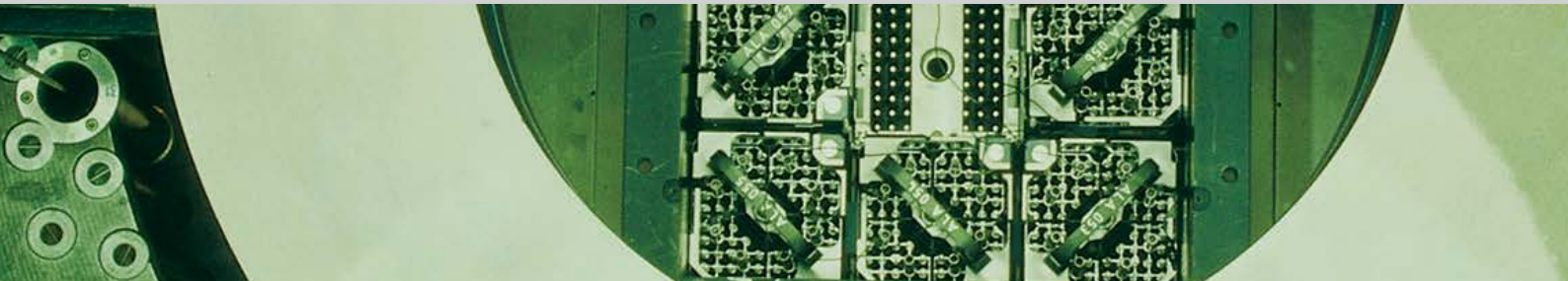




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2017

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2017

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	8
Summary	11
1 Regulatorische Sicherheitsforschung	15
1.1 Brennstoffe und Materialien	16
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien	16
1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	18
1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project	20
1.1.4 SAFE II – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb	22
1.1.5 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques	25
1.1.6 NORA III – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	26
1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen	30
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	32
1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	32
1.2.2 OECD CADAQ – Cable Ageing Data and Knowledge Project	33
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	34
1.2.4 OECD Fire Incident Record Exchange	35
1.3 Externe Ereignisse	37
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	37
1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	40
1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten	42
1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	45
1.3.5 CASH Phase 2 – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	48
1.3.6 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein	51
1.4 Menschliche Faktoren	53
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	53
1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations	55
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	57
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	57
1.5.2 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen	59
1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	61
1.5.4 OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2	62
1.5.5 MSWI Cool – Melt-Structure Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability	64
1.6 Strahlenschutz	66
1.6.1 Strahlenschutzforschung	66
1.7 Entsorgung	70
1.7.1 Weiterentwicklung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von liegenden Transport- und Lagerbehältern	70
1.7.2 Experimente im Felslabor Mont Terri	73
1.7.3 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment	76
1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment	77
1.7.5 Felslabor Mont Terri: SW-B-Experiment	79
1.7.6 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment	79
1.7.7 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren	84
1.7.8 DECOVALEX-2019	85
1.7.9 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen	87
1.7.10 OECD-NEA Clay Club	90
1.7.11 Projekte für die Abklärung von Fragen zu geologischen Tiefenlagern im Hinblick auf die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-G03	91
1.7.12 Isochron-burial dating of Quaternary sediments	94
1.7.13 Quartärstratigraphie Hochrhein	95

2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	99
2.1	Unzureichende Erdbebenfestigkeit von Notstromdieselgeneratoren in französischen Kernkraftwerken	100
2.2	Unzureichende Erdbebenfestigkeit eines Dammes in einem französischen Kernkraftwerk	101
2.3	Unzureichende Erdbebenfestigkeit von Leitungen im Nebenkühlwassergebäude in französischen Kernkraftwerken	102
3.	Internationale Zusammenarbeit	105
3.1	Internationale Übereinkommen	107
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	107
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	108
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	108
3.1.4	Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)	109
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	109
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	109
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	111
3.3	Behördenorganisationen	115
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	115
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	116
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	117
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	118
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	118
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	118
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	118
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	119
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	119
3.4.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)	120
3.5	Weitere bilaterale Zusammenarbeit	120
4.	Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	121
4.1	Kernenergiegesetz	122
4.2	Kernenergieverordnung	122
4.3	Strahlenschutzverordnung	122
5.	Strategie und Ausblick	123
	Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	127
	Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	335
	Anhang C: Publikationen und Vorträge 2017	339
	Anhang D: Richtlinien des ENSI (Stand Dezember 2017)	345

Einleitung

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

- Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergeb-

nisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den schweizerischen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.

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

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



Regulatorische Sicherheitsforschung

Die Projekte des Forschungsprogramms tragen zur Klärung offener Fragen bei. Sie liefern Grundlagen und entwickeln Hilfsmittel weiter, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben benötigt. Sie fördern die Kompetenzen für die Aufsichtstätigkeit und stärken die unabhängige Expertise. Schliesslich führen internationale Projekte zu Ergebnissen, die in der Schweiz alleine nicht möglich wären, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind die wichtigsten Ziele der ENSI-Forschungsstrategie.

Das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» umfasst sieben Themenbereiche:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** beschäftigt sich mit dem Reaktorkern und den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten, bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Das Projekt SAFE des Paul Scherrer Instituts PSI schloss Ende 2017 seine zweite Phase mit wichtigen Ergebnissen zur Rissentwicklung und Ermüdung in den Strukturmaterialien des Primärkreislaufs ab. Die Zusammenarbeit wird mit dem neuen Projekt LEAD weitergeführt.
2. Die Projekte der Nuclear Energy Agency NEA der OECD zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder deren Verlauf ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern gesammelt und systematisch ausgewertet werden. Das Projekt OECD CODAP stellte 2017 einen Überblicksbericht zur Betriebserfahrung von erdverlegten Rohrleitungen mit Erkenntnissen über Schädigungsmechanismen fertig. Im Projekt OECD ICDE konnte der
- Bericht zu «Common Cause Failure»-Ereignissen bei Dieselgeneratoren finalisiert werden. Das Projekt OECD CADAK zur Kabelalterung wird dagegen wegen mangelnder Beteiligung beendet.
3. Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabstürze und Explosionen sind **externe Ereignisse**, mit denen sich vom ENSI unterstützte Forschungsprojekte befassen. Ein Projekt unter der Leitung der American Society of Mechanical Engineers ASME lieferte im Berichtsjahr interessante Erkenntnisse zur Verformung von vorgespanntem Stahlbeton unter aussergewöhnlichen Lasten, wie sie bei Flugzeugabsturz oder Explosionen auftreten können.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es vor allem um den Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Die Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, sind wichtige Aspekte im Hinblick auf die Reduktion der Unsicherheit bei probabilistischen Sicherheitsanalysen, aber auch hinsichtlich der Verbesserung von Vorschriften oder Anlagen. Daneben spielt die Gestaltung von Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen eine wesentliche Rolle.
5. **Systemverhalten und Störfallabläufe** in Kernkraftwerken werden ausgehend vom Normalbetrieb bis hin zu Kernschmelz-Unfällen analysiert. Dazu werden Computermodelle erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie bilden auch eine Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Die zweite Phase des OECD-Projekts BSAF unter Beteiligung des PSI befasste sich mit der Wasserstoffproduktion und der Freigesetzung von radioaktiven Spaltprodukten während des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi. Sie erbrachte neue Erkenntnisse zu dessen Verlauf und Verbesserungen der Rechenprogramme für schwere Unfälle.
6. Die anwendungsbezogenen Forschungsarbeiten des PSI im **Strahlenschutz** reichen von der

Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei. Gerade in diesem Bereich ist der Kompetenzerhalt ein ganz wichtiger Aspekt, dem ab 2017 eine zusätzliche Doktorarbeit zur Dosimetrie Rechnung trägt.

7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch dieser vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Er ist in den vergangenen Jahren stark gewachsen. So war das ENSI im Berichtsjahr an acht Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt, die sich verschiedenen Aspekten des Wirtsgesteins Opalinuston widmen. Das 2017 gestartete Projekt BenVaSim soll Simulationsprogramme für fluid-dynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen vergleichen und verifizieren. An der Universität Bern wurde eine weitere Doktorarbeit initiiert, welche hochgelegene Ablagerungen in der Nordschweiz (Deckenschotter) datieren wird; damit soll die Datengrundlage zur langfristigen Abtragung der Landschaft vergrössert werden.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen sind ein wichtiger Bestandteil der Betriebserfahrung. Sie liefern konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten bei Auslegung und Betrieb. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht. Im vorliegenden Bericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Vorkommnisse beschrieben. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernkraftwerke zu überprüfen und bei Bedarf Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit abzuleiten. Die wichtigsten Ergebnisse für das Jahr 2017 waren:

- In mehreren französischen Kernkraftwerken wurde eine unzureichende Erdbebenfestigkeit von Notstromdieselgeneratoren als Folge von Schwachstellen an ihren Hilfssystemen festgestellt. Bei einem schweren Erdbeben wären die Notstromversorgung und damit auch die Nachwärmeabfuhr aus den Reaktoren gefährdet gewesen. In allen betroffenen Anlagen wurden

daraufhin die notwendigen seismischen Ertüchtigungen umgesetzt.

- Beim Kernkraftwerk Tricastin wurde eine ungenügende Erdbebenfestigkeit des Dammes erkannt, welcher die Anlage vom benachbarten Donzère-Mondragon-Kanal trennt. Das Wasserniveau im Kanal liegt um etwa sechs Meter höher als das Kraftwerksareal, welches somit beim Versagen des Dammes überflutet worden wäre. Dadurch wären die Notkühlssysteme und die Notstromversorgung der Anlage ausgefallen, zudem wäre die Notfallbewältigung durch die Überflutung des Kraftwerksareals massiv erschwert gewesen. Die französische Aufsichtsbehörde ASN ordnete die vorübergehende Ausserbetriebnahme des Kernkraftwerks an. An überflutungssicherer Lage wurden Pumpen für die Kühlung der Reaktoren und der Brennelementlagerbecken aufgestellt, und mit der Verstärkung des Damms wurde begonnen.
- In mehreren französischen Kernkraftwerken erwiesen sich die Feuerlöschleitungen in den Nebenkühlwassergebäuden als nicht ausreichend erdbebenfest. Grund dafür war eine korrosionsbedingte Schwächung der Leitungen aufgrund ungenügender Prüfungen. Das Feuerlöschsystem steht direkt mit dem Fluss Loire in Verbindung und hätte nicht abgesperrt werden können, die Systeme im Nebenkühlwassergebäude liegen unterhalb des Flusswasserpegels, und die Gebäudesumpfpumpen waren ebenfalls nicht erdbebenfest. Bei Eintritt eines schweren Erdbebens wäre es zu einer nicht beherrschbaren Überflutung des Nebenkühlwassergebäudes gekommen. Im Falle einer zusätzlichen, erdbebenbedingten Leckage im Primärkühlkreis hätte die Nachwärmeabfuhr des Kernkraftwerks nicht mehr sichergestellt werden können. Die betroffenen Leitungsbereiche wurden daraufhin ersetzt oder repariert.

Aus Sicht des ENSI zeigen die Vorkommnisse die Wichtigkeit der korrekten Umsetzung der Auslegungsvorgaben mit Berücksichtigung aller direkten und indirekten Auswirkungen von Erdbeben. Zudem unterstreichen sie die Bedeutung einer konsequenten Alterungsüberwachung aller sicherheitsrelevanten Systeme und ihrer räumlichen Trennung. In den Schweizer Kernkraftwerken wurde nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi die Erdbebensicherheit erneut überprüft, und daraufhin wurden notwendige Ertüchtigungen vorgenommen. Insgesamt zeigen die Untersuchungen, dass die erforderlichen Sicherheitssysteme gegen Erdbeben und

dadurch ausgelöste Überflutungen ausreichend geschützt sind. Vor dem Hintergrund neu festgelegter Erdbebengefährdungsannahmen hat das ENSI 2016 von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke die nun laufende Aktualisierung der bisherigen Erdbebennachweise gefordert.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI pflegt eine intensive Zusammenarbeit mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergieorganisation IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die Western European Nuclear Regulators Association WENRA sowie die bilateralen Kommissionen mit Frankreich, Deutschland, Österreich und Italien. Oberste Ziele des ENSI sind die ständige Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz durch die aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch.

Zum auf Kernkraftwerke bezogenen internationalen Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety) fand im Frühling 2017 in Wien die siebte Überprüfungskonferenz statt. Im Zentrum stand die Umsetzung der von der Schweiz initiierten und 2015 von allen Vertragsparteien verabschiedeten Wiener Erklärung. Sie sieht vor, dass Kernkraftwerke systematisch und regelmässig neu bewertet und, wo erforderlich, auch nachgerüstet werden.

Im Oktober 2017 hat das ENSI den sechsten Schweizer Länderbericht zur sogenannten Joint Convention bei der IAEA eingereicht. Dieses internationale Übereinkommen gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Am 21. Mai bis 1. Juni 2018 wird in Wien die zugehörige Überprüfungskonferenz durchgeführt werden.

Schliesslich hat das ENSI im Dezember 2017 bei der European Nuclear Safety Regulators Group ENSREG den Schweizer Bericht für die thematische europäische Sicherheitsüberprüfung (EU Topical Peer Review) eingereicht. Diese ist für Mai 2018 angesetzt, ihr Schwerpunkt liegt auf dem systematischen Alterungsmanagement bei Kernkraftwerken. Die Schweiz nimmt als Nicht-EU-Mitglied freiwillig an der Überprüfung teil.

Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde im Jahr 2017 weitergeführt, es fanden Anhörungen zu vier Richtlinien des ENSI statt. Zudem traten neue Bestimmungen des Kernenergiegesetzes und der Kernenergieverordnung sowie die totalrevidierte Strahlenschutzverordnung in Kraft.

Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier des questions en suspens. Ils fournissent des bases et développent des outils dont l'IFSN a besoin pour l'exécution de ses tâches. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et renforcent l'expertise indépendante. Les projets internationaux débouchent enfin sur des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus par la Suisse seule et favorisent la création de réseaux internationaux. Tels sont donc les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN.

Le programme «Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire» est structuré en sept domaines thématiques:

1. Le domaine des **combustibles et matériaux** traite du cœur du réacteur et de la défense en profondeur destinée au confinement des matières radioactives. En ce qui concerne les combustibles, l'accent est mis sur l'augmentation des taux de combustion et du déroulement des défaillances, tandis qu'il se porte sur les processus de vieillissement pour les matériaux structuraux. Le projet SAFE de l'Institut Paul Scherrer PSI a achevé sa seconde phase fin 2017 avec d'importants résultats sur les fissures et la fatigue des matériaux structuraux du circuit primaire. La collaboration sera poursuivie avec le nouveau projet LEAD.
2. Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** soutiennent l'échange international d'expériences sur les défaillances et dommages subis par des composants, qui peuvent causer d'autres défaillances ou en influencer défavorablement le déroulement. Pour ce faire, des banques de données spécifiques sont mises en place, qui permettent de collecter et d'analyser les expériences d'exploitation dans de nombreux pays. Le projet CODAP de l'OCDE a achevé en 2017 un rapport de synthèse sur l'expérience opérationnelle en lien avec les conduites souterraines, avec des enseignements sur les mécanismes de dégradation. Dans le projet ICDE de l'OCDE, le rapport concernant les événements «Common Cause Failure» pour les générateurs diesel a pu être finalisé. En revanche, il a été mis un terme au projet CADAK de l'OCDE concernant le vieillissement des câbles, en raison d'un manque de participation.
3. Les séismes, les crues, les chutes d'avions et les explosions constituent des événements externes qui sont étudiés par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Un projet sous la direction de l'American Society of Mechanical Engineers ASME a fourni, durant l'année sous revue, d'intéressantes informations concernant la déformation du béton précontraint sous des charges exceptionnelles, telles qu'elles peuvent apparaître lors de chutes d'avions ou d'explosion.
4. Dans le domaine des **facteurs humains**, il s'agit avant tout d'étudier l'influence des actions menées par les opérateurs lors d'incidents pouvant se produire dans une centrale nucléaire. La détection et l'évaluation d'erreurs de manipulation qui influencent de manière négative le déroulement d'un incident constituent des aspects essentiels du point de vue de la réduction de l'incertitude qui entache les analyses de sécurité probabilistes mais aussi dans l'optique de l'amélioration de prescriptions ou d'installations. Par ailleurs, la conception des interfaces entre l'être humain et les systèmes techniques revêt un rôle essentiel.
5. Le **comportement du système et le déroulement des incidents** dans les centrales nucléaires sont analysés, de l'exploitation en conditions normales jusqu'aux accidents de fusion du cœur de réacteur. Pour cela, on élabore des modèles informatiques qui sont validés par des expériences. Ces modèles servent aussi de référence pour l'évaluation quantitative du risque présenté par une installation dans les analyses de sécurité probabilistes. La deuxième phase du projet BSAF de l'OCDE avec participation du PSI

s'est penchée sur la production d'hydrogène et l'émission de produits de fission radioactifs pendant l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Elle a amené de nouvelles connaissances sur le déroulement de ces dernières et sur l'amélioration des programmes de calculs pour les accidents majeurs.

6. Les travaux de recherche appliquée du PSI en matière de **radioprotection** s'étendent des techniques de mesure du rayonnement ionisant à la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse des radionucléides, en passant par l'aéroradiométrie. Par ailleurs, la participation à l'élaboration de normes internationales contribue à l'harmonisation internationale des méthodes de radioprotection. Le maintien des compétences revêt un aspect essentiel dans ce domaine précis. Une thèse de doctorat supplémentaire sur la dosimétrie y contribuera à partir de 2017.
7. Le domaine de recherche de la **gestion des déchets** comprend aussi bien le stockage en couches géologiques profondes que les étapes en amont telles que le transport et le stockage intermédiaire des déchets radioactifs. Ce domaine s'est fortement développé au cours de ces précédentes années. Durant l'année sous revue, l'IFSN a ainsi pris part à huit expériences au laboratoire souterrain Mont Terri, qui se consacrent à différents aspects de la roche d'accueil qu'est l'argile à Opalinus. Lancé en 2017, le projet «BenVaSim» a pour but de comparer et vérifier les programmes de simulation pour les processus fluidodynamiques et mécaniques dans les systèmes de dépôts en couches profondes. À l'Université de Berne, un nouveau travail de doctorat a été démarré, qui datera les couches alluviales de niveau supérieur dans la Suisse du Nord («Deckenschotter»), ce qui permettra d'étayer la base de données relative à l'érosion sur le long terme du paysage.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les événements se produisant dans les installations nucléaires constituent une part importante de l'expérience d'exploitation. Ils fournissent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles en matière de dimensionnement et de fonctionnement. Les événements survenus dans les installations nucléaires suisses sont consignés

dans le rapport de surveillance de l'IFSN. Le présent rapport décrit quelques événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger. Ils ont été analysés afin d'en vérifier la pertinence pour les centrales nucléaires suisses et d'en déduire au besoin des mesures destinées à améliorer la sécurité. Les principaux résultats pour l'année étaient les suivants:

- Dans plusieurs centrales nucléaires françaises, une résistance sismique insuffisante des générateurs de secours suite aux vulnérabilités de leurs systèmes auxiliaires a été constatée. En cas de séisme grave, l'alimentation électrique de secours et, partant, l'évacuation de la chaleur résiduelle depuis les réacteurs, seraient compromises. Dans toutes les installations concernées, les mesures de renforcement sismique requises ont été mises en œuvre.
- Pour la centrale nucléaire de Tricastin, une résistance sismique insuffisante a été identifiée au niveau de la digue séparant l'installation du canal adjacent de Donzère-Mondragon. Le niveau de l'eau dans le canal est supérieur d'environ six mètres à celui de l'enceinte de la centrale, qui serait alors inondée en cas de rupture de la digue. Les systèmes de refroidissement d'urgence et l'alimentation électrique de secours de l'installation pourraient être alors en panne, et la maîtrise de l'urgence serait considérablement compliquée par l'inondation de l'enceinte de la centrale. L'ASN, l'autorité française de surveillance, a ordonné l'arrêt provisoire de la centrale nucléaire. À un emplacement protégé des inondations, des pompes ont été installées pour le refroidissement des réacteurs et des bassins de stockage des assemblages combustibles. De plus, le renforcement de la digue a débuté.
- Dans plusieurs centrales nucléaires françaises, les collecteurs principaux d'incendie dans les bâtiments d'eau de refroidissement auxiliaire se sont avérés insuffisamment résistants aux séismes. Ce phénomène s'explique par un affaiblissement des conduites lié à la corrosion, en raison de contrôles insuffisants. Situé à proximité directe de la Loire, le système d'extinction d'incendie n'aurait pas pu être isolé. De plus, les systèmes du bâtiment d'eau de refroidissement auxiliaire sont situés sous le niveau du fleuve et il a été constaté que les pompes de puisard n'étaient pas non plus résistantes aux séismes. Un séisme grave aurait occasionné une inondation non maîtrisable du bâtiment d'eau de refroidissement. En cas de fuite supplémentaire due au séisme dans le circuit de refroidissement primaire, l'évacua-

tion de la chaleur résiduelle n'aurait pu être assurée. Les zones de conduite concernées ont alors été remplacées ou réparées.

Du point de vue de l'IFSN, ces événements montrent l'importance de la mise en œuvre correcte des prescriptions de conception et de dimensionnement, en tenant compte de l'ensemble des incidences directes et indirectes des séismes. Ils soulignent en outre l'importance d'une surveillance conséquente du vieillissement de tous les systèmes de sécurité et de leur séparation spatiale. Dans les centrales nucléaires suisses, la sécurité sismique a été contrôlée une nouvelle fois après l'accident de Fukushima-Daiichi, et les mesures de renforcement requises ont alors été mises en œuvre. Dans l'ensemble, les examens montrent que les systèmes de sécurité requis sont suffisamment protégés des séismes et des inondations que ces derniers provoquent. Sur la base de la définition de nouvelles hypothèses d'aléa sismique, l'IFSN a demandé en 2016 aux exploitants de centrales nucléaires suisses l'actualisation continue des démonstrations de résistance sismique existant jusque-là.

Collaboration internationale

L'IFSN travaille en permanence avec des autorités de surveillance étrangères et des organisations internationales. Les principales d'entre elles sont l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE), la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) et les commissions bilatérales avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et l'Italie. L'amélioration permanente de la sûreté et de la sécurité nucléaire de même que le renforcement de la surveillance nucléaire en Suisse par une participation active à l'échange international d'informations et d'expérience constituent l'objectif le plus important de la collaboration internationale de l'IFSN.

Au sujet de la Convention internationale sur la sûreté nucléaire se rapportant aux centrales nucléaires (Convention on Nuclear Safety), la septième conférence d'examen a été organisée à Vienne au printemps 2017. Elle s'est principalement focalisée sur la mise en œuvre de la Déclaration de Vienne initiée par la Suisse et adoptée en 2015 par toutes les parties contractantes. Celle-ci prévoit que les centrales nucléaires soient réévaluées systématiquement et régulièrement et, si nécessaire, rééquipées.

En octobre 2017, l'IFSN a remis le sixième rapport national de la Suisse pour la Convention commune à l'IAEA. Cette convention internationale prescrit la façon dont les parties contractantes doivent gérer leur combustible usé et leurs déchets radioactifs. Du 21 mai au 1^{er} juin 2018, la conférence d'examen correspondante sera organisée à Vienne.

Enfin, l'IFSN a remis en décembre 2017 à l'European Nuclear Safety Regulators Group ENSREG le rapport suisse pour l'examen de sécurité thématique européen (EU Topical Peer Review). Cet examen est prévu pour mai 2018 et s'intéressera principalement à la gestion systématique du vieillissement dans les centrales nucléaires. N'étant pas membre de l'UE, la Suisse participe à cet examen à titre facultatif.

Évolutions des fondements de la surveillance nucléaire

La mise à jour de la réglementation a été poursuivie en 2017, des consultations ont eu lieu au sujet de quatre directives de l'IFSN. De plus, de nouvelles dispositions de la loi sur l'énergie nucléaire, de l'ordonnance sur l'énergie nucléaire et de l'ordonnance entièrement révisée sur la radioprotection sont entrées en vigueur.

Summary

Regulatory safety research

Projects in the Research Programme contribute towards clarifying outstanding issues, establishing fundamentals and developing the tools that ENSI requires to discharge its responsibilities. The projects also foster the skills needed for regulatory activities and help develop independent expertise. Finally, international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage cross-border networking. These are the main objectives of ENSI's research strategy.

The «Regulatory Safety Research» programme is divided into seven subject areas:

1. The **fuels and materials** area covers the reactor core and the multiple successive barriers used for the containment of radioactive substances. Research into nuclear fuels is particularly concerned with high burn-up rates and the safety criteria for accidents. Research into structural materials focuses on ageing processes. At the end of 2017, the SAFE project by the Paul Scherrer Institute (PSI) concluded its second phase, yielding important results in relation to crack formation and fatigue in the structural materials of the primary circuit. The collaboration will continue with the new LEAD project.
2. Projects conducted under the auspices of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA) and relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of information on incidents and component damage that can trigger incidents or affect them adversely. Subject-specific databases are created for this purpose and facilitate the collation and systematic analysis of operating experience from many countries. In 2017, the OECD CODAP project prepared a report offering an overview of operating experience relating to underground pipelines, with findings concerning damage mechanisms. In the OECD ICDE project, the report on «common cause failure» events in diesel generators was finalised. However, the OECD CADAQ project on cable ageing was closed due to a lack of participation.
3. ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding, aircraft crashes and explosions. In the year under review, a project run by the American Society of Mechanical Engineers (ASME) delivered some interesting findings in relation to the deformation of prestressed, reinforced concrete under the kind of exceptional loads that may occur in the event of an aircraft crash or explosion.
4. The impact of operator actions on incidents and accidents in nuclear power plants is the most important **human factor** under consideration. Identifying and assessing operating errors that adversely affect the progression of an incident are key aspects with a view to reducing uncertainty in probabilistic safety analyses, but also to improving regulations or plants. The design of interfaces between humans and technical systems is also of paramount importance.
5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed in various conditions ranging from normal operation through to accidents involving core meltdown. This entails creating computer models and validating them by carrying out experiments. These are also used as a basis for quantitative identification of plant risk in probabilistic safety analyses. The second phase of the OECD's BSAF project – in which the PSI also took part – looked at hydrogen generation and the release of radioactive fission products during the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant. It provided new insights on the progression of the accident and improvements to the computer programs for severe accidents.
6. The PSI's applications-based research activities in the field of **radiological protection** range from radiation measurement techniques, through aerial radiometrics to developing new radionuclide analysis methods. In addition, involvement in the development of international standards contributes to cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise is maintained in this field, and this is acknowledged from

2017 by an additional doctoral thesis on the subject of dosimetry.

7. The research field of **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. It has grown significantly in recent years. In the year under review, ENSI was involved in eight experiments at the Mont Terri rock laboratory, each of which examines various aspects of the host rock Opalinus Clay. The purpose of the BenVaSim project launched in 2017 is to compare and verify simulators for fluid dynamic and mechanical processes in deep disposal systems. At the University of Bern, another doctoral thesis has been initiated that will date highly perched deposits in Northern Switzerland (Deckenschotter); its purpose is to expand the data set relating to long-term denudation of the landscape.

Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important part of operating experience. They provide specific information on weaknesses and potential for improvements in all aspects of design and operation. Incidents in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report. The current report provides information on a selection of particularly instructive events in facilities outside Switzerland. They have been analysed in order to determine their relevance for Swiss nuclear facilities and if necessary the findings are used to improve safety. The most important results for the year 2017 are as follows:

- Emergency diesel generators at several French nuclear power plants were found to have inadequate earthquake proofing as a result of weaknesses in their auxiliary systems. In the event of a severe earthquake, the emergency electrical power supply system and thus the decay heat removal from the reactors would have been put at risk. As a result of the findings, the necessary seismic retrofits were implemented at all affected plants.
- The dam at the Tricastin Nuclear Power Plant was found to have inadequate earthquake proofing. This dam separates the plant from the adjacent Donzère-Mondragon canal. The water level of the canal is around six metres higher than the power plant premises, which

would therefore have been flooded in the event that the dam failed. This would have caused the plant's emergency cooling systems and the emergency electrical power supply system to fail. If the power plant premises had been flooded, this would also have caused major difficulties for emergency management operations. The French safety authority (ASN) ordered a temporary cessation of operations at the nuclear power plant. Pumps for cooling the reactors and the fuel assemblies storage ponds were installed in a flood-safe area, and work began on reinforcing the dam.

- In several French nuclear power plants, the fire mains in the ancillary cooling water buildings were found to have inadequate earthquake proofing. This was due to the corrosion-related weakening of the mains resulting from inadequate inspections. The fire extinguishing system is connected directly to the River Loire and it would not have been possible to shut it off. The systems in the ancillary cooling water building are below the waterline of the river and the building's sump pumps were also not earthquake-proof. If a severe earthquake had occurred, there would have been uncontrollable flooding of the ancillary cooling water building. In the event of an additional, earthquake-related leak in the primary cooling circuit, it would not have been possible to ensure the decay heat removal at the nuclear power plant. As a result of the findings, the affected areas of mains pipeline were replaced or repaired.

ENSI believes the events demonstrate the importance of implementing design requirements correctly while taking all of the direct and indirect consequences of earthquakes into account. They also underline the importance of consistent ageing monitoring for all safety-relevant systems and their physical separation. Following the accident at Fukushima Daiichi, the earthquake proofing measures at Swiss nuclear power plants were reviewed and the necessary retrofits were implemented as a result. Overall, the investigations show that the necessary safety systems are adequately protected against earthquakes as well as flooding caused by earthquakes. In 2016, ENSI requested the now ongoing update to the previous earthquake proofs from the Swiss nuclear power plant operators in the context of the redefined earthquake hazard assumptions.

International co-operation

ENSI works intensively with international organisations and safety authorities, primarily the International Atomic Energy Authority (IAEA), the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), as well as bilateral committees with France, Germany, Austria and Italy. ENSI's main aims are to strive for continuous improvements in nuclear safety and security, and to reinforce strong nuclear regulation in Switzerland by playing an active role in international regulatory information and experience exchanges.

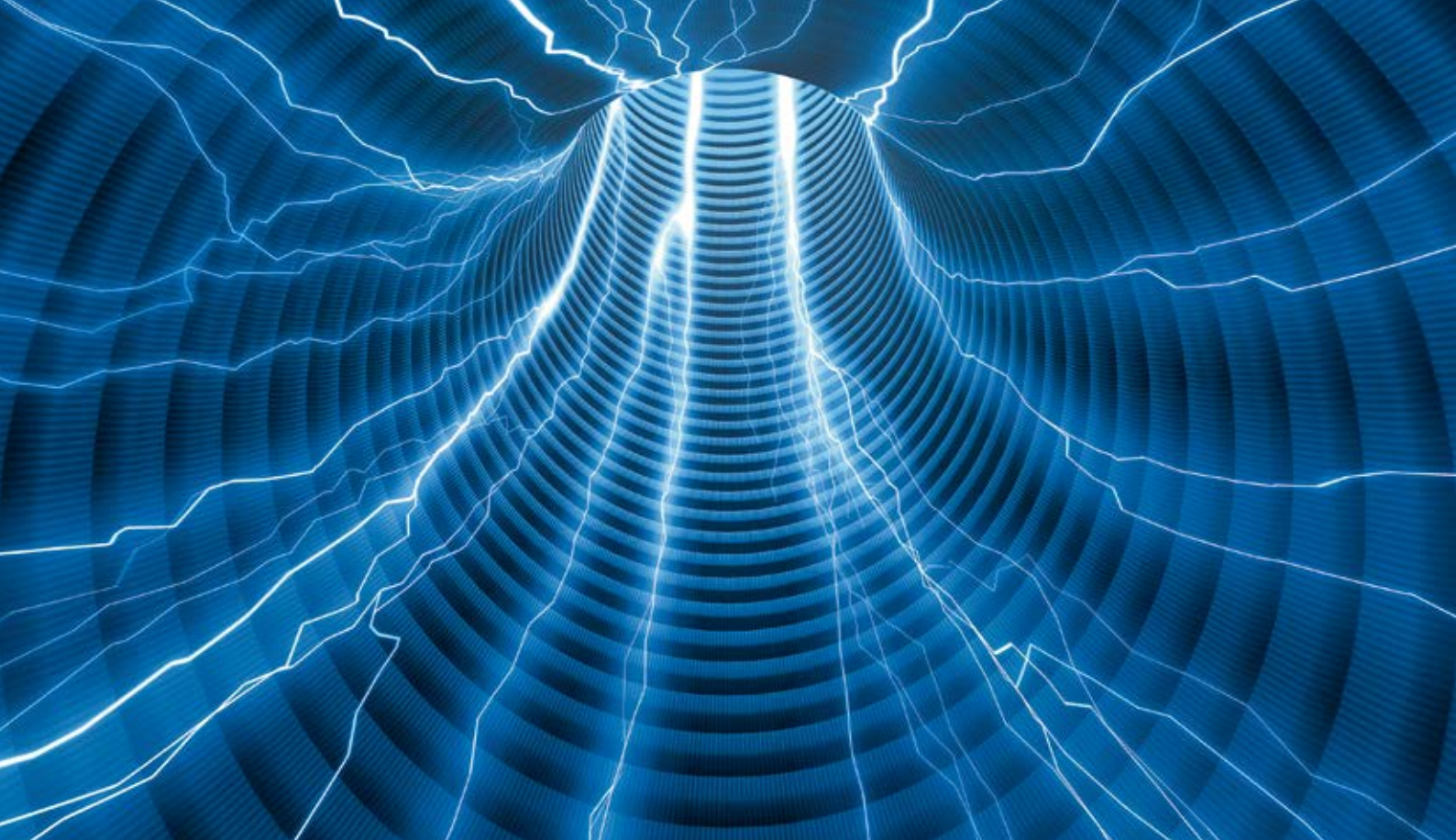
The 7th Review Meeting of the international Convention on Nuclear Safety – which governs safety rules at nuclear power plants – took place in Vienna in spring 2017. It focused on the implementation of the Vienna Declaration, which was initiated by Switzerland and adopted by all contracting parties in 2015. It provides for the systematic and regular re-assessment and, where necessary, backfitting of nuclear power plants.

ENSI submitted the 6th Swiss National Report on the Joint Convention to the IAEA in October 2017. This international Convention governs how the contracting parties must handle spent fuel assemblies and radioactive waste. The corresponding Review Meeting will be held in Vienna from 21 May to 1 June 2018.

Finally, ENSI submitted the Swiss report for the EU Topical Peer Review to the European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) in December 2017. This is scheduled for May 2018 and will focus on the systematic ageing management of nuclear power plants. As it is not an EU member state, Switzerland is taking part in the review on a voluntary basis.

Developments in underlying surveillance principles

Work on updating the regulatory framework continued during 2017 and there were hearings on four ENSI guidelines. In addition, new provisions of the Swiss Nuclear Energy Act and the Nuclear Energy Ordinance came into force, as did the completely revised Federal Ordinance on Radiation Protection.



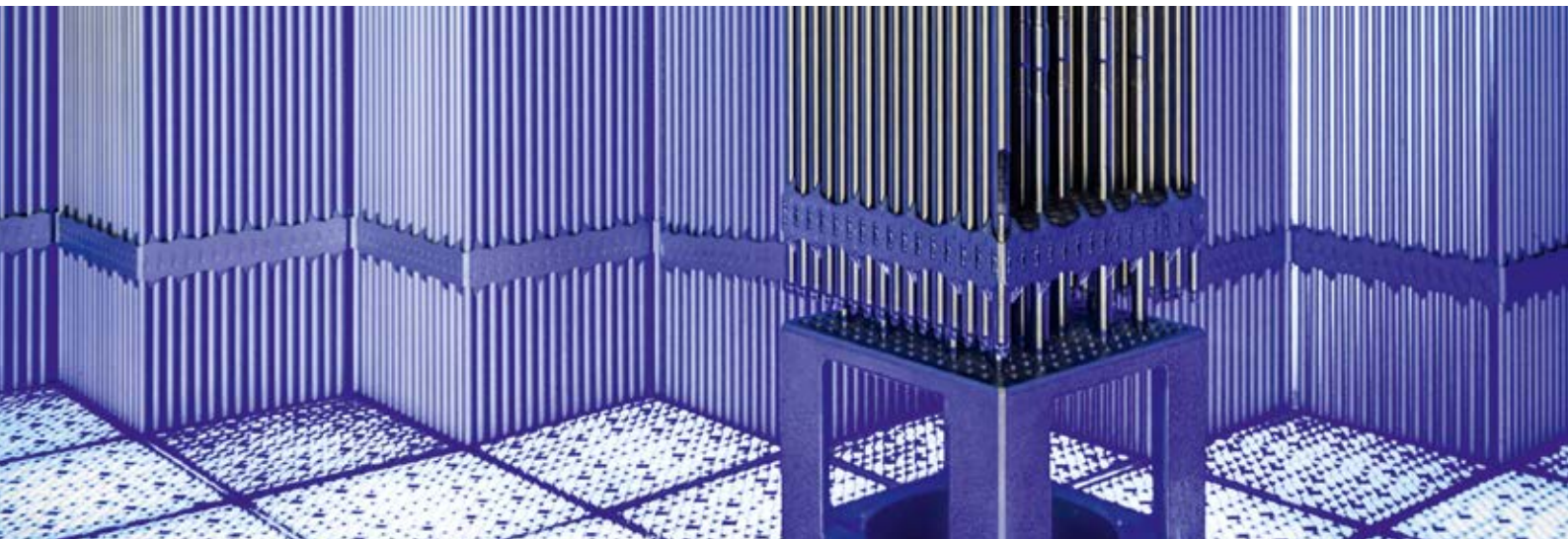
1 Regulatorische Sicherheitsforschung

Für die kompetente Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Das ENSI kann zu diesem Zweck selbst Forschung betreiben und Projekte der nuklearen Sicherheitsforschung unterstützen. Es tut dies im Rahmen seines Programms «Regulatorische Sicherheitsforschung». Die ENSI-Forschungsstrategie ist abrufbar unter www.ensi.ch und gibt insbesondere folgende Ziele für die Forschungsprojekte des ENSI vor:

1. Indem sie offene Fragen untersuchen, sollen sie es ermöglichen, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Auf diese Weise sollen sie zur Erhaltung und zum Ausbau der Sicherheit der Schweizer Kernanlagen beitragen.
2. Sie sollen Grundlagen und Hilfsmittel liefern bzw. weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien und für konkrete Entscheide des ENSI.

3. Sie sollen den Kompetenzerhalt und die Kompetenzerweiterung beim ENSI fördern, in zweiter Linie auch bei den Experten des ENSI.
4. In Fachbereichen, in denen das ENSI externe Gutachter heranzieht, sollen sie zu einer unabhängigen Expertise beitragen, welche potenzielle Interessenkonflikte vermeidet.
5. Sie sollen die internationale Vernetzung des ENSI auf der Fachebene fördern.
6. Die Begleitung von Forschungsprojekten als abwechslungsreiche Tätigkeit zur Gewinnung neuer Erkenntnisse soll die Attraktivität des ENSI für neue, insbesondere für jüngere und hoch qualifizierte Mitarbeitende erhöhen.

Mit der Projektbegleitung durch die Experten der Fachsektionen fliessen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit. Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsergebnisse des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem ausführlichere Berichte der Forscher in Anhang A vor, die sich hauptsächlich an Fachleute richten.



Reaktorkern

1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Forschungsbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den Strukturmaterialien der wichtigsten gestaffelten Barrieren, welche den Brennstoff und den Reaktorkern umgeben und die radioaktiven Stoffe einschliessen. Die Brennelemente werden mehrere Jahre im Reaktorkern eingesetzt, bevor sie abgebrannt sind und ausgetauscht werden; beim Brennstoff und den Brennstab-Hüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während dem Normalbetrieb und während Auslegungsstörfällen im Mittelpunkt. Bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter (Containment), sind vor allem die Prozesse der Materialalterung entscheidend. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke muss gewährleistet sein, dass für alle Anforderungen weiterhin ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind.

1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien

Auftragnehmer: Institutt for energiteknikk (IFE),
Norwegen

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel,
Reiner Mailänder

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein seit 1958 laufendes, von Organisationen aus 20 Staaten getragenes Forschungsprogramm. Das HRP hat

zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein Versuchsreaktor, eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. das Paul Scherrer Institut PSI) und die Nuklearindustrie beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten.

Bei den Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich geht es um das Verhalten von Brennstoffen und Strukturmaterialien sowohl beim langfristigen Einsatz im Normalbetrieb als auch unter den speziellen Bedingungen schnell ablaufender Störfälle. Brennstabsegmente, die teilweise bereits in Kernkraftwerken im Einsatz waren, werden in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt, wobei die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren inklusive der Druck- und Temperaturbedingungen bei Störfällen simuliert werden. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können zahlreiche Parameter wie Temperaturverlauf oder Brennstab-Innendruck und Brennstabverformung während des Versuchsablaufs gemessen werden. Andere Daten werden bei Nachbestrahlungs-Untersuchungen im Hotlabor in Kjeller bei Oslo gewonnen. Bei den Strukturmaterialien geht es insbesondere um Alterungsphänomene im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Dazu wird vor allem der Einfluss der Strahlung im Reaktor auf verschiedene

Stähle (Spannungsrisskorrosion, Kriechen, Spannungsrelaxation, Versprödung) untersucht.

Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.1.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Nach der längeren Stillstands-Phase, bedingt durch wirtschaftliche Gründe und durch das Vorkommnis vom 24. Oktober 2016, ging der Halden-Reaktor im Mai 2017 wieder in Betrieb. Im Halden-Reaktor wurden im Berichtsjahr 13 Experimente ausgeführt, an Proben von fünf weiteren Experimenten wurden Nachbestrahlungs-Untersuchungen durchgeführt, vier neue Experimente wurden vorbereitet. Unter den durchgeführten Arbeiten waren insbesondere folgende Versuche von Interesse:

Hochabgebrannter, Chrom-dotierter Brennstoff wird schrittweisen Leistungserhöhungen unterworfen, um die thermischen Eigenschaften, die Spaltgasfreisetzung und die Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr zu untersuchen. Damit sollen die möglichen verbesserten Eigenschaften dieses Brennstofftyps im Vergleich zu herkömmlichem, undotiertem Uranoxid-Brennstoff (UO_2) unter Reaktorbedingungen detailliert überprüft werden. Diese Daten können dann die Brennstoffmodellierung verbessern.

In einem anderen Experiment werden die Eigenschaften von Brennstoff mit Gadoliniumoxid (Gd_2O_3) untersucht. Gadolinium ist ein Neutronenabsorber, der vor allem die Leistungsverteilung im Reaktor gleichmässiger gestalten und die Reaktivität am Beginn der Einsatzzeit absenken soll. Untersucht werden das nicht-thermische Kriechen (langzeitige plastische Verformung) und die Nachverdichtung des Brennstoffs im Vergleich zu UO_2 -Standardbrennstoff. Die bisherigen Resultate zeigen eine um 0,2 bis 0,4% (bezogen auf das Volumen) reduzierte Nachverdichtungsrate des Gd-Brennstoffs.

Die Untersuchungen zum Verhalten von hoch abgebrannten Brennstäben bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss Of Coolant Accident LOCA) wurden weitergeführt. Bei einem solchen Störfall werden die Brennstäbe in relativ kurzer Zeit erhöhten Druck- und Temperaturbedingungen ausgesetzt, es kann ein Aufblähen der Hüllrohre (Ballooning) stattfinden. Versuche in den Vorjahren hatten gezeigt, dass es zu einer starken Fragmentierung, Verlagerung und zum Austritt von Brennstoff beim Aufplatzen des Hüllrohrs kommen kann, wenn es

sich um hoch abgebrannten Brennstoff handelt. Der im Oktober 2017 durchgeführte Test IFA-650.16 untersucht die Auswirkungen von Abstandhaltern auf den Störfallverlauf. Abstandhalter, wie sie in Brennelementen eingesetzt werden, fixieren das Hüllrohr und können so den axialen Gasfluss im Brennstab behindern. Die Druckabfallrate nach dem Platzen des Hüllrohrs lag – bezogen auf die bisherigen Tests – im mittleren Bereich. Die Nachbestrahlungs-Untersuchungen des Brennstoffs laufen noch.

Ein Experiment vergleicht das Materialkriechen, das heisst die plastische Verformung durch wechselnde Innendrucke, von modernen Zirkonium-basierten Hüllrohr-Materialien mehrerer Hersteller. Das HRP entwickelte und optimierte entsprechende Messmethoden, die die plastische Verformung während des Reaktorbetriebs bestimmen können. Die damit gewonnenen Daten tragen zu einer Verbesserung der physikalischen Modelle und damit zum Verständnis der physikalischen Vorgänge beim Hüllrohrkriechen bei.

Ein weiteres Experiment befasst sich mit den Korrosionseigenschaften und der Wasserstoffaufnahme moderner Druckwasserreaktor-Hüllrohre. Durch anspruchsvolle Randbedingungen hinsichtlich pH-Wert, Brennstableistung und unterkühltes Sieden, die über die heute freigegebenen Betriebsbedingungen hinausgehen, sollen die Sicherheitsmargen bei geänderten Betriebsbedingungen bestimmt werden.

Ein neuer Schwerpunkt befasst sich mit so genanntem unfalltoleranten Brennstoff (accident tolerant fuel, ATF). Weiterentwickelte Hüllrohrmaterialien, denen ein Potential zu einem deutlich verbesserten Verhalten unter Unfallbedingungen zugeschrieben wird, sollen im Vergleich mit herkömmlichen Hüllrohren bewertet werden. Mehrere Organisationen haben entsprechende ATF-Brennstabsegmente beigesteuert. Nach zwei Schäden an Stabsegmenten eines Herstellers wurde der entsprechende Stab entfernt. Die restlichen Segmente werden weiter bestrahlt. Die erste Inspektion ist im Frühling 2018 geplant.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Charakterisierung von Kernbrennstoffen und Materialien unter Bedingungen im Reaktor ist eine Kernkompetenz des HRP. Es verfügt über eine weltweit einzigartige Erfahrung bei der Auslegung und Instrumentierung von Experimenten, und es entwickelt diese laufend weiter.

Die Resultate fliessen in Sicherheitsanalysen ein und dienen zur Validierung der von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien benutzten Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden. Sie werden auch vom Paul Scherrer Institut genutzt und haben hohe Relevanz für die praktische Aufsichtstätigkeit des ENSI. Im Bereich Brennstoffe und Materialien gilt dies besonders für die Erkenntnisse zum Verhalten von Brennstoffen und Hüllrohren, welche durch die vor einigen Jahren gesteigerten Abbrände erhöhten Belastungen ausgesetzt sind. Dabei muss sichergestellt werden, dass die geltenden Grenzwerte auch unter den Bedingungen eingehalten werden, wie sie bei Störfällen auftreten können.

Das HRP bildet zudem in erheblichem Umfang junge Forscher aus. Dies gilt sowohl für Doktoranden als auch für Gastwissenschaftler, sogenannte Secondes. Schliesslich bietet das HRP die Halden Summer School als Weiterbildungen an, wobei abwechselnd Themen zu Brennstoffen und Materialien sowie zu menschlichen Faktoren im Mittelpunkt stehen.

Ausblick

Das Forschungsprogramm 2018–2020 setzt die Arbeit an den bisherigen Schwerpunkten im Bereich Brennstoff und Materialien fort. Von grossem Interesse sind die Fortsetzung der Versuche zum Hochabbrandverhalten und die neu geplanten Experimente zum Lastfolgebetrieb und zur langfristigen Trockenlagerung.

1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
 ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder,
 Lutz Adam
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das OECD-Forschungsprojekt SCIP hat zum Ziel, detaillierte experimentelle Daten zu Schädigungsmechanismen der Brennstoff-Hüllrohre (erste Barriere) zu generieren, um das Verständnis der physikalisch-chemischen Abläufe zu verbessern um die Defekthäufigkeit weiter zu verringern und das Störfallverhalten weiter zu verbessern. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 dieses Forschungsprogramm, an dem mittlerweile über 30 Organisationen aus 15 Ländern beteiligt sind.

Im Jahre 2014 wurde die derzeit laufende Phase SCIP-III für dieses Projekt begonnen, in der über 5 Jahre Experimente durchgeführt und ausgewertet werden.

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre von etwa 0,6 – 0,8 mm Wandstärke eingefüllt, die zu Brennelementen zusammengesetzt werden. Damit keine radioaktiven Spaltprodukte in den Kühlkreislauf freigesetzt werden, muss die Integrität der Hüllrohre den vielfältigen Belastungen standhalten. Das Projekt befasst sich mit Schädigungsmechanismen, die in den aus Zirkoniumlegierungen bestehenden Hüllrohren – auch unter Einbeziehung des Pelleteinflusses – ablaufen können. Im SCIP-Projekt werden Materialversuche und -modellierungen bei der Firma Studsvik in Schweden und Leistungsrampenversuche am Halden-Reaktor in Norwegen durchgeführt (siehe auch Kap. 1.1.1). Studsvik untersucht die Proben mit modernsten, zum Teil selbst weiter entwickelten Methoden. Zu den Forschungstätigkeiten in SCIP-III gehören die folgenden Themen:

- Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen (loss of coolant accidents LOCA) und andere Temperaturtransienten;
- Experimente zur Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI);
- Experimente zu durch Wasserstoff induziertem Hüllrohrversagen (Hydrogen-induced failures);
- Modellierungen zu den Experimenten.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1: Kühlmittelverlust-Störfälle und Temperaturtransienten

In der 2016 neu eingerichteten Versuchsanlage für LOCA-Experimente wurden im Berichtsjahr zwei weitere Experimente durchgeführt. Dabei werden Brennstab-Segmente mittels Infrarot-Wellen auf bis zu 1400 °C aufgeheizt. Der Hauptfokus bei diesen Experimenten lag 2017 auf der Fragmentierung des Brennstoffs während des Aufblähens (sogenanntes Ballooning) und anschliessenden Berstens des Hüllrohrs. Die bisher verfügbaren Daten zu diesen Phänomenen sind begrenzt. Die Versuchsanlage von Studsvik lässt LOCA-Tests ausserhalb eines Reaktors zu, was den Aufwand senkt und somit mehr Versuche ermöglicht. Ein Ziel der LOCA-Experimente ist es, mehrere Einflussgrössen wie Abbrand des Brennstoffs, Innendruck des Hüllrohrs

und erreichte Maximaltemperatur zu variieren und so deren Einfluss separat zu untersuchen. Damit werden Schwellenwerte für das Versagen des Hüllrohrs sowie die Brennstoff-Fragmentierung ermittelt.

Bei den Heizversuchen im Labor von Studsvik muss jedoch berücksichtigt werden, dass die Hitze nur von aussen aufgebracht wird, während bei einer Transiente innerhalb eines Reaktors die Energie im Brennstoff selbst freigesetzt wird. Deshalb muss die Übertragbarkeit der Ergebnisse der Heizversuche auf die realen Verhältnisse kritisch überprüft werden. Hierzu wird das Verhalten von Material derselben Brennstäbe in der Studsvik-Versuchsanlage und im Halden-Reaktor untersucht (sogenannte counterpart tests).

Teilprojekt 2: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI)

Im Betrieb dehnen sich die Brennstoff-Tabletten mit steigender Temperatur stärker als das Hüllrohr aus und drücken dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs. Zusätzlich zu dieser rein mechanischen Interaktion wirken auf das Hüllrohr aber auch Spaltprodukte ein, die vom Brennstoff freigesetzt werden. Der dann wirkende chemische Prozess, die Spannungsrisskorrosion im Hüllrohr, ist prinzipiell ähnlich wie bei anderen Strukturmaterialien (siehe auch Projekt SAFE, Kapitel 1.1.4). Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI spielen andere Stoffe eine Rolle. Aus dem Brennstoff wird während des Betriebs unter anderen Elementen Iod, das bisher als wichtigstes chemisches Agens für PCI gilt, aber auch Sauerstoff freigesetzt. Letzterer führt zu einer Oxidationsschicht auf der Innenseite des Hüllrohrs, welche eventuell PCI vermindern kann. Der Mechanismus, mit dem Sauerstoff auf den PCI-Prozess einwirkt, ist aber bisher nicht bekannt; es könnte sich um konkurrierende Reaktionen mit Iod handeln.

Studsvik testete den Einfluss von Sauerstoff bei gleichzeitiger Anwesenheit von Iod mit weiteren sogenannten Mandrel-Tests, bei denen das Hüllrohr mechanisch gespreizt wird, indem eine gekerbte Keramikeinlage eingepresst wird. Dafür nutzte Studsvik eine neu entwickelte Einrichtung zur genauen Kontrolle der Sauerstoffkonzentration. Bei hohem Sauerstoffgehalt trat kein PCI auf, was frühere Ergebnisse bestätigt.

Teilprojekt 3: Modellierung

Die Modellierungen zu den Versuchen werden durch verschiedene Projektpartner durchgeführt. Sie sollen die Interpretation der Versuchsergebnisse unterstützen und die Auslegung neuer Versuche optimieren. Insbesondere durch Blindrechnungen, also durch Modellierungen ohne vorherige Kenntnis der Versuchsergebnisse, kann auch die Qualität der Rechenprogramme überprüft und verbessert werden. Im November 2017 führte Studsvik einen Workshop durch, an dem 14 Organisationen teilnahmen. In der Projektphase SCIP III wurden bislang Rechnungen für neun Fälle durchgeführt, teilweise für LOCA-Versuche, teilweise für das Verhalten von Brennstäben mit stationären Bestrahlungen (base irradiations). Die Voraussrechnungen der Modelle stimmten für die meisten der Parameter verhältnismässig gut mit den Versuchsergebnissen überein. Grössere Abweichungen von den durch Nachbestrahlungs-Untersuchungen gewonnenen Daten gab es bei der Fragmentierung und dem Ausstoss von Brennstoff bei LOCA-Versuchen.

Vorkommnis im Studsvik-Hotlabor

Am 21. September 2017 wurde irrtümlich das automatische Feuerlösch-System im Hotlabor von Studsvik (Abbildung 1) ausgelöst. Dies geschah abends, während niemand vor Ort war. Normalerweise herrscht in den heissen Zellen Unterdruck, aber wegen des Feueralarms wurde in eine der heissen Zellen Gas eingepresst. Durch anschliessend aus dieser heissen Zelle ausströmendes Gas kam es zu einer Kontamination von Teilen des Hotlabors, es gelangte aber keine Radioaktivität in die Umwelt, und es waren keine Personen betroffen. Der Vorfall wurde auf der Stufe 2 der internationalen Ereignisskala INES eingeordnet (siehe auch: <https://www-news.iaea.org/>). Die Kontamination wurde bis Ende Oktober wieder entfernt, das Hotlabor ist seit Mitte November wieder im Normalbetrieb.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Die Teilnahme des ENSI am Projekt SCIP ist auch vor dem Hintergrund des hohen Brennstoff-Abbrands in den Schweizer Kernkraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet

und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. Hierzu wurde die Brennstoffstruktur optimiert, jedoch ebenso die Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre und des Brennstoffes zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären. Diese Sicherheitsfragen betreffen sowohl die Phase des Einsatzes der Brennelemente im Reaktor als auch Aspekte der nassen Zwischenlagerung. SCIP-III leistet einen Beitrag insbesondere zum detaillierten physikalischen und chemischen Verständnis des transienten Brennstoffverhaltens.

Ausblick

Das SCIP-III-Programm läuft noch bis Mitte 2019 und führt systematisch die Experimente in den oben beschriebenen Teilprojekten weiter. Insbesondere sind noch vorgesehen:

- Weitere Tests mit der LOCA-Versuchsanlage, wobei der Schwerpunkt auf dem Innendruck des Hüllrohrs und dem Volumen des sogenannten Plenums (Hohlraum am Ende eines Brennstabs) liegen soll.
- Ein weiterer LOCA-Vergleichstest mit Material vom selben Brennstab in der Studsvik-Versuchsanlage und im Halden-Reaktor.
- Untersuchung von Brennstäben bei einer Temperaturtransiente, wie sie bei einem Kühlmittelverlust in einem Brennelement-Becken auftreten kann.
- Weitere acht Mandrel-Tests mit Iod und variierenden Sauerstoffkonzentrationen an verschiedenen Hüllrohr-Materialien.
- Ein weiterer Workshop zur Modellierung.

Daneben laufen bereits seit einiger Zeit die Planungen für ein Anschlussprojekt SCIP-4 ab Mitte 2019. Einerseits sollen bisherige Themen (LOCA, PCI) weiter verfolgt werden. Andererseits wird diskutiert, ob das Verhalten von Hüllrohren bei verlängerter trockener Zwischenlagerung untersucht werden soll.

1.1.3 OECD CABRI Waterloo Project

Auftragnehmer: OECD-NEA und IRSN

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reactoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stutzens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerelements führt zu einem schnellen Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. In der Reaktor-Auslegung wird dieser Anstieg so begrenzt, dass es zu keinen Brennstabschäden kommt. Weil seit Einführung der aktuellen Sicherheitskriterien die Brennstoffabbrände gesteigert und die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt wurden, ist eine Absicherung der Kriterien notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französi-

Abbildung 1:
Heisse Zellen der
Firma Studsvik.
Quelle: Studsvik.



schen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Nach zwei Versuchen an einer mit Natrium gekühlten Testschleife des CABRI-Reaktors wurde dieser auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie Testvorbereitungen nötig.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2017 wurden folgende Fortschritte erzielt:

- Alle ausstehenden Inbetriebnahmetests wurden erfolgreich durchgeführt.
- Zahlreiche Leistungsexkursionen – noch ohne die zu testenden Brennstabsegmente – wurden erzeugt.
- Die Freigabe für den ersten RIA-Versuch mit zu testendem Brennstabsegment wurde bei der französischen Aufsichtsbehörde ASN beantragt.

Für Frühjahr 2018 ist der Qualifikationstest geplant. Gegenüber der Planung im Vorjahr ist dies zwar eine weitere Verzögerung von sechs Monaten, dennoch stellen die Fortschritte, die im Jahr 2017 erzielt wurden, entscheidende letzte Schritte vor Aufnahme des RIA-Testprogramms dar.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle bedürfen der weiteren experimentellen Überprüfung. Die internationale Kooperation ist dabei unerlässlich, nicht nur wegen der hohen Kosten von Anlage und Versuchen. Auch bei den Simulationen des Brennstabverhaltens ist es vor allem der Austausch zwischen den verschiedenen Fachgruppen weltweit, der Verbesserungen ermöglicht.

Der CABRI-Reaktor wird weltweit eine der wenigen Anlagen sein, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren integral simuliert werden kann. Es besteht eine Kooperation mit dem ALPS-Programm (Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research Program) am NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan, die einen Datenaustausch und eine Versuchsabstimmung zwischen beiden Projek-

ten ermöglicht, wobei die Versuche am NSRR in stagnierendem Wasser ablaufen. Bisherige Versuche aus beiden Anlagen wurden für eine Vergleichsrechnung (Benchmark) der NEA herangezogen.

Die Versuchsergebnisse des CIP werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z. B. FALCON, welches vom PSI verwendet wird, vgl. das Projekt STARS in Kap. 1.5.1) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und erforderlichenfalls verbessert werden.

Ausblick

Mit dem neuen Wasserkreislauf wird eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen eingerichtet. Der Erfolg wird sich aber frühestens mit der Durchführung und Auswertung der ersten RIA-Versuche bewerten lassen.



Strukturmaterialien

1.1.4 SAFE II – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb

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

Einleitung

Im Projekt SAFE-II (Safe long term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmental assisted cracking) werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke.

Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt genaue Kenntnisse der Systembedingungen voraus, die zur Risskorrosion und Ermüdung sowie zu einer Zähigkeitsabnahme führen können. Zuverlässige quantitative Daten zur Initiierung und zum Wachstum von derartigen Rissen und genaue Kenntnisse über den Alterungszustand der einzelnen Komponenten sind für die Bewertung der Strukturintegrität von Rohrleitungen und Behältern wesentlich.

Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung zu beachten. Das Forschungsvorhaben SAFE-II setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an und führt die Kernthemen des abgeschlossenen Forschungsprojekts SAFE-I weiter.

Das Projekt SAFE-II wurde im Jahr 2015 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet und Ende 2017 abgeschlossen. Schwerpunktthemen sind vertiefte Untersuchungen zum Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit und zur Initiierung von Spannungsrisskorrosion (SpRK) in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: SpRK-Rissbildung in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen

Bei diesem Teilprojekt handelt es sich um langfristig orientierte Untersuchungen zur Rissbildung durch Spannungsrisskorrosion. Schwerpunkt des Teilprojekts sind Untersuchungen zum Einfluss des Wasserstoffgehalts in Nickelbasislegierungen (z. B. Alloy 182).

Für die Bedingungen von Siedewasserreaktoren (SWR) ist der Einfluss des Wasserstoffgehalts bisher wenig experimentell untersucht worden. Die bisherigen Erkenntnisse stützen sich auf thermodynamische Berechnungen ab. Diese zeigen, dass das Maximum für die SpRK-Anfälligkeit im Potentialbereich des Ni/NiO-Phasenübergangs (bei 274 °C) auftritt und damit auch im Betriebsbereich der Wasserstoff-Fahrweise liegen kann. Dabei ist zu beachten, dass bei SWR-Anlagen der Wasserstoffgehalt im Reaktorkühlkreislauf stark variiert. Mit den experimentellen Untersuchungen im Potentialbereich des Ni/NiO-Phasenübergangs wurde gezeigt, dass die Risswachstumsraten unter den Bedingungen einer moderaten Wasserstoff-Fahrweise (HWC) sogar die Grenzkurve aus dem EPRI-BWRVIP-Programm deutlich überschreiten kann.

Zu beachten ist, dass dieser Effekt nicht unter den Wasserchemiebedingungen mit Edelmetalleinspeisung (OLNC) beobachtet wurde. Hier wurden die zum Teil hohen Risswachstumsraten noch konservativ durch die EPRI-Grenzkurven abgedeckt. Dies ist für Schweizer Siedewasserreaktoren in Mühleberg und Leibstadt relevant, die das OLNC-Verfahren standardmässig einsetzen.

Die abgeschlossene Versuchsreihe hat bestätigt, dass mit dem jetzigen Versuchsaufbau mit acht parallelen Belastungseinrichtungen und dem Einsatz von taillierten Flachzugproben eine effiziente Untersuchung des spezifischen Werkstoffverhaltens von Nickelbasislegierungen, wie zum Beispiel dem Einfluss unterschiedlicher Oberflächenzustände, durchgeführt werden kann.

Die aktuellen Ergebnisse insbesondere zum Einfluss von unterschiedlichen Oberflächenzuständen (beispielsweise poliert gegenüber beschliffen) wurden in internationale Forschungsprojekte eingebracht und waren Basis der Entwicklung eines werkstoffkundlichen Modells. Dazu wurde auch die Oxidschicht der Proben umfassend charakterisiert und der Effekt des gelösten Wasserstoffs innerhalb der Schutzschicht untersucht. Das entwickelte Modell kann das beobachtete Werkstoffverhalten gut beschreiben. Die Wasserchemie kann somit entsprechend optimiert werden.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit und Risswiderstand

Hintergrund dieses Teilprojektes waren experimentelle Befunde aus Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion in internationalen Labors. Sie zeigen, dass sich das Bruchverhalten verschiedener Strukturwerkstoffe in Heisswasser gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit könnte zu Folgen für die Sicherheitsbewertung führen. Der Umgebungseinfluss des Heisswassers wird nach jetzigem Kenntnisstand auf den Einfluss des Wasserstoffs zurückgeführt, der in den Stahl eindiffundiert.

Daher wurde im Forschungsvorhaben SAFE-II zu dieser Thematik ein umfangreiches Versuchsprogramm durchgeführt. Es wurden dazu insgesamt fünf Stähle von Reaktordruckbehältern (RDB) entsprechend den Spezifikationen der American Society of Mechanical Engineers ASME und des deutschen Kerntechnischen Ausschusses KTA ausgewählt. Diese decken verschiedene Werkstoffklassen und chemische Zusammensetzungen ab, die auch für die Schweizer Kernkraftwerke von In-

teresse sind. Um die bisherigen Ergebnisse zu bestätigen, wurde im Berichtszeitraum dazu ein weiterer Stahl mit relativ hohem Schwefelgehalt untersucht. Weiterhin wurde ein zusätzlicher Stahl für Versuche ausgewählt, der sich als anfällig gegen sogenannte dynamische Reckalterung erwiesen hat, also ungleichmässiges Verformungsverhalten bei kontinuierlicher Belastung zeigen kann.

Es wurde für alle untersuchten Stähle gezeigt, dass der in das Material eindiffundierte Wasserstoff unter Heisswasserbedingungen einen eindeutigen Einfluss auf die beobachtete Bruchmorphologie hat. Auffällig waren stark lokalisierte, inhomogene plastische Verformungen sowie die Ausbildung von Nebenrissen, im Gegensatz zum typischen duktilen Bruchbild, das bei Vergleichsproben ohne Wasserstoffbelastung beobachtet wurde.

Dabei konnte bestätigt werden, dass eine höhere Anfälligkeit auf dynamische Reckalterung den Einfluss des Wasserstoffs unter Heisswasserbedingungen verstärkt. Es wurde eine deutliche Reduzierung der Duktilität für niedrige Dehnratenbereiche beobachtet. Ebenfalls verstärkte eine geringe Zugabe von Chloriden und Sulfaten bei Versuchen an RDB-Stählen mit höherem Schwefelgehalt den Einfluss des Wasserstoffs unter Heisswasserbedingungen. Unter typischen Wasserchemiebedingungen der Kernkraftwerke in der Schweiz werden allerdings im ungestörten Grundwerkstoff keine Wasserstoffkonzentrationen erreicht, die das Bruchverhalten relevant verändern können. Eine Auswertung der Versuchsergebnisse mit dem Mastercurve-Verfahren nach ASTM E1921 zeigte entsprechend einen nur geringen Anstieg der Übergangstemperatur, wenn die Proben vor den Versuchen mit Wasserstoff beladen wurden.

Bei Versuchen an Bruchmechanikproben im direkten Kontakt zum Heisswasser unter typischen Wasserchemiebedingungen wurde eine eindeutige, aber moderate Reduktion der Bruchzähigkeit gemessen. Es wurden dabei keine Anzeichen von instabilem, sondern stets ein stabiles Risswachstum beobachtet.

Das ENSI sieht weiteren Forschungsbedarf für werkstoffkundliche Untersuchungen zur Bruchmorphologie unter Heisswasserbedingungen, dem plastischen Verformungsverhalten und dem Bruchmechanismus für unterschiedliche Versuchsbedingungen.

Teilprojekt III: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrisssbildung

Das Teilprojekt III befasst sich mit der Ermüdungsrisssbildung in austenitischen rostfreien Stählen unter den Bedingungen der Wasserchemie von SWR mit Wasserstoff-Fahrweise sowie von Druckwasserreaktoren (DWR). Es ist eingebunden in das internationale Projekt EU HORIZON 2020 – INCEFA+. Der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung unter diesen Wasserchemiebedingungen ist grundsätzlich bekannt, aber noch nicht in den massgeblichen Regelwerken umfassend abgebildet. Im Teilprojekt III werden Fragestellungen bearbeitet, die für dessen praxisgerechte Regelung von Bedeutung sind. Dazu gehört unter anderem eine genauere Charakterisierung des Einflusses des Lastverhältnisses aus Mittelspannung und Betriebstransienten sowie einer Berücksichtigung der Oberflächenrauigkeit.

Im Berichtsjahr wurden mehrere Versuche sowohl unter dehnungs- als auch lastgesteuerten Versuchsbedingungen durchgeführt. Sie fanden in Luft und im Kontakt mit Primärwasser unter simulierten typischen Wasserchemiebedingungen statt. Insbesondere wurden dazu auch experimentell anspruchsvolle durchströmte Hohlzugproben verwendet.

Es wurde gezeigt, dass bei dehnungskontrollierten Versuchen die Oberflächenrauigkeit keinen relevanten Einfluss auf die Ermüdungsrisssbildung hatte, auch der Einfluss von Haltezeiten mit konstanter Last führte nicht zu deutlichen Effekten. Dagegen zeigte sich bei lastgesteuerten Versuchen ein negativer Einfluss des Mediums bei einer überlagerten positiven Mittelspannung. Zu beachten ist dabei, dass bereits an Luft die Ermüdungslebensdauer bei einer überlagerten positiven Mittelspannung ansteigt, nur ist dieser Effekt unter Mediumseinfluss geringer ausgeprägt.

Im Rahmen dieses Teilprojektes wurde ein Ansatz entwickelt, um das beobachtete Materialverhalten mit einer angepassten Korrekturformel besser abbilden zu können. Dies ist insbesondere für Versuche im Bereich der Dauerfestigkeit von Bedeutung, da hier die experimentellen Untersuchungen entsprechend langwierig sind.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE-II festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2017 vollständig erreicht wurden und damit das Projekt SAFE-II erfolgreich abgeschlossen werden konnte.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld ist die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig. Durch die gute Vernetzung des Projektes ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des SAFE-II-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden.

Die im Projekt SAFE-II definierten Arbeitspakete wurden erfolgreich bearbeitet und betrafen wichtige offene Punkte auf dem Gebiet der Werkstoffalterung. Dazu zählt insbesondere der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung wie auch die Bruchzähigkeit. Die Übertragbarkeit der Laborergebnisse auf die realen Bedingungen während des Betriebs der Anlagen ist hier eine zentrale Frage. Zu beachten sind dabei auch die realen Belastungen der Komponenten im Anlagebetrieb, bei denen zum Beispiel eine Überlagerung von Innendruck und Eigenspannungen auftreten kann, oder sich Fragestellungen aus dem Langzeitbetrieb ergeben, für den noch wenig Betriebserfahrung vorliegt.

Die im Rahmen des Projekts SAFE gewonnenen Erkenntnisse trugen daher dazu bei, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Dasselbe gilt auch für die Teilnahme an internationalen Forschungsprojekten, durch die dem Projektteam weitere Versuchsdaten zur Verfügung stehen.

Ausblick

Die wesentlichen Aktivitäten aus dem Projekt SAFE-II werden im auf drei Jahre angelegten Nachfolgeprojekt LEAD (Long-Term Operation Concerns due to Environmentally Assisted Material Degradation) weitergeführt und speziell unter den Anforderungen des Langzeitbetriebs vertieft werden. Das neue Projekt wurde in mehrere Teilprojekte gegliedert. Schwerpunkte sind die Themen Rissinitiierung von Spannungsrisskorrosion sowie die Untersuchungen zum Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit und Ermüdungsrisssbildung. Als neue Themenbereiche sollen experimentelle Untersuchungen zu Oberflächenbehandlungsverfahren durchgeführt werden, mit denen einer Rissinitiierung entgegen gewirkt

werden soll. Weiterhin sind Untersuchungen und Experimente zu möglichen Synergieeffekten von relevanten Alterungsmechanismen geplant. Dazu werden vertieft die Themen Neutronenversprödung und thermische Alterung mit überlagertem Einfluss durch das Umgebungsmedium bearbeitet werden. Im Rahmen des Projektes LEAD werden zwei Doktorarbeiten erstellt werden, damit leistet das Projekt auch einen wichtigen Beitrag zum Thema Wissenserhaltung und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke.

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

Auftragnehmer: Internationales Forschungsprojekt unter der Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC

ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Einleitung

Das internationale Projekt PARENT wurde im Jahr 2010 gestartet. Im Jahr 2015 wurde eine zweijährige Verlängerung vereinbart. PARENT beschäftigte sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Prüfmethoden (ZfP) zur Erkennung von betriebsbedingten Rissen. Insbesondere Spannungs- und Schwingrisskorrosion an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen stellen hohe Anforderungen an die Prüftechnik. Die Erfahrung zeigte, dass solche Risse zwar gefunden werden können, aber eine konservative Bestimmung der maximalen Risstiefe schwierig ist.

Daher befasste sich das Projekt PARENT mit der Leistungsfähigkeit der aktuell verfügbaren Prüftechnik an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen. Berücksichtigt wurden auch neuartige Techniken, die noch nicht für kommerzielle Prüfungen eingesetzt werden.

Es wurden umfangreiche Ringversuche durchgeführt. Am Projekt beteiligten sich Aufsichtsbehörden, Betreiber und Forschungseinrichtungen aus den USA, Korea, Japan, Schweden, Finnland und der Schweiz. Die Projektleitung wurde von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC übernommen. Das ENSI hatte mit dem Paul Scherrer Institut (PSI), der Firma ALSTOM (Schweiz), dem Schweizerischen Verein für technische Inspektionen (SVTI) und der Eidgenössischen Materialprüfungsanstalt (EMPA) eine Schweizer Beteiligung am PARENT-Projekt abgestimmt. Ein wesentlicher

Beitrag der Schweiz für das PARENT-Projekt bestand in der Bereitstellung von neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobekörpern mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrissen für die Ringversuche (Round-Robin).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden die Abschlussberichte zum PARENT-Projekt im Rahmen der Nuclear Regulatory Series (NUREG) der U.S.NRC veröffentlicht, siehe dazu die Berichte: NUREG-CR-7235 und NUREG-CR-7236. Die Projektteilnehmer haben den Start des Anschlussprojekt Project PIONIC (Program for Investigation of NDE by International Collaboration) initiiert und einen Vertragsentwurf erstellt. Dabei soll auf den Projektergebnissen des PARENT-Projekts aufgebaut werden und mit den neuen Themengebieten die Empfehlungen aus dem PARENT-Projekt adressiert werden.

Für das neue Projekt PIONIC wurden dazu vier Arbeitspakete definiert, mit denen die Empfehlungen und Erkenntnisse aus dem Projekt PARENT umgesetzt werden. Die Arbeitspakete beinhalten das Thema «Computer-gestützte Modellierungen von zerstörungsfreien Messungen». Dieser Themenbereich ist für die Aufsichtsbehörden und Qualifizierungsstellen relevant, da im Zusammenhang mit Qualifizierungen zunehmend komplexe und sehr leistungsfähige Modellierungswerkzeuge eingesetzt werden. Diese sind allerdings nur begrenzt in der Lage, komplexe ZfP-Prozesse wie zum Beispiel die Simulation des Ultraschallverhaltens in Inconel-Schweissnähten vollständig abzubilden. Im Rahmen des PIONIC-Projektes soll daher die Anwendung dieser Simulationswerkzeuge durch Leitlinien und dokumentierte gute Praxisbeispiele unterstützt werden. Dabei soll die Durchführung, Interpretation und Anwendung der Ergebnisse der Modellierungssimulation behandelt werden.

Bei der Qualifizierung von ZfP-Verfahren stellt die Fehlstellenmorphologie des zu berücksichtigenden Schadensmechanismus einen wesentlichen Aspekt dar. Im Rahmen eines weiteren Teilprojektes soll die ZfP-Abhängigkeit von spezifischen Merkmalen insbesondere bei künstlich hergestellten Fehlern im Vergleich zu den Schadensfällen aus dem Betrieb der Kernkraftwerke untersucht werden. Dazu soll das quantitative Verständnis zur Fehlermorphologie erweitert werden, hier sollen insbesondere die relevanten Merkmale für künstlich hergestellte Fehlstellen untersucht werden. Zurzeit fokussiert die ZfP auf lokale Materialdiskontinuitäten wie

Risse oder Materialverlust durch Korrosionseffekte. Es soll in einem Pilotprojekt untersucht werden, ob sich auch grossflächigere Materialveränderungen, zum Beispiel durch thermische Alterung und Effekte durch Materialversprödung, mit geeigneten ZfP-Methoden detektieren lassen. Dazu soll in einem weiteren Teilprojekt ein geeignetes Beispiel ausgewählt werden.

Das vierte Teilprojekt wird sich mit Kriterien beschäftigen, mit denen die Leistungsfähigkeit von ZfP-Techniken beschrieben werden kann. Aus den Projekten PARENT und dessen Vorgänger PINC stehen umfangreiche Ergebnisse aus Ringversuchen an einer Vielzahl von Testkörpern zur Verfügung, die mit aktuellen ZfP-Prüfsystemen durchgeführt wurden. Die Testkörper decken verschiedene Schweißnahtkonfigurationen in den Kernkraftwerken ab, und es wurden die entsprechenden POD-Werte (Probability of Detection) bestimmt. Damit können die PARENT- und PINC-Daten genutzt werden, um die POD-Werte für realistische Einsatzbedingungen in den Kraftwerken auf Basis von MAPOD-Ansätzen (Model Assisted Probability of Detection) abzuschätzen. Auch in diesem Teilprojekt kann dabei die unterschiedliche Fehlermorphologie im Testkörpersatz berücksichtigt werden. Im Rahmen der zweijährigen Verlängerungsphase des PARENT-Projekts wurden in Abstimmung mit allen Projektbeteiligten weitere Untersuchungen durchgeführt. Das ENSI hat dazu mit der schwedischen Aufsichtsbehörde SSM ein in mehrere Phasen unterteiltes Vorhaben vereinbart und im Berichtszeitraum abgeschlossen. Dabei wurde ein Rohrsegment hergestellt, in das verschiedene Test- und Referenzfehler eingeschweisst wurden. Es wurden aus verfügbaren Testkörpern kleine Coupons herausgetrennt, die den eigentlichen Riss beziehungsweise die Fehlstelle inklusive der Risspitze enthalten. Diese Coupons wurden auf der Innenseite eines Rohrsegments eingeschweisst. Es wurde aufgezeigt, dass sich die Ultraschallanzeigen an den Coupons durch den Einschweisprozess nicht massgeblich verändern. Durch das Einschweissen der Coupons entstehen keine zusätzlichen störenden Reflexionen für die spätere Ultraschallprüfung, die Einschweisstellen um die Coupons sind in den Ultraschalldaten weitgehend transparent.

Der Rohrdurchmesser wurde so gewählt, dass die Geometrie einem typischen Stutzen an einem Reaktordruckbehälter entspricht. An diesem Rohrsegment wurde bereits eine Reihe von praxisnahen Ultraschallmessungen durchgeführt. In das Rohrsegment wurden auch Coupons mit im Labor

erzeugten Spannungskorrosionsrissen eingeschweisst.

Von besonderem Interesse sind die Ergebnisse zu den vergleichenden Ultraschallmessungen an den unterschiedlichen Testfehlern. Diese Ergebnisse sollen im Rahmen des PIONIC-Projektes weiter ausgewertet werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI überprüft die Instandhaltungskonzepte der Schweizer Kernkraftwerke für Mischnähte aus der Nickelbasislegierung Inconel-182 im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit. Dabei stehen auch das Leistungsvermögen der eingesetzten Prüftechnik und die Bewertung der Inspektionsintervalle im Vordergrund. Das ENSI berücksichtigt dabei die Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme wie auch weitere Erkenntnisse zum Beispiel aus dem Projekt PARENT.

Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben, wie zum Beispiel Prüfsituationen mit begrenzter Zugänglichkeit oder als Folge der Überlagerung mehrerer Alterungsmechanismen. Das neue Projekt PIONIC soll einen Beitrag zu diesen Fragestellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung von verfügbaren Prüftechniken beitragen.

Ausblick

Die Vorbereitungsarbeiten zu den definierten Teilprojekten von PIONIC sind bereits gestartet worden. Vorgesehen ist für die Schweizer Beteiligung am PIONIC-Projekt eine vertiefte Einbindung des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen SVTI in die Methodik der statistischen Auswertung der Versuchsergebnisse, mit denen die Leistungsfähigkeit von ZfP-Systemen beschrieben werden kann. Zudem ist die Fertigung von weiteren Testkörpern mit im Labor erzeugten Spannungskorrosionsrissen am PSI vorgesehen.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiterin: Rainer Ahlfänger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren werden massgeblich durch die Struktur-

Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die weltweite Betriebserfahrung von Siedewasserreaktoren (SWR) zeigt, dass sich während des Reaktorbetriebes bei ungünstigen Randbedingungen unter dem Einfluss des Reaktorkühlmittels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen Korrosionsrisse in druckführenden Primärkreislauf-Komponenten bilden und ausbreiten können. Gleichzeitig kann sich die Bruchzähigkeit des Materials unter dem Einfluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkerneinbauten und Rohrleitungen auf Spannungsrisskorrosion (SpRK) durch entsprechende Modifikation der Wasserchemie des Reaktorkühlmittels zu minimieren. Mithilfe der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise HWC (hydrogen water chemistry) ist dies möglich. Um das hierfür geforderte niedrige Korrosionspotential (ECP) an denjenigen Oberflächen zu erreichen, die mit Reaktorwasser in Kontakt kommen, ist allerdings die Zugabe grosser Mengen Wasserstoff erforderlich. Bei der HWC-Fahrweise werden aber auch im Wasser gelöste Stickstoffverbindungen, N-16 ist ein Aktivierungsprodukt des O-16, zu flüchtigen Produkten reduziert, was zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktivem Stickstoff N-16 führt. Als Folge davon würde die Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernanlage ansteigen, was allerdings zu vermeiden ist.

Mit dem sogenannten On-line NobleChem™ (OLNC)-Verfahren, welches in beiden SWR-Anlagen der Schweiz (Kernkraftwerk Leibstadt KKL und Kernkraftwerk Mühleberg KKM) angewendet wird, muss zum Erreichen des geforderten niedrigen Korrosionspotentials deutlich weniger Wasserstoff eingespeist werden als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Dabei wird während des Volllastbetriebs dem Reaktorwasser ein wasserlöslicher Platinkomplex über einen bestimmten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der Kerneinbauten und Rohrleitungen nieder (Abbildung 2). Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, so dass bereits geringe Mengen an Wasserstoff für den ausreichenden Schutz gegenüber SpRK sorgen. Unter diesen Randbedingungen findet eine deutlich geringere N-16-Freisetzung statt als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Somit ist auch kein Anstieg der Ortsdosisleistung in der Umgebung des Kernkraftwerks feststellbar. Das Verfahren wurde von General Elec-

tric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit haben viele Anlagen auf OLNC umgestellt. Beispielsweise wenden aktuell in den USA 31 von 34 SWR-Anlagen die OLNC-Fahrweise an. Im Jahr 2018 wird eine weitere Anlage auf ONLC wechseln.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der Projekte NORA und NORA II wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren, wie zum Beispiel die Einspeiserate und die Strömungsgeschwindigkeit des Wassers, auf die Platinverteilung und das Abscheideverhalten auf den mit Wasser benetzten Stahloberflächen untersucht. Der hierfür entwickelte und konstruierte Hochtemperatur-Wasserkreislauf mit einem Autoklaven, der als Modell für den Kreislauf eines Siedewasserreaktors (BWR) dient, sowie die Analysemethoden zur Untersuchung der Platinablagerungen kommen im Nachfolgeprojekt NORA III weiterhin zum Einsatz. Im ersten Projektjahr von NORA III wurden die Auswirkungen der Platinablagerungen auf die Eigenschaften des Zirkaloy der Brennelement-Hüllrohre untersucht. Weitere Schwerpunkte waren die Minimierung der Spannungsrisskorrosion von Inconel 182 Stählen (Nickel-Basis-Legierung; wird in SWR oft in Mischschweisnähten eingesetzt) durch Platin, die zerstörungsfreien Untersuchungen der Platinbelegung von Materialien und die räumliche Verteilung der Platinpartikel. Begleitend wurde die Ausbildung von jungen Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftlern weitergeführt.

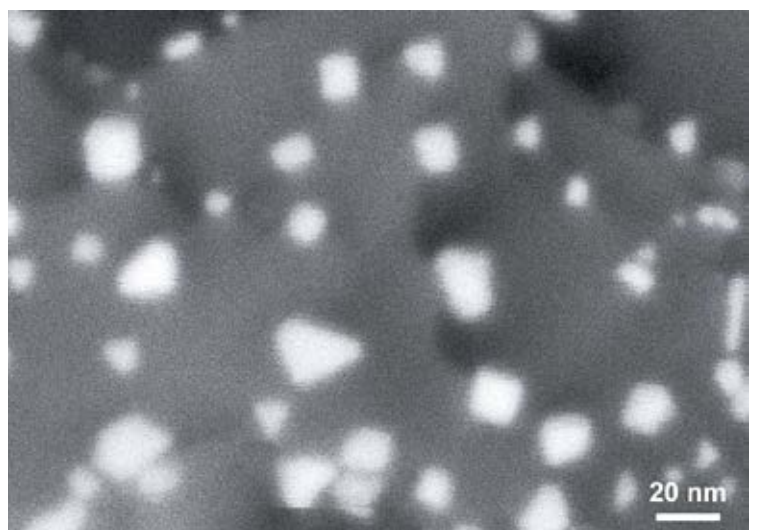


Abbildung 2: Durch hochauflösende Rasterelektronenmikroskopie aufgenommene Platin-Nanopartikel (weisse Objekte) auf der Oxidfilmoberfläche einer durch OLNC behandelten Stahlprobe. Durch die extreme Vergrösserung (471 000-fach) kann die Form der Platin-Partikel erahnt werden, welche einen Einfluss auf die katalytischen Eigenschaften haben kann. Quelle: PSI.

Einseitig steigende Dehnungs-Zugversuche

Drei Zugproben aus Inconel 182 wurden mit dem OLNC-Verfahren in einem Labortest bei 280 °C unter BWR/HWC-Bedingungen mit Platin beaufschlagt. Drei weitere Proben wurden den gleichen Bedingungen ausgesetzt, aber kein Platin zugesetzt. Mit allen Proben wurden anschliessend Zugversuche unter BWR/HWC-Bedingungen durchgeführt und die kritische Spannungsgrenze für die Rissinitiierung ermittelt. Obwohl das ECP der mit Platin behandelten Proben nur etwa 60 mV niedriger war als die der nicht behandelten Proben, wurden höhere kritische Spannungsgrenzen und damit geringere Anfälligkeit gegenüber Spannungsrissskorrosion der mit Platin behandelten Proben festgestellt. Weitere Analysen der Proben sollen beispielsweise Auskunft über die Grössenverteilung der Platin-Teilchen geben oder darüber, wie die Platinbeladung vor und nach den Zugtests ausgesehen hat. Eine zweite Testserie mit Proben aus Edelstahl wird vorbereitet.

Einfluss der Pt-Ablagerungen auf die Eigenschaften der Brennelement-Hüllrohre

Seit den Anfängen der noble metal chemical addition (NMCA)-Technologie gibt es Bedenken, dass die Pt-Ablagerung auf der Oberfläche von Brennstoffhüllrohr-Materialien einen negativen Einfluss auf die Wasserstoffaufnahme und/oder das Oxidationsverhalten haben könnte [1]. Frühestens 60 Tage nach dem Wiederauffahren nach einer Revisionsabstellung wird deshalb in den Schweizer SWR-Anlagen mit der Zugabe von Platin begonnen. Gemäss General Electric wird dieser Zeitraum benötigt, um auf den neu eingesetzten Brennelement-Hüllrohren eine ausreichend dicke Oxidschicht aufzubauen, die verhindert, dass Platin sich direkt an der Zirkaloy-Oberfläche absetzt. Weite Teile des Primärkreislaufs sind somit für einen längeren Zeitraum nicht ausreichend gegen SpRK geschützt. Es ist nun zu klären, ob diese Zeit verkürzt werden kann, ohne negative Auswirkungen auf das Verhalten der Brennelemente zu haben. Daher wurde begonnen, diese Frage im Rahmen des NORA-II-Projekts zu untersuchen. Der Wasserstoffanteil im Zirkaloy-Hüllrohrmaterial wurde mit der Heissgasextraktion bestimmt. Ein negativer Einfluss durch die Platinzugabe auf den Wasserstoffanteil war nicht erkennbar. Zu bedenken ist jedoch, dass die Versuchsdauer mit 25 Tagen relativ kurz war. In NORA-III sind mehrere Langzeitexperimente (60 Tage pro Test) geplant, um diese Ergebnisse zu verifizieren.

Bislang wurde eine Serie von drei Langzeittests unter HWC-Bedingungen durchgeführt. Erste vorläufige Ergebnisse bestätigen, dass zumindest nach 60 Tagen in Hochtemperaturwasser keine grösseren negativen Nebenwirkungen der Pt-Ablagerung zu beobachten sind. Aber die Ergebnisse sind noch in der Auswertung und eine zweite Versuchsreihe wird noch 2018 durchgeführt, bevor endgültige Schlussfolgerungen gezogen werden können.

Bestimmung der quantitativen Beladungen mit Pt aus hochauflösenden Analysen mittels Raster-Elektronenmikroskop (REM)

Bisher wurde die Pt-Oberflächenbelegung von Proben aus Labortests und den Kernanlagen mittels Laserabtragung und Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma untersucht (LA-ICP-MS). Da diese Technik zerstörend und ziemlich zeitaufwändig ist, wurde eine neue Methode entwickelt und verifiziert, um zumindest eine gute Abschätzung der Pt-Oberflächenbelegung durch die (zerstörungsfreie) hochauflösende REM-Analyse zu erhalten. Es wurde ein einfacher Ansatz gewählt, bei dem die Pt-Masse pro Flächeneinheit aus der Anzahl und dem Volumen der Pt-Partikel pro Flächeneinheit berechnet wird. Angenommen wurden kugelförmige Platinteilchen für die Schätzung des Volumens und damit der Masse von Pt. Hochauflösende REM-Aufnahmen von 20 Pt-behandelten Proben aus Edelstahl, Ni-Basis-Schweissgut und Zirkaloy-2 wurden so auf ihre Pt-Oberflächenbelastung untersucht. Diese Ergebnisse wurden mit den aus LA-ICP-MS-Messungen abgeleiteten Pt-Belastungswerten verglichen und zeigten eine gute Übereinstimmung. Daher wurde der Schluss gezogen, dass die Pt-Oberflächenbelastung durch die Analyse hochauflösender REM-Aufnahmen hinreichend gut abgeschätzt werden kann.

Quantitative Bewertung der räumlichen Pt-Belegung

Im Rahmen der SpRK-Minderung mit OLNC ist die homogene Dispersion (räumliche Verteilung) der Pt-Nanopartikel auf Edelstahloxidschichten wichtig. Die Dispersion von Pt-Nanopartikeln kann mit elektronenmikroskopischen Methoden bestimmt werden. Die visuelle Untersuchung der Mikroskopiebilder liefert eine qualitative Bewertung der Dispersion; allerdings ist ein quantitativer Ansatz erforderlich, um diesen Parameter besser mit den anderen Faktoren zu korrelieren, die zur Charakterisierung der Pt-Nanopartikel verwendet werden. Durch die Reduktion der oxidierenden Spezies (in Gegenwart von Wasserstoff) verringern die disper-

gierten Pt-Nanopartikel lokal das ECP. Aufgrund der begrenzten Leitfähigkeit des in SWRs verwendeten Reinstwassers ist der ECP-Senkungseffekt nur in einem kleinen Radius um die Pt-Partikel vorhanden. Derzeit ist dieser Radius nicht genau bekannt, ebenso wenig wie die minimale Pt-Oberflächenbeladung, die erforderlich ist, um gesamthaft ein niedriges ECP zu erreichen. Beide Parameter sind zweifellos miteinander verknüpft und die Partikelgrößenverteilung und -dispersion sind entscheidende Faktoren.

Grundsätzlich sind zwei Ansätze denkbar, um die Dispersion der Nanopartikel zu charakterisieren. Sie bestehen darin, entweder (i) den Abstand zu den nächsten Nachbarn zu bestimmen oder (ii) den Bereich frei von Partikeln, der zwischen ihnen liegt. Um Punkt (i) festzustellen, wird ein mathematisches Werkzeug namens Delaunay-Triangulation verwendet, da es ein gutes Kriterium für die Bestimmung der Zugehörigkeit zu den nächsten Nachbarn darstellt. Punkt (ii) kann quantifiziert werden, indem man ein Gitter über die zu untersuchende Fläche legt und die Anzahl der partikelfreien Quadrate in Abhängigkeit von ihrer Grösse zählt.

Zusammenfassung

Die Projektziele und Meilensteine für das erste Projektjahr wurden erreicht. Die systematischen Experimente im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI und die anschliessenden Analysen an den Proben aus dem Labor und den Kernanlagen konnten wie geplant durchgeführt werden.

Das NORA-Team des PSI hat Ergebnisse aus dem NORA III-Projekt im letzten Jahr auf drei Konferenzen und einem Symposium präsentiert. Zudem wurde zwei Artikel in einer wissenschaftlichen Zeitschrift publiziert und ein weiterer eingereicht. Das NORA II-Projekt wurde im August 2016 erfolgreich abgeschlossen. Ein Projektabschlussbericht wurde erstellt und im Rahmen eines halbtägigen Seminars im November 2017 fand eine ausführliche Ergebnispräsentation statt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der OLNC-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich reduziert werden kann. In

den Vorgängerprojekten NORA und NORA II konnten bereits einige wichtige Fragen geklärt werden. Das Projekt NORA III befasst sich mit konkreten Fragestellungen, welche sich aus NORA und NORA II ergeben haben. Zudem profitierte NORA III von der im Projekt NORA entwickelten Infrastruktur, unter anderem ein Hochtemperatur-Wasserkreislauf, und dem aufgebauten Know-how der PSI-Mitarbeitenden. Für die Nachuntersuchungen konnte das NORA-Team auf die im PSI vorhandenen modernen Analysengeräte zurückgreifen, um die mit Pt-beladenen Proben entsprechend nachzuuntersuchen. Im ersten Projektjahr von NORA III konnten aufgrund der bestehenden Infrastruktur und der guten Vernetzung des NORA-Teams innerhalb des PSI viele interessante Ergebnisse generiert werden.

Diese Arbeiten des PSI sind für die Aufsicht wichtig, da das ENSI dadurch von einem unabhängigen Forschungslabor Ergebnisse zur Wirksamkeit der OLNC-Technologie erhält. Da mittlerweile das KKM und das KKL die OLNC-Fahrweise anwenden, ist es wichtig, möglichst alle beobachteten Effekte, die bei dieser Fahrweise bereits aufgetreten sind, zu verstehen. Das Projekt NORA III liefert wie bereits NORA und NORA II dazu einen massgeblichen Beitrag. Ausserdem bildet das NORA-Team junge Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler sowie Studierende aus, was einen wertvollen Beitrag zur Zukunftssicherung darstellt.

Ausblick

Es sind weitere systematische Untersuchungen im Hochtemperatur-Wasserkreislauf vorgesehen. Der Fokus in 2018 liegt massgeblich auf Versuchen am Zirkaloy-Hüllrohrmaterial. Des Weiteren wird der Einfluss der OLNC-Technologie auf die Rissinitiation und das Risswachstumsverhalten an Zugproben untersucht. Die optimale Platinbelegung für ein niedriges ECP wird erforscht. Neue Proben wurden in das Monitor-System des KKL eingebaut und werden für die Analysen zurück ins PSI transportiert. Weitere Publikationen von Ergebnissen aus den Projekten NORA II und NORA III in Zeitschriften und Konferenzen sind geplant.

Literatur

- [1] *S.E. Garcia, J.F. Giannelli, and M.L. Jarvis*, «BWR Chemistry Control Status: A Summary of Industry Chemistry Status Relative to the BWR Water Chemistry Guidelines», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, CNS, Paper No. 9.09, Quebec City, Canada, October 3–7, 2010.

1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen

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

Einleitung

Für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb und Störfälle gewährleistet ist. In den letzten Jahren wurden im Projekt PISA probabilistische Methoden zur Beurteilung der Integrität des RDB für den Fall eines sogenannten Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS) als Ergänzung zur deterministischen Bruchmechanischen Beurteilung untersucht. Dazu wurde eine systemtechnische Abbildung des gewählten Referenz-RDBs aufgebaut. An diesem wurden probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtungen unter Berücksichtigung von Aspekten sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermo-hydraulik durchgeführt.

Die Resultate aus dem Projekt PISA haben weiteren Forschungsbedarf für eine probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtung aufgezeigt. Im Rahmen des Projekts PROBAB sollen die Unsicherheiten bei der Annahme von PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit weiter untersucht werden. Besonderes Interesse gilt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwasserstrahlen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB. Zu diesem Zweck wurden geeignete analytische Rechenmodelle ausgewählt, die dann mit den sehr rechenintensiven CFD-Berechnungen verglichen werden sollen. Weiterhin wird untersucht, welchen Einfluss mögliche strukturelle Unregelmässigkeiten im Material auf die Sicherheitsmargen des RDB bei PTS-Lastfällen haben können.

Als neuer Forschungsschwerpunkt des Projekts PROBAB werden geeignete probabilistische Analysemethoden auch für andere RDB-Bereiche (Stützen, Durchführungen, Verbindungen mit Einbauten) angewendet. Für diese sind im Rahmen der Alterungsüberwachung auch aktive Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung zu betrachten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden mit dem Rechenprogramm TRACE eine Vielzahl an verschiedenen Störfallszenarien, welche einen PTS initiieren können, untersucht. Dazu wurde ein dreidimensionales Modell verwendet, mit dem sich die unterhalb der Einlassstutzen bildende Streifenkühlung effektiv berechnen lässt (Abbildung 3). Zusätzlich zu den bereits in der früheren Projektphase untersuchten PTS-Belastungen bei verschiedenen Kühlmittelverlust-Störfällen SBLOCA, MBLOCA und LBLOCA, welche durch unterschiedlich grosse Lecks in der Kühlmittelleitung ausgelöst werden, wurden weitere Szenarien betrachtet. Dazu wurden neu auch die Folgen eines Dampferzeuger-Rohrleitungsbruchs (steam generator tube rupter, SGTR), eines Frischdampfleitungsbruch (main steam line break) sowie die Fehlfunktion des Druckablassventils (stuck-open pressurizer relief valve PZR) unter verschiedenen Annahmen der Notkühlwasser-Verfügbarkeit untersucht. Die aktuellen Berechnungen haben gezeigt, dass nur die Störfälle MBLOCA, LBLOCA und eventuell der PZR, welcher eine höhere Eintrittswahrscheinlichkeit hat, einen für den RDB relevanten PTS auslösen können.

Zum ersten Mal wurden dazu die ersten 40 Sekunden einer LBLOCA-Transiente mittels der Computational Fluid Dynamic (CFD) Methode simuliert. Bei einem LBLOCA kann der Wasserpegel im RDB stark absinken, bevor die Notkühlung einsetzt. Dadurch entstehen beim Einspeisen des Notkühlwassers grosse Temperaturgradienten an der Innenseite des RDB und ein Teil des Wassers wird verdampft. Dieser Effekt kann dem RDB zusätzliche Wärme entziehen. Mit CFD-Berechnungen kann das sich dabei ausbildende instabile Wasser-Dampf-Gemisch (Zweiphasen-Strömung) und deren Auswirkung modelliert werden. Die Berechnungen haben gezeigt, dass die sich unterhalb der Einlassstutzen bildende Streifenkühlung grosse Temperaturfluktuationen an der RDB-Innenoberfläche verursachen. Diese Temperaturfluktuationen wurden in das Modell mittels Finite-Elemente-Methode (FEM) übertragen und die sich daraus ergebene zeitliche Variation der Spannungsintensitäten berechnet.

In einem weiteren Teilprojekt des Projekts PROBAB wurden zur Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung erste probabilistische Berechnungen mit dem neu beschafften Berechnungsprogramm PATRIDGE durchgeführt. Dazu wurde als

Referenzmodell der Einlassstutzen eines Siedewasserreaktors ausgewählt. An den Schweißnähten solcher Stutzen ist als relevanter Alterungsmechanismus interkristalline Spannungsrisskorrosion (IG-SCC) zu berücksichtigen, wie auch aktuelle Schadensfälle zeigen. Dazu wurde das Modell des Einlassstutzens in das Programm übertragen und erste Leck-vor-Bruch-Analysen durchgeführt. Es wurden die Wahrscheinlichkeiten für die Rissinitiierung und das Risswachstum bis zu wanddurchdringenden Rissen bestimmt. Auf Basis der berechneten Rissöffnung, die sich für wanddurchdringende Risse ergibt, wurden die sich daraus ergebenden Leckraten ermittelt. Damit kann überprüft werden, ob in Abhängigkeit der sicher detektierbaren Leckagemenge die Strukturstabilität des Stutzens gewährleistet ist. Für die bisher betrachteten Konstellationen konnte ein Leck-vor-Bruch-Verhalten bestätigt werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der RDB stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Insbesondere beim Nachweis der Spröbruch-Sicherheit des RDB besteht ein starkes Interesse des ENSI, die Sicherheitsreserven der deterministischen Integritätsnachweise durch verfeinerte Analysen mit probabilistischen Methoden besser quantifizieren zu können. Insbesondere die Kopplung von thermohydraulischen und bruchmechanischen Berechnungen unter den Bedingungen von Kühlmittelverlust-Störfällen erlaubt bessere Aussagen zu den Sicherheitsmargen für die Strukturintegrität des RDB.

Für das ENSI ist es weiterhin relevant, insbesondere für den Langzeitbetrieb aktive Schadensmechanismen auch mit probabilistischen Methoden zu bewerten. Damit soll auch ein Vergleich zu etablierten internationalen Vorgehensweise ermöglicht werden.

Ausblick

Im Projekt PROBAB sollen die Unsicherheiten bei der Annahme von PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit auch unter Berücksichtigung der Ausbildung von Wasser-Dampf-Gemischen weiter untersucht und quantifiziert werden. Besonderes Interesse gilt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwasserstrahlen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB.

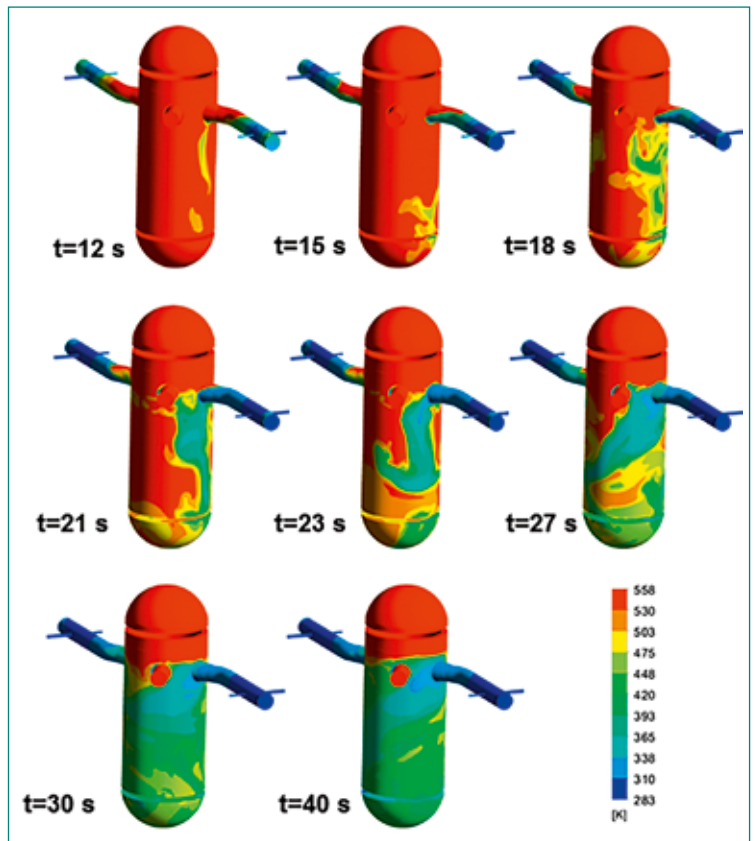


Abbildung 3: Numerische Simulation der transienten Strömungsverhältnisse bei Notkühlwassereinspeisung in einen RDB. Quelle: PSI

Hier sollen insbesondere die Temperaturfluktuationen, die zu einer Wiederbelastung allfälliger Risspitzen führen können, untersucht werden.

Die Berechnungen zur Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung werden weitergeführt, dabei sollen insbesondere auch relevante POD-Werte (Probability of Detection) aus der zerstörungsfreien Prüfung berücksichtigt werden.



1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency NEA koordiniert, die zur Organisation for Economic Co-operation and Development OECD gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden OECD-Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend ausgewertet mit dem Ziel, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden bzw. Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind.

1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiterin: Michaela Weber

Einleitung

Das CODAP-Projekt der OECD-NEA ist ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen von Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung und einer zugehörigen Wissensdatenbank, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen sowie länderspezifische Vorgehensweisen bezüg-

lich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind folgende Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Frankreich, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweiz und USA.

Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Unklassierte Komponenten werden einbezogen, wenn diese zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben. Die Ziele des CODAP-Projektes sind

- Informationen zu Schadensfällen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln;
- Die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Schädigungen sowie der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen;
- Allgemeine Hintergrund-Informationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln;
- Zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

Im Rahmen des CODAP-Projekts werden die Datenbank ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen herausgearbeitet. Das Projekt geht damit über eine reine Datensammlung hinaus und kann so eine gemeinsame Basis für das Verständnis von Alterungs- und Schädigungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken schaffen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des CODAP-Projektes wurde der vierte Erfahrungsbericht (Topical report) mit dem Thema «Betriebserfahrung von erdverlegten Rohrleitungen» (Operating Experience Insights Into Below ground piping) fertig gestellt. Dessen Publikation soll 2018 erfolgen. Basierend auf der Auswertung der dokumentierten Betriebserfahrung in der CODAP-Datenbank und den Erfahrungen der einzelnen CODAP-Mitgliedsländer werden qualitative und quantitative Erkenntnisse über die Schädigungsmechanismen beschrieben.

Der Entwurf des fünften Erfahrungsberichtes zum Thema «Grundlegende Prinzipien der Erfassung und Auswertung der Daten aus Betriebserfahrungen von metallisch passiven Bauteilen» (Basic principles of collecting & evaluating operating experience data on metallic passive components) wurde erstellt.

Dazu wurden die Datensätze der CODAP-Schadensdatenbank zur aktuellen Betriebserfahrung sowie die Betriebserfahrung der einzelnen teilnehmenden Länder am CODAP-Projekt analysiert und ausgewertet.

Von den teilnehmenden Mitgliedern wurden im Jahr 2017 ca. 60 neue Datensätze in die Datenbank eingegeben.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute fast 4870 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen. Für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke steht mit der Datensammlung und der Hintergrundinformation eine direkte und aktuelle Quelle der internationalen Erfahrung mit Schadensfällen an klassierten mechanischen Ausrüstungen zur Verfügung. Diese kann unmittelbar angewendet werden zur Beurteilung von

- Instandhaltungsprogrammen und -massnahmen
- Wiederholungsprüfprogrammen
- Alterungsüberwachungsprogrammen
- Qualifizierungsfehlern für zerstörungsfreie Prüfungen
- Risikoinformierte Anwendungen in der Instandhaltung

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folgemassnahmen der Betreiber zu bewerten. Ein wichtiger Nebenaspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende

Generation von Nuklearingenieuren, damit das Wissen aus früheren Schadensfällen nicht durch den Personalwechsel verloren geht.

Ausblick

Mit dem Jahr 2018 beginnt die Phase 3 des Projekts (2018–2020). Finnland nahm an Phase 1 teil und hat sich entschieden, wieder ab Phase 3 mitzuarbeiten. Ein neues Mitglied ab Phase 3 ist die Niederlande. Die Datensammlung zu den Schadensfällen wird fortgeführt. Mit dem Ziel, die Zusammenarbeit sowie die Datenanalyse und Risikoauswertung zwischen der NEA-Arbeitsgruppe WGRISK und den NEA-Datenbanken CODAP, FIRE sowie ICDE weiter zu verbessern, ist ein gemeinsamer Workshop geplant.

1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

Das OECD-Projekt CADAK beschäftigt sich mit Alterungsphänomenen von elektrischen Kabeln. Es setzt seit Ende 2011 in erweitertem Sinne denjenigen Teil des früheren OECD Projekts SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) fort, der sich bereits mit der Degradierung von Kabelisolationen beschäftigt hatte. CADAK hat sich zum Ziel gesetzt, die technische Basis für die Lebensdauer von klassierten elektrischen Kabeln unter dem Gesichtspunkt von Unsicherheiten bei den Qualifikationstests, welche vor der Erstinbetriebnahme stattfanden, neu zu beurteilen. Damit sollen einerseits die Korrektheit der Reserven ermittelt und andererseits Unsicherheiten abgedeckt werden. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammengefasst, die nicht nur Angaben zu einzelnen Fällen, sondern auch Hintergrundwissen enthält (Data and Knowledge Base). 2017 nahmen an dem Projekt noch Vertreter von Deutschland, Kanada, Slowakei, Schweiz und den USA teil.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

In der Kabeldatenbank sind sowohl Angaben zu Leistungskabeln, Mess- und Steuerkabeln als auch Netzwirkkabeln enthalten. Sie enthält weiterhin 953 Datensätze, im Berichtsjahr wurden keine weiteren Datensätze ergänzt. In der Datenbank zum Hintergrundwissen wurden diverse Berichte abge-

legt (Studie betreffend Alterungscharakteristik und Diagnostik des Isoliermaterials, Lagerung von Referenzkabelstücken, Kabelreparatur, Qualifikationsanforderungen von Kabeln unter erschwerten Bedingungen, Zustandsüberwachungsmethoden, Projekt IGALL Information, etc.).

Bereits für 2016 war vorgesehen, dass die ersten Forschungsergebnisse bezüglich vorgealterten und neuen Kabeln vorliegen und die Datenbank verbessert wird. Dies ist bis Ende 2017 nicht erfolgt. Die Labortests mit verschiedenen Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel ergeben sollen, sind teilweise noch in einem frühen Stadium. Sie wären jedoch die Basis für die eigentliche Forschungsarbeit zur Bestimmung der maximalen Lebensdauer unter bestimmten Randbedingungen. Zudem war die Zahl der am Projekt CADAK beteiligten Länder trotz der Bemühungen um eine Erweiterung der Mitglieder zuletzt zu gering, um das Projekt sinnvoll weiter zu führen. Daher wurde an der letzten Sitzung im November 2017 beschlossen, das Projekt zu beenden. Zugleich wurde der Abschlussbericht für die Projektphase CADAK 2 fertiggestellt (allgemeiner Teil).

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit den Ergebnissen von CADAK sollten exaktere Aussagen zur Lebensdauer von eingesetzten Kabeln gewonnen werden, um bestehende Modelle zur Alterungsüberwachung zu überprüfen und zu optimieren. Kabel sind wichtige Verbindungselemente, und bei Ausfall derselben stehen eventuell sicherheitsrelevante Komponenten nicht zur Verfügung. In der Schweiz ist ein Alterungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E klassiert) etabliert.

Ausblick

Das ENSI wird die Thematik im Rahmen des Alterungs-Überwachungsprogramms und punktuell bei internationalen Veranstaltungen verfolgen. Ziel ist es, insbesondere aus laufenden Kabelprüfmessungen neue Erkenntnisse zu gewinnen. Im Mai 2018 wird zu dem Thema Kabelalterung ein Workshop der European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) in Luxemburg stattfinden.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

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

Projektziele des Berichtsjahres

und deren Umsetzung

Im Jahr 2017 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2017) 1811 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Die Datensammlung zum Komponententyp Wechselrichter soll im Jahr 2018 beginnen.
- **Kodierungsrichtlinien:** In den so genannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderungen an die Datenerfassung von spezifischen Komponententypen festgelegt. Von Zeit zu Zeit werden diese Kodierungsrichtlinien überarbeitet. Im Berichtsjahr wurde die Kodierungsrichtlinie zu *systemübergreifenden CCF* weiter entwickelt.
- **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste identifizierte Fehlerart oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargestellt. Im Berichtsjahr wurde der aktualisierte

Komponentenbericht zu Dieselgeneratoren fertig gestellt. In diesem Bericht werden 224 potenzielle CCF-Ereignisse aus dem Zeitraum 1977 bis 2012 bezüglich Fehlermechanismen und -ursachen analysiert. Gemäss diesem Bericht stellen Auslegungsfehler, die auf Herstellungs- oder Konstruktionsmängel zurückzuführen sind, die am häufigsten auftretenden Fehlerursachen dar. Der Bericht soll im Jahr 2018 veröffentlicht werden.

- **Berichte zu ICDE-Workshops:** Im Rahmen des ICDE-Treffens werden regelmässig Workshops zu vorgegebenen Themen organisiert, wobei ausgewählte Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert werden. Ergebnisse der Workshops werden in Berichten zusammengefasst und zur Verbesserung der Informationen in der ICDE-Datenbank verwendet. Der Bericht «ICDE-Workshop – Collection and Analysis of Emergency Diesel Generator Common-Cause Failures Impacting Entire Exposed Population» wurde im Jahr 2017 veröffentlicht (NEA/CSNI/R(2017)8). Weitere Berichte zu ICDE-Workshops zu den Themen «Anlageänderungen», «Verbesserung von Tests» sowie «multi-unit events» (Ereignisse, die mehrere Blöcke einer Kernanlage betreffen) sind in Vorbereitung.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Erste ICDE-Ereignisse zum Komponententyp *Wechselrichter* werden in die Datenbank eingetragen.
- Ein Workshop zum Thema «pre-initiator human failure events» (ICDE-Ereignisse, die durch einen menschlichen Fehler ausgelöst wurden) wird veranstaltet.

- Der aktualisierte Komponentenbericht zu Dieselgeneratoren wird veröffentlicht.
- Die Berichte für die ICDE-Workshops zu den Themen «Anlageänderungen», «Verbesserung von Tests» und «multi-unit events» werden weiter entwickelt.

1.2.4 OECD Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

Einleitung

Das Ziel des Projektes OECD Fire Incident Record Exchange (OECD FIRE) ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedsstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkungen von Bränden besser zu verstehen. Es ist zudem darauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Anfang 2016 begann die fünfte Phase des Projekts. Spezielle Ziele für diese Phase sind die Fertigstellung der von der vorherigen Phase ausstehenden Berichte zu «Combinations of Fires with other Events» und «Fire Regulations» sowie die Aufnahme neuer Aktivitäten zum Brandverhalten und zu Risikoeinflüssen.

Die Datenbank wurde um eine Funktion zur automatischen Überprüfung ergänzt, sodass jetzt die grundsätzliche Plausibilität verschiedener Aspekte der eingegebenen Daten ohne menschliches Zutun geprüft werden kann. Zudem wurden Aktivitäten aufgenommen, um Ereignisse mit Explosionen als solche in der Datenbank leicht erkennbar und auffindbar zu machen, sodass reine Explosionen ohne Brand nicht in die Statistik der Brandereignisse eingehen.

Eine vorläufige Analyse zu unmittelbaren Ursachen von Brandereignissen ergab, dass Wasserstoffbrände in der Hälfte der Fälle durch Personalhand-

lungen ausgelöst werden, während dies nur für etwa ein Fünftel der Brände durch Kurzschlüsse der Fall ist. Speziell für Erdschlüsse mit Brandfolge ergab sich eine auffallende Konzentration der Ereignisse bei Druckwasseranlagen. Es wird 2018 entschieden, ob diese Studie vertieft wird.

Es wurden kontinuierlich weitere Brandereignisse aus verschiedenen Mitgliedsländern in der Datenbank eingeführt und Erkenntnisse aus diesen und anderen Ereignissen diskutiert.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Die Daten der neu beigetretenen Mitglieder Belgien und Grossbritannien werden sukzessive erfasst.

1.3 Externe Ereignisse

Neben Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch Ereignisse, die eine Anlage von aussen treffen können. Ein Schwerpunkt der Forschung liegt bei Erdbeben, da diese Gefährdung gemäss probabilistischen Sicherheitsanalysen den grössten Risikobeitrag für die Schweizer Kernkraftwerke liefert. Die beschriebenen Projekte beschäftigen sich sowohl mit geologischen Aspekten als auch mit den Auswirkungen von Erschütterungen auf Kernanlagen. Darüber hinaus sind für das ENSI die Arbeiten zu den Themen Flugzeugabsturz und Überflutungen wichtig.

1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre (Finnland)

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (Bochum, Deutschland), Principia Ingenieros Consultores (Madrid, Spanien) und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater (Zürich)

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Für das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure»), das vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert wird, war nach ursprünglicher Planung eine Laufzeit von 2012 bis 2014 vorgesehen. Das Projekt hat unter anderem wegen dem Umzug der Testanlage in eine

neue Halle grosse Verzögerungen erfahren. Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt.

Das Ziel dieses Projektes besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Wie im letztjährigen Bericht vorausgesagt, wird das Projekt erst im Jahr 2018 abgeschlossen. Im Rahmen von IMPACT III wurden 2017 insgesamt acht Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt:

- zwei Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen («Liquid effect tests» L4 und L5),
- zwei Versuche zur Erschütterungweiterleitung und Dämpfung («Induced vibration and damping tests» V3A und V3B) und
- vier Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall («Combined bending and punching tests» X9, X10, X11 und X13).

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI), Basler & Hofmann (B&H) sowie Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) an diesem Projekt. Im IMPACT-Projekt arbeiten 10 Teams aus 7 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, UK, USA, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland, Kanada, UK, USA und Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden direkt vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. VTT und STUK (Aufsichtsbe-

hörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008) und IMPACT II (2009 bis 2011) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2017 bestanden die Projektziele im weiteren Studium des Verhaltens von Stahlbetontragwerken beim Aufprall verformbarer Projektilen. Besondere Bedeutung kommt hierbei aus Sicht des ENSI der Untersuchung des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens (X-Testserie) im direkten Aufprallbereich sowie der Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (V-Serie) zu.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI zusammen mit SPI und teilweise B&H an den beiden Treffen vom 8. und 9. Juni und 13. bis 15. Dezember teil. Bestandteil der Treffen ist jeweils auch ein Workshop, anlässlich dessen die einzelnen Partner die Methodik der Berechnungsanalysen und die daraus folgenden Resultate präsentieren.

Im Rahmen der X-Testserie an quadratischen Stahlbetonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,25 m Plattendicke wurden im Berichtsjahr die bereits im Vorjahr geplanten Versuche X9 und X10 durchgeführt. Die Zielsetzung dieser Versuche bestand in der Untersuchung, wie sich bei gleich bleibender Schubbewehrung eine Variation des Querschnitts der Biegebewehrung auf das kombinierte Biege-/Durchstanzverhalten auswirkt. Im Vergleich zum hierfür gewählten Referenzversuch X8 wurde Test X9 mit einer geringeren Biegebewehrung (64 %) und Test X10 mit einer höheren Biegebewehrung (145 %) durchgeführt. Die rechnerischen Analysen wurden mit dem Finite-Elemente Programm SOFISTIK durchgeführt. Aus Abbildung 4 geht hervor,

dass das Rissbild der Versuchsplatte von Test X9 damit gut wiedergegeben wird. Die Tests X8 bis X10 lassen grundsätzlich darauf schliessen, dass ein abnehmender Biegebewehrungsgrad bei gleicher Belastung zu grösseren Schubverformungen führt, was die Folge eines steileren Winkels des sich ausbildenden Durchstanzkegels ist.

Der Test V3 wurde vom ENSI bereits im Jahr 2016 vorgeschlagen. Im Treffen vom Juni 2017 hat das ENSI das detaillierte Versuchsdesign vorgestellt. Die anderen Partner haben den Vorschlag akzeptiert.

Der rahmenförmige Versuchskörper V3 besitzt einheitlich eine Wanddicke von 15 cm, ist 1,45 m breit, 2,0 m tief und 2,4 m hoch (siehe Abbildung 5). Die kastenförmigen Auflagerkonstruktionen aus Stahlblech sind mittels Ankerstäben $\varnothing 32$ mm im Fels unterhalb des Versuchshallenbodens verankert. An diesem Versuchskörper sind im Berichtsjahr zwei Impact-Versuche mit unterschiedlichen Auftreffgeschwindigkeiten durchgeführt worden, nämlich zuerst ein Test mit 90 m/s (V3A) und anschliessend ein Test mit 170 m/s (V3B).

Zur Veranschaulichung der Ergebnisse der rechnerischen Simulationen zeigt Abbildung 5 die überhöht dargestellte verformte Struktur im Test V3B mit Angabe der Maximalwerte der Verschiebungen. Eine gute Übereinstimmung mit den Messwerten ergab sich für die Verschiebungen etwa oberhalb der halben Versuchskörperhöhe. Anhand der guten Übereinstimmung der ebenfalls in Abbildung 5 dargestellten Antwortspektren der gemessenen und berechneten Verschiebungen der Rückwand des Versuchskörpers auf Höhe der Decke wird diese Beobachtung bestätigt.

Im Berichtsjahr wurden für die X-Testserie die drei weiteren Versuche X11, X12 und X13 geplant. Die Versuchsplatten zu den Tests X11 und X12 sind

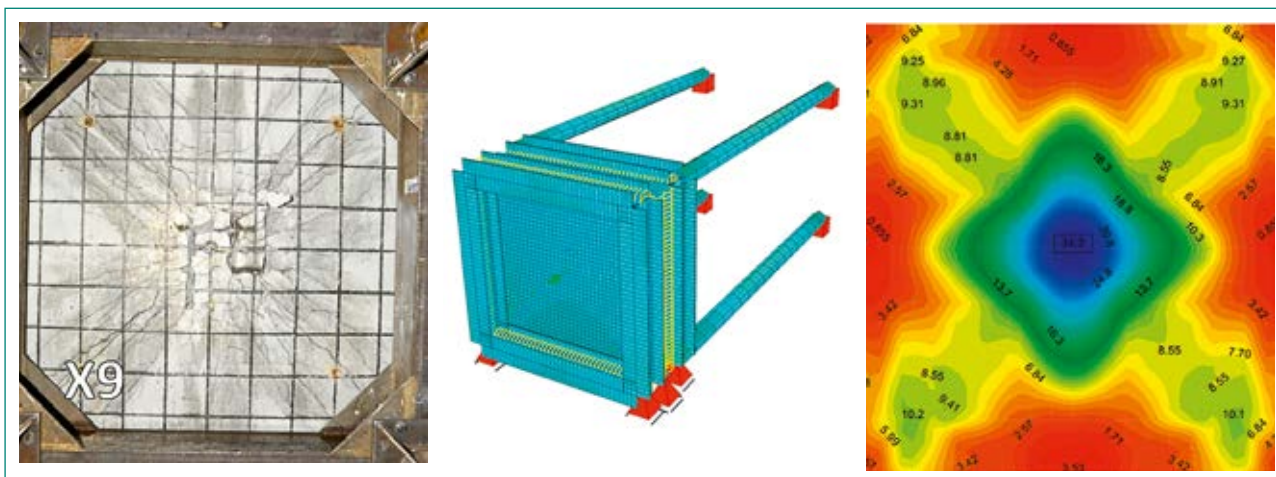


Abbildung 4: IMPACT III Test X9, Rissbild der Rückseite nach Versuch, FE-Modell, rechnerische Dehnungen der Biegebewehrung in % (von links).

Quellen: VTT, SPI

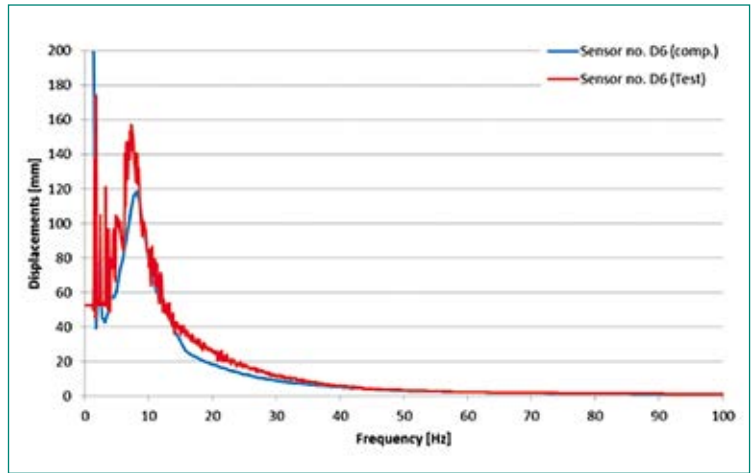
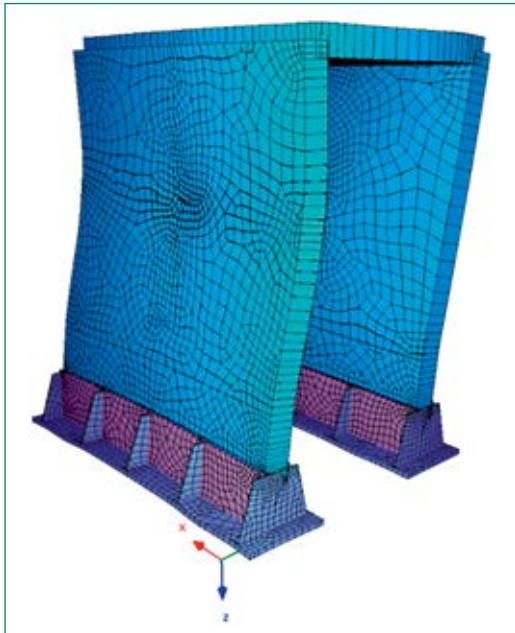
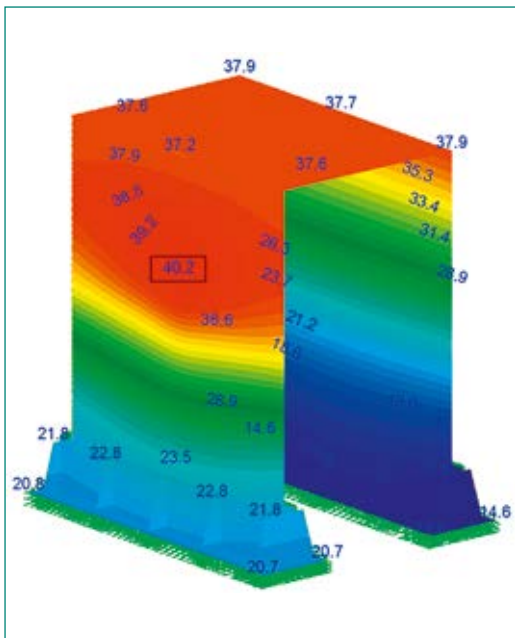


Abbildung 5: IMPACT III Test V3B, verformte Struktur des FE-Modells (links oben), maximale Verschiebungen in mm (links unten), horizontales Verschiebungsspektrum der Rückwand auf Höhe der Decke (rechts oben). Quellen: SPI, VTT



konstruktiv gleich ausgebildet wie im Test X8. Im Test X11 wurde durch die von 50 kg auf 80 kg erhöhte Projektilmasse mit einer zur Erzielung eines übereinstimmenden Energieeintrags angepassten Geschwindigkeit ein um 26 % erhöhter Impuls erzeugt. Im Test X12 ist der Impuls der gleiche wie im Test X8, wird aber infolge des von 219 auf 356 mm erhöhten Projektildurchmessers über eine entsprechend grössere Lastfläche aufgebracht. In Abbildung 6 werden neben den idealisierten Lastzeitfunktionen der Tests X11 und X12 die berechneten Verschiebungsverläufe in Plattenmitte miteinander verglichen. Erwartungsgemäss resultieren aus den FE-Berechnungen im Test X11 grössere und im Test X12 kleinere Verschiebungen als im Vergleichstest X8.

Test X13 hat wie der in Abbildung 4 behandelte Test X9 die Zielsetzung, die Auswirkung einer Verringerung des Querschnitts der Biegebewehrung auf das kombinierte Biege-/Durchstanzverhalten zu untersuchen. In diesem Fall ist jedoch die Schubbewehrung nur halb so gross wie im Test X9. Bezogen auf den Referenzversuch X3 beträgt der Querschnitt der Biegebewehrung im Test X13 wie im Test X9 64 %. Die Ergebnisauswertung zeigt, dass die relative Zunahme der Verschiebungen und der Dehnungen der Biegebewehrung infolge ihrer Verringerung kaum von den im Test X9 beobachteten Verhältniswerten abweicht. Daraus darf geschlossen werden, dass sie von der absoluten Grösse des Schubbewehrungs-Querschnitts weitgehend unbeeinflusst ist.

Die Tests X11 und X13 wurden erst kurz vor dem Treffen im Dezember durchgeführt. Der Vergleich der Messresultate mit den FE-Berechnungen wird erst im Jahr 2018 abgeschlossen.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme an dem Projekt IMPACT III bietet dem ENSI den fortdauernden Zugang zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zur Simulation des Verhaltens von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie zum Beispiel bei einem Flugzeuganprall vorkommen. Die erzielten Fortschritte bei der Validierung der Berechnungsmodelle erlauben eine zuverlässigere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Auf Basis der umfangreichen Messergebnisse aus den Versuchen zur Übertragung induzierter Erschütterungen lassen sich zudem die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkun-

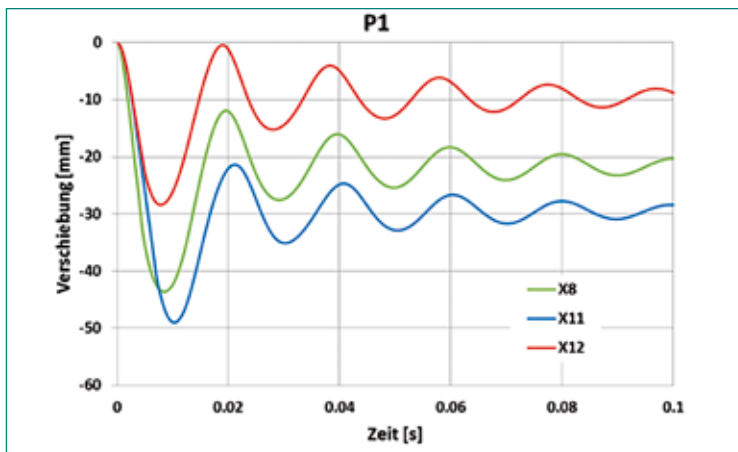
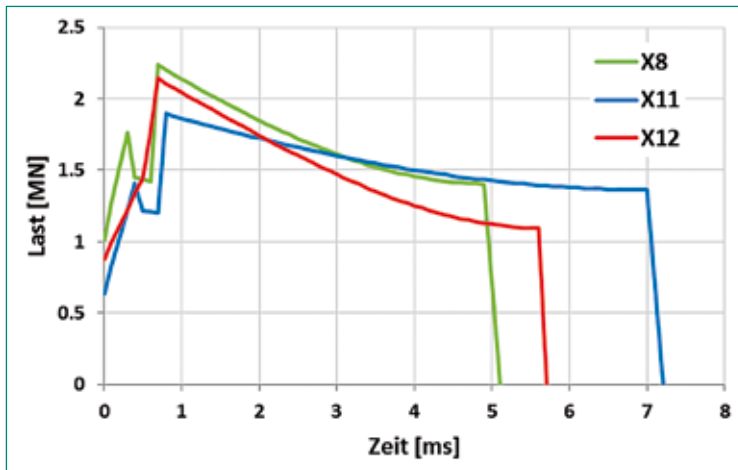


Abbildung 6: IMPACT III Tests X11 und X12, Lastzeitfunktionen (oben), Verschiebungsverläufe in Plattenmitte (unten). Quelle: SPI

gen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der Gebäude der Kernanlagen weiter verbessern. Die vom ENSI durchgeführten rechnerischen Analysen haben das Verhalten der Testkörper gut abgebildet und somit hat das ENSI die Bestätigung, dass die angewendeten Berechnungsmethoden realistische Resultate liefern.

Im Rahmen des Projekts erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den weltweit führenden Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Das Projekt IMPACT III wird im Jahr 2018 abgeschlossen. Mit den verbleibenden finanziellen Mitteln können noch maximal 6 Versuche durchgeführt werden. Für den im Text erwähnten Test X12 ist die Versuchsplatte bereits betoniert. Vor der Testausführung müssen noch Details beim Projektil geklärt werden. Für die restlichen Tests bestehen Vorschläge, die unter den Partnern noch zu diskutieren sind.

VTT plant die Fortsetzung des Projektes unter dem Namen IMPACT IV. Diverse Partner haben Interesse an einer weiteren Teilnahme bekundet. Die meisten Partner haben jedoch die Bedingung geäußert, dass grössere Versuchsplatten getestet werden können. Bis zum nächsten Treffen im April 2018 wird VTT die Möglichkeiten zum Kapazitätsausbau der Versuchsanlage klären.

1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: OECD-NEA

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (Bochum, Deutschland), Principia Ingenieros Consultores (Madrid, Spanien) und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater (Zürich)

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Phase 3 des Projekts IRIS («Improving Robustness Assessment of Structures Impacted by a Large Missile at Medium Velocity») wird von der Nuclear Energy Agency der OECD (OECD-NEA) organisiert. Sie geht von Testkörpern aus, die stossartigen Einwirkungen ausgesetzt sind, zum Beispiel infolge eines Flugzeugabsturzes. Untersucht wird die Übertragung dadurch induzierter Erschütterungen auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs. Anhand von durch Versuche gewonnenen Daten sollen die Berechnungsmethoden validiert und weiterentwickelt werden.

Das ENSI ist im Organisationskomitee vertreten und beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) – mit Unterstützung von Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) – als Team 1 und Basler & Hofmann (B&H) als Team 2 an diesem Projekt. Dieses ist als so genannter Benchmark angelegt, also bestehend aus Versuchen und vergleichenden Rechnungen von Expertengruppen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele des Berichtjahres bestanden seitens des Organisationskomitees in der sukzessiven Auswertung der bis November 2016 von den Benchmark-Teilnehmern eingereichten Ergebnisse zu den in Projektphase A durchgeführten blinden Vorausberechnungen. Zudem wurde im Juni 2017 ein Workshop in Paris durchgeführt, an dem die Teilnehmer die Ergebnisse ihrer rechnerischen Simulationen prä-



Abbildung 7: IRIS Phase 3; Versuchskörper (links) und SOFiSTiK-FE-Modell (rechts). Quellen: VTT, SPI

sentierten. Von den Teilnehmern waren im Berichtsjahr vornehmlich die nach dem Workshop bekannt gemachten Messergebnisse auszuwerten.

Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte (Abbildung 7). Die Rückwand ist nach Art einer Attika nach oben hin verlängert. Die äusseren Abmessungen betragen 2,5 m in der Breite, 2,0 m (vorn) bzw. 3,0 m (hinten) in der Höhe und 2,1 m in der Tiefe. Bis auf die 40 cm dicke Bodenplatte sind alle Bauteile 15 cm dick. An der Rückwand sind zwei zum Innenraum hin gerichtete, mit unterschiedlichen Befestigungssystemen an Ankerplatten angeschlossene Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten angebracht. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt auf vier Füßen aus Rohrprofilen mit angeschweissten Ankerplatten, die einerseits in der Bodenplatte einbetoniert und andererseits mittels 4,5 m langer Ankerstäbe im Hallenboden verankert sind. Das für die Berechnungen eingesetzte SOFiSTiK-FE-Modell ist ebenfalls in Abbildung 7 dargestellt.

Der IRIS-Versuchskörper wurde drei aufeinanderfolgenden Impact-Tests unterzogen, von denen die beiden ersten Tests 1 und 2 mit dem gleichen Projekttiltyp und der gleichen Geschwindigkeit von 90 m/s und der dritte Test mit einem gleich schweren, jedoch längeren Projektil und einer Geschwindigkeit von 170 m/s durchgeführt wurden. Als beispielhafte Ergebnisdarstellungen sind in Abbildung 8 die Zeitverläufe berechneter und in den Tests 2 und 3 gemessener horizontaler Verschiebungen einander gegenübergestellt. Anhand des Vergleichs ist eine in Grösse und Verlauf gute Übereinstimmung festzustellen.

Abbildung 9 enthält Diagramme der Horizontalbeschleunigungen am oberen Ende der Rückwand im Test 3 mit 170 m/s Aufprallgeschwindigkeit und des daraus abgeleiteten Beschleunigungsantwort-

spektrums. Während die Übereinstimmung der berechneten und gemessenen Beschleunigungen an dieser Stelle akzeptabel ist, ist eine gleichartige Einstufung der Qualität der berechneten Beschleunigungen nicht an allen Messpunkten möglich. Die beste Annäherung der berechneten und gemessenen Beschleunigungen ist für Frequenzen unterhalb von 30 Hz feststellbar.

Die durch die Stossbelastung induzierten Erschütterungen führen nach Abbildung 9 mit ansteigen-

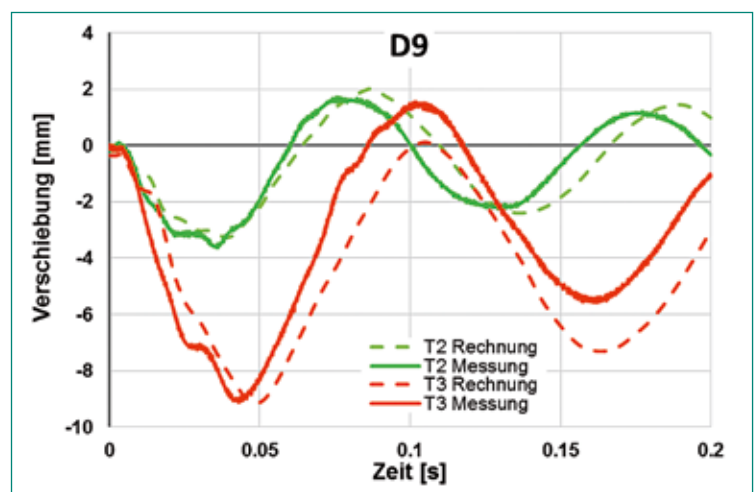
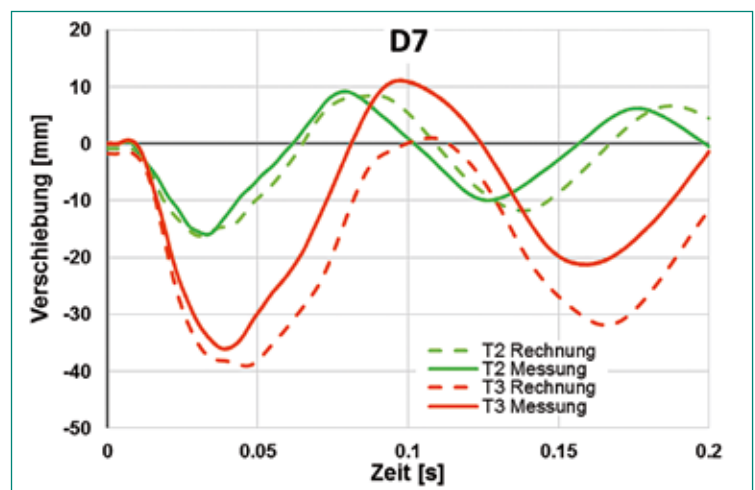


Abbildung 8: IRIS Phase 3, Tests 2 und 3, Vergleich Messung – Rechnung, Horizontalverschiebungen am oberen Ende der Rückwand (oben) und auf Höhe der Komponentenbefestigungen (unten). Quellen: SPI, VTT

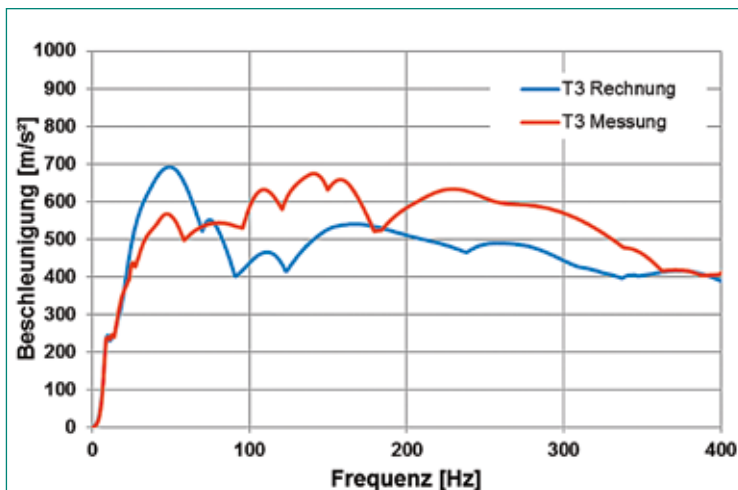
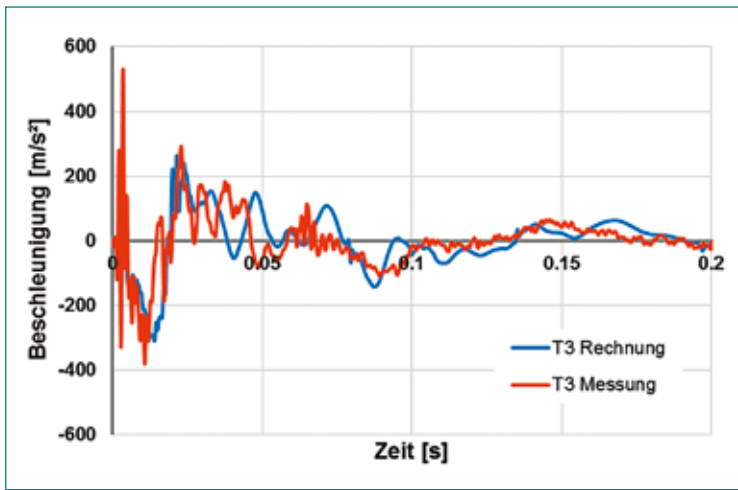


Abbildung 9: IRIS Phase 3, Test 3, Vergleich Messung – Rechnung, Horizontalbeschleunigungen am oberen Ende der Rückwand im Zeitverlauf (oben) und als Antwortspektrum für 5% Dämpfung (unten). Quellen: SPI, VTT

der Frequenz zu sehr hohen Beschleunigungswerten. Aus den ebenfalls ermittelten Verschiebungsantwortspektren geht hervor, dass diese Beschleunigungen jedoch nur mit kleinen Verschiebungen verbunden sind, die selbst am Ort der Maximalwerte, dem oberen Ende der Rückwand, bis zu einer Frequenz von 100 Hz auf unterhalb von 1 mm abfallen. Aufgrund dieser Verknüpfung sind die induzierten Erschütterungen infolge einer Stossbelastung im Bereich hoher Frequenzen für die strukturelle Integrität nur von geringer Bedeutung.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Phase 3 des Projekts IRIS stellt eine wertvolle Ergänzung zu der im Rahmen von IMPACT III durchgeführten Versuchsserie zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung dar (siehe Kap. 1.3.1). Von Vorteil ist hierbei, dass im Rahmen des Benchmark-Projekts IRIS aufgrund der hohen Teilnehmeranzahl von 20 Teams im Vergleich zu IMPACT III eine deutlich grössere Bandbreite von Simulationsmodellen

und Berechnungsmethoden zum Einsatz gelangt und damit tiefere Erkenntnisse erzielbar sind. Auf Basis der umfangreichen Messergebnisse aus der Gesamtheit der Versuche lassen sich die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkungen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der Gebäude der Kernanlagen weiter verbessern. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Gegenüber den ursprünglich geplanten Terminen hat das Projekt Verzögerungen erhalten und der Schlussbericht wird nicht 2018, sondern erst 2019 publiziert werden. Im Anschluss an die blinden rechnerischen Simulationen in der Projektphase A ist nach erfolgter Publikation der Versuchsergebnisse geplant, dass in der damit eingeleiteten Projektphase B Kalibrierungsberechnungen durchgeführt werden. Deren Ergebnisse sollen bis Ende September 2018 an die Organisatoren gesendet werden. Seitens des Organisationskomitees ist angekündigt, dass die Veröffentlichung des Berichts zur Projektphase A bis Ende März 2018 erfolgt. Es ist geplant, im Juni 2019 einen Schlussworkshop abzuhalten.

1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten

Projektorganisation: ASME Standards Technology, LLC, New York

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur GmbH (SPI), Bochum (D)

ENSI-Projektbegleiter: Markus Wanner

Bericht der ASME Standards Technology, LLC, in Anhang A

Einleitung

Unter der Projektleitung der ASME Standards Technology, LLC, sind im Jahr 2016 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter der Einwirkung von Explosionsdruckwellen durchgeführt worden. Sie dienten zur Untersuchung der Duktilität von Spannbeton-Bauteilen ohne Schubbewehrung bei dynamischen Belastungen. Die insgesamt acht Versuchsplatten umfassen vier verschiedene Kombinationen von Vorspannung und Längsbewehrungsgrad, die jeweils in zwei Stufen variiert wurden. Jeder der vier Plattentypen wurde zwei unterschiedlich hohen Explosionsbelastungen ausgesetzt, mit denen Auflagerverdrehungen von 2°

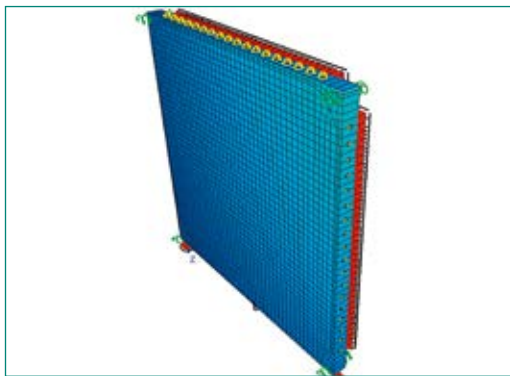
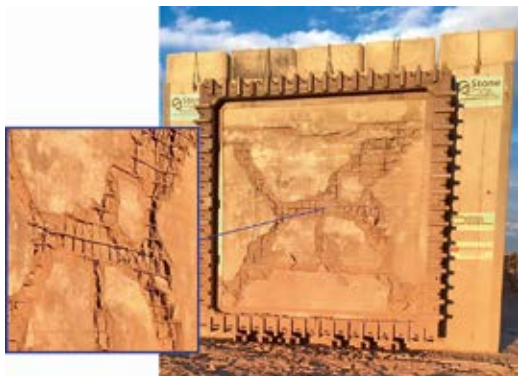


Abbildung 10:
Zustand der Versuchsplatte nach Durchführung von Test 3 (links) und Finite-Elemente-Rechenmodell (rechts). Quellen: SSE/OBL, SPI

bzw. 4° erzielt werden sollten. Sechs internationale Organisationen und Firmen sowie das ENSI haben sich an den Kosten dieser Versuche beteiligt. Die technische Planung der Versuche erfolgte durch das Ingenieurunternehmen Stone Security Engineering (SSE). Durchgeführt wurden die Versuche vom Prüflaboratorium Oregon Ballistic Laboratories (OBL) auf deren Testgelände in Oregon, USA.

Die skalierten Abmessungen der Versuchsplatten von 4,88 m x 4,88 m x 0,27 m und die Vorspannungs- sowie die Längsbewehrungsgrade wurden so gewählt, dass sie für typische Spannbeton-Bauteile von Kernkraftwerken, wie sie zum Beispiel die Wände von Containment-Gebäuden darstellen, repräsentativ sind. Die Zielsetzung des Projekts bestand darin, auf Basis der Versuchsergebnisse spezifische Bemessungskriterien für Bauteile aus Spannbeton unter aussergewöhnlichen stossartigen Belastungen (wie Anprall und Explosion) zur Vorgabe in einschlägigen technischen Regelwerken herzuleiten.

Das ENSI ist von den Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH anhand von numerischen Analysen, die im Berichtsjahr durchgeführt wurden, bei der Auswertung der Versuchsergebnisse unterstützt worden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Das Projektziel des Berichtjahres bestand für die beteiligten Institutionen in der Analyse des Versuchsprogramms. Nach Durchführung der Versuche im Jahr 2016 wurde von SSE und OBL im Jahr 2017 der Abschlussbericht vorgelegt. Darin sind neben einer Darstellung der Versuchsziele und einer detaillierten Beschreibung des Versuchsaufbaus insbesondere die gemessenen und im Bild festgehaltenen Versuchsergebnisse dokumentiert. Der Bericht enthält am Ende Schlussfolgerungen im Hinblick auf eine mögliche Definition angepasster Grenzwerte zulässiger Auflagerverdrehungen.

Von Seiten des ENSI und seiner Experten wurden im Berichtsjahr der Abschlussbericht studiert und begleitende rechnerische Simulationen zu dem in den Tests beobachteten Strukturverhalten durchgeführt. Damit sollten Erkenntnisse darüber gewonnen werden, inwieweit die Testergebnisse eine verlässliche Grundlage für die Definition der angesprochenen Bemessungskriterien darstellen. Der überwiegende Teil der Versuchsplatten zeigte grosse Durchbiegungen bis zu Werten von mehr als 100 mm, die mit Auflagerverdrehungen bis zu 3,0° im Test 3 einhergingen. Bemerkenswert ist, dass diese Versuche überdies zu bleibenden Verformungen führten, die nur geringfügig kleiner als die Maximalwerte waren, woraus auf eine erhebliche Tragfähigkeitsüberschreitung zu schliessen ist. Wie in Abbildung 10 (links) zu sehen ist, sind an der Plattenvorderseite in den Bruchlinien umfangreiche Abplatzungen der Betondeckung aufgetreten, die von einem Ausknicken der Bewehrungsstäbe begleitet wurden. Diese Beobachtungen legen nahe, dass in den Bereichen mit Abplatzungen ein Versagen der Betondruckzone aufgrund einer Kombination aus Biegung und Schub aufgetreten ist.

Für die zum Vergleich mit den Versuchsbeobachtungen durchgeführten dynamischen Analysen wurde das in Abbildung 10 (rechts) abgebildete Finite-Elemente(FE)-Rechenmodell verwendet, das aus mehrschichtigen Schalenelementen besteht, mit denen das physikalisch nichtlineare Verhalten des Stahlbetonquerschnitts simuliert werden kann. Die mit Seilelementen modellierten Spannglieder sind in Abbildung 10 nicht erkennbar, da sie innerhalb der Platte verlaufen.

Die auf die Oberfläche des FE-Modells einwirkenden Druckbelastungen nach Abbildung 11 (links) wurden aus den Messwertaufzeichnungen im Test 3 unter Verwendung der Friedlander-Wellenform abgeleitet. Sie sind aufgrund der Wechselwirkung der direkten Stosswelle mit der vom Boden reflektierten Welle ungleichmässig über die Plattenober-

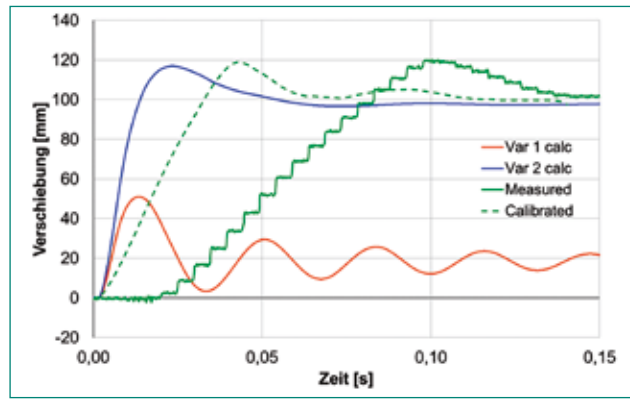
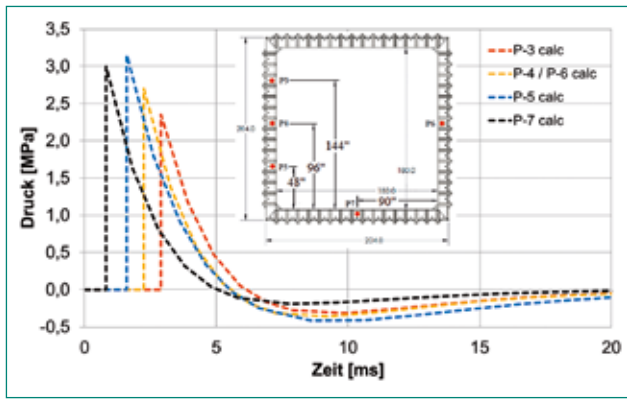


Abbildung 11: Geglättete Überdruck-Zeitverläufe (links) und berechnete sowie gemessene Verschiebungs-Zeitverläufe in Plattenmitte im Test 3 (rechts).
Quellen: SSE/OBL, SPI

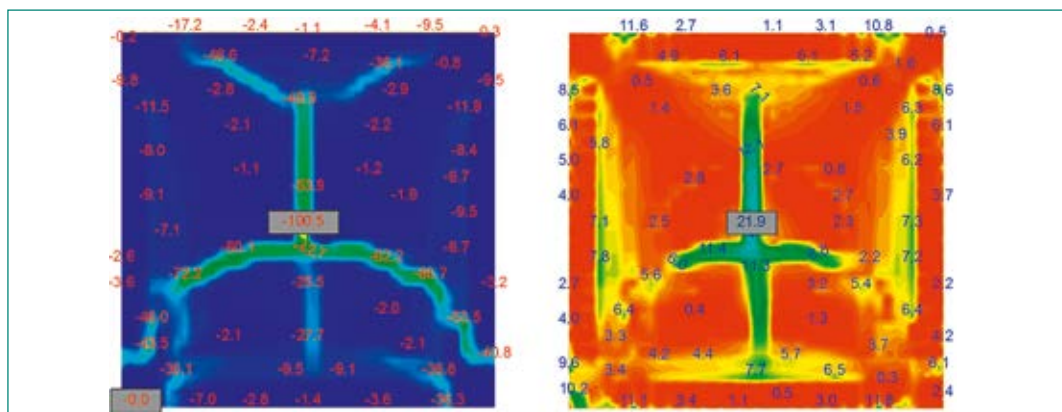
fläche verteilt. Die hierfür berechneten Verschiebungen sind im Vergleich zu den Messwerten in Abbildung 11 (rechts) über der Zeit aufgetragen. In der Berechnungsvariante 1 wurde das FE-Modell mit den über die Höhe veränderlichen und über die Plattenbreite konstant angenommenen Überdruck-Zeitverläufen beaufschlagt.

Die aus der mit dem Programm SOFiSTiK durchgeführten Berechnung resultierende maximale Verschiebung in Variante 1 von ca. 50 mm ist deutlich kleiner als der gemessene Vergleichswert, (Abbildung 11 rechts). Da aufgrund diesbezüglicher Untersuchungen kein Anlass dafür bestand, an der Zuverlässigkeit der Messungen der Drucksensoren zu zweifeln, war zu vermuten, dass die angenommene konstante Druckverteilung über die Plattenbreite in Höhe der an den Rändern gemessenen Werte die realen Verhältnisse nicht korrekt wiedergibt. Anhand von Literaturangaben ist darauf zu schliessen, dass es zu einer Druckerhöhung von den Rändern in Richtung des Plattenzentrums kommen kann, die zahlenmässig einer Erhöhung des Impulses um ca. 50 % gleichkommt. Aufgrund dessen wurde in der Berechnungsvariante 2 eine pauschale Vergrößerung der Überdruck-Zeitverläufe nach Abbildung 11 (links) mit dem Faktor 1,5 vorgenom-

men. Die hierfür berechneten Verschiebungen stimmen gut mit dem kalibrierten Zeitverlauf der Messwerte überein (Abbildung 11 rechts).

Die in Abbildung 10 erkennbare Schädigung der Versuchsplatte im Test 3 wird auch in der numerischen Simulation gut nachvollzogen, wie der Vergleich mit den in Abbildung 12 dargestellten Verteilungen der Betonstauchungen (links) und Stahldehnungen (rechts) erkennen lässt. Insbesondere die in den Bruchlinien konzentrierten hohen Betonstauchungen auf der Plattenvorderseite lassen darauf schliessen, dass dort ein Biegeschubbruch vorliegt, bei dem es nach dem Vordringen eines kritischen Schubrisse in die Druckzone zu einem schlagartigen Versagen gekommen ist. Die Testergebnisse lassen ab einer Auflagerverdrehung von ca. 0,5° eine überwiegend spröde Reaktion erkennen, wobei die Vergleichsberechnungen darauf schliessen lassen, dass es in keinem Fall zu einer plastischen Dehnung der Spannglieder gekommen ist. Obwohl die angestrebten grossen Auflagerverdrehungen in den Versuchen erreicht werden konnten, ist aufgrund der eingetretenen Versagensart eine im Vergleich zu konventionell bewehrtem Stahlbeton reduzierte Duktilität festzustellen.

Abbildung 12: Extremwerte der Betonstauchungen (links) und mittleren Stahldehnungen (rechts) im Test 3 (Angabe in ‰).
Quelle: SPI



Die Testergebnisse lassen keine abgesicherte Quantifizierung der Duktilität der Spannbetonplatten zu. Damit stellen sie keine ausreichende Basis für eine genauere Bestimmung der in den relevanten amerikanischen und kanadischen Normen für die verschiedenen Versagenszustände vorgegebenen Grenzwerte der Auflagerverdrehungen dar. Diesbezüglich pflichten das ENSI und seine Experten den Schlussfolgerungen in dem Abschlussbericht zu dem Projekt bei. Demzufolge lassen die Versuche zwar auf eine Grenzrotation im Zustand mässiger Schädigung von $0,8^\circ$ schliessen, der über dem betreffenden Normwert von $0,5^\circ$ für entsprechend bewehrten Spannbeton liegt. Es wird jedoch auch betont, dass die möglicherweise spröde Strukturantwort dahingehend Beachtung finden sollte, dass insbesondere stark bewehrte Spannbeton-Bauteile mit einer Schubbewehrung versehen werden sollten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Ergebnisse des durchgeführten Versuchsprogramms bestätigen grundsätzlich das bekannte Strukturverhalten von Spannbetonbauteilen und ergänzen die Grundlagen für genauer spezifizierte Bemessungsregeln in Richtlinien und Normen für vorgespannte Betonkonstruktionen unter aussergewöhnlichen, stossartigen Lasten. Die in dem Projekt gewonnenen Erkenntnisse zum Verformungsverhalten vorgespannter Stahlbetonplatten repräsentieren den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und gewähren damit einen Beitrag zur Beurteilung der Auswirkungen von aussergewöhnlichen Lasten wie Flugzeugabsturz oder Explosionen. Wie zuvor beschrieben, konnte das Projekt zur Validierung der vom ENSI und seinen Experten im Rahmen der Aufsichtstätigkeit angewandten Berechnungsmethoden erfolgreich genutzt werden.

Ausblick

Aufgrund der Beschränkung auf eine begrenzte Anzahl von Versuchen an Spannbetonplatten besteht keine direkte Vergleichsmöglichkeit mit entsprechend bewehrten Stahlbetonplatten ohne Vorspannung. Eine Ergänzung durch derartige Vergleichstests mit dem Ziel der Feststellung, welche Duktilität sich dem Strukturverhalten reiner Stahlbetonplatten unter hohen Kurzzeitbelastungen zuordnen lässt, wäre zu befürworten. Eine Planung für eine solche Projekterweiterung liegt derzeit nicht vor.

1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst, ETH Zürich

ENSI-Projektbegleiter/in: Thomas van Stiphout, i.V. Marie Voss

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben. Er ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung von seismischen Gefährdungsanalysen für die Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forscher des SED beschäftigen sich mit erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung, die für die Aufsicht des ENSI relevant sind. Übergeordnetes Ziel der Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die Forschungsgruppe steht dem ENSI ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile in Richtlinien und in Dokumenten internationaler Organisationen (IAEA, NEA) zur Verfügung. Die Forschung des SED zu den schweizerischen Kernanlagen berücksichtigt Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung am Standort der bestehenden Kernkraftwerke sowie im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren an den Standorten zukünftiger Oberflächen- und Untergroßanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungsanalyse. Dabei geht es spezifisch um

1. eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd,
2. das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche wie auch in Tiefen unter der Erdoberfläche, welche für geologische Tiefenlager relevant sind (300-900 m), und
3. eine Synthese bisheriger Erkenntnisse und deren Umsetzung zur Präzisierung von Anforderungen für die Auslegung geologischer Tiefenlager.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

In Teilprojekt 1 «Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle» erfolgt die Modellierung von Bodenbewegungen an einem Standort aufgrund eines Erdbebens in zwei Schritten. In einem ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPE) beschrieben. In einem zweiten Schritt wird anhand von empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment – PSHA). Daher verfolgt die Erdbebenforschung am SED für das ENSI die neuesten Entwicklungen auf diesem Gebiet, die relevant für Schweizer Kernanlagen sind. Im Jahr 2017 lag der Fokus darauf, die Wellenausbreitung an einem Ort zuverlässig zu rekonstruieren, wobei auch mögliches nicht-lineares Verhalten des Untergrundes betrachtet wurde. Der Einfluss des lokalen Untergrundes auf die Bodenbewegungen (die sogenannte lokale Verstärkungsfunktion) wurde anhand von japanischen Daten untersucht, weil dort die Dichte an Bohrlochstationen grösser ist als in der Schweiz. Mithilfe zweier Methoden wurden für jeden Betrachtungsort zwei Verstärkungsfunktionen ermittelt, wobei bei einer Methode die Oberflächen- und Bohrlochdaten verwendet werden und bei der

zweiten Methode die Verstärkungsfunktionen nur anhand von Oberflächendaten berechnet wurden. Die Ergebnisse zeigen, dass Verstärkungsfunktionen für einen Frequenzbereich von 0.5 bis 20 Hertz auf alleiniger Basis der Oberflächendaten zuverlässig berechnet werden können. Ausserdem wurden diese Daten in Bezug zu einem Schweizer Referenzuntergrund gesetzt, um sie auf Messstationen in der Schweiz übertragen zu können.

Die japanischen Daten wurden auch im Hinblick auf nicht-lineares Verhalten untersucht. Obwohl nicht viele Daten Bodenbewegungen aufzeigen, die stark genug sind, um nicht-lineares Verhalten auszulösen, helfen die Ergebnisse, nicht-lineare Bodenbewegungen in der Schweiz zuverlässiger einschätzen zu können. Die Resultate zeigen, dass diese Phänomene in der Schweiz eine untergeordnete Rolle spielen, solange ein Gefährdungsniveau betrachtet wird, wie es in den Baunormen für normale Gebäude vorgeschrieben ist (475 Jahre Wiederkehrperiode). Für grosse Wiederkehrperioden, wie sie für Kernanlagen betrachtet werden, sind heute nicht genügend Beobachtungsdaten vorhanden, um abschliessende Aussagen zu machen.

Ein weiteres Ziel ist daher, das Wissen über physikalische Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels mit numerischen Simulationsverfahren zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungsanalysen besser zu verstehen. Zu diesem Zweck fokussiert Teilprojekt 2 «Szenario-Modellierung und Grenzen der Bodenbewegung» auf die Modellierung von komplexen und nicht-linearen Wellenausbreitungsphänomenen. Im Berichtsjahr wurden die Programme zur Simulation von Seismogrammen mit einem breiten Frequenzspektrum unter Anwendung von Hochleistungsrechnern weiterentwickelt (sogenannte Hybridmodellierungen, Abbildung 13). Im Fokus der Arbeiten stand die Nutzung von Streuungsmodellen, um den Übergang von direkten Wellen zu sogenannten Coda-Wellen zu reproduzieren. Coda-Wellen entstehen, wenn die seismischen Wellen aufgrund kleinskaliger Heterogenitäten im Untergrund gestreut werden. Da die genaue Verteilung solcher kleinskaliger Strukturen nicht bekannt ist, werden üblicherweise nur umhüllende Kurven für die Coda-Wellen modelliert und durch unkorrelierte Wellen ersetzt. Es wurde ein Kohärenzmodell eingeführt, das dafür sorgt, dass an naheliegenden Empfängern ähnliche Wellenformen modelliert werden. Ausserdem wurde die Modellierung dahingehend weiterentwickelt; nun können komplexe Bruchflächengeometrien berück-

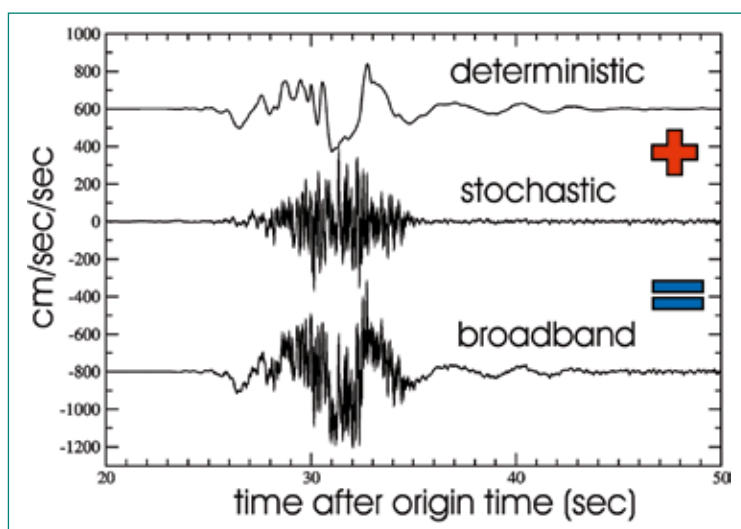


Abbildung 13: Hybridmodellierung seismischer Wellenausbreitung: Bei dieser Modellierung werden die niedrigfrequenten Anteile des Seismogramms deterministisch bestimmt. Für die hochfrequenten Anteile würde dies jedoch auch mit Hochleistungsrechnern zu viel Rechenzeit beanspruchen. Daher werden diese Anteile des Seismogramms stochastisch berechnet und mit den deterministisch berechneten Anteilen überlagert, um ein Breitbandseismogramm zu erhalten. Quelle: SED

sichtigt und aus einem Verschiebungsmodell mit niedriger Auflösung ein hochaufgelöstes Bruchmodell berechnet werden.

Im Rahmen dieses Teilprojekts wurden so genannte Cone Penetration Tests (CPT) in Rennaz, Interlaken und Buochs ausgewertet. Bei diesen Tests wird eine kegelförmige Sonde in den Boden gedrückt, um dessen Eigenschaften zu bestimmen (Abbildung 14). Um die physikalische Modellierung von Wellen in oberflächennahen Gesteinsschichten zu verbessern, wird in diesem Teilprojekt eine Methode entwickelt, mit der ein standortspezifisches Modell für nicht-lineares Bodenverhalten anhand dieser Messungen entwickelt werden kann.

Mit dem Teilprojekt 3 «Induzierte Seismizität und Anwendung für Geologische Tiefenlager» nimmt die Erdbebenforschung am SED konkrete Fragestellungen im Zusammenhang mit der Entsorgung auf, um eine eigene Einschätzung hinsichtlich deren Relevanz vorzunehmen und daraus Erkenntnisse für regulatorische Anforderungen für die nächsten Verfahrensschritte zu gewinnen. Im Zentrum stehen Anwendungen hinsichtlich Bau- und Lager-induzierter Seismizität. Die ersten Resultate der modellierten Szenarien zeigen, dass Auftreten und Ausbreitung einer Störungszone von verschiedenen Faktoren wie dem Design des geologischen Tiefenlagers und den Bedingungen im Wirtsgestein beeinflusst werden. Aufgrund der eingelagerten hochradioaktiven Abfälle erwärmt sich das Gestein, wodurch der Porenwasserdruck erhöht wird und damit die Stabilität des umliegenden Gesteins vermindert werden kann. Es wurden insbesondere verschiedene Spannungszustände im Wirtsgestein für das Modell eines einzelnen Einlagerungsstollens untersucht. Das Modell soll zukünftig auf mehrere Einlagerungsstollen erweitert werden. Für die drei betrachteten Spannungsszenarien ergab sich, dass nur in einem Szenario eine bestehende Störungszone reaktiviert werden kann. Des Weiteren wurde ermittelt, dass die annäherungsweise berechnete Magnitude eines Erdbebens, das in diesem Fall verursacht wird, unterhalb des Bereichs möglicher Schäden liegt. Das ENSI nutzt die Ergebnisse dieses und anderer Teilprojekte, um die Anforderungen für die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlage zu präzisieren und Anforderungen für das Monitoring eines geologischen Tiefenlagers festzulegen. Entsprechende Messdaten an konkreten Standorten werden Rückschlüsse auf die ablaufenden Prozesse zulassen.



Abbildung 14:
Durchführung eines
Cone Penetration
Tests (Drucksondierung).
Quelle: SED

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bestätigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein viel beachtetes Thema darstellt. Mit den durch die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das im Rahmen des PRP (PEGASOS Refinement Project) gesammelte Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten sind darauf ausgerichtet, Standorteinflüsse in zukünftigen Projekten besser zu beschreiben.

Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungsberechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen erfordern, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager. Die Zusammenarbeit mit dem SED erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen sowie bei Bedarf kurzfristig auf die Expertise beim SED zurückgreifen zu können.

Ausblick

Der aktuelle Vertrag über die Forschungszusammenarbeit mit dem SED läuft im Sommer 2018 aus, die Zusammenarbeit zwischen ENSI und SED wurde frühzeitig um weitere vier Jahre verlängert. In den nächsten Schritten werden hinsichtlich der Untersuchung von sehr grossen Bodenbewegungen die nicht-linearen Wellenausbreitungs-Phänomene weiter vertieft untersucht. Im Rahmen der Weiterentwicklung der Hybridmodellierungen sollen Schweiz-spezifische Standorteigenschaften berücksichtigt werden. Im dritten Teilprojekt werden für die entwickelten Modelle schrittweise realistischere geologische und physikalische Daten verwendet, um das Verständnis bezüglich seismischer

Gefährdungsbilder im Hinblick auf die Anforderungen für geologische Tiefenlager zu erweitern. Mit der Weiterführung der Forschungsaktivitäten in diesem Bereich legt das ENSI eine langfristige Grundlage zur Verbesserung der Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager hinsichtlich der Naturgefahr Erdbeben.

1.3.5 CASH Phase 2 – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich, Schweiz
 ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak
 Bericht der Forscher in Anhang A

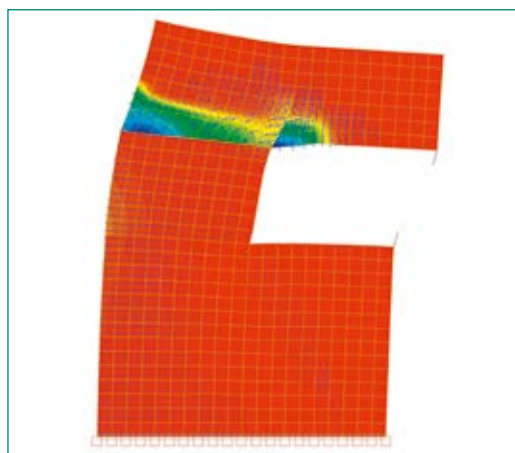
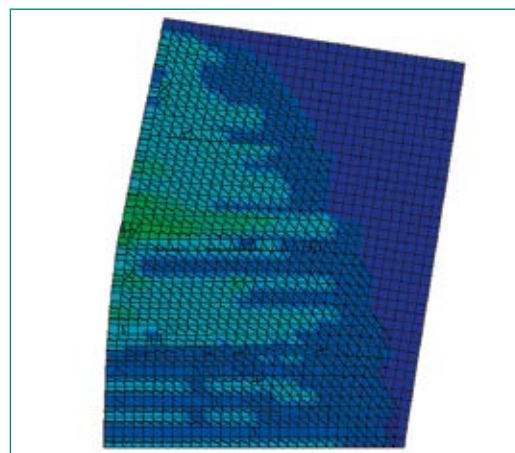
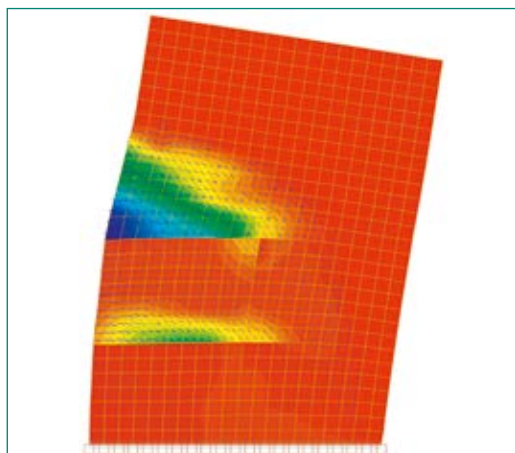
Einleitung

Das internationale Benchmark-Projekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic **CA**capacity of Rein-forced Concrete **SH**ear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (Numerical Engineering & Consulting Servi-

ces) als Organisator durchgeführt. Es beschäftigt sich mit Erdbebeneinwirkungen auf Kernkraftwerke (KKW), welche über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen. Ziel ist, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von KKW-typischen Stahlbetonschubwänden bei solchen Erdbeben zu bewerten.

Die Grundlage des Benchmark-Projektes bilden Versuche an Stahlbetonschubwänden, die im Rahmen des Programms SAFE (Structures Armées Faiblement Elancées) in den Jahren 1997 und 1998 am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) durchgeführt wurden. In der vorangehenden Phase (Phase 1B, 2016) wurden die Versuchseinrichtungen mittels Finite-Elemente(FE)-Berechnungsmodellen abgebildet. Anhand von Pushover-Berechnungen und statischen zyklischen Berechnungen von zwei im Rahmen des SAFE-Programms durchgeführten pseudo-dynamischen Versuchen erfolgte eine Kalibrierung der nichtlinearen Modelle. Dabei waren insbesondere die den verschiedenen Berechnungsprogrammen zugrunde liegenden Materialgesetze und deren Abbildung des Strukturverhaltens bei dynamischen Beanspruchungen von Bedeutung. Die Ergebnisse aus Phase 1B

Abbildung 15:
 Rissverteilung bei
 Horizontalverschiebung
 von 50 mm, reguläre
 Wand (oben) und ir-
 reguläre Wand (unten).
 SOFISTIK (jeweils links,
 Quelle: SPI) und
 LS-DYNA (jeweils rechts,
 Quelle: B&H)



dienten als Grundlage für Phase 2, die Anfang 2017 gestartet wurde. Das ENSI beteiligt sich an dem Benchmarkprojekt CASH mit zwei Teams, Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Phase 2 wurden mit der beschriebenen Zielsetzung nach Vorgabe der Projektorganisatoren in Bezug auf Modellierung, Berechnungsannahmen und Lastvorgaben nichtlineare statische und dynamische Berechnungen für zwei mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung durchgeführt. Auf Basis der umfangreichen Untersuchungen in der Phase 1 und der Zwischenphase 1B des CASH-Benchmarks konnten die beiden Teams B&H und SPI ihre Erfahrung in die Modellierung der komplexeren Strukturen einfließen lassen. Die Teams haben die Ergebnisse im Mai 2017 bei den CASH-Organisatoren eingereicht und im Juni 2017 bei dem internationalen Workshop in Paris präsentiert. Die abschliessende Auswertung der Resultate im Vergleich zwischen den teilnehmenden Teams ist noch offen.

Die 2017 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 2 gliedern sich in drei Teilaufgaben:

- Task 1: Modellierung der betrachteten Wände und lineare Spektralanalyse für ein vorgegebenes Antwortspektrum;
- Task 2: nichtlineare Pushover-Analysen;
- Task 3: dynamische Zeitverlaufsrechnungen mit vorgegebenen Erdbebenbeschleunigungen verschiedener Intensitäten.

Die analysierte reguläre Struktur ohne Öffnung besteht aus einer vierstöckigen 12 m langen Wand mit 1 m breiten Flanschen an beiden Enden. Die Stockwerkshöhe beträgt 4 m. Die Decken sind als 1 m breite Platten angedeutet. Alle Elemente der Struktur (Wand, Flansche, Deckenplatten) haben eine Stärke von 0,4 m. In der Mitte der Wand ist eine Innenstütze mit einem quadratischen Querschnitt von 0,4 m x 0,4 m angeordnet. Bei der irregulären Struktur wurde im dritten Geschoss die Hälfte des Wandquerschnitts auf der rechten Seite entfernt, so dass sich eine grosse Öffnung ergibt. Bei einer Höhe von insgesamt 16 m und einer Breite von 12 m beträgt das Seitenverhältnis der Wände von Höhe zu Breite 4/3. Ergänzend zum Eigengewicht der Elemente werden in jeder Deckenebene Zusatzmassen in Höhe von 500 t als ausschliesslich horizontal wirkend und von 60 t als ausschliesslich vertikal wirkend berücksichtigt. Alle Bauteile sind monolithisch miteinander verbunden. Die Gesamt-

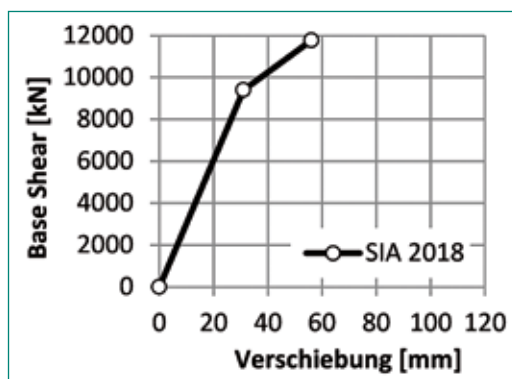
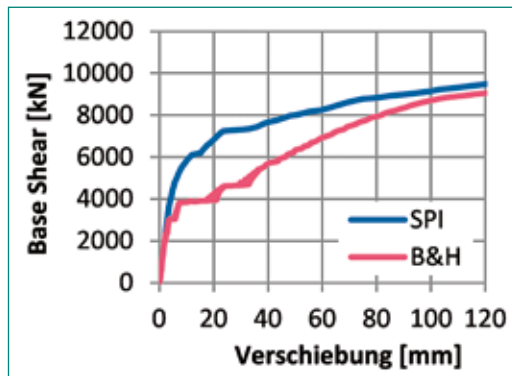
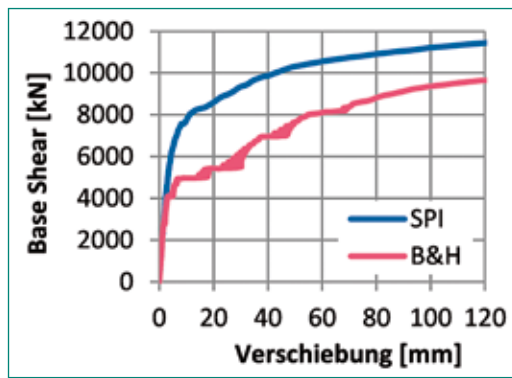


Abbildung 16: Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») für die reguläre Wand (oben) und die irreguläre Wand (mitte), Approximation gemäss SIA (unten), Quelle: SPI und B&H

wand ist jeweils als unten starr eingespannt angenommen.

Für die nichtlinearen FE-Berechnungen ist auch in der Phase 2 vom Team SPI das Rechenprogramm SOFiSTiK und vom Team B&H das Rechenprogramm LS-DYNA verwendet worden. Das SOFiSTiK-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Das LS-DYNA-Modell setzt sich aus Volumenelementen für den Beton und Stabelementen für die Bewehrung zusammen.

Task 1: Die erste Teilaufgabe der Projektphase 2 bestand aus der Ermittlung der Eigenfrequenzen (Reguläre Wand: SOFiSTiK – 4,08 Hz, LS-DYNA – 4,21 Hz; Irreguläre Wand: SOFiSTiK – 3,44 Hz, LS-DYNA – 3,54 Hz) und der linearen Systemantwort für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum mit

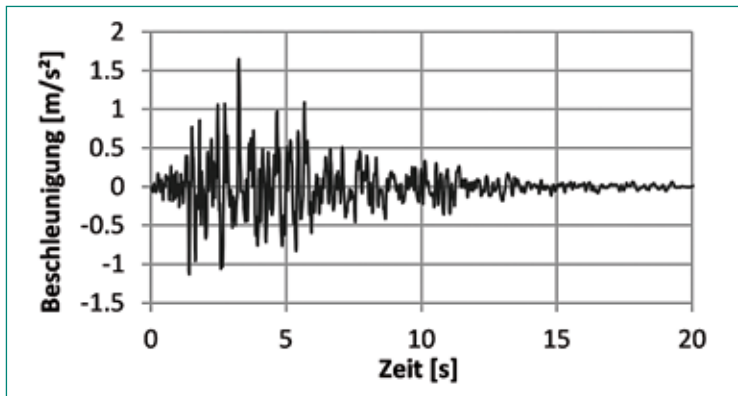


Abbildung 17: Vorgegebener horizontaler Beschleunigungs-Zeitverlauf für Task
(Quelle: www.benchmark-cash.org)

Hilfe des Antwortspektrenverfahrens. Im Zuge der Berechnungen sind die Auflagerkräfte und die Verschiebungen auf Höhe der einzelnen Decken ermittelt worden. Die maximale horizontale Verschiebung ergab sich an den äusseren Kopfpunkten der regulären Wand (SOFiStiK – 6,7 mm, LS-DYNA – 6,3 mm), bei der irregulären Wand aufgrund der geringeren Steifigkeit im dritten Geschoss am linken oberen Kopfpunkt (SOFiStiK – 8,9 mm, LS-DYNA – 8,4 mm).

Task 2: Die zweite Teilaufgabe bestand darin, das Verhalten beider Wände unter einer schrittweise ansteigenden horizontalen Schubkraft bis zu einer Kopfverschiebung von mindestens 100 mm mittels nichtlinearer Pushover-Analysen abzubilden. Als Ergebnisse dieser Berechnungen sind die Kraft-Verschiebungs-Diagramme, Ansichten der Wände für bestimmte Verformungen am Wandkopf (20 mm, 50 mm und 100 mm) sowie die Darstellung der Rissverteilung für die Wandverschiebung von 50 mm bzw. 100 mm ermittelt worden.

In Abbildung 15 sind die Rissverteilungen für eine Horizontalverschiebung von 50 mm dargestellt. Bei der regulären Wand zeigt sich eine Konzentration der Rissbildung oberhalb der ersten und besonders ausgeprägt oberhalb der zweiten Deckenebene. Die Konzentration der Risse bei der irregulären Wand liegt vergleichsweise weiter oben, insbesondere oberhalb der dritten Deckenebene.

Abschätzungen der maximalen Schubtragfähigkeiten des regulären und des irregulären Gesamtsystems ergeben sich aus den in Abbildung 16 dargestellten Pushover-Kurven, in denen die Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») in Abhängigkeit von der horizontalen Verschiebung im Auswertepunkt mittig am Wandkopf dargestellt ist. Um die Plausibilität der Resultate für die reguläre Wand zu beurteilen, wurde das verformungs-

basierte Verfahren gemäss SIA Merkblatt 2018 angewandt. Die resultierende bilineare Pushover-Kurve zeigt eine plausible Approximation der Berechnungsergebnisse hinsichtlich der effektiven Steifigkeit und der Schubtragfähigkeit. Die Verformungskapazität konnte aber nicht entsprechend abgebildet werden, da das Verfahren für Biege- wände entwickelt wurde und keine nichtlinearen Schubverformungen berücksichtigt.

Den Resultaten der Pushover-Analysen zufolge weisen beide Wände ein kombiniertes Schub-Biegeverhalten auf, wobei die aufgezeigten Verformungen und Rissverteilungen bei der regulären Wand auf ein mögliches Biegeversagen im dritten Geschoss deuten.

Task 3: Im Rahmen der dritten Teilaufgabe waren nichtlineare dynamische Analysen der Wände unter einer horizontalen als Beschleunigungs-Zeitverlauf gegebenen, seismischen Belastung (siehe Abbildung 17) durchzuführen. Task 3 ist in fünf Teilaufgaben untergliedert, in denen der Zeitverlauf mit ansteigenden Faktoren η zu skalieren war. Zunächst wurden die Strukturen unter Annahme des auf die Hälfte reduzierten E-Moduls des Betons und 7% Dämpfung mit Faktor $\eta = 1$ linear berechnet. Anschliessend folgten zum Vergleich ebenfalls mit Faktor $\eta = 1$ nichtlineare Berechnungen mit dem vollen E-Modul und 2% Dämpfung. Im nächsten Schritt wurde die Intensität der seismischen Einwirkung mit $\eta = 2$ verdoppelt, um eine signifikante Schädigung hervorzurufen. Im nächsten Schritt wurde die Intensität der Einwirkung so gesteigert, dass der «Drift», das heisst die Schiefstellung einer der 8 bzw. 7 Teilwände 5‰ erreicht. Diese Schiefstellung ist eine Folge der relativen Horizontalverschiebungen über eine Stockwerkshöhe abzüglich der Starrkörperverdrehung. Zuletzt sollte der Skalierungsfaktor η weiter gesteigert werden, bis die Grenztragfähigkeit der Gesamtwand erreicht wird. Für alle Teilaufgaben waren die Ergebnisse der Auflagerkräfte und Verschiebungen über der Zeit sowie Ansichten der Wände für maximale Verschiebungen am Wandkopf zu dokumentieren. Die in den einzelnen Teilaufgaben erreichten maximalen Verschiebungen am Wandkopf und die maximalen «Drifts» sind in Tabelle 1 zusammengefasst.

Aus den Resultaten geht hervor, dass für die reguläre Wand die stärkste Rissbildung im mittleren Teil der Wand zu erwarten ist. Schwachstellen, die zum Erreichen der Grenztragfähigkeit beitragen können, treten somit für den gegebenen Zeitverlauf hauptsächlich im zweiten, aber auch im dritten Geschoss auf. Das Verhalten der irregulären Wand

	Faktor	Max. Verschiebung am Wandkopf [mm]	Zeitschritt [s]	Max. «Drift» [%]	Zeitschritt [s]	Geschoss
Reguläre Wand	$\eta = 1,0$	-5,6	5,72	-0,03	5,72	1
	$\eta = 2,0$	-23,8	3,37	-0,21	3,37	2
	$\eta = 5,0$	50,5	5,05	0,56	5,09	2
	$\eta = 8,0$	-82,0	8,05	-0,71/-0,49	6,72	2/3
Irreguläre Wand	$\eta = 1,0$	-9,6	2,83	0,13	2,99	3
	$\eta = 2,0$	-29,0	3,37	0,31	5,49	3
	$\eta = 3,5$	-52,2	3,43	-0,54	3,44	3
	$\eta = 6,0$	67,2	2,74	-0,85/-0,25	3,03	3/2

Tabelle 1: Zusammenfassung der maximalen Verschiebungen am Wandkopf und «Drifts»

wird hingegen massgeblich durch die grosse Öffnung im dritten Geschoss beeinflusst. Die Schwachstellen befinden sich in diesem Fall neben und über der Öffnung, das heisst im dritten und vierten Geschoss. Die Schädigung der Wand tritt früher auf und führt zu einer kleineren Grenztragfähigkeit als für die Wand ohne Öffnung.

Die Diskussion der Phase 2 im Juni 2017 hat aufgrund des Vergleichs der Resultate mit einer Mehrzahl der teilnehmenden Teams gezeigt, dass beide Teams des ENSI die in Phase 1 und 1B kalibrierten Modelle erfolgreich implementiert haben und plausible Resultate erzielen konnten.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Benchmark-Projekt CASH gibt einen Überblick der Methoden zur Simulation des mechanischen Verhaltens von Schubwänden, die zu typischen Elementen der Tragstruktur nuklearer Bauten gehören. Mit der Teilnahme an diesem Projekt wird angestrebt, durch die Validierung der verwendeten Berechnungsprogramme deren Aussagegenauigkeit zu verbessern und mögliche Tragreserven von Schubwänden bei Erdbebenbeanspruchungen zuverlässiger abschätzen zu können.

Ausblick

Um die Erfahrungen aus der Diskussion der Resultate der Phase 2 umzusetzen und die Übereinstimmung der Resultate aller Teams zu verbessern, haben die Organisatoren beschlossen, das Projekt um noch eine zusätzliche Phase 2B zu erweitern. Die Spezifikationen für die zusätzlichen Aufgaben werden voraussichtlich Anfang 2018 an die teilnehmenden Teams verteilt. Eine abschliessende Auswertung der Erkenntnisse aus Phase 2 war bis Ende 2017 noch nicht für die teilnehmenden Teams verfügbar.

1.3.6 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein

Koordination: Gruppe Schweizer Bundesämter unter Federführung des Bundesamts für Umwelt BAFU
 Auftragnehmer: Eidgenössische Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft WSL, Universität Zürich, Universität Bern, ARGE Geotest, HZP, IUB Engineering AG, Uni Bern, EPFL, IAC ETH Zürich, Grenoble INP, Paul Scherrer Institut PSI
 ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

BAFU, ENSI, BFE, BABS und MeteoSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für die Abschätzung der Gefährdung Hochwasser an Aare und Rhein zu erstellen. Dabei sollen insbesondere die Häufigkeiten extremer Hochwasserereignisse abgeschätzt werden. Ferner sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den wasserbaulichen Einrichtungen in die Gefährdungsabschätzung einbezogen werden. Das Projekt beinhaltet die Entwicklung von hydrometeorologischen Szenarien und deren Häufigkeiten, Untersuchungen wasserbaulicher Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulische Detailberechnungen und die Berücksichtigung der Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2017 konnte die anzuwendende Methodik weitgehend beschrieben und festgelegt werden. Zur Überprüfung wurde die Methodik für eine ausgewählte Pilotstrecke exemplarisch angewandt. Die Grundlage der Methodik bildet die Entwicklung von meteorologischen Szenarien und die daraus re-

sultierenden Niederschlagsereignisse, welche in einem hydrologischen Niederschlag-Abfluss-Modell für die einzelnen Einzugsgebiete innerhalb der ganzen Aare und über mehrere hundert bis hunderttausend Jahre hinweg kontinuierlich simuliert werden. Aus den Simulationsläufen werden rund 10 bis 20 repräsentative Niederschlagsszenarien ausgewählt, welche in die Gesamtsystemanalyse eingehen. Eine Auswahl von Szenarien mit typischen Ganglinien wird anschliessend in einer Kombination von hydrologischen und hydraulischen Modellen simuliert. Mit einer Bauwerksanalyse werden die Analysestandorte entlang der Aare auf mögliche Versagensprozesse inklusive deren Ursachen und Wahrscheinlichkeiten untersucht und die Ergebnisse dokumentiert. Der Fokus liegt dabei auf den Auswirkungen des Versagens von Bauwerken auf das Abflussverhalten bzw. auf den Auswirkungen auf nahegelegene potenziell gefährdete Standorte. Für die Konstruktion der Szenarien und Quantifizierung sowie Fortpflanzung der entsprechenden Wahrscheinlichkeiten werden Ereignisbäume verwendet. Für die ausgewählten Beurteilungsparameter entlang der Aare können so die zu erwartenden Überflutungsflächen und Überflutungsgrössen untersucht und dargestellt werden.

Ferner wurde mit den eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen von Hochwasser begonnen. Dies beinhaltet beispielsweise eine Bestandesaufnahme aller Wehre, Staudämme, Brücken und Dämme entlang der Aare, Saane, Emme, Reuss und Limmat sowie die Untersuchung der hydraulischen Verhaltensweisen (Pegel-Abfluss-Beziehung von Wehren und Staudämmen, Wasserstau an Brücken, Dammbbruch).

Die Klimasimulationen und Simulationen mit den Wettergeneratoren zur Entwicklung der Meteoszenarien sind im Gange, benötigen aufgrund des sehr hohen Rechenaufwandes aber viel Zeit. Auch die erforderlichen hydrologischen und hydraulischen Modelle sind weitgehend entwickelt und wurden bereits verwendet.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Aus Sicht des ENSI wurde im internationalen Vergleich bereits ein hoher Stand der Technik bei der Analyse der Hochwassergefährdung der schweizerischen Kernkraftwerke erreicht. Im ENSI-Projekt ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen) zeigten die Kernkraftwerke, dass sie beträchtliche Sicherheitsmargen gegenüber diesen Hochwassergefährdungen haben. Verfeinerungen der Analysen zur

Hochwassergefährdung sind möglich, bedingen aber weitere detaillierte Untersuchungen, wie sie das Projekt EXAR liefern soll. Ein verbesserter Kenntnisstand ermöglicht generell eine genauere Abschätzung der Sicherheitsreserven gegen Überflutung. Ziel des vorliegenden Projektes ist, die Hochwassergefährdung für verschiedene Beurteilungsparameter zu erfassen. In dieser Studie werden jedoch nicht die Risikoabschätzungen für diese Beurteilungsparameter vorgenommen. Diese werden – sofern notwendig – in Folgeprojekten für jeden Beurteilungsparameter separat untersucht.

Ausblick

Im Jahr 2018 sollen die Datenreihen der Wettergeneratoren vorliegen, sodass dann die relevanten meteorologischen Szenarien ermittelt werden können. Diese werden im hydraulischen Modell simuliert, um die Abflüsse zu bestimmen. Basierend auf diesen Simulationsresultaten und den in den Ereignisbäumen modellierten Prozessen soll die Hochwassergefährdung abgeschätzt werden.



1.4 Menschliche Faktoren

Übergeordnetes Ziel in diesem Bereich ist insbesondere die Reduktion der Unsicherheiten bei der Quantifizierung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), die das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken quantitativ erfasst. Der Bereich umfasst vor allem zwei Schwerpunkte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Dabei wird vor allem das Operateurverhalten unter verschiedenen Bedingungen untersucht. Zweiter Schwerpunkt ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure (Human-System Interface).

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

Auftragnehmer: Institut for energiteknikk (IFE), Norwegen
ENSI-Projektbegleiter: Davide Medugno, Reiner Mailänder
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.1 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

Die Forschungsarbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO) umfassen hauptsächlich Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit und Leis-

tungsfähigkeit (Human Reliability Analysis HRA), die Konzeption und Bewertung von Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen (Human-System Interface HSI), elektronische Visualisierungs-Instrumente sowie die Verlässlichkeit von Computer-Software. Diese Themen spielen eine wichtige Rolle für den sicheren Betrieb bestehender Kernanlagen, für die Modernisierung von Kontrollräumen und digitalen Systemen sowie für die Auslegung zukünftiger Kernkraftwerke. Dafür stehen in Halden ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Halden Man-Machine Laboratory HAMMLAB) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre; FutureLab) zur Verfügung.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Bereich HRA wurden die Arbeiten an einer Datenbank weitergeführt, die einen benutzerfreundlichen Zugriff auf die bisherigen Forschungsergebnisse ermöglichen soll. Weiter wurden Versuche mit Reaktoroperateuren zum Umgang mit elektronischen Betriebsvorschriften durchgeführt. Dabei zeigte sich, dass die Operateure dazu neigen, die elektronischen Vorschriften nicht in Frage zu stellen, sodass sie Fehler im automatischen Ablauf der Vorschriften nicht erkannten.

Im Rahmen eines Projektes zum Thema Resilienz wurden Operateure im Umgang mit Werkzeugen zur Situationsanalyse und zum kritischen Denken geschult. Dabei wurde festgestellt, dass der Einsatz dieser Werkzeuge zu einem verbesserten Verständnis von thermodynamischen Prozessen in Simulatorszenarien führt.

Im Februar 2017 führte das HRP in Sarpsborg in Zusammenarbeit mit dem norwegischen Institut für



Abbildung 18: Simulatorstudie am US NRC AP1000 Simulator. Quelle: HRP.

Energietechnik IFE, der NEA und der IAEA einen Workshop zu Fragen der Stilllegung durch. Das HRP erhielt dabei von den Teilnehmern wertvolle Rückmeldungen zu den Halden-Projekten im Bereich der Stilllegung. Weiter konnten diverse, am IFE entwickelte Konzepte für die Stilllegung auf Anlagen in Japan, Grossbritannien und Norwegen getestet werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit dienen dazu, Analysemethoden für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen weiter zu verbessern. Die Daten von Simulatorstudien im Rahmen des Halden Reactor Projects (siehe Abbildung 18) werden auch zur Verbesserung der Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke genutzt.

Die immer grösser werdende Abhängigkeit auch der nuklearen Sicherheitstechnik von rechnerbasierten Systemen ist ein zentrales Forschungsthema im HRP. Die diesbezüglichen Arbeiten dienen dazu, die Zuverlässigkeit solcher Systeme weiter zu verbessern.

Ein weiteres Ziel ist es, Stärken und Schwächen der Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren

Optimierung zu erarbeiten. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, können unter anderem dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren.

Ausblick

Die Arbeit im MTO-Teil wird wie geplant weitergeführt. Für die Festlegung der Schwerpunkte für die Periode 2018–2020 wurde wie für die Vorperioden eine Konsultation der Mitgliedsländer durchgeführt. Das Forschungsprogramm für die nächste Periode umfasst die folgenden Bereiche: Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen, menschliches Verhalten bei schweren Störfällen, Sicherheit von digitalen Instrumentierungen und Kontrollsystemen, Gestaltung von Kommandoräumen, neue Reaktortypen, Betrieb und Unterhalt sowie Stilllegung.

1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

- *Errors of Commission (EOC)*: Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber nicht gemäss der für sie definierten Erfolgskriterien durchgeführt werden. Diese Nichtdurchführung wird als Error of Omission (EOO) bezeichnet. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC. In diesem Zusammenhang sollen für die vom PSI bereits entwickelte Methode («Commission Errors Search and Assessment», CESA) weitere Anwendungen erfolgen; zum einen für ein weiteres Schweizer Kernkraftwerk und zum anderen für interne (z.B. Brand) und externe (z.B. Überflutung) Ereignisse mit systemübergreifenden Einfluss. Weiter soll das Quantifizierungsmodul (CESA-Q) der CESA-Methode, in dem bereits mehrere funktionale Zusammenhänge zwischen Einflussfaktoren und EOC-Wahrscheinlichkeiten quantitativ dargestellt sind, verbessert werden.
- *Anwendung von Simulatorstudien*: Es sollen Daten aus Simulatorstudien für die HRA hinsichtlich der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten genutzt werden.
- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zu-*

verlässigkeit: Diesbezüglich sollen die internationale Erfahrung systematisch erfasst und sachdienliche Betriebserfahrungen ausgewertet werden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2017 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- *EOC*: Eine weitere Anwendung der CESA-Methode, welche in den vorherigen Projekten bereits für drei Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen von Pilotstudien angewendet wurde, ist vorbereitet worden. Die Datenbasis über tatsächlich aufgetretene EOCs des Quantifizierungsmoduls (CESA-Q) der Methode wurde um neun Fälle, die aus dem IRS (International Reporting System der IAEA) identifiziert worden sind, erweitert. Für die beiden Schweizer Siedewasserreaktoren wurden erste Abschätzungen zum EOC-Einfluss in durch externe oder systemübergreifende Ereignisse ausgelösten Störfällen durchgeführt. Dabei wurden auch die davon hauptsächlich betroffenen Sicherheitsfunktionen identifiziert. Hierzu gehören neben den Reaktoreinspeisefunktionen auch die Stromversorgung bestimmter Schienen und die Schaltzustände des Kühlwassersystems.
- *Simulatorstudien*: Für die HRA-Nutzung wird die Generalisierung von Fehlerhäufigkeitsdaten aus Versuchen zu simulierten Störfällen, welche für bestimmte Situationen und bestimmte Betriebsmannschaften gelten, als notwendig erachtet. Zu diesem Zweck wurde ein Modell entwickelt, welches die Variabilität infolge unterschiedlicher Situationen und Betriebsmannschaften repräsentiert.
- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit*: Für die WGRISK-Arbeitsgruppe der OECD-NEA zu dieser Thematik wurde ein diesbezüglicher Fragebogen fertiggestellt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der EOC-Einfluss 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. Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risi-

kotechnisch bislang schwer fassbar, da theoretisch sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potentielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern und weitere Erkenntnisse aus werksspezifischen Anwendungen zu gewinnen, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird. Von der erweiterten Einbeziehung von Handlungsbedingungen, in denen EOCs tatsächlich auftraten, ist eine Verbesserung der Realitätsnähe quantitativer Aussagen zu erwarten.

In den Studien werden spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potential zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde. Sie rechtfertigen daher weitere Forschung zur Ermittlung belastbarer EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die erfolgten methodischen Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung von CESA-Q und die geplante EOC-Pilot-Studie für ein viertes schweizerisches Kernkraftwerk werden deshalb als sehr positiv bewertet.

Das im Projekt ROES erarbeitete Wissen steht dem ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen zur Überprüfung von HRA-Studien der Schweizer Kernkraftwerke.

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2018 umfassen hauptsächlich:

- Beginn mit der EOC-Pilot-Studie für ein weiteres schweizerisches KKW.
- EOC-Charakterisierungen für durch externe oder systemübergreifende Ereignisse ausgelöste Störfälle (auf der Basis von Schweizer PSA-Studien).
- Detaillierte Charakterisierungen der im IRS identifizierten EOC-Fälle im Hinblick auf in CESA-Q verwendeten Faktoren.
- Zusammenstellung von Erkenntnissen und Diskussionsthemen aus den Antworten aus dem WGRISK-Fragebogen zur HRA für Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit.



1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Änderungen des Reaktorverhaltens, die bei Störfällen in kurzer Zeit ablaufen können, bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für so genannte deterministische Sicherheitsanalysen werden Computermodelle der Anlagen und ihres Verhaltens erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als eine der Grundlagen für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Die Analyse des Unfallablaufs in den Reaktoren von Fukushima-Daiichi gehört ebenfalls in diesen Forschungsbereich.

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

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

Einleitung

Mit dem Projekt STARS wird die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen fortgesetzt. Die Aufgabe des STARS-Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis zu aus-

legungsüberschreitenden Störfällen ein und umfassen sowohl Druckwasser- (DWR) als auch Siedewasserreaktoren (SWR).

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung des Brennstabprogramms FALCON stand im Zentrum dieser Berichtsperiode. Es wird unter anderem für die Überprüfung der Auslegungsprogramme der Hersteller und die Auslegung und Auswertung von Versuchen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) verwendet. Es wurde ein Modell entwickelt, das die Festsetzung von Spaltgas in der Bindungsschicht zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr während der Bestrahlung im Normalbetrieb beschreibt. Ein weiteres Modell wurde implementiert, das die plötzliche Freisetzung von Spaltgas bei thermischen Transienten, wie zum Beispiel Reaktivitätsstörfällen (reactivity initiated accidents, RIA), ermittelt. Die Auswertung mehrerer Experimente hat gezeigt, dass mit diesen zwei neuen Modellen das Verhalten des Brennstoffs genauer wiedergegeben werden kann. Des Weiteren wurden die Unsicherheitsanalysen für die Parameter des thermomechanischen Brennstabverhaltens (z.B. Brennstofftemperatur, Hüllrohr-Umfangsspannung) weiter entwickelt. Die Teilnahme an einem Benchmark-Projekt der OECD-NEA zu Reaktivitätsstörfällen zeigte, dass die FALCON-Ergebnisse vergleichbar mit denen anderer Programme sind. Die betrachteten Parameter erreichten ihre maximalen Unsicherheiten im Zeitbereich des Leistungsmaximums des Reaktivitätsstörfalles.

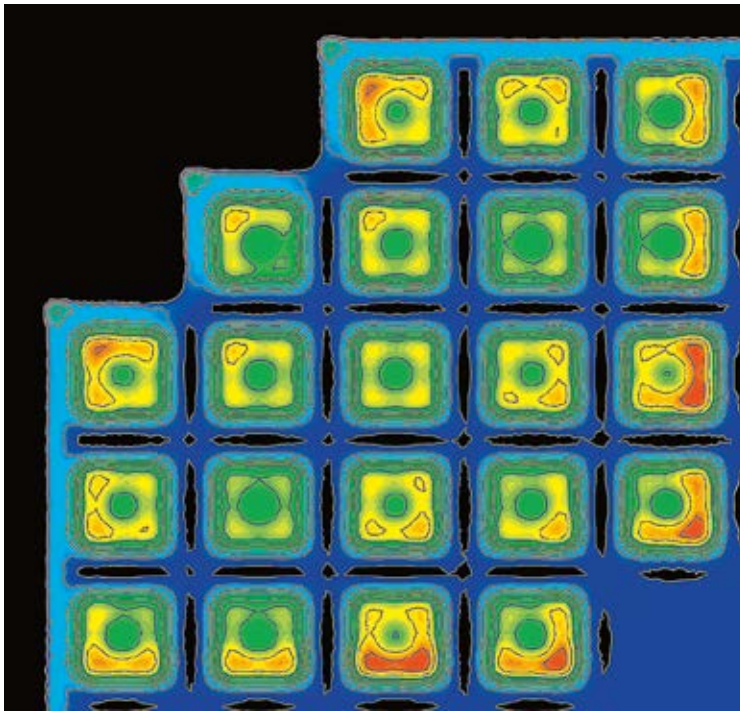


Abbildung 19: Ein Querschnitt durch ein Brennelement-Teilbündel ist abgebildet. Die Verteilung der lokalen mit CASMO berechneten Wärmequellen in den Brennstäben ist farblich codiert dargestellt (höchste Werte rot). Die Wärmeentwicklung nimmt dann über orange, gelb, grün und schliesslich hin zu blau und schwarz ab. Quelle: PSI.

Reaktorkern

Es wurden die axialen, radialen und azimuthalen Leistungs- und Abbrandverteilungen in Brennstäben von modernen Siedewasserreaktor-Brennelementen im Normalbetrieb und bei lokalen Störungen untersucht (Beispiel: Abbildung 19). Dabei zeigten sich relativ starke Gradienten, wobei die Unterschiede von peripheren Brennstäben zwischen verschiedenen Brennelementtypen klein sind. Um die Ergebnisse abzusichern, wurde das herkömmliche Auslegungsprogramm CASMO mit genaueren Methoden (Monte-Carlo-Programme) überprüft. Die gute Übereinstimmung zeigte, dass CASMO zuverlässige Ergebnisse liefert. Die Einführung des neuen Reaktorauslegungsprogramms SIMULATE-5 wurde fortgesetzt, indem die neue Option für die Modellierung von Brennelement-Teilbündeln genutzt wurde. Ein Vergleich mit Reaktormessungen zeigte zwar bisher keine wesentliche Verbesserung der Genauigkeit, die Überprüfung von SIMULATE-5 soll aber mit weiteren Verfeinerungen der Modellierung weiter verfolgt werden. Des Weiteren wurde die Validierung des transienten Kernsimulators SIMULATE-3K fortgesetzt. Der Schwerpunkt lag auf den Hauptbeitragsfaktoren für Unsicherheiten der stationären und transienten Parameter. Diese wurden ermittelt und quantifiziert. So zeigte sich beispielsweise für die Nachrechnung eines RIA-Experiments, dass der Haupt-

beitrag für die Unsicherheit in der Leistungsexkursion von der inelastischen Streuung von Uran-238 stammt.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Im Berichtszeitraum wurde die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE fortgesetzt. Die Validierung von TRACE wurde sowohl mit gemessenen Daten aus integralen Experimenten, die das Systemverhalten weitgehend berücksichtigen, als auch anhand von Ergebnissen einzelner thermohydraulischer Experimente fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE bei Störfallanalysen, als einzelnes Werkzeug oder gekoppelt mit anderen Codes. Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD), zu Unterkanal- und Unsicherheitsanalysen wurden mit der Zielrichtung auf reale reaktortekhnische Anwendungen fortgeführt. Mit dem CFD-Code STAR-CCM+ wurde die Analyse des Mischungsverhaltens und der Verteilung von Bor im Vergleich zu neuen gemessenen Daten (PKL/ROCOM) aus internationalen Benchmark-Projekten fortgesetzt. Mit CFD-Analysen und dem Unterkanalcode COBRA-TF wurde die Ein-Phasenströmung in einem DWR-Brennelement ebenfalls im Vergleich mit gemessenen Daten (PSBT-Benchmark der OECD-NEA) analysiert. Beides ist nützlich bei der feineren Analyse von lokalen Effekten in den Kernanlagen. Mit ersten Anwendungen von COBRA-TF für SWR-Brennelemente wurde begonnen. Die Arbeiten zur Quantifizierung von Unsicherheiten und zur Durchführung von globalen Sensitivitätsanalysen wurden fortgesetzt und die entsprechenden Werkzeuge gefestigt.

Gekoppelte Modellierung (multiphysics)

Der Schwerpunkt der gekoppelten Analysen lag auf Untersuchungen des gekoppelten Anlageverhaltens mit zunehmend detaillierter Darstellung des Reaktorkerns. Der Einfluss von schnellen Strömungsänderungen in einem Siedewasserreaktor wurde hinsichtlich der neutronenphysikalischen Kopplung aufgrund von Dichteschwankungen im Reaktorkern weiter untersucht. Die neuesten Berechnungen berücksichtigen hierbei zusätzlich den Unterkanalcode COBRA-TF. Mit dem Ziel ergänzender hochauflöser dreidimensionaler thermomechanischer Analysen des Brennstabverhaltens wird ein neues Werkzeug mit dem Programm OpenFOAM entwickelt.

Sicherheitsanalysen

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der Freigabeverfahren zur neuen Reaktorbeladung der schweizerischen Kernkraftwerke verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltbarkeit, lineare Stabileistung, Druckverluste, lokaler Stabbrand) berechnet, um die Einhaltung der sicherheitstechnischen Kriterien durch die neuen Reaktorauslegungen zu überprüfen. Ausserdem wurden unabhängige Analysen für das Verhalten hochabgebrannten Brennstoffs bei Kühlmittelverlust-Störfällen durchgeführt und das Projekt zur unabhängigen Ursachenanalyse der in früheren Zyklen festgestellten Dryout-Befunde im Kernkraftwerk Leibstadt fortgesetzt. Wie bei den Validierungsrechnungen für Stabilitätsuntersuchungen wurde die Verwendung von modernen gekoppelten Methoden (thermohydraulisch, neutronenphysikalisch und strukturellmechanisch) mit einer detaillierten Darstellung des Kern- und Brennstoffverhaltens vorangetrieben.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die STARS-Gruppe am PSI stellt mit ihren Methoden und ihrem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Sie unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, beispielsweise hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Dazu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen und andere Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Call). Weiterhin unterstützt das Projektteam auf Anfrage – mit Genehmigung des ENSI – schweizerische Kernkraftwerksbetreiber mit Studien und Analysen zu Aspekten des Kraftwerksbetriebs und der Sicherheit.

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

Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Randbedingungen sieht das ENSI als wichtig an, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind weitere Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch die Teilnahme an internationalen Forschungsprogrammen und die Mitarbeit in internationalen Expertengruppen unerlässlich. Die Analysen neuer Reaktorauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2017 – sukzessive erweitert werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden – im Zusammenhang mit früheren Dryout-Befunden (siehe oben) – die nuklearen, thermohydraulischen und thermomechanischen Detailanalysen zum Siedeübergangsverhalten von SWR-Brennelementen.

1.5.2 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen

Auftragnehmer: Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
ENSI-Projektbegleiter: Thomas Wintterle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Pressurized Thermal Shock (PTS) bezeichnet die schnelle Veränderung der Temperatur eines unter Druck stehenden Materials, wodurch in diesem starke Spannungen auftreten. In Kernkraftwerken kann ein solcher Thermoschock bei einem Störfall durch die Einspeisung von kaltem Kühlmittel in den heissen Reaktordruckbehälter (RDB) auftreten. Mit der Betriebsdauer versprödet der RDB aufgrund des Neutronenflusses zunehmend, wodurch die Gefahr eines Integritätsverlusts infolge eines PTS zunimmt. Für den Nachweis der ausreichenden Sicherheit gegen Sprödbruch sind multidisziplinäre Analysen notwendig, welche struktur- und bruchmechanische Analysen sowie thermohydraulische Sicherheitsanalysen umfassen. In Abgrenzung zum Forschungsvorhaben PROBAB, welches sich haupt-

sächlich mit struktur- und bruchmechanischen Analysen befasst (siehe Kap. 1.1.7), liegt der Schwerpunkt dieses Forschungsvorhabens auf den thermohydraulischen Sicherheitsanalysen.

Die gängigsten heute verwendeten Rechenmethoden für deterministische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke sind entweder konservative oder realistische, so genannte «best-estimate» Berechnungsprogramme. Letztere werden in Kombination mit konservativen oder realistischen Anfangs- und Randbedingungen verwendet. In der Vergangenheit wurden konservative Analysemethoden verwendet, um die Unsicherheiten in den Anfangs- und Randbedingungen sowie in den Berechnungsmethoden abzudecken, welche nicht exakt ermittelt und quantifiziert werden konnten. Der Begriff «konservativ» wird in Bezug auf die Anfangs- und Randbedingungen in dem Sinne verwendet, dass Unsicherheiten pessimistisch abdeckend in Richtung eines Genehmigungs- und Nachweiskriteriums berücksichtigt werden. Erkenntnisse aus der Forschung zeigen jedoch auf, dass konservative Annahmen in wenigen Fällen nicht zu konservativen Ergebnissen führen.

Neuere Entwicklungen bei der Rechenkapazität erlauben heute die Verwendung der BEPU-Methode (Best Estimate Methods Plus Uncertainty Evaluation). Diese Methode ermöglicht, die Unsicherheit der Rechenergebnisse und damit ihre Aussagesicherheit zu quantifizieren (Abbildung 20). Ziel dieses Forschungsvorhabens ist es, die möglicherweise unterschiedlichen Sicherheitsmargen hinsichtlich des thermohydraulischen Berechnungsteils, welche sich aus den konservativen und den BEPU-Methoden ergeben, erstmals für Untersuchungen des Thermoschocks zu quantifizieren. Für diese ther-

mohydraulischen Berechnungen wird der Systemcode ATHLET verwendet.

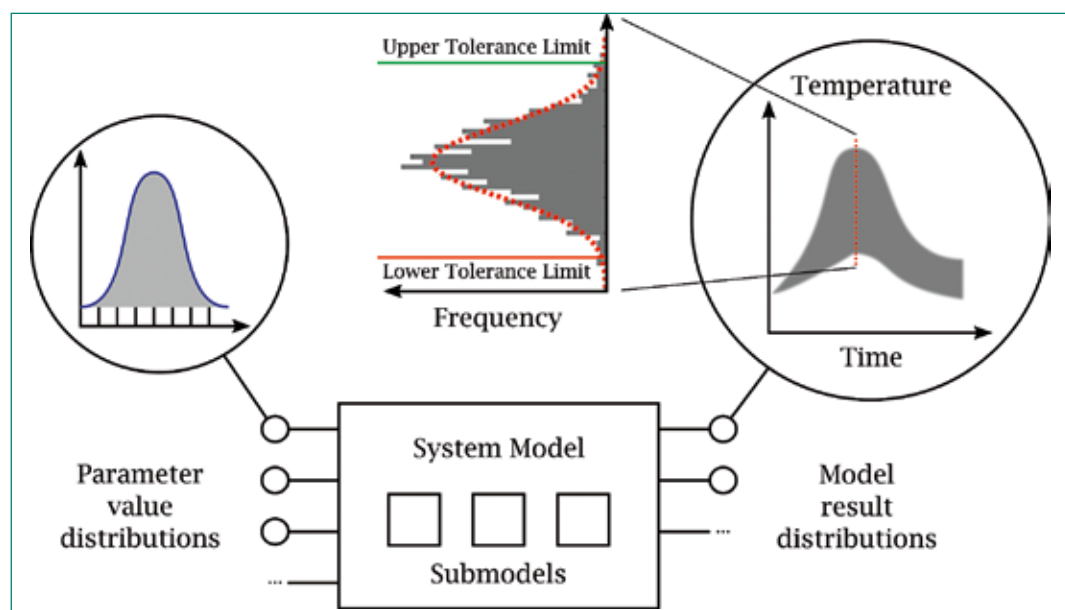
Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bereits am Ende der letzten Berichtsperiode (2016) wurde mit der Entwicklung eines Anlagenmodells für Druckwasserreaktoren begonnen. Hierfür wurde das Anlagenmodell eines generischen Druckwasserreaktors mit vier Kühlkreislauf-Schleifen (4-Loop) für die Verwendung von PTS-Analysen in Kombination mit BEPU angepasst. Besonderes Augenmerk wurde auf die verfeinerte Nodalisierung (radial und azimuthal) im Bereich der Anbindung der Hauptkühlmitteleitung und des Downcomers gelegt, um die lokalen Temperaturminima besser bestimmen zu können.

Zeitgleich wurde eine Literaturrecherche zur Identifikation der sensitiven Randbedingungen für PTS-Analysen und der heutigen allgemein als kritisch für den Sprödbuchnachweis zu betrachtenden Störfallszenarien durchgeführt. Ferner wurde anhand vereinfachter bruchmechanischer Analysen ein in den thermohydraulischen Analysen vorhandener Parameter identifiziert, welcher eine erste Abschätzung des Sprödbuchrisikos zulässt. Derzeit wird in diesem Zusammenhang der radiale Temperaturgradient in der Risspitze untersucht.

Im Rahmen von ersten Berechnungen wurden die führenden Leckgrößen bestimmt. Wie sich zeigte, liegen diese für den generischen Anlagensimulator im Bereich von 30 und 70 cm² und bestätigen somit die internationalen Erkenntnisse. Jedoch zeigen die ersten BEPU-Analysen, dass sich die führenden sensitiven Parameter hinsichtlich der PTS-Problematik zwischen den beiden Leckgrößen unterscheiden.

Abbildung 20:
GRS-Methode zur statistischen Analyse der Unsicherheiten deterministischer «Best-Estimate» Codes.
Quelle: GRS



Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem zunehmenden Alter der Schweizer Kernkraftwerke wird es immer wichtiger, dass die vorhandenen Sicherheitsmargen, besonders der versprödeten Bereiche eines RDBs, möglichst exakt quantifiziert werden können. Mit diesem Vorhaben soll die Konservativität der Randbedingungen der thermohydraulischen Berechnungen von PTS-Analysen überprüft und Abweichungen zwischen den heute gebräuchlichen Analysemethoden und den fortschrittlichen rechenintensiveren BEPU-Analysen quantifiziert werden.

Ausblick

Erste BEPU-Analysen wurden durchgeführt und diejenigen Parameter bestimmt, welche die thermischen Belastungen am Reaktordruckbehälter massgeblich beeinflussen. Zukünftig sollen konservative Berechnungen auf Basis der heutigen akzeptierten PTS-Nachweismethodik durchgeführt und diese mit den Erkenntnissen aus den BEPU-Berechnungen abgeglichen sowie die vorhandenen Sicherheitsmargen der thermohydraulischen Berechnung quantifiziert werden. Hierzu werden die Erkenntnisse aus den vorherigen Projektschritten herangezogen.

1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Yann Stempfeler
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Es bildet Unfallverläufe vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab. Das Programm wurde von den Sandia National Laboratories (SNL) für die amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst.

Ein bedeutendes Phänomen bei schweren Unfällen ist die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei Luftzufuhr, wenn die Brennstäbe bei ungenügender Kühlung abgedeckt werden. Lufteinbruch kann die Zerstörung des Kerns beschleunigen und die Freisetzung von Spaltprodukten erhöhen. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können. In den vergangenen

Jahren hat das PSI ein entsprechendes Oxidationsmodell entwickelt, welches in MELCOR implementiert und anhand verschiedener Experimente validiert wurde. Mit diesem Projekt werden die Reaktionen von Zirkonium-basierten Hüllrohren unter verschiedenen Sauerstoff-/Stickstoff-Dampfgemischen erforscht und das Oxidationsmodell weiterentwickelt, um den Nitrierungsprozess besser abzubilden. Das Projekt startete Mitte 2013, die erste Phase dauerte bis Mitte 2017.

Im Laufe des Projektes wurde der Oxidationsprozess besser verstanden, sodass nun von folgenden Reaktionsphasen ausgegangen wird: Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphase. Um die Mechanismen der Reoxidation besser zu verstehen und diese Phase im Modell zu berücksichtigen, wurde eine weitere Projektphase gestartet, die bis 2021 laufen soll.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2016 zeigte die Analyse der Proben, welche am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hergestellt wurden, dass das Verhalten der Reaktionen in der Nitrierungsphase bei verschiedenen Temperaturbereichen unterschiedlich beschrieben werden muss: Bei Temperaturen zwischen 900°C und 1000°C ist der Reaktionsumsatz langsam und nimmt fast linear mit der Zeit zu. Dagegen ist der Reaktionsumsatz bei den Temperaturen 1100°C und 1200°C schneller, stabilisiert sich jedoch auf einem gewissen Wert.

Diese Untersuchungen wurden im Jahr 2017 vertieft. Es wurde festgestellt, dass es für die Beschreibung der Reaktionsmechanismen sinnvoll ist, zwischen Temperaturen kleiner und grösser als 1050°C zu unterscheiden (siehe Abbildung 21). Ferner wurden die Reaktionsraten der Oxidations- und Nitrierungsphase aus den Probedaten abgeleitet (siehe Abbildung 22).

Eine detaillierte Analyse der Proben mittels Raman-Spektroskopie bestätigte die Erkenntnisse der Analysen von 2016, dass die Struktur der Oxidlage für den Temperaturbereich unter bzw. über 1050°C monoklinisch bzw. tetragonal ist. Jedoch konnten weder die Raman-Spektroskopie noch die Röntgenstrahlbeugung die Existenz des 2016 postulierten «Zirkonium-Oxynitrids» nachweisen. Deshalb wird deren Einbindung in ein entsprechendes Modell nicht weiter verfolgt.

Obwohl die Erstellung eines eigenständigen Nitrierungsmodells für 2017 geplant war, hat die Datenanalyse gezeigt, dass mehrere Elemente eines ent-

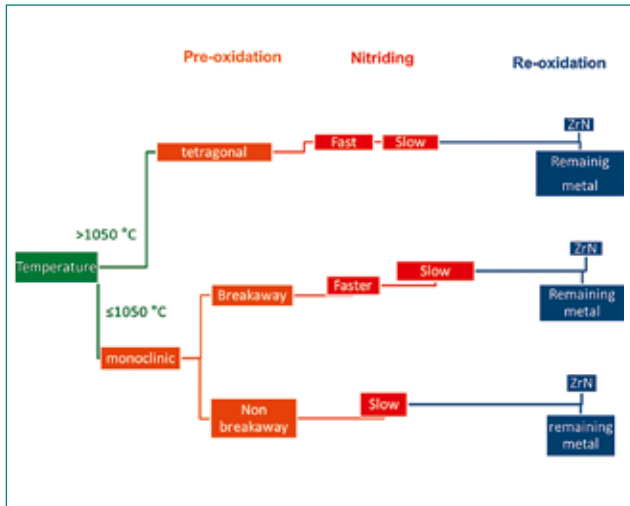


Abbildung 21: Struktur und Reaktionsmechanismen der Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphasen. Quelle: Forschungsbericht PSI

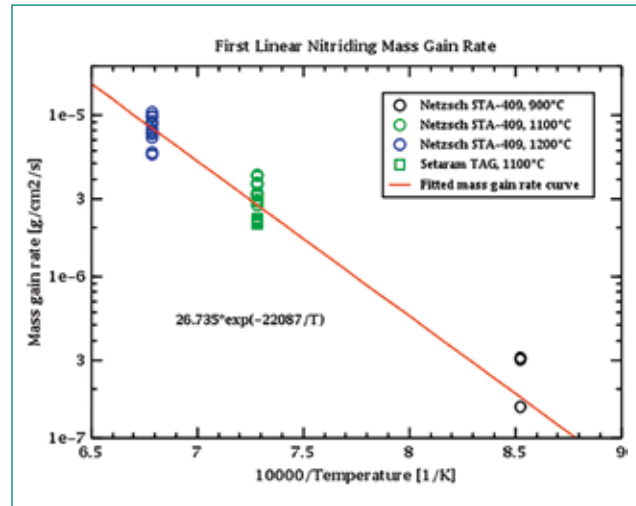


Abbildung 22: Ableitung der Reaktionsrate der Nitrierungsphase auf Basis der Probandaten. Quelle: Forschungsbericht PSI

sprechenden Modells bei den drei Reaktionsphasen (Oxidation, Nitriding und Reoxidation) eine Rolle spielen. Aus diesem Grund ist anstatt eigenständiger Nitrierungs- und Reoxidationsmodelle die Erstellung eines integralen (gemeinsamen) Modells vorgesehen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren mit Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter oder im Brennelement-Lagerbecken betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms verbessert die Grundlagen der Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Die Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) nennt MELCOR als einen der Rechen-codes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

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

Ausblick

Geplant ist die Entwicklung eines Entwurfs des Gesamt-Modells, welches alle Reaktionsphasen umfasst (Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphasen). Dazu sollen die Proben weiter analysiert werden, um die Entwicklung des Modells zu unterstützen.

1.5.4 OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Nach den schweren Reaktorunfällen in Fukushima startete die Nuclear Energy Agency NEA der OECD dieses Projekt. Es verfolgt die Ziele, die Unfallabläufe in den einzelnen Reaktoren zu rekonstruieren und die Endzustände der Reaktoren und vor allem der Reaktorkerne zu bestimmen. Für Phase 2 dieses Projekts wurden die Ziele erweitert und beinhalten nun zusätzlich die Wasserstoffproduktion und die Bestimmung der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten. Neben den bisherigen elf Organisationen aus acht Ländern sind in Phase 2 Organisationen aus drei weiteren Ländern vertreten.

Mithilfe dieser Analysen soll die Planung der weiteren Untersuchungen in den zerstörten Reaktorblöcken, der Dekontamination und des Rückbaus unterstützt werden. Ein weiteres Ziel ist die Ausweitung der Beurteilungsbasis für Simulationsprogramme. Da bei Experimenten zur Erforschung von schweren Reaktorstörfällen meist nur einzelne Phänomene (häufig auch in kleinerem Masstab und mit nicht-radioaktivem Material) untersucht werden, sollen die Unfälle von Fukushima ausgewertet werden.

Das PSI konzentrierte sich bei seinen Arbeiten auf den Reaktorblock 3 von Fukushima Daiichi (Abbil-

dung 23). Es verwendete das Simulationsprogramm MELCOR, welches auch bei Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke benutzt wird (siehe auch Kap. 1.5.3).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die im Berichtsjahr durchgeführten Arbeiten konzentrierten sich auf eine Verlängerung des Analysezeitraums (~15 Tage), auf die Bestimmung der Wasserstoffproduktion und der freigesetzten radioaktiven Spaltprodukte.

Gemäss den Rechnungen des PSI kam es rund 41 Stunden nach dem Erdbeben zum Kernschaden und damit einhergehend zur Produktion von Wasserstoff durch die Oxidation der Brennstab-Hüllrohre. Nach gut einer weiteren Stunde kam es zu einer Druckentlastung des Reaktordruckbehälters (RDB) durch das automatische Druckentlastungssystem. Nach etwa 68 Stunden war ein grosser Teil des Reaktorkerns geschmolzen und lag auf der unteren Kernplatte. Im Containment kam es zu diesem Zeitpunkt zu einer grossen Leckage an der Deckdichtung, was zum schnellen Druckabbau im Containment führte. Dadurch gelangte Wasserstoff

in das Reaktorgebäude und explodierte kurz danach. Insgesamt wurden bis zur Wasserstoffexplosion rund 1200kg Wasserstoff produziert, wovon etwas weniger als 40% ins Reaktorgebäude entwich und etwas mehr als 60% via Containment-Druckentlastung zum Kamin gelangte. Der RDB versagte nach rund 73 Stunden an einer Durchdringung (Steuerstabführungsrohr oder Instrumentierung). Über die Druckentlastungsleitung des Reaktorblocks 4, die an denselben Kamin wie der Block 3 angeschlossen ist, gelangten zwischen 20 und 35% des Wasserstoffs ins Reaktorgebäude von Block 4 und führten dort 87,5 Stunden nach dem Erdbeben zur Explosion. Die Simulation zeigt, dass die in Block 3 produzierte Wasserstoffmenge ausreichend für die Explosionen in den Reaktorblöcken 3 und 4 ist.

Die mit MELCOR ermittelten Freisetzungsteile von Cäsium und Iod stimmen gut mit den aus Dosismessungen in der Umgebung zurückgerechneten Freisetzungen überein.

Ferner wurden im Rahmen des Projekts verschiedene Verbesserungsmöglichkeiten des MELCOR-Codes identifiziert, welche teilweise bereits implementiert wurden.



Abbildung 23: Bau des Schutzschildes über Block 3 für den Abtransport der abgebrannten Brennelemente aus dem Brennelementbecken, Quelle: http://photo.tepco.co.jp/library/170802_01/170802_03.jpg.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt ist von grosser internationaler Relevanz, und es ist für das PSI eine Auszeichnung, als eine von elf Organisationen weltweit zu diesem Projekt eingeladen worden zu sein. Das Projekt dient auch dem Kompetenzerhalt in diesem Bereich in der Schweiz. Im Rahmen des Projekts wurden verschiedene Aspekte des MELCOR-Codes weiterentwickelt und verbessert. Darüber hinaus tragen die durch das Projekt gewonnenen Informationen auch zum besseren Verständnis des Ablaufs schwerer Unfälle.

Ausblick

Das PSI hat seine Arbeiten wie geplant bis Ende 2017 beendet. Ein abschliessendes Treffen des Gesamtprojekts der OECD-NEA soll in der ersten Hälfte des Jahres 2018 stattfinden.

1.5.5 MSWI Cool – Melt-Structure- Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung. Gegenwärtig fehlen mechanistische Modelle in MELCOR zur Quantifizierung der Kühlung eines Schüttbetts, welches bei einer Kernzerstörung entsteht. Die Simulation dieser Prozesse ist für die Prognose des Unfallablaufs von Bedeutung.

Das Ziel dieses in Form einer Doktorarbeit durchgeführten Projektes ist die Entwicklung eines Codes zur Modellierung der Kühlung einer Kernschmelze, welcher in MELCOR integriert werden kann. Dazu wird wie folgt vorgegangen: MELCOR wird mit einem mechanistischen Code gekoppelt, der die Kühlung einer Kernschmelze modelliert (i). Dieses gekoppelte Simulationswerkzeug wird validiert und anschliessend für Sicherheitsanalysen eines Referenzreaktors verwendet (ii). Schlussendlich wird ein vereinfachtes Ersatzmodell entwickelt, welches in MELCOR integriert werden kann.

Dieses Projekt wird an der KTH Stockholm im Rahmen der umfassenden Erforschung von Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser (MSWI) durchgeführt.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Als mechanistischer Code für die Modellierung der Kühlung einer Kernschmelze wurde das Programm COCOMO gewählt. Zur Validierung des Codes wurden verschiedene an der KTH durchgeführte Experimente, respektive deren Resultate, verwendet.

In einem ersten Schritt wurden Experimente zum Druckverlust in einem Schüttbett nachgerechnet. Diese Experimente wurden in der Versuchseinrichtung POMECO-FL durchgeführt (Abbildung 24). Sie zeigten, dass die COCOMO-Simulationsresultate gut mit den gemessenen Werten und analytischen Resultaten übereinstimmen.

In einem zweiten Schritt wurden Experimente zur Kühlung eines Schüttbetts nachgerechnet, die in der Versuchseinrichtung POMECO-HT durchgeführt wurden (Abbildung 24). Diese besteht aus einem quaderförmigen, wassergefüllten Behälter, der das Schüttbett enthält. Die Wasservorlage reicht über das Schüttbett hinaus. Oberhalb des Behälters mit dem Schüttbett ist ein Wasserbehälter mit Füllstandregelung, der über eine Leitung (Downcomer) mit dem Schüttbettbehälter verbunden ist. Mithilfe eines Ventils kann diese Leitung geschlossen werden. Das Schüttbett wird geheizt. Für die einzelnen Experimente wurden die Partikeldurchmesser, die Porosität des Schüttbetts, die Mächtigkeit des Schüttbetts und die Art des Schüttbetts (homogen, geschichtet usw.) variiert. Die in das Schüttbett eingetragene Heizleistung wird schrittweise solange erhöht, bis das Schüttbett nicht mehr gekühlt werden kann und die Temperatur des Schüttbetts stark ansteigt.

Eine erste Serie von Experimenten wurde mit geschlossenem Downcomer durchgeführt, um die Kühlung einer gefluteten Kernschmelze zu untersuchen. Die experimentellen Resultate stimmen gut mit den mit COCOMO simulierten Ergebnissen überein.

Für eine zweite Serie von Experimenten wurde bei offenem Downcomer dessen Durchmesser variiert. Durch den offenen Downcomer kann Wasser von unten in das Schüttbett einströmen. Die Versuchsergebnisse zeigen wie erwartet, dass dadurch mehr Energie aus dem Schüttbett abgeführt werden kann. Je grösser der Durchmesser des Downcomers, desto stärker ist dieser Effekt. Mit COCOMO

kann dies allerdings (noch) nicht gut nachgerechnet werden, da die Reibung zwischen der Wand des Downcomers und dem Wasser nicht berücksichtigt wird.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

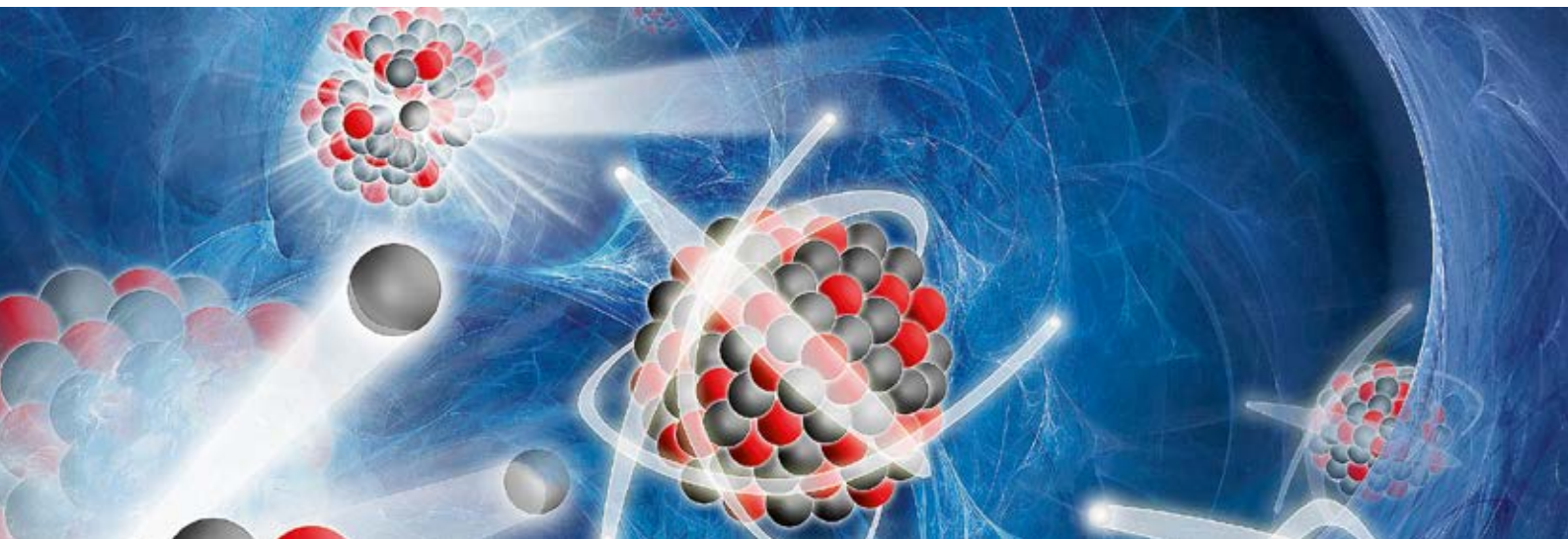
Im Rahmen des Projekts wird eine Ergänzung zu MELCOR entwickelt, welche später in MELCOR implementiert werden und dieses Rechenprogramm verbessern soll. MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den KKW-Betreibern wie auch dem ENSI als Simulationscode für schwere Unfälle eingesetzt. Insgesamt verbessern sich dadurch die Grundlagen für die Risikoabschätzungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ausblick

Das Projekt hat im Sommer 2017 begonnen und läuft über 4 Jahre. Im nächsten Jahr wird das Studium der Codes MELCOR und COCOMO fortgesetzt, die beiden Codes sollen miteinander gekoppelt und Testrechnungen mit dem gekoppelten Simulationswerkzeug durchgeführt werden.



Abbildung 24:
*POMEKO-HT
Versuchsanlage.
Quelle: KTH Stockholm.*



1.6 Strahlenschutz

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

1.6.1 Strahlenschutzforschung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Joachim Löhle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Men-

schen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

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

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

Für das ENSI führt diese Sektion Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch. Zusätzlich arbeitet die Sektion in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie mit. Dies fördert den internationalen Austausch und die Ergebnisse dieses Erfahrungs- und Wissensaustausches fliessen in die Aufsichtstätigkeit des ENSI mit ein.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr arbeitete die Sektion Messwesen aktiv in der *EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) Working Group WG7* mit, die unter anderem eine Anleitung zur Umsetzung der Publikationsreihe *Occupational Intake of Radionuclides (OIR) der ICRP (International Commission on Radiological Protection)* erstellt. Die Teilnahme an den Arbeitskreistreffen *Dosimetrie* und *Inkorporation des Deutsch-Schweizer Fachverbands für Strahlenschutz e.V* förderten auch im Jahr 2017 den internationalen Erfahrungsaustausch. Im Bereich der Strahlenmesstechnik arbeitet die Sektion im IEC Komitee 45B «Radiation Protection Instrumentierung» an verschiedenen Normen mit.

Für die Befreiung von Materialien aus einem Kontrollbereich von der Bewilligungspflicht und der Aufsicht ist unter anderem der Nachweis zu erbringen, dass die spezifische Aktivität des Materials unter der Befreiungsgrenze liegt. Zum Nachweis werden unterschiedliche Messmethoden verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation, zum Beispiel bei Rückbauprojekten von Kernanlagen, angepasst werden müssen. In diesem Kontext hat die Sektion Messwesen im Berichtsjahr verschiedene radiochemische und spektrometrische Verfahren erarbeitet und optimiert.

Dazu gehören die Trennung von metallischen Störnuklidern von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen, die Direktmessungen der Alpha/Beta-Strahlung von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern, die Standardisierung des Flüssigkeits-Szintillationsspektrometers der Firma HIDEX und die Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung von Barytbeton. Mit der Erarbeitung und Optimierung dieser Verfahren wird die Kompetenz auf diesem Gebiet in der Schweiz erhalten und weiterentwickelt. Die Ergebnisse fließen in die Aufsichtstätigkeit des ENSI mit ein, unter anderem bei der Erstellung von Gutachten zu Rückbauprojekten.

Die alljährlich durchgeführten Aeroradiometrieübungen (Abbildung 25) werden vom ENSI im Rahmen der Aufsichtstätigkeit genutzt, um Informationen über die radiologische Situation in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen zu gewinnen. Die Aeroradiometrie ist auch ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, beispielsweise um Informationen über die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu gewinnen. Im Jahr 2017 fand neben den Routinemessungen in der Umgebung der Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg, die keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen zeigte, auch noch die internatio-



Abbildung 25: Für Aeroradiometrieübungen verwendeter Helikopter. Quelle: PSI.

nale Übung «Aeroradiometrie 2017» statt. An dieser Übung waren Teams aus Deutschland, der Schweiz, Frankreich und Tschechien beteiligt. Der Schwerpunkt der internationalen Übung war die grossräumige Quellensuche im Raum Bodensee, an der die sechs Teams gemeinsam ein Gebiet von ca. 2900 km² kartographiert haben. Die beiden ausgelegten Quellen wurden geortet und das Radionuklid wurde identifiziert. Die gemeinsame Karte des gesamten Messgebietes (Composite Mapping) wurde innerhalb der vorgegebenen Zeit von maximal sechs Stunden erstellt.

Für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sowie die Sicherheit der Schweizer Kernkraftwerke sind Strahlenschutz-Messmittel sowie die verwendeten Messmethoden ein zentraler Bestandteil. Dies stellt hohe Anforderungen an die Messmittel, welche die Sektion Messwesen anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft. Im Berichtsjahr wurden die Untersuchungen zur Messunsicherheit von Freimessmitteln, die Charakterisierung des Dosisleistungsmessgeräts bGeigie nano, die Entwicklung von Quellen zur messgut-spezifischen Kalibrierung von Freimessschranken und die Tests an neuen Detektormaterialien für die Neutronendosimetrie sowie an neu entwickelten Neutronendosimetern durchgeführt.

Im Jahr 2017 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen, bei denen die Ergebnisse zum jetzigen Zeitpunkt vorliegen, liess sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

Im Berichtsjahr betreute die Sektion Messwesen eine Doktorarbeit, zwei Masterarbeiten und eine Praktikumsarbeit.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn ist die Umsetzung des Stands der

Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in der Radioanalytik und die nationale Zusammenarbeit in diesem Spezialgebiet.

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

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2018 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

1. *Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie:* Experten der Sektion Messwesen beteiligen sich aktiv in Arbeitsgruppen, die sich mit der Revision von für den Schweizer Strahlenschutz relevanten Normen (zum Beispiel der International Electrotechnical Commission IEC) befassen. Weiterhin ist eine aktive Mitarbeit in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrie-netzwerks EURADOS sowie des *Deutsch-Schweizer Fachverbandes für Strahlenschutz vorgesehen*.
2. *Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden:* Im Rahmen von Rückbauprojekten besitzen Methoden, mit denen Komponenten zerstörungsfrei auf ihren Radionuklid-gehalt untersucht oder grosse Probenmengen bearbeitet werden können, eine zentrale Bedeutung. Dabei sollen die folgenden Schwerpunkte betrachtet werden:
 - Direktmessungen der Alpha/Beta-Strahlung von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfach-Messplätzen
 - Schnelltrennverfahren für Strontium-90 von diversen Matrizen
 - Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton
 - Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen
 - Standardisierung des Flüssigkeits-Szintillationsspektrometers der Firma HIDEX
 Die verwendeten Methoden werden durch die Teilnahme an nationalen sowie internationalen Vergleichsmessungen validiert.
3. *Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen:* Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI begleitet, die weiterhin die

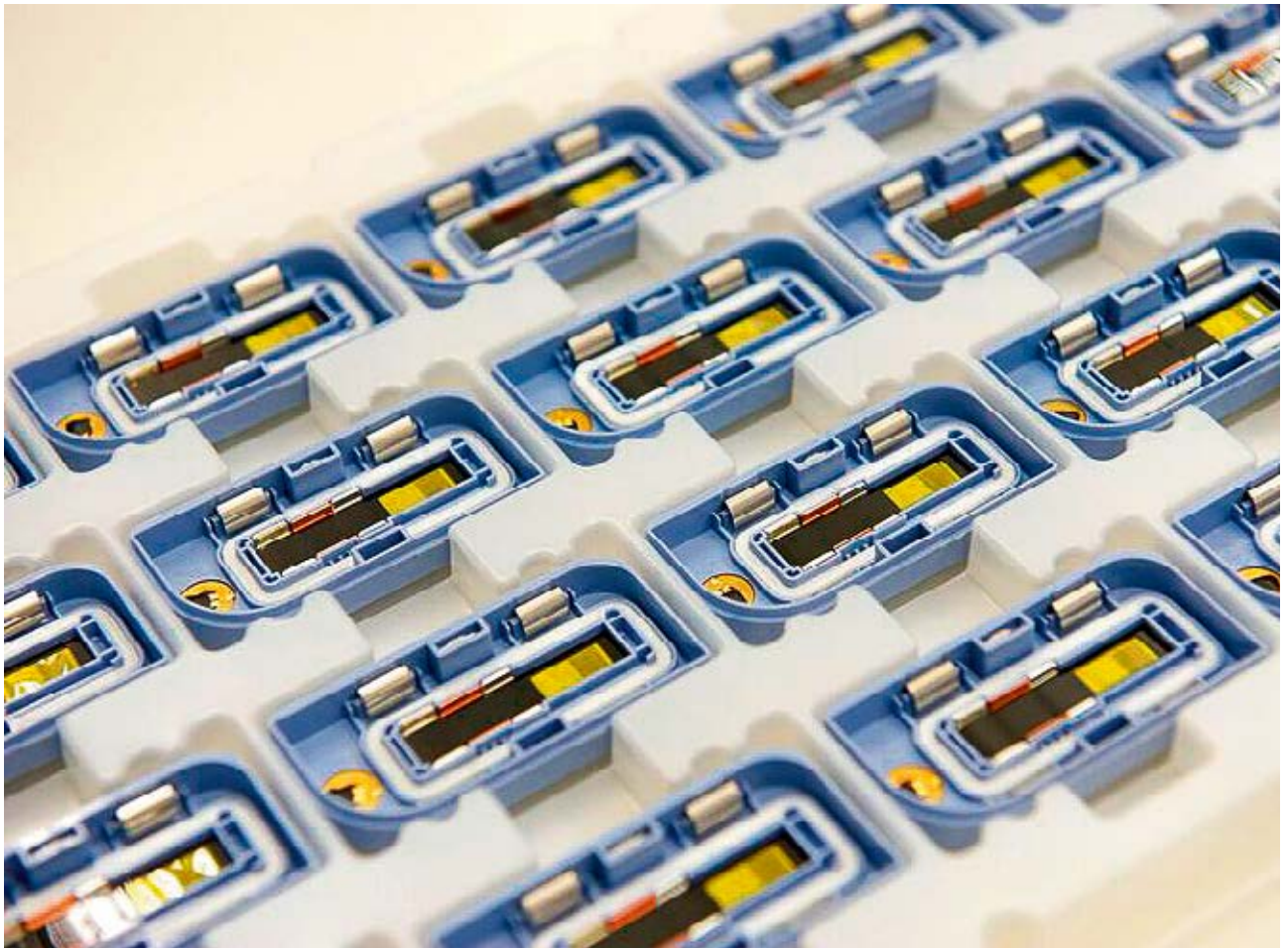


Abbildung 26: Radiophotolumineszenz-Personendosimeter mit geöffneten Gehäusen. Quelle: PSI.

erhaltenen Messergebnisse interpretieren sowie einen unabhängigen Bericht erstellen.

4. *Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken:* Strahlenschutzmessmittel und Dosimetrie sind von zentraler Bedeutung für die radiologische Überwachung der Schweizer Kernkraftwerke sowie deren Umgebung. Weiterhin ist die Minimierung von radioaktiven Abfällen durch eine vorgängige Triagierung wichtig für aktuelle und zukünftige Projekte in den Schweizer Kernanlagen. Dies stellt hohe Anforderungen an die verwendete Messtechnik. Die Eigenschaften und Limiten von aktuell verwendeten sowie in der Zukunft eingesetzten Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern (Abbildung 26) werden anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft und untersucht.
5. *Ad hoc-Fragestellungen des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter:* Im Bereich der Aufsichtstätigkeit des ENSI treten zum Teil kurzfristig Fragestellungen auf, die externe Fachspezialisten benötigen. Diese sowie die für Untersuchun-

gen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.

6. *Fachbegleitung von Studenten:* Derzeit wird eine Doktorarbeit in der Radioanalytik in Zusammenarbeit mit der Universität Freiburg (Deutschland) über Radionuklide in natürlichen Gewässern durchgeführt. Ebenfalls begonnen wurde eine Doktorarbeit in der Dosimetrie.



Stilllegung, Transporte, Zwischenlagerung, Abfallbehandlung

1.7 Entsorgung

Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den überwiegenden Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine, die Auslegung und Überwachung eines Tiefenlagers und die Prozesse, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Mit dem Näherrücken der Stilllegung von Kernkraftwerken und dem Fortschreiten des Verfahrens zum Sachplan geologische Tiefenlager gewinnt dieser Bereich laufend an Bedeutung. Zum Forschungsbereich Entsorgung gehören zudem die der geologischen Tiefenlagerung vorgelagerten Arbeiten, darunter insbesondere der Transport und die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

1.7.1 Weiterentwicklung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von liegenden Transport- und Lagerbehältern

Auftragnehmer: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth
ENSI-Projektbegleiter: Bernd Roith

Einleitung

Hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England) sowie abgebrannte Brennelemente werden in sogenannten Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behältern) transportiert und zwischengelagert. Aktuell werden in der Schweiz bereits über 60 Be-

hälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert, und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

Bevor ein T/L-Behälter im Zwischenlager gelagert werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage für die Akzeptanz des ENSI bezüglich einer Bauart sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie HSK-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzziele, die die unterschiedlichen Bauarten erfüllen müssen: Mechanische Integrität (Einschluss der radioaktiven Stoffe auch unter Störfallbedingungen), Wärmeabfuhr, Abschirmung (Begrenzung der radioaktiven Strahlung) und Unterkritikalität (Vermeidung einer unkontrollierbaren Kettenreaktion).

Im Rahmen des vorangegangenen Forschungsprojekts wurde eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) bestimmen zu können. Dazu wurde ein anderer Ansatz verfolgt als bei den Berechnungen, die durch die Behälterdesigner und Eigentümer vorgelegt werden, damit diese unabhängig durch das ENSI beurteilt werden können. Dies ist notwendig, da die Betreiber der Kernanlagen die maximal mögliche Wärmekapazität der Behälter ausnutzen.

Im neuen Projekt soll die entwickelte Berechnungsmethode auf liegende Behälter (Transportkonfiguration) erweitert werden, bei denen der Tragkorb

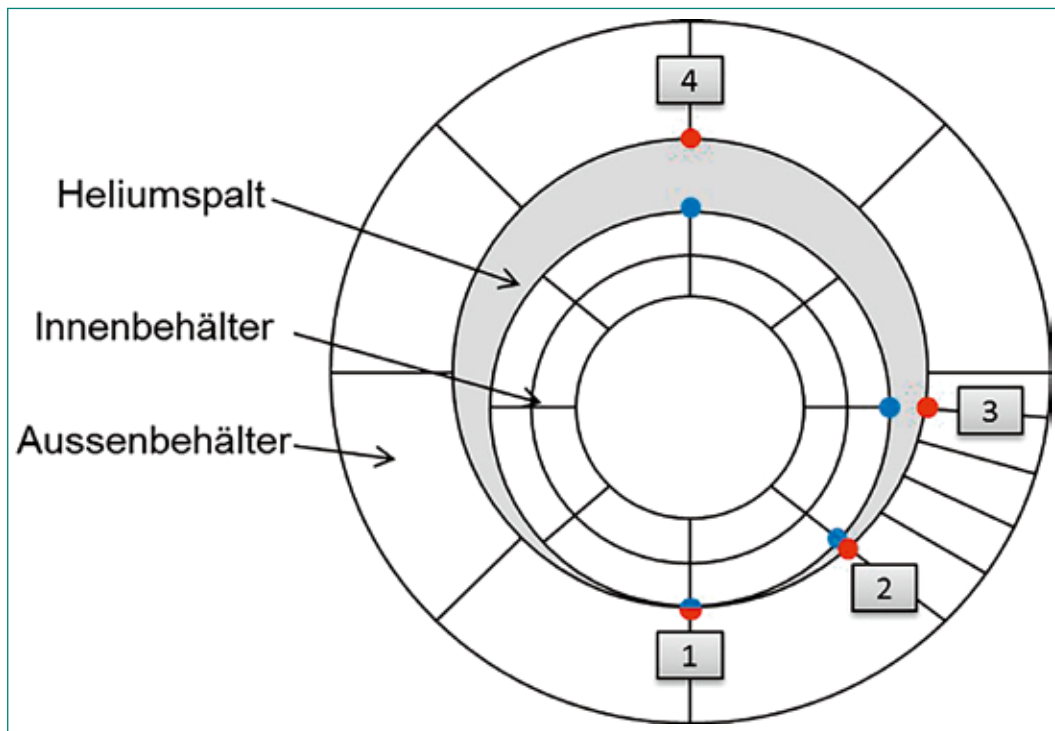


Abbildung 27:
Beispielhafte
Darstellung des
Spaltmodells im
Transportfall.
Quelle: ENSI

sich nicht mehr im Zentrum des Aussenbehälters befindet (Abbildung 27). Ausserdem sollen weitere Wärmeübertragungsansätze integriert werden. Der Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth entwickelt bereits seit vielen Jahren spezielle Berechnungsmethoden basierend auf computergestützten (numerischen) Analysen, deren Basis die Zerlegung von Komponenten in Unterelemente ist, die sogenannte Finite-Elemente-Analyse. Dazu hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit Namen Z88 konzipiert, die im Rahmen des Projekts entsprechend den oben genannten Bedürfnissen des ENSI weiterentwickelt wurde und jetzt erneut ausgebaut werden soll.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

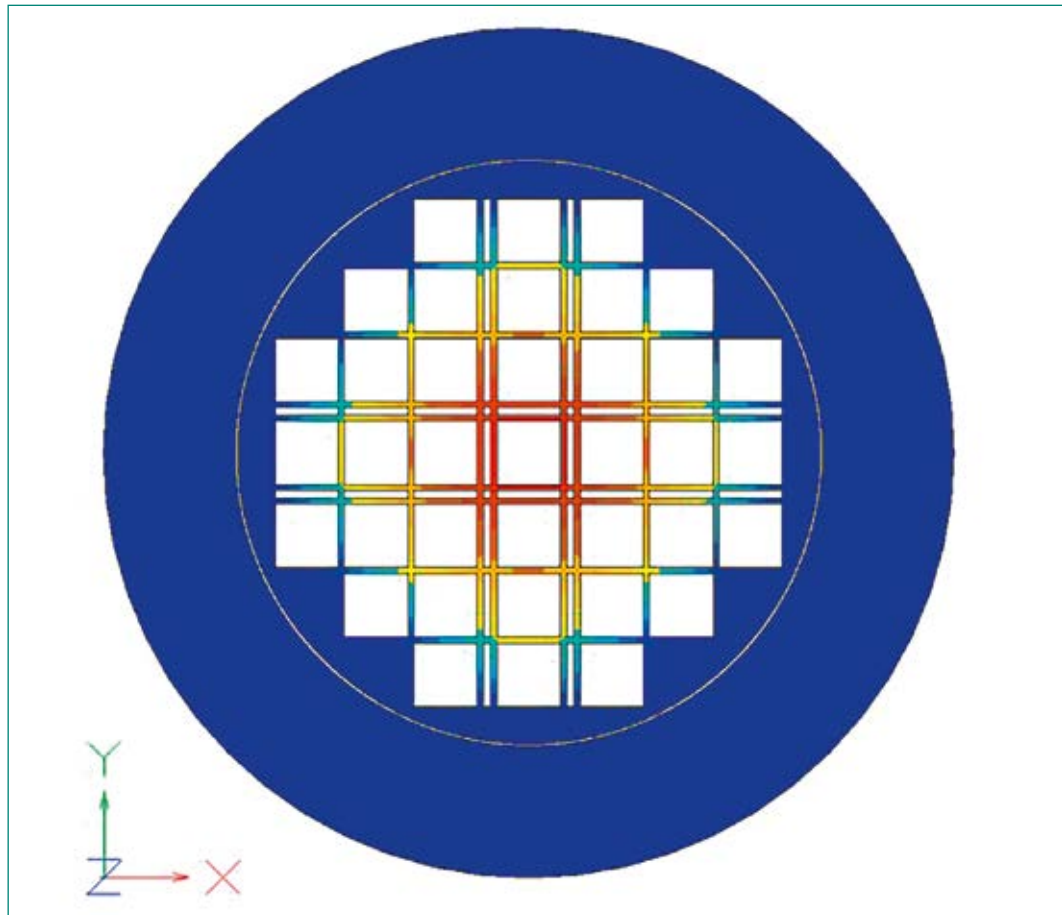
Das Projekt wurde Anfang 2017 gestartet. Die Projektdauer beträgt zwei Jahre. Im ersten Jahr stand die Entwicklung einer passenden Methodik für den liegenden Behälter im Mittelpunkt. Die Methodik teilt sich dabei auf in die Problemumsetzung, das heisst die Modellierung, wie die Wärme über die Bauteile und Spalten der Behälter an die Aussenwand kommen kann, und die computertechnische Umsetzung, also die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm aus dem vorangegangenen Projekt. Dabei sind vor allem die unterschiedlichen Spaltmasse zwischen Tragkorb und Behältermantel im Transportfall die Hauptforschungspunkte.

Die analytische Lösung der Wärmeabfuhr wurde mit einer Spalttheorie aus der Finite-Elemente-Analyse für einen gleichbleibenden Spalt, wie er in Zwischenlagerkonfiguration auftritt, bereits im vorangegangenen Projekt gekoppelt und so die speziell benötigte Randbedingung entwickelt. Die Entwicklung, die in den bereits vorhandenen Finite-Elemente-Rechenkern Z88 integriert wurde, ermöglicht die schnelle Berechnung der Temperaturverteilung sowie der Wärmeströme in einem T/L-Behälter im stehenden Zustand. Die Weiterentwicklung der Spalttheorie muss die veränderten Spaltbreiten zwischen Tragkorb und Behältermantel berücksichtigen, die die unterschiedlichen Mechanismen der Wärmeübertragung dominieren. Wo der Tragkorb am Behältermantel aufliegt (Unterseite), dominiert Wärmeleitung, während auf der gegenüberliegenden Seite (Oberseite) der Spalt maximal ist und somit Konvektion und Strahlung die grössere Rolle spielen. Diese Einflüsse variieren über den Spalt. Aus diesem Grund wurden die Einflussfaktoren an jeder Position des Spalts neu bestimmt.

Im ersten Projektjahr wurde erkannt, dass die Integration von Strahlung notwendig wird. Dies ist aber durch die im ersten Projekt entwickelte lineare Berechnungsmethodik nur schwierig zu erreichen, weshalb ein Ersatzmodell entwickelt werden soll. Die Integration läuft gemäss Projektplan.

Zusätzlich zu der softwaretechnischen Umsetzung wurden Messungen am bereits vorhandenen Validierungsprüfstand durchgeführt. Dabei wurde

Abbildung 28:
Temperaturverteilung
inklusive Konvektions-
randbedingung an der
Aussenseite des Behäl-
ters. Quelle: ENSI



festgestellt, dass ein neuer Prüfstand notwendig ist, um den Einfluss der exzentrischen Anordnung zwischen Behältermantel und Tragkorb auf die Wärmeabfuhr eindeutig messen zu können. Aus diesem Grund wurde ein komplett neuer Prüfstand entworfen, der sich aktuell in der Fertigung befindet.

Ergänzend zur neuen Ringspaltbedingung wurden weitere Randbedingungen an der Aussenseite des Behälters entwickelt. Dadurch ist es jetzt möglich, neben einer Temperaturrandbedingung auch Konvektion zu berücksichtigen.

Somit steht dem ENSI seit Herbst 2016 ein Werkzeug zur Berechnung der Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand zur Verfügung, in welchem neu Konvektion und Temperatur an der Aussenseite integriert werden (Abbildung 28) und zusätzlich ab Ende 2018 der Transportzustand berechnet werden kann.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse zu Einflussgrößen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten und Zulassung im Gefahrgutrecht einfließen. Dem ENSI steht

ein unabhängiges Berechnungswerkzeug zur Verfügung, dessen Basis einen anderen Ansatz verfolgt als die Nachweise der Gesuchsteller. Dadurch können die Ergebnisse der Gesuchsteller unabhängig durch das ENSI beurteilt werden. Des Weiteren kann das ENSI Abweichungen bei der laufenden Fertigung der Behälter schnell hinsichtlich deren Einfluss auf die nukleare Sicherheit bestimmen und geeignete Konsequenzen ziehen. Durch die neue Softwarelösung vergrößert das ENSI das spezifische Wissen über die T/L-Behälter, die noch Jahrzehnte unter Aufsicht des ENSI stehen werden. Dies bezieht sich auch auf Alterungsaspekte und die Ermittlung des Istzustands nach einer allfälligen verlängerten Zwischenlagerung. Die Erkenntnisse können ebenfalls in der Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung berücksichtigt werden, welche gemäss dem aktuellen Entsorgungsprogramm erforderlich sein wird.

Ausblick

Das Projekt verläuft nach Projektplan. Die nächsten Schritte stellen die Integration der neuen Spaltbedingungen in den bereits vorhandenen Rechenkern dar sowie die Validierung der Berechnungsergebnisse am noch zu fertigenden Prüfstand.



Geologische Tiefenlagerung

1.7.2 Experimente im Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Ingenieurgeologie der ETH Zürich (Experimente HM-C und SE-P), Karlsruher Institut für Technologie (Experiment FM-D), swisstopo (Experimente FM-D und MO), British Geological Survey (Experiment GT), Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen (Experiment HM-B und HM-C)
 ENSI-Projektbegleiter: Martin Herfort, Bastian Graupner, Ernando Saraiva, Manuel Sentís

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri in St. Ursanne (JU; Abbildung 29) hat für das schweizerische Entsorgungsprogramm eine zentrale Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinuston und damit für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines

geologischen Tiefenlagers in diesem Wirtgestein. Sie ermöglichen wichtige Erkenntnisse zur Gesteinsbeschaffenheit, zur Felsmechanik, zur Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen eines tonreichen Wirtgesteins.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 16 Organisationen aus 8 Ländern an Experimenten im Felslabor Mont Terri (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA). Das ENSI ist seit 2003 mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung beteiligt. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich mehrjährige Forschungsverträge abgeschlossen, in deren Rahmen bisher drei Doktorarbeiten entstanden sind (Yong 2008, Thöny 2014, Wild 2016). Der gegenwärtige thematische Schwerpunkt dieser Kooperation liegt auf dem felsmechanischen Verhalten des Wirtgesteins Opalinuston als Folge hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse.



Abbildung 29: Verzweigung im Tunnel-system des Felslabors Mont Terri, im Hintergrund rechts mit Besuchergruppe anlässlich einer der zahlreichen Führungen. Quelle: www.mont-terri.ch, heruntergeladen am 13.12.2017

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2017 folgende acht Experimente:

1. FM-D: Verdunstungsbestimmung in Bohrungen
2. GT: Gastransport
3. HM-B: Mechanisch verursachter Unterdruck im Porenwasser
4. HM-C: Stoffansatz für den Opalinuston
5. MO: Technologie für die Langzeitüberwachung
6. FS: Mechanische Charakterisierung von Störungen in Tonsteinen
7. SE-P: Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungs- und Ausbruchszonen
8. SW-B: Vorbereitung eines Versiegelungsexperiments

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag im Berichtsjahr auf den Experimenten HM-B, FS, SE-P und SW-B, welche in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.3 bis 1.7.6 ausführlicher beschrieben werden. Die Ergebnisse der übrigen Experimente werden in diesem Kapitel nachfolgend zusammengefasst. Darüber hinaus unterstützte das ENSI die Planung der Erweiterung des Felslabors im Jahr 2018.

FM-D: Verdunstungsbestimmung in Bohrungen

Konventionelle Methoden zur Messung der hydraulischen Durchlässigkeit stossen in geringdurchlässigen Gesteinen wie dem Opalinuston an ihre Grenzen. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wird seit einigen Jahren eine Methode weiterentwickelt, um lokale hydraulische Durchlässigkeiten in Bohrungen zu bestimmen. Damit sollen Untersuchungen von ungestörten und gestörten Gesteinsbereichen sowie von zeitlichen Veränderungen der hydraulischen Durchlässigkeiten ermöglicht werden. In Zusammenarbeit mit dem Karlsruher Institut für Technologie und swisstopo wurde zunächst im Jahr 2015 eine neue Detektionsmethode, basierend auf elektrischen Messungen an verschiedenen Wasser absorbierenden Materialien, in Laborversuchen getestet. Im Jahr 2016 wurde daraus ein Prototyp des Bohrlochinstrumentes (Evapometer) konstruiert. Die dabei auftretenden technischen Herausforderungen (Kalibrierung und Regenerierung des Absorptionsmaterials innerhalb der Bohrung, Regulierung des Luftstroms, Langzeitstabilität der Bohrloch-Packer zur Abtrennung eines einzelnen Bohrloch-Messabschnitts von der Umgebung) wurden systematisch analysiert und der Prototyp wurde optimiert. Im Berichtsjahr wurden die Entwicklung des Geräts abgeschlossen und erste Versuche in Bohrlöchern durchgeführt. Die Auswer-

tung der Resultate und die Berichterstattung wurde begonnen und soll 2018 abgeschlossen werden.

GT: Gastransport

Gas kann in geologischen Tiefenlagern vor allem durch Korrosion von Metallen aus Abfällen, Behältern und Einbauten entstehen. Aufgrund der äusserst geringen Gasdurchlässigkeit des Wirtgesteins kann es zu einem Druckanstieg, in der Folge zur Ausdehnung des Gesteins und sogar zu Rissen kommen. Die dabei ablaufenden Transportprozesse wie Lösung von Gasen im Porenwasser und Transport durch Diffusion, eine Zwei-Phasen-Strömung von Gas und Wasser, das elastoplastische Öffnen von Fließwegen zwischen den Tonmineralen oder als letzter Schritt eine Rissbildung sind grundsätzlich bekannt. Die Prozesse und ihr Zusammenwirken können aber heute noch nicht ausreichend genau beschrieben werden. Mit dem GT-Experiment sollen diese näher untersucht werden. Es ist vorgesehen, eine genau charakterisierte Gasmenge und Gaszusammensetzung in ein Bohrloch einzupressen und die Strömungswege über Beobachtungsbohrungen quantitativ zu erfassen. Im Berichtsjahr wurde das Konzept gemeinsam mit dem Projektpartner, dem British Geological Survey, entwickelt. Erste Feldarbeiten oder Versuche sind für das Jahr 2018 vorgesehen.

HM-C: Stoffansatz für den Opalinuston

Ein umfassendes Verständnis des hydro-mechanisch (HM) gekoppelten Verhaltens des Opalinustons ist vor allem bei Vorhersagen über die Entwicklung der Auflockerungszone und bei der Dimensionierung der Ausbruchssicherung für die untertägigen Lagerstollen entscheidend. Für die ENSI-Beurteilungen der Standortvorschläge in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager relevante Forschungstätigkeiten sollen am Lehrstuhl für Ingenieurgeologie der RWTH Aachen im Zeitraum 2018 bis 2021 durchgeführt werden. Sie befassen sich mit der Entwicklung und Validierung eines Stoffansatzes für den Opalinuston. Dabei sind Aspekte besonders wichtig, die bis heute international nicht oder nur unvollständig untersucht wurden. Sie erfordern die Entwicklung eines modularen Stoffansatzes und dessen Implementierung in ein kommerzielles numerisches Simulationsprogramm (zum Beispiel FLAC, Abaqus, Plaxis). Zur Validierung des Stoffansatzes sollen zunächst Laborversuche zur Komplementierung einer belastbaren empirischen Datengrundlage durchgeführt und numerisch simuliert werden (cm-Skala). In diesem

Zusammenhang soll ein optimiertes Vorgehen für die Durchführung konsolidierter, drainierter und undrainierter triaxialer Druckversuche entwickelt werden. Für die Validierung des Stoffansatzes und der Stoffparameter, und insbesondere zur Skalierbarkeit der Laborresultate auf die Prototyp-Skala (Meter-Skala), ist die numerische Simulation existierender und speziell entwickelter Feldversuche notwendig.

MO: Technologie für die Langzeitüberwachung

Die Überwachung geologischer Tiefenlager setzt langfristig zuverlässig funktionierende Messtechniken voraus. Das Monitoring-Experiment (MO) dient der Vorbereitung und dem Testen dafür nötiger Technologien, indem gegenwärtig die Langzeitbeständigkeit von Glasfaser-Kabeln und Sensoren unter In-situ-Bedingungen im Opalinuston untersucht wird. Seit im Jahr 2012 ein Bohrloch mit Heizelement, verschiedenen Sensoren und Kabeln ausgerüstet worden war, liefen die Messungen kontinuierlich. Es gelang, eine weitgehend kontinuierliche Heizleistung anzuwenden. Im Berichtsjahr wurden die gesammelten Temperatur- und Druckdaten gesamthaft ausgewertet. Auf Basis der Auswertung wurde entschieden, das System zurückzubauen. Dazu wurde ein technischer Ablaufplan erarbeitet, um die mehrmonatige Abkühlphase, den Rückbau der Heiz- und Messeinrichtungen, die Vorbereitung des Bohrlochs und das anschliessende Überbohren optimal durchführen zu können. Im November konnten die Glasfaser-Kabel und Sensoren erfolgreich zurückgewonnen und dem Institut für Materialwissenschaften in St. Gallen zur Analyse übergeben werden. Mit den Resultaten der materialtechnischen Analyse und einem Vergleich mit Rückstellproben soll das Projekt 2018 abgeschlossen werden. An diesem Projekt sind ENSI, swisstopo und die französische Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) beteiligt.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch seine Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt erhält das ENSI Zugang zu unabhängigen Vergleichsdaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher. Dabei profitieren alle Beteiligten vom fachlichen

Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern. Mit den laufenden Arbeiten werden wichtige Grundlagen zum Verständnis der in einem geologischen Tiefenlager ablaufenden Prozesse geschaffen. Auf diese kann das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der Standortvorschläge von geologischen Tiefenlagern im Rahmen des Sachplanverfahrens sowie bei der Ausarbeitung von dafür erforderlichen Vorgaben und Anforderungen zurückgreifen.

Ausblick

Durch die zahlreichen laufenden Experimente, den Beitritt zusätzlicher Partnerorganisationen und die inhaltliche Ausweitung der Forschungsthemen stösst das Felslabor an seine Kapazitätsgrenzen. Daher wird das Felslabor 2018 um eine Stollenlänge von ca. 500m erweitert. An dieser Erweiterung beteiligen sich alle Partner finanziell, wobei die schweizerischen Partner (ENSI, Nagra, swisstopo) zusammen voraussichtlich ca. 60% der Kosten tragen. Das ENSI plant, im Felslabor Mont Terri auch in den kommenden Jahren Experimente zu Eigenschaften tektonischer Störungen, zum Transport von im Tiefenlager entstehenden Gasen durch Gesteine und technische Systeme, sowie zu Versiegelungssystemen mit verschiedenen Partnern durchzuführen. Zur Aufrechterhaltung der Forschung auf dem Gebiet der Felsmechanik des Opalinustons und der langfristigen Entwicklung von Auflockerungszonen wurde die Forschungskooperation mit der ETH Zürich um weitere 4 Jahre verlängert. Neue Kooperationen wurden mit der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen und dem British Geological Survey aufgebaut.

Zitierte Literatur

- *Thöny R. (2014):* Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland), Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich, Nr. 21415, Zurich.
- *Wild K.M. (2016):* Evaluation of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay, Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich, Nr. 23875, Zürich.
- *Yong S. (2008):* A Three-Dimensional Analysis of Excavation-Induced Perturbations in the Opalinus Clay at the Mont Terri Rock Laboratory, Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich No. 17575, Zürich.

1.7.3 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Ingenieurgeologie/
RWTH Aachen, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Aufgrund der niedrigen hydraulischen Leitfähigkeit des Opalinustons und der im Verhältnis dazu schnellen Spannungsänderungen bei der Durchführung von Bohrungen oder beim Tunnelvortrieb in diesem Material ist von einem undrainierten Materialverhalten auszugehen. Das heisst, dass der Opalinuston bei einer Spannungsänderung kein Wasser verliert oder aufnimmt. Durch die Entlastung des Opalinustons bei der Probenentnahme nimmt der Porenwasserdruck in der Probe infolge ihrer volumetrischen Expansion ab. Durch diesen Prozess können Porenwasserdrücke unterhalb des atmosphärischen Druckes oder sogar negative Porenwasserdrücke entstehen. Es können Kavitationseffekte und Kapillarkräfte auftreten, die die Festigkeit des Opalinustons stark verbessern können (sogenannte scheinbare Kohäsion). Diese Vorgänge und deren Auswirkungen wurden bis heute kaum untersucht.

Das HM-B-Projekt dient der Evaluierung der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung in Bohrun-

gen im Opalinuston mittels In-situ-Überbohrens einer Pilotbohrung. Die Ergebnisse dieses Experiments sind sehr relevant für die Beurteilung des kurzfristigen Gebirgsverhaltens (Festigkeit) und der Tragfähigkeit von untertägigen Bauwerken im Opalinuston. In Abbildung 30 wird der Versuchsaufbau dieses Experiments dargestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr erfolgte der Ausgleich des Porenwasserdrucks im Prüfungsabschnitt der Pilotbohrung und ein Zustand der Sättigung und des Gleichgewichts mit den Umgebungsbedingungen wurde erreicht. Danach wurde die mit einem Packer-System ausgerüstete Pilotbohrung anhand einer zweiten Bohrung (Durchmesser 350 mm; Abbildung 30 und Abbildung 31) überbohrt, um eine Entlastung des Opalinustons entlang des Prüfungsabschnitts in der Pilotbohrung zu erzeugen. Während des Überbohrens wurde die Entwicklung des Porenwasserdrucks und der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung kontinuierlich gemessen. Anschliessend wurden die Versuchsdaten und Ergebnisse grob analysiert. Die abschliessende wissenschaftliche Analyse der Versuchsdaten wird im Jahr 2018 vom Forscherteam an der RWTH Aachen durchgeführt werden.

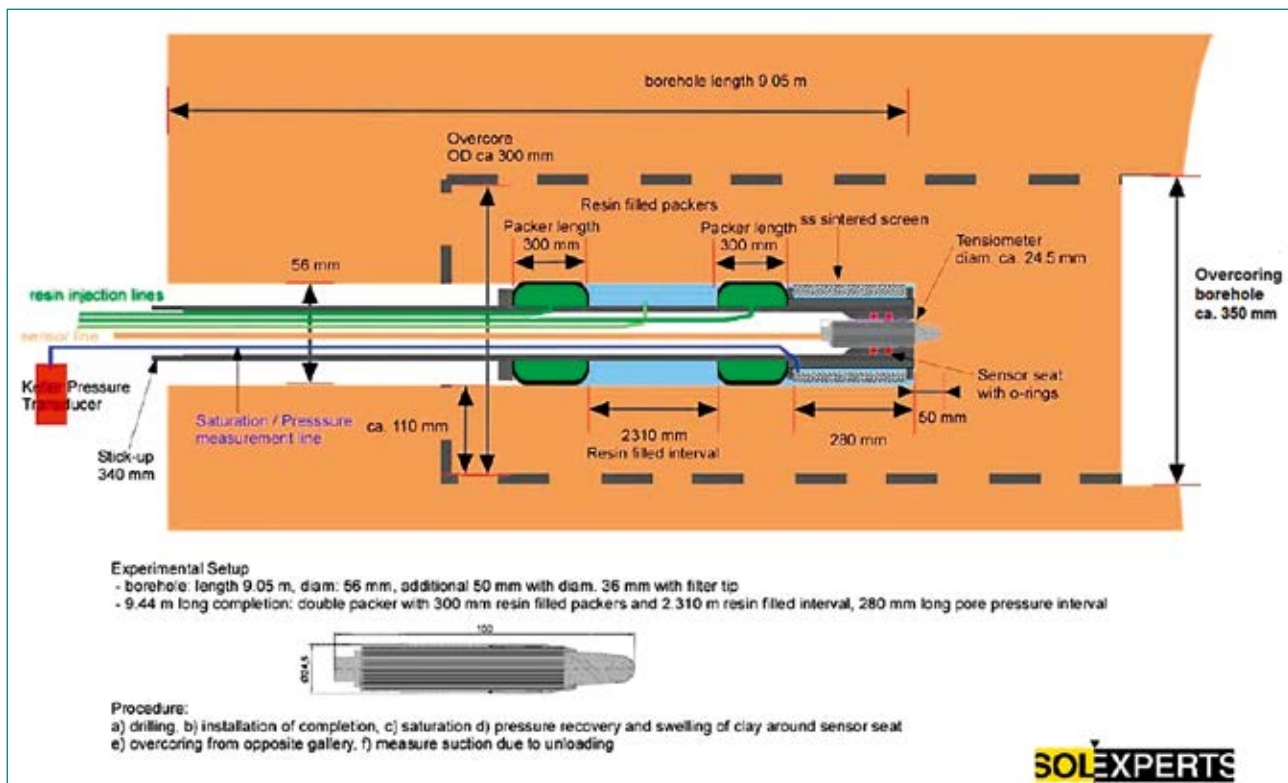


Abbildung 30: Versuchsaufbau beim HM-B-Experiment. Quelle: Solexperts AG.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aus dem HM-B-Experiment zu erwartenden Ergebnisse sind relevant für die Beurteilung der kurzfristigen Gebirgsstabilität und der undrainierten Scherfestigkeit des Wirtgesteins Opalinuston im Umfeld eines aufgefahrenen Tunnelquerschnitts. Aus den Ergebnissen dieses Experiments sollen wissenschaftliche Erkenntnisse für die Planung, den Bau und den Betrieb eines zukünftigen geologischen Tiefenlagers in der Schweiz gewonnen werden. Sie sind im Rahmen der Tätigkeit des ENSI insbesondere für die sicherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston von Bedeutung.

Die Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und die Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Die Versuchsdaten und Ergebnisse sollen im Jahr 2018 wissenschaftlich analysiert werden. Das Forscherteam der RWTH Aachen wird dazu einen Abschlussbericht erstellen.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment

Auftragnehmer: swisstopo und Schweizerischer Erdbebendienst SED
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte FS-Experiment soll das Verständnis der Stabilität von Störungen in Tongesteinen und den Bedingungen für die Aktivierung der Störungen verbessern. Es soll die Zusammenhänge zwischen der Bewegung einer Störung, dem Porenwasserdruck und der Bewegung der Fluide vertiefen. Die Ergebnisse sind zum Beispiel für die Definition der Mechanismen für natürliche und induzierte Erdbeben, deren Auslöser und das Risikomanagement, aber auch für den Verlust der Integrität natürlicher geringdurchlässiger Barrieren wichtig.

Für das Experiment soll in einer durch die Hauptstörung des Felslabors führenden Bohrung Wasser in einem durch Abdichtungen (Packer) begrenzten



Abbildung 31: Überbohren der Pilotbohrung im Felslabor Mont Terri, Galerie 98, November 2017. Quelle: ENSI

Bereich injiziert werden. Der dadurch steigende Porenwasserdruck reduziert die effektive Spannung, bis es zur Reaktivierung der Störung kommt. Während des Experiments werden der Wasserfluss, der Porenwasserdruck, die Bewegung der Störung und die senkrecht zur Störung auftretende Verformung des Gesteins gemessen. Ziel des Experiments ist es, eine Bewegung der Störung mit einer Geschwindigkeit von $0.1\text{--}10\ \mu\text{m/s}$ und eine Gesamtverschiebung von einigen Millimetern zu erreichen.

An dem Projekt sind die Partner swisstopo (Leitung), US Department of Energy (DOE), Japan Atomic Energy Agency (JAEA) und ENSI beteiligt. Das Projekt wird in enger Kooperation mit den nationalen und internationalen Partnern ETH Zürich, dem Schweizer Erdbebendienst SED, dem Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL, der Universität Neuchâtel, Total, CEREGE (Universität Aix-Marseille) und Geoazur Nice durchgeführt.

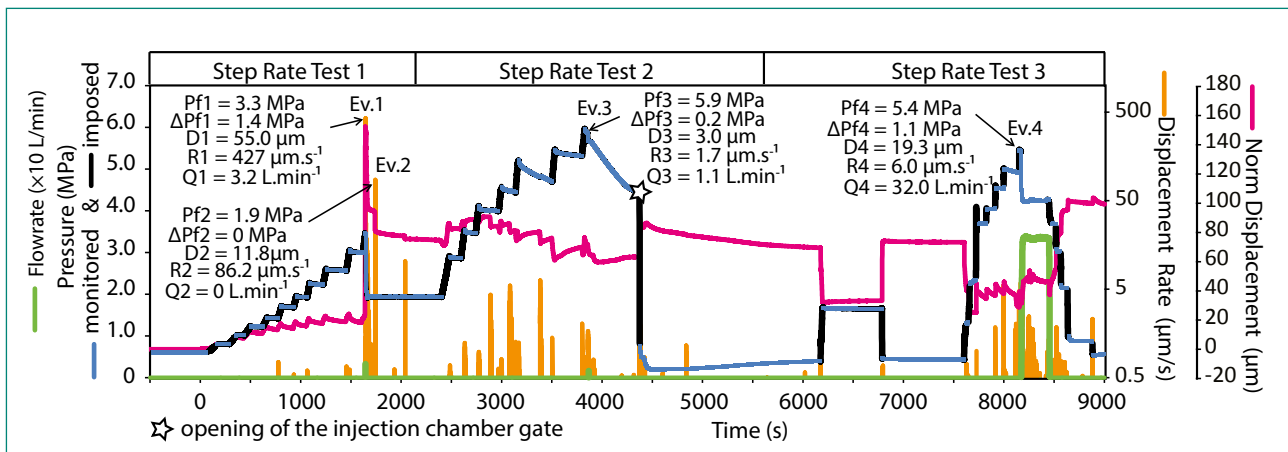


Abbildung 32: Darstellung des Tests bei einer Tiefe von 40.6 m. Als schwarze respektive blaue Kurve ist der beaufschlagte respektive gemessene Porenwasserdruck dargestellt. Der Betrag des relativen Verschiebungsvektors der Bohrlochwand ist in Pink, die Verschiebungsraten in Orange und die Wasserflussrate in Grün dargestellt. Quelle: swisstopo

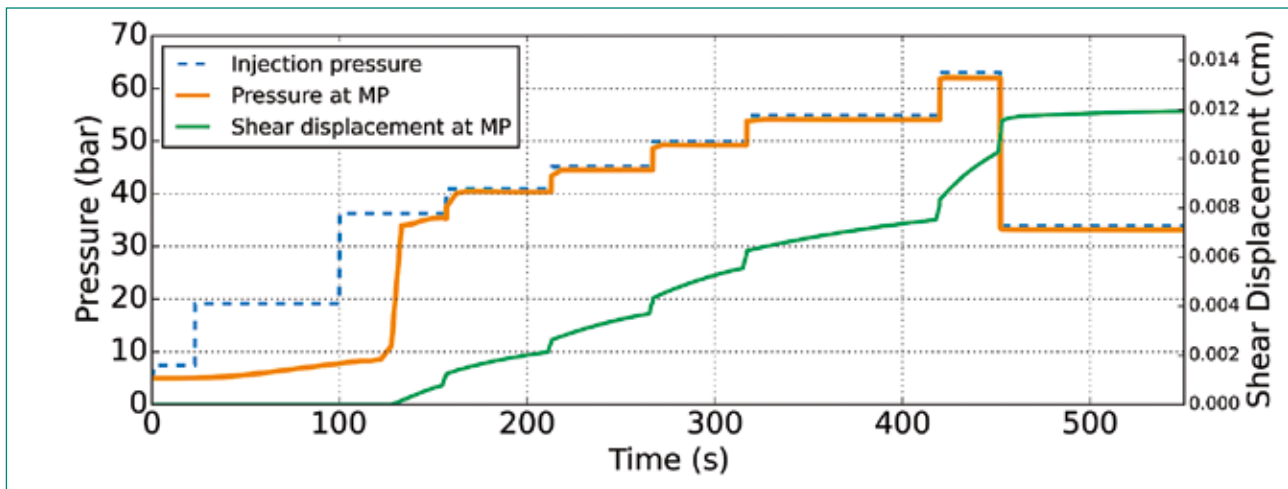


Abbildung 33: Ergebnisse einer 2D-Berechnung mit dem beaufschlagten Druck in Blau, dem berechneten Druck am Monitoringpunkt in Orange und der Verschiebung der Störung in Grün. Quelle: ENSI/SED

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten am Projekt konzentrieren sich auf den Abschluss der Auswertung und auf die mathematische Simulation der Tests. Beispielhaft sind in Abbildung 32 Ergebnisse eines Versuchs dargestellt. In der Datenauswertung wurden basierend auf den Messdaten des FS-Experiments (5 Tests in unterschiedlicher Tiefe und Lage zur Hauptstörung) Elastizitätsmodule für den Opalinuston quer zu der untersuchten Hauptstörung im Felslabor Mont Terri abgeleitet. Die Ergebnisse zeigen auf ein Fünftel sinkende Werte für das Elastizitätsmodul vom umgebenden Gestein bis in die Hauptstörung. Ausserdem wurde die Variation der hydraulischen Durchlässigkeit der Hauptstörung in den Aktivierungsversuchen analysiert. Die Ergebnisse des Experiments werden mittels mathematischer Modellierungen auch im Rahmen von DECOVALEX-2019 nachvollzogen. Im Jahr 2017 wurden erste einfache Berechnungen in 2D durch-

geführt. Der Beispielfall basiert auf dem Versuchskonzept des FS-Experiments. Dabei wird die Permeabilität der Störung in Abhängigkeit des Drucks variiert. Beispielhaft sind Ergebnisse der Berechnungen in Abbildung 33 dargestellt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für die Einlagerung hochaktiver Abfälle ins Wirtgestein spielt die Wärmeproduktion durch den Nachzerfall eine wichtige Rolle. Die daraus resultierende Erwärmung des Gesteins führt zu dessen Ausdehnung und zum Anstieg der Porenwasserdrücke. Solche Effekte könnten zur Reaktivierung nicht identifizierter Störungszonen führen. Das FS-Experiment dient dazu, die gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse im Bereich von Störungszonen besser zu verstehen. Damit können insbesondere Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen und die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Porenwasser-

druckanstiegs gezogen werden. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung (LBNL, JAEA) und die fachliche Zusammenarbeit mit dem SED.

Ausblick

Im nächsten Jahr steht die Modellierung des Experiments im Vordergrund. Dabei werden insbesondere das Lawrence Berkeley National Laboratory (USA) und der Schweizer Erdbebendienst (SED) aktiv sein. Ausserdem wird das FS-Experiment als Task für das Projekt DECOVALEX-2019 bearbeitet (siehe Kap. 1.7.8). In diesem Rahmen wird die ergänzende vergleichende Modellierung der Experimente durch Teams aus verschiedenen Ländern erfolgen.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: SW-B-Experiment

Projektleitung: Karlsruher Institut für Technologie KIT

ENSI-Projektbegleiter: Jürgen Hansmann

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hat ein sogenanntes «Sandwich-System» entwickelt, bei dem Dichtelemente aus Wechsellaugen von Bentonit zur Abdichtung und hydraulisch leitenden Potentialausgleichsschichten bestehen. Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem oder vorauseilendem Wasser innerhalb der Potentialausgleichsschichten bewirken und dadurch zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Ausbildung von präferenziellen Fliesspfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen der Dichtung über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden.

Im Labormassstab sind Versuche zum Nachweis der Funktion bereits durchgeführt worden. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins stehen noch aus. Diese sind unter anderem nötig, um die Einbautechnik zu demonstrieren und zu prüfen, ob die erwarteten Eigenschaften des Sandwich-Systems zum Tragen kommen und die benötigte Abdichtungsfunktion erreicht wird.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziele im Projektjahr waren die Klärung vorbereitender, planerischer Aspekte und Fragestellungen. Diese umfassen unter anderem die Festlegung der Ziele des Experiments, die Dimensionierung, Festlegung des Versuchsortes, die Instrumentierung, Materialauswahl, und Festlegung der Bautechnik, begleitet von Auslegungsrechnungen. Entsprechende Arbeiten sind angelaufen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Experiment bietet die Möglichkeit, Erkenntnisse über Dichtmaterialien und ihre Wirkungsweise unter Einbezug des Wirtgesteins zu gewinnen. Ausserdem wird die Möglichkeit geprüft, Konzepte für kabellose Datenübertragung im Verschlussbauwerk im Rahmen des Experiments zu testen. Durch die Kooperation mit internationalen Partnern kann das ENSI seine Kenntnisse auf diesem Gebiet ausbauen und allenfalls numerische Modelle der Dichtbauwerke und ihrer Interaktion mit dem Gebirge entwickeln.

Ausblick

Nach Abschluss der vorbereitenden Arbeiten soll 2018 die Konstruktion und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri vorgenommen werden.

1.7.6 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie

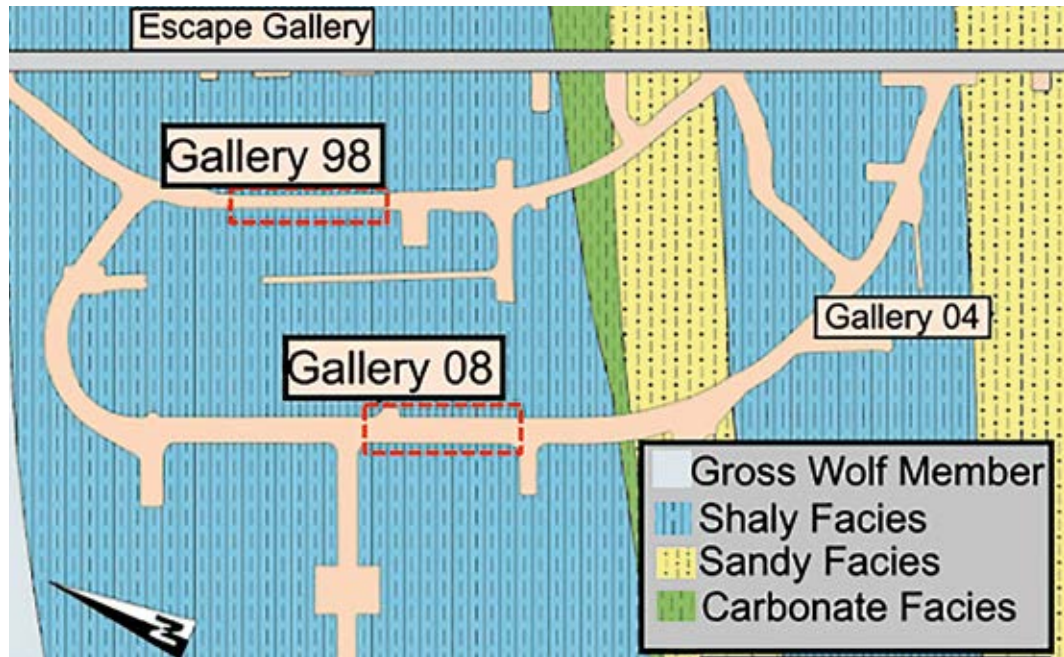
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Experiment beschäftigt sich mit langfristigen Selbstabdichtungsprozessen in durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereichen, sogenannte EDZ («Excavation Damage Zone»). Selbstabdichtung bezieht sich auf die Verringerung der Durchlässigkeit von natürlichen oder induzierten Brüchen im Gebirge. Sie entsteht durch jeden hydromechanischen, hydrochemischen oder hydrobiochemischen Prozess, der nicht speziell entwickelt oder entworfen wurde und daher eine Folge der natürlichen Eigenschaften eines Gesteins und seiner ursprünglichen und gestörten Zustände ist (*Bastiaens et al. 2007*). Da die hydraulische Leitfä-

Abbildung 34:
Standorte der
SE-P-Experimente
in den Galerien 98 und
08. Quelle: Ausschnitt
aus Karte des Felslabors
nach Kaufhold et al.
(2016).



higkeit von geschädigtem Gebirge um Grössenordnungen höher sein kann als diejenige des unbeschädigten Gebirges, ist die Fähigkeit von Tongestein, die hydraulische Leitfähigkeit in Ausbruchzonen im Laufe der Zeit zu reduzieren, entscheidend für das Verständnis der Langzeitsicherheit (Davies und Bernier 2005).

Das hier beschriebene Experiment zielt darauf ab, die in den letzten 10 bis 20 Jahren aufgetretenen Selbstabdichtungsprozesse in ausgewählten geschädigten Gebirgszonen (EDZ) des Opalinustons im Felslabor Mont Terri zu charakterisieren. Zudem sollen die Faktoren identifiziert werden, die das Selbstabdichtungsverhalten des Opalinustons über diese Zeitskalen beeinflusst haben könnten, wie Gesteins- und Gebirgseigenschaften, Tunnelausbau, Eigenschaften der geschädigten Gebirgsbereiche und Sättigungsgrade. Die Forschungsarbeiten werden von 2017 bis 2020 im Rahmen einer Dissertation an der Ingenieurgeologie der ETH Zürich durchgeführt. Dabei sollen die Veränderungen der Gesteins- und Gebirgseigenschaften in grossen Skalen (5 - 20 m) an ausgewählten Stellen mit wesentlich kleineren Skalen (mm-nm) verknüpft werden. Dies geschieht anhand von Laboranalysen an Kernen, die aus versiegelten und nicht versiegelten Zonen entnommen wurden. Die wichtigsten Fragen sind:

1. Wie entwickelt sich die EDZ des Opalinustons über 10 bis 20 Jahre?
2. Wie wirken sich Schwankungen der Gesteins- und Gebirgseigenschaften auf die Selbstabdichtungseigenschaften des Opalinustons aus?

3. Was sind die wichtigsten Selbstabdichtungsprozesse und -mechanismen für die langfristige Entwicklung der EDZ des Opalinustons?

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bildung und Ausmass der EDZ des Opalinustons im Felslabor Mont Terri sind gut charakterisiert und dokumentiert worden, beispielsweise durch das bis 2013 laufende RC-Experiment (Rock Mass Characterization). Im Berichtsjahr wurden in der Galerie 98 und der Galerie 08 zwei geeignete Tunnelabschnitte für die geplanten Untersuchungen ausgewählt (Abbildung 34). Diese Galerien wurden mittels Teilschnittmaschinen (TSM) mehr oder weniger senkrecht zur Streichrichtung der Schichtung des Opalinustons in den Jahren 1998 (Galerie 98) und 2008 (Galerie 08) ausgebrochen. Zum Ausbruch wurden je nach untersuchtem Abschnitt umfangreiche Datenmengen erhoben. Diese umfassen unter anderem Profile der elektrischen Widerstandsfähigkeit, seismische Refraktionsprofile, Geschwindigkeitsmessungen in Bohrlöchern, Kernaufnahmen, Studien über Kunstharzinjektionen sowie hydraulische und pneumatische Versuche. Sie können benutzt werden, um die Gesteins- und Gebirgseigenschaften des Opalinustons zu identifizieren, die sich mit der Zeit verändert haben.

Im Berichtsjahr wurde eine umfassende Durchsicht der bestehenden Datensätze und technischen Berichte aus Experimenten in den Galerien 98 und 08 sowie in der MB-Nische des Felslabors Mont Terri durchgeführt. Damit wurden die lokale Geometrie

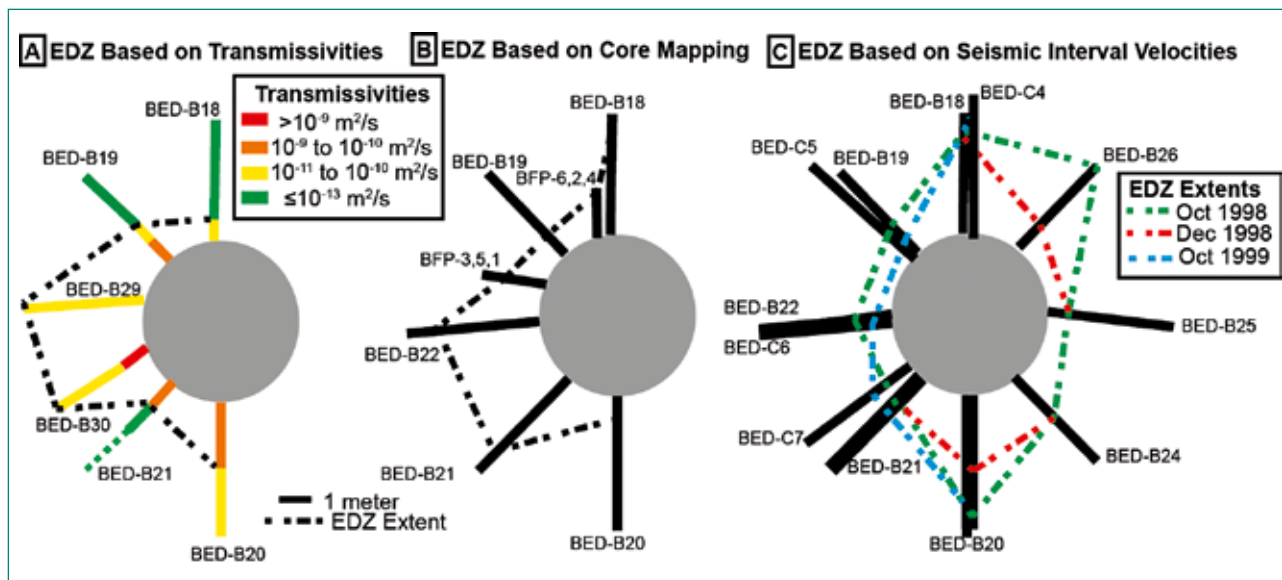


Abbildung 35: Beispiele des Ausmasses der durch Tunnelvortriebsarbeiten in den letzten 10 bis 20 Jahren geschädigten Gebirgszonen (EDZ = excavation damage zone) und ihre Geometrie um die Galerie 98, basierend auf hydraulischen Durchlässigkeiten (A), Kernkartierung (B) und seismischen Intervallgeschwindigkeiten (C). Die Geometrie der EDZ variiert in Abhängigkeit des dafür verwendeten Datensatzes. Für ungestörten Opalinuston wird eine hydraulische Durchlässigkeit von $\leq 10^{-13}$ m²/s erwartet; Werte $> 10^{-13}$ m²/s werden daher als Teil der EDZ betrachtet. Quelle: Verschiedene technische Berichte und Publikationen, u. a. Adams and Gemperle 1997; Mori and Bossart 1999; Martin et al. 2004.

und die Eigenschaften der EDZ des Opalinustons an jedem Standort erfasst. Sie werden für den späteren Vergleich mit neuen Daten verwendet, die im Rahmen des SE-P-Experiments erhoben werden sollen. Die maximale Ausdehnung der EDZ senkrecht zur Tunnelwand wurde in der Galerie 98 auf etwa 3 m und in der Galerie 08 auf 3 m bis 5 m abgeschätzt, wobei die grösseren Ausdehnungen im Bereich von Störungszonen auftreten. Die verschiedenen Daten zu Ausmass und Geometrie der EDZ zeigen eine nur beschränkte Übereinstimmung und können bei der Interpretation der EDZ-Eigenschaften zu unterschiedlichen Ergebnissen führen (Abbildung 35). Die Ergebnisse der EDZ-Modelle für die Galerien und die MB-Nische sind als Bericht im Rahmen des Promotionsvorhabens von M. Williams (Williams 2017a) verfügbar. Zusätzlich wurde eine separate Zusammenstellung der Literatur zu Versiegelungsprozessen in Tongestein erstellt, um die späteren Laborexperimente zu planen (Williams 2017b).

Erste Feldarbeiten wurden im Felslabor Mont Terri zwischen November 2017 und Januar 2018 durchgeführt. Sie umfassten die Erstellung von sieben seismischen Refraktionslinien für die Neubewertung der geschädigten Gebirgsbereiche und die Identifizierung versiegelter Zonen in beiden Galerien (Abbildung 36). Erste Tests wurden mit Einkomponenten-Geophonen durchgeführt, die in die Spritzbetonschale der Galerien 98 und 08 eingebracht wurden. Als Quelle für die Refraktionslinien

wurden Hammerschläge entlang der Spritzbetonoberfläche verwendet. Anschliessend wurden kurze Bohrlöcher (Tiefe <0,4 m) in den Spritzbeton gebohrt, so dass die Sensoren und Quellen direkt in den Opalinuston eingebaut werden konnten. Die Auswertung der Seismik liegt noch nicht vor.

Bedeutung des Projektes,

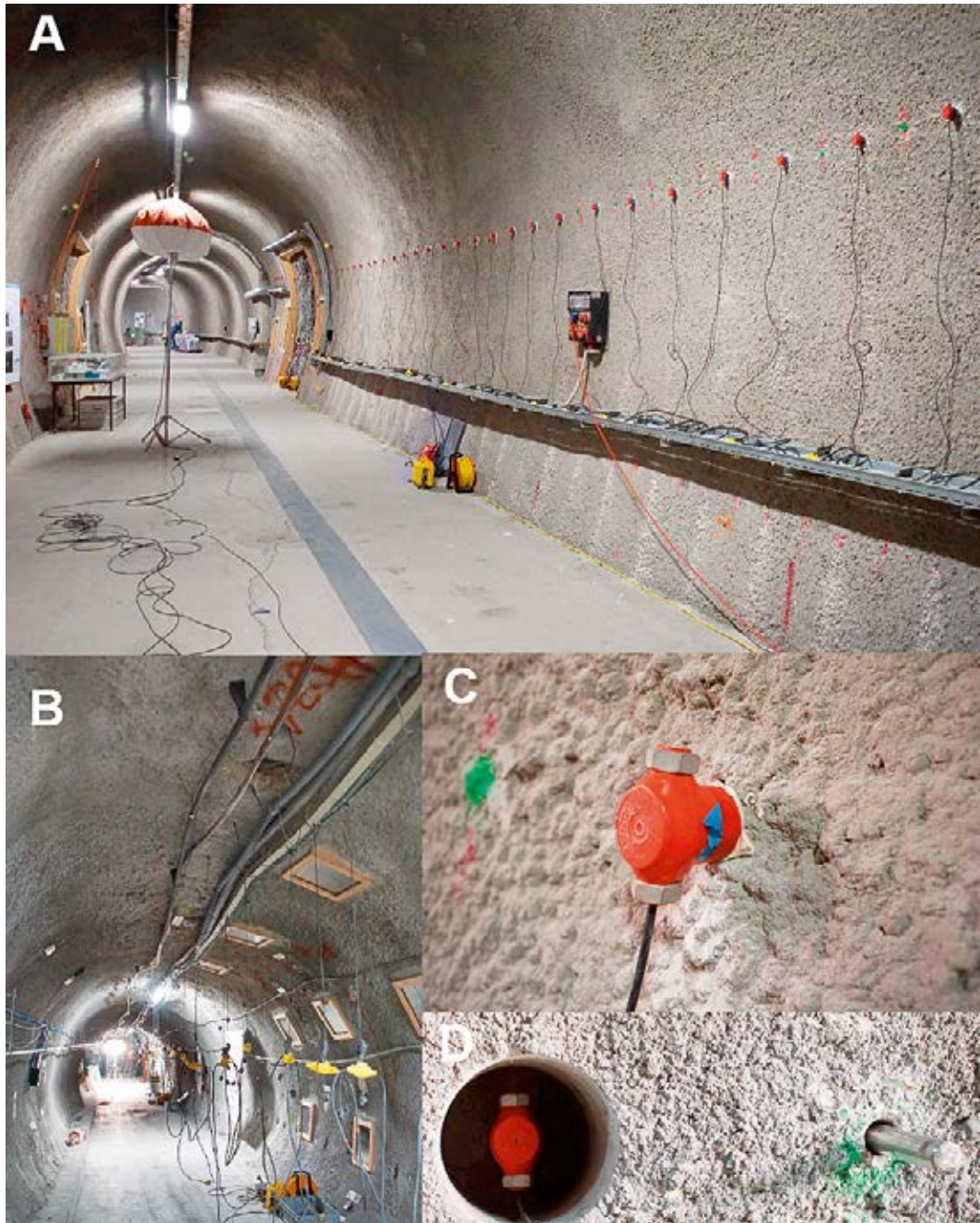
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Selbstabdichtung des Opalinustons wurde von in situ-Experimenten im Felslabor Mont Terri abgeleitet oder beobachtet. Diese umfassen die Experimente SELFRAC, EH (Selbstheilung) und HG-A (Wasserstoffgas) (z. B. Bossart et al. 2002; Heitz et al. 2003; Bernier et al. 2004; Bastiaens et al. 2007; Shaw 2010). Die gleichen Prozesse wurden auch in Laborexperimenten umfassend untersucht (z. B. Gutierrez et al. 2000; Bernier et al. 2004; Buzzi et al. 2007; Labiouse et al. 2009; Zhang 2011; Ferrari et al. 2016). Die in situ-Prozesse wurden jedoch noch nicht ausreichend detailliert räumlich und zeitlich untersucht. Hydraulische Tests, die innerhalb der EDZ durchgeführt wurden, um Veränderungen zu rekonstruieren, verursachten vermutlich erhebliche künstliche Veränderungen der Selbstabdichtung im engeren Sinne. Die Forschung im Rahmen des SE-P-Experiments konzentriert sich darauf, diese fehlenden Aspekte zu identifizieren und die Kenntnisse darüber zu erweitern.

Die zeitliche Entwicklung der EDZ hat für das ENSI eine grosse sicherheitstechnische Bedeutung für die

Abbildung 36:

Seismische Linie mit Quelle und Empfänger im Spritzbeton der Galerie 08, obere westliche Ecke (A) und in der Firste der Galerie 98 (B). Installierte Geophone im Spritzbeton (C) und direkt im Opalinuston in einem kurzen Bohrloch neben Metallstab zum Eintrag des Signals (D).
Quelle: Forscherbericht der ETH Zürich (Anhang A).



Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston. Die zur Diskussion stehenden Standortgebiete in der Nordschweiz zeigen ein grösseres Spektrum an Tiefenfenstern, innerhalb derer das Wirtgestein Opalinuston ansteht. Die Grösse der EDZ könnte stark tiefenabhängig sein und deren zeitliche Entwicklung ist für die Langzeitentwicklung des Nahfeldes von grosser Bedeutung. Die Resultate aus den Forschungsarbeiten im Rahmen des SE-P-Experiments werden in die laufenden Aufsichts- und Prüftätigkeiten des ENSI einfließen. Die vorgesehene Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und deren Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen

Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Die erste Phase der Feldarbeit für das Projekt wurde in der Zeit von November 2017 bis Januar 2018 durchgeführt. Die dabei erhobenen seismischen Refraktionsdaten werden 2018 verarbeitet und ausgewertet. Dabei ist der mögliche Einfluss der Spritzbetonschicht auf die seismischen Ergebnisse zu untersuchen. Dazu sind für 2018 zusätzliche Laborversuche geplant, um die seismischen Eigen-

schaften des Spritzbetons zu untersuchen. Anhand von diesen Resultaten soll die Validität der Ergebnisse aus den Refraktionsmessungen beurteilt werden und gegebenenfalls ein neues Testdesign entworfen werden. Die Verarbeitung der seismischen Refraktionsdaten wird voraussichtlich im März 2018 abgeschlossen sein.

Eine erste Bohrkampagne ist für die Zeit zwischen März und Mai 2018 geplant. Mittels der Bohrkerne sollen die mineralogischen, petrophysikalischen und geochemischen Eigenschaften in der EDZ erhoben und daraus abgeleitet werden, welche weiterführenden Analysen durchzuführen sind. Eine zweite Bohrkampagne ist für Ende 2018 geplant, um die Prozesse in den versiegelten Zonen im Laufe der Zeit besser zu verstehen. Diese zweite Bohrkampagne und die nachfolgenden Analysen werden stark von den Ergebnissen der vorherigen Untersuchungen abhängen.

Langfristiges Ziel dieses Projekts ist es, die zugrunde liegenden Prozesse und Mechanismen, die zur Selbstabdichtung in den EDZ geführt haben, zu identifizieren und voneinander zu trennen. Dafür müssen die analytischen Methoden noch definiert werden und es muss für die nächste Phase des Experiments geklärt werden, welche Laboranalysen und Tests erforderlich sind.

Zitierte Literatur

- *Adams, J. and Germperle, R. (1997). ED-A: Results of hydraulic tests performed with the Modular Mini-Packer System (MMPS). Unpublished Mont Terri Technical Note 97–32, 1997.*
- *Bastiaens, W., Bernier, F., and Xiang, L.L. SELFRAC: Experiments and conclusions on fracturing, self-healing, and self-sealing processes in clays. Physics and Chemistry of the Earth (32): 600–615, 2007.*
- *Bernier, F., Li, X.L., Bastiaens, W., Ortiz, L., van Geet, M., et al. . SELFRAC–Fractures and self healing within the excavation disturbed zone in clays. Final report, 64 p., 5th EURATOM Framework Program, Brussels (EU Commission), 2004.*
- *Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.C. Geological and hydraulic characterization of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory, Engineering Geology (66): 19–38, 2002.*
- *Buzzi, O., Hans, J., Boulon, M., Deleruyelle, F. and Besnus, F. Hydromechanical study of rock-mortar interfaces. Physics and Chemistry of the Earth (32): 820–83, 2007.*
- *Davies, C. and Bernier, F. Impact of the Excavation Disturbed Zone (EDZ) on the performance of radioactive waste geological repositories. EUR 21028 EN: 5–8, Brussels, 2005.*
- *Ferrari, A., Favero, V. and Laloui, L. (2016). One-dimensional compression and consolidation of shales. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences (88): 286–300, 2016.*
- *Gutierrez, M., Oinob, L.E. and Nygard, R. Stress-dependent permeability of de-mineralized fracture in shale. Marine and Petroleum Geology (17): 895–907, 2000.*
- *Heitz, D., Trick, T.H. and Bühler, C.H. Selfrac (SE) Experiment: Long term plate load experiment. Unpublished Mont Terri Technical Note 2003-51, 2003.*
- *Kaufhold, A., Halisch, M., Zacher, G. and Kaufhold, S. X-ray computed tomography investigation of structures in Opalinus Clay from large-scale to small-scale after mechanical testing. Solid Earth (7): 1–13, 2016.*
- *Labieuse, V., Escoffier, S., Gastaldo, L. and Mathier, J-F. Self-sealing of localized cracks in Boom and Opalinus Clay hollow cylinders. In: Proceedings of European Commission TIMODAZ-THERESA International Conference, Luxembourg, 2009.*
- *Martin, C.C., Lanyon, G.W., Bossart, P. and Blümling, P. Excavation Disturbed Zone (EDZ) in clay shale: Mont Terri. Unpublished Mont Terri Technical Report 2001–01.*
- *Mori, A. and Bossart, P. FP (fracture propagation) experiment: methods, results, interpretation. Unpublished Mont Terri Technical Note 99–72.*
- *Shaw, H. The FORGE (Fate of Repository Gases) pan European project. Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement, Fourth International Meeting, Nantes, France, 2010.*
- *Williams, M. SE-P project: self-sealing processes in old excavation damaged zones at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (URL). PhD Proposal Defense Research Plan, ETH Zurich, 2017a.*
- *Williams, M. Self-sealing and self-healing in clay rock: literature review. Internal Report, ETH Zurich Engineering Geology, 2017b.*
- *Zhang, C-L. Experimental evidence for self-sealing of fractures in claystone. Physics and Chemistry of the Earth (36): 1972–1980, 2011.*

1.7.7 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal (Deutschland)

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

Für eine zuverlässige Prognose des Verhaltens eines Tiefenlagersystems bedarf es grundsätzlich qualitätsgesicherter, also in ihrer Funktionalität verifizierter und in ihrer Aussagekraft validierter Simulationswerkzeuge. Ein Vergleich verschiedener Simulationswerkzeuge bietet hierzu einen bewährten Ansatz für eine derartige Qualitätssicherung. Im Forschungsbereich der geologischen Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle wurden bereits diverse Vergleiche durchgeführt, so im Rahmen des bereits seit 1992 bestehenden Projekts DECOVALEX. Zusammengefasst zeigen die Erfahrungen, dass derartige Kooperationsprojekte sowohl den Erfahrungsaustausch zwischen den Organisationen unterstützen wie auch neue wissenschaftliche Erkenntnisse generieren. Sie machen aber auch deutlich, dass ein Vergleich, basierend auf Messdaten aus Labor- oder Feldversuchen und der Simulation mechanischer und hydraulischer Prozesse, auf erhebliche und nicht immer begründbare Unterschiede in den Ergebnissen beteiligter Rechenprogramme führen kann.

Das Ziel des Forschungsprojekts BenVaSim ist, einen internationalen Vergleich von TH2M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und Geomechanik) durchzuführen, einen sogenannten Benchmark. Im Hinblick auf eine gute Vergleichbarkeit sind, wenn immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen zu bevorzugen. Das Projekt erstreckt sich über drei Jahre von Mai 2017 bis August 2020. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen (Forschungseinrichtungen, Aufsichtsbehörden und Betreiber) aus drei Ländern, die verschiedene Rechenprogramme verwenden:

- Die TU Clausthal als projektleitende Organisation verwendet das gekoppelte Rechenprogramm FLAC3D-TOUGH2;

- die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) in Hannover verwendet das Rechenprogramm OpenGeoSys;
- die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Köln verwendet das gekoppelte Rechenprogramm TOUGH2-FLAC3D;
- die GRS in Braunschweig verwendet das Rechenprogramm Code Bright;
- das Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley verwendet das gekoppelte Rechenprogramm TOUGH2-FLAC3D;
- und das ENSI verwendet die Rechenprogramme COMSOL und OpenGeoSys sowie das gekoppelte Rechenprogramm TOUGH2-FLAC3D.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die erste Phase des Benchmarks wurden sechs verschiedene eindimensionale Modelle mit unterschiedlichen Szenarien, thermischen, Sättigungs- sowie Spannungsbedingungen vorgeschlagen (Beispiel siehe Abbildung 37). Es wurde bei der Definition der Modelle viel Wert auf analytisch lösbare Modelle gelegt, die einen besseren Vergleich ermöglichen. In der Projektsitzung Ende September beim ENSI wurden erste Resultate für das erste Modell präsentiert, und es wurde entschieden, zwei weitere Modelle in einer ersten Phase des Projekts zu betrachten. Das erste Modell beinhaltet verschiedene Szenarien, in denen die Gasphase als passive Phase betrachtet werden kann.

Das ENSI hat erste Resultate seiner Berechnungen mit dem Rechenprogramm OpenGeoSys präsentiert. Weitere Berechnungen des ersten Modells wurden mit dem Rechenprogramm COMSOL durchgeführt. Erste provisorische Vergleiche zeigen eine gute Übereinstimmung zwischen den Resultaten der verschiedenen Teams.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit diesem Vergleich von Simulationswerkzeugen soll die Verifizierung von mehreren eingesetzten Simulatoren vorangetrieben werden. So sollen in Zukunft mehrere voneinander unabhängige, in ihrer grundsätzlichen Funktionalität verifizierte Simula-

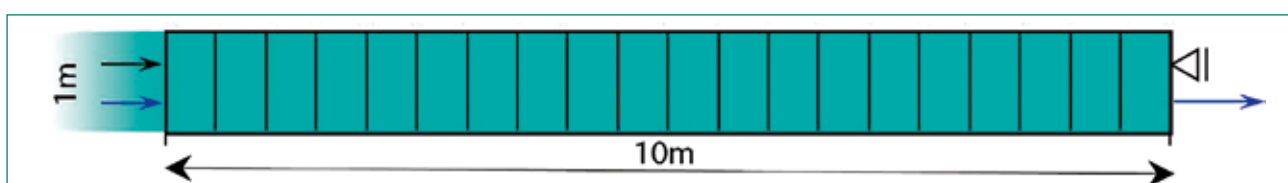


Abbildung 37: Beispielhaftes BenVaSim-Modell eines eindimensionalen, teilgesättigten Systems mit thermischen, mechanischen und hydraulischen Randbedingungen. Quelle: ENSI

toren für die Analyse der gekoppelten mechanischen und hydraulischen Prozesse in Tongesteinen verfügbar sein. Die dadurch erzielte Verbesserung stärkt die Zuverlässigkeit von Prognosen des Tiefenlagersystems. Darüber hinaus sollen derartig qualitätsgesicherte Simulatoren auch in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager eingesetzt werden, um im Rahmen von standortbezogenen durchzuführenden Tiefenlagersystem-Analysen wie in Bewilligungsschritten der Tiefenlagerrealisierung zuverlässig modelltheoretische Untersuchungen durchführen zu können.

Grundsätzlich ist es aufgrund der voneinander abweichenden numerischen Strukturen und Berechnungsverfahren, die den verwendeten TH²M-gekoppelten Simulatoren zugrunde liegen, erstrebenswert, nicht nur einen Simulator für die Langzeitsicherheitsanalyse eines Tiefenlagers zur Verfügung zu haben. Gerade auch angesichts der äusserst komplexen physikalischen Prozesse eines Tiefenlagersystems birgt die Anwendung nur eines numerischen Simulators stets ein gewisses Risiko für Verfahrensfehler. Dies gilt bereits für durch das Berechnungsverfahren bedingte Diskrepanzen zur (unbekannten) exakten Lösung der Differenzialgleichungen. Daher führt ein Einsatz mehrerer Simulatoren zur Analyse des Langzeitverhaltens und hier insbesondere der fluiddynamischen Prozesse eines Tiefenlagersystems zu einer gesteigerten Prognosesicherheit.

Für das ENSI sind diese Benchmarks basierend auf einfachen Modellen zudem eine gute Gelegenheit, die im ENSI benutzten Rechenwerkzeuge in Bezug auf hydromechanische Modellierung mit anderen zu vergleichen. Dabei wird das ENSI seine interne Fachkompetenz bezüglich hydromechanischer Modellierung erweitern.

Ausblick

Für die nächsten Projektsitzungen im Februar und Mai 2018 werden Resultate der zweiten und dritten Modelle verglichen und diskutiert werden. In diesen Modellen sind Szenarien enthalten, in denen die Gasphase eine aktive Rolle spielt. Es sind dann Rechenprogramme gefragt, die gute Fähigkeiten sowohl zum Zweiphasenflusstransport als auch zur geomechanischen Modellierung haben.

1.7.8 DECOVALEX-2019

Auftragnehmer: Lawrence Berkeley National Laboratory, USA
 ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskoooperation, die vom Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) koordiniert wird. Sie soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen vertiefen und die Fähigkeit zur numerischen Modellierung dieser Prozesse verbessern. DECOVALEX steht für «Development of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation». Das Projekt begann auf Anregung der schwedischen Aufsichtsbehörde 1992 mit der Phase I. Es hat seitdem entscheidend dazu beigetragen, Rechenprogramme zur numerischen Modellierung gekoppelter Prozesse zu entwickeln, zu verbessern und anzuwenden. An dem Projekt sind Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle, Aufsichtsbehörden sowie Forschungseinrichtungen aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA	French national radioactive waste management agency	Frankreich	Betreiber
BGR & UFZ	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtzzentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
DOE	U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire	Frankreich	Forschungseinrichtung der Aufsichtsbehörde
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	Japan	Betreiber
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	Forschungseinrichtung
NWMO	Nuclear Waste Management Organization	Kanada	Betreiber
RWM	Radioactive Waste Management	Grossbritannien	Betreiber
SSM	Swedish radiation safety authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
SURAO	Radioactive waste repository authority	Tschechien	Betreiber
TaiPower	Taiwan power company	Taiwan	Betreiber

Abbildung 38:
Ausdehnung des 2D-Modells (rechts) und detaillierte Darstellung der Berücksichtigung der Störungszone (links). Quelle: ENSI/SED

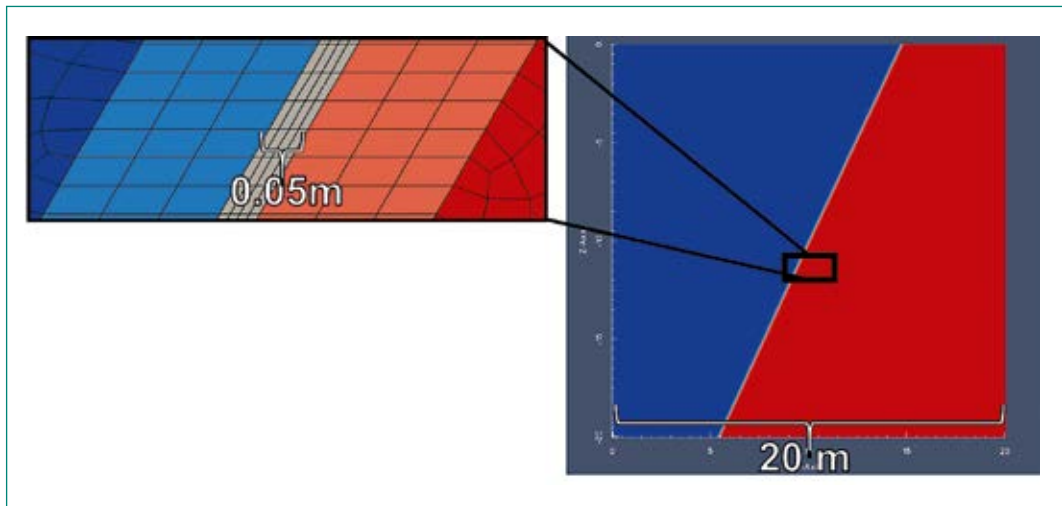
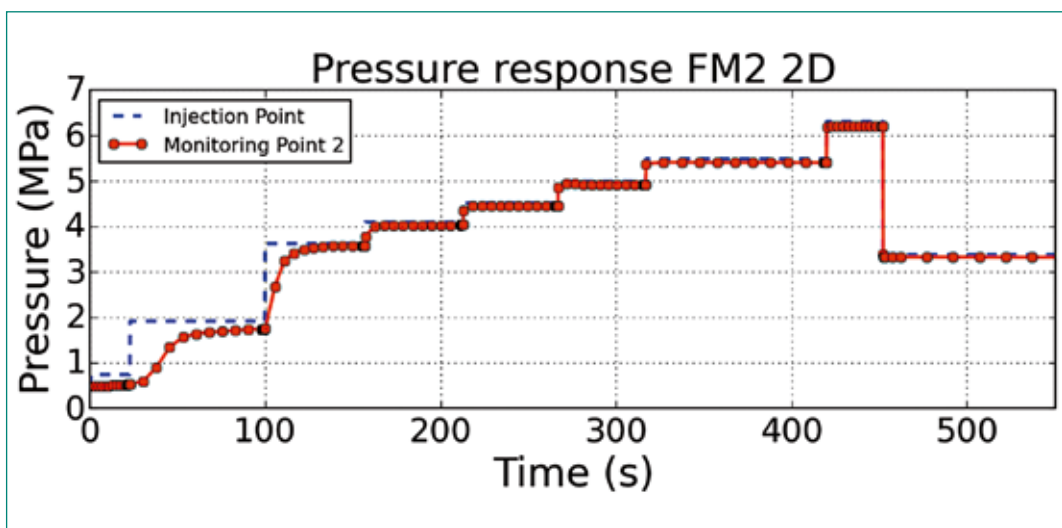


Abbildung 39:
Vergleich des beaufschlagten Porenwasserdrucks am Injektionspunkt mit dem berechneten Porenwasserdruck am Monitoringpunkt. Quelle: ENSI/SED



Im April 2016 begann die bis 2019 laufende Phase VII. Neben dem ENSI nehmen am Projekt jetzt zwölf finanzierende Organisationen teil. Im letzten Jahr hat der kanadische Betreiber NWMO die Projektbeteiligung beantragt. Diese sogenannten «Funding Organisations» können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen.

Für DECOVALEX-2019 wurden 7 Aufgaben (Tasks) definiert:

- Task A: ENGINEER (Leitung: BGS);
- Task B: Fault Slip (Leitung: ENSI/LBNL);
- Task C: Greet (Leitung: JAEA);
- Task D: INBEB (Leitung: UPC);
- Task E: Upscaling of Heater Tests (Leitung: Andra);
- Task F: FINITO (Leitung: BGR/UFZ);
- Task G: EDZ Evolution (Leitung: SSM).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task B vorgeschlagen und leitet diesen mit Unterstützung des Lawrence Berkeley

National Laboratory. An dem Task nehmen neben dem ENSI und LBNL die Organisationen BGR, CNSC, Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources (KIGAM) und Institute of Nuclear Energy Research (INER) teil. Der Task B befasst sich mit der Modellierung des FS-Experiments im Felslabor Mont Terri, an dem das ENSI ebenfalls beteiligt ist. Details dazu sind beim FS-Experiment zu finden (siehe Kap. 1.7.4). Für den Task B wurden 3 Arbeitsschritte definiert. Im ersten Schritt erfolgt die Berechnung eines an den Experimenten angelehnten, aber vereinfachten Modells mit Aktivierung einer Störung. Ziel ist die Abbildung der Prozesse, insbesondere der Veränderung der Permeabilität mit der Wasserinjektion, und die Erstellung von zwei- und dreidimensionalen Modellen. Anschliessend geht es in Schritt 2 und 3 um die Aktivierung einer kleinen und einer grossen Störung.

Das ENSI hat mit Unterstützung durch den SED im Jahr 2017 intensiv am Schritt 1 gearbeitet. Beispielfhaft werden Ergebnisse aus der 2D-Berechnung gezeigt. Abbildung 38 und Abbildung 39

zeigen die Geometrie des vom ENSI/SED verwendeten Modells und den berechneten Anstieg des Porenwasserdrucks im Monitoringpunkt im Vergleich zum Anstieg des Drucks am Injektionspunkt. Die Ergebnisse zeigen eine Aktivierung der Störungszone. Zu Beginn findet am Monitoringpunkt kaum ein Druckanstieg statt, da der Porenwasserdruck erst die Störung öffnet, wodurch die Permeabilität ansteigt. Anschliessend verläuft der Druckanstieg zwischen den beiden Punkten annähernd synchron.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX-2019 hat für das ENSI eine hohe Bedeutung. Die Bearbeitung der Aufgaben im Task B erweitert die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeit-Sicherheitsbetrachtung relevanten Modellierung von hydraulisch-mechanischen Prozessen im Opalinuston. Diese und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX-2019 stärkt zudem die internationale Vernetzung des ENSI. So wurden intensive fachliche Kontakte unter anderem zum LBNL, zur IRSN und zu BGR/UFZ ausgebaut.

Ausblick

Im Jahr 2018 wird die dreidimensionale Abbildung der in Mont Terri durchgeführten Tests in den Schritten 2 und 3 und deren Analyse im Fokus stehen.

1.7.9 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie

ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Sanierungstunnel Belchen entlang der Autobahn A2 zwischen Basel und Egerkingen (Länge: 3.2 km) wurde von Februar 2016 bis Juni 2017 im Auftrag des Bundesamts für Strassen ASTRA vom Südportal aus gebaut. Die für das Auffahren des Tunnels eingesetzte Tunnelbohrmaschine (TBM) hat einen Ausbruchdurchmesser von rund 14 m und eine Länge von 75 m. Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorfabrizierten Betonsegmenten und einer Innenschale aus Ort-

beton. Der Durchstich des Sanierungstunnels mit der Tunnelbohrmaschine erfolgte am 21. Juni 2017. Während des Tunnelvortriebs wurden zwei Tunnelabschnitte im Opalinuston mit einer Länge von ca. 160 m und ca. 410 m durchfahren (Abbildung 40). Während der erste kürzere Abschnitt durch stark geneigten, aber nicht verfalteten Opalinuston charakterisiert ist, entspricht der zweite längere Abschnitt einer ausgedehnten Muldenstruktur (Synklinale), in der der Opalinuston insbesondere im Nord- und Südschenkel stark deformiert vorliegt.

Der Bau des Sanierungstunnels Belchen ermöglichte dem ENSI, felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston abseits des Felslabors Mont Terri und unter den Bedingungen eines maschinellen Vortriebsverfahrens (TBM) vorzunehmen. Nach Rücksprache mit dem ASTRA hat das ENSI gemeinsam mit einer Forschungsgruppe der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein felsmechanisches Untersuchungsprogramm entwickelt, das in zwei Phasen durchgeführt wurde.

Projektziele des Berichtsjahres

und deren Umsetzung

In der zweiten, im 2017 gestarteten Phase dieses Projekts lag der Fokus der Untersuchungen auf der Entnahme von Opalinuston-Proben mittels Kernbohrungen, auf Bohrlochaufnahmen, auf der Messung und Überwachung des Porenwasserdrucks und auf hydraulischen Messungen in der Querverbindung 5a zwischen dem Sanierungstunnel Belchen und der bestehenden Tunnelröhre Belchen West. Ferner wurden die geologischen Strukturen des Opalinustons in diesem Bereich aufgenommen und analysiert. Damit soll das gefaltete Gebirge im Bereich des Messquerschnitts in der Nähe der Querverbindung 5a (Abbildung 40) charakterisiert werden. Folgende Arbeiten wurden im Berichtsjahr durchgeführt:

1. Die letzten Installationsarbeiten für die Untersuchung des Gebirgsdrucks (Platzierung von Druckmessdosen) und des in situ-Quellverhaltens des Opalinustons im Bereich des untersuchten Messquerschnitts bei Tunnelmeter (Tm) 2317 (Abbildung 41, Abbildung 43) wurden im ersten Quartal 2017 abgeschlossen.
2. Die Daten aus der ersten Phase des Untersuchungsprogramms wurden teilweise ausgewertet und analysiert.
3. Die geologischen Strukturen des Opalinustons im zweiten längeren Opalinuston-Abschnitt (Abbildung 40) wurden aus den photogrammetri-

Abbildung 40:

Auszug aus dem geologischen Längsschnitt des Sanierungstunnels

Belchen zwischen Tunnelmetern (Tm) 2100 und 2800 (Prognose) mit der Lage der bestellten und der tatsächlich ausgeführten geologischen Datenaufnahmen (Photogrammetrie).

In diesem Abschnitt wurde der neue Tunnel durch den gefalteten und abgescherten Opalinuston (Synklinale von Chambersberg) vorgerieben. Vertikale Achse (m asl.) = Meter über Meer. Quelle: Bundesamt für Strassen ASTRA, Dokument / Plan - Nr. (PV) IGSTB-UA-UP-9002.

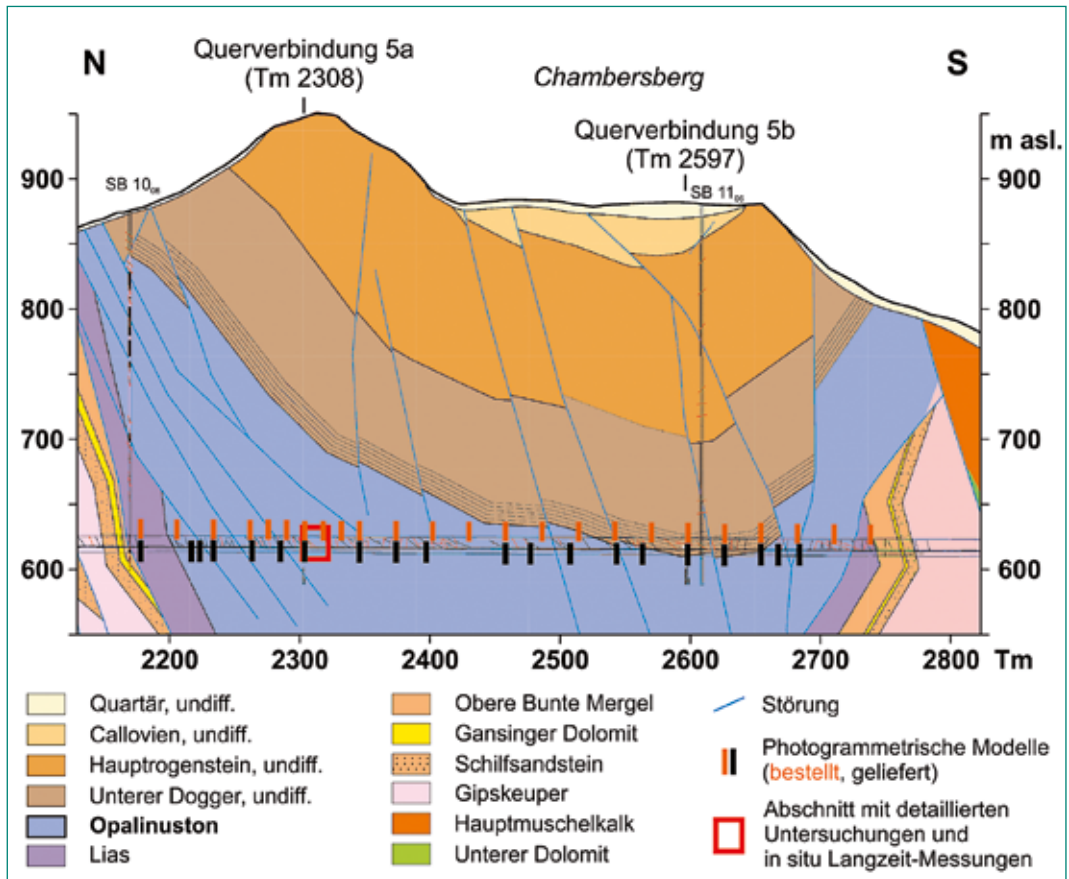
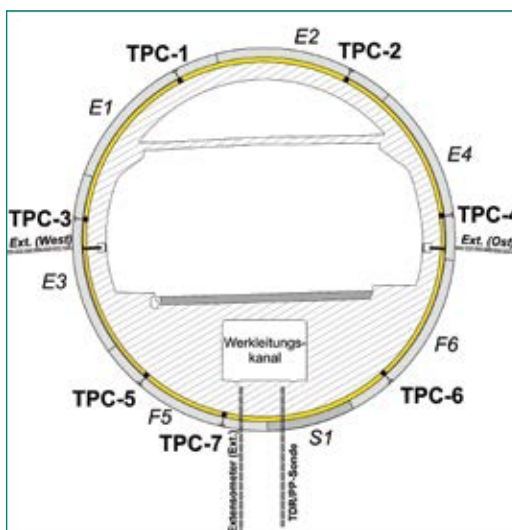


Abbildung 41:

Skizze des Tunnelquerchnitts (Durchmesser 14 m) im Bereich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter (Tm) 2317 (entspricht Tm 1384,5 ab Tunnelsüdportal) mit Blick Richtung Nordportal und den Positionen der eingebauten Druckmessdosen TPC-1 bis TPC-7.

Quelle:

Forschungsbericht ETH Zürich 2016 (Anhang A).



schen Aufnahmen in der Querverbindung 5a (Abbildung 42) sowie an der Tunnelortsbrust (Ausbruchsfläche vor der TBM) im Rahmen einer Masterarbeit an der ETH Zürich aufgenommen und analysiert. Der geplante Vergleich mit den Parametern aus dem Tunnelvortrieb konnte noch nicht durchgeführt werden, weil die Vortriebsdaten dem ENSI aktuell noch nicht vorliegen.

4. Geotechnische Erkundungen und Untersuchungen mit Fokus auf einer detaillierten Gebirgscharakterisierung mittels Kernbohrungen (CP-1

bis CP-4, Abbildung 43), Bohrlochtests und Bohrkernentnahme aus der Querverbindung 5a (Tm 2308) heraus wurden ausgeführt. Diese Bohrungen decken den Bereich des untersuchten Messquerschnitts (Tm 2317) ab (Abbildung 40, Abbildung 41). Bei den Bohrlochtests handelt es sich um Hydrauliktests in den Bohrungen CP-1 und CP-2 sowie Porenwasserdruck-Messungen in den Bohrungen CP-3 und CP-4. Letztere sollen im Januar 2018 beginnen.

5. Erste geochemische Analysen an Porenwasserproben des Opalinustons wurden durchgeführt.
6. Proben aus dem Ringspaltmörtel, der zwischen der Tunnelaussenschale und dem Gebirge verpresst wurde, wurden mittels Kernbohrung entnommen, um daran mechanische Laborversuche durchzuführen.

Die ersten Untersuchungsergebnisse dieser Forschung wurden während einer internationalen Konferenz in Davos präsentiert. Die installierten Messeinrichtungen funktionieren einwandfrei und die aufgenommenen Daten sehen vielversprechend aus. Die oben erwähnte Masterarbeit wurde abgeschlossen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Tiefenlagerkonzept der Nagra erfordert den Bau von untertägigen Bauwerken im Opalinuston in Tiefen von 500 bis 900 m unter Terrain. Dabei soll der Opalinuston als geologische Barriere, insbesondere im Bereich der Lagerstollen für hochaktiven Abfall (HAA), so wenig wie möglich beeinträchtigt werden. Um dieses Ziel zu erreichen, wird für den Ausbruch der HAA-Lagerstollen ein Vortriebsverfahren bevorzugt, das eine möglichst geringe Schädigung des Opalinustons verursacht.

Beim Sanierungstunnel Belchen wurde der Vortrieb mittels TBM ausgeführt. Aus den durchgeführten Untersuchungen und zukünftig geplanten Messungen können wertvolle Erkenntnisse über die geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons und über das kurz- und langfristige Systemverhalten (Interaktion zwischen Opalinuston und Tunnelausbau) gewonnen werden. Ferner sollen daraus die Kenntnisse über Effekte eines TBM-Vortriebs im Opalinuston im Hinblick auf zukünftige Vortriebsmethoden und die baubegleitende messtechnische Überwachung (Monitoring) für die Erstellung der HAA-Lagerstollen in einem geologischen Tiefenlager vertieft werden. Die Erkenntnisse dienen zukünftigen bautechnischen Beurteilungen des ENSI und der Festlegung von Anforderungen an Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager.

Mit den geplanten Untersuchungen sollen auch relevante praktische Erfahrungen im Tunnelbau gemacht und Kenntnisse über den Wert geotechnischer Risikoanalysen vor Beginn des Tunnelvortriebs gewonnen werden

Ausblick

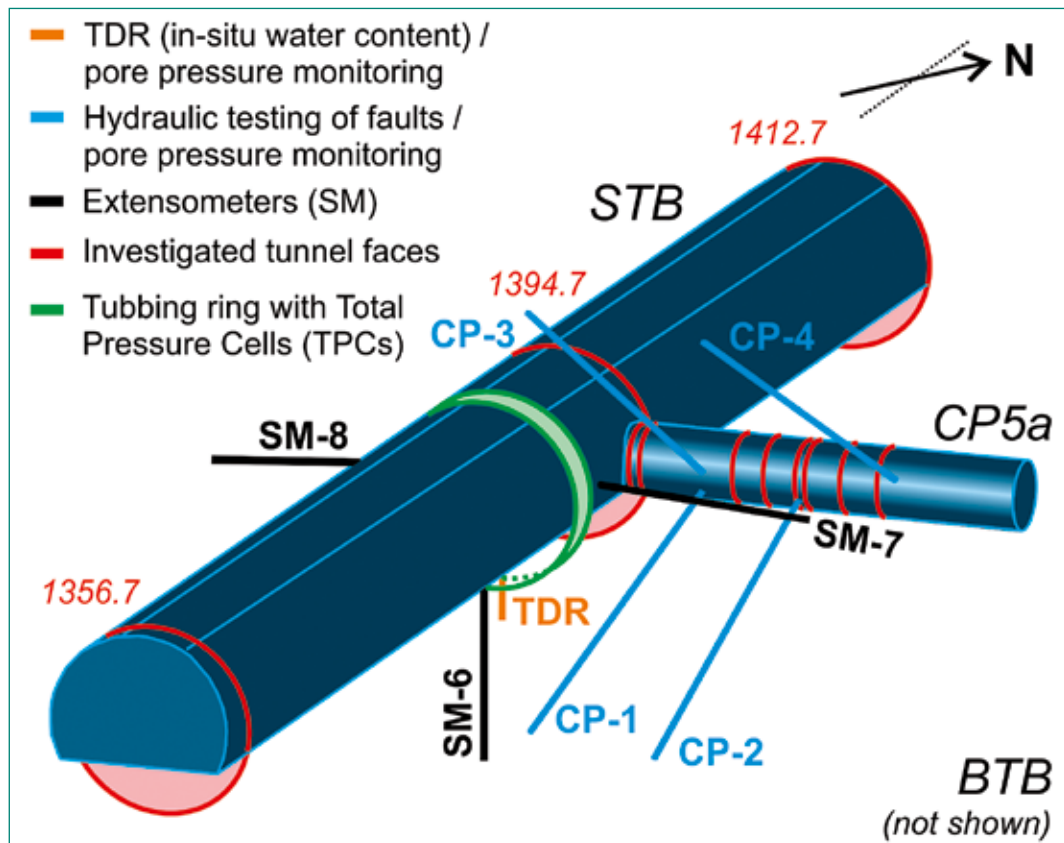
Ab Januar 2018 sollen im Rahmen einer Dissertation an der ETH Zürich die vor Ort gewonnenen Daten analysiert sowie die geplanten Laborversuche für die Untersuchung der felsmechanischen Eigenschaften, des Quellverhaltens, der Tonmineralogie und des Mikrogefüges von ungestörten und gestörten (tektonisch überprägten) Proben des Opalinustons durchgeführt werden. Damit soll der Kenntnisstand über die Quellprozesse in Tonsteinen verbessert werden. Für 2018 und 2019 sind fachliche Publikationen und Beiträge zu Konferenzen im Rahmen dieser Dissertation vorgesehen.

Die mechanischen Eigenschaften des Ringspaltmörtels sowie die Porosität und der in situ-Wassergehalt der Opalinuston-Proben sollen im Jahr 2018 im Rahmen von zwei Bachelor-Arbeiten an der ETH Zürich untersucht werden.



Abbildung 42: (a) Querverbindung 5a, ca. 6,3–11,3 m nördlich des Messquerschnitts (Abb. 1, Abb. 2), (b) Ungesicherte Ortsbrust der Querverbindung 5a, (c) Bohrarbeiten für die Bohrung CP-2 (Abb. 4) und Einrichtungen für hydraulische Tests, (d) Bohrlochversiegelung kurz nach den Bohrarbeiten, (e) Installation des Doppelpackersystems für Porenwasserdruck-Messungen in der Bohrung CP-4 (Abb. 4), Installation des Systems für Datenerfassung und Kontrolle von hydraulischen Messungen, (f) Installierte Messeinrichtungen in der Ort beton-Innenschale, und (g) Kurze Bohrung (<1 m, gelber Pfeil) für die Entnahme von Proben des Ringspaltmörtels. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2017 (Anhang A).

Abbildung 43:
 Dreidimensionale Skizze mit den abgeteufte Bohrungen (SM-6 bis SM-8, CP-1 bis CP-4 und TDR), installierten Messeinrichtungen und untersuchten Gebirgsabschnitten (rote Kreise) im Bereich des Messquerschnitts und der Querverbindung 5a.
 Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2017 (Anhang A).



1.7.10 OECD-NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA
 ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC) sind über 20 Länder vertreten, wo unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren technische Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung, diskutiert Detailfragen zu technischen und natürlichen Barrieren sowie Methoden für den Sicherheitsnachweis und verfolgt allgemein den Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet. Eine Untergruppe der IGSC ist die «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media», kurz «Clay Club» genannt. Das ENSI nimmt an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanten und Forschungsinstitutionen aus 17 (IGSC) bzw. 9 Ländern (Clay Club) vertreten sind.

Ziel des Clay Clubs ist es, den internationalen Stand der Tongesteinsforschung zu verfolgen, den Kenntnisstand der sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter von Tongesteinen zu erfassen und zu diskutieren. So sollen Lücken erkannt werden, um sie mit gemeinsamen Projekten (Workshops, Expertenberichte, Literaturstudien) zu schliessen. Der Clay Club dient ferner als Plattform zur gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen (u.a. Felslabors) in den verschiedenen Ländern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2017 wurde der Bericht über die Arbeiten zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» abgeschlossen. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen. Die Veröffentlichung soll 2018 erfolgen. Das Projekt wird von der Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert.

An der Universität Bern wird das Projekt «CLAY-WAT – Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media» bearbeitet. Darin soll es um die Verbes-

serung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefertönen, die Interpretation der Porenwasserzusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advective Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser gehen. Das Projekt setzt sich aus den 3 Phasen (i) Literaturstudie zu möglichen experimentellen Methoden, (ii) Untersuchung der bereitgestellten Proben, und (iii) Analyse der experimentellen Daten zusammen. Phase 1 ist nahezu abgeschlossen und der Arbeitsstand wurde präsentiert. Von den vorgestellten Methoden wurde insbesondere das Nuclear Magnetic Resonance (NMR) Verfahren hervorgehoben. Mit Hilfe der NMR kann der Bindungszustand und die Mobilität des Porenwassers in tonreichen Sedimentgesteinen mit hoher Präzision ermittelt werden. Aus den erhaltenen Daten können Rückschlüsse auf die Porengrößenverteilung gezogen werden. Weitere Methoden zur Ermittlung der Porengrößenverteilung sind die Stickstoff- und Wasserabsorptionsisothermen und die Thermogravimetrie.

Neben den Projekten präsentierte die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe die Erfahrungen in Deutschland mit der Erstellung einer FEP-Datenbank (Features, Events and Processes) und den daraus abgeleiteten Szenarioanalysen. Dafür wurden die verschiedenen möglichen Wirtgesteine in Deutschland berücksichtigt. Der Sicherheitsnachweis eines Tiefenlagers muss alle Informationen, Analysen und Argumente enthalten, die zur Demonstration der Langzeitsicherheit beitragen. Es wurde die durchgeführte umfangreiche Analyse der sicherheitsrelevanten Szenarien vorgestellt. Diese Szenarien wurden in die drei Wahrscheinlichkeitsklassen «wahrscheinlich», «weniger wahrscheinlich» und «nicht wahrscheinlich» eingeteilt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Clay Club der OECD-NEA ist eine wichtige internationale Plattform für die Tongesteinsforschung, in der Vertreter der Aufsichtsbehörden, der Hochschulen, der Industrie und der Endlagerprojektanten ihr Wissen einbringen und austauschen. Die Mitwirkung des ENSI im Clay Club liefert wichtige Grundlagen und Quervergleiche für die sicherheitstechnische Beurteilung der geologischen Tiefenlagerprojekte in der Schweiz.

Ausblick

Der kanadische Betreiber NWMO stellt derzeit den Vorsitzenden des Clay Club. Da der Mitarbeiter jedoch in Pension geht, wird eine neue Person für den Vorsitz gesucht. Das ENSI hat sich bereit erklärt, den Vorsitzenden ab dem 1. Februar 2018 zu stellen. Zur Ergänzung der derzeit aktiv verfolgten Projekte hat der Clay Club eine Umfrage nach relevanten Themen in den beteiligten Organisationen gestartet. Diese Themen sollen entsprechend ihrer Priorität in den Sitzungen des Clay Clubs behandelt werden. Aus diesen können bei entsprechendem Interesse neue Projekte entstehen.

1.7.11 Projekte für die Abklärung von Fragen zu geologischen Tiefenlagern im Hinblick auf die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-G03

ENSI-Projektbegleiter/in:

- Marie Voss (Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2)
- Ernando Saraiva (Lagerauslegung, Teil 2)
- Eduard Feldbaumer (Verschlussmassnahmen in Krisensituationen)
- Jürgen Hansmann (Schutz der Umwelt)
- Bastian Graupner (Pilotlager: Auslegung und Inventar)

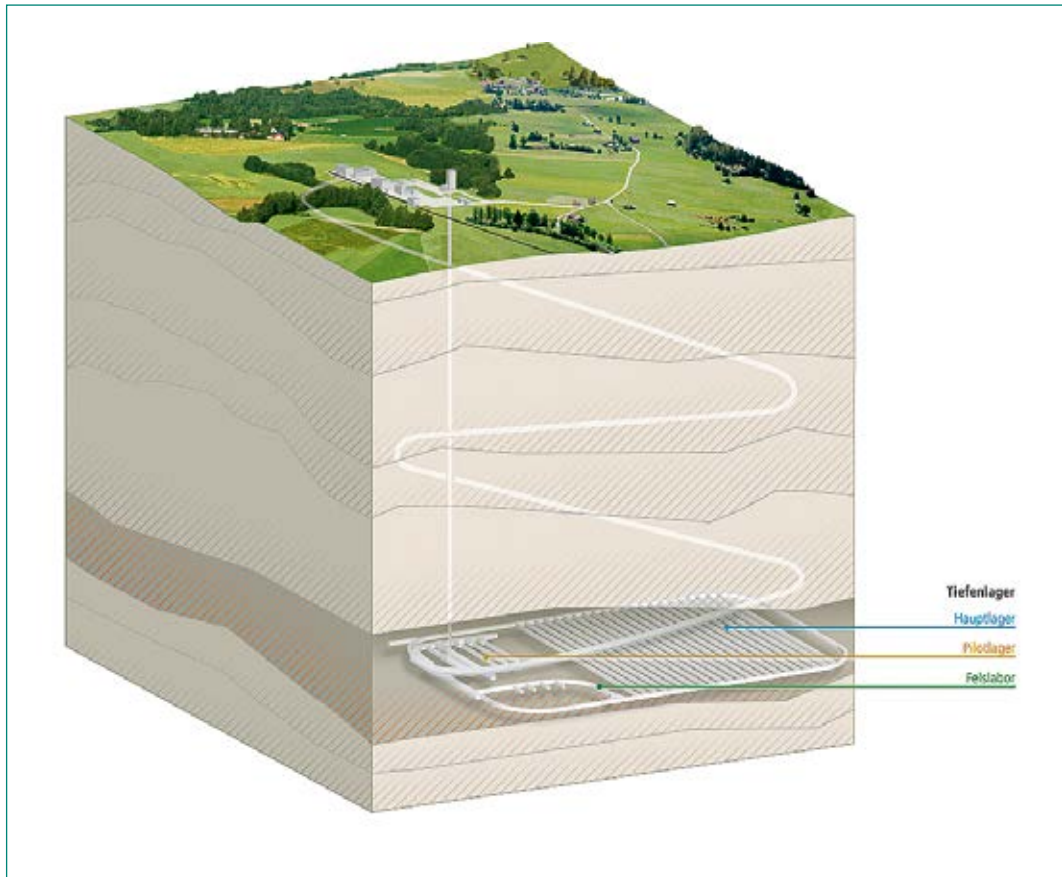
Einleitung

In der schweizerischen Kernenergieverordnung werden diverse Elemente der Auslegung eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle festgelegt (Abbildung 44): Das Hauptlager dient der Einlagerung der Hauptabfallmenge, das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars. Die Testbereiche entsprechen einem lokalen Felslabor für Experimente zu Bau, Betrieb, Verschluss und Langzeitsicherheit. Im Pilotlager wird bis zum Ablauf der gesetzlich geforderten Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und der Versiegelungsstrecken sowie des Wirtgesteins überwacht. Die Ergebnisse dieser Überwachung müssen auf das Hauptlager übertragbar sein und dienen der Erhärtung des Langzeit-Sicherheitsnachweises. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den Entscheid des Lagerverschlusses nach der Beobachtungsphase.

Im Rahmen des schweizerischen Standortauswahlverfahrens (Sachplan geologische Tiefenlager) wurden von der Nagra für die Untersuchung in Etappe 3

Abbildung 44:

Ein geologisches Tiefenlager besteht aus einem Hauptlager, einem Pilotlager und einem Felslabor. Ein Tiefenlager für hochaktive Abfälle (wie in der Abbildung schematisch gezeigt) ist 400–900 Meter unter Tage geplant. Schwach- und mittelaktive Abfälle sollen in einer Tiefe von 200–800 Metern eingelagert werden. Quelle: ENSI.



zwei geologische Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach- und mittelaktive Abfälle) und zwei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) vorgeschlagen. In seinem Gutachten zum Vorschlag der Nagra empfiehlt das ENSI sowohl für das SMA-Lager als auch für das HAA-Lager, ein drittes Standortgebiet in Etappe 3 weiterzuführen. Der schweizerische Bundesrat schliesst sich in seinem Ergebnisbericht, der voraussichtlich Ende 2018 verabschiedet werden soll, der Empfehlung des ENSI an. In den vorgeschlagenen Standortgebieten ist Opalinuston das bevorzugte Wirtgestein. Betrachtungen zur Lagerauslegung und -überwachung (Monitoring) konzentrieren sich daher auf Aspekte, die im Opalinuston und den vorgesehenen technischen Barrieren wichtig sind.

Das ENSI hat fünf Forschungsprojekte vorgesehen, mit denen abgeklärt werden soll, ob über die aktuelle Richtlinie zur geologischen Tiefenlagerung (ENSI-G03) hinausgehend zusätzliche regulatorische Anforderungen zu stellen sind. Dabei handelt es sich um folgende Vorhaben:

1. Lagerauslegung, Teil 2;
2. Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2;
3. Verschlussmassnahmen in Krisensituationen;
4. Schutz der Umwelt;
5. Pilotlager: Auslegung und Inventar.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden die Projekte 1.–4. vorbereitet, die Projektpläne erstellt und abgesehen von Projekt 1. auch gestartet. Die Arbeiten zum Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar» konnten im Berichtsjahr aufgrund fehlender Ressourcen noch nicht wiederaufgenommen werden.

Im Rahmen des Projekts «Lagerauslegung, Teil 2» werden ausgewählte Fragestellungen der Lagerauslegung, wichtige bautechnische und weitere auslegungsrelevante Aspekte und deren Auswirkungen auf den Lagerbetrieb und die Langzeitsicherheit diskutiert. Spezifisch geht es um die Auslegung der SMA- und HAA-Lager, Aspekte der aktuell von der Nagra vorgeschlagenen Architektur und insbesondere das Konzept des HAA-Lagers sowie die Eignung und die Machbarkeit von maschinellen Vortriebsmethoden für die Erstellung der HAA-Lagerstollen. Dies wird, ähnlich wie im 2014 abgeschlossenen Vorgängerprojekt «Lagerauslegung», in Form einer fachlichen Anhörung («Hearing»-Struktur) mit internen und externen Fachleuten und Experten erfolgen.

Diverse zu diskutierende Aspekte stützen sich auf die Kritikpunkte des ENSI im Rahmen seiner Beurteilung der in Etappe 2 des Sachplanverfahrens ein-

gereichten Unterlagen. Das ENSI will mit diesem Projekt abklären, ob zusätzliche Anforderungen an die Lagerauslegung und an die Projektierung beider Lagertypen im Hinblick auf Etappe 3 des Sachplanverfahrens gestellt werden sollen. Ferner sollen aus den fachlichen Diskussionen Empfehlungen für die Projektierungsarbeiten der Nagra abgeleitet werden und teilweise in die Bearbeitung der Anforderungen des ENSI an Etappe 3 einfließen. Dieses Projekt dient auch der vom ENSI angestrebten engen Begleitung der Projektierungsarbeiten der Nagra in Etappe 3. Die Ergebnisse daraus sollen die Grundlagen für die Aufsicht des ENSI erweitern. Im Berichtsjahr wurde der Projektplan fertiggestellt und Verträge mit ausgewählten Tunnelbauexperten teilweise abgeschlossen. Der Projektstart ist auf Anfang 2018 festgelegt.

Das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen bei einer dem Bau eines Felslabors vorangehenden Erfassung der ungestörten Umweltbedingungen (Baseline monitoring), der Messung der durch den Bau hervorgerufenen Veränderungen, der Ermittlung der Gesteinseigenschaften zur Prüfung der Standorteignung bis hin zum Messprogramm während der Betriebs- und Beobachtungsphase einschliesslich des ordnungsgemässen Lagerverschlusses. Durch Literaturstudium, Erfahrungsaustausch mit anderen Ländern und der Befragung ENSI-interner sowie externer Experten sollen Anforderungen und Erwartungen an ein zukünftiges Monitoringkonzept entwickelt werden. Ausserdem dienen die geplanten Arbeiten der Identifizierung der relevanten Prozesse und Parameter, die durch das Monitoring überwacht werden sollen. Dazu wurde unter anderem ein Fragebogen für die ENSI-interne Expertenbefragung entwickelt.

Das Projekt «Verschlussmassnahmen in Krisensituationen» befasst sich mit der Einlagerungs- und Beobachtungsphase eines geologischen Tiefenlagers. Diese Betriebsphase wird sich bis zum ordnungsgemässen Verschluss über einen grossen Zeitraum von mehreren Jahrzehnten bis möglicherweise mehr als hundert Jahre erstrecken, während dessen Krisensituationen in Gesellschaft und Wirtschaft nicht ausgeschlossen werden können. Um die Sicherheit des Tiefenlagers auch in solchen Situationen zu gewährleisten, ist in der Richtlinie ENSI-G03 ein temporärer Verschluss während der Betriebsphase vorgesehen, der dazu dient, die Einlagerungsbereiche rasch in einen passiv sicheren Zustand überzuführen. Im Zuge des Projekts werden die dafür erforderlichen technischen und organisa-

torischen Massnahmen untersucht und bei Bedarf die Anforderungen weiter konkretisiert.

Ziel des Projekts ist die Abklärung der Notwendigkeit rascher Verschlussmassnahmen in Krisensituationen sowie die Klärung des regulatorischen Handlungsbedarfs. Dazu werden anhand einer systematischen Szenarien- und Systemanalyse am Beispiel eines HAA-Tiefenlagers die möglichen Krisensituationen identifiziert, die Massnahmen zum raschen Verschluss eines Lagers notwendig machen. Basierend darauf werden die technischen, planerischen und organisatorischen Massnahmen aufgezeigt, die zur Beherrschung der Krisensituationen erforderlich sind sowie die daraus folgenden Anforderungen an die Verschlussmassnahmen abgeleitet.

Im Berichtsjahr hat das ENSI den Auftrag zur Durchführung des Projekts und der Erstellung eines Expertenberichtes an das Ingenieur-, Planungs- und Beratungsunternehmen «Basler und Hofmann» erteilt.

Das Projekt «Schutz der Umwelt» soll einen Überblick schaffen über die internationalen Bestrebungen, den Schutz von nicht-menschlichem Leben vor Strahlung aus einem Endlager zu begründen. Das Kernenergiegesetz verlangt den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlung. Bisher wird international die Ansicht vertreten, dass, wenn menschliche Individuen ausreichend geschützt werden, auch nicht-menschliche Spezies geschützt seien. Es wird zunehmend nach einer wissenschaftlichen Begründung dieser Annahme gefragt.

In dem Projekt sollen aktuelle Konzepte und Überlegungen der Internationalen Strahlenschutzkommission, der OSPAR-Kommission zum Schutz der Nordsee und des Nordostatlantiks und der Internationalen Atomenergie-Organisation sowie der Stand der begleitenden Untersuchungen bei Aufsichtsbehörden und Betreibern von Endlagern dargestellt werden, die darauf abzielen, andere Schutzkriterien für nicht-menschliche Lebewesen zu entwickeln.

Mit dem Erstellen eines Expertenberichts zu den oben genannten Fragestellungen wurde die Firma «Environmental Research and Assessment EnviroCase, Ltd.» aus Finnland durch das ENSI beauftragt. Der Bericht bildet eine Grundlage, um zu prüfen, ob die Anforderungen bezüglich Schutz der Umwelt in der Richtlinie ENSI-G03 angepasst werden müssen.

Das Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar» soll die notwendigen Anforderungen an das Pilotlager untersuchen, an dessen Platzierung, Bestü-

ckung, die wichtigen zu überwachenden Prozesse und Parameter sowie Möglichkeiten zur Einbeziehung von Interessengruppen. Beim Pilotlager stellt sich die Frage, wie der Stollenbau und die damit zusammenhängenden Veränderungen der Wasserflüsse die zur Überwachung vorgesehenen Messungen beeinflussen. Ende 2014 wurde der Entwurf des Abschlussberichts erstellt. Anschliessend wurde das Projekt sistiert, da nicht genügend personelle Ressourcen vorhanden waren, um das Projekt parallel zu den Arbeiten am ENSI Gutachten zu Etappe 2 und zur Erstellung der Anforderungen des ENSI an Etappe 3 abzuschliessen.

Bedeutung der Projekte,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das schrittweise Vorgehen im Sachplan geologische Tiefenlager und bei der anschliessenden Realisierung eines geologischen Tiefenlagers umfasst auch eine Weiterentwicklung der zugehörigen Anforderungen gemäss Stand von Wissenschaft und Technik. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität. Gemäss Richtlinie ENSI-G03 ist bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen und es müssen auch Alternativen aufgezeigt werden, um die Wahl der Auslegung, des Monitoringkonzepts und der technischen Umsetzung sicherheitstechnisch zu begründen. Die Ergebnisse der Projekte werden bei der geplanten Revision der Richtlinie ENSI-G03 berücksichtigt.

Ausblick

Die gegenwärtige Planung des Projekts «Lagerauslegung, Teil 2» geht von der Finalisierung des Abschlussberichts im September 2019 aus. Für das Jahr 2018 liegt der Fokus insbesondere auf der Herleitung der bautechnischen Anforderungen für die Etappe 3 des Sachplanverfahrens.

Im Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» werden im Jahr 2018 die thematischen Arbeiten in Form von Expertenbefragungen sowie dem Studium internationaler Erfahrungen und gesetzlicher Grundlagen zum Monitoring eines geologischen Tiefenlagers aufgenommen. Im zweiten Halbjahr ist die Erstellung eines Zwischenberichtes geplant, der als erste Grundlage für die Erstellung von Anforderungen des ENSI an ein Monitoringkonzept dienen soll. Das Projekt wird voraussichtlich 2020 abgeschlossen.

Für die Projekte «Verschlussmassnahmen in Krisensituationen» und «Schutz der Umwelt» sollen die Expertenberichte in der ersten Hälfte 2018 vorliegen.

Auch die Arbeiten zum Abschlussbericht des Projekts «Pilotlager: Auslegung und Inventar» werden 2018 wieder aufgenommen und der Bericht soll im selben Jahr fertiggestellt werden.

1.7.12 Isochron-burial dating of Quaternary sediments

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Fünf der sechs Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt. Die klassische Aufteilung der quartären Ablagerungen in vier grosse Eiszeiten ist in den letzten Jahrzehnten durch ein differenzierteres Bild von mehr als einem Dutzend Eisvorstösse ersetzt worden (Preusser et al. 2011). Während der Vorstösse wurden Täler zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder gefüllt. Da die Ausräumung nicht komplett erfolgte, bleiben stellenweise auch ältere Ablagerungen erhalten. Um die Dynamik der glazialen Erosion verstehen und genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein.

Die quartären Deckenschotter der Nordschweiz sind für das Verständnis der Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland von grossem Interesse. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche noch wenige hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde sie entlang der Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste der Deckenschotter heute hochgelegene Plateaus zwischen den Flusstälern bilden. Mit der Möglichkeit einer Datierung dieser Sedimente können Untersuchungen Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands geben. Eine seitens ENSI finanzierte und im Herbst 2016 abgeschlossene Doktorarbeit (Claude 2016) hat gezeigt, dass die Altersbestimmungen mittels kosmogener Nuklide von Beryllium (^{10}Be), Aluminium (^{26}Al) und Chlor (^{36}Cl) eine bisherige methodische Lücke schliessen können. Die erzielten Ergebnisse stellen einen wertvollen Beitrag auf dem Weg zu einer robusten Datenbasis für die Entwicklung der fluviatilen Erosionsbasis dar. Auf diesem Weg müssen sie wissenschaftlich durch weitere Ergebnisse untermauert werden. Dazu wird

eine weitere Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern ausgeführt. Es ist vorgesehen, die Methode des *isochron-burial datings* (Akçar et al. 2017) in grösserem Umfang anzuwenden, um die Datengrundlage zur langfristigen Landschaftsentwicklung und zu den zu erwartenden Erosionsraten zu verbessern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Vorbereitend fanden im Sommer 2017 mehrere Feldbegehungen statt. Bei diesen Vorabklärungen wurden die Deckenschottervorkommen am Irchel, in der Region um Mandach sowie in der westlichen Bodenseeregion betreffend Aufschlussituation erkundet. Seit Projektbeginn im Oktober 2017 wurden die Deckenschotter des Irchel an drei Stellen (Steig, Hochwacht, Schartenflue) mit 34 Einzelproben (Gesteinsbruchstücke und Kiesgerölle) und in der Umgebung von Mandach in sechs Aufschlüssen (Roggefild, Ebihard, Etwil, Aengi, 2 x Buech) durch 69 Einzelproben beprobt. Diese beiden Probensätze werden gegenwärtig im Speziallabor des Instituts für Geologie an der Universität Bern für die spätere massenspektrometrische Analyse aufbereitet.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur Entwicklung der Erosionsbasis spielt in Bezug auf die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen langfristige Prognosen zu Hebung und Erosion erstellt werden. Neben aktuellen Messungen der tektonischen Bewegungen orientieren sich diese Prognosen an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten der Vergangenheit. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste und heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes prädestiniert. Mit den bisherigen Erkenntnissen zum Alter der Deckenschotter wurde nahegelegt, dass die heute gemessenen Hebungsraten langfristige Gültigkeit haben. Das ENSI generiert mit dem Projekt wichtige Beurteilungsgrundlagen hinsichtlich der Standortwahl geologischer Tiefenlager sowie für spätere Bewilligungsschritte.

Ausblick

Bis Mitte 2018 soll die Aufbereitung der Probensätze Irchel und Mandach abgeschlossen werden

und anschliessend die massenspektrometrische Analyse der Nuklidkonzentrationen (^{10}Be und ^{26}Al) am Labor für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich erfolgen. Die beprobten Aufschlüsse sollen auch sedimentologisch detailliert erfasst und ausgewertet werden. Zusätzlich ist vorgesehen, den sogenannten Bünthen-Till im Gebiet des Möhliner Felds für eine Datierung zu beproben. Der Bünthen-Till gilt als Relikt («Grundmoräne») der grössten Eisausdehnung im Schweizerischen Alpenvorland (*most extensive glaciation*). Seine Alterseinstufung ist bisher nicht geklärt. Die Anwendung der *isochron-burial*-Methode auf diese Art von Sediment wird als methodischer Test gewertet, da diamiktische Ablagerungen bisher nicht mittels *isochron-burial dating* datiert wurden.

Zitierte Literatur

- Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Schlunegger F., Claude A., Reber R., Christl M., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. (2017): Isochron-burial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps. *Earth Surface Processes and Landforms* 42, 2414–2425. DOI: 10.1002/esp.4201.
- Claude A. (2016): Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations, Dissertation Universität Bern, Institut für Geologie, Bern.
- Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011): Quaternary glaciation history of northern Switzerland. *E&G Quaternary Science Journal* 60, 282–305. DOI: 10.3285/eg.60.2–3.06.

1.7.13 Quartärstratigraphie Hochrhein

Auftragnehmer: Dr. Hans Rudolf Graf

(Dr. von Moos AG)

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager spielen Prozesse der Erosion, also des Abtrags von Gesteinsmaterial, und somit die Reduktion der geologischen Barriere eine zentrale Rolle. Die Erosion wird zum einen durch glaziale Prozesse (Gletscher), zum anderen durch fluviale Prozesse (Flüsse) gesteuert. Auf lokalem Massstab entwickeln sich glaziale Becken, über-tiefte Rinnen oder Durchbruchsrinnen sowie Fluss-

täler. Auf regionalem Massstab erfolgt eine Absenkung der Erosionsbasis und damit verbunden eine Anpassung der Flusslängsprofile (rückschreitende Erosion).

Das Hochrheintal stellt seit ca. 4.2 Millionen Jahren, also seit der Umlenkung der Aare aus dem Donau-einzugssystem hin zum Doubs-Bresse-System die Abflussrinne eines überwiegenden Teils der nordwärts gerichteten Entwässerung der Schweiz dar. Es dürfte deshalb grosse Teile des pleistozänen Sedimentinventars der Nordschweiz beinhalten. Nach den heutigen Kenntnissen umfassen die im Hochrheintal erhaltenen Ablagerungen Sedimente aus allen morphostratigraphischen Einheiten (Höhere und Tiefere Deckenschotter, Hoch- und Niederterrasse (Kock 2008; Preusser et al. 2011; Verderber 1992, 2004). Dies deutet darauf hin, dass die morphostratigraphische Gliederung prinzipiell derjenigen des dominant glazifluvial geprägten Bereichs des Nordschweizerischen Mittellandes entsprechen dürfte. Inwieweit dies auch bezüglich der lithostratigraphischen Gliederung gilt, also der Gliederung der Gesteine und ihrer Ursprungsgebiete, ist zum jetzigen Zeitpunkt nicht bekannt. Mit dem Forschungsprojekt «Quartärstratigraphie Hochrhein» sollen die detaillierten Zusammenhänge zwischen den verschiedenen quartären Ablagerungen des Hochrheins untersucht werden.

Der Auftragnehmer dieses Forschungsprojekts, Dr. Hans Rudolf Graf (Dr. von Moos AG), hat bereits für die östliche Nordschweiz eine umfassende lithostratigraphische Gliederung erarbeitet (Graf 2009a, b). An seine Erfahrung soll in diesem Forschungsprojekt angeknüpft und dadurch sichergestellt werden, dass die zu entwickelnden Konzepte des Hochrheins mit den bereits bestehenden Daten (Graf 2009b) vergleichbar sind. In der ersten Hälfte des Forschungsprojekts hat H. R. Graf parallel zu diesem Projekt im Auftrag des Bundesamtes für Landestopografie (swisstopo, Bereich Landesgeologie) das Kartenblatt Rheinfeld des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25'000 kartiert. Aus dem Detaillierungsgrad der für das Kartenblatt auszuführenden Kartierungsarbeiten sowie einer potentiellen Publikationsmöglichkeit eines abschliessenden Projektberichts im Rahmen der swisstopo-Publikationsreihe Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, inkl. einer projekteigenen geologischen Spezialkarte (Massstab 1:50'000), ergeben sich wertvolle Synergieeffekte zwischen den Projekten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im zweiten Projektjahr 2017 wurden wie vorgesehen die Feldarbeiten im Gebiet des geologischen Kartenblatts 1048 Rheinfeld abgeschlossen. Des Weiteren wurde mit der Kartierung zwischen Aare-mündung und Rheinfeld begonnen. Die Maximalausdehnung des aus dem Schwarzwald kommenden Wehra-Gletschers konnte anhand der gewonnenen Felddaten präziser abgegrenzt werden. Dabei zeigte sich, dass der Einfluss des Wehra-Gletschers in den Schottern des Möhliner Feldes bislang unterschätzt wurde, insbesondere am Nord- und Nordwestrand der Hochterrasse im Möhliner Feld. Die im südlichen und zentralen Möhliner Feld vorkommende «Schotter-Hochzone» (aufgeschlossen in der Kiesgrube Bünten) wird neu als Stauchendmoräne des Wehra-Gletschers angesehen.

Ausgehend von Literaturhinweisen konnte durch Feldbegehungen eine Gletscherpräsenz, ausgehend vom Schwarzwald, in der Umgebung Laufenburg/Murg gezeigt werden. Abweichend von der bisherigen Fachliteratur wird gegenwärtig die Arbeitshypothese vertreten, dass es sich nicht um einen spätpleistozänen (jünger als 115'000 Jahre; Birrfeld-Eiszeit) Vorstoss handelt, sondern ein älterer, das heisst mittelpleistozäner Vorstoss des Wehra-Gletschers vorliegt. Dieser blockierte das Rheintal und führte zu einer Stausituation, wie sie vergleichbar für den Klettgau während des Maximalvorstosses der Berringen-Eiszeit (vor ca. 140'000 Jahren) bekannt ist (Graf 2009b). Gestützt wird diese Hypothese durch erhaltene Seeablagerungen im Bereich des Bahnhofs Mumpf.

Neben den Hoch- und Niederterrassenablagerungen wurden auch die höher gelegenen Tieferen Deckenschotter im Bereich des südlich angrenzenden Kartenblatts 1068 Sissach untersucht. Dabei gelang es erstmalig, eine Mehrphasigkeit der Ablagerung der Tieferen Deckenschotter in dieser Region auf Basis von lithologischen Unterschieden darzulegen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kenntnisse zur Erosionsgeschichte der Nordschweiz sind für die Aufsichtstätigkeit des ENSI relevant, da sich dort fünf von sechs Standortgebieten für geologische Tiefenlager befinden. Insbesondere für die Lagerung hochradioaktiver Abfälle ist die Erosion ein zentrales Kriterium bei der Beurteilung der Langzeitentwicklung von

Standortgebieten. In Bezug auf die Rekonstruktion der Erosionsgeschichte stellt sich unter anderem die Frage, welche Hinweise das aus der Nordschweiz erodierte Material geben kann. Das Hochrheintal sowie der südliche Oberrheingraben stellen Ablagerungsräume im Abstrombereich der nordschweizerischen Standortgebiete dar. Ihre sedimentären Füllungen sind jedoch in Bezug auf die Rekonstruktion der Erosionsgeschichte noch nicht systematisch und ausreichend detailliert erfasst. Mit dem Forschungsprojekt soll versucht werden, den in der Nordschweiz und östlich der Aare erfolgreich angewendeten Ansatz der lithostratigraphischen Gliederung quartärer Sedimente (vgl. Graf 2009a, b) auf das Hochrheintal unterhalb der Aaremündung zu übertragen. Die Forschungsergebnisse werden in die zukünftige sicherheitstechnische Bewertung der Standortgebiete einfließen. Sie dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Ausblick

Im dritten Projektjahr soll mit den Feldarbeiten westlich des Kartenblattes Rheinfeldern begonnen werden. Die in den ersten beiden Jahren begonnenen Geröll- und Schwermineralanalysen sollen fortgeführt und wenn möglich für das gesamte Untersuchungsgebiet abgeschlossen werden. Ausserdem sollen die Daten zur Lage der Felsoberfläche im Hochrheintal aufbereitet werden, so dass diese als Grundlage für die Kartenerstellung zur Verfügung stehen.

Zitierte Literatur

- Graf H.R. (2009a): Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. *E&G Quaternary Science Journal* 58, 12–53. DOI: 10.3285/eg.58.1.02.
- Graf H.R. (2009b): Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz. *Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz – Neue Folge* 168, 1–198.
- Kock S. (2008): Pleistocene terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, Dissertation Universität Basel.
- Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011): Quaternary glaciation history of northern Switzerland. *E&G Quaternary Science Journal* 60, 282–305. DOI: 10.3285/eg.60.2–3.06.
- Verderber R. (1992): Quartärgeologische Untersuchungen im Hochrheingebiet zwischen

Schaffhausen und Basel, Dissertation Albert-Ludwigs-Universität Freiburg i. Br., Freiburg i. Br.

- Verderber R. (2004): Quartärgeologie im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel. *Zeitschrift der Deutschen Geologischen Gesellschaft* 154, 369–406.



2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk zur Erfassung und zum Austausch von Betriebserfahrungen eingebunden. Hierüber erhält das ENSI Informationen aus Kernanlagen weltweit und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrung. Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD mit Sitz in Paris.

- Das internationale System zum Austausch von Betriebserfahrungen IRS (Incident Reporting System) sammelt Berichte über weltweite, sicherheitsrelevante Vorkommnisse in Kernkraftwerken, bereitet diese auf und stellt sie den Mitgliedsländern in einer Datenbank zur Verfügung. Die Vertreter der Mitgliedsländer (IRS-Koordinatoren) treffen sich periodisch zum internationalen Erfahrungsaustausch.
- Die internationale Ereignisskala INES (Incident Nuclear Event Scale) wurde zur Einstufung jeder Art von radiologischen Ereignissen erstellt und

dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit. Die Berichte über Vorkommnisse werden in einer Datenbank gesammelt, welche den Mitgliedsländern zur Verfügung steht.

Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen schnellen Informationsaustausch nach dem Auftreten von Ereignissen. Die Mitgliedsländer der IAEA haben sich verpflichtet, Vorkommnisse von globalem Interesse oder ab der INES-Stufe 2 zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits veröffentlicht aktuelle Meldungen über ihre News-Website (<https://www-news.iaea.org/>).

Im Kalenderjahr 2017 wurden der IAEA 16 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) sowie ein Vorkommnis der INES-Stufe 3 (Ernsthafter Zwischenfall) gemeldet. Von den 17 Vorkommnissen wurden 15 endgültig und 2 vorläufig eingestuft. Von diesen Vorkommnissen traten 5 in Kernkraftwerken, 4 in anderen Kernanlagen auf, die restlichen Vorkommnisse traten während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen auf. Insgesamt gesehen wurden die Vorkommnisse wie folgt bewertet:

- Bei 10 Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Bei einem Vorkommnis ist noch nicht geklärt, inwieweit Personen bestrahlt wurden.
- Bei 6 Vorkommnissen wurden keine Personen bestrahlt, aber das Konzept der gestaffelten Schutzvorsorge war geschwächt.

Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungsnetzwerk, das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten (<https://clearinghouse-oef.jrc.ec.europa.eu/>). Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte ausländischer Kernanlagen und Aufsichtsbehörden sowie internationale Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA:

- Working Group on Operational Experience WGOE (Schwerpunkt: Kernreaktoren);
- Expert Group on Operational Safety EGOS (Schwerpunkt: Anlagen für die Entsorgung radioaktiver Abfälle).

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Diese werden durch interne Fachspezialisten ausgewertet. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, werden die Betreiber der Kernanlagen aufgefordert, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

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

In den nachfolgenden Kapiteln werden ausgewählte, internationale Vorkommnisse beschrieben, die im Jahr 2017 vom ENSI in Bezug auf ihre Relevanz für die Schweizer Kernkraftwerke bewertet wurden. Die drei hier beschriebenen Vorkommnisse wurden nach der internationalen Ereignisskala der INES-Stufe 2 zugeordnet. Diese Vorkommnisse zeigten Schwächen im Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge auf, die von der

zuständigen Aufsichtsbehörde als wesentlich bewertet wurden. Die Vorkommnisse hatten keine direkten Konsequenzen auf die Anlagensicherheit. Bei Eintritt eines schweren Erdbebens wären aber mehrere Sicherheitsebenen geschwächt gewesen.

2.1 Unzureichende Erdbebenfestigkeit von Notstromdieselgeneratoren in französischen Kernkraftwerken

Im Juni 2017 wurden von der französischen Aufsichtsbehörde sicherheitsrelevante Mängel bezüglich der Erdbebenfestigkeit der Hilfssysteme von Notstromdieselgeneratoren in mehreren französischen Kernkraftwerken gemeldet.

Alle französischen 900- und 1300-MW-Reaktoren verfügen über je zwei wassergekühlte Notstromdieselgeneratoren. Beim Betrieb der Dieselmotoren dehnt sich das Kühlwasser mit steigender Temperatur aus. Die Kühlkreisläufe sind daher mit Expansionsgefässen versehen, die an erhöhter Stelle auf einer Stahlkonstruktion montiert sind. Am 27. März 2017 wurde im Kernkraftwerk Golfech bei dieser Stahlkonstruktion eine Abweichung von den Auslegungsvorgaben festgestellt. Darauf folgende umfassende Abklärungen deckten weitere Schwachstellen im Bereich der Hilfssysteme der Notstromdieselgeneratoren auf, die zahlreiche weitere französische Kernkraftwerke betrafen. Neben der mangelhaften Stahlkonstruktion war ein Teil der Expansionsgefässe durch Korrosion geschwächt und es wurden Verankerungen mit ungenügender Erdbebenfestigkeit gefunden.

Bei einem Auslegungserdbeben wäre die Notstromversorgung in den betroffenen Kernkraftwerken gefährdet gewesen, da ein erdbebenbedingtes Versagen eines Expansionsgefässes zum Ausfall des Kühlkreislaufes und anschliessend des Dieselmotors geführt hätte. Da in einem solchen Fall auch von einem Ausfall des externen Netzes ausgegangen werden muss, hätte die Nachwärmeabfuhr aus den Reaktoren auslegungsgemäss nicht mehr sichergestellt werden können. In allen betroffenen französischen Kernkraftwerken wurden daraufhin die notwendigen seismischen Verstärkungen vorgenommen und die korrodierten Expansionsgefässe repariert oder ersetzt.

Aus Sicht des ENSI zeigen die Vorkommnisse die Bedeutung der korrekten Umsetzung der Auslegungsvorgaben, einer umfassenden Qualitätssicherung und einer konsequenten Alterungs-

Überwachung für alle einer Funktionskette angehörenden Sicherheits- und Hilfssysteme. Sie bestätigen zudem, dass die festgestellten Mängel auch nicht durch eine redundante Ausführung der Funktionskette kompensiert werden können.

Das Vorkommnis ist grundsätzlich auch auf die Schweizer Kernkraftwerke übertragbar. In den Schweizer Kernkraftwerken wurde nach den Ereignissen in Fukushima erneut eine umfangreiche Überprüfung der Erdbebensicherheit vorgenommen. Die Überprüfung umfasste insbesondere auch Anlagenbegehungen und eine ganzheitliche Bewertung der seismischen Robustheit aller Sicherheitssysteme unter Berücksichtigung der erforderlichen Unterstützungs- und Hilfssysteme sowie baulicher Strukturen. Als Konsequenz der Überprüfungen wurden in zwei Schweizer Kernkraftwerken die Lager der Notstrom- bzw. der Notstanddieselmotoren (siehe Abbildung 1) seismisch ertüchtigt, um eine Erhöhung der Sicherheitsmargen gegen das Auslegungserdbeben zu erreichen.

Insgesamt zeigen die Untersuchungen, dass in den Schweizer Kernkraftwerken alle für die Beherrschung des Erdbebens erforderlichen Sicherheitssysteme einschliesslich zugehöriger Hilfssysteme und baulicher Strukturen seismisch ausreichend robust sind. Darüber hinaus weisen sie, auch aufgrund punktueller seismischer ertüchtigungen, eine hinreichende Sicherheitsmarge gegen ein Auslegungserdbeben auf.

Mit der im Jahr 2016 erfolgten Festlegung einer neuen Erdbebengefährdung für die Schweizer Kernkraftwerke wurde auch eine Überprüfung und Aktualisierung der bisherigen Erdbebennachweise durch das ENSI gefordert. Diese Überprüfung wird derzeit durchgeführt.

2.2 Unzureichende Erdbebenfestigkeit eines Damms in einem französischen Kernkraftwerk

Im August 2017 wurden von der französischen Aufsichtsbehörde sicherheitsrelevante Mängel bezüglich der Erdbebenfestigkeit eines in unmittelbarer Nähe des Kernkraftwerks Tricastin verlaufenden Damms des Donzère-Mondragon-Kanals gemeldet.

Das aus vier Blöcken bestehende Kernkraftwerk Tricastin bezieht das Kühlwasser direkt aus dem Kanal. Da das Kraftwerksareal etwa sechs Meter unter dem Wasserniveau im Kanal liegt, ist es durch einen Damm geschützt (siehe Abbildung 2).



Abbildung 1: Seismische Ertüchtigung der Lager eines Notstromdieselaggregates in einem Schweizer Kernkraftwerk. Das ganze Aggregat ist auf Federn gelagert, die Erdbebanregungen abdämpfen. Quelle: Kernkraftwerk Gösgen

Neu durchgeführte Berechnungen der Erdbebenfestigkeit des Damms auf Basis verbesserter geotechnischer Daten zum Aufbau des Damms zeigten, dass ein etwa 400 Meter langer Abschnitt des Damms bei einem Auslegungserdbeben versagen könnte. Der Damm besteht in diesem Bereich aus aufgeschüttetem Material, welches Sand und Kies enthält. Bei einem Auslegungserdbeben hätten lokale Verflüssigungen dieses Materials, ein bei starken Erdbeben bekannter Effekt, Rutschungen und Erosion durch ausströmendes Kanalwasser zum Versagen des Damms führen können.

Ein seismisches Versagen des Damms hätte eine Überflutung des Kraftwerksareals verursacht und die zur Wärmeabfuhr aus den Reaktoren und den Brennelementlagerbecken benötigten Notkühlsysteme und die Notstromversorgung wären ausgefallen. Die zur Wärmeabfuhr benötigten Sicherheitssysteme sind zwar auf die direkten Auswirkungen eines Auslegungserdbebens ausgelegt, nicht aber auf die zu erwartende Überflutung beim Versagen des Damms. Der Einsatz werkseigener und externer Mittel zur Bewältigung des Notfalls wäre massiv erschwert gewesen.

Die französische Aufsichtsbehörde ordnete die vorübergehende Ausserbetriebnahme des Kernkraftwerks an. Zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr bei einer Überflutung des Kraftwerksareals wurden an erhöhter Lage überflutungssicher angeordnete Pumpen aufgestellt. Diese stellen im Anforderungsfall die Wärmeabfuhr aus den Reaktoren über die Dampferzeuger und die Kühlung der Brennelementlagerbecken sicher. Mit der Verstärkung des Damms im betroffenen Bereich wurde begonnen. Aus Sicht des ENSI zeigt das Vorkommnis die Bedeutung einer umfassenden, standortspezifischen



Abbildung 2: Das Kernkraftwerk Tricastin mit dem davor liegenden Donzère-Mondragon-Kanal.
Quelle: commons.wikimedia.org, Autorin: Marianne Casamance.

Untersuchung der Erdbebenauswirkungen unter Berücksichtigung der vollständigen geotechnischen Daten aller die Sicherheit eines Kernkraftwerks beeinträchtigenden Bauwerke. Hierdurch ist gewährleistet, dass insbesondere indirekte Erdbebenauswirkungen, wie erdbebeninduzierte Überflutungen des Kraftwerksareals, ausreichend untersucht werden.

Das Vorkommnis ist grundsätzlich auf drei der vier Schweizer Kernkraftwerke übertragbar, da sich flussaufwärts dieser Kernkraftwerke Staumauern bzw. in unmittelbarer Nähe durch Dämme geschützte Kühlwasserkanäle befinden, deren Versagen zu einer Überflutung des Kraftwerksareals führen können. In den Schweizer Kernkraftwerken wurde nach den Ereignissen in Fukushima erneut eine umfangreiche Überprüfung der Erdbebensicherheit vorgenommen. Im Unterschied zu der Situation im französischen Kernkraftwerk Tricastin musste der Nachweis der ausreichenden seismischen Robustheit der Wasserbauwerke nicht zwingend erbracht werden, da die Notstandssysteme in den Schweizer Kernkraftwerken so ausgelegt sind, dass deren Funktion bei einer Überflutung des Kraftwerksareals infolge eines erdbebenbedingten Versagens der Wasserbauwerke mit hohen Margen sichergestellt bleibt. Ungeachtet dessen wurde der in unmittelbarer Nähe des Kernkraftwerks Mühleberg liegende Staudamm seismisch ertüchtigt, um

die Sicherheitsmargen gegen einen Verlust der Kühlwasserversorgung durch Verstopfung des Einlaufbauwerks zu erhöhen.

Insgesamt zeigen die Untersuchungen, dass in den Schweizer Kernkraftwerken alle für die Beherrschung des Auslegungserdbebens erforderlichen Sicherheitssysteme ausreichend gegen erdbebeninduzierte Überflutungen des Kraftwerksareals geschützt sind.

2.3 Unzureichende Erdbebenfestigkeit von Leitungen im Nebenkühlwassergebäude in französischen Kernkraftwerken

Im Oktober 2017 wurden von der französischen Aufsichtsbehörde sicherheitsrelevante Mängel bezüglich der Erdbebenfestigkeit der im Nebenkühlwassergebäude verlaufenden Feuerlöschleitungen in mehreren französischen Kernkraftwerken gemeldet.

Im Nebenkühlwassergebäude ist unter anderem das redundant aufgebaute nukleare Nebenkühlwassersystem (ESW) untergebracht. Im Fall eines Auslegungserdbebens und einer erdbebenbedingten Leckage im Primärkühlkreis führt es nach der Abschaltung des Reaktors die Nachwärme primärseitig ab und hat somit eine sicherheitstechnisch

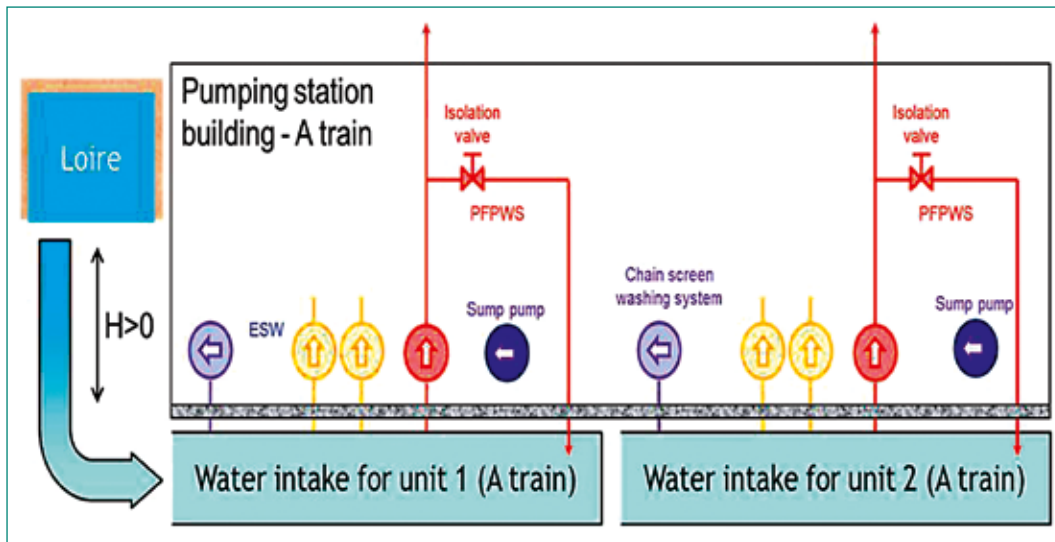


Abbildung 3: Anordnung des nuklearen Nebenkühlwassersystems (ESW) und des Feuerlöschwassersystems (PFWS) im Nebenkühlwassergebäude eines französischen Kernkraftwerks. Quelle: IRS-Bericht 8666.

relevante Funktion. Zusätzlich befinden sich in dem Gebäude auch noch Leitungen und Pumpen des Feuerlöschwassersystems (PFWS, siehe Abbildung 3).

Auf Anforderung der Aufsichtsbehörde durchgeführte Ultraschallmessungen in einem französischen Kernkraftwerk zeigten an verschiedenen Stellen der Feuerlöschleitungen erhebliche, korrosionsbedingte Verminderungen der Wandstärken. Nach der Freilegung der metallischen Oberflächen bestätigten visuelle Kontrollen den Befund. Da die Leitungen aus Kohlenstoffstahl gefertigt und mit Wasser gefüllt sind, bestand bekanntermassen die Gefahr von Korrosion. Die Befunde zeigten, dass der bisherige Prüfumfang der Leitungen ungenügend war. Diese Erkenntnis bestätigte sich dann auch bei anschliessenden Prüfungen in mehreren anderen französischen Kernkraftwerken. Die betroffenen Leitungsbereiche wurden daraufhin ersetzt oder repariert.

Aufgrund der Schädigung der ursprünglich erdbebenfest ausgelegten Feuerlöschleitungen hätte bei einem Auslegungserdbeben mit deren Versagen gerechnet werden müssen. Aufgrund der direkten Verbindung des Feuerlöschsystems mit der Loire, der Anordnung des Systems unterhalb des Flusswasserpegels (siehe Abbildung 3), der fehlenden Abspermmöglichkeit der betroffenen Leitungen und der nicht gegen Erdbeben ausgelegten Gebäudesumpfpumpen (Sump Pump) wäre es zu einer nicht zu beherrschenden Überflutung des Nebenkühlwassergebäudes gekommen. In Folge wären beide Stränge des ebenfalls erdbebenfest ausgelegten nuklearen Nebenkühlwassersystems

aufgrund der fehlenden räumlichen Trennung ausgefallen. Sofern in Folge des Auslegungserdbebens auch noch eine Leckage im Primärkühlkreis aufgetreten wäre, hätte die Nachwärmeabfuhr nicht mehr sichergestellt werden können. Andernfalls hätte die Nachwärmeabfuhr noch über die Dampferzeuger (Sekundärseite) erfolgen können.

Aus Sicht des ENSI zeigen die Vorkommnisse insbesondere die Bedeutung einer systematischen, regelmässigen Überwachung korrosionsgefährdeter Leitungssysteme wie auch einer konsequenten räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen als grundlegendes Auslegungsprinzip der nuklearen Sicherheit.

Wanddickenschwächungen infolge Korrosion sind grundsätzlich auch auf fluss- und kühlwasserführende Systeme in den Schweizer Kernkraftwerken übertragbar und traten auch in der Vergangenheit schon auf. Wanddickenschwächungen infolge korrosiver Einwirkungen werden daher periodisch überwacht und stärker betroffene Bereiche bei Bedarf saniert. Allerdings sind zum Beispiel Feuerlöschleitungen nicht in allen Schweizer Kernkraftwerken in die bestehenden Alterungsüberwachungsprogramme eingebunden und wiederkehrende Prüfungen dieser Leitungen werden in alleiniger Verantwortung der Kraftwerksbetreiber durchgeführt.

Die Bewertung der sicherheitstechnischen Auswirkungen von Leitungsbrüchen in fluss- und kühlwasserführenden Systemen ist Bestandteil der periodisch zu aktualisierenden Sicherheitsanalysen der Schweizer Kernkraftwerke. Hierbei werden alle

potenziellen Wasserquellen innerhalb der Anlagen berücksichtigt, wobei insbesondere Systeme mit praktisch unbegrenzter Wasserzuführung von besonderem Interesse sind, zu denen auch Feuerlöschsysteme gehören. Die Analysen bestätigen, dass in den Schweizer Kernkraftwerken keine mit den französischen Kernkraftwerken vergleichbaren Auswirkungen bei einer erdbebeninduzierten Überflutung eintreten würden. Diese Schlussfolgerung ist insbesondere darin begründet, dass die in französischen Kernkraftwerken nicht vorhandenen Notstandssysteme in den Schweizer Kernkraftwerken soweit möglich strikt räumlich von den anderen Sicherheitssystemen getrennt sind. Damit sind die Auswirkungen einer erdbebeninduzierten Überflutung in den Schweizer Kernkraftwerken so begrenzt, dass nicht alle primärseitigen Nachwärmeabfuhrsysteme gleichzeitig betroffen sind. In Anlagenbereichen, in denen die räumliche Trennung nicht konsequent umsetzbar war, sind die Wasserquellen eingeschränkt und absperbar, so dass die Überflutung rechtzeitig unterbunden werden kann.

Insgesamt zeigen die Untersuchungen, dass in den Schweizer Kernkraftwerken die für die Beherrschung des Erdbebens erforderlichen Sicherheitssysteme ausreichend geschützt sind. Dies gilt auch unter der Annahme, dass infolge unzureichender wiederkehrender Prüfungen ein erdbebeninduzierter Bruch einer fluss- oder kühlwasserführenden Leitung und eine daraus resultierende Überflutung von Anlagenbereichen eintreten würde. Ungeachtet dessen wird das ENSI im Hinblick auf die konsequente Umsetzung der gestaffelten Sicherheitsvorsorge in Zukunft die Aufsicht über die in den Schweizer Kernkraftwerken durchgeführte Überwachung von bisher im Aufsichtsverfahren nicht direkt eingebundenen Systemen mit Überflutungspotenzial verstärken.



3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der ständigen weltweiten Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz. Dafür setzt sich das ENSI auch international für erhöhte Sicherheitsstandards ein.

Bei der International Atomic Energy Agency IAEA der Vereinten Nationen (UN) und der Nuclear Energy Agency NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Für mehrere dieser Gremien organisiert das ENSI periodisch Veranstaltungen in der Schweiz. Zusätzlich nehmen ENSI-Experten an internationalen Symposien teil und sie empfangen am Sitz des ENSI Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 und Art. 104 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

Das internationale Engagement des ENSI wird in der Strategie zur internationalen Zusammenarbeit festgehalten¹. Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welchen Schwerpunkten es sich annimmt.

Der internationalen Zusammenarbeit des ENSI liegen auch verschiedene internationale Übereinkommen zugrunde. Zu diesen gehören:

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS)
- Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials)
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the

¹ Siehe dazu auf der ENSI-Webseite: http://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2014/09/ensi_strategie_internationales.pdf

Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management)

- Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident)
- Übereinkommen über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder strahlungsbedingten Notfällen (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency)

Die Grundsätze dieser Übereinkommen werden in den IAEA Safety Standards weiter ausgeführt, auf die sich wiederum die Safety Reference Levels der Western European Nuclear Regulators' Association WENRA abstützen.

Auch die regulatorische Sicherheitsforschung ist für die internationale Zusammenarbeit bedeutsam. Die Forschungsprojekte dazu werden in Kapitel 1 beschrieben. Dazu zählen die Forschungsprojekte der NEA, die durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mitgliedsstaaten unterstützt werden. Beispiele hierfür sind das Halden Reactor Project, das von Institutionen aus 19 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1.1.1), und die internationale Vorkommnisdatenbank (International Reporting System IRS, siehe Kapitel 2), welche von der IAEA und der NEA gemeinsam geführt wird.

Im Frühling 2017 fand die 7. Überprüfungskonferenz der CNS statt. Die Schweiz war durch den stellvertretenden Direktor des ENSI, Dr. Georg Schwarz, im Präsidium der Konferenz vertreten. Dabei hat sich das ENSI wiederum für die Umsetzung der im Jahre 2015 verabschiedeten Wiener Erklärung eingesetzt, die wesentlich auf die Initiative der Schweiz hin zustande gekommen war. Die Wiener Erklärung sieht vor, dass das Abkommen im Nachgang zum

Unfall in Fukushima Daiichi hinsichtlich der Anforderungen an die Auslegung und den Bau von Kernkraftwerken gestärkt wird. Das Engagement bei der Konferenz hat es dem ENSI erlaubt, darauf hinzuwirken, dass die Umsetzung der Wiener Erklärung nun weltweit im Rahmen der CNS regelmässig überprüft wird.

Das ENSI hat im Oktober 2017 den sechsten Schweizer Länderbericht zum internationalen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention) bei der IAEA eingereicht. Der Bericht wird an der 6. Überprüfungskonferenz vom 21. Mai bis 1. Juni 2018 in Wien vorgestellt und von Vertretern der Vertragsparteien überprüft. In den Länderberichten informieren die Vertragsparteien der Joint Convention darüber, wie sie mit der Behandlung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umgehen.

Schliesslich hat das ENSI im Dezember 2017 den Schweizer Länderbericht im Rahmen der thematischen europäischen Sicherheitsüberprüfung (EU Topical Peer Review) bei der European Nuclear Safety Regulator Group ENSREG eingereicht. Das ENSI kommt dabei zum Schluss, dass in der Schweiz die Rahmenbedingungen für ein systematisches Alterungsmanagement gegeben sind. Der Schweizer Länderbericht wird gemeinsam mit den weiteren europäischen Länderberichten einer europäischen Überprüfung unterzogen, welche im Mai 2018 stattfinden wird.

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



Abbildung 1: Die siebte Überprüfungskonferenz der CNS hat am 27. März – 7. April 2017 in Wien stattgefunden. Quelle: IAEA

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, weltweit einen hohen Stand der nuklearen Sicherheit zu erreichen und aufrecht zu erhalten. Es sollen wirksame Vorkehrungen in Kernkraftwerken gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Menschen und Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die 83 Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft. Im Berichtsjahr sind Syrien, Myanmar, Niger, Madagaskar und Kuba der CNS beigetreten.

Die siebte reguläre Überprüfungs-konferenz hat vom 27. März bis 7. April 2017 stattgefunden. Die Schweiz hat dafür fristgerecht im August 2016 ihren CNS-Länderbericht eingereicht. Er wurde auf der Website des ENSI veröffentlicht (<https://www.ensi.ch/de/dokumente/7th-national-report-of-switzerland-to-the-convention-on-nuclear-safety/>). Der Vizedirektor der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC, Ramzi Jammal, war Präsident der Konferenz, Georg Schwarz (ENSI) und Geoffrey Emi-Reynolds (Ghana) waren Vize-Präsidenten. 77 der 80 Vertragsparteien haben an der diesjährigen Konferenz teilgenommen, so viele wie nie zuvor. Die Vertragsparteien haben die Bedeutung der Erfüllung ihrer Verpflichtungen in der Konvention anerkannt, und forderten, dass sich alle Vertragsparteien dazu verpflichten, diese wirksam umzusetzen und sich weiterhin am Review-Prozess der Konvention zu beteiligen. Während der Überprüfungs-konferenz gab es detaillierte Diskussionen zwischen den Vertragspartnern über ihre Erfahrungen in der Umsetzung der Konvention. Vor allem wurden die folgenden Themen von den Vertragsparteien als besonders wichtig identifiziert. Es wurde auch im Summary Report festgehalten, dass die Vertragsparteien im nächsten Länderbericht schwerpunktmässig über folgende Themen berichten sollen:

- Sicherheitskultur
- Internationale Überprüfungsmissionen
- Rechtliche Rahmenbedingungen und die Unabhängigkeit der Aufsichtsbehörde

- Finanzielle und personelle Ressourcen
- Knowledge Management
- Supply Chain
- Alterungsmanagement und Laufzeitverlängerung von Kernanlagen
- Notfallschutz
- Kommunikation mit Interessengruppen

An der siebten Überprüfungs-konferenz wurde auch zum ersten Mal die Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit (Vienna Declaration on Nuclear Safety VDNS) im Review Prozess miteinbezogen. Die Prinzipien, die aus einem ursprünglichen Schweizer Vorschlag zur Abänderung der CNS hervorgingen, beinhalten im Wesentlichen die folgenden Elemente:

1. Neue Kernkraftwerke sollen nach den neuesten Sicherheitsstandards und Technologien ausgelegt und gebaut werden, mit dem Ziel, Unfälle zu vermeiden. Falls es trotzdem zu einem Unfall kommt, sind dessen Auswirkungen zu lindern und frühe sowie grosse Freisetzungen von radioaktivem Material zu verhindern.
2. Die Sicherheit der bestehenden kerntechnischen Anlagen soll systematisch und regelmässig neu bewertet werden und als Bezugsgrösse für die zeitgerechte Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen verwendet werden.

Die Wiener Erklärung besagt ausserdem, dass die Vertragsstaaten an den zukünftigen Überprüfungs-konferenzen in ihren nationalen Berichten Folgendes regelmässig darlegen sollen:

- technische Kriterien und Standards, mit denen die Prinzipien der Wiener Erklärung im nationalen kerntechnischen Regelwerk umgesetzt werden
- Vorgehen, wie Sicherheitsverbesserungen identifiziert und national umgesetzt werden
- bei bestehenden KKW umgesetzte oder geplante Nachrüstungen

Alle Länder mit Kernanlagen haben über die Umsetzung der Wiener Erklärung in ihren Länderberichten berichtet. Der Umfang und Detaillierungsgrad der Berichterstattung war jedoch sehr unterschiedlich. Die Schweiz und andere Länder haben im Voraus zur Konferenz zusätzliche Fragen zur Umsetzung der Erklärung an alle Länder mit Kernanlagen geschickt, um den Detaillierungsgrad für den Peer Review zu steigern. Die Diskussionen zum Thema haben gezeigt, dass die Meinungsunterschiede zwischen Europa (mehrheitlich) und dem Rest der Welt bezüglich nuklearer Sicherheit, die im Rahmen der Diplomatischen Konferenz offensichtlich geworden sind, immer noch tief sind.

Jegliche Vorschläge, die Wiener Erklärung in weiteren CNS Guidelines zu verankern oder als ein Diskussionsthema auch in weiteren Review Meetings beizubehalten, sind bekämpft worden. Es ist jedoch der Schweiz und weiteren verbündeten Vertragsparteien gelungen, kleine, aber wichtige Elemente in Bezug auf die Erklärung in den relevanten Dokumenten einzubringen, um sicherzustellen, dass über die Sicherheitsprinzipien in der Wiener Erklärung auch an zukünftigen CNS-Überprüfungskonferenzen im Rahmen des Peer-Review-Prozesses berichtet und diskutiert wird.

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

Ziel dieses internationalen Übereinkommens («Joint Convention») ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten. 2016 ist ein weiteres Land (Botswana) der Joint Convention beigetreten. Damit sind es nun 70 Vertragsstaaten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht.

Die sechste Überprüfungskonferenz wird vom 21. Mai bis 1. Juni 2018 in Wien stattfinden. Eine ausserordentliche Sitzung wurde im Mai 2017 gehalten, um über spezielle technische Themen ausführlicher zu diskutieren sowie mögliche Verbesserungen des Überprüfungsprozesses zu besprechen. Es wurde unter anderem entschieden, die Länderberichte durch die IAEA publizieren zu lassen innerhalb von 90 Tagen nach dem Review Meeting, ausser wenn ein Land dagegen aktiv Einspruch einlegt, sowie die Übertragung der Eröffnungs- und Abschlussitzungen der Review Meetings (Plenary) auf dem Internet; zudem werden auch Journalisten zugelassen. Der Schweizer Länderbericht zur sechsten Überprüfungskonferenz ist fristgerecht im Oktober 2017 an die IAEA eingereicht worden und kann auf der ENSI Website abgerufen werden.

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

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen,

Abbildung 2: Das jährliche Treffen der Radioactive Substances Committee (RSC) wurde im Februar 2017 in Genf gehalten. ENSI Direktor Hans Wanner hat die Sitzung eröffnet.
Quelle: ENSI



Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen RSC der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.

Im Berichtsjahr fand das jährliche Treffen der Radioactive Substances Committee (RSC) im Februar in Genf statt.

3.1.4 Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)

Das Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen CPPNM wurde 1979 insbesondere mit Blick auf den Schutz von für friedliche Zwecke genutztem Kernmaterial während internationaler Transporte abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Jahr 1987 ratifiziert.

Das Übereinkommen und dessen am 8. Mai 2016 in Kraft getretenes Zusatzprotokoll (CPPNM/A) dienen der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und im Kampf gegen den Schmuggel von Kernmaterial. Laut dem CPPNM/A ist es für alle Unterzeichnerstaaten verbindlich, ihre Kernanlagen und den inländischen Transport von für friedliche Zwecke genutztem nuklearem Material entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen.

Die Vorbereitungen für die CPPNM-Überprüfungskonferenz, die 2021 stattfinden soll (5 Jahre nach dem Inkrafttreten des Zusatzprotokolls) haben bereits angefangen. Unter anderem zu diesem Zweck findet jährlich ein Treffen statt zwischen den nationalen Kontaktstellen. Dabei ist es ein Anliegen, dass die Implementierung des CPPNM alle 5 Jahre überprüft würde und insbesondere der Berichterstattungsprozess gefestigt wird. Zudem engagiert sich die Schweiz für eine verstärkte Zusammenarbeit und Erarbeitung von internationalen Standards, die das Thema des Interfaces zwischen der nuklearen Sicherung und Sicherheit beinhalten.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 167 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das höchste Gremium der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedsstaaten, die normalerweise einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B).

Seit 2014 ist die Schweiz wiederum Vollmitglied im Gouverneursrat der IAEA. Der ehemalige Direktor des Bundesamtes für Energie, Walter Steinmann, wurde vom Bundesrat als Gouverneur gewählt. Das ENSI nimmt an den Sitzungen des Gouverneursrates bei Themen in dessen Zuständigkeitsbereich aktiv teil. Der Gouverneursrat ist der Lenkungsausschuss der IAEA und tagt mehrmals jährlich. Ihm gehören 35 Mitgliedsländer an, die in einem Turnus von der IAEA-Generalkonferenz gewählt werden. Der Gouverneursrat fasst operative Entscheide der IAEA und bereitet die Entscheide der IAEA-Generalkonferenz vor bzw. nach.

Um zu gewährleisten, dass die Arbeit der IAEA im Bereich der nuklearen Sicherheit auch nach Abschluss des IAEA-Aktionsplanes weitergeführt wird, hat sich die Schweiz wiederum für die Erarbeitung einer gemeinschaftlichen Sicherheitsstrategie (IAEA Nuclear Safety Strategy) basierend auf den Erfahrungen bei der Umsetzung des IAEA-Aktionsplans eingesetzt. Diese soll von der Agentur regelmässig aktualisiert werden und aus den zwölf Schwerpunkten des IAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

3.2.1.1 IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert

(www-ns.iaea.org/standards). Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung ergeben. Die Safety Standards umfassen alle Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei Stufen:

- In den 2006 publizierten **Fundamental Safety Principles** werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.
- Die **Safety Requirements** konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Die Empfehlungen sind auf dieser Stufe als «Soll-Bestimmungen» formuliert.
- Die **Safety Guides** führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann.

Die Safety Principles und Requirements werden vom Gouverneursrat der IAEA (siehe oben) verabschiedet, die Safety Guides vom Generaldirektor der IAEA. Die *Commission on Safety Standards (CSS)* leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Die Schweiz wird in der CSS seit 2015 von ENSI-Direktor Hans Wanner vertreten. Der CSS sind fünf Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten. Dazu gehören das Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), das Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), das Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen), das Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter) und das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist auch in allen fünf Fachkomitees vertreten.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Folgende Safety Standards wurden bei der IAEA im Berichtsjahr veröffentlicht:

- SSG-42 Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities
- SSG-43 Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities
- GSG-6 Communication and Consultation with Interested Parties by the Regulatory Body
- SSR-4 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Die Standards enthalten Anforderungen, die die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi berücksichtigen. Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll auch im Bereich Sicherheit weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Dazu gibt es die IAEA Nuclear Security Series als eine Reihe von Publikationen in vier Kategorien: die Nuclear Security Fundamentals, die Recommendations, die Implementing Guides und die Technical Guidance. Das Nuclear Security Guidance Committee (NSGC) ist für die Veröffentlichung und Überprüfung aller Publikationen der Nuclear Security Series zuständig. Das ENSI ist auch im NSGC vertreten.

3.2.1.2 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Art. 2 Abs. 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [Das ENSI] lässt sich periodisch im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA durch externe Expertinnen und Experten überprüfen.»

Der IRRS dient der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Aufgrund von schriftlichen Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden verfasst das Expertenteam – erfahrene Vertreter der Aufsichtsbehörden von IAEA-Mitgliedsländern – einen Bericht, in dem es auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Etwa drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das geprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen. Die Empfehlungen aus dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 trugen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Erneut erfolgte eine Überprüfung der Schweiz im November 2011 und im April 2015 wurde die Follow-Up-Mission durch-

geführt. Dabei hat das Überprüfungs-Team festgestellt, dass die Empfehlungen, welche an die Schweizer Regierung adressiert waren, bezüglich der Rolle des ENSI aus der Mission Ende 2011 nicht ausreichend umgesetzt wurden. Das Team ist zum Schluss gekommen, dass das ENSI als die technische Nuklearaufsichtsbehörde mehr Kompetenzen beim Definieren von verbindlichen Sicherheitsanforderungen und von Bewilligungsaufgaben in den Bereichen Sicherheit, Sicherung und Strahlenschutz haben sollte. Gestützt auf die internationalen Vorgaben haben die Experten deshalb am Ende ihrer zehntägigen Überprüfungsmission ihre Empfehlung zur Stärkung des ENSI erneuert (<https://www.ensi.ch/de/2015/04/17/iaea-experten-verlangen-mehr-kompetenzen-fuer-das-ensi/>).

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für etwa 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Zwei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer IRRS-Mission im Vereinigten Königreich.

3.2.1.3 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

IPPAS-Missionen der IAEA sind spezifisch auf die Bedürfnisse der nuklearen Sicherung ausgerichtet und umfassen von der gesetzlichen Grundlage bis zur effektiven Massnahme vor Ort alle Ebenen. Seit dem Bestehen des Programms (1996) wurden in über 40 Ländern mehr als 70 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission wird auf Anfrage eines Mitgliedstaates durchgeführt.

IPPAS-Missionen bestehen aus einem verbindlichen allgemeinen Teil und 4 wählbaren Themen-Modulen. Es existieren folgende Module:

1. Review of Nuclear Security Regime for NM and NF (obligatorisches Modul)
2. Nuclear Facility Review (optional)
3. Transport Review (optional)
4. Security of Radioactive Material (optional)
5. Computer Security Review (optional)

Im Mai/Juni 2018 wird eine IPPAS-Mission in der Schweiz stattfinden.

Auch Schweizer Experten beteiligen sich regelmässig an IPPAS-Missionen. Im Berichtsjahr hat ein Mitarbeiter des ENSI an der IPPAS Mission in Deutschland teilgenommen.

3.2.1.4 IAEA-Datenbanken

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

PRIS gibt es schon seit mehr als 40 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernkraftwerke einzigartig. Die Grunddaten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter www.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 geschaffen, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und dem Vereinigten Königreich zusammengeführt wurden. Seither wurde die Datenbank kontinuierlich vergrössert und ihre Funktionen wurden verbessert, z. B. durch Schlagwörter, Mikrofilm-Version, dann elektronische Verfügbarkeit zunächst über CD-Versand ab 1992, später über Internet. Seit April 2009 ist INIS nicht nur für die Mitgliedsländer, sondern frei unter <http://www.iaea.org/inis/> zugänglich. Derzeit enthält die Datenbank über 3,5 Mio. Einträge.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Die 33 Mitgliedsländer verfügen zusammen über rund 90% der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit

und erarbeitete Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und Haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei erhältlich unter <http://www.oecd-nea.org/pub>.

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

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Das Steering Committee überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Berichtsjahr sind Argentinien und Rumänien Mitglieder geworden und Indien hat die Mitgliedschaft bei der NEA beantragt. Zudem wurde ein Memorandum of Understanding (MoU) mit der World Association of Nuclear Operators WANO abgeschlossen, welches die Basis für eine Zusammenarbeit im Bereich der betrieblichen Sicherheit festlegt. MoUs wurden auch mit dem amerikanischen Reactor Power Institute und der chinesischen National Nuclear Energy Administration abgeschlossen.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das CNRA ist ein Forum für Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es tagt zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von

Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das Komitee Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertiefter untersucht werden. Im Berichtsjahr wurde eine neue Arbeitsgruppe zur Sicherheitskultur ins Leben gerufen. Das CNRA hat sechs ständige Arbeitsgruppen:

- Working Group on Safety Culture (WGSC)
- Working Group on Inspection Practices (WGIP)
- Working Group on Operating Experience (WGOE)
- Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)
- Working Group on Digital Instrumentation and Control (WGDIC)
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGRNR und WGDIC vertreten. An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Die CNRA koordiniert – wie die anderen Kommissionen – die Tätigkeiten der Arbeitsgruppen und genehmigt die Publikation von Berichten.

Der Zweck der WGSC besteht darin, die Diskussion und den Austausch zu fördern sowie verschiedene praktische Ansätze zur Aufrechterhaltung einer gesunden Sicherheitskultur zu entwickeln. Die Arbeitsgruppe wird Konzepte aus neueren «Green Booklets» weiterentwickeln, die sich auf die Merkmale und Kultur einer effizienten Aufsichtsbehörde konzentrieren.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt. Im Berichtsjahr wurde das Mandat der WGIP um den Bereich Safety-Security-Interface erweitert. Der nächste WGIP-Workshop soll im Jahr 2018 in Deutschland stattfinden. Es werden drei Themengebiete besprochen: Inspektionen von HOF und von Korrekturmassnahmen der Betreiber sowie der Auslegungsbasis eines KKW. Der übernächste Workshop wird sich mit der Inspektion von digitaler Leittechnik befassen.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen ins-



Abbildung 3: Die 38. Sitzung des CNRA wurde im Dezember 2017 in Paris gehalten. Quelle: ENSI

besondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das *International Reporting System for Operating Experience (IRS)*. Für das ENSI ist die WGOE eine wichtige Quelle für Information zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Folge von Fukushima wurden die Vor- und Nachteile klassischer konservativ ausgelegter Kernkraftwerke gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Im Berichtsjahr wurde eine Anleitung zum Thema Non-Conforming, Counterfeit, Fraudulent, Suspect Items (NCFSI) erstellt. Die Mitglieder haben unter Verwendung dieser Anleitung potentiell betroffene Komponenten gemeldet. Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Mit Sebastian Hueber stellt das ENSI seit Sommer 2017 den neuen Vorsitzenden der WGPC.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

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

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

- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF)
- Working Group on Fuel Safety (WGFS)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCFS)
- Working Group on External Events (WGEV)
- Working Group on Electrical Power Systems (WGELEC)

Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCFS vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte. Details finden sich unter www.oecd-nea.org/nsd/csni.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr wurde der Bericht «Status of Practice for Level 3 Probabilistic Safety Assessment» gutgeheissen.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Berichtsjahr wurde unter anderem entschieden, einen Bericht zum Thema «thermal-hydraulic passive systems design and safety assessment» erarbeiten zu lassen.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbebensicherheit von Kernanlagen und umfasst drei Untergruppen zu diesen Themen. Im Berichtsjahr wurden mehrere Berichte und neue Aktivitäten verabschiedet. Zudem wurde unter anderem der folgende Bericht verabschiedet: «Result of the benchmark on the analytical evaluation of the fracture mechanic parameters K and J for different components and loads».

Die WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr wurden die folgenden neuen Aktivitäten genehmigt:

- Human and Organizational Performance (HOP)
- Revision to: HOF Lessons Learned from Implementation of Post Fukushima actions

■ Organizational Capabilities for Decommissioning
Die WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmitteilverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Im Jahre 2017 wurde unter anderem entschieden, einen Bericht zum Thema «Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions» zu erstellen.

Die Hauptaufgabe der Arbeitsgruppe für externe Ereignisse (WGEV) besteht darin, das Verständnis über externe Gefahren zu verbessern und Ansätze für Analyse und Aufsicht zu teilen. Schwerpunkt der ersten Arbeiten der Arbeitsgruppe waren Extremwetterereignisse mit extremen Winden und Überflutung und insbesondere Sturmflut («storm surge»).

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist auch ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP (International Commission on Radiological Protection), IAEA, WHO (World Health Organization), ILO (International Labour Organisation), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE), der auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit be-

nutzte ISOE-Datenbank bereitstellt. Der Schwerpunkt der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Im Berichtsjahr wurden die laufenden Aktivitäten weitergeführt.

3.2.2.5 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie im RWMC Regulators' Forum Einsitz. Im Berichtsjahr wurden die laufenden Aktivitäten weitergeführt.

Die IGSC beschäftigt sich mit dem Sicherheitsnachweis für ein geologisches Tiefenlager. Sie soll die Mitgliedsländer darin unterstützen, wirksame Sicherheitsnachweise auf solider wissenschaftlich-technischer Grundlage zu entwickeln. Zugleich ist die IGSC eine Plattform für den Austausch der internationalen Experten. Im Berichtsjahr wurden die laufenden Aktivitäten weitergeführt.

Die Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) ist die wichtigste Arbeitsgruppe in der NEA, die sich mit den verschiedenen Aspekten der Stilllegung von Kernanlagen befasst. Unter dem Schirm der WPDD behandeln verschiedene Arbeitsgruppen vertieft Themen der Stilllegung, etwa Kosten, radiologische Charakterisierung, Forschung, Planung oder Rekultivierung. Im Berichtsjahr wurden die laufenden Aktivitäten weitergeführt.

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

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

und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 18 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, dem Vereinigten Königreich, 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 Jahr 2015 wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland, Armenien, Kanada und Japan nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Im Berichtsjahr wurde die zypriotische Aufsichtsbehörde WENRA-Beobachter. Seit Ende 2011 ist Hans Wanner, Direktor des ENSI, Vorsitzender der WENRA.

Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen heute die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und die gemeinsame Antwort auf neue Fragen, die sich zu Sicherheit und Aufsicht bei der Kernenergie in Europa stellen. Das Resultat der Harmonisierungsbestrebungen sind technische und organisatorische Vorgaben – so genannte *Safety Reference Levels (SRL)* –, die auf jede Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen soll. Die WENRA erarbeitet SRL für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD), deren Vorsitzender derzeit Stefan Theis vom ENSI ist. Der Auftrag der beiden Arbeitsgruppen lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinien- wie auch auf Vollzugsebene in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2017. Im Berichtsjahr hat die WENRA den Bericht zur Umsetzung der WENRA-Empfehlung von 2013 hinsichtlich Befunde in den belgischen Kernkraftwerken Doel-3 und Tihange-2 abgeschlossen.



Abbildung 4: Die WENRA Herbstsitzung 2017 hat in Den Haag stattgefunden. Quelle: WENRA

Es wurde berichtet, dass die Umsetzung der Empfehlungen in vielen Ländern abgeschlossen ist. Die Überprüfung der Herstellungsdokumente wurde abgeschlossen und weitere Inspektionen sind durchgeführt worden. Die Arbeitsgruppe Reactor Harmonisation RHWG wird verschiedene technische Grundlagen für die Umsetzung der Vienna Declaration on Nuclear Safety VDNS erarbeiten. Die WENRA hat auch die bisher geleistete Arbeit der Task Force zu den Schnittstellen zwischen nuklearer Sicherheit und Sicherung gutgeheissen.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde 2007 von der EU eingesetzt. Die Aufgaben umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertreter teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Im Berichtsjahr hat die Schweiz am Start des EU Topical Peer Review (TPR) teilgenommen und Ende 2017 fristgerecht den Länderbericht eingereicht, welcher auf der ENSI-Website zugänglich ist. Die Koordinierung des TPR erfolgt durch die ENSREG. Die Ziele des TPR 2017 bestehen insbesondere darin, dass die teilnehmenden Länder die bisher im Rahmen des Alterungsmanagements für die in Betrieb befindlichen Kernanlagen getroffenen Massnahmen überprüfen, daraus in der Praxis bewährte Massnahmen (good practices) und potentielle Ver-

besserungen (areas of improvements) ableiten und die Betriebserfahrungserkenntnisse auf europäischer Ebene austauschen. Der Überprüfungsprozess umfasst folgende Phasen:

Phase 1: Nationale Bewertung

- Erstellung eines Länderberichtes, der bis Ende des Jahres 2017 veröffentlicht wird.

Phase 2: Überprüfung der eingereichten Länderberichte

- Durchführung einer Pre-Workshop-Überprüfung bis April 2018, in deren Rahmen die beteiligten Länder Fragen und Antworten zu den eingereichten Länderberichten austauschen.

- Durchführung eines Workshops im Mai 2018, in dessen Rahmen die eingereichten Länderberichte durch die beteiligten Länder bewertet werden.

- Veröffentlichung eines Workshop-Abschlussberichtes im August 2018.

Phase 3: Umsetzung der Empfehlungen aus dem Abschlussbericht

- Veröffentlichung des ENSREG-Umsetzungsplanes im Dezember 2018.

- Veröffentlichung des Berichtes zum Status der Umsetzung im Dezember 2023.

Die vierte Europäische Konferenz zur nuklearen Sicherheit wurde am 28. – 29. Juni 2017 in Brüssel gehalten. Die Veranstaltung brachte mehr als 270 Teilnehmer aus 32 Ländern zusammen. Die diesjährige Konferenz behandelte Themen bezogen auf die europäischen Richtlinien über Strahlenschutz (2011), Entsorgung (2014) und nukleare Sicherheit (2014). Weitere Themen waren der Langzeitbetrieb von Kernanlagen und die Qualitätssicherung. In vier Themenblöcken wurden zahlreiche Präsentationen und Diskussionen zwischen den eingeladenen Rednern und die Öffentlichkeit gehalten.



Abbildung 5: ENSI-Direktor Hans Wanner hat an der vierten Europäischen Konferenz zur nuklearen Sicherheit teilgenommen. Quelle: ENSI

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA

Die ENSRA ist eine europäische Plattform für den Informationsaustausch im Bereich der Sicherung kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen sowie von Kernbrennstoff-Transporten. Mitglieder der ENSRA sind Behörden und assoziierte öffentlich-rechtliche Körperschaften mit Zuständigkeiten für Fragen der nuklearen Sicherheit in europäischen Staaten mit zivilen Nuklearprogrammen.

Der Schutz von Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Diebstählen beschäftigt seit langem die internationale Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er Jahre hat eine informelle Gruppe europäischer Behörden einen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Veranlassung war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im Bereich des Sabotageschutzes zu teilen

und in Bezug auf die eigenen Strukturen zu reflektieren. Nach den Anschlägen in den USA im September 2001 hatte die Gruppe beschlossen, sich am 28. Oktober 2004 zur ENSRA zu vereinigen.

Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens jährlich unter wechselndem Vorsitz. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- der Austausch über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherheit
- der Austausch zu aktuellen Sicherheitsproblemen oder Ereignissen
- die Entwicklung eines umfassenden Verständnisses der fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes
- die Förderung einer gemeinsamen Basis der nuklearen Sicherheit innerhalb Europas

Die ENSRA hat insgesamt 15 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Litauen, Niederlande, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tsche-

chien und Ungarn. Im Berichtsjahr stand die ENSRA unter dem Vorsitz vom Vereinigten Königreich. Die diesjährige Sitzung wurde in Liverpool gehalten. Thematisiert wurde unter anderem Empfehlungen zu Cyber Security der IAEA sowie Übungen.

3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)

Die HERCA ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde 2007 gegründet, und 56 Behörden aus 32 Ländern sind Mitglied der HERCA. Seit Januar 2012 steht die HERCA unter dem Vorsitz von Sigurdur Magnusson, Direktor der isländischen Strahlenschutzbehörde. Sie besteht aus einem Board of Head (BoH), das sich jährlich zwei Mal trifft, und den Arbeitsgruppen (Working Groups WG)

- WG Emergencies
- WG Medical Applications
- WG Veterinary Applications
- WG Non-medical Sources and Practices
- WG Non-Medical Sources & Practices

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies WGE von besonderem Interesse. Im Berichtsjahr hat sich die Arbeitsgruppe auf die Umsetzung des HERCA-WENRA Approachs und die Umsetzung der Euratom Richtlinie zum Strahlenschutz fokussiert. Georges Piller, ehemaliger ENSI-Bereichsleiter für Strahlenschutz, leitete bis 2017 diese Arbeitsgruppe.

3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

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

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland, Frankreich und Italien 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 den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen. Ähnliche bilaterale Kooperationsabkommen bestehen auch mit der EU sowie mit den USA, Finnland und weiteren Staaten.

3.4.1 Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ sowie ein Delegierter der Kantone. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässig gemeinsame Inspektionen («inspections croisées») in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll gesehen. Bei ihrem zweitägigen Besuch in der Schweiz am 19. und 20. Dezember 2017 hat die französische Delegation der Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire ASN die Gelegenheit genutzt, die Schweizer Vertreter über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz in Frankreich zu informieren. Dabei wurden die jüngsten INES-2-Ereignisse in Frankreich thematisiert und die aktuellsten sicherheitstechnischen Aspekte der Kernkraftwerke Fessenheim, Tricastin, Le Bugey und Creys-Malville besprochen. Ein weiteres Thema war der Stand der Umsetzung der Massnahmen aus den nationalen Überprüfungen nach dem Unfall in Fukushima.



Abbildung 6: CFS Hauptsitzung 2017 in Brugg. Quelle: ENSI.

Auch über die nationalen Arbeiten im Bereich der Entsorgung und in der Anpassung der nationalen Gesetze und Regelwerke im Strahlenschutz wurde berichtet.

Die Schweiz informierte die französische Delegation über die Umsetzung der Energiestrategie 2050, die Einführung der revidierten Strahlenschutzverordnung sowie zu den Befunden im Kernkraftwerk Beznau 1, den Brennelementbefunden im Kernkraftwerk Leibstadt und zum Stand der Vorbereitungsarbeiten für die Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg.

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 5. und 6. Oktober 2017 haben sich Delegationen aus Deutschland und der Schweiz in Berlin getroffen, um sich zur nuklearen Sicherheit der Kernanlagen in beiden Ländern auszutauschen. Aus Schweizer Sicht wurden unter anderem die ak-

tuellen Aufsichtsthemen besprochen. Dabei standen die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt im Zentrum. Vertreter des ENSI haben sich zu den Untersuchungen der Befunde im Block 1 des KKW Beznau geäußert. Weiter wurde die deutsche Delegation über Untersuchungen und Massnahmen hinsichtlich der Dry-Out-Thematik im KKW Leibstadt informiert. Ein weiteres Traktandum war der Abschluss des Aktionsplanes Fukushima. Daneben hat die Schweiz ausführlich über den Stand im Sachplanverfahren informiert. Von deutscher Seite wurde unter anderem zu den Brennelement-Befunden im KKW Brokdorf, dem Stand des nationalen Aktionsplanes Fukushima und den Vorbereitungen hinsichtlich der anstehenden IRRS-Mission in Deutschland berichtet. Zudem wurde das Thema der Standortsuche für ein geologisches Tiefenlager präsentiert.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Im Berichtsjahr hat das Treffen in Salzburg stattgefunden. Besprochen wurde unter anderem Notfall-

schutzplanung, Aufsicht über die Kernanlagen und die Entsorgung von radioaktive Abfälle.

3.4.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)

Mit Italien schloss die Schweiz 1989 ebenfalls einen Staatsvertrag ab, der wie die bilateralen Staatsverträge mit den anderen Nachbarländern primär die gegenseitige Benachrichtigung bei nuklearen Ereignissen regelt. In Ergänzung dazu wurde im Juni 2011 eine Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen. Das erste Treffen hatte im November 2012 in Rom stattgefunden. Die sechste Sitzung der CIS wird im Frühjahr 2018 in Basel stattfinden (es wird im nächsten Bericht darüber informiert).

3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

Im Jahr 2017 wurde auch die bilaterale Zusammenarbeit mit den Aufsichtsbehörden anderer Länder verstärkt. So hat das ENSI verschiedene Delegationen ausländischer Aufsichtsbehörden empfangen.

Im Januar besuchte die polnische Aufsichtsbehörde PAA das ENSI. Ihr Interesse während des dreitägigen Aufenthalts galt vor allem dem Managementsystem und der Sicherheitskultur in Schweizer Kernanlagen. Der Besuch der polnischen Delegation dient der Weiterbildung der polnischen Aufsichtsbehörde PAA und basiert auf dem im September 2016 unterzeichneten Memorandum of Understanding zwischen Polen und der Schweiz. Ziel dieser Vereinbarung ist die verstärkte Zusammenarbeit und der gegenseitige regulatorische Informationsaustausch im Bereich der nuklearen Aufsicht.

Im August 2017 besuchte die iranische Aufsichtsbehörde INRA das ENSI und im November 2017 hat eine ENSI-Delegation den Iran besucht, um die INRA zu unterstützen. Die bilaterale Zusammenarbeit mit dem Iran basiert auf einem Bundesbeschluss und wird vom Eidgenössischen Departement für auswärtige Angelegenheiten EDA finanziert und unterstützt.

Zudem hat die japanische Aufsichtsbehörde NRA das ENSI besucht, um sich über die Themen der Aufsichtskultur und Sicherheitskultur auszutauschen. Im September 2017 war auch die südkoreanische Behörde KINS beim ENSI zu den Themen Sicherheits- und Aufsichtskultur. Im November 2017 besuchte die slowenische Aufsichtsbehörde SNSA das ENSI zu den Themen Alterungsmanagement und Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken.



Abbildung 7: Eine Delegation der japanischen Aufsichtsbehörde NRA hat im August 2017 das ENSI besucht. Quelle: ENSI



4. Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

In seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt das ENSI Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Einzelfall kann das ENSI Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Die bisherigen R-Richtlinien werden laufend durch sogenannte A-, B- und G-Richtlinien ersetzt. A-Richtlinien beziehen sich auf die Anlagebegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagebegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2017 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann dem Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch die-

jenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr hat das ENSI die Anhörung zum zweiten Teil der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» initiiert sowie zu den Revisionen der Richtlinie ENSI-A01 «Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse» und der Richtlinie ENSI-B09 «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen». Schliesslich befindet sich die Neuauflage der Richtlinie ENSI-B12 «Notfallschutz in Kernanlagen» in der externen Anhörung. Auf Gesetzesstufe traten neue Bestimmungen des Kernenergiegesetzes (KEG; SR 732.1) in Kraft; auf Verordnungsstufe sowohl neue Bestimmungen der Kernenergieverordnung (KEV; SR 732.11) als auch die totalrevidierte Strahlenschutzverordnung (StSV; SR 814.501).

4.1 Kernenergiegesetz

Im Rahmen des ersten Massnahmenpakets zur Energiestrategie 2050 wurde im Kernenergiegesetz ein Verbot neuer Kernkraftwerke verankert. Unter neuem Recht werden Rahmenbewilligungen für die Erstellung neuer Kernkraftwerke sowie für grundlegende Änderungen an bestehenden Kernkraftwerken nicht mehr erteilt (Art. 12a und 106 Abs. 1bis KEG). Im Weiteren enthält das KEG neu ein Verbot der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente sowie der Ausfuhr zu diesem Zweck (Art. 9 KEG). Das vom Parlament bereits früher beschlossene Moratorium für die Ausfuhr abgebrannter Brennstäbe zur Wiederaufarbeitung wird durch das unbefristete Verbot ersetzt. Die neuen Bestimmungen sind am 1. Januar 2018 in Kraft getreten.

4.2 Kernenergieverordnung

Aufgrund der Änderungen auf Gesetzesstufe im Zusammenhang mit der Energiestrategie 2050 wurde Art. 13 Bst. b KEV angepasst (Folge des Verbots der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente) und Art. 24 Abs. 1 Bst. b KEV gestrichen (Folge des Verbots der Erteilung einer Rahmenbewilligung für die Erstellung eines Kernkraftwerks). Diese Anpassungen sind ebenfalls per 1. Januar 2018 in Kraft getreten.

Zudem wurden die in der Richtlinie ENSI-A03 «Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken» enthaltenen grundlegenden Anforderungen an den Sicherheitsnachweis der Kernkraftwerke neu auf Verordnungsstufe gehoben. Von den Betreibern wird zusätzlich verlangt, Angaben über die geplante Betriebsdauer sowie zu Massnahmen zur Sicherstellung eines ausreichenden Personalbestands und des benötigten Fachwissens zu machen. Überdies wurden die in der KEV enthaltenen Mindestanforderungen an den Sicherheitsnachweis konkretisiert. Damit wird für die Betreiber in den ab 2017 anstehenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) eine eindeutige Verbindlichkeit geschaffen. Im Hinblick auf die Kernkraftwerke Beznau 1 und Gösgen, die bereits im laufenden Jahr eine umfassende PSÜ mit Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb hätten einreichen müssen, wurde aufgrund der knappen Frist eine Übergangsbestimmung mit einer Erreckungsmöglichkeit bis maximal Ende 2019 eingeführt. Der Bundesrat hat die entsprechenden Verordnungsbestimmungen angepasst und per

1. Juni 2017 in Kraft gesetzt (vgl. Art. 34, 34a und 82a KEV).

Aufgrund der Totalrevision der StSV (vgl. das folgende Kap. 4.3) wurden Art. 8 Abs. 4, Art. 22 Abs. 1 KEV sowie die Anhänge 1 Bst. c, Anhang 3 und 6 der KEV geändert. Diese Änderungen treten per 1. Januar 2018 in Kraft.

4.3 Strahlenschutzverordnung

Die Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 wurde einer Totalrevision unterzogen. Basierend auf neuen Empfehlungen der International Commission on Radiological Protection (ICRP) und in enger Zusammenarbeit mit der International Atomic Energy Agency (IAEA), die 2014 internationale Richtlinien (International Basic Safety Standards, IAEA BSS) herausgegeben hat, erarbeitete die Europäische Atomgemeinschaft die Richtlinie 2013/59/EURATOM. Im Rahmen der Totalrevision der StSV wurden in erster Linie die Umsetzungsvorschläge der Euratom-Richtlinie berücksichtigt, insbesondere in denjenigen Bereichen, in denen der Austausch mit den Nachbarländern von Bedeutung ist. Es wurde jedoch auch auf nationale Gegebenheiten Rücksicht genommen und Bewährtes wenn immer möglich beibehalten. Das auf der StSV basierende Ausführungsrecht, wie beispielsweise die Verordnungen des EDI über die Personen- und Umgebungsdosimetrie (SR 814.501.43), über die Ausbildungen und Fortbildungen und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz (SR 814.501.261), über den Umgang mit radioaktivem Material (SR 814.554) und über die ablieferungspflichtigen radioaktiven Abfälle (SR 814.557), wurde ebenfalls an die neuen internationalen und europäischen Richtlinien sowie an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Die Verordnungen treten per 1. Januar 2018 in Kraft.



5. Strategie und Ausblick

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

Im Jahr 2017 verfolgte das ENSI die konsequente Weiterführung seiner aktuellen **Forschungsstrategie**. Diese setzt ihre Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

- Fragen des Langzeitbetriebs der bestehenden Kernkraftwerke,
- extreme Naturereignisse,
- Entsorgungsfragen im Zusammenhang mit der Realisierung von geologischen Tiefenlagern und mit Transport- und Lagerbehältern

Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat neben den fachlich-qualitativen Aspekten vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität.

Zum Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke** wurde 2017 ein neuer Forschungsvertrag mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) abgeschlossen. Im bis 2020 laufenden Projekt LEAD (Long-term operation concerns due to environmen-

tally-assisted material degradation), das Nachfolgeprojekt von SAFE-II, werden wiederum Fragen der Materialalterung untersucht. Generell arbeitet das ENSI im Bereich der Materialforschung seit einigen Jahren sehr eng mit dem PSI zusammen.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Schweizer Kernkraftwerke zeigen, dass **extreme Naturereignisse** – insbesondere schwere Erdbeben – einen wesentlichen Beitrag zum Kernschadensrisiko leisten. Das ENSI verlängert seine Kooperation mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) bis Mitte 2022, um das im Rahmen des PEGASOS Refinement Project gesammelte Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten des SED sind darauf ausgerichtet, Standorteinflüsse in zukünftigen Projekten – zum Beispiel im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren an den Standorten zukünftiger Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager – besser zu beschreiben. Im OECD-Projekt CASH werden die Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung untersucht. Dieses Thema ist relevant für die anstehenden Erdbebennachweise der Schweizer KKW. Extreme Überflutungen an den Flusssystemen von Aare und Rhein sind Gegenstand des vom Bundes-

amt für Umwelt (BAFU) geleiteten Projekts EXAR, bei dem sich das ENSI neben weiteren Bundesinstitutionen beteiligt. Untersucht werden dabei zunächst Hochwasser der Aare.

Die Forschungsarbeiten im Bereich **Entsorgung** haben in den letzten Jahren deutlich an Bedeutung gewonnen und nehmen einen immer grösseren Raum im Forschungsprogramm des ENSI ein. Insbesondere die Anzahl der im Felslabor Mont Terri durchgeführten Experimente wächst dabei stetig. Behandelt werden unter anderem Fragen der Geomechanik, des Stofftransports sowie der Selbstabdichtung des Wirtsgesteins Opalinuston. Im Rahmen des Projekts Isochron-burial dating of quaternary sediments wurde eine weitere Doktorarbeit an der Universität Bern initiiert. Mit dieser Arbeit soll das Verständnis der Landschaftsentwicklung für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager vertieft werden. Eine neue strategische Zusammenarbeit mit der RWTH Aachen zur Hydromechanik des Opalinustons verfolgt die Entwicklung und Validierung eines Stoffansatzes für dieses Gestein.

Neben den oben aufgeführten Schwerpunkthemen wird das ENSI auch in den kommenden Jahren weitere Forschungsarbeiten, zum Beispiel im Bereich der Störfallanalysen, unterstützen. Dies insbesondere mit der Zielsetzung, die Sicherheit der laufenden Kernanlagen weiter zu verbessern. Verschiedene Arbeiten in diesem Forschungsbereich sind dabei unmittelbar aufsichtsrelevant. So liefert das STARS-Projekt des PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs. Das PSI-Projekt MELCOR befasst sich mit der Weiterentwicklung eines Computercodes, welcher unter anderem vom ENSI für die numerische Untersuchung verschiedener Schwerunfallphänomene eingesetzt wird. Die Strahlenschutzforschung am PSI wird sich in Zukunft stärker auf Themen zum Rückbau stillgelegter Kernanlagen ausrichten.

Das ENSI verfolgt **ausländische Vorkommnisse**, um daraus Lehren für die Schweizer Kernanlagen abzuleiten. Von hoher sicherheitstechnischer Relevanz sind beispielsweise die in mehreren französischen KKW festgestellten Schwächen hinsichtlich der Erdbebenauslegung verschiedener Anlagenteile.

Das ENSI wird die umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute **internationale Vernetzung** aufrechterhalten. Durch die Mitwirkung in internatio-

nen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die internationale Vernetzung des ENSI seit Jahren hervorragend. Das ENSI beteiligt sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und der Nuclear Energy Agency der OECD. Im Sommer 2018 wird in Wien die sechste Überprüfungs-konferenz zur sogenannten Joint Convention der IAEA stattfinden, an welcher sich das ENSI aktiv einbringen wird. Gegenstand dieser Konferenz ist der Umgang mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen.

Seit Ende 2011 hat der Direktor des ENSI den Vorsitz in der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA), welche auch in den kommenden Jahren eine kontinuierliche **Verbesserung und Vereinheitlichung der Sicherheitsanforderungen** in Europa anstreben wird.

Das ENSI hat 2016 eine Mission des International Physical Protection Advisory Service (IPPAS) beantragt, welche im Jahr 2018 stattfinden wird. Internationale Experten werden dabei die Aufsichtstätigkeiten des ENSI im Bereich der Sicherung beurteilen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

Brennstoffe und Materialien

OECD Halden Reactor Project	129
SCIP-III (2014–2019)	139
SAFE-II	143
NORA-III	155
PROBAB	163

Externe Ereignisse

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	175
Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading	187
SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen	199
CASH Phase 2 – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	209
EXAR	219

Menschliche Faktoren

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)	223
---	-----

Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS	231
BEPU Analysis of Generic PTS Investigations Deterministic Safety Analyses	241
MELCOR Further Development Phase-1: 2013–2017 and Phase-2: 2017–2021	251
The OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station (BSAF) project – Phase 2	259
MSWI Cool – Melt-Structure-Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability	269

Strahlenschutz

Strahlenschutzforschung am PSI	277
--------------------------------	-----

Entsorgung

Expansion and development of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of reclining transport and storage casks	285
Mont Terri: HM-B Experiment Hydromechanical Coupling	291
Mont Terri: FS experiment: in-situ clay faults slip hydromechanical characterisation	295
Mont Terri: FS-Experiment (SED activities)	301
Mont Terri: SE-P Project: Self-Sealing Processes in Old Excavation Damaged Zones at the Mont Terri URL	305
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel	315
Isochron-burial dating of Quaternary sediments	323
Quartärstratigrafie Hochrhein	329

OECD Halden Reactor Project

Author and Co-author(s)	M. A. McGrath, J. Kvalem
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Telephone, E-mail, Internet address	+47 69 21 22 00, www.ife.no/hrp
Duration of the Project period	2015–2017

ABSTRACT

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

The activities in the Fuels & Materials area provide fundamental knowledge on the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. The programme is built on existing Halden experience and capabilities to produce a variety of test conditions and coolant environments while making reliable in-reactor measurements to study phenomena online and in-situ. In 2017, thirteen in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, five tests underwent PIE and four tests were in preparation. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or dpa. The LOCA test series continued with detailed

PIE of the previous test (IFA-650.15) and performance of the next test (IFA-650.16) to assess the effect of a grid piece attached to the test segment. In-core materials were tested to obtain data on stress corrosion cracking and creep for plant lifetime assessments.

The research in the Man-Technology-Organisation area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and process control systems. It also comprises innovative work on Human System Interface design and Control Room design. 3D visualisation technologies by means of Virtual and Augmented Reality are being developed. During 2017, an empirical study for accident training was carried out in the facilities of a NPP training centre. 21 licensed operators participated in the study, which was organised in a coaching approach, adapting to the competence profile of the given trainee. The preliminary results show that both operators and coaches found that operators improved their competence with respect to thermo- and flow dynamics and obtained improved insights into the plant's capacity and limitations. Two workshops were arranged, one within the area of decommissioning, the other within safety demonstration of digital I&C systems.

Project goals

The Halden Reactor Project's research programme is defined as framework for 2015–2017 [1] and in the detailed plan for 2017 [2].

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

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

The main goals of the R&D work in the Man-Technology-Organisation (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 Virtual Reality (VR) Centre
- develop advanced information and support systems to enhance safety and assist operators in plant optimization, operation and maintenance, and decommissioning
- investigate methods and tools improving the design, assessment and safety demonstration of digital I&C systems

Work carried out and results obtained

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

Fuels & Materials research

Thirteen experiments were irradiated at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while four tests were in preparation and five underwent postirradiation examinations.

Fuels and materials both as-manufactured and irradiated to relevant burnups and neutron fluences in commercial nuclear power stations are utilised in these tests. An integrated approach to testing is used whereby such fuels and materials are studied under different conditions in different types of experiments, thus gaining a more complete knowledge on their performance.

Fuel Safety and Operational Margins

The HRP programme on *Fuel safety and operational margins* aims to generate data for use in design and licensing by studying:

- Integral Fuel Performance
- Separate Effects Fuel Behaviour
- Fuel Behaviour in Transients and under Accident Scenarios
- Cladding Performance and Behaviour

The subjects are explored in experiments designed and instrumented to provide concurrent data on several phenomena, e.g., fission gas release and thermo-mechanical properties.

Fuel Performance Irradiations address the complex interaction of many phenomena which develop and change with burnup. The data can be used to assess the capability of fuel modelling codes to render inter-dependencies correctly.

One such example that has been prepared and started during 2017 is IFA-720.3. The aim is to characterise medium to high burn-up fuel performance with respect to fuel thermal properties, fission gas release and pellet-clad-mechanical-interaction by subjecting instrumented fuel rods to a stepwise power increase. Refabricated, preirradiated fuel is used, in this case one Cr-doped (ADOPT) fuel segment and one UO₂ fuel segment irradiated to approximately 65 MWd/kgU in the Oskarshamn 3 (O3) BWR in Sweden. The two fuel segments are from the same fuel assembly, and thus have similar base irradiation power histories. The irradiation started in November 2017, and will now proceed as planned into 2018 and be followed by PIE mainly to confirm the in-pile observations of FGR. The experimental data will be used subsequently for understanding and modelling Cr-doped fuel behaviour. Additional knowledge on fuel rod dynamic response will be obtained by analysis of scram and noise data where possible.

The main objective of the test IFA-795, which also started irradiation in 2017, is to study the fission-induced creep of UO₂ and 8% Gd₂O₃ bearing fuel in the temperature range where the thermal creep is not significant, i.e. below 900 °C, and to measure

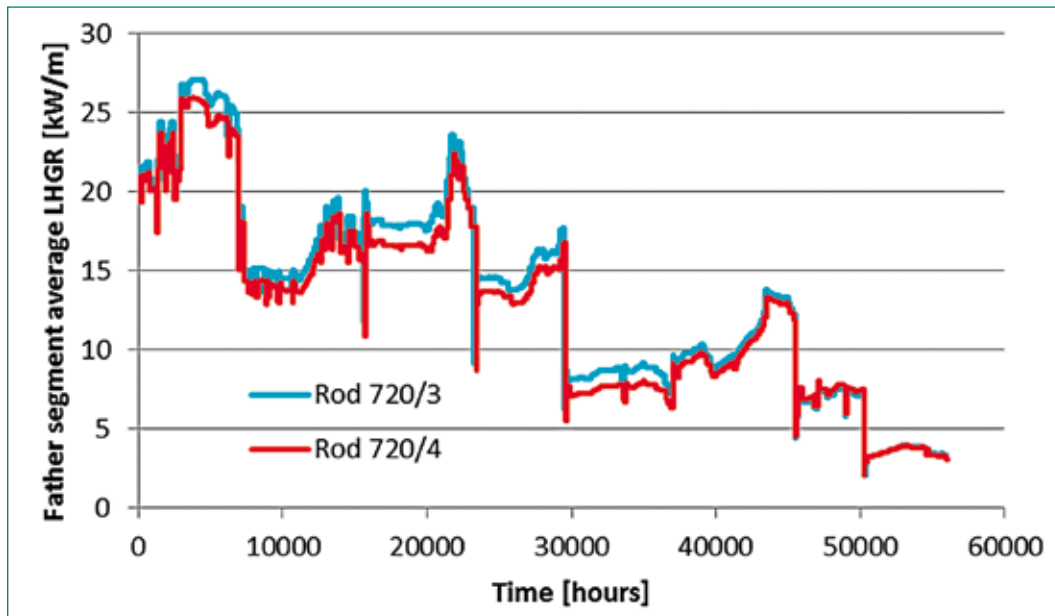


Figure 1: Power history during base irradiation in Oskarshamn 3 for the father rods of segments being tested IFA-720.3.

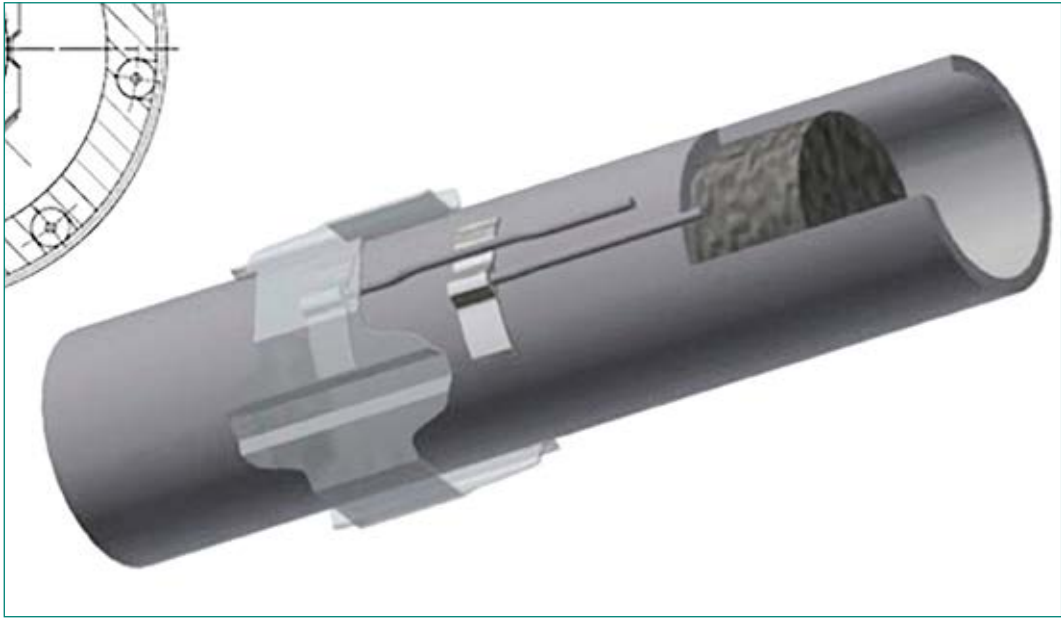
the irradiation-induced creep rate of the fuel as a function of applied compressive stress at a fixed fission rate. The secondary objective is to measure in-pile densification of Gd-doped fuel at BOL and compare it against UO_2 . This is done to add to the results from previous irradiations with Gd-doped fuel which indicated that the in-pile densification of such fuel is lower than that of standard UO_2 fuel. The effect of irradiation temperature on densification will also be investigated with one set of Gd and UO_2 rods operated with pure He fill gas and the other pair with pure Ar fill gas. The irradiation started in June 2017, with the first phase having no creep loading as such, but with focus on obtaining fuel densification data from the two different fuels. The results so far show that the Gd is still burning out (power in the Gd-bearing fuel is still below that of UO_2 fuel and is still increasing) and that the Gd bearing fuel has a 0.2–0.4% by volume lower densification rate than UO_2 for a comparable temperature. All the sensors and loading system are functioning well and the irradiation will continue as planned with the densification/Gd-burnout phase expected to be completed during 2018.

Fuel Behaviour in Transients and under Accident Scenarios is related to the need to re-examine the safety criteria for loss-of-coolant accidents and to verify their continued validity for new cladding materials and high burnup fuel. The Halden Project has implemented a LOCA test series (IFA-650) to study the integral in-reactor fuel behaviour under expected and bounding conditions. The activities in 2017 included continued PIE on the LOCA test with PWR fuel (M5 cladding, IFA-650.15) and the appli-

cation of gamma tomography to visualise the fuel fragmentation. But the main event was the test for studying the restricting effect of a spacer (IFA-650.16), as recommended by the LOCA workshops in 2012 (Lyon) and 2015 (Aix-en-Provence), which was carried out in October according to detailed test protocols discussed with the LOCA expert Group and the HPG. The objectives were to determine the impact of axial gas transport on ballooning by including a spacer grid between the upper plenum and the expected balloon area to act as a prototypical distension restriction and cooling improvement similar to what can be expected in the real situation; and to investigate fuel relocation as influenced by the driving force provided by the amount of gas available in the experiment, and a localized strain restriction similar to what can be expected in the real situation. The test segment used (Zry-4 Duplex cladding, UO_2) had a burn-up of ~64 GWd/tU (~57 MWd/kgOx) and was taken from a father rod after 5 cycles with rod terminal power of 13 W/cm.

The LOCA test execution proceeded as planned with conditioning phase of about 70 hours at 60 W/cm, followed by the LOCA transient with an ALHR of 15 W/cm and heater power of 12 kW/cm and a blowdown phase of 60s followed by a temperature transient, ballooning and burst, terminated by a reactor scram. The cladding temperature at burst was 790 °C and the maximum cladding temperature reached was 899 °C. The temperature was above 800 °C for about 180s. The pressure drop rate was in between that of prior slower (IFA-650.15) and faster (IFA-650.4) rates. Non-

Figure 2:
 Illustration of the spacer with support ring attached to the segment in IFA-650.16 with two cladding surface thermocouples: one placed under the grid and one placed above the grid.



destructive PIE is on-going and the fuel segment will be transported to Kjeller for PIE during 2018. *Cladding Performance and Behaviour* deals with the implications of increased reactor core ratings, high discharge burnup, more aggressive water chemistry conditions, and load following on cladding performance. Cladding corrosion and cladding creep are the main subjects addressed under this programme item.

The aim of the cladding creep test IFA-741 is to generate in-pile creep data on M5, M-MDA, E110-M and Opt. ZIRLO under variable stress conditions. The question is whether cladding creep is symmetrical under tensile and compressive loading and reversals, and whether mechanistic changes occur due to fast fluence effects on clad microstructure. The test has been irradiated since October 2012. The irradiation was completed for the E110-M and Opt. ZIRLO rodlet in June 2017, with thirteen cladding hoop stress periods having been applied. This rodlet was removed from the test rig and replaced by the M5 and M-MDA rodlet (removed earlier from the test rig when its diameter gauge stopped working). Testing re-started on this rodlet in November and it will complete its testing during 2018.

The cladding corrosion test IFA-785 has the main objective to study modern PWR cladding corrosion and hydriding performance under demanding conditions, exceeding those currently allowable in operating PWRs. The effects of elevated pH, high power rating and significant subcooled boiling on the performance of the materials are studied to ascertain if sufficient margin is available for further

increases in these parameters for future PWR operation. The irradiation continued during 2017 and the next interim inspection is planned for spring 2018, when oxide thickness on all the segments will be determined by the eddy current lift-off technique.

A new experiment, IFA-796, to study the performance of claddings with enhanced accident tolerance (ATF) was started in 2017. The aim of this test is to support evaluating the potential benefits of promising ATF claddings by monitoring their comparative behaviour under prototypic PWR conditions against a reference of Zircaloy-4. The test matrix is shown below, wherein the materials supplied by CEA, KAERI and WEC are all coated Zr-based claddings; ORNL supplied a ferritic alloy cladding (FeCrAl); and EPRI supplied a hot isostatic pressed tube of Mo-based alloy with an external «liner» of Zr-2.6 Nb. IFA-796 started irradiation in July 2017 with a low power start (ALHR ~14 kW/m) but a suspected fuel failure developed during the first cycle of irradiation. At the reactor outage in autumn 2017, when it was planned to move the rig to a higher power position for continued irradiation, fuel failure was confirmed in two of the EPRI segments. The whole fuel rod was removed from the rig for further inspection, and replaced with an unfuelled dummy rod in order to continue the irradiation until the first planned interim inspection (spring 2018).

Plant Ageing and Degradation

The *Plant Ageing and Degradation* programme is aimed at studying the effects of irradiation on reac-

Seg.	CEA Rod 1	KAERI Rod 2	WEC/ORNL Rod 3	ORNL Rod 4	EPRI Rod 5	REF Rod 6
Top	Zr/~7µm Cr	Zr/~40µm Cr Al alloy	Zr/Cr	FeCrAl-1 Full length rod with EC	Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Top-mid	M5/~15µm Cr	Zr/~40µm Cr Al alloy	FeCrAl-2		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Bot-mid	M5/~15µm Cr	Zr/~15 µm Cr/FeCrAl	Zr/Cr		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Bottom	M5/~7µm Cr	Zr/~15 µm Cr/FeCrAl	FeCrAl-2		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4

CT	Material	Dose, dpa	Source
6	321 SS (08Ch18N10T)	5.2	Core shroud basket (Greifswald I)
5	Zorita HAZ	~2	Zorita NPP
4	Zorita plate	~41	Zorita NPP
3	Zorita weld	~1	Zorita NPP
2	321 SS (08Ch18N10T)	5.2	Core shroud basket (Greifswald I)
1	CW316 Ti SS	4	Unirradiated material supplied by AREVA, Germany. Irradiated in Halden

tor vessel internals as the age of operating nuclear power plants increases. The experiments address the following issues:

- Irradiation assisted stress corrosion cracking of core component structural materials
- Irradiation enhanced creep and stress relaxation
- Reactor pressure vessel (RPV) embrittlement

Irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) occurs under the combined effects of irradiation, stress and a corrosive environment. IASCC is of concern for core components as reactors age. The aim of the BWR crack growth study IFA-791, which started irradiation in June 2017, is to generate long-term crack growth rate (CGR) data from Compact Tension (CT) specimens prepared from irradiated core component materials during exposure to representative BWR environments. Six CT specimens are installed in the test, prepared from the materials listed in the table below. All the speci-

mens are instrumented with the dcpd technique for measuring crack growth and equipped with externally pressurized bellows for load application. The CGR data from the 4 dpa CW 316 Ti SS specimen will be compared with results obtained from duplicate specimens that were tested in previous PWR and BWR investigations at Halden. In addition, the 321 SS has been tested both in Halden (under PWR conditions in IFA-772) and at other laboratories (under VVER conditions) and will allow comparison with the IFA-791 data. During testing the cracking response of the CTs is being measured as a function of material, water chemistry, temperature and applied stress intensity (K) level. A new crack initiation study also started in June 2017, IFA-793. The main objective is to study a proposed engineering sensitivity threshold for crack initiation under transient load conditions. A total of 18 of 20 tensile specimens prepared from ~4 to 25 dpa

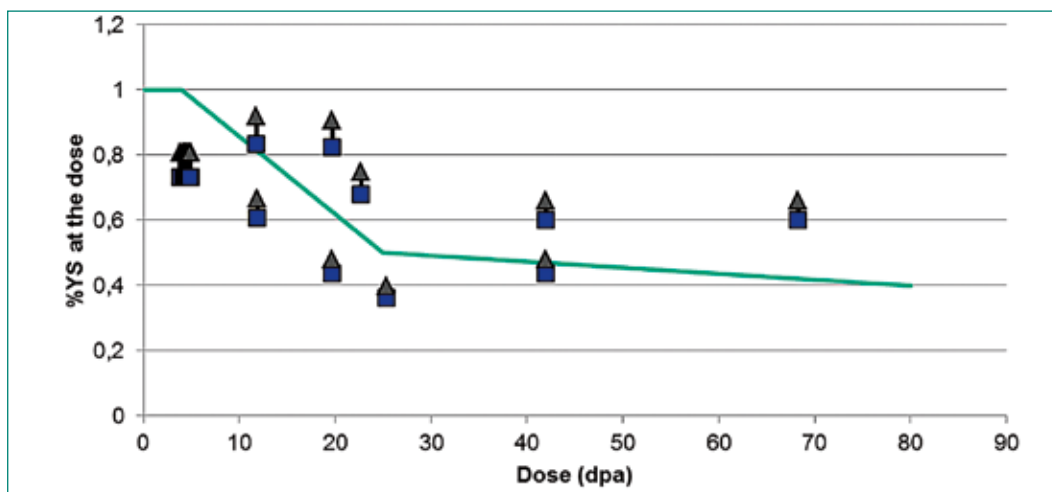


Figure 3: Example of stress levels to which the tensile specimens will be subjected.

CW 316SS, ~4 to 42 dpa SA 304 SS and ~19 dpa 308 SS are being loaded to stress levels both above and below the threshold curve for crack initiation and subjected to load transients. The study is being performed under representative PWR conditions.

Load is applied to the specimens by means of system pressure acting on the outside of bellows that are attached to the specimens and the samples are instrumented with LVDTs to monitor specimen failures on-line.

Man-Technology-Organisation (MTO) Research

Past accidents and incidents have underscored the influence of human performance on the safety of nuclear power plants. In upgrades of existing plants or in advanced reactors, the quality and reliability of human performance in operation is expected to remain significant for the safe operation of NPPs. Licensing of new designs will require improved efforts in analysing the new work environments and work organisation and their influence on safety. Human performance is therefore a key area of research. The programme emphasises empirical research, with special focus on experiments in the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), a world-wide reference facility for human factor studies and advice on control room engineering, as well as in training simulators of nuclear plants. It provides the basis for studies on the performance of control room operators in complex and automated environments. HAMMLAB is complemented by the Virtual Reality Laboratory, a facility for rapid, interactive, high quality design of control rooms, as well as for research within maintenance and de-

commissioning. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed. A Future-Lab has been established for early prototyping of operational concepts in highly automated plants. There is a strong focus on direct co-operation with active groups in the member organisations. Highlights of the work in the MTO area performed in 2017 are given below.

Human Reliability Analysis. The database project intends to provide a more structured and comprehensive access to data from the Halden Project's human performance studies. A prototype of a data explorer is now made. It contains two different types of human performance data: objective data of simplified tasks, obtained through the micro task method, and more descriptive data about operator behaviour in emergency scenarios. For improving HRA practice, an example task analysis library was completed and populated with three qualitative task analysis case studies. In the operator reliability project, a study was performed with the aim of exploring how the operating crew detects and manages the degradation and loss of an AP1000-style computerised procedure system and the transition to paper procedures in an emergency scenario. The data collection was performed at the US NRC's AP1000 control room simulator (Figure 4). The study (HWR-1198) showed automation complacency issues whereby operators did not identify failures of the automatic step evaluation system.

Human and Organisational Factors. The accident training project focused on a set of principles – exploration, experimentation and critical thinking –

Figure 4:
Data collection at
the US NRC AP1000
simulator.



for promoting adaptive expertise to help NPP operators prepare for handling of unforeseen events. An empirical study was carried out in March–April 2017 in the facilities of a NPP training centre. 21 licensed operators participated in the study, which was organised in a coaching approach, adapting to the competence profile of the given trainee. The study was carried out using a graphic simulator and two coaches. The preliminary results (HWR-1217, to be issued) show that both operators and coaches found that operators improved their competence with respect to thermo- and flow dynamics and obtained improved insights into the plant's capacity and limitations.

Control Room Design and Evaluation. In the Integrated System Validation project, the analyses of and reporting of the PASU measure (Process Awareness and Situation Understanding) has been performed (HWR-1210). Preliminary results suggest that situation awareness in nuclear control rooms is a multidimensional construct – e.g. the SA (situation awareness) of parameter values, actuated functions, electrical supply and status of safety functions all need to be assessed. The analysis of the last HAMMLAB study in the «Near-term HSI» project is now completed and reported (HWR-1211 and HWR-1212). The analyses show acceptable performance in most scenarios. The testing of design features shows that the participants were more accurate when responding to questions in the innovative condition and showed equivalent response times in both conditions.

In the activity focusing on the use of virtual prototypes for preliminary control room V&V activities, a virtual HAMMLAB with live interface to the HAMMLAB simulators has been prepared for a case study, demonstrating alternative solutions to support early design review tasks in an immersive, multi-user, virtual reality environment (HWR-1213, to be issued), see Figure 6.

Outage and Field Work. The development of the prototype for the outage schedule visualisation has continued. The prototype presents different outage tasks in a timeline, which the user can interact with to obtain information on planned tasks. Different usability methods have been considered for evaluating the prototype, the ones best suited for our study have been identified and the study design for the user tests have been finalised.

Future Operational Concepts. Based on input from Halden Project members, and discussion in the HPG, focus has shifted to providing lessons learned from twenty years of HRP research on human-auto-

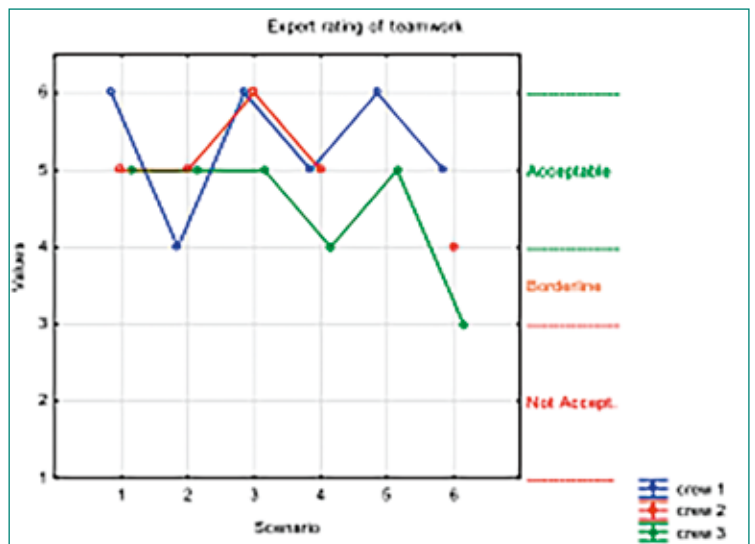


Figure 5: shows the expert ratings of teamwork in the crews across scenarios in the «Near-term HSI» study.

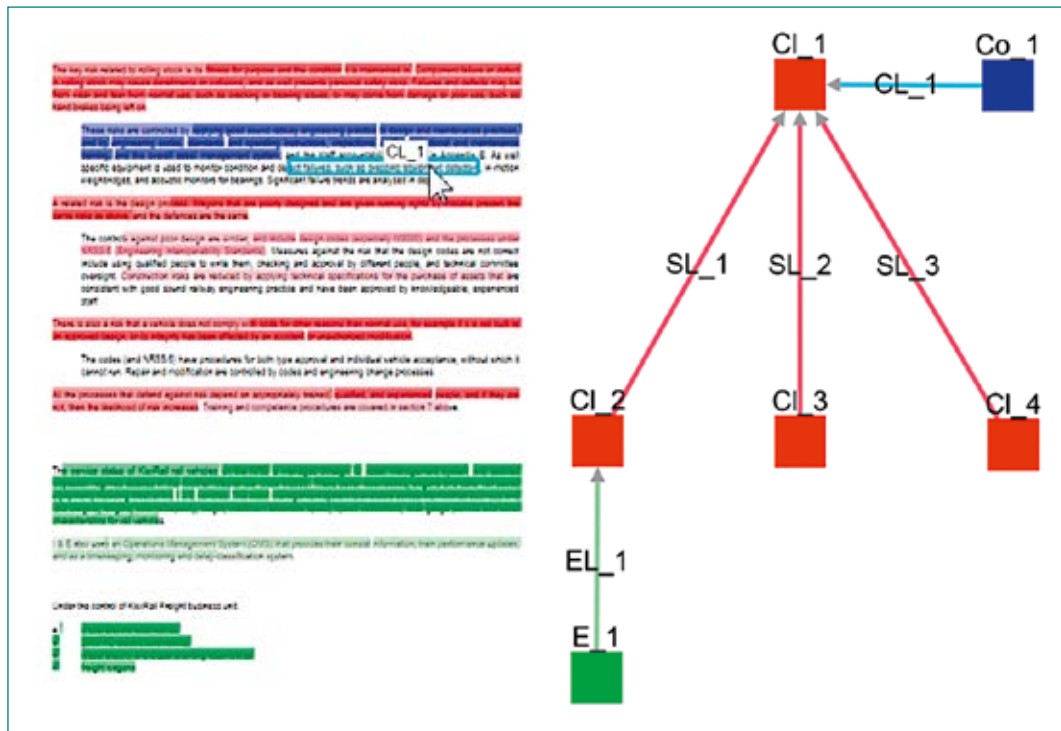
mation interaction. Two notions stand out as common denominators across experiments: (1) automation transparency, and (2) levels of automation. Seven simulator experiments have been reanalysed and reinterpreted and HPR-387 is ready to be reviewed by a selection of HRP members.

Decommissioning. The HRP workshop on decommissioning activities, held in Sarpsborg in February 2017 and co-arranged with IFE, NEA and IAEA, was a success with strong interest and over 100 participants from 25 countries. The ongoing work within the HRP programme was presented, and technical demonstrations were given. Group-work at the workshop provided useful feedback to the Project, and this will be documented in a HWR. Research work has continued with interviews and visits to stakeholders in several countries involved in planning and regulating decommissioning work. In addition, we have gathered lessons from real-world tests of decommissioning support concepts developed at IFE for decommissioning of the Fugen NPP in Japan, the design of a pneumatic transfer system at NNL in the UK, as well as historical fuel management at IFE in Norway.



Figure 6: NEA's Director General testing the Virtual HAMMLAB

Figure 7:
Graphical view of
an extracted argument
fragment (right side)
linked to the analysed
textual description
(left side).



Software Systems Dependability. Research has progressed on the activities related to the development of safety-critical software, ranging from requirements engineering to Digital I&C safety demonstration. Some of the results were presented at the Halden Project Workshop in Washington DC on «DI&C Safety Assurance with Special Focus on Experiences with Assurance Cases» with 40 participants, 9 invited presentations and 10+ real cases for discussion. Relevant techniques and concepts were collected to help answering safety argumentation related challenges. The pilot tool supporting the safety argument extraction from safety demonstration documents was improved and extended with a tabular view, and applied on a nuclear test to find gaps in the safety documentation with respect to e.g. independence. The pilot tool is still under development because of a few usability and scalability issues.

Operation and Maintenance Support: The condenser model with optimised *parameters* has now been used to predict the fouling of the condenser and the need for maintenance. This prediction is compared to two different condenser modelling techniques. Monte Carlo simulations have therefore been used to assess both selected process parameters and the measurement input influence on the thermal power uncertainty. The MFM process model, which was updated and adapted to fit the primary side of the new generic PWR simulator, has been successfully tested in three dynamic

reasoning experiments. A tutorial for MFM has been written (HWR-1192) with the aim of offering an introduction to the modelling methodology and its use for causal reasoning.

National Cooperation

PSI is actively using Halden reactor experiments to qualify their codes and methodologies used in safety assessments. A close cooperation has also been established with ENSI and this is expected to increase especially as Dr Andreas Görzel was elected to Vice Chair of the HPG for 2017 (with expectation to continue as Chair during 2018). In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful, the Halden Project has established close contact with human factors specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and ENSI in these matters, and Dr. Vinh Dang, PSI, is the prime contact point for human performance research.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 20 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. The technical steering is exerted by the Halden Programme Group (HPG) with members from the participating organisations. The HPG approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

An Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held at Lillehammer, 24–29 September 2017 with several participants from Switzerland. The EHPGs are a good opportunity for exchanging information with the international community on key topics in Fuels & Materials and MTO research.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The activities in 2017 of the Halden Project progressed mostly as scheduled despite the extended reactor outage due to a failed fuel handling incident in October 2016. Several workshops and seminars were arranged to guide the current program and to help shaping future activities.

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

The joint programme of the OECD Halden Reactor Project is agreed upon for three years. 2017 is the last year of the 2015–2017 period in accordance with the associated framework programme [1] and the annual programme for 2017 as approved by the Halden Programme Group [2]. The results obtained in 2017 will be summarised in the 3-yearly achievement report [5]. The programme for 2018–2020 has been defined and approved by the Halden Board of Management [6,7].

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015 – 2017, HP-1390
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2017, HP-1498
- [3] Status Report January – June 2017, HP-1523
- [4] Status Report July – December 2017, HP-15xx (to be issued in 2018)
- [5] F&M and MTO Programme Achievements of the Halden Project Programme 2015–2017, issued in 2018
- [6] Fuels and Materials Proposal for the Three Year Period 2018–2020, HP-1490 Vol.1
- [7] MTO Proposal for the Three Year Period 2018–2020, HP-1490 Vol.2

SCIP-III (2014–2019)

Author	Pär Beccau, SCIP-III Project Manager
Institution	Studsvik Nuclear AB
Address	SE-611 82 Nyköping SWEDEN
Phone, E-mail, Internet address	+46 76 00 210 51
Duration of the Project	5 years (2014–2019)

ABSTRACT

Phase I of the Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP-I) started in July 2004 and was completed in June 2009. It utilized the hot cell facilities and expertise available at Studsvik in order to assess material properties and determine conditions that can lead to fuel failures.

A second phase of this project (SCIP-II) started in July 2009 and was completed in June 2014. It was built on the considerable knowledge generated in the previous SCIP program. The goal of SCIP-II was to generate high quality experimental data to improve the understanding of the dominant failure mechanisms for water reactor fuels and to devise means for reducing fuel failures.

The third phase (SCIP-III) started in July 2014 and aims to study Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) and off-normal temperature transients from a safety and operational point of view. There will also be a smaller part related to Pellet Cladding Interaction (PCI) failures. Modelling is essential and will be an integral part of the project as well.

In SCIP-III members from the entire nuclear community from many countries meet to share understanding, experience and knowledge. Representatives from regulatory bodies, utilities, vendors and research organizations establish a common understanding, enabling a shared view on safety matters, operational concerns and mechanisms of different phenomena, thus facilitating a safer and more economical production of nuclear electricity.

Project goals

The Studsvik Cladding Integrity Project, *SCIP*, was launched in 2004. It was a 5 year OECD/NEA Joint Project operated by Studsvik with about 30 participating organizations, including regulatory bodies, research institutions, utilities and fuel suppliers from more than ten different countries. *SCIP* aimed at studying basic phenomena of fuel rod failures driven by pellet-cladding mechanical interaction, thus contributing to a better understanding of fundamental failure mechanisms. Pellet cladding mechanical interaction, primarily as a function of burnup, was studied in a number of ramp tests. Key parameters important for hydrogen induced failures, in particular delayed hydride cracking and failures due to embrittlement of the cladding as a consequence of hydriding, are now much better understood and could in many cases be quantified. Concerning failures caused by stress corrosion cracking from the inside of the fuel rod («classical» pellet-cladding interaction, PCI), equipment simulating in-core conditions was significantly improved.

Studies on pellet-related parameters, not considered in *SCIP*, were in the focus of *SCIP-II*, the five year continuation of the program. The four Tasks of *SCIP-II* dealt with a review of old ramp test results, with pellet-cladding mechanical interaction, with chemically assisted stress corrosion cracking (pellet-cladding interaction, PCI) and, as a carry-over and continuation of work performed in *SCIP*, with hydrogen-induced failures. Performance of advanced fuel types with additives or dopants and large grains was assessed in comparison with standard fuel by means of advanced examination techniques.

The *SCIP-II* Program Review Group followed up a LOCA test program, performed by Studsvik on behalf of the U.S.NRC. Single-rod integral LOCA tests were performed, basically following the same procedures as applied by the Argonne National Laboratory in earlier campaigns. Significant fuel fragmentation, relocation and dispersal occurred during the tests with higher burnup fuel. Similar fragmentation had been observed in LOCA tests with very high burnup rods performed in the Halden multilateral program. Several hypotheses regarding fuel fragmentation and dispersal were proposed, but none of them has been investigated yet. The focus of *SCIP-III* will be on LOCA issues, in particular on fuel fragmentation, relocation and dispersal. The influence of burnup, cladding strain, temperature, rod internal pressure and free volume

and of microstructural effects will be assessed. The consequences of cladding overheating due to off normal transients at lower than LOCA-typical temperatures and its impact on mechanical cladding properties will be addressed as well. Finally, the impact of axial constraint on fuel rod performance during a LOCA transient will be investigated.

In a second Task, PCMI and PCI issues will be further studied, amongst others the mitigating effect of oxygen and slow ramps rates.

With one exception, modelling has not been part of *SCIP* and *SCIP-II*. Instead, it was performed by project participants on a voluntary basis and discussed during modelling workshops. Although providing a large amount of valuable results and insights, the approach also clearly demonstrated the limitations of such voluntary efforts and the obvious need to support an experimental program like *SCIP-III* by modelling as an integral part of the work.

The technical program of *SCIP-III* is divided into three tasks summarized below:

■ Task 1: Loss-of-Coolant Accidents and Other Off-normal Temperature Transients

Task 1 is divided in three subtasks as follow:

Subtask 1.1 Fuel fragmentation and dispersal

A comprehensive review of past research programs, covering the results of more than 90 LOCA tests, has been prepared by the U.S.NRC. One of the conclusions was that «more research and detailed analyses are required to determine the extent of fuel loss, evaluate the identified consequences, and ensure that the identified consequences are comprehensive, complete, and within the regulatory envelope.» This work will investigate effects that potentially play an important role in fuel fragmentation. The extent of fragmentation and the size distribution of the fragments are important parameters determining the amount of fuel that might be released through a rupture in the ballooned zone of a fuel rod exposed to a LOCA. The thresholds for different parameters affecting fragmentation and dispersal will be investigated and quantified.

Subtask 1.2 Off-normal temperature transients

Cladding material properties are impacted already at much lower temperatures than those

expected during a LOCA. Such events should not cause the cladding to fail, but might nevertheless impact the cladding to an extent that might challenge handling, transport and storage. The work aims at determining an experimental basis for classification of fuel as undamaged or damaged, where damaged fuel would require non-standard handling, transport and storage procedures. As a part of subtask 1.2 there will be studies of Spent Fuel Pool LOCA included to support evaluation of fuel degradation under LOCA in spent fuel pools.

Subtask 1.3 Axial load

Large axial dimensional changes are induced in fuel rods by the temperature occurring during a LOCA. Restricting axial contraction during quenching, e.g. by mechanical interaction with spacer grids, might impact the extent of cladding damage and fragmentation. The impact of axial load on cladding performance under LOCA conditions will be studied in a modified LOCA test rig.

■ Task 2: Pellet-Cladding Interaction

Task 2 is divided in two subtasks as follow:

Subtask 2.1 Mandrel tests

Experience from numerous ramp tests clearly indicates that significantly higher local power can be reached without failure in tests performed with slow ramp rates, compared to tests, where the terminal ramp level is reached as fast as practically possible. There are several potential explanations for this difference in performance, but none of them has really been proven so far. This subtask aims at throwing light on this issue, by applying the Studsvik mandrel test equipment for parameter studies and by performing some ramp tests to determine the failure threshold as a function of the ramp rate. The subtask will as well investigate the mitigating effect of oxygen on PCI and possibly also investigate the relation stress peak-timing of iodine release on PCI.

Subtask 2.2 Ramp tests

The objective of subtask 2.2 is to verify ramp rate threshold obtained in subtask 2.1 and study the effect of slow ramp rate.

■ Task 3: Modelling

All participants will be encouraged to participate on a voluntary basis to get a broad and rewarding discussion in place.

SCIP-III shall not develop any codes or parts of codes, but focus on supporting the participants' code development. Tasks 1 and 2 will provide a large amount of data. The support of the participants will stimulate understanding of the mechanisms important for transient fuel performance. Modelling shall also support planning of the experiments.

Work carried out and results obtained

As a work in Subtask 1.1 – Fuel fragmentation and dispersal, concluding work of electron microscopy have been performed to study the relationship between fuel microstructure and fragmentation. Also, SEM studies on position and morphology of fragments and post-test PIE results on the counterpart test rod with the Halden Reactor Project have been obtained as well as an update on heating tests. During the year, two integral LOCA tests to study the gas pressure dependence have been performed. In 2018 the plan is to continue with integral LOCA tests such as test below fragmentation threshold, a test to study effect of gas pressure, as well as a test to study different plenum volumes. Also, complimentary heating tests are in the planning for 2018. This together with the pre- and post-test PIE of the rods will make year 2018 an interesting year.

For subtask 1.2 – Off-normal temperature transients, two tests were performed and the fission gas was collected for analysis. During 2017, the first SFP LOCA transient test was made and evaluation of the results is planned to 2018. A second SFP LOCA test will be performed in spring 2018. Other planned work is: Posttest-PIE, FGA and mechanical testing of BWR H3 acceptance criteria overheating test and TFGR tests. In this subtask, also creep tests are ongoing and will continue during 2018. In 2018 there are more mechanical tests planned, such are RCT and RTT on material from the SFP LOCA tests.

Furthermore, three LOCA tests in subtask 1.3 – Axial Load were made during the year and evaluation of the results is planned to 2018.

As of task 2.1, mandrel tests, pre- and post-test visual inspection and profilometry as well as microscopy have been performed during the year. During 2017 a contribution to the PACE project was done by performing a TEM measurement on a mandrel sample to study crack tip chemistry and microstruc-

ture as a collaboration with Manchester University. The upcoming year, tests with the newly implemented oxygen control system are planned. An oxygen influence test campaign and the timing of iodine will be studied as well. For Subtask 2.2, pre-ramp examinations have been performed to verify that there are no defects on the rodlets. Ramp tests will be performed in the Halden reactor during the spring 2018.

The Task 3 – Modeling status is that there are several established modelling partners. To mention a few there are, CEA (with the code ALCYONE), STUDSVIK-SCANDPOWER (ENIGMA), NRC (FRAPCON, FRAPTRAN), MTA EK (fragmentation modeling), ÚJV Řež (TRANSURANUS). Modelling of the experiments have been performed and a modelling workshop was held in November 2017. In general, the code results for the base irradiations agree quite well with PIE data. Code predictions of failure/no failure, burst pressure, burst temperature and peak strain agreed quite well with Studsvik LOCA test results. But MWS showed that there is lack of models for many parameters of interest for prediction of FFRD. There will be a modelling workshop follow up in 2018 that will cover modelling more interesting cases included in the SCIP III program.

International Cooperation

The *SCIP-III* program is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which more than 30 international organizations of 15 countries are participating. The international members, mainly representing industry, authorities and research centers, are actively participating to the program with in-kind contributions and with the participation to the SCIP-III meetings twice a year.

SAFE-II

Safe Long-Term Operation in the Context of Environmental Effects on Fracture, Fatigue and EAC

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, W. Chen, Z. Que, S. Rao Gorja
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://www.psi.ch/Inm/
Duration of project (from-till)	January 1, 2015 to December 31, 2017

ABSTRACT

Within the SAFE-II project, the stress corrosion cracking (SCC) initiation behaviour in Alloy 182 weld metal of dissimilar metal welds (DMW) as well as environmental effects on rapid fracture in low-alloy (LAS) and fatigue initiation in austenitic stainless steels (SS) under boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) conditions are evaluated. The following results were gained in this project:

Sub-project-I – SCC Initiation in Ni-base alloys: A maximum in SCC initiation and crack growth susceptibility of Alloy 182 was observed at the Ni/NiO boundary at 253 ppb BWR/HWC conditions at 274 °C. This peak in SCC susceptibility corresponds to moderate HWC, whereas the susceptibility is slightly reduced in the NiO region for Online NobleChem (OLNC) that is applied in the Swiss BWRs. The SCC crack growth rates at the Ni/NiO boundary were significantly above the current BWRVIP-59 SCC disposition line for Alloy 182 for moderate HWC, which is thus not conservative for these conditions. The SCC rates in the NiO stability region, on the other hand, were in the range of this curve and thus adequate for OLNC. The film rupture/anodic dissolution model is the most plausible SCC cracking mechanism in BWR/NWC and HWC environment at 274 °C. In this model, the peak in SCC susceptibility at the Ni/NiO phase transition line could be attributed to the competitive and opposite effect of DH on the initial bare metal dissolution and

repassivation rates after a film rupture event, and a more defective and instable oxide film with poor protectiveness. Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at high-angle grain boundaries with a large Schmid factor misfit (strain incompatibility).

Sub-project-II – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: 2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel by hydrogen pre-charging caused embrittlement in tensile tests in air at 288 and 250 °C. The embrittlement increased with increasing hydrogen concentration, yield stress and, in particular, dynamic strain ageing (DSA) susceptibility. Under typical LWR conditions, a bulk hydrogen embrittlement thus seems to be rather unlikely due to the limited hydrogen availability as shown by SSRT tests in hydrogenated high-temperature water, but crack-tip embrittlement cannot be excluded. Exposure to high-temperature water (BWR/HWC, PWR, BWR/NWC, 288 to 150 °C) either had had no or only a very moderate effect on the ductile initiation toughness and tearing resistance. Clear effects were observed in case of a high strength, high DSA susceptibility or in an aggressive occluded crevice chemistry in connection with high-sulphur steels. All the investigated steels (apart from one high-sulphur steel) showed a high upper shelf toughness $K_{IJ} > 200 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ in air and various high-temperature water environments and the observed environmental ductile initiation toughness reductions were moderate so far

(< 50 %). Furthermore, unstable cracking was not yet observed in high-temperature water. Although the environmental effects appear as moderate, they could be critical for old plants that are close to the allowed limits. Materials with a low initial upper shelf toughness and an increased environmental fracture susceptibility could be particularly critical in this context.

Sub-project-III – Environmental assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: A series of load- and strain-controlled fatigue tests at a loading frequency of 0.17 Hz with and without mean stress/strain were performed with solid and hollow SS specimens (304L, 316L) in air and BWR/HWC or primary PWR environment to evaluate the influence of mean stress/strain, surface roughness or hold times on EAF. Within the investigated parameter range, neither surface roughness, mean strain nor temporary static strain hold times had a significant effect on fatigue life in air and high-temperature water in strain-controlled tests and the environmental reduction of fatigue life was in the expected range of the NUREG CR-6909-Fen

predictions. In air and BWR/HWC environment, both tensile and compression mean stresses increased the fatigue life in load-controlled tests, whereas the increase in life was smaller for tensile mean stresses. These unusual tensile mean stress effects are due to non-negligible cyclic plastic behavior & hardening behaviour of SS and could be successfully captured by a slightly modified Smith Watson Topper (SWT) parameter. Without mean stress, a reduction in fatigue life by a factor ~2 for HWC/BWR conditions was determined with respect to air above the fatigue endurance limit in good agreement with NUREG CR-6909-Fen calculations. For a tensile mean stress of +50 MPa, the environmental factor F_{en} was 4 and thus a factor of 2 higher than without mean stress. Nevertheless, in spite of the stronger environmental effect, the fatigue life in HWC environment with +50 MPa mean stress was longer than at zero mean stress. Based on our very preliminary observations, the omission of mean stress effects is expected to result in conservative fatigue life assessments for SS.

Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (33 to 48 years), the focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing [1].

Pressure boundary components in the primary coolant circuit (PPBC) of light water reactors (LWR) are made of low-alloy (LAS) and stainless steels (SS) and are very critical components with regard to safety and lifetime (with the reactor pressure vessel (RPV) being the most critical one). Assurance of structural integrity of these components in the context of material ageing is thus a key task in any ageing and lifetime management program. During service, toughness and ductility of these materials can decrease with time, due to irradiation induced embrittlement (RPV and reactor internals only), thermal ageing or potential environmental (hydrogen) effects. Under simultaneous effect of the reactor coolant, thermo-mechanical operational

loads and irradiation, cracks can initiate and grow by environmentally-assisted cracking (EAC) and thermo-mechanical fatigue (TMF), which finally could lead to a large leak or component failure. A plenty of EAC cracking incidents occurred in both boiling water (BWR) and pressurised water reactors (PWR) in a wide range of SS, nickel-base alloy, carbon and LAS PPBC in the last three decades. Critical components are thus periodically inspected by non-destructive examination to detect defects before they reach a critical size necessary for rapid fracture. [2, 3]

An accurate knowledge on the degradation of the toughness and fracture properties of these materials during service and of the system conditions that may lead to EAC initiation and growth is thus evidently indispensable to ensure the safe and economic long-term operation in this context. Reliable quantitative experimental data on these phenomena and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate their possible effects on structural integrity/safety and lifetime of components, to identify critical component locations/operating conditions and to define and qualify possible mitigation, repair and maintenance actions.

Structure and Goals of the SAFE Project

The SAFE-II project (2015–2017) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of stress corrosion cracking (SCC) and environmental effects on fatigue and rapid fracture in safety-relevant PPBC [3]. It consists of three sub-projects (Table 1) and

three PhD projects. SAFE-II contributes to the maintenance of an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Furthermore, the generated know-how is made available to ENSI for expertise work and on-call projects. Several activities are linked to international projects, which further amplifies the benefit for ENSI.

Sub-project	Topic	Share
SP-I	SCC initiation in austenitic Ni-base alloys & stainless steels	40%
SP-II	Environmental effects on rapid fracture and tearing resistance	50%
SP-III	Environmental effects on fatigue initiation in stainless steels	10%

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

3. Performed Work and Results

3.1 Sub-Project I – SCC Initiation in Nickel Alloys and Stainless Steels

This sub-project consists on the PhD project of J. Bai [4–7] that started in September 2013 and on the participation in three international projects (EU/NUGENIA MICRIN&MICRIN+, [8]) and Round-Robin programs (ICG-EAC, ECG-COMON) in the field of SCC initiation [9] that were all terminated during the course of 2017. In the following, only the results of the PhD project are briefly summarized:

During the last decade(s) several SCC incidents occurred in Alloy 182 dissimilar metal welds in BWRs and PWRs, which seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases [4]. SCC crack growth and initiation are strongly affected by the dissolved hydrogen (DH) content in Ni-base alloys. The main scientific goal of this PhD thesis is to evaluate the unexplored effect of DH contents on the SCC initiation and short crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR/HWC conditions at 274°C and to identify the underlying mechanisms. The results will help to identify optimal DH levels for SCC mitigation in BWRs. J. Bai successfully passed his PhD examination with an excellent grade on September this year. Both, combined slow rising load – constant load tests with sharply notched fracture mechanics specimens (with triaxial notch stress state) [5] and uniaxial constant extension rate tensile (CERT) tests with flat, tapered specimens [6] revealed a clear maximum in SCC initiation and crack growth susceptibility of Alloy 182 at the Ni/NiO phase transition boundary in hydrogenated water at 274°C. At very low DH contents (in the transition region to BWR/NWC condi-

tions) the SCC susceptibility increased again. This peak in SCC susceptibility corresponds to moderate HWC, whereas the susceptibility is slightly reduced in the NiO region for Online NobleChem (OLNC) that is applied in the Swiss BWRs. The SCC crack growth rates at the Ni/NiO boundary were significantly above the current BWRVIP-59 SCC disposition line for Alloy 182 for moderate HWC, which is thus not conservative for these conditions. The SCC rates in the NiO stability region were in the range of this curve and thus adequate for OLNC. Although the SCC rates are lower than under oxidizing BWR/NWC conditions, they still are rather fast at low ECP under HWC conditions showing the need for further mitigation measures for critical welds (e.g., mechanical stress improvement, shot, cavitation or laser peening).

The CERT tests revealed a minimum in threshold stress for SCC initiation at the Ni/NiO phase transition boundary at a strain rate of $5 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ of about 420 and 450 MPa (maximum in susceptibility) for grinded and polished surfaces, respectively, thus slightly above the yield stress (YS) at 274°C of 410 MPa. This threshold was very similar to that in a different Alloy 182 weld metal of the MICRIN+-project [8] tested under otherwise identical conditions. Several (interrupted) long-term (2000 to 5300 h) constant load SCC initiation experiments at and above the Ni/NiO boundary, each with eight flat tapered tensile specimens, were performed in the new multiple specimen initiation facility in the last 24 months (Fig. 1). These preliminary and ongoing tests seem to qualitatively confirm the stress/strain thresholds and DH trends from the accelerated CERT experiments, although further tests are necessary for a full validation. The applied CERT technique with tapered flat specimens seems thus to be a promising accelerated method to screen the SCC susceptibility for this Alloy.

Figure 1: Constant load SCC initiation results for tests at Ni/NiO boundary and in NiO stability regime.

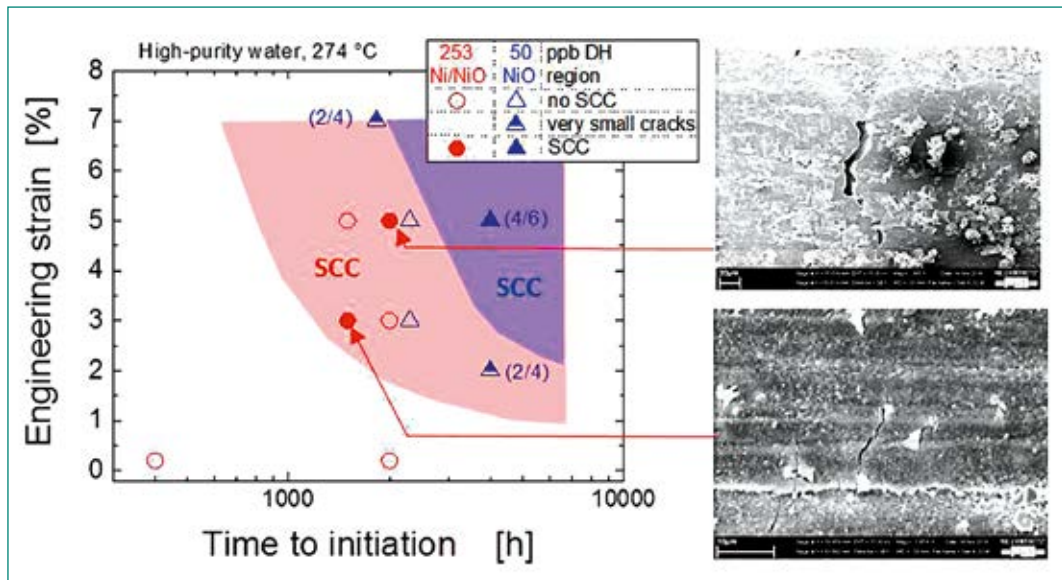
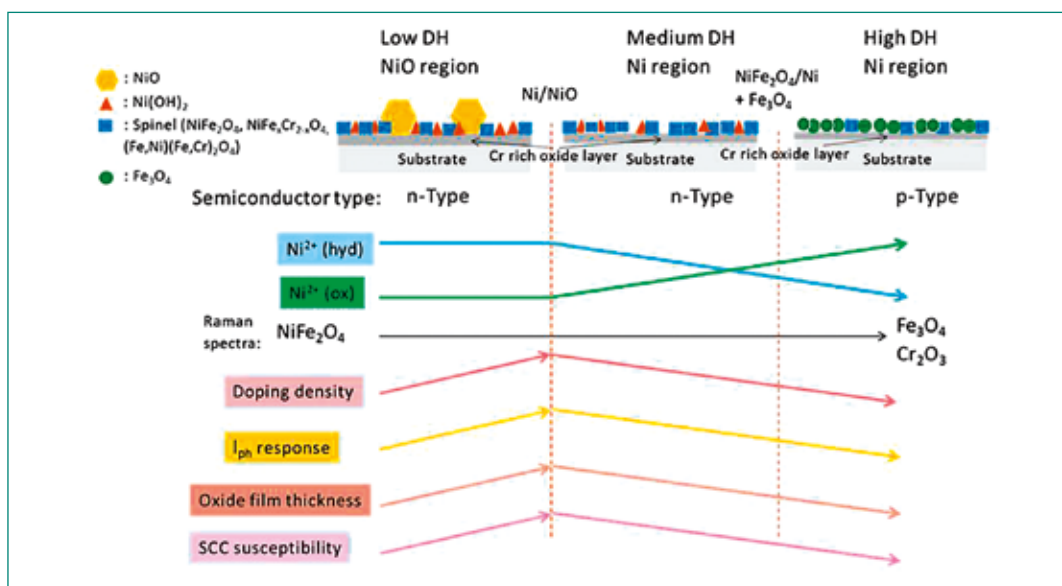


Figure 2: Oxide film properties as a function of DH at 274 °C [7].



Micro-crack formation along the notch root and the gauge section of the fracture mechanics and tapered specimens was studied quantitatively by light and scanning electron microscopy (SEM) and electron backscatter diffraction (EBSD). Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at and grew along selected, favourably oriented, random high energy, high-angle grain boundaries intersecting the surface and were roughly oriented perpendicular to the loading axis. Special low energy coincidence site lattice high-angle boundaries also revealed SCC, although to a slightly smaller extent, and are thus not resistant to SCC. High-angle grain boundaries with a large Schmid factor misfit (strain incompatibility) seemed to be particularly prone to SCC crack growth indicating that strain/deformation incompatibility play a key role in crack initiation and propagation. Only low-angle boundaries showed no cracking and thus a very high SCC resistance. [5, 6]

The special emphasis in the last year was placed to the underlying SCC mechanism: The oxide films on Alloy 182 were characterized using microscopic, spectroscopic, electro- and photoelectrochemical analysis methods [7] to identify the underlying mechanism of DH effect (Fig. 2). The oxide films formed under all investigated DH conditions consisted of an inner (protecting) oxide layer with high Cr content (and Cr depleted matrix underneath) and an outer oxide layer of hydroxide/spinel. Ni exists in the form of Ni hydroxide and spinel in the outer oxide layer in the NiO stability region (according to the corresponding Pourbaix diagram); in the Ni stability region, the amount of Ni hydroxide is dramatically lower and Ni is present predominantly as Ni spinel. Under the highest DH condition of 2200 ppb, NiFe₂O₄ was found to be reduced to Ni and Fe₃O₄. A clear trend with DH contents was observed in the Mott-Schottky and photoelectro-

chemical analysis. A maximum in thickness, defect concentration and photo current response of the oxide films was found at the Ni/NiO phase transition line indicating a more defective (e.g., vacancies) and instable oxide film with reduced protectiveness.

The film rupture/anodic dissolution model is the most plausible SCC cracking mechanism in BWR/NWC and HWC environment at 274 °C [7]. In this model, the peak in SCC susceptibility at the Ni/NiO phase transition line and shape could be attributed to the competitive and opposite effect of DH on the initial bare metal dissolution and repassivation rates after a film rupture event, and a more defective and instable oxide film with poor protectiveness [7].

3.2 SUB-Project II – Environmental Effects on Rapid Fracture

Fracture toughness and tearing resistance are material properties, which not only depend on microstructure or loading conditions (e.g. strain rate or constraints) but are also strongly influenced by the environment in which the cracking occurs. Except for temperature and irradiation, the effect of environment on fracture behaviour of PPBC has not been taken into account in the nuclear industry. This sub-project aims to establish the role of the environment and hydrogen on the fracture and mechanical behaviour of RPV steels in the LWR temperature regime and to identify critical combinations of metallurgical (steel sulphur content, YS, susceptibility to dynamic strain ageing (DSA)), environmental (temperature, hydrogen and oxygen content) and loading conditions (strain rate), which may result in significant environmental and hydrogen effects. This work is a systematic extension of the pre-study in SAFE-I and is performed in the frame of a new PhD (Z. Que) and Post-Doc project (Dr. S. Rao Gorja) that started in March 2015.

The effects of hydrogen and high-temperature water on the mechanical and fracture behaviour of five different RPV steels (forgings & hot-rolled plates, 0.004 to 0.018 % S, $YS_{288^\circ\text{C}} \sim 400$ to 460 MPa, low & high DSA susceptibility) and a simulated coarse grain weld heat-affected zone (CGHAZ, $YS_{288^\circ\text{C}} \sim 750$ MPa) material were evaluated by tensile and elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests in air with electrochemical pre-charging and EPFM experiments in hydrogenated and oxygenated high-temperature water in refreshed high-temperature water loop

autoclave systems, respectively. The used materials cover the steel grades and chemical composition range of the RPVs in the Swiss LWRs. The tests were complemented by post-test evaluations on the fracture and deformation mechanism by optical, scanning and transmission electron microscopy (TEM) that also involved a three months internship and 6 months master thesis project of An Zhang in collaboration with Prof. Dr. W. Bleck from RWTH University in Aachen. Additionally, the hydrogen behaviour in the steels was analysed by thermal desorption (TDS, H trapping behaviour) and Positron Annihilation spectroscopy (PAS, interaction of H with vacancies). The interpretation of PAS is complex, but suggests an enhanced evolution of vacancy clusters by H and tensile residual stress. TDS showed a rather complex H absorption & trapping behaviour in these steels. [10–12]

2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel by electrochemical hydrogen pre-charging caused a marginal and moderate softening in yield stress (YS) and ultimate tensile strength in tensile tests at 288 °C, and a significantly more pronounced reduction in ductility (reduction of area, strain at failure) in combination with a clear change in fracture morphology and failure mode. The effects increased with increasing plastic strain and became particularly strong in the (post) necking region (with local damage evolution). The resulting embrittlement increased with increasing hydrogen concentration, YS and DSA susceptibility. The critical H concentration for the onset of H effects seemed to decrease with increasing YS and DSA susceptibility. The strain rate range and amplitude of hydrogen embrittlement effects were significantly amplified by a high DSA susceptibility in the DSA temperature-strain rate range, suggesting some synergies between DSA and hydrogen effects, probably due to the localization of plastic deformation due to DSA and the shielding effect of hydrogen [11]. In presence of hydrogen, shear dominated mixed mode fracture with varying amounts of ductile microvoid coalescence, quasi-cleavage regions and secondary cracking at inclusions and along the prior austenite grain boundaries were observed. [10, 11]

Master curve tests according to ASTM E1921 with hydrogen pre-charged fracture mechanics specimens of the Biblis C RPV base metal in the lower shelf and lower transition region in air showed a slight increase of the transition temperature T_0 from –99 to –84 °C. Similarly, severe hydrogen pre-charging resulted in unstable brittle cracking and a moderate reduction in initiation toughness in EPFM

tests at room temperature. Under the same conditions at 288 °C, hydrogen pre-charging did not deteriorate the toughness properties and stable ductile crack growth occurred.

In summary, there is thus clear evidence for hydrogen embrittlement under LWR relevant material and temperature conditions, if sufficient hydrogen is present in the steel. Under typical LWR conditions, a bulk embrittlement seems to be rather unlikely due to the limited hydrogen availability as shown by the absence of embrittlement in our CERT tests with smooth tensile specimens in hydrogenated high-temperature water (Fig. 3). Corresponding CERT experiments with notched tensile specimens with tri-axial stress state at the notch root, on the other hand, revealed clear evidence for high-temperature water effects (Figure 4), although they were smaller than in smooth specimens with H pre-charging. The steels with high DSA susceptibility and CGHAZ with high strength showed the strongest relative reduction in ductility (strain at failure), but the difference to the other steels was smaller than in tests with smooth un-notched specimens. Crack-tip hydrogen embrittlement might thus be possible due to e.g., the aggressive occluded crack crevice chemistry and the significant hydrogen enrichment in the peak hydrostatic stress crack-tip region and, since the hydrogen diffusion rate in steel is much higher than the ductile crack growth rates and sufficiently fast for intermittent brittle crack extension, e.g., in a LOCA situation. EPFM tests in high-temperature water are thus crucial.

Exposure to high-temperature water (BWR/HWC, PWR, BWR/NWC, 288 or 150 °C), or with additional electrochemical in-situ hydrogen charging

(PWR) for 12 days (up to 32 days) did not reduce the initiation toughness and tearing resistance of the Biblis C base metal in the investigated loading rate range, although a clear change in fracture morphology and deformation structures was observed that was very similar to that in EPFM and tensile tests in air after hydrogen pre-charging [10]. This suggests that the H concentration in the crack-tip process zone was only slightly below the critical threshold for the onset of macroscopic effects in this material. EPFM tests in high-temperature water with the simulated CGHAZ material of Biblis C indicate a moderate reduction of initiation fracture toughness in simulated PWR conditions at slow loading rates [12]. The occurrences of sudden unstable ductile crack extensions after the peak load in this material in high-temperature water and air could be related to a tearing instability («testing artefact») and not to an inherent unstable cracking process.

The 277 low-sulphur RPV steel with high DSA susceptibility showed a clear reduction of the toughness and tearing resistance in hydrogenated and oxygenated high-temperature water, whereas the reduction was smaller in the latter case. The toughness reduction increased with decreasing loading rate and was higher at 288 °C than at 250 °C. All this suggest that DSA overwhelms possible crack crevice chemistry effects in this low-sulphur steel. This behavior was confirmed in the meantime by a different low-sulphur steel (508) with high DSA susceptibility (Fig. 5). The apparent strong reduction on the tearing resistance in oxygenated, and to a lesser extent, in hydrogenated water at very slow loading rates was due to sub-critical SICC crack growth. [12]

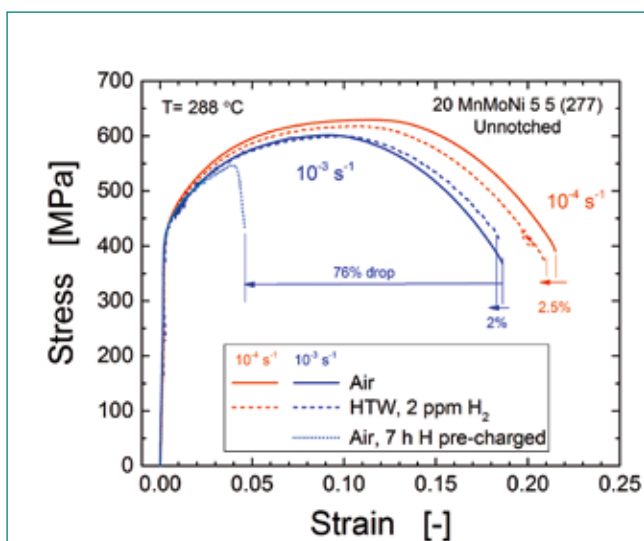


Figure 3: Tensile stress-strain curves of a high DSA steel in air, air with H pre-charging & hydrogenated water at 288 °C.

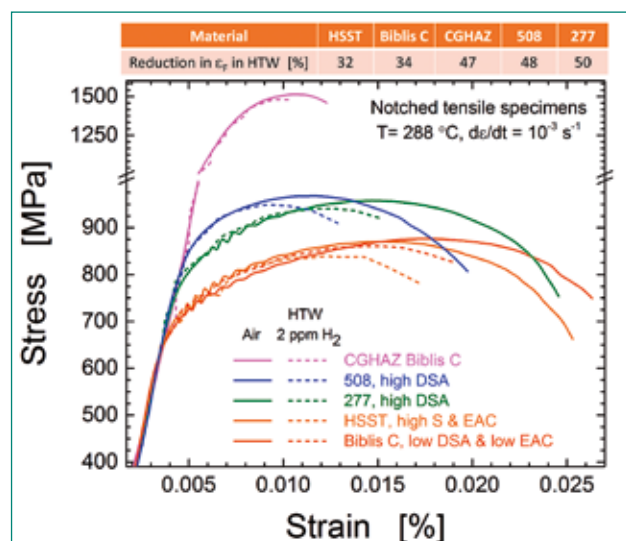


Figure 4: Nominal notched tensile stress-strain curves for different RPV steels in air and hydrogenated water at 288 °C

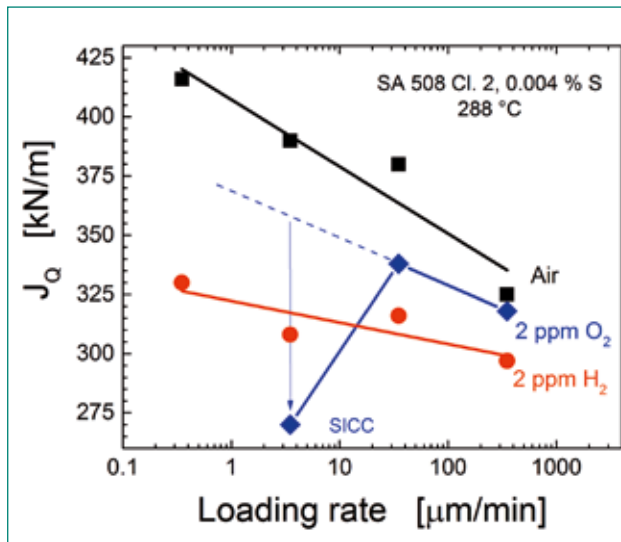


Figure 5: Effect of loading rate and different environments on initiation toughness J_Q in RPV steel with high DSA susceptibility.

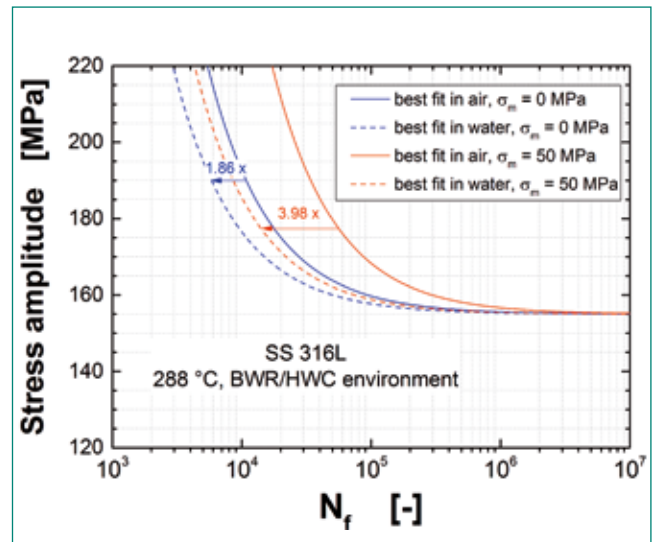


Figure 6: Best fit fatigue life curves for zero and +50 MPa mean stress for a 316L SS in BWR/HWC environment at 288 °C.

First tests in oxygenated and hydrogenated high-purity water at 288 °C and with sulfate/chloride addition were also performed with the HSST and KS 12 RPV steels with high sulphur content and EAC susceptibility (Table 1). Some of these EPFM tests started with an active growing SICC crack (by suitable cyclic loading) with an aggressive occluded high-sulphur crack crevice chemistry and thus a very high hydrogen uptake potential in the crack-tip process zone. In contrast to the low-sulphur steels with high DSA susceptibility, the high-sulphur steel HSST with moderate DSA susceptibility revealed a higher initiation toughness reduction in oxygenated than hydrogenated water at loading rates of 250 and 25 $\mu\text{m}/\text{min}$ in standard EPFM tests (where SICC is usually absent). This might be related to the sulphide enrichment in the crack crevice environment by migration due to the potential gradient in the crack mouth region in oxygenated water and the higher sulphur content. Furthermore, the MnS inclusions may act as strong H traps in the process zone at the crack-tip, although this aspect might be less important as suggested by the moderate reduction in ductility in the high-sulphur steel HSST in tensile tests in air with H-pre-charging. A preceding SICC crack growth further reduced the toughness in oxygenated and hydrogenated water, and the value in hydrogenated water approximately reached that in oxygenated

water without prior SICC growth. Chloride addition further reduced the toughness slightly in oxygenated water. There was some evidence that sulfate addition could also further reduce the ductile initiation toughness and tearing resistance, but due to experimental problems (SICC initiation at side grooves in case of sulfate addition, different specimen orientations) the test results were not yet fully conclusive. The high-sulphur steel KS12 partially showed some deviations from the described behavior, which might be related to the very inhomogeneous distribution of MnS-inclusions in this steel. These preliminary test results suggest that the evolution of an aggressive occluded crevice chemistry may also affect the toughness in high-temperature water (favoured by, e.g., a high steel sulphur content, high ECP or sulphate/chloride impurities). All the investigated steels (apart from the high-sulphur steel KS 12) showed a high upper shelf toughness $K_{Ij} > 200 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ in air and various high-temperature water environments and the observed environmental ductile initiation toughness reductions were moderate so far (< 50%). Furthermore, unstable cracking was not yet observed in high-temperature water. The observed effects (DSA, YS, crevice chemistry) correlated fairly well with those in the air tensile tests with H pre-charging. Although the environmental effects appear as moderate, they could be critical for old plants that

Environment Material	Air*	2 ppm H ₂	2 ppm O ₂	2 ppm H ₂ +SICC	2 ppm O ₂ +SICC	2 ppm O ₂ +SICC + Cl ⁻
HSST	~ 350	304	273	270	255	239
KS 12	~ 170	123	151	107	111	99

* = provisional data without DCPD correction by post-test fractography

Table 1: J_Q values (in kN/m) at a loading rate of 250 $\mu\text{m}/\text{min}$ of the high-sulphur steels HSST and KS12 in various high-temperature water environments at 288 °C.

are close to the allowed limits. Materials with a low initial upper shelf toughness (e.g., high-sulphur RPV steels) and an increased susceptibility to environmental effects (e.g., due to a combination of unfavourable factors like the combination of high sulphur content, high DSA susceptibility and increased strength) on fracture could be particularly critical in this context.

The completion of test matrix in the last part of the PhD project of Z. Que will cover the effect of temperature and the potential synergy between high-temperature water and temper embrittlement that will be investigated with a RPV steel with high phosphorous content (JRQ) and suitable temper embrittlement heat treatments. The special emphasis will be placed on post-test characterizations and the identification of the underlying mechanism(s). In the new LEAD project [13], the synergies between high-temperature water and hydrogen and irradiation embrittlement will be studied in the PSI hotlab with a RPV steel (JRQ) that was irradiated in the PSI SAPHIR test reactor three decades ago. This will finally allow a comprehensive and solid assessment of potential high-temperature effects on the fracture resistance in RPV steels.

3.3 Sub-Project III – Environmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. The various recent fatigue code modifications for incorporating environmental effects are related to some relevant uncertainties and potential undue conservatism and their practical application is rather complex. Thus they have found little acceptance in the nuclear industry so far and new international efforts (EPRI EAF, INCEFA+) were started to close some important knowledge gaps. These gaps are related to the effects of mean stress, surface conditions, long static load hold periods, multiaxial loading, load history or changing temperatures and strain rates.

This sub-project is the Swiss contribution to the international EU EURATOM HORIZON 2020 project INCEFA+ (2015–20) that started in Summer 2015 [14]. The focus of INCEFA+ is placed to the effect of mean stress, surface conditions and long static load hold periods on environmental assisted fatigue (EAF) in SS under PWR conditions. Furthermore, a

European methodology for EAF evaluations and an EAF data collection within the JRC MATDB data base shall be developed and built-up. The PSI part is linked with a new PhD thesis project that started in April last year (W. Chen) and is mainly dealing with the effect of mean stress and stress state on EAF in stainless steels in PWR and BWR/HWC environments. The magnitude of these effects in air and high-temperature water and the adequacy or inadequacy of the typical mean stress corrections for EAF shall be evaluated and modelled and the underlying mechanism be identified.

Within INCEFA+, PSI has performed 14 strain-controlled LCF tests with a 304L SS in simulated primary PWR environment at 300 °C. Within the investigated parameter range, neither surface roughness (R_t of 3 and 23 μm), mean strain (0 and 0.6%) and temporary static strain hold times (for 72 h at mean strain at 1/3, 2/3 3/3 of zero mean strain fatigue life) had a significant effect on fatigue life in air and high-temperature water and the environmental reduction of fatigue life was in the expected range of the NUREG CR-6909-Fen predictions.

Load-controlled fatigue tests with and without mean stress at a frequency of 0.17 Hz were performed with solid and hollow specimens at 288 °C in air and BWR/HWC environment to evaluate the mean stress influence on the EAF behaviour of two 316L SS with different YS. In the last year 35 fatigue tests were performed with the new higher YS material. The mean stress and stress amplitude were varied from –20 to +50 MPa and 150 to 190 MPa ($YS_{288^\circ\text{C}} \sim 110$ MPa) or 170 to 245 MPa ($YS_{288^\circ\text{C}} \sim 150$ MPa), respectively. Due to time constraints, the fatigue endurance limit in HWC environment was determined in tests, where loading frequency beyond 10^5 cycles was increased from 0.17 Hz to 1 Hz. For our specimen configuration, the internal pressure has very little effect on fatigue life, which remains within the usual data scatter. [14, 15]

In air and BWR/HWC environment, both tensile and compression mean stresses increased the fatigue life, whereas the increase in life was smaller for tensile mean stresses. These unusual tensile mean stress effects are due to non-negligible cyclic plastic behavior & hardening behaviour of stainless steels and cannot be captured by conventional mean stress corrections (e.g., Goodman, Gerber, Morrow or Smith Watson Topper (SWT)) in their standard form. A slightly modified SWT parameter according to equation (1) successfully correlates the load-controlled fatigue data obtained in water environment with various tensile mean stress levels:

$$SWT = \sqrt{\sigma_{max} \cdot E \cdot \bar{\epsilon}_a} \quad (1)$$

σ_{max} = (fixed) maximum stress, E = Young modulus and $\bar{\epsilon}_a$ = average strain amplitude

Strain-controlled data are also in good agreement with this modified SWT parameter (if σ_{max} is replaced by $\bar{\sigma}_a$).

The fatigue endurance limits for the lower YS material in air and HWC environment was estimated as 155 ± 5 MPa for zero and +50 MPa mean stress. An accurate determination of the endurance limits would require enormous test durations with a large number of specimens and is not practicable for non-zero mean stress and slower strain rates with environmental effects.

For stress controlled tests, a modified environmental factor $F_{en} = N_{air,T}/N_{water,T}$ has to be used, since the stress-controlled life (in line with YS) is strongly dependent on temperature. The fatigue life curves in air and BWR/HWC for zero and +50 MPa mean stress were fitted by the Langer equation (2) in the following way:

$$\sigma_a = B \cdot (N_f)^{-b} + \sigma_{FS} \quad (2)$$

With a prescribed fixed fatigue endurance limit σ_{FS} in air and HWC environment of 155 ± 5 MPa, a similar fatigue exponent b of 0.9 ± 0.2 was found for all data sets. The coefficient B was then determined with $\sigma_{FS} = 155$ MPa and $b = 0.9$. These fitting curves as shown in Fig. 6 were then used to calculate modified environmental factor $F_{en} = N_{air,T}/N_{water,T}$. With these assumptions, F_{en} factors are independent of stress amplitude. Without mean stress ($\sigma_m = 0$), a reduction in fatigue life by a factor of ~ 2 for HWC/BWR conditions was determined with respect to air above the fatigue endurance limit in good agreement with NUREG CR-6909-Fen calculations. For a tensile mean stress of +50 MPa, the environmental factor F_{en} was 4 and thus a factor of 2 higher than without mean stress. Nevertheless, in spite of the stronger environmental effect, the fatigue life in HWC environment with +50 MPa mean stress was longer than at zero mean stress. Based on our very preliminary observations, the omission of mean stress effects is expected to result in conservative fatigue life assessments for SS. It is stressed that F_{en} become dependent on stress amplitude, if the fatigue endurance limit is different in air and high-temperature water and even rather small differences would result in tremendous F_{en} close to these thresholds. Since an accurate determination of fatigue endurance limits is not practicable for these conditions, one finally has to live with these uncertainties and to define an identical, but conservative fatigue endurance limit for air and high-temperature water.

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. Close thematic links exist to the ENSI project NORA-III (SCC mitigation by NobleChem™) and to the *swiss-nuclear* projects PLiM (thermal fatigue in air) and IASCC (He effects on IASCC). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. Furthermore, we have supported ENSI in various actual ageing-related issues (technical consulting), e.g., in the context of cladding defects in KKB.

5. International Collaborations

As active members with key positions (working group leader, scientific secretary, chairman) in the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.org>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>), as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in new Round-Robin programs on SCC initiation and oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the newly formed NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and ETSON network (<http://www.eurosafe-forum.org/formation-european-tso-network>), where the safe long-term operation in the context of material ageing is an important topic. NUGENIA is the European association dedicated to R&D of nuclear fission technologies with a focus on Generation II&III nuclear plants. In this context, we were involved in the EU 7th FWP project MICRIN+ (SCC initiation, terminated in 2017) and are participating in the EU H2020 projects INCEFA+ (EAF) and MEACTOS (SCC mitigation). ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Here we are involved in the development of an ETSON guidance for ageing management.

Within two contract projects with EPRI, PSI is supporting the development of a Code Case for EAF crack growth in LAS in BWRs as well as the revision of the BWRVIP-233 Rev.1 SCC disposition lines for low-alloy steels taking the new PSI, GE-GR and AREVA results on chloride effects into account. PSI is also following and contributing to the new EAF Expert Panel of EPRI in an informal way. Furthermore, in 2018 & 2019 PSI will support an International Expert Panel Project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment.

6. Assessment of 2017 and Perspectives for 2018

6.1 Assessment of 2017

The overwhelming part of the project goals and milestones for the third and last project year [3] has been achieved and the project is thus on track. 16 project-related reports, journal and conference publications as well as one PhD thesis were generated in 2017. With one Post-Doc and three PhD projects, SAFE-II strongly contributes to the education of young specialists and preservation of expertise and excellence in this field. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe long-term operation and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The development of new SCC and EAF disposition lines for RPV steels with EPRI and an European methodology for EAF evaluations within INCEFA+ are such current examples.

6.2 Perspectives for 2018

The SAFE-II project can be terminated as planned by the end of 2017 with the final report by the end of March 2018. The new LEAD (Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation) project (3 years, 2018–2020) will involve two continuing, running activities from SAFE-II (PhD projects of Z. Que and W. Chen and international INCEFA+ project) as well as two new R&D activities and will start at the beginning of 2018 [13]. One of the new activities is dealing with the effect of surface conditions on SCC initiation and SCC mitigation by surface modification in austenitic alloys (Alloy 182, SS) and involves a new PhD

thesis project and is linked to the new EU EUR-ATOM Horizon 2020 MEACTOS project (Mitigating Environmentally-Assisted Cracking Through Optimisation of Surface Condition, 09/2017–08/2021) [17]. The other new activity covers the superposition and synergies of different ageing mechanisms and covers the effect of radiation damage and thermal ageing on the environmental fracture and SCC in RPV steels and Alloy 182 weld metal, respectively.

7. Publications

Scientific journals

- *J. Bai, R.-W. Bosch, S. Ritter, C.W. Schneider, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Electrochemical and spectroscopic characterization of oxide films formed on Alloy 182 in simulated boiling water reactor environment: effect of dissolved hydrogen, *Corrosion Science*, in press, <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2018.01.024>.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behaviour in Alloy 182 weld metal under simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry conditions, *Corrosion Science* 131 (2018) 208–22.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Using tapered specimens to study the effect of hydrogen and surface finish on SCC initiation in Alloy 182 under boiling water reactor conditions, *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52 (2017) 558–566.
- *S. Ritter, D. Féron*, Editorial for the special issue on Corrosion of Nuclear Materials, *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 52 (2017) 557–557.

PhD thesis

- *J. Bai*, Effect of Hydrogen on the Stress Corrosion Cracking Behaviour in Alloy 182 Weld Metal Under Boiling Water Reactor Hydrogen Water Chemistry Conditions, PhD thesis, Friedrich Alexander Universität, Erlangen-Nürnberg, 2017.

Reports

- BWRVIP-233 Rev. 2 «Evaluation of stress corrosion crack growth in low alloy steel vessel materials in the BWR environment: Technical basis for revisions to BWRVIP-60-A», to appear in 2017.
- NUGENIA position on fatigue including environmental effects: Environmentally-assisted

fatigue assessment – The European view of the State of the Art for stainless steels in LWR environments, 2017.

Conference contributions:

- *Z. Que, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter, S. G. Rao*, Effects of High-Temperature Water Environments on the Fracture Behaviour of Low-Alloy RPV Steels, ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behaviour in Alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions, ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Characterization of stress corrosion cracks and crack initiation sites in Alloy 182 by electron backscatter diffraction (EBSD), ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- *J. Bai, R.-W. Bosch, S. Ritter, W. Schneider, H.P. Seifert, S. Virtanen*, Electrochemical and spectroscopic characterization of oxide films formed on Alloy 182 in simulated BWR water: effects of dissolved hydrogen, ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- *M. Vankeerberghen, J. Bai, R.-W. Bosch, S. Ritter, H.P. Seifert*, Challenge and reward of flat, tapered specimen testing in high-temperature water, ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- *W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert*, Fatigue behavior of 316L austenitic steel in air and LWR environment with and without mean stress, 14th International Conference on Fracture, Rhodes, Greece, June 18–23, 2017.
- *S. Rao Gorja, Z. Que, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, Effect of dynamic strain ageing and steel sulphur content on hydrogen embrittlement in low alloy RPV steels, 14th International Conference on Fracture, Rhodes, Greece, June 18–23, 2017.
- *W. Chen, P. Spätig, H.P. Seifert*, Mean stress effect on environmental assisted fatigue of 316L austenitic steel in LWR environment, International Workshop on Materials Resistant to Extreme Conditions for Future Energy Systems, Kiev, Ukraine, June 12–14, 2017.
- *Z. Que, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter, G. S. Rao*, Effect of High-temperature water environment on the fracture behaviour of low-alloy RPV steels, 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Portland, Ore-

gon, USA, August 13–17, 2017.

- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, M. Vankeerberghen, R.-W. Bosch*, The use of tapered specimens to evaluate the SCC initiation susceptibility in Alloy 182 in BWR and PWR environments, 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Portland, Oregon, USA, August 13–17, 2017.
- *H.P. Seifert, S. Ritter*, EAC of Carbon&Low-Alloy Steels in Light Water Reactors, Invited Talk, EUROCORR&ICC 2017, 50 Years WP4 Jubilee Workshop, Prague, Czech Republic, September 3 to 7, 2017.

8. References

- [1] Forschungsstrategie des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI, ENSI-AN-8398, Juni 2013.
- [2] **H.P. Seifert**, Research in the field of plant lifetime management of primary pressure boundary components of LWR, PSI-AN-43-06-02, February 26, 2006.
- [3] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig**, «Projektantrag SAFE-II zu Handen des ENSI, PSI-AN-46-14-08, August 31, 2014.
- [4] **J. Bai et al.**, Power Plant Chemistry 18 (2016) 130–150.
- [5] **J. Bai et al.**, Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behaviour in Alloy 182 weld metal under simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry conditions, Corrosion Science 131 (2018) 208–22.
- [6] **J. Bai et al.**, Corrosion Engineering, Science & Technology 52 (2017) 558–566.
- [7] **J. Bai et al.**, Electrochemical and spectroscopic characterization of oxide films formed on Alloy 182 in simulated boiling water reactor environment: effect of dissolved hydrogen, Corrosion Science, in press, <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2018.01.024>.
- [8] **S. Berger et al.**, Mitigation of crack initiation in LWRs (MICRIN+)", in: *EUROCORR 2016*, EFC, Paper No. 65952 (CD-ROM/USB), Montpellier, France, September 11–15, 2016.
- [9] **J. Stairmand**, ICG-EAC Round Robin on SCC initiation of Alloy 600, in: ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, May 7–12, 2017.
- [10] **S. Roychowdhury et al.**, Journal of Nuclear Materials 478 (2016) 343–364.

- [11] **G.S. Rao et al.**, *Procedia Structural Integrity* 2 (2016) 3399–3406.
- [12] **Z. Que et al.**, Effect of High-temperature Water Environment on the Fracture Behaviour of Low-Alloy RPV Steels, 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Portland, Oregon, USA, August 13–17, 2017.
- [13] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig**, Projektantrag LEAD zu Handen des ENSI, PSI-AN-46-17-04, October 12, 2017
- [14] **K. Mottershead et al.**, INCEFA+: Increasing safety in NPPs by covering gaps in environmental fatigue assessment, Collaborative Project Proposal, EURATOM/ HORIZON 2020, September 2014.
- [15] **P. Spätig, H.P. Seifert**, Fatigue life reduction of 316L steel and mean stress effect in air and simulated boiling water reactor environments, XVIII International Colloquium on Mechanical Fatigue of Metals, Universidad Laboral, Gijón, Spain, September 5 to 7, 2016.
- [16] **W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert**, Fatigue Behavior of 316L Austenitic Steel in Air and LWR Environment with and without Mean Stress, 14th International Conference on Fracture, Rhodes, Greece, June 18–23, 2017.
- [17] EU-H2020/EURATOM Project Proposal «MEACTOS – Mitigating Environmentally Assisted Cracking Through Optimisation of Surface Condition», Project ID: 755151, NFRP-2016-2017-1, October 2016.

NORA-III

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, P. Reichel, B. Baumgartner
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch www.psi.ch and http://www.psi.ch/lnm
Duration of the Project	September 1, 2016 to August 31, 2019

ABSTRACT

One of the major degradation mechanisms in boiling water reactors (BWRs) is stress corrosion cracking (SCC), causing tremendous costs in plants worldwide and also representing some safety concern. Efficient SCC mitigation technologies, as e.g., noble metal chemical application (NMCA) are therefore of utmost importance. NMCA has been developed to reduce the negative side-effects of hydrogen water chemistry (HWC). NMCA is now widely used as an online process. Platinum (Pt), acting as electrocatalyst for the recombination of O_2 and H_2O_2 with H_2 to H_2O and thus reducing the electrochemical corrosion potential more efficiently, is injected into the feed water during power operation (online NMCA, OLNC). The Pt is claimed to deposit as very fine metallic particles on all water-wetted surfaces including the most critical regions inside existing cracks and to stay electrocatalytic over long periods of time. However, the understanding of the parameters that control the formation and deposition of the noble metal (Pt) particles in BWRs was still incomplete.

To fill this knowledge gap, a research project (NORA) has been started. It is partly financed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and supported by in-kind contributions of the Swiss nuclear power plants of Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM). Despite of the many interesting results the first two phases of the NORA project have delivered, some of which are already implemented in KKM's and KKL's OLNC application procedure, some important questions still remain to be answered and new questions emerged from PSI's intensive research on the OLNC technology. The current project (NORA-III) should answer some of those questions and deliver important insights with respect to efficiency improvement and validation of this technology, which is extremely valuable for the regulatory work of the ENSI. The current report presents a brief summary of the work performed in the first project year.

First tensile tests verifying the SCC mitigation ability of the OLNC technology, as well as a test series investigating possible negative side effects on fuel rod cladding material have been performed. Furthermore, methods have been developed assessing the Pt surface loading from high-resolution SEM images and quantifying the spatial distribution of Pt particles.

1. Introduction

Noble metal chemical addition (NMCA, also known as NobleChem™) is a technology developed by General Electric (GE) to mitigate stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs) [1]. It has the advantage of avoiding the negative side-effects of classical hydrogen water chemistry (HWC), i.e., the speciation of ¹⁶N into the steam with a significant increase in the steam line dose rates. Despite the fact that the technology is already in use in BWRs, there are still open questions on the efficiency of the technology and its potential for improvement. Therefore, a joint project between PSI, ENSI and the nuclear power plants Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM) in Switzerland was initialised (NORA, [2]) to obtain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs. Beside the work in the laboratory at PSI, experiments are also performed at the KKL plant to collect data from full-scale On-Line NMCA (OLNC) applications. The numerous and interesting insights gained during the initial project and its follow-up phase (see [3–5]), have also triggered a number of new and important questions in addition to some initial ones which are still waiting to be answered. Therefore a follow-up project (NORA-III) was started to deliver valuable contributions for the regulatory work of ENSI with a possible direct impact on the effectiveness of SCC mitigation by OLNC. A continuation of the work on this topic also maintains the high level of expertise in Switzerland and educates young scientists in the important field of nuclear power plant ageing and safety in the context of long-term operation. The current report gives a brief overview on selected work from the first project year of the NORA-III project.

2. Structure and goals of the NORA-III project

The general topic of the project is the investigation of the Pt deposition behaviour in BWR environment and its possible negative and/or positive impact on materials performance. A detailed review of the topic has been published and can be found in [6]. In NORA-III a focus on the optimisation and validation of the current plant OLNC application procedures is planned, while maintaining the scientific character of the project (see [7] for details).

In the course of the NORA-I and -II projects, facilities for performing sophisticated OLNC experiments, the whole analytics for the Pt deposition analysis and a non-destructive sampling technique have already been developed and qualified. The NORA-III project can profit from the existing infrastructure. A lot of experience and some important new insights on the NobleChem™ technology have been gained [3–5, 8]. Nevertheless a number of questions are still to be answered and even new «hot questions» arose which are of utmost importance for the regulatory activities of the ENSI, as well as for the utilities. The NORA-III project should fill most of these knowledge gaps by performing a systematic testing programme in the sophisticated high-temperature water loop facility at PSI, by exposing specimens at KKL and by further optimisation and application of the NDT methodologies on lab and KKL specimens or actual plant components (see Table 1). It should be noted that the remaining open questions are the most challenging so far and can only be addressed in NORA-III due to the experience gained during the first two phases of the NORA project. The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM.

	Subject	Share
Task 1	Lab tests in PSI's high-temperature water loop	approx. 40%
Task 2	Activities related to the plants (mainly KKL)	approx. 20%
Task 3	Analysis of the Pt particle deposition and mechanistic studies	approx. 40%

Table 1: Subjects and share of the tasks of NORA-III.

In the first project year the focus was on the investigation of the effect of Pt deposition on the properties of Zircaloy fuel rod cladding material and to verify the SCC mitigation of Pt-treated Ni-base Inconel 182 specimens. Some additional tasks were the Pt loading analysis by several non-destructive testing (NDT) techniques and a quantification of the spatial distribution of Pt particles. Also a student has been supervised and taught during summer 2017.

3. Results from experimental work

3.1 Material and experimental procedures

3.1.1 Material and specimens

For most of the investigations a type 304 L stainless steel (UNS S30403) from a pipe from a nuclear power plant was chosen (see Table 2). Coupons (13 x 10 x 4 mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.4 \mu\text{m}$) were used for the «standard» experiments and for the exposure at KKL. The specimens were used in the «as received» state (see [9, 10] for more details). The SCC tensile tests were performed with tapered flat tensile specimens made out of Inconel 182 Ni-base weld metal (see Table 2). To study the effect of Pt deposition on the performance of fuel rod cladding material, tubes made out of Zircaloy-2 (LK3 Liner tubing Optima3, provided by Westinghouse Electric Sweden AB¹) and closed by welding on Optima3 bottom end plugs at one extremity, were used (see Table 3).

3.1.2 Experimental procedure of the loop tests

For the investigation of the Pt deposition behaviour in the lab, primarily coupon specimens were exposed to simulated BWR water in a sophisticated high-temperature water loop with autoclave. In Figure 1 a schematic of the loop system can be seen. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), conductivity (κ), T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Coupon specimens were exposed to the high-temperature water in the autoclave (volume $\approx 0.9 \text{ L}$, flow rate = 10 kg h^{-1}), and in specimen holders (SHs) with controlled flow conditions, placed in series after the autoclave. The electrochemical corrosion potential (ECP) of one autoclave specimen, the redox potential (Pt sheet) and the autoclave potential were measured vs. a Cu/Cu₂O/ZrO₂-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280 °C (270 °C in the SHs) and a pressure of 90 bar. To simulate hydrogen water chemistry (HWC) conditions, a mixture of H₂ and O₂ was adjusted. The Pt compound (Na₂Pt(OH)₆) was

Material	Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu	Nb	Ti
AISI 304L	69.5	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	10.0	17.9	0.247	0.305	0.001	0.001
Inconel 182	5.19	0.034	0.56	6.21	0.002	0.005	69.4	16.0	0.178	0.007	2.325	0.072

Table 2: Chemical composition of the AISI 304L stainless steel and Inconel 182 weld metal (in wt.-%).

Zr	Sn	Ni	Cr	Fe	O	Si	C	Hf	W	Al	N	H
>98	1.31	0.05	0.12	0.18	0.139	0.011	0.013	57*	20*	30*	47*	8*

Table 3: Chemical composition of the Zircaloy-2 tube in wt.-% (* in ppm).

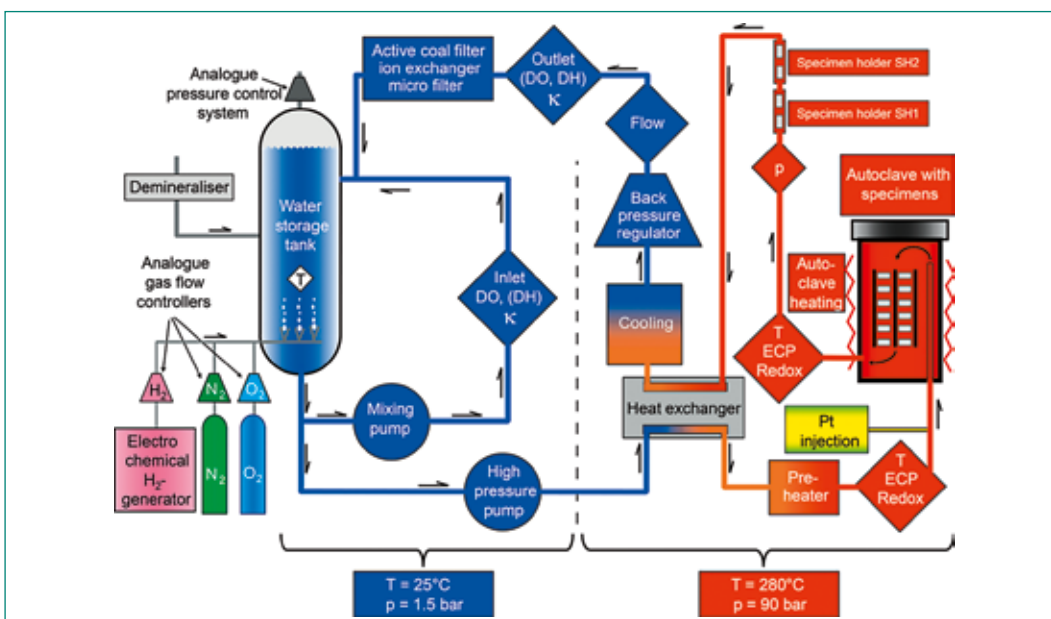


Figure 1: Schematic of the high-temperature water loop facility with autoclave.

1) The support from Westinghouse Electric Sweden AB is gratefully acknowledged!

injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump usually after one week of pre-oxidation. Three days after the Pt injection ended, the tests were shut-down.

The six constant extension rate tensile (CERT) tests with three Pt-treated and three Pt-free/pre-oxidised flat tapered tensile specimens (Inconel 182) were performed under BWR/HWC conditions (at $T = 274\text{ °C}$) in an autoclave with electromechanical tensile machine. The tests were conducted at three different strain rates to determine the stress thresholds for crack initiation by evaluating the cracking on the gauge section of the tensile specimens by SEM after the tests. The experiments were performed according to the procedure described in [11].

For experiments with the fuel rod cladding material the same test set-up as in the NORA-II project was used. A heating cartridge was inserted into the tube to produce boiling on the surface of the upper section while in the high-temperature water. A tube section without heater was positioned beside the tube as a control (to identify the influence of boiling). More details on the experimental set-up can be seen in [12].

3.1.3 Analytical techniques

After exposure in the loop, the specimens and Zircaloy tube sections were examined by scanning electron (SEM) and/or transmission electron microscopy (TEM) to determine the morphology of the surface oxide layer, coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their size distribution (by particle analysis tool of ImageJ software). X-ray energy dispersive spectrometry (EDX) was used for qualitative chemical analyses.

The Pt concentration on the surface of all specimens was measured by Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS). Front and back side of the specimens were ablated using a UV laser ablation system, coupled to a sectorfield ICP-MS instrument.

3.2 Results

3.2.1 SCC mitigation on Inconel 182 weld metal by OLNLC

The (positive) effect of the Pt-treatment on the SCC initiation susceptibility was, in a first step, investigated by CERT tests with flat tapered tensile speci-

mens made of Inconel 182 Ni-base weld metal. This type of accelerated SCC initiation testing has been developed and optimised in the framework of a NUGENIA & 7th EU Framework project «MICRIN+» [13]. The method also has been successfully applied with the same Inconel 182 metal in the SAFE project. Details of the testing procedure and technique can be seen in [11].

Three tensile specimens have been Pt-treated in a «standard» OLNLC lab test at 280 °C under BWR/HWC conditions and three specimens have been pre-oxidized for the same time and in similar environment, but without OLNLC application. A series of two times three CERT tests at three different strain rates have been performed under BWR/HWC conditions to evaluate the critical stress thresholds for crack initiation.

Figure 2 compares the crack initiation stress thresholds for the Pt-treated and non-treated specimens. Even though the ECP of the Pt-treated specimens was only approx. 60 mV lower compared to the non-treated ones, a small but very clear trend towards higher stress thresholds and therefore lower SCC susceptibility could be observed. Further analysis of the specimens (Pt surface loading before and after the tensile tests, Pt particle size distribution, etc.) is still ongoing and a second test series with stainless steel specimens is under preparation.

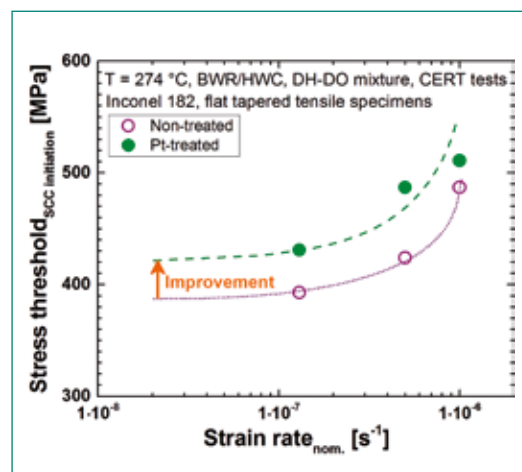


Figure 2: Stress thresholds for crack initiation in Inconel 182, gathered from tests in BWR/HWC environment at different strain rates.

3.2.2 Effect of Pt deposition on the performance of simulated fuel rod cladding

From the early days of the NMCA technology, some concern exists that depositing Pt on the surface of fuel cladding materials may have a negative impact

on the H₂ uptake and/or oxidation behaviour [14]. Therefore this issue was investigated in the framework of the NORA-II project, where rather short-term experiments didn't reveal any such negative impacts. In NORA-III several long-term experiments (60 days per test) are planned to possibly confirm those results.

So far, a series of three long-term tests under HWC conditions have been conducted. The first preliminary results confirm that at least no major negative side effects of the Pt deposition can be observed after 60 days in high-temperature water. But the results are still under evaluation and a second test series will still be performed in 2018 before final conclusions can be drawn!

3.2.3 Obtaining quantitative Pt loadings from high-resolution SEM analyses

Currently LA-ICP-MS is used to analyse the Pt surface loading on specimens from lab tests and from plant exposure tests. Because this technique is destructive and rather time-consuming a new method has been developed and verified to get at least a good estimate of Pt surface loadings by using (non-destructive) high-resolution SEM analysis.

A simple approach has been chosen, where the Pt mass per unit area is calculated from the number and volume of Pt particles per unit area. Because only 2D micrographs are available from SEM analyses and because the Pt particles have different shapes (see some examples in Figure 3) some basic assumptions had to be made (e.g., that the particles have a spherical shape). Several mathematical models have been considered for calculating the volume, e.g., from Feret's diameter or Feret's area (more definitions can be found in [15]). After an assessment of the different models, the sphere based on the Feret's diameter has been identified as the best choice for estimating the volume and thus the mass of Pt.

High-resolution SEM images from 20 Pt-treated specimens made out of stainless steel, Ni-base weld metal and Zircaloy-2 have been analysed on their Pt surface loading, based on the approach described above. Those results have been compared to the Pt loading values derived from LA-ICP-MS measurements and revealed a good agreement. Therefore it was concluded that the Pt surface loading can be estimated reasonably well by analysing high-resolution SEM micrographs. At least ten SEM images at approx. 100'000 X magnification are required for acceptable results.

3.2.4 Quantitative assessment of the spatial Pt particle distribution

In the context of SCC mitigation with OLNK, one very important parameter is to have a homogenous dispersion of the Pt nanoparticles on stainless steel oxide films. Dispersion (spatial distribution) of Pt nanoparticles can be assessed by electron microscopy techniques. Visual examination of the micrographs provides a qualitative evaluation of the dispersion; however a more quantitative approach is needed to better correlate this parameter with the other factors which are used to characterize the Pt nanoparticles deposited on stainless steel oxide films.

By reducing the oxidizing species (in presence of H₂), the dispersed Pt nanoparticles decrease locally the ECP. The limited conductivity of the high-purity water used in BWRs means that the ECP lowering effect is only available in a small radius around the Pt particles. Currently this radius is not well defined, as is the minimal Pt surface loading required to achieve a low ECP. Both parameters are certainly related and the particle size distribution and dispersion are the links.

Two approaches are basically possible to characterize the dispersion of the nanoparticles. They consist in either determining (i) the distance to the nearest neighbours or (ii) the area free of particles which

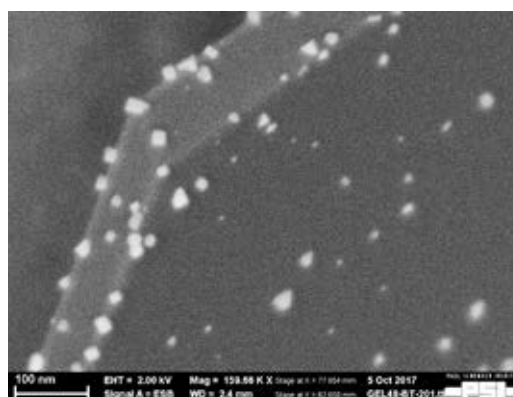
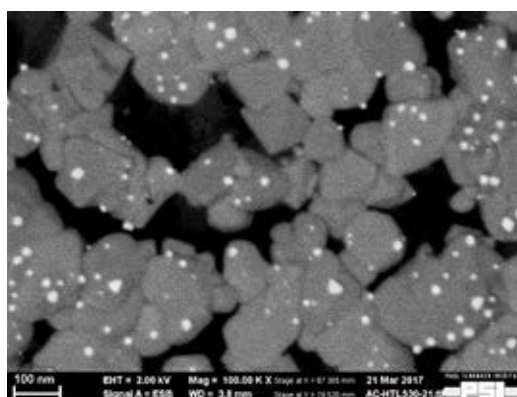


Figure 3: Typical examples of high-resolution SEM images of Pt particles (white objects) with different shapes on oxide crystals on stainless steel.

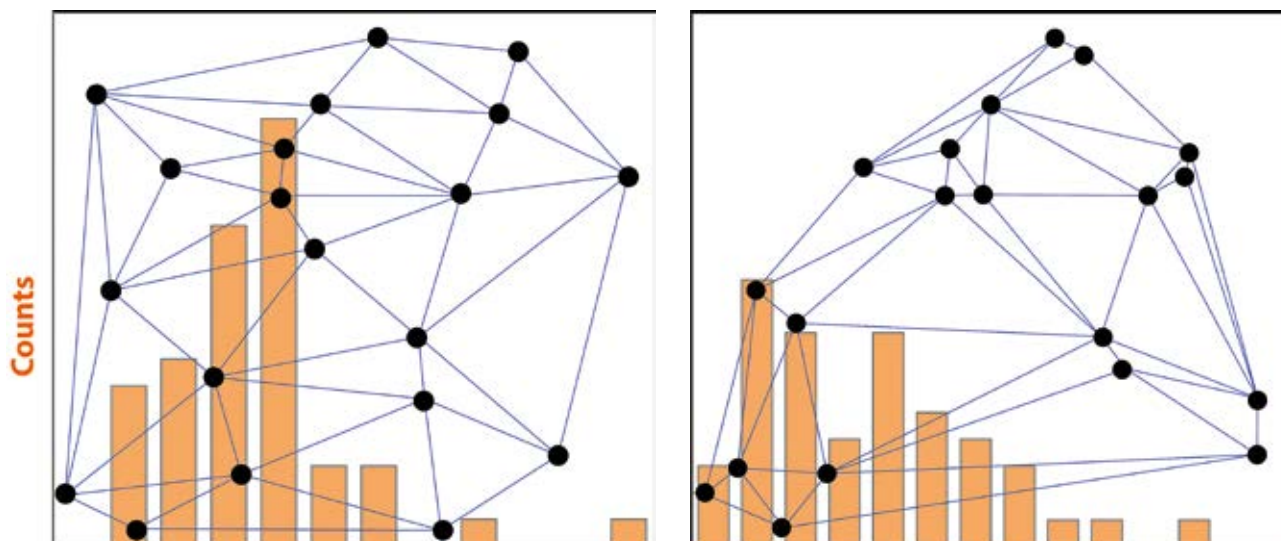


Figure 4: Two different spatial distributions with Delaunay triangulation and corresponding distance distributions. In case of the more homogeneous spatial distribution (left) the distance distribution is narrower.

lies between them. To address point (i) a mathematical tool called Delaunay triangulation is under consideration as it provides a good criterion for defining who belongs to the nearest neighbours (see example in Figure 4). Point (ii) can be addressed by applying a grid over the area of interest and counting the number of particle-free squares as a function of their size.

4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA-III project consists of a consortium formed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI, the nuclear power plants KKM and KKL and two laboratories (Laboratory for Nuclear Materials and Hot Laboratory Division) at PSI. The ENSI and all Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual ENSI-PSI project presentations. Additionally, semi-annual project steering committee meetings were/are held where ENSI, KKM, KKL and PSI are represented. Close collaboration exists also with the SAFE-II project.

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities [e.g., International Co-operative Group on Environmen-

tally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.org/>, S. Ritter is acting as Scientific Secretary here), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>, S. Ritter is acting as Past-Chairman here), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), S. Ritter was elected as Chairman of the Working Party 4), etc.]. Our research activities are presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as a member in the NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and the Component Safety Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). The results of the NORA project(s) are also well recognised by the US NRC. The project leader is also strongly involved in a Horizon 2020 EU project (started on September 1, 2017) dealing with mitigation of SCC initiation (MEACTOS, www.meactos.eu).

6. Assessment of 2017 and perspectives for 2018

6.1 Assessment of 2017

The project goals and milestones of the first phase of the project have been achieved. A first systematic series of high-temperature water loop tests investigating the effect of Pt on Zircaloy fuel cladding

(three long-term tests) and analysis of specimens from the PSI tests and from KKL (by SEM, TEM and LA-ICP-MS) have been completed. A series of tensile tests (eight tests) with Pt-treated and non-treated specimens have been performed. During summer 2017 a student from the National Tsing Hua University (Taiwan) in his final year has been supervised for three months in the framework of the NORA-III project. Two project steering committee meetings and the annual ENSI-PSI project presentation meeting were held (all at PSI). The final report of the NORA-II project has been issued. At three conferences (18th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Portland, USA; Microscopy Conf. 2017, Lausanne, CH; EUROCORR 2017, Prague CZ) and at one symposium (GfKorr Jahrestagung 2017, Frankfurt, DE) results have been presented. Finally, two journal papers have been published (and one submitted).

6.2 Perspectives for 2018

The focus in 2018 will be placed on further investigations of the Zircaloy fuel rod cladding as well as on crack initiation tensile tests (with stainless steel specimens) to verify the SCC mitigation capabilities of the OLNC technology. The minimum Pt loading for a low ECP will be examined by a new test set-up and a measurement campaign at the Swiss Synchrotron Light Source (SLS) is planned for spring 2018. New specimens are exposed in the mitigation monitoring system at KKL, which will be transported back to PSI probably in spring and fall 2018 and will be analysed thereafter. Currently the NORA-III project is on track and can proceed as planned and described in the NORA-III project proposal [7]. Results from NORA-II and -III will be published in journal and conference papers.

7. Publications (in 2017)

- *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, G. Ledergerber, R. Pathania*, Assessment of the platinum deposition behaviour on stainless steel surfaces in a boiling water reactor plant, *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 52 (2017) 578–586.
- *P.V. Grundler, L. Veleva, S. Ritter*, Formation and deposition of platinum nanoparticles under boiling water reactor conditions, *Journal of Nuclear Materials*, 494 (2017) 200–210.
- *P.V. Grundler, S. Ritter, L. Veleva*, SCC mitigation in boiling water reactors: Platinum deposition and durability on structural materials, in: 18th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Portland, OR, USA, 2017.
- *S. Rowthu, P.V. Grundler, L. Veleva, S. Ritter*, Pt deposition on stainless steel in laminar, mixed and turbulent high-temperature water flow regimes using customized rotating disk experiments, in: EUROCORR 2017, EFC, Prague, Czech Republic, 2017.
- *S. Rowthu, L. Veleva, P.V. Grundler, S. Ritter*, High-resolution electron microscopy analyses of Pt nanoparticles deposited on stainless steel in simulated boiling water reactor environment, in: Microscopy Conference 2017, Lausanne, Switzerland, 2017.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, H.P. Seifert*, NanoTech für Siedewasserreaktoren zum effizienten Schutz vor Spannungsrisskorrosion: Edelmetalltechnologie, in: GfKorr Jahrestagung 2017, Gesellschaft für Korrosionsschutz e.V., Frankfurt, Germany, 2017.

8. References

- [1] *P.L. Andresen, Y.-J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in: 12th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [2] *S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel*, «Investigation of Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», *PowerPlant Chemistry*, 2010, 12(11), pp. 628–635.
- [3] *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, G. Ledergerber, and R. Pathania*, «Assessment of the Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel Surfaces in a Boiling Water Reactor Plant», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2017, 52(8), pp. 578–586.
- [4] *P.V. Grundler, L. Veleva, and S. Ritter*, «Formation and Deposition of Platinum Nanoparticles under Boiling Water Reactor Conditions», *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 494, pp. 200–210.
- [5] *H.F. Gu, B. Niceno, P.V. Grundler, M. Sharabi, L. Veleva, and S. Ritter*, «Computational Study of Platinum Nanoparticle Deposition on the

- Surfaces of Crevices», *Nuclear Engineering and Design*, 2016, 304, pp. 84–99.
- [6] *P.V. Grundler and S. Ritter*, «Noble Metal Chemical Addition for Mitigation of Stress Corrosion Cracking: Theoretical Insights and Applications», *PowerPlant Chemistry*, 2014, 16(2), pp. 76–93.
- [7] *S. Ritter, P.V. Grundler, and H.P. Seifert*, «Project Proposal: NORA-III (Noble Metal Deposition in Boiling Water Reactors)», AN-46-16-04, Report No. AN-46-16-04, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, July 2016.
- [8] *P.V. Grundler, S. Ritter, and L. Veleva*, «SCC Mitigation in Boiling Water Reactors: Platinum Deposition and Durability on Structural Materials», in: 18th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems - Water Reactors, Paper No. 113402, Portland, OR, USA, August 13-17, 2017.
- [9] *P.V. Grundler, L. Veleva, A. Ramar, and S. Ritter*, «A Comprehensive Investigation of the Platinum Application to BWRs to Mitigate Stress Corrosion Cracking», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Atomic Energy Society of Japan, Paper No. 10128, Sapporo, Japan, October 26-31, 2014.
- [10] *A. Ramar, P.V. Grundler, V. Karastoyanov, I. Günther-Leopold, S. Abolhassani-Dadras, N. Kivel, and S. Ritter*, «Effect of Pt Injection Rate on Corrosion Potential and Pt Distribution on Stainless Steel under Simulated Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2012, 47(7), pp. 489-497.
- [11] *J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, and S. Virtanen*, «Using Tapered Specimens to Study the Effect of Hydrogen and Surface Finish on SCC Initiation in Alloy 182 under Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2017, 52(8), pp. 558-566.
- [12] *P.V. Grundler, S. Ritter, L. Veleva, L. Oliver, B. Helmerson, S. Allner, and G. Ledergerber*, «Influence of Pt Deposition on the Behaviour of Zircaloy Cladding under Boiling Conditions in Simulated BWR Environment », in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Paper No. 30, Brighton, UK, October 2-7, 2016.
- [13] *S. Berger, R. Kilian, S. Ritter, U. Ehrnstèn, R.W. Bosch, and F.J. Perosanz*, «Mitigation of Crack Initiation in LWRs (MICRIN+)», in: EUROCORR 2016, EFC, Paper No. 65952 (CD-ROM/USB), Montpellier, France, September 11-15, 2016.
- [14] *S.E. Garcia, J.F. Giannelli, and M.L. Jarvis*, «BWR Chemistry Control Status: A Summary of Industry Chemistry Status Relative to the BWR Water Chemistry Guidelines», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, CNS, Paper No. 9.09, Quebec City, Canada, October 3-7, 2010.
- [15] *H.G. Brittain*, «Particle-Size Distribution, Part I. Representations of Particle Shape, Size, and Distribution», *Pharmaceutical Technology*, 2001, 25(12), pp. 38-45.

PROBAB

Probabilistic Component Integrity Analyses

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, G. Qian, D. Mora, R. Mukin, N. Lafferty, M. Andreani, B. Niceno, M. Jaros
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 26 86, Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch
Duration of the Project	1.1.2016–31.12.2018

ABSTRACT

PROBAB investigates the advantages and shortcomings of probabilistic fracture mechanics (PFM) as a complement to deterministic fracture mechanics (DFM). For this purpose a reference reactor pressure vessel (RPV) of a model pressurized water reactor (PWR) subjected to pressurized thermal shock (PTS) load is studied. In addition, probabilistic leak before break (LBB) analyses by considering active damage mechanisms as stress corrosion cracking and fatigue are investigated.

In subproject I (SP I) we evaluate different scenarios (small break (SB-), medium break (MB-) and large break (LB-) loss of coolant accidents (LOCAs), steam generator tube rupture (SGTR), main steam line break and stuck open pressurizer (PZR) relief valve scenarios, with different assumptions of emergency core cooling (ECC) availability, which could cause a PTS and consequently contribute to the risk of RPV failure. The system codes TRACE and Relap5 were used to calculate the transient thermal-hydraulic (TH) system behavior, based on these accident scenarios. For the first time a two phase flow computational fluid dynamics (CFD) simulation of a LBLOCA due to a 3832 cm² break in

the hot leg (HL) gave a detailed insight into the dynamic behavior of the cooling plumes (up to 40 seconds) and showed that 5 seconds after the start of the ECC injection, the water is detached from the RPV inner wall. Large fluctuations of the water temperature in the downcomer (DC) were observed.

In subproject II (SP II) detailed structural mechanics calculations followed by PFM and DFM analyses based on the results from TH system simulations, were performed. The evaluated transient temperature distribution governing at the inner wall of the RPV during cooling water injection were used in the subsequent structural and fracture mechanics (FM) calculation, which showed large fluctuation of stress intensity factors (SIFs) leading to significant reload.

Subproject III (SP III) is dedicated to the PFM assessment of a model nozzle in the primary loop of boiling water (BWR) nuclear power plant (NPPs) by considering welding residual stresses (WRS) and intergranular stress corrosion cracking (IGSCC). Time dependent probabilities for leaks and leak rate and sizes were calculated and showed e.g. the influence of the inspection interval.

1 Project goals

Reactor pressure vessels (RPVs) are exposed to fast neutron radiation, leading to embrittlement of the ferritic RPV steel. This ageing mechanism is of utmost importance for the integrity of RPVs during normal operation as well as in case of emergency core cooling of PWRs. Therefore a mandatory safety assessment aims to confirm the integrity of the RPV even in presence of cracks in its weakest region. This is achieved by applying deterministic (DFM) and probabilistic (PFM) fracture mechanics (FM) methods.

In DFM analysis, all involved parameters are treated as fixed conservative or best estimate values. Stress intensity factor (SIF) K_I of postulated cracks is then compared with the fracture toughness K_{Ic} . A component is regarded as safe if the calculated SIF K_I is less than K_{Ic} .

In PFM the concerning parameters are considered as dispersed, following a certain distribution function. In a Monte Carlo (MC) calculation the random parameters are varied and thousands of DFM analyses are performed, whereas the results are judged either as safe or unsafe ($K_I < K_{Ic}$ or $K_I > K_{Ic}$). The probability for crack initiation is the ratio between the unsafe results and the total number of calculations. For the integrity assessment of RPVs in European countries and Switzerland, only DFM analyses are required, whereas in the USA additional PFM is accepted. In order to establish the probabilistic approach in Switzerland, the research project PROBAB aims to investigate the advantages and shortcomings of the PFM. For this purpose we study a reference RPV of a model PWR subjected to PTS loads, which may occur in case of a LOCA, when emergency core cooling system (ECCS) injects cold water into the hot RPV in order to ensure the cooling of the reactor core. This shock-like cooling, in combination with the remaining pressure, causes high stresses in the RPV wall and the SIF of preexisting cracks could exceed the remaining fracture toughness, resulting in crack initiation and in the worst case in a brittle failure of the irradiated RPV.

Former analyses have shown that detailed PTS analyses are needed since e.g. non-uniform cooling due to cold plumes may increase the stress intensity of postulated cracks significantly. A main goal of PROBAB is therefore to further develop the numerical tools for analyzing the integrity of RPVs subjected to PTS loading and to complete the transient scenarios and transients analyzed in the PISA pro-

ject. Part of the focus is put on the development towards more economical but sufficiently precise computational methods for the calculation of thermal-hydraulic phenomena. In order to consider the main uncertainties in a PTS analysis, a complete integrity analysis involves several integrated numerical methods. Therefore the project is split in three subprojects (SP).

In SP I the system behavior, initiated by different scenarios is simulated in order to get the time dependent pressure and temperatures at the inner wall of the RPV for the whole transient, this was done with the system codes *TRACE* and *RELAP5*. However, *RELAP5* calculates axisymmetric temperature distribution only and does not consider local cooling caused by the so called cooling plumes, which are developed below the inlet nozzles of the cold leg. To calculate more detailed three dimensional temperature fields by considering the mixing of cold and hot water and local cooling effects, detailed CFD simulations are performed and the resulting temperatures are needed as input for the subsequent structural mechanics and FM calculations with the finite element method (FEM). An alternative approximate approach to consider the local effect of cooling plumes is the use of the semi-empirical code *GRS-MIX*. This code allows the economic calculation of local heat transfer coefficients (HTC) and temperatures based on antecedent *RELAP5* calculations. As an alternative to the huge computational effort needed for CFD, the system code *TRACE* is upgraded to 3D capabilities and different scenarios were analyzed.

In SP II structural and DFM calculations are performed by means of the FEM. Additional PFM calculations are performed with the probabilistic code *FAVOR* [1]. This code is based on analytical formulas for the calculation of SIFs in axi-symmetrically loaded cylinders and allows calculating probabilities for crack initiation and RPV failure by means of MC simulations.

Figure 1 illustrates the interplay between the numerical codes at PSI. Note that *RELAP5* does not consider cooling plumes and only provides axisymmetric results, whereas CFD and *GRS-MIX* consider the local cooling effect of the cold plume.

Subproject III is dedicated to the probabilistic assessment of RPV nozzles and piping by considering active damage mechanisms as stress corrosion cracking (SCC), thermo-mechanical fatigue caused by flow induced vibration, which may lead to crack initiation or even to leaks. Such active ageing mechanisms are considered in the leak-before-

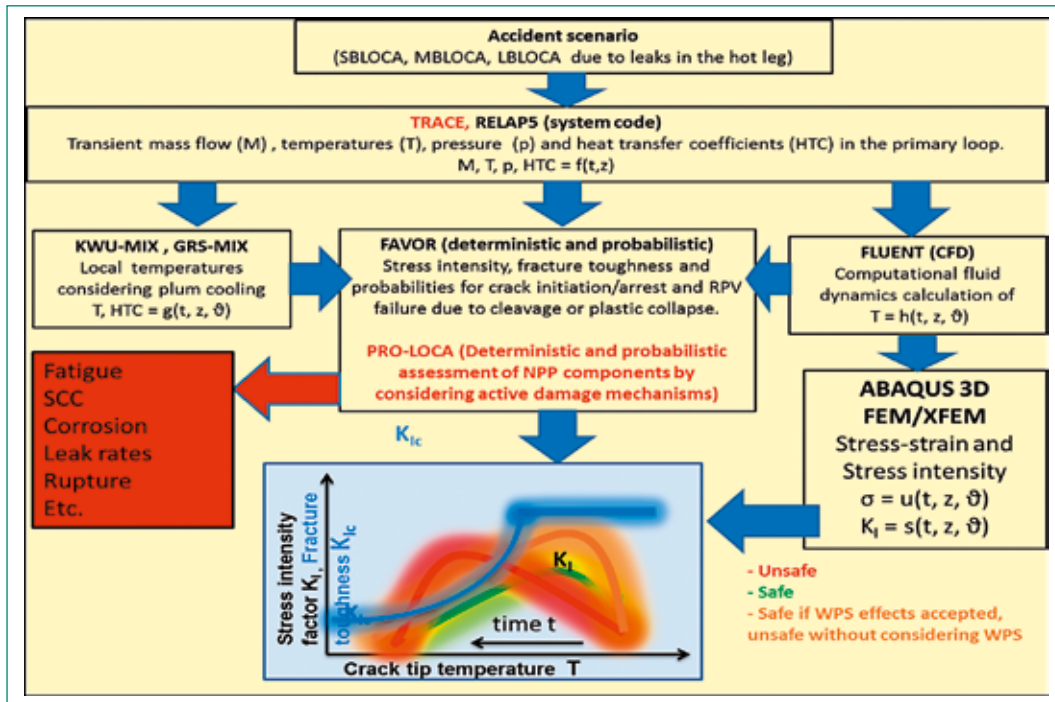


Figure 1: Interplay of numerical tools for PTS analyses

break concept (LBB). The aim of the LBB concept is to avoid breaks of piping by detecting a leak before rupture or break and by taking appropriate countermeasures. Such methods help to assess the probabilities for the occurrence of leaks and their size and can help to define adequate inspection intervals. For such kind of analyses the code *PRO-LOCA* is used.

2 Work carried out and results obtained

2.1 Thermal-hydraulic analysis of PTS transients with system code TRACE

In this section, an overview of different transients that could contribute to the risk of vessel failure is presented along with results from the system code *TRACE*. The selection of these transients was done in accordance with US NRC recommendations published in [1]. Results of the most severe transients involving primary-side faults, which are the dominant contributors to PTS, are presented. In total, 25 different scenarios were analyzed including SB-, MB- and LBLOCAs, SGTR, main steam line break and PZR relief valve scenarios, with different assumptions of ECC availability, temperature and operator response time. Screening of all these transients is done using a *TRACE* model of the reference NPP. Analysis of all transients is performed by

calculating key parameters that are characterizing the cooling rate of the internal RPV surface and downcomer (DC), i.e. the minimum fluid temperature in the vessel, primary system pressure and heat flux on the inside of the vessel wall (Fig. 2). Comparisons between one-dimensional (1D) and three-dimensional (3D) cylindrical spatial representations of the DC and lower plenum are made. In the traditional 1D model, the DC annulus is modelled as two parallel 1D pipes that are connected to each other via a lateral single junction connection and the lower plenum volume. In this case, crossflow is not modelled; on the contrary, the 3D vessel model of *TRACE* solves the momentum equations in three directions for each cell in the 3D vessel component, thereby taking crossflow effects into account. Applying the 3D vessel model is especially crucial during an asymmetrical injection of the emergency cooling water, for instance, in case of LOCA in a cold leg. Main results and conclusions of the PTS screening analysis are presented in the following.

2.1.1 Loss-of-coolant accidents (LOCA)

Full spectra of break sizes, from small break size of 2% to double-ended guillotine breaks were analyzed. Possible break locations are assumed at the welded locations in the primary pipe system. In case of hot leg breaks, the break is assumed at the surge line connection to the hot leg. A possible break in a cold leg is assumed in the connection of

emergency core cooling (ECC) line to the cold leg. The location of a large break is assumed at the last weld of cold and hot legs in front of the biological shield. For all transients loss of offsite power (LOOP) following a turbine trip is assumed, and all safety injection (SI) pumps and accumulators (ACC) are available. Conservative assumptions also include hot full power conditions at 102% with 108% decay heat and reactor tripped based on the second SCRAM signal. The minimum liquid temperature in the DC depends on the ECC coolant tem-

perature. Therefore an additional conservative assumption for PTS analyses is that the temperature of ECC water is 10 °C.

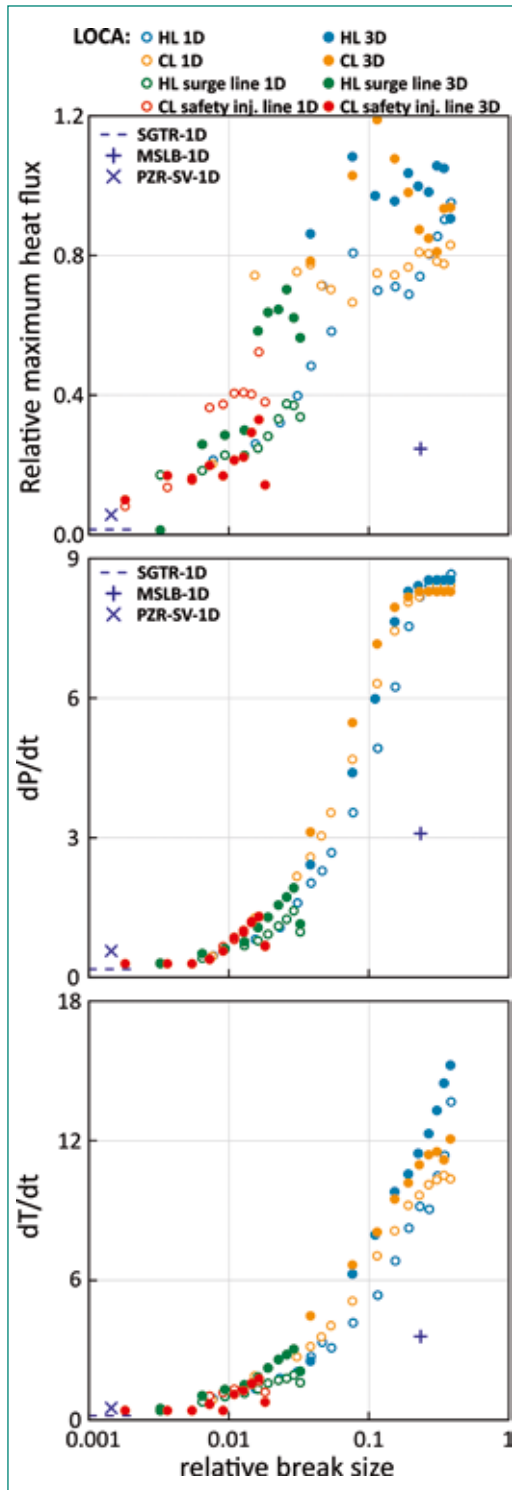
Evolution of all LOCAs transients is determined by the size of the break. SBLOCAs are characterized by low break flow rates and therefore low supply rate of SI pumps. The high pressure injection (HPI) is enough to compensate the loss of primary inventory, consequently, maintains the primary pressure and ensures heat removal through the steam generators. As a result, heat fluxes on the internal surface of the DC and liquid temperature gradients are small. When a LBLOCA occurs, the primary system pressure drops quickly to saturation conditions, causing significant void formation in the reactor core. The accumulators and low pressure injection (LPI) supply a large amount of cold water as pressure drops. Since the ECC injection rates are substantially greater for the LBLOCA, the RPV cooldown is much stronger. Therefore, the heat flux, temperature and rate of pressure decrease for LBLOCAs are much higher in comparison to other scenarios.

Since in 1D RPV model hydraulic nodes are larger in comparison to 3D RPV vessel nodalization, thus averaging over larger volume gives lower maximum heat flux, and decrease rates of pressure and temperature in comparison to 3D vessel model. Application of 3D vessel model is particularly important in the case of CL LOCA when ECC system is available only in the intact loop, i.e. asymmetrical ECC injection. In the 1D RPV model, injected cold water propagates along the DC to the lower plenum (LP), on the other hand, 3D RPV model showed different spreading of the cold water plume. It propagates along the DC towards the opposite CL where the pressure is lower, without penetrating to the LP. DC cooling rates in this case are very different for the 1D and 3D models, which highlight the importance of modelling 3D effects.

2.1.2 Stuck-open primary safety relief valve

During stuck-open valve transients, a PZR safety relief valve (RV) is assumed to stick open as a result of a failure and later due to operator action it re-closes and re-pressurizes the primary system. The initial stage of this transient is similar to the SBLOCA while RV is opened. During de-pressurization (PZR-RV is opened) HPI system fills gradually the primary side. Different RV re-close assumptions are analyzed; the most severe one is when PZR-RV

Figure 2:
Maximum heat flux, pressure and temperature decrease rates vs relative to break size.



remains opened until the PZR is completely filled. In this case, due to water incompressibility, the primary pressure rises very quickly to the high-pressure setpoint of the PZR safety valve. The severity of this transient is determined by the time the PZR-RV remains open. The longer the RV remains open, the cooler the DC temperature and the faster the re-pressurization rate. In comparison to LOCA transients the key PTS parameters are smaller, however this transient is more likely than LOCA scenarios and it is therefore an important contributor to the PTS transients screening. Evolution of the key PTS parameters for this transient are plotted in Figure 3.

2.1.3 Steam generator tube rupture (SGTR)

A double-ended guillotine break of a single SG tube in the hot leg side of the SG in the loop containing the PZR has been analyzed. The SGTR causes primary side depressurization similar to the SBLOCA transient when HPI system is sufficient to make up primary and secondary pressures. SGTR is not considered a significant event to PTS, since pressure and temperature decrease rates, as well as heat flux at the DC wall, are small. However, one of the operator actions during this transient is a primary-side depressurization by opening and closing the PZR RV to re-establish the liquid level in the PZR.

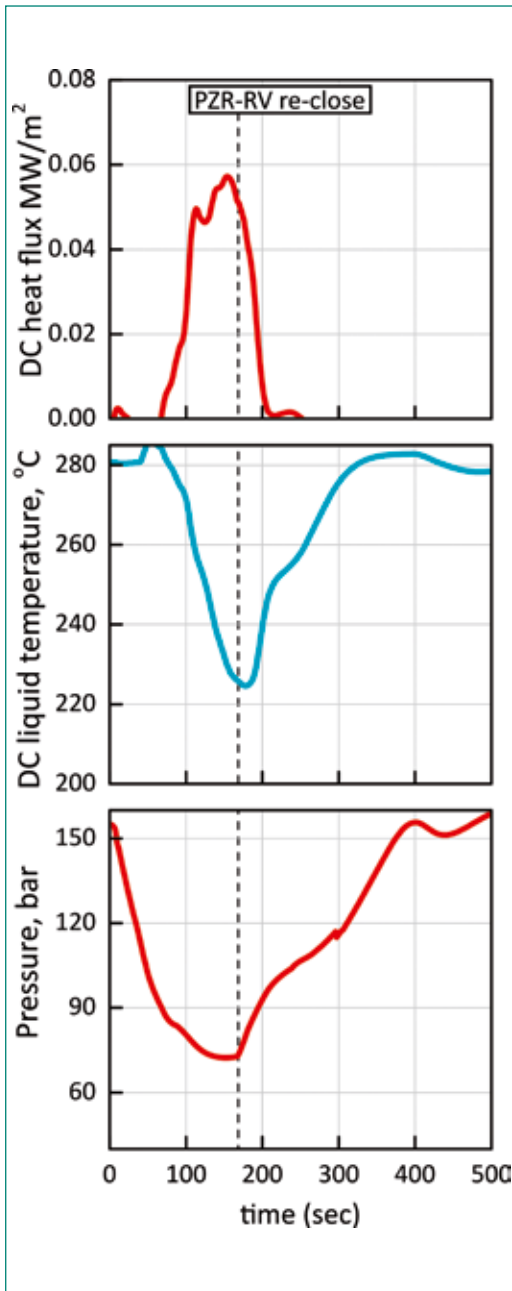


Figure 3: Evolution of the key PTS parameters maximum DC heat flux and liquid temperature at the core level, and primary pressure for stuck-open PZR-RV transient.

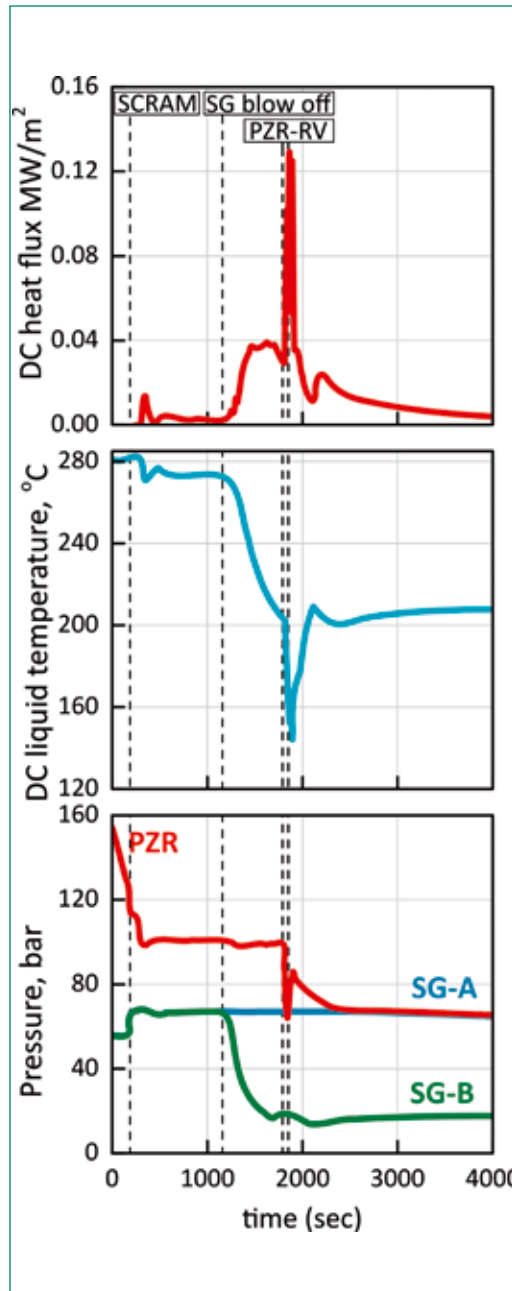


Figure 4: Evolution of the key PTS parameters maximum DC heat flux and liquid temperature at the core level, and primary pressure for steam generator tube rupture transient.

As seen in Figure 4 heat flux at the core level as well as pressure and temperature decrease rates are large for this part of the transient. This transient demonstrates that operator actions can influence the key PTS parameters. However, the opening of the PZR-RV is considered within the designed limit of the reference NPP. It is expected, therefore, that this type of scenario is not severe enough to challenge the structural integrity of the RPV.

2.1.4 Main steam line break (MSLB)

The category of MSLB scenarios is quite broad, and the potential number of analyses required to capture the full spectrum of MSLB scenarios is large. Similar to the stuck-open PZR-RV transient, MSLB scenarios can include not only breaks, but also stuck-open SG relief or safety valves. Rather than analyze the full spectrum of MSLB options, which would include different break sizes, locations and operation actions, a single conservative MSLB scenario is analyzed to determine the bounding impact on PTS. Here result of a large break in the main steam line, upstream of the main steam isolation valve (MSIV), in the loop without PZR is considered. The main coolant pumps are assumed to continue operating throughout the transient to maximize the impact on the primary side. After break occurrence, liquid temperature in the affected SG drops quickly to the saturation condition and with depressurization temperature and causes temperature decrease in the primary side. Hence, the RPV pressure decreases and a reactor SCRAM happens. In the case of MSLB with large break the primary pressure drops below 100 bars actuating by this ECC injection, which increases the cooling rate of the primary side and severity of this transient in relation to PTS. In addition, due to temperature difference between affected and intact loops asymmetry in cooling of the primary side can be significant, thus comparison between 1D and 3D vessels models has been included.

2.2 Computational fluid dynamics simulations

Calculations with *RELAP5* for the 3832 cm² HL break (LBLOCA), representing the full cross sectional area of the HL pipe, showed that in this scenario the largest primary water inventory loss occurs, and the liquid level momentarily drops four meters below the RPV inlet nozzle height. Although

reactor pressures at the time of the ECCS intervention are lower than for SBLOCA's, which are often investigated in PTS evaluation studies, for the LBLOCA studied here, the spatial temperature gradients in the DC are much larger [3]. Since these conditions lead to high stresses, this transient was selected as a significant PTS transient to be simulated in detail with CFD. In the considered LBLOCA scenario, when reactor coolant system (RCS) pressure drops below 10 MPa, two safety injection pumps (SIPs A and B) inject water at 30 °C into both loops through thin lines. The additional SIP D, which injects water at 30 °C into both loops when RCS pressure drops below 8.4 MPa and two accumulators, which are actuated below 5 MPa and inject water at 10 °C, supply ECC water through thicker lines. The entering points in the cold legs are located at the same distance from the RPV, but are opposed to each other. The computational domain for CFD calculations, as well as the positions of all SIPs and accumulator entries to the RPV, are given in Fig. 5. The CFD model considers all details of the RPV relevant to the PTS scenario. High emphasis has been put on the exact representation of the cold legs (including the bends) and the inlet nozzles in the model. Their computational domain ends at a distance of two pipe diameters from the ECC injection ports. As water is injected into the cold legs, the representation of the hot legs is considered not to be particularly relevant for the PTS investigation. Therefore, they are not fully modelled and their computational domain ends at the RPV outlet nozzle. On the other hand, special care has been used to represent the neutron shield. Indeed, the shield has a non-negligible impact on the flow along the DC. The injected cold water hits the shield and splits into two parts. One of them flows attached to the core barrel wall, whereas the other flows down hitting the walls of the RPV. It has thus an impact on mixing phenomena and thermal stresses in the RPV.

The time history of the ECC water injection in the two loops is as follows. Approximately eight seconds after the break, the ECC safety injection starts. The CFD simulation started at this time. The initial and boundary conditions (time dependent safety injection mass flow rates and temperatures, and pressure at the truncated hot leg exit) for the CFD simulation are taken from the *RELAP5* results. As initial conditions the flow in the RPV is assumed stagnant, the RPV water level is four meters below the height of the RPV inlet nozzle, and the steam/liquid temperature is 277 °C.

The unsteady-RANS CFD simulation was performed with the *ANSYS Fluent* code. The standard $k-\epsilon$ model was used to represent turbulence. The volume of fluid with sharp interface formulation is used to model the two-phase interface, and evaporation and condensation are considered. Figure 6 shows a sequence of snapshots of the void fraction distribution at three times, starting from the condition 1 s after the start of the simulation ($t=9$ s), at an intermediate time (33 s), and at the end of the simulation (40 s).

Figure 7 presents the close-up of the results in the region of the cold leg nozzle, which shows the initial modification in the flow during the initial phase of the transient (between 10.8 and 12.8 s after the break incident). At the beginning, when the mass flow rate is small, the flow is attached to the internal RPV wall. Later in the transient, when the mass flow rate increases, the water starts to detach from the inner RPV wall. Subsequently, the complete detachment is observed, and, consequently, a more significant amount of water starts to reach core barrel wall, which is beneficial in terms of PTS, as the effect of the cooling plume on the internal RPV wall is mitigated, as it leads to lower thermal gradients. The influence of ECC injection along the DC is additionally affected by the neutron shield. This component is responsible for splitting the cold water stream into two parts. Moreover, it causes additional mixing at the bottom of the DC where both water streams interfere before entering the lower plenum. The flow remains detached for the rest of the transient.

This leads to a sequence of distributions of fluid temperatures adjacent to the vessel wall, which are used as input for the stress analysis. In the first time period of ECC injection (<12 s), when the amount of water in the RPV is small, the injected cold water flows attached to the internal RPV wall, which produces small thermal gradients in the upper part of the DC. After few seconds (15 s), the situation is changed and due to the increased mass flow rate, detachment from the vessel wall occurs. Consequently, the upper part of the DC is not cooled down but small thermal gradients establish at the bottom of the RPV instead. This occurrence is intensified by the presence of the neutron shield, which is responsible for the flow separation along the DC. In the region slightly above the lower plenum, water streams from both sides of the shield interfere and cool down the bottom of the internal RPV wall. Subsequently (18 s), as the amount of water from ECC injection increases, formation of

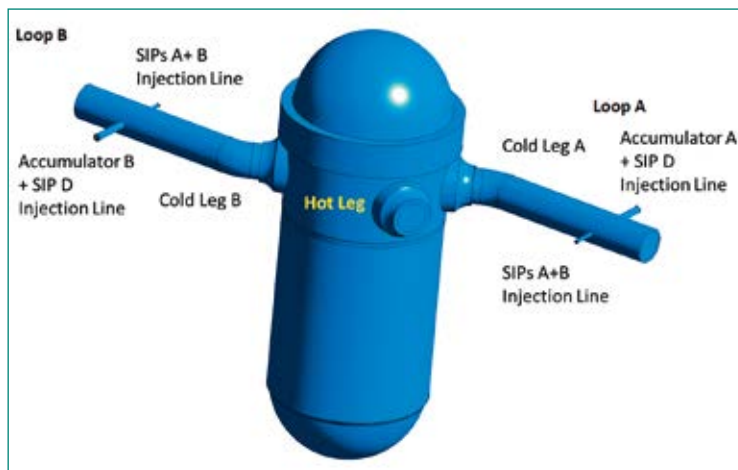


Figure 5: Computational domain for CFD simulation.

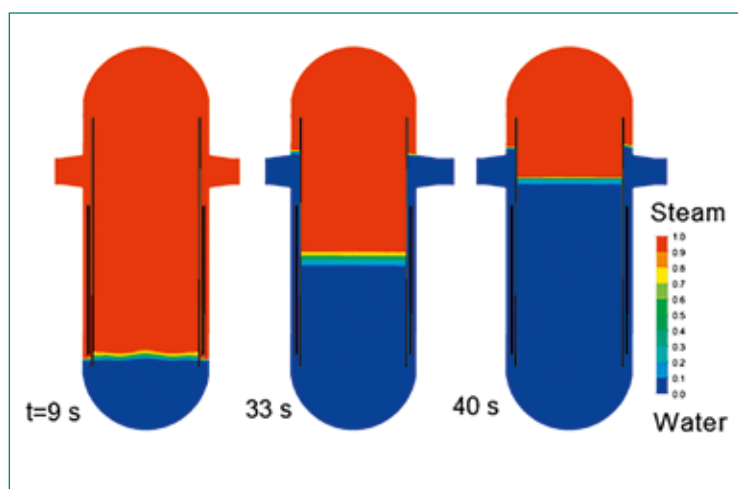


Figure 6: Void fraction at three times after LBLOCA.

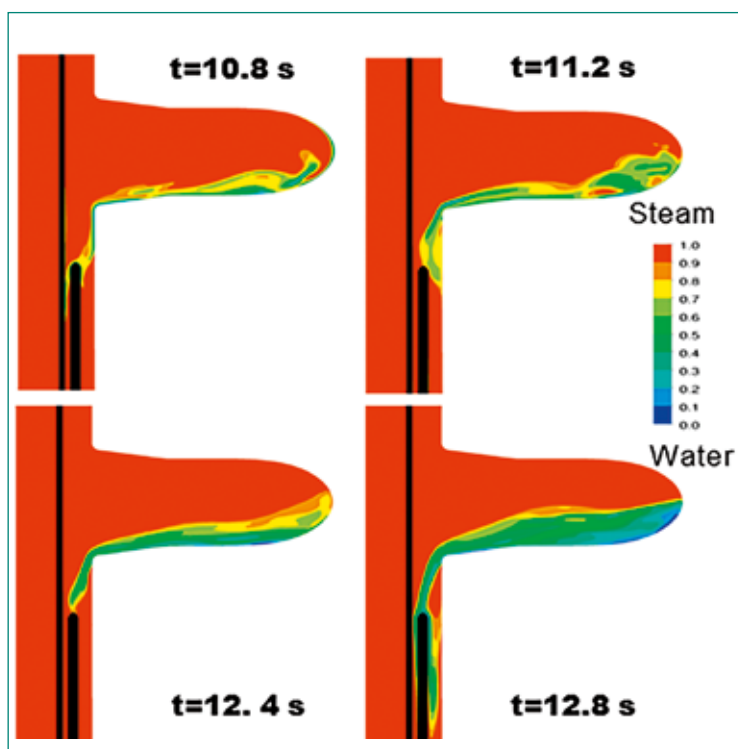


Figure 7: Flow detachment during the initial transient.

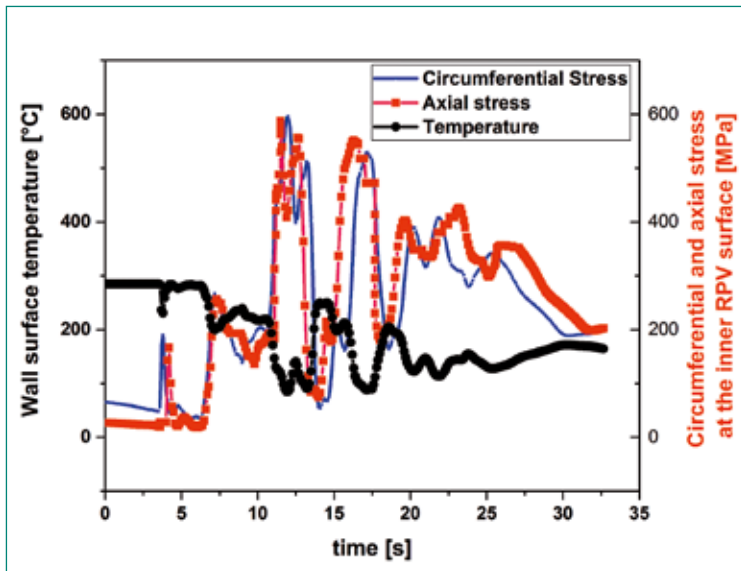


Figure 8a: Temperature evolution at the location SM2.

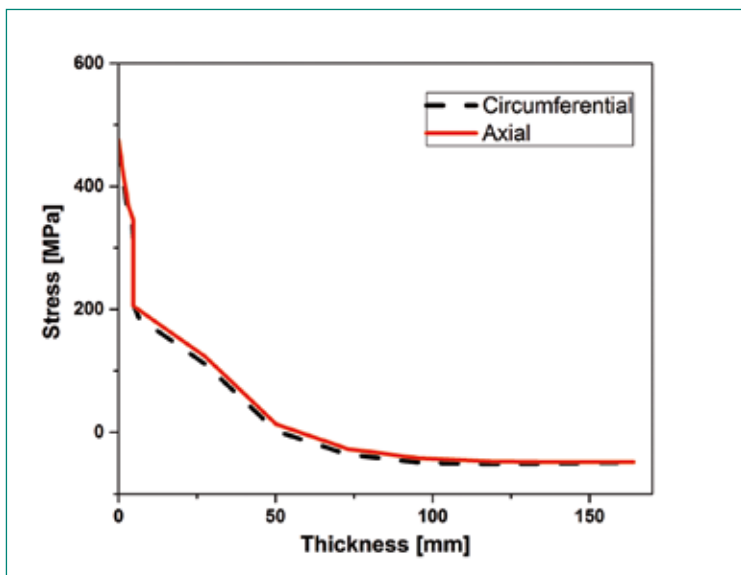


Figure 8b: Stress distribution in the wall thickness direction.

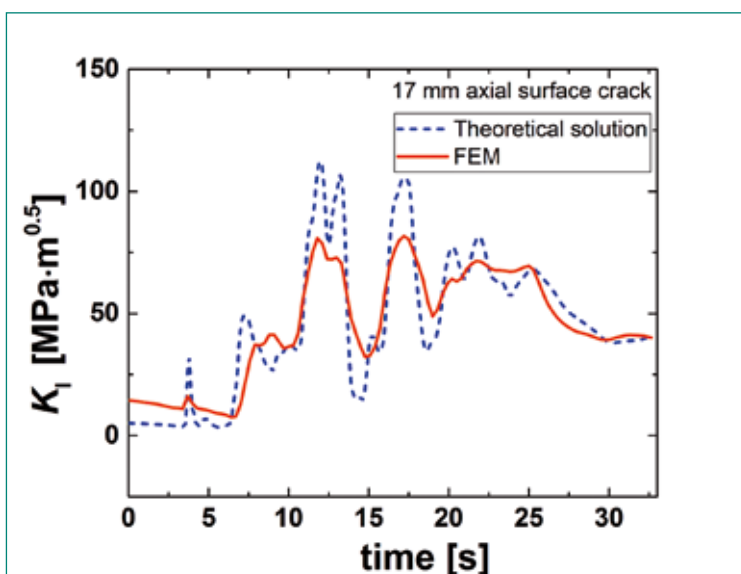


Figure 8c: Stress intensity at 17 mm axial crack located at SM2.

the cooling plume in the vessel wall begins. The developed thermal gradients start to be more significant with the increasing ECC injection mass flow rate and after 21 seconds of the transient, when the cooling plume in the internal RPV wall is fully developed, the maximum value is reached. Initially, it affects temperatures only in the sector of the DC below the nozzle. Significant thermal gradients are established at two elevations – below the cold legs’ nozzles and at the bottom of the DC. However, two seconds later (23 s) the safety injections from both loops start to interfere at the bottom of the DC, and from that time a multidirectional movement of the cooling plume occurs. As a result, an additional region with high thermal gradients in the middle of the RPV, below the hot leg, establishes. Due to the high neutron irradiation, adequate calculation of thermal loads in this zone is required. Subsequently, the direction of the cooling plume changes again. After 30 seconds of the transient, the cold legs are fully covered with water and the range of the cooling plume is the most significant in the whole transient. From this time, temperature field becomes more uniform and after 40 seconds, when the RPV is almost completely filled with water, the simulation finishes.

2.3 3D FEM modeling of crack initiation due to a PTS event (LBLOCA)

To accurately predict the detailed three dimensional stress distributions and subsequent DFM analysis, the RPV is modeled using a 3D FE mesh. The DFM is carried out in two uncoupled calculations with the FE code *ABAQUS/CAE*, a thermal followed by a mechanical calculation. The transient thermal field in the RPV, caused by the thermal shock of the emergency cooling water plume in the DC is simulated based on the temperature distribution at the inner RPV wall resulting from the CDF analysis. Temperature history in the inner surface at the midpoint of SM2 is represented in Fig. 8a. The calculated temperature in the RPV wall and the pressure history is used to calculate the stress distribution (also shown in Fig 8a). For the DFM analysis, the sub-modelling technique is employed as the full RPV FE model is unaffordable. A submodel (SM) is a region of the global model which is subjected to a node based boundary condition, which uses a nodal results field (including displacement,

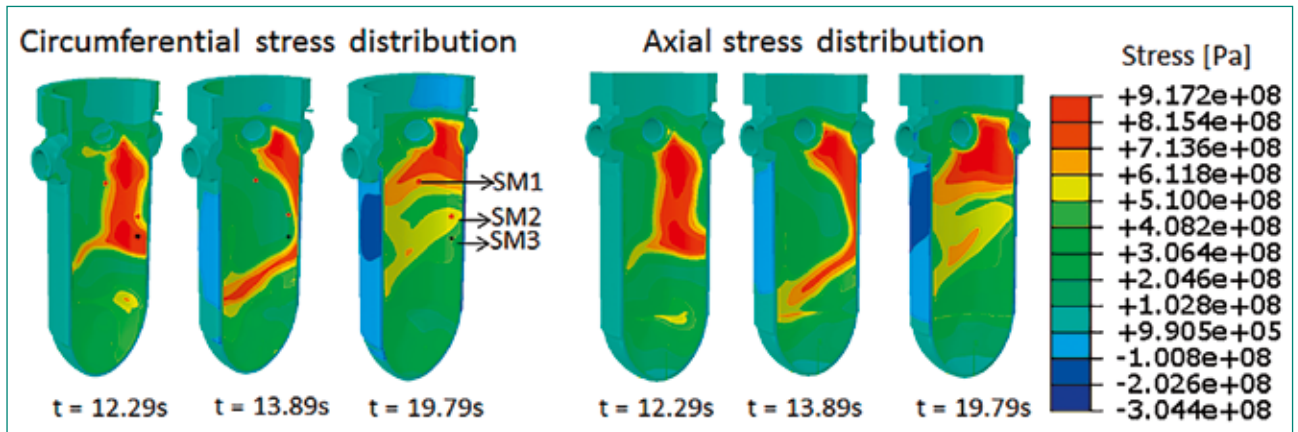


Figure 9: Stress distribution on the RPV for different times.

temperature, or pressure degrees of freedom) to interpolate global model results onto the SM nodes. With this technique, the FE model is reduced in size and the included crack for the fracture analysis can be refined. The calculation of the SIF in mode I is based on the linear fracture mechanics theory (LEFM) and hypothetical cracks are located in different locations to consider the most critical cases. An additional toolkit was design in ABAQUS/CAE to facilitate the definition of the SM and the semi-elliptic crack, which can have different orientations and size. Circumferential and axial stress through the wall thickness is shown in Fig. 8b. The variation of the SIF for a 17 mm axial surface crack respect to time is shown in Fig 8c. Figure 9 shows the axial and circumferential component of stress distribution on the RPV for different times and shows the critical locations (SM1, SM2 and SM3) concerning stresses.

2.4 Probabilistic leak-before-break analysis of a nuclear nozzle considering intergranular stress corrosion cracking and welding residual stresses

Cracks due to intergranular stress corrosion cracking (IGSCC) have been observed recently in the nuclear nozzle in a boiling water reactor (BWR). These cracks may propagate due to the welding residual stress (WRS), thus posing a threat for the integrity of a nuclear power plant. According to the United States Code of Federal Regulations 10CFR50 Appendix A General Design Criterion 4 (GDC-4) [4], primary piping systems for nuclear power plants should exhibit an extremely low probability of rupture. In order to demonstrate the low prob-

ability, the PFM code *PRO-LOCA* [5], which has been developed in PATRIDGE I (Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk-Informed Decision Guidance – Phase I) is used in this analysis.

A probabilistic LBB analysis for a reference nuclear nozzle considering IGSCC is performed. As shown in Fig. 10, the outer diameter of the feed water nozzle is 411 mm, and the thickness is 46 mm. Nonlinear PFM is used to model circumferential cracks in a piping for calculating critical crack size for leakage and instability. The new updated Battelle model is used to calculate the crack opening displacement. Both crack initiation and propagation due to WRS are considered. WRS distribution through the nozzle wall is shown in Fig. 11. An existing circumferential (semi-elliptical) crack with crack depth/nozzle thickness=0.1 and crack depth/crack length= 0.5 is assumed. The crack initiation model is based on the Poisson's distribution and it is assumed that the crack initiation rate is 0.01/year. After crack initiation, a propagation analysis for a BWR nozzle is performed according to Eqs. (1a) and (1b) based on NUREG/CR-4792 [2].

$$\log \frac{da}{dt} = -39.9 + 64.32 (\log K) - 38.17 (\log K)^2 + 7.81 (\log K)^3 \text{ for } K \leq 100 \text{ (1a)}$$

$$\log \frac{da}{dt} = -1.46 \text{ for } K > 100 \text{ (1b)}$$

Stress intensity factors of the cracks are calculated with the influence function method. In the probabilistic analysis, a large number of deterministic simulations are performed to assess the failure probability. For each individual simulation, a leak-rate evaluation and a stability assessment are performed. The probability of the crack detection after 10 years is shown in Fig. 12. Leak rate of the fluid is calculated with the *LEAPOR* model developed by Oak Ridge laboratory, which is implemented in *PRO-LOCA*. The mean leakage detection is 20 gpm. The crack initiation probability,

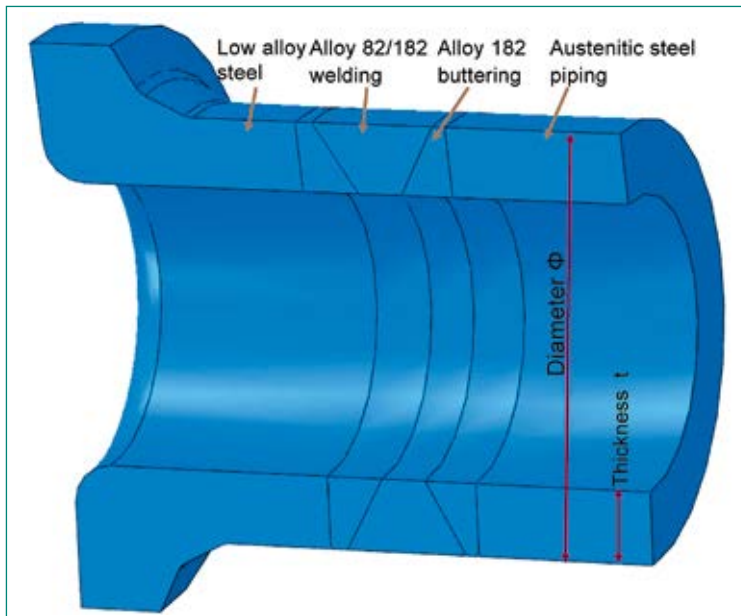


Figure 10: Nuclear nozzle with dissimilar welding.

through wall crack (TWC) (leakage) probability and rupture probability of the nozzle are calculated. The leakage and rupture probabilities of the nozzle are predicted taking into account the whole sequence of crack initiation, crack growth until leakage and in-stability of the TWC. The crack initiation probability is shown in Fig. 13. With operation time of the nozzle until 60 years, the crack initiation probability increases from 0.001 to about 0.05. Fig. 14 shows the TWC probability and rupture probability versus the operation time. It is seen that the TWC probability is higher than the rupture probability, which is in-line with the LBB concept for a nuclear piping/nozzle design. It is also shown, that with considering crack detection, the probabilities decrease significantly, which demonstrates the advantage of crack detection.

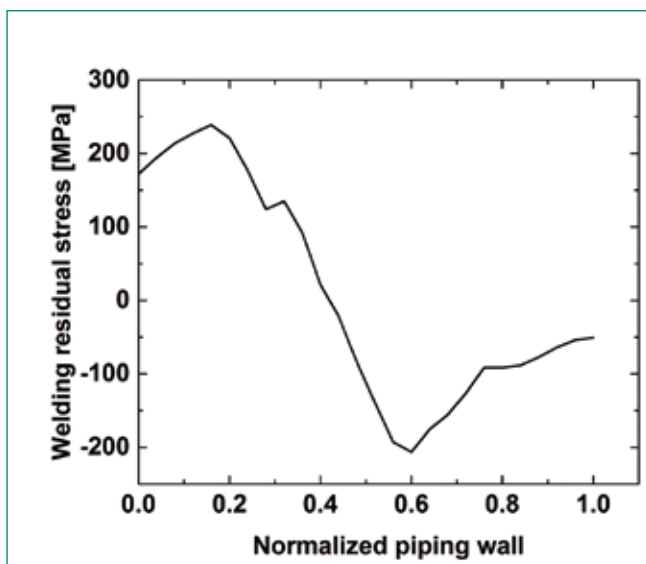


Figure 11: Distribution of welding residual stress through the nozzle wall.

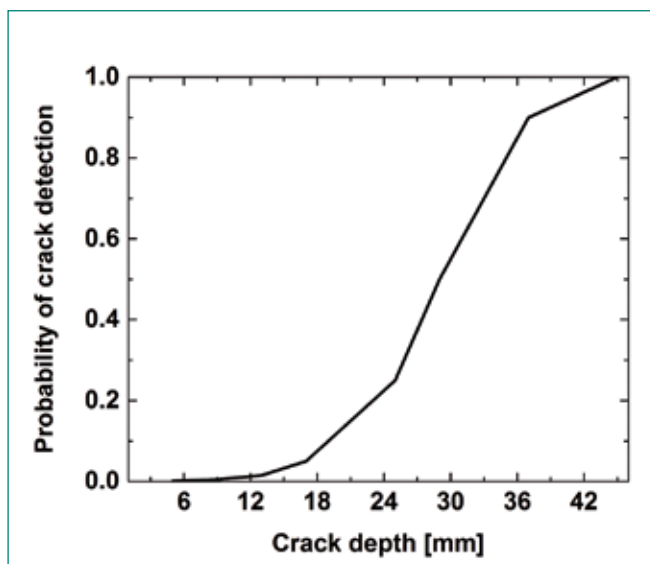


Figure 12: Probability of crack detection.

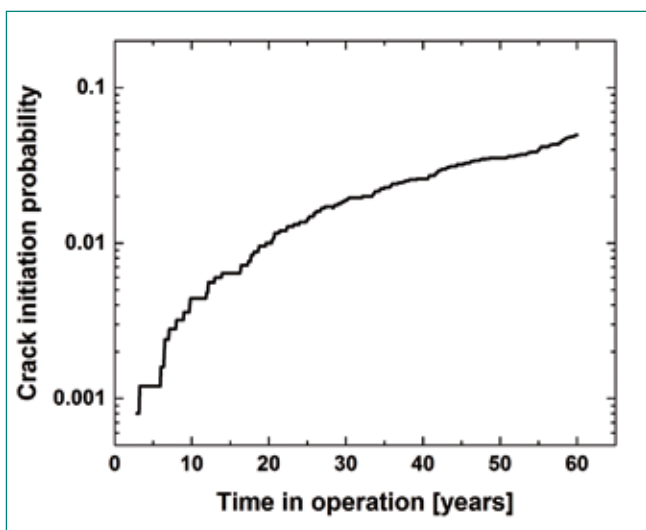


Figure 13: Crack initiation probability of the nozzle.

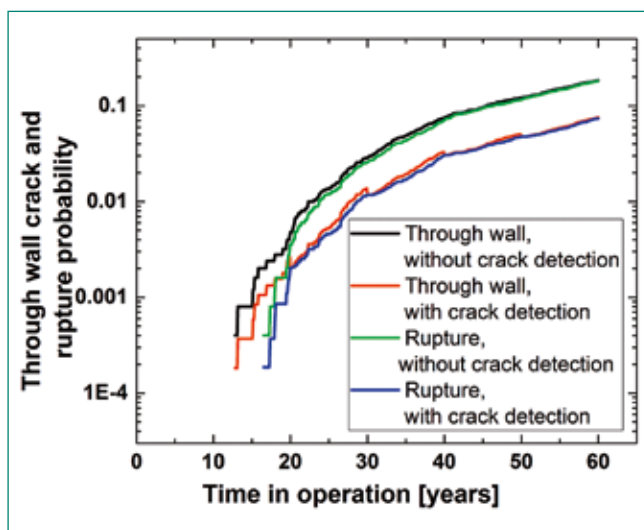


Figure 14: Through wall crack and rupture probability of the nozzle with and without considering crack detection.

3 National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project.

4 International Cooperation

In the frame of the PROBAB project we are represented in the International Group of Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association), the European Technical Safety Organisations Network (ETSON) and the PARTRIDGE II consortium.

5 Assessment 2016 and Perspectives for 2017

A summary of the thermal-hydraulic screening analysis of PTS transients with system code TRACE is presented. The main outcome of the LOCA screening analysis is that a large break LOCA in either the CL or HL leads to severe PTS conditions. Other analyzed transients, e.g. small break LOCA, stuck-open PZR-RV valves and steam generator tube rupture, is not severe enough to contribute significantly to the PTS, with the possible exception of a stuck-open PZR-RV valve since this has a higher probability of occurrence.

Additional TH analyses with 2-phase (water-vapor) CFD of PTS due to a LBLOCA in the HL of a model LWR were performed up to 35s after the injection of emergency cooling water, whereas the initial boundary conditions were calculated by RELAP5. The results showed large fluctuations of the temperatures at the RPV wall. For 2018 it is planned to complete the time window of the transient and to calculate stress intensities by means of the FEM.

FM analyses based on the inhomogeneous temperatures due to fluctuations of the cooling plumes were calculated with CFD for the LBLOCA transient by considering 2-phase flow. The results showed large fluctuations of the SIF, leading to reload of the postulated crack. In 2018 special focus will be on such reload, since this could cancel the beneficial effect of the warm-pre-stress (WPS). Crack growth and arrest due to PTS loading will be studied with the extended FEM. Furthermore, comparison

between SIFs calculated based on CFD (3D), Relap and TRACE temperatures will be performed.

In SP III a LBB analysis relevant for Swiss NPPs with considering of active ageing mechanisms, similar to the benchmark analysis performed in 2017, will be executed by using the *PRO-LOCA* code. The crack is characterized and the mechanism by which it grows will be identified. The crack propagation analysis will be performed to calculate the length of the through-wall crack, crack opening area, the fluid leak rate. A series of probabilities of surface crack initiation, TWC development and different sizes of crack opening areas corresponding to different leak flow rates will be calculated and presented in 2018.

6 Publications

- *Jaros M., Lafferty N., Qian G., Niceno B., Niffenegger M., Computational Fluid Dynamics Study of Pressurized Thermal Shock Transients in the Reactor Pressure Vessel, 26th Int. Conference on Nuclear Energy for New Europe (NENE 2017), Bled, Slovenia, Sept. 11–14, 2017.*
- *Qian G., Lei W.-S., Niffenegger M., Calibration of a new local approach to cleavage fracture of ferritic steels, Materials Science and Engineering A 694, pp. 10–12, 2017.*
- *Chen M., Yu W., Chen Z., Qian G., Lu F., Xue F., Leak-Before-Break assessment of a welded piping based on 3D finite element method(Article), Annals of Nuclear Energy, Volume 105, 1 July 2017, Pages 196–204, 2017.*

7 References

- [1] *EricksonKirk M. T., and Dickson T.L.: Recommended screening limits for pressurized thermal shock (PTS). United States Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2010.*
- [2] *The Swiss Research Program of the ETH Domain for LWR Multi-Physics Multi-Scale Modeling and Simulations <http://www.psi.ch/stars/>*
- [3] *ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016.*
- [4] *Code of Federal Regulations, 2007. Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water nuclear power reactors. U.S. NRC, 10 CFR 50.46.*
- [5] *Battelle, 2017. User's manual for PROLOCA version 5.1 and PROLOCA GUI version 5.1.*

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff, P. Brede, C. van Exel, S. Ghadimi, F. Riesner, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn
Beauftragte Institution	Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH in Zusammenarbeit mit Basler & Hofmann und Principia Ingenieros Consultores
Adresse	Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Deutschland
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 (0)234 96 130 30, spi@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer der Projekte	IMPACT III: Januar 2012 bis Dezember 2014 (ursprüngliche Planung) IRIS Phase 3: 2014 bis 2015 (ursprüngliche Planung)

ZUSAMMENFASSUNG

Für das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure»), das vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert wird, war nach ursprünglicher Planung eine Laufzeit von 2012 bis 2014 vorgesehen (Der Abschnitt «Bewertung 2017 und Ausblick 2018» befasst sich mit dem weiteren Fortgang des Projekts im Berichtsjahr bis zu seinem voraussichtlichen Abschluss in 2018). Infolge Umzug in eine neue Testhalle haben sich beim Projekt grosse Verzögerungen ergeben. Zielsetzung des Projekts IMPACT III ist, das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten, durch Simulation mit Berechnungsprogrammen besser abbilden zu können. Als Grundlage hierfür sind Impact-Versuche mit Variation zahlreicher Versuchsparameter durchgeführt worden. Neben der Erforschung des mechanischen Widerstandes im Grenzzustand der Tragfähigkeit wird auch die Erschütterungweiterleitung und Dämpfung unter Berücksichtigung nichtlinearen Verformungsverhaltens untersucht. Das Projekt wurde in den Erfahrungs- und Forschungsberichten der letzten fünf Jahre bereits

ausführlich behandelt. Deshalb konzentriert sich der vorliegende Bericht auf die im Jahr 2017 durchgeführten Versuche und die begleitend erfolgten rechnerischen Simulationen. Zudem werden Modellabbildungen sowie Berechnungsverfahren nur soweit erforderlich erläutert.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2017 insgesamt acht Einzelversuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar zwei Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen («Liquid effect tests» L4 und L5), zwei Versuche zur Erschütterungweiterleitung und Dämpfung («Induced vibration and damping tests» V3A und V3B) und vier Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall («Combined bending and punching tests» X9, X10, X11 und X13).

Im vorliegenden Bericht werden zunächst die im Rahmen von IMPACT III im Berichtsjahr durchgeführten Versuche X9 und X10 zum kombinierten Biege-/Durchstanztragverhalten sowie die zugehörigen rechnerischen Simulationen mit dem Programm SOFiStiK [1] vorgestellt. Des Weiteren wird über die blinden Vorausberechnungen zu den Versuchen X11 bis X13 berichtet. Anschliessend wird noch auf

die Gegenüberstellung von Messdaten und Berechnungsergebnissen zu den Versuchen V3A und V3B zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung eingegangen.

Die Untersuchung der Erschütterungsweiterleitung ist auch Gegenstand der Phase 3 des Benchmark-Projekts IRIS («Improving Robustness Assessment of Structures Impacted by a Large Missile at Medium Velocity»). Dieses wird von der Nuclear Energy Agency der Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD-NEA) organisiert und ist der Übertragung induzierter Erschütterungen von der einer stossartigen Einwirkung ausgesetzten

Wand eines Bauwerks auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs gewidmet. Im Berichtsjahr sind nach Durchführung eines Workshops im Juni 2017 die Messergebnisse der im Oktober 2016 durchgeführten Versuche bekannt gemacht worden. Im vorliegenden Bericht werden diese mit den ebenfalls bereits im Jahr 2016 durchgeführten Vorausberechnungen verglichen.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI), Basler & Hofmann (B&H) sowie Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) an den Projekten IMPACT III und IRIS Phase 3.

Projektziele

Das gemeinsame Ziel der Projekte IMPACT III und IRIS Phase 3 besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeugs auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Mit der Beteiligung an den beiden Projekten wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Ab-

schätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Auf Basis der umfangreichen Messergebnisse aus den Versuchen zur Übertragung induzierter Erschütterungen lassen sich zudem die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkungen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der betroffenen Gebäude weiter verbessern. Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme an diesen Projekten das Know-how zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen. Überdies erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder.

Tabelle 1:
IMPACT III, Daten
der Tests X8 bis X10,
Quelle: VIT

Test		X8	X9	X10
Biegebewehrung	[cm ² /m]	Ø 10 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 8.7	Ø 8 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 5.6	Ø 12 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 12.6
Schubbewehrung (geschlossene Bügel)	[cm ² /m ²]	Ø 8 mm, c/c 90 mm / 160 mm → 34.9		
Betonierdatum		01.02.2016	03.01.2017	
Testdatum		15.03.2016	14.03.2017	07.03.2017
Betonalter	[d]	43	70	63
Betondruckfestigkeit	[MPa]	≈ 58	≈ 62	≈ 61
Betonzugfestigkeit	[MPa]	≈ 3.5	≈ 3.1	≈ 3.1
Aufprallgeschwindigkeit	[m/s]	166.7	165.1	165.7
Projektilwandstärke	[mm]	6.35		
Projektilmasse	[kg]	50		

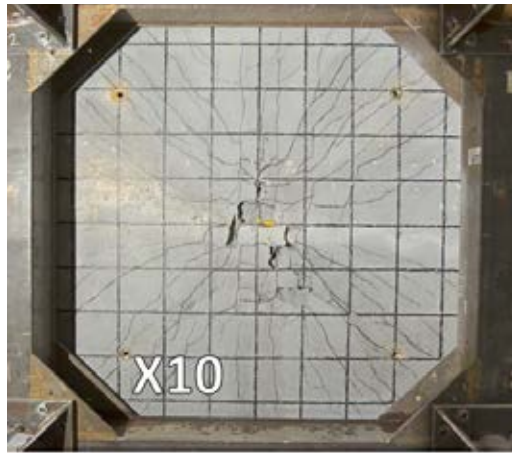
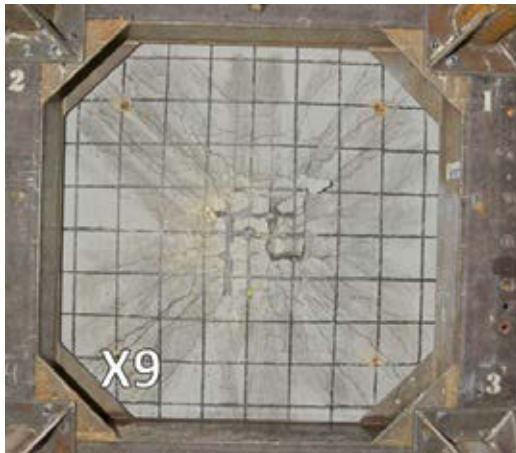


Abbildung 1:
Tests X9 und X10,
Rissbilder der Rückseite,
Quelle: VTT

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

IMPACT III: Durchführung der Tests X9 und X10

Die Versuche zu den Tests X9 und X10 an Stahlbetonplatten mit den äusseren Abmessungen 2,087 m x 2,087 m x 0,25 m (Spannweiten 2,0 m) wurden im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Eine genaue Beschreibung der Versuchsanordnung ist bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013 gegeben worden. Die Zielsetzung der beiden Tests X9 und X10, deren wesentliche Daten in Tabelle 1 zusammengestellt sind, besteht darin, den Einfluss unterschiedlicher Biegebewehrungsgrade auf das Biege- und Durchstanzverhalten der Versuchsplatten unter Impact-Lasten zu untersuchen. Als Referenztest für diese Versuche dient Test X8, dessen Daten ebenfalls Tabelle 1 zu entnehmen sind. Unter Beibehaltung des einheitlichen Schubbewehrungsquerschnitts von $34,9 \text{ cm}^2/\text{m}^2$ wurde für Test X9 eine im Vergleich zu Test X8 geringere Biegebewehrung mit Stäben $\varnothing 8 \text{ mm}$ gewählt, womit der Bewehrungsgrad nur 64% von Test X8 (Stäbe $\varnothing 10 \text{ mm}$) beträgt. In Test X10 besteht die Biegebewehrung aus Stäben $\varnothing 12 \text{ mm}$, wodurch der Bewehrungsgrad auf 145% von Test X8 ansteigt. Die Versuchsdurchführung beider Tests erfolgte mit ansonsten gleichen Randbedingungen wie bei Test X8. Um eine weitgehende Vergleichbarkeit der Versuchsergebnisse zu erreichen, wurden beide Versuchsplatten aus der gleichen Betonsorte hergestellt und am selben Tag betoniert. Geringe Unterschiede in den Betonfestigkeiten ergeben sich vornehmlich daraus, dass nicht alle Versuche am selben Tag durchgeführt werden konnten. Abbildung 1 zeigt die Rissbilder an der Rückseite der beiden Platten nach Durchführung der Versuche.

IMPACT III: Rechnerische Simulation der Tests X9 und X10

Bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016 wurden Vorausberechnungen zu den Tests X9 und X10 mit dem schon für frühere Versuche entwickelten SOFiSTiK-FE-Modell (Abbildung 2) und der aus Abaqus-Berechnungen [2] ermittelten Lastzeitfunktion für eine Aufprallgeschwindigkeit von 167 m/s (Abbildung 3) vorgestellt. Nach Durchführung der Versuche im Berichtsjahr sind die gemessenen Verschiebungen, Dehnungen der Biegebewehrung und Stauchungen im Beton den Berechnungsergebnissen gegenübergestellt worden. Abbildung 4 zeigt hiervon beispielhaft den Vergleich der Verschiebungen der Tests X8 bis X10 in Plattenmitte. Daraus geht hervor, dass die gemessenen Maximalwerte der Verschiebungen von den Berechnungen unterschätzt werden, und zwar im Test X9 mit der geringeren Biegebewehrung erheblich ausgeprägter als im Test X10 mit der höheren Biegebewehrung. Die bleibenden Verformungen zeigen demgegenüber in beiden Versuchen gute Übereinstimmungen von Mess- und Rechenwerten. In Abbildung 5 werden Dehnungen der Biegebewehrung miteinander verglichen. Hier weichen Mess- und Rechenwerte sowohl bei den Maximalwerten im Zeitverlauf als auch bei den bleibenden Dehnungen weniger stark voneinander ab. Die insbesondere bei den

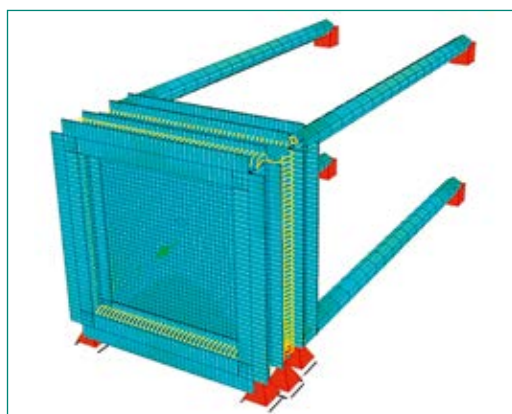


Abbildung 2:
Tests X9 und X10,
SOFiSTiK-FE-Modell,
Quelle: SPI

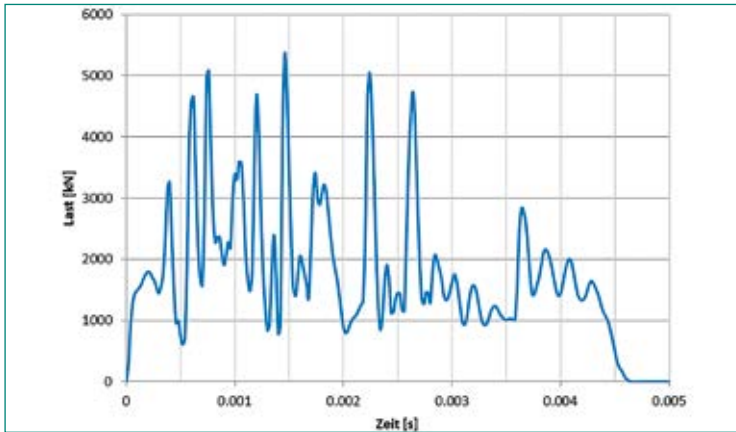


Abbildung 3: Tests X8 bis X10, Lastzeitfunktion für $v = 167 \text{ m/s}$ nach FE-Berechnung mit Abaqus, Quelle: PRINCIPIA

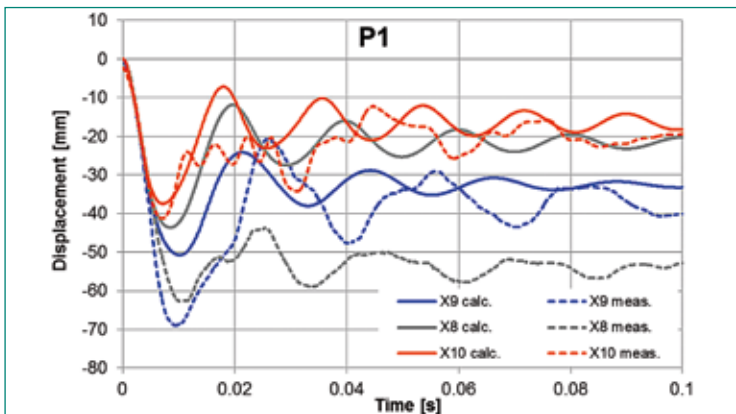


Abbildung 4: Tests X8, X9 und X10, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte, Quellen: SPI, VTT

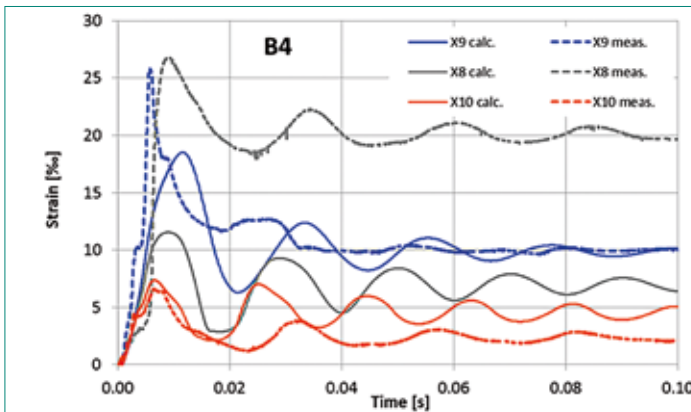


Abbildung 5: Tests X8, X9 und X10, berechnete und gemessene Dehnungen der Biegebewehrung, Quellen: SPI, VTT

bleibenden Werten feststellbaren grossen Abweichungen zwischen den gemessenen und berechneten Verschiebungen und Dehnungen im Test X8 sind vermutlich durch fehlerhafte Messungen verursacht. Die Tests X8 bis X10 lassen grundsätzlich darauf schliessen, dass ein abnehmender Biegebewehrungsgrad bei gleicher Belastung zu grösseren Schubverformungen führt, die durch steilere Winkel des sich ausbildenden Durchstanzkegels bedingt sind. Der in den SOFISTIK-Berechnungen bei Verwendung von Schalenelementen vorzuziehende Durchstanzwinkel gegenüber der Plattenebene wurde ohne Berücksichtigung dieser Abhängigkeit auf Basis von Test X8 einheitlich zu 48° gewählt, woraus sich die Abweichungen der Berechnungsergebnisse des Tests X9 von den Messwerten erklären.

IMPACT III: Rechnerische Simulation der Tests X11 und X12

Im Berichtsjahr wurden in Fortführung der Untersuchungen zum Anprallverhalten von Stahlbetonstrukturen drei weitere Versuche der X-Serie geplant. Auch für die Tests X11 und X12 ist Test X8 als Referenzversuch gewählt worden. Die konstruktive Ausbildung der Versuchsplatten ist gleich. Test X11 unterscheidet sich von Test X8 durch eine höhere Projektilmasse,

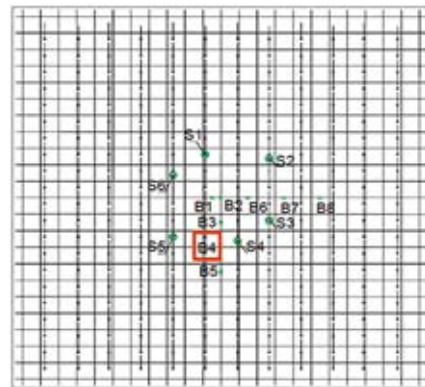


Tabelle 2:
IMPACT III, Daten der
Tests X8, X11 und X12,
Quelle: VTT

Test	Projektil			Last			
	Durchmesser mm	Wandstärke mm	Masse kg	Geschwindigkeit m/s	Impuls kNs		Energie kJ
X8	219,1	6,35	50	167	8,35	100 %	697
X11	219,1	6,35	80	132	10,56	126 %	697
X12	355,6	4,78	50	167	8,35	100 %	697

woraus sich in Kombination mit der gewählten Geschwindigkeit bei übereinstimmendem Energieeintrag ein um 26% grösserer Impuls ergibt, siehe Tabelle 2. Der Unterschied zwischen Test X12 und dem Referenztest besteht in dem grösseren Projektildurchmesser, wodurch sich bei gleichem Impuls eine abweichende Lastverteilung ergibt, siehe Tabelle 2.

Die nach dem Riera-Verfahren ermittelten Lastzeitfunktionen für die geplanten Tests X11 und X12

sind in Abbildung 6 zusammen mit der Lastzeitfunktion für Test X8 dargestellt. Für die Vorausberechnungen von Test X11 und Test X12 wurde das in Abbildung 2 dargestellte FE-Modell mit den Eingabedaten für Biege- und Schubbewehrung aus der Berechnung von Test X8 verwendet. Die Berechnungsdaten der beiden Versuche unterscheiden sich durch die Lastzeitfunktionen und die Lastflächen, siehe Abbildung 6.

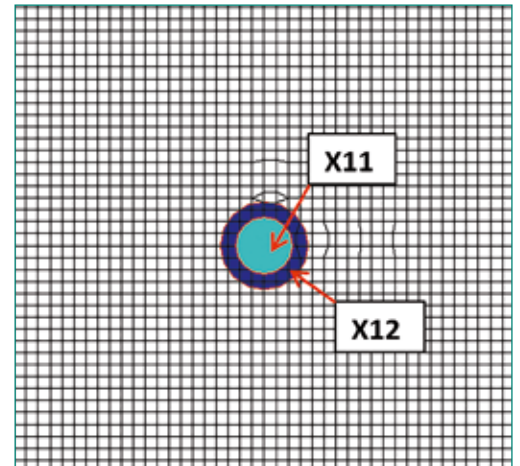
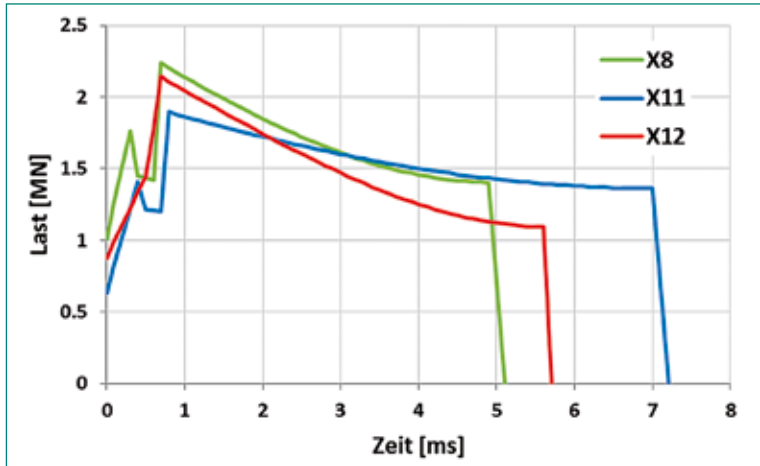


Abbildung 6: Tests X11 und X12 im Vergleich zu X8, Lastzeitfunktionen nach Riera [3] (links) und Lastflächen im SOFiSTiK-FE-Modell (rechts), Quelle SPI

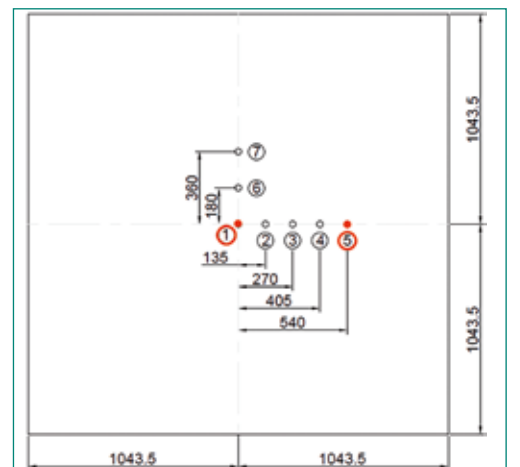
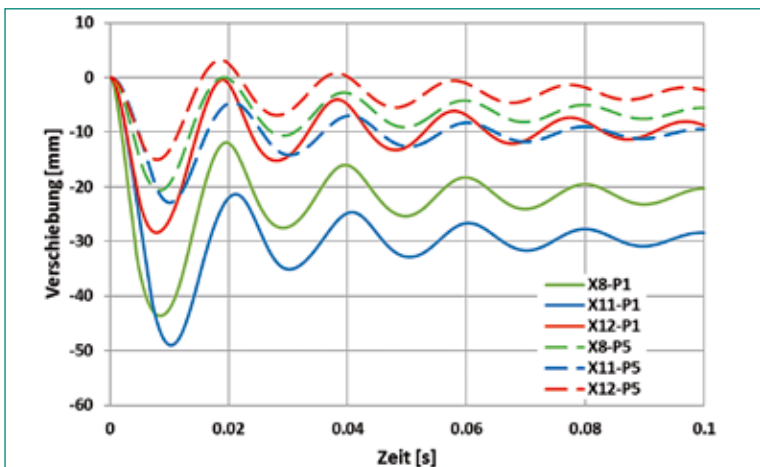


Abbildung 7: Tests X11 und X12 im Vergleich zu X8, Verschiebungen, Quelle: SPI

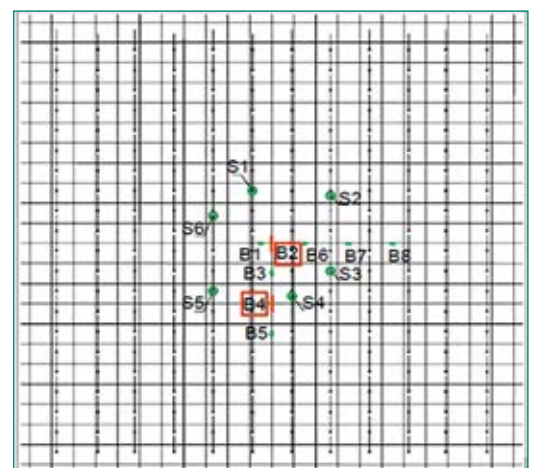
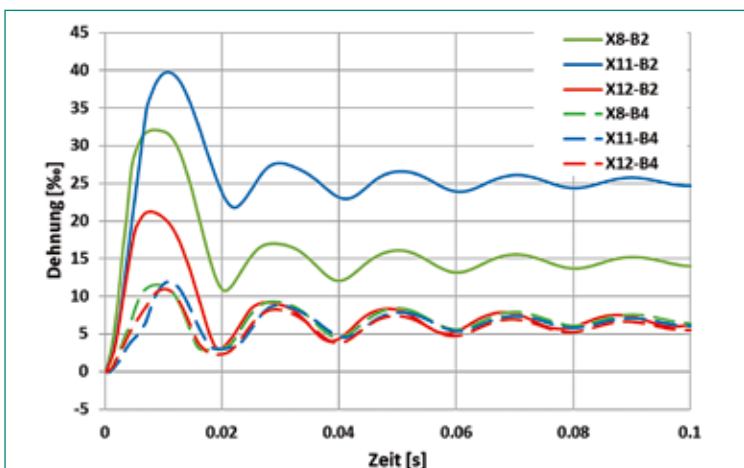


Abbildung 8: Tests X11 und X12 im Vergleich zu X8, Dehnungen der Biegebewehrung, Quelle: SPI

In den Abbildungen 7 und 8 sind blind vorausberechnete Verschiebungen und Dehnungen der Tests X8, X11 und X12 einander gegenübergestellt. Im Test X11 ergeben sich aufgrund des höheren Impulses grössere Verschiebungen und Dehnungen als im Test X8. Demgegenüber führt die grössere Lastfläche im Test X12 zu deutlich geringeren Verformungen als im Referenzversuch X8.

IMPACT III: Rechnerische Simulation des Tests X13

In den eingangs beschriebenen Impact-Tests X9 und X10 wurde der Einfluss unterschiedlicher Biegebewehrungsgrade auf das Biege- und Durchstanzverhalten bei Vorhandensein einer Schubbewehrung von $34,9\text{ cm}^2/\text{m}^2$ untersucht. Untersuchungsziel von

Test X13 ist die Auswirkung einer reduzierten Biegebewehrung auf das Tragverhalten, wenn die vorhandene Schubbewehrung mit $17,45\text{ cm}^2/\text{m}^2$ nur halb so gross ist. Referenzversuch hierfür ist Test X3, der ebenfalls mit einer solchen Schubbewehrung ausgeführt worden ist. Die im Test X3 vorhandene Biegebewehrung von $8,7\text{ cm}^2/\text{m}$ wird im Tests X13 auf $5,6\text{ cm}^2/\text{m}$ (64%) reduziert, indem statt Stäben $\varnothing 10\text{ mm}$ solche mit $\varnothing 8\text{ mm}$ verwendet werden. Die mit Test X3 übereinstimmenden Angaben zu Projektil und Lastannahmen für Test X13 sind in Tabelle 3 zusammengestellt. Die Lastzeitfunktion für die beiden Tests mit der im Test X3 erreichten Geschwindigkeit von $142,7\text{ m/s}$ ist in Abbildung 9 dargestellt. Ergebnisse der Vorausberechnungen des Versuchs X13 sind auszugsweise für die Verschiebungen in

Tabelle 3: IMPACT III, Daten des Tests X13, (wie beim Test X3), Quelle: VTT

Test	Projektil			Last		
	Durchmesser	Wandstärke	Masse	Geschwindigkeit	Impuls	Energie
	mm	mm	kg	m/s	kNs	kJ
X3/X13	219,1	6,35	50	142,7	7,11	509

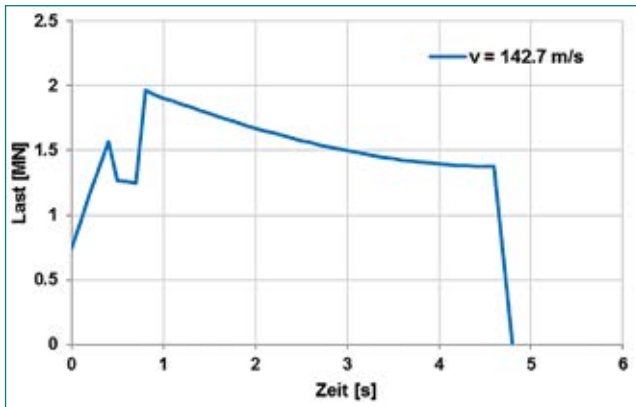


Abbildung 9: Tests X3/X13, Lastzeitfunktion nach Riera [3], Quelle: SPI

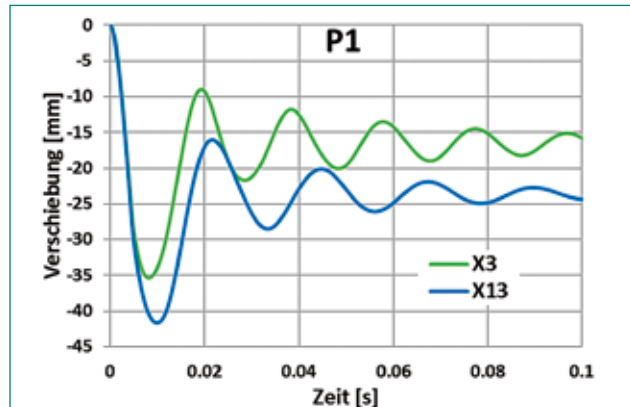


Abbildung 10: Test X13 im Vergleich zu X3, Verschiebungen in Plattenmitte, Quelle: SPI

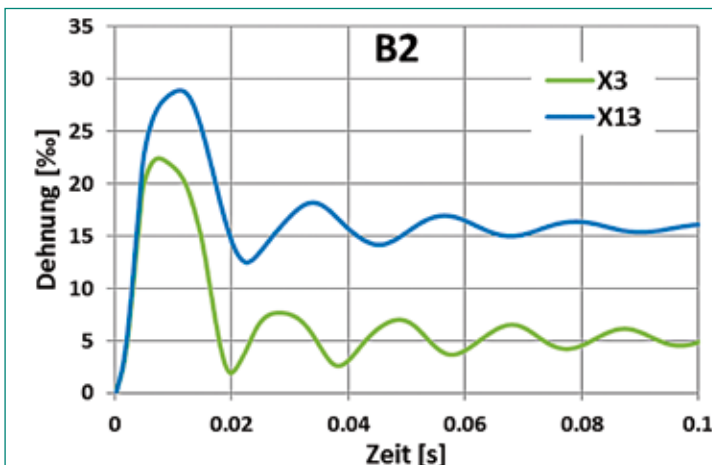


Abbildung 11: Test X13 im Vergleich zu X3, Dehnungen der Biegebewehrung, Quelle: SPI

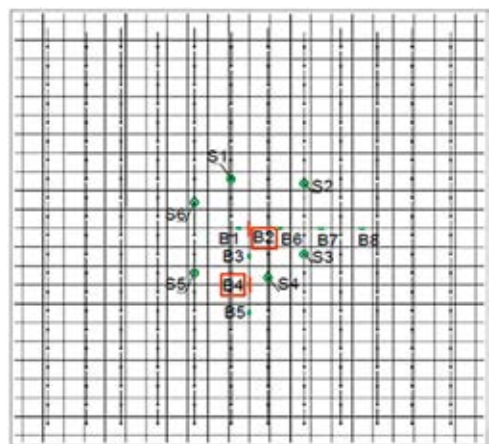


Abbildung 10 und die Dehnungen der Biegebewehrung in Abbildung 11 den Berechnungsergebnissen des Tests X3 gegenübergestellt. Eine Auswertung der Verhältniszerte von Verschiebungen und Dehnungen der Biegebewehrung in der Testpaarung X13/X3 ergibt, dass sich diese Verhältniszerte kaum von denjenigen der Testpaarung X9/X8 unterscheiden. Diese Feststellung legt den Schluss nahe, dass die relative Zunahme der Verschiebungen und der Dehnungen der Biegebewehrung infolge einer Verringerung der Biegebewehrung von der absoluten Grösse des Schubbewehrungsquerschnitts weitgehend unbeeinflusst ist.

IMPACT III: Durchführung und rechnerische Simulation der Tests V3A und V3B

Innerhalb der Reihe mit Versuchen zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung sind im Berichtsjahr noch die Tests V3A und V3B durchgeführt worden. Hierfür wurde nach Vorschlägen des ENSI und seiner Experten der rahmenförmige Versuchskörper V3 entworfen, dessen SOFiSTiK-FE-Modell in Abbildung 12 dargestellt ist. Der Versuchskörper besitzt einheitlich eine Wanddicke von 15 cm, ist 1,45 m breit, 2,0 m tief und ab OK Fussplatte 2,4 m hoch. Die Wände binden in zwei kastenförmige Stahlblechkonstruktionen ein. Die Anschlussbewehrung

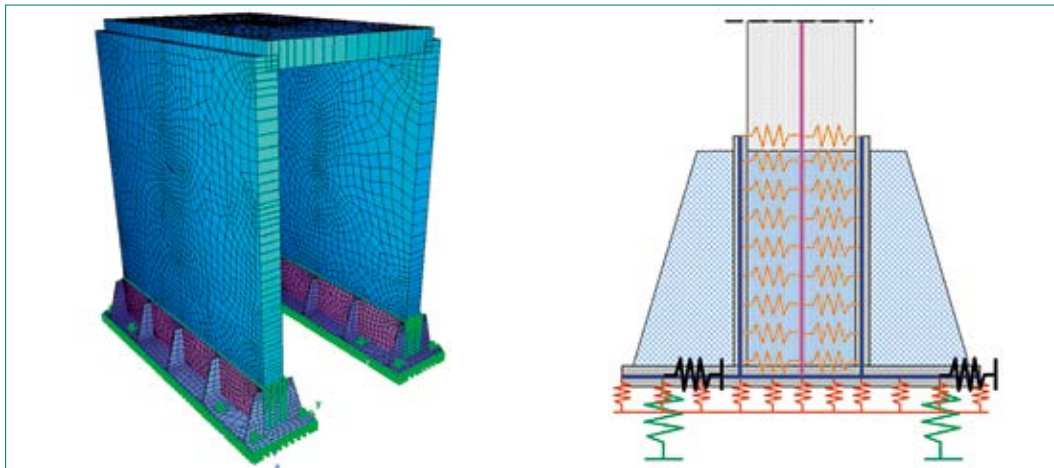


Abbildung 12: Test V3, SOFiSTiK-FE-Modell (links) und Modellabbildung der Fusspunktverankerung (rechts), Quelle: SPI

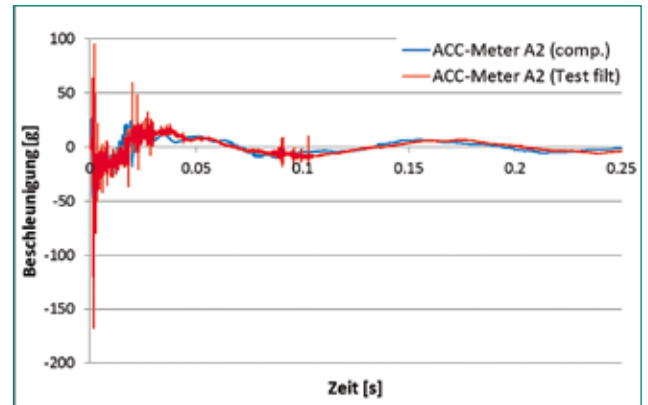
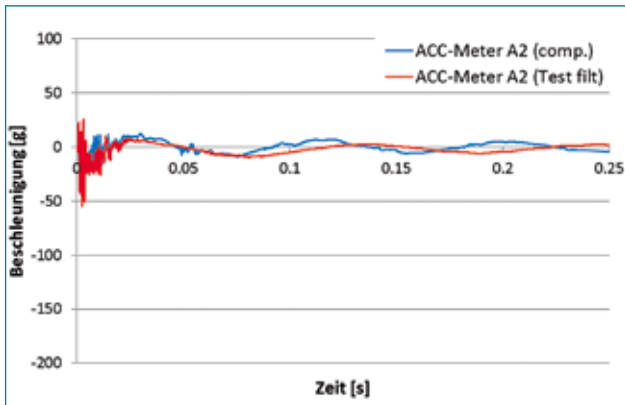


Abbildung 13: Test V3, Vergleich der Beschleunigungen am Messpunkt A2 (links Test V3A, rechts Test V3B), Quellen: SPI, VTT

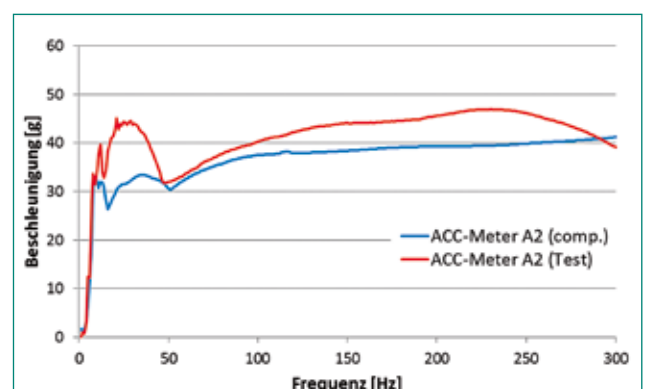
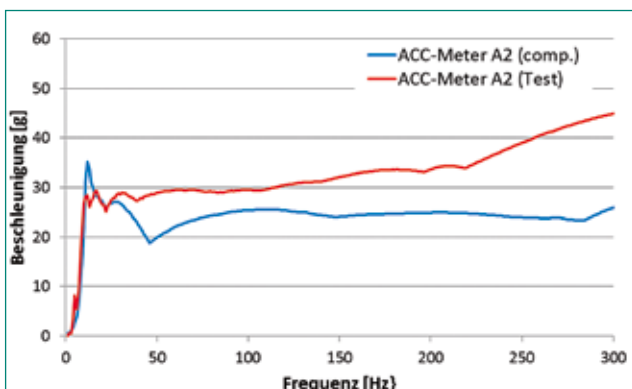


Abbildung 14: Test V3, Vergleich der horizontalen Antwortspektren am Messpunkt A2 mit $D = 5\%$ (links Test V3A, rechts Test V3B), Quellen: SPI, VTT

rung ist mit den Fussplatten verschweisst. Die Auflagerkonstruktionen sind mittels 4 x 4 Dywidag-Ankerstäben \varnothing 32 mm, die in den Fels unterhalb des Versuchshallenbodens einbinden, verankert. Die Modellabbildung der Fusspunktverankerung erfolgt mittels Federelementen, siehe Abbildung 12. In den Kontaktflächen der Fussplatten mit dem Hallenboden und der Wände mit den Stahlblechen wird in der Berechnung nur Druckkraftübertragung zugelassen. Die vertikalen Federelemente der Anker erlauben nur die Übertragung von Zugkräften. Die Aufnahme von Querkräften durch die Anker wird durch das bei Dübeln typische nichtlineare Kraft-Verschiebungs-Verhalten bestimmt. Mit dem Versuchskörper V3 sind nacheinander zwei Impact-Versuche mit unterschiedlichen Auftreffgeschwindigkeiten durchgeführt worden. Im Test V3A beträgt die Geschwindigkeit $v = 90$ m/s und im anschließenden Test V3B $v = 170$ m/s. Die für die rechnerische Simulation verwendeten Lastzeitfunktionen sind dieselben wie im Projekt IRIS Phase 3, siehe Abbildung 17. Die Messwertaufnahme umfasst Verschiebungen, Dehnungen und Beschleunigungen.

Aus der Vielzahl der Ergebnisse sind in Abbildung 13 Beschleunigungs-Zeitverläufe an der Rückwand auf Höhe der Decke (Messpunkt A2) und in Abbildung 14 die zugehörigen Beschleunigungsspektren dargestellt, jeweils links für Test V3A und rechts für Test V3B. Die Zeitverläufe zeigen in Verlauf und Größenordnung eine gute Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung. Die in den Versuchen gemessenen Verschiebungen werden etwa oberhalb der halben Versuchskörperhöhe von der rechnerischen Simulation gut wiedergegeben. Im unteren Bereich werden sie rechnerisch überschätzt.

IRIS Phase 3: Durchführung und rechnerische Simulation der Tests 1, 2 und 3

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen der Phase 3 des Benchmark-Projekts IRIS die bereits im Jahr 2016 geplanten und im Oktober des Jahres durchgeführten Tests ausgewertet. Eine Beschreibung des IRIS-Versuchskörpers ist bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016 enthalten. Das für die begleitenden Berechnungen eingesetzte SOFiSTiK-FE-Modell ist mit Detailausschnitten in Abbildung 15

Abbildung 15:
 IRIS Phase 3, SOFiSTiK-FE-Modell mit Zusatzmassen und Auflageabbildung, Quelle: SPI

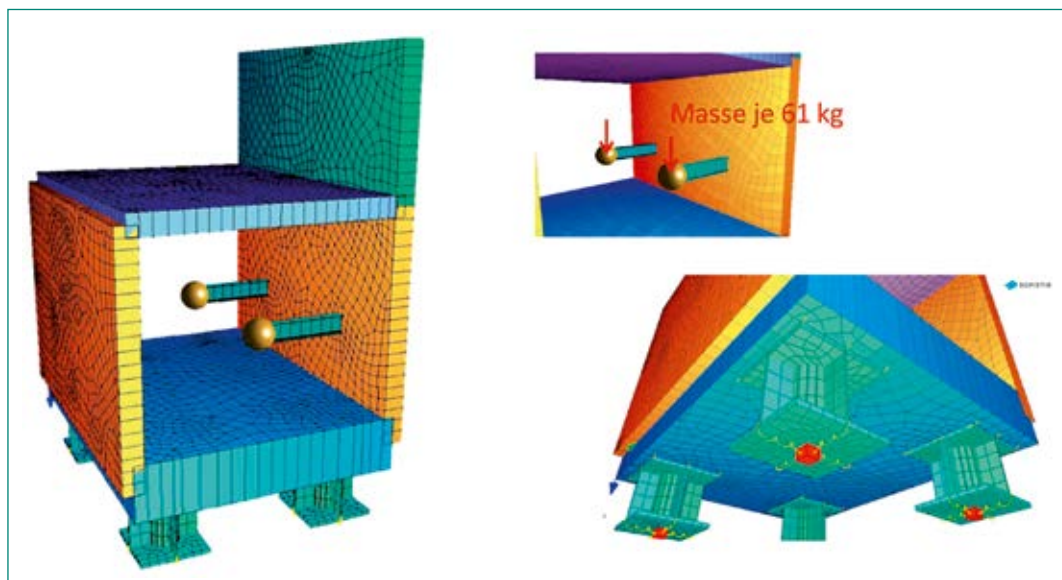
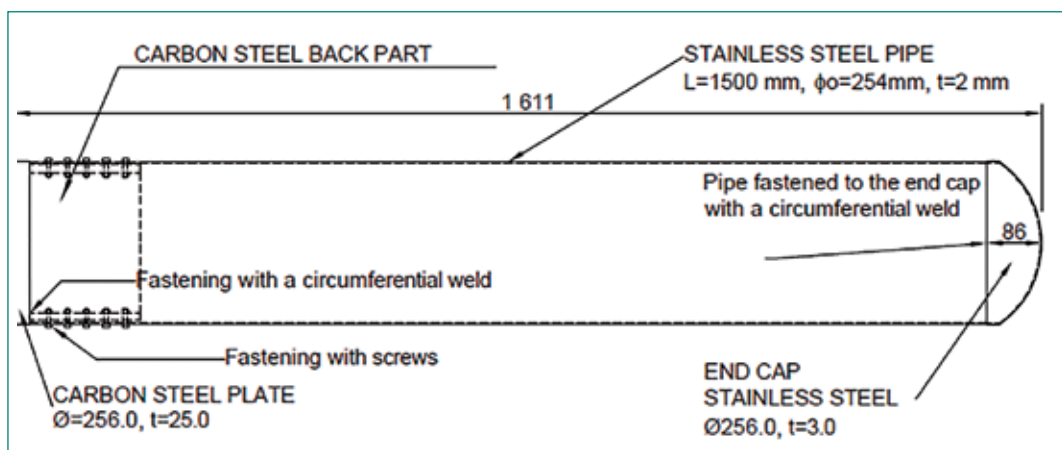


Abbildung 16:
 IRIS Phase 3,
 Projektil der
 Tests 1 und 2,
 Quelle: VTT



dargestellt. Die beiden Massen repräsentieren die an der Rückwand befestigten Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten. Die zur Auflagerung des Versuchskörpers dienenden, entsprechend dem IMPACT-III-Test V3 am Hallenboden befestigten vier Füße aus Rohrprofilen können im vorliegenden Fall als fest eingespannt angenommen werden.

Bei den durchgeführten Versuchen handelt es sich um drei aufeinanderfolgende Impact-Tests, von denen die beiden ersten mit dem in Abbildung 16 dargestellten Projektil und einer Geschwindigkeit von 90 m/s durchgeführt wurden. Der dritte Versuch erfolgte mit einem ebenfalls 50 kg schweren, jedoch längeren Projektil mit einer Geschwindigkeit von 170 m/s.

Die beiden Projektile wurden von PRINCIPIA mit Abaqus-FE-Modellen abgebildet. Aus der rechnerischen Simulation des Aufpralls auf eine starre Wand resultieren die in Abbildung 17 dargestellten Kontaktkraft-Zeitverläufe, die in der SOFiSTiK-FE-Analyse als Lastzeitfunktionen verwendet werden. Abbildung 18 zeigt die verformten Projektile als Ergebnis der Abaqus-Berechnungen und zum Vergleich nach Durchführung der Tests.

Die Abbildungen 19 bis 22 umfassen eine Auswahl von Zeitdiagrammen, in denen berechnete und gemessene Verschiebungen und Beschleunigungen für ausgewählte Messpositionen miteinander verglichen werden. Wie die Abbildungen zeigen, sind die Übereinstimmungen zwischen Rechnung

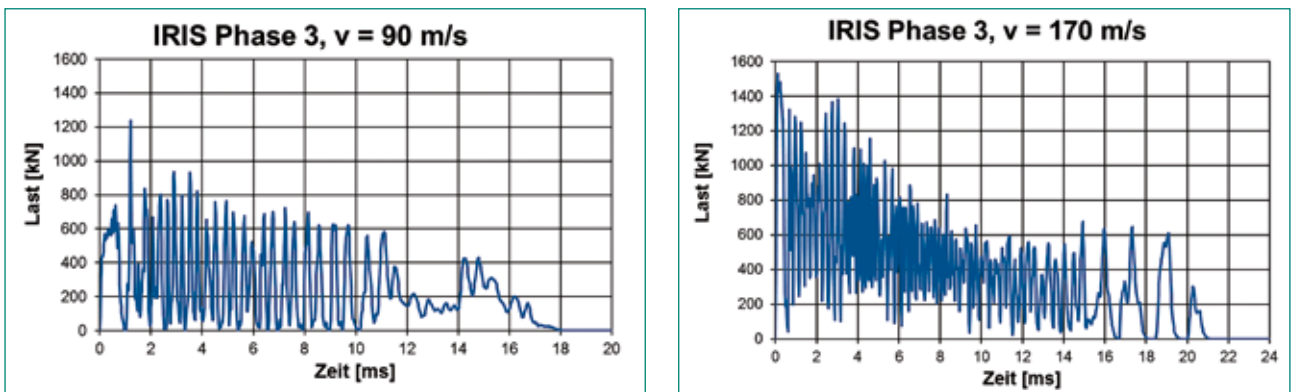


Abbildung 17: IRIS Phase 3, Lastzeitfunktionen der Tests 1 und 2 (links) und Test 3 (rechts), Quelle: PRINCIPIA

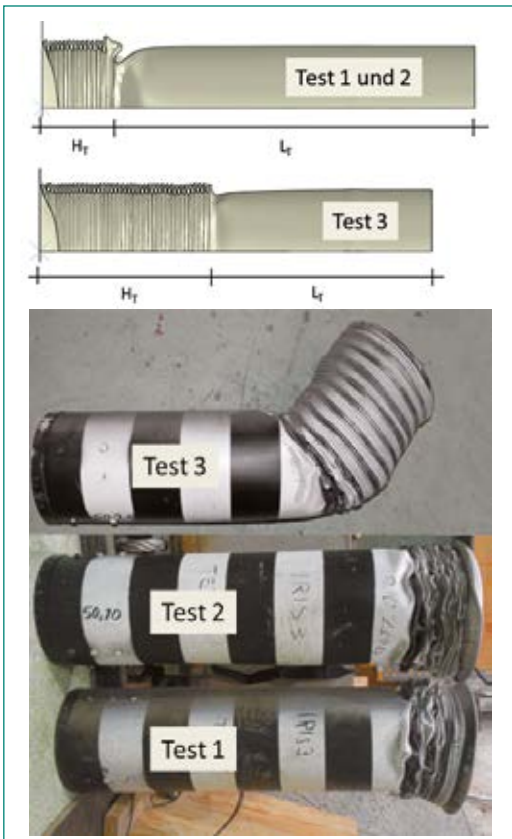


Abbildung 18: IRIS Phase 3, verformte Projektile aus Berechnung (oben) und Versuch (unten), Quelle: PRINCIPIA, VTT

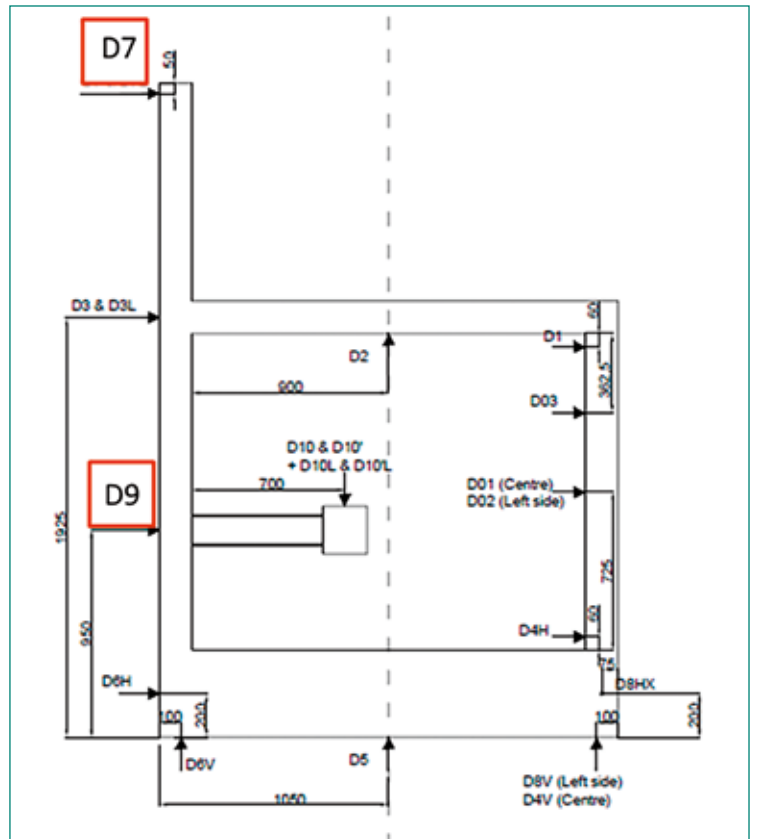


Abbildung 19: IRIS Phase 3, Ausgabeorte der Verschiebungen, Quelle: VTT

und Messung nicht bei allen Messgrößen von gleicher Qualität. Während bei den Verschiebungen sowohl im zeitlichen Verlauf als auch in der Grösse gute Übereinstimmungen festzustellen sind, ist der Vergleich bei den Beschleunigungen schwie-

rig, was vermutlich auch auf die Filterung der Messdaten zurückzuführen ist. Im Frequenzbereich bis 100 Hz ist die Übereinstimmung im Beschleunigungsantwortspektrum von ähnlicher Größenordnung.

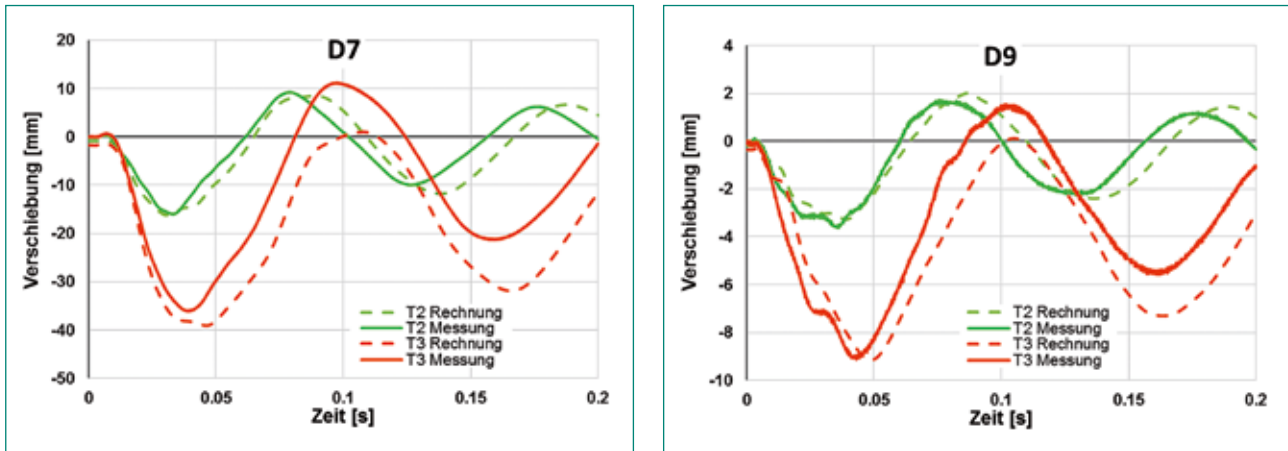


Abbildung 20: IRIS Phase 3, Tests 2 und 3, Vergleich der Verschiebungen an den Messpunkten D7 und D9, Quelle: SPI, VTT

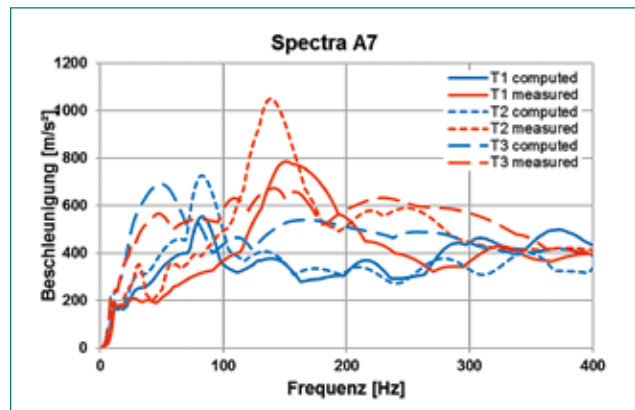
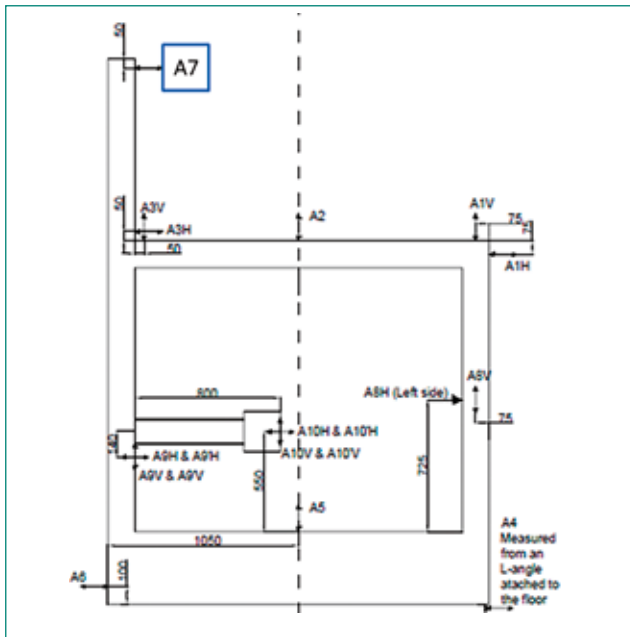


Abbildung 21: IRIS Phase 3, Tests 1, 2 und 3, Vergleich der horizontalen Antwortspektren am Messpunkt A7, Quelle: SPI, VTT

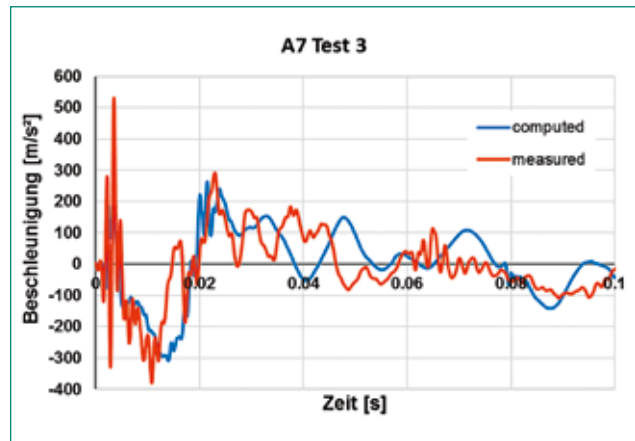
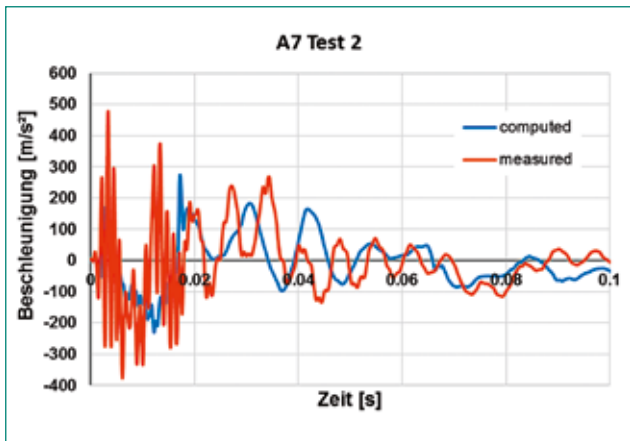


Abbildung 22: IRIS Phase 3, Tests 2 und 3, Vergleich der Beschleunigungen am Messpunkt A7, Quelle: SPI, VTT

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) an den Projekten IMPACT III und IRIS Phase 3 beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Im Projekt IMPACT III arbeiten 10 Teams aus 7 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, UK, USA, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland, Kanada, UK, USA, Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden direkt vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. Als für das ENSI tätige Experten sind Stangenberg und Partner (Bochum) und PRINCIPIA (Madrid) beteiligt.

Am Benchmark-Projekt IRIS Phase 3 nehmen 20 Teams aus 10 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Indien, Japan, Kanada, Schweden, Spanien, USA, Schweiz) teil.

Bewertung 2017 und Ausblick 2018

Auch die vom ENSI mit seinen Experten im Berichtsjahr erzielten Resultate dürfen als sehr zufriedenstellend bewertet werden. Bei der rechnerischen Simulation der im Jahr 2017 durchgeführten Versuche mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten im Projekt IMPACT III, die das Studium des Einflusses unterschiedlicher Biegebewehrungsgrade bei gleicher Schubbewehrung zum Inhalt hatten, wie auch bei den Vergleichsberechnungen zu dem vom ENSI entworfenen Test V3 im Rahmen der Versuchsserie zur Untersuchung induzierter Erschütterungen und deren Dämpfung konnten weitergehende Erkenntnisse hinsichtlich der Anwendungsgrenzen bei der Simulation von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen gewonnen werden. Der bei der Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nutzbare Erkenntnisgewinn rechtfertigt die Teilnahme des ENSI am Projekt IMPACT III.

Bei den im November 2017 durchgeführten «Combined bending and punching tests» X11 und X13 haben die Projektile im Gegensatz zu allen vorangegangenen Versuchen in dieser Serie beim

Anprall ein abweichendes Verformungsverhalten gezeigt. In beiden Fällen war statt der erwarteten Faltungen des Projektilquerschnitts eine Längsrissbildung mit bananenartigem Abstreifen der hierdurch entstandenen Rohrsegmente zu beobachten. Aufgrund der unterschiedlichen Lastcharakteristik sind diese Versuche für Vergleiche mit den hier vorgestellten Vorausberechnungen nicht geeignet.

Das Projekt IMPACT III wird über das Berichtsjahr hinaus mit weiteren Versuchen fortgesetzt, für deren Durchführung noch Finanzmittel zur Verfügung stehen. In der X-Serie können im Jahr 2018 die bereits gefertigte Versuchsplatte X12 getestet und noch ein bis zwei weitere Tests durchgeführt werden. Bei den «Liquid effect tests» sind noch drei bis vier weitere Tests möglich. Es wird angestrebt, das Projekt IMPACT III mit Erstellung der Abschlussberichte zu den verschiedenen Versuchsserien Ende 2018 abzuschliessen. Das ENSI wird sich mit seinen Experten an weiteren rechnerischen Simulationen und an der Erstellung des Abschlussberichtes zu den Versuchen mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten beteiligen.

Im Benchmark-Projekt IRIS Phase 3, das die Weiterleitung von Erschütterungen infolge stossartiger Einwirkungen innerhalb der an den Aufprallbereich angrenzenden Baustrukturen zum Thema hat, konnten bei der blinden rechnerischen Simulation in der Projektphase A noch nicht vollständig zufriedenstellende Übereinstimmungen mit den Messergebnissen aus den Versuchen erreicht werden. In der mit Publikation der Versuchsergebnisse eingeleiteten Projektphase B sollen 2018 Kalibrierungsberechnungen durchgeführt werden.

Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2013): Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA*
- *R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodriguez, L. Lacoma, F. Martinez, J. Marti (2014): Analysis of Combined Bending and Punching Tests of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal*
- *C. Schneeberger, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, R. Zinn (2014): Analysis of Vibration Pro-*

pagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal

- *M. Borgerhoff, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom*
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom*
- *M. Borgerhoff, C. van Exel, J. Rodriguez, L. Lacoma, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Interaction of Bending and Punching of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact by Deformable Missiles in IMPACT III Project Tests, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- *M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Induced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*

Referenzen

- [1] *SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.*
- [2] *SIMULIA: Abaqus Analysis User's Manual, Version 6.13, Dassault Systèmes Simulia Corp., Rhode Island, USA, 2013.*
- [3] *Riera, J. D.: On the Stress Analysis of Structures subjected to Aircraft Impact Forces, Nuclear Engineering & Design 8, 1968, 415–426.*

Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading

Author und Co-author(s)	John L. Grimes, Kimberly Verderber, Christian A. Sanna, Paul D. Cleri, P.E., Nebojsa Orbovic
Institution	ASME Standards Technology, LLC
Address	2 Park Avenue, New York, New York 10016 United States of America
Phone, E-mail, Internet address	+1.973.882.1170, info-europe@asme.org, http://asmestllc.org/index.html
Duration of the Project	Approximately two years

Abstract

Background: This project originated from a research proposal of the American Society of Mechanical Engineers (ASME) Special Working Group on Modernization developed for a joint task group of three different Standards Committees: Joint American Concrete Institute (ACI) – ASME Committee on Concrete Components for Nuclear Service; ACI Concrete Nuclear Structures Committee; and ACI Blast and Impact Load Effects Committee. The Canadian Standards Association Standard S850-12, the American Society of Civil Engineers Standard 59-11, and the Precast/Prestressed Concrete Institute Blast-Resistant Design Manual demonstrate the available acceptance criteria for prestressed concrete in typical nuclear structures are more stringent than for conventionally-reinforced concrete. Thus, there is a need to define design provisions for prestressed concrete elements with all specificities of nuclear structures. This more relaxed acceptance criteria would be beneficial for vendors, designers, regulators, and standards development organizations worldwide.

Method: ASME Standards Technology, LLC performed blast testing of eight prestressed concrete slabs, during which the varying parameters included pressure loading, conventional reinforcement ratio, and level of pre-

stressing. Each concrete slab was prestressed using post-tensioned tendons and incorporated two layers of conventional flexural reinforcement and local shear reinforcement around lifting points.

Results: The concrete slabs sustained support rotations ranging from 0.4 degrees to 3.0 degrees when tested. The corresponding damage level ranged from «Superficial Damage» to «Heavy Damage» as defined in the referenced standards, however, the extent of concrete disengagement observed in one of the individual tests suggests that a 3.0 degree rotation was approaching the post-tensioned slab's upper limit state for non-hazardous damage.

Conclusions: The test results suggest that actual response limits would fall between the currently published limits for prestressed concrete and conventionally-reinforced concrete elements. Comparing the results for tests on slabs subjected to a similar blast threat suggests that an increase of prestressing level from 5 megapascals (MPa) to 10 MPa may have only a marginal effect on slab flexural response. Additional testing should be performed with higher burst reinforcement ratios to avoid concrete cracking at the prestressing cable anchors and with transverse reinforcement to assess the effect on concrete confinement.

1.0 Project goals

1.1 Background

The Special Working Group on Modernization, working under the guidance of the ACI-ASME Joint Technical Committee on Concrete Components for Nuclear Service, conducted an evaluation of recommendations offered by the Nuclear Energy Standards Coordination Collaborative (NESCC), in a report issued in June 2011. Among the topics of recommendations was design for impulse and impactive loads.

The evaluation result prompted the ACI-ASME Joint Technical Committee on Concrete Components for Nuclear Service to pursue further study of impact and blast on prestressed concrete. Further, the Committee determined there is a need to define design provisions for prestressed concrete elements with all specificities of nuclear structures (e.g., reinforcement ratio and detailing, prestressing level), which could potentially use more relaxed acceptance criteria than for typical structures, if warranted.

A research project proposal to support the Committee's initiative was developed by a joint task group of three different Standards Committees: the Joint ACI-ASME Committee on Concrete Components for Nuclear Service (BPVC Section III Division 2/ACI 359); ACI 349 (Concrete Nuclear Structures); and ACI 370 (Blast and Impact Load Effects).

1.2 About ASME

The American Society of Mechanical Engineers, which was founded in 1880, is a professional not-for-profit membership organization and a leading international developer of codes and standards. ASME promotes the art, science, and practice of multidisciplinary engineering and allied sciences around the globe. ASME issued its first «Code for the Conduct of Trials of Steam Boilers», in 1884. ASME first published the Boiler & Pressure Vessel Code (BPVC) in 1915. Today ASME is known around the world for improving the safety of equipment through the development and promulgation of its codes, standards, and conformity assessment offerings which are used in over 100 countries. ASME offers more than 600 codes and standards addressing diverse areas such as piping and pipeline systems, elevators and escala-

tors, materials handling, gas turbines, and nuclear power. ASME has more than 130 000 members in 151 countries, and 32 000 of these members are students. ASME develops codes and standards that enhance public safety, and provides lifelong learning and technical exchange opportunities benefiting the engineering and technology community. Visit <https://www.asme.org/> for more information.

1.3 About ACI

The American Concrete Institute was organized in 1905 to provide industry standards in the field of concrete usage. ACI's activities and aims are to further engineering education, scientific investigation, and scientific research by organizing the efforts of its members for a nonprofit, public service in gathering, correlating, and disseminating information for the improvement of the design, construction, manufacture, use, and maintenance of concrete products and structures. The ACI Technical Activities Committee, which is appointed by the ACI Board of Direction, is responsible for ACI technical publications, review of standards, the technical program at conventions, and continuing studies of technical committees, from which arise recommendations for the activities, and the formation or discharge of these groups; members are selected by the ACI Board to represent ACI's varied interests. Visit <https://www.concrete.org/> for more information.

1.4 About the ACI-ASME Joint Technical Committee on Concrete Components for Nuclear Service (BPV III)

Under the sponsorship of ACI and ASME, this committee develops, reviews, and maintains requirements in ASME BPVC Section III, Division 2 (ACI Standard 359) governing the design and construction of concrete containments with metallic liners. The committee is also responsible for requirements governing sub-activities of material selection, material qualification, design, fabrication, examination, inspection, and testing of reinforced and prestressed concrete containments for nuclear power plants. The committee also interprets the requirements under its purview when questions requiring clarification arise and periodically updates the Standard to maintain consistency with the requirements of other industry codes and standards.

1.5 About the ASME BPVC, Section III, Division 2 (ACI Standard 359)

Through agreement of ACI and ASME, this document is published as Section III, Division 2, of the ASME BPVC. Updates and revisions to the document are subject to the standardization procedures of ACI and ASME. The material for the initial document was derived by two committee reports, one by ACI and the other by ASME. The ACI Committee 349, Criteria for Nuclear Containment Vessels, and the ASME BPVC Committee, Section III, Division 2, Subgroup on Concrete Components, submitted their completed committee reports to ACI and ASME in September 1971. The Joint Committee, whose membership includes individuals from ACI and ASME and many others actively involved in the field, was formed at that time.

In its current form, ASME BPVC, Section III, Division 2 (ACI Standard 359) consists of Subsection CC and several mandatory and non-mandatory appendices. Subsection CC establishes rules for material, design, fabrication, construction, examination, testing, marking, stamping, and preparation of reports for prestressed and reinforced concrete containments. The containments covered by Subsection CC include the following: (a) structural concrete pressure resisting shells and shell components, (b) shell metallic liners, and (c) penetration liners extending the containment liner through the surrounding shell concrete.

1.6 About ASME Standards Technology, LLC

ASME Standards Technology, LLC (ASME ST LLC) is a not-for-profit, limited-liability company, with ASME as the sole member, formed in 2004 to carry out work related to new and developing technologies. ASME ST LLC's mission includes meeting the needs of industry and government by providing new standards-related products and services that advance the application of emerging and newly commercialized sciences and technologies, and providing the research and technology development needed to establish and maintain the technical relevance of codes and standards. Visit <http://asmestllc.org/> for more information.

1.7 Objective

The objective of the research program was to conduct a series of blast tests on prestressed concrete slabs to obtain technical basis data. This technical data will aid in establishing design acceptance criteria to define design provisions for prestressed concrete elements relative to the specifications for nuclear structures (e.g., reinforcement ratio and detailing, prestressing level). Current code provisions for impulsive and impactive loading for nuclear structures are applicable to reinforced concrete members only. This information would be beneficial for vendors, designers, regulators, and standards development organizations worldwide. The resulting data would be published and used by ASME and other standards development organizations for consideration to develop new or updated codes and standards.

2.0 Work Carried Out and Results Obtained

2.1 Testing Vendor

To prosecute the project, ASME ST LLC contracted a specialized engineering services consultant and concrete testing laboratory to design, fabricate, and blast test the prestressed test slabs. The selected vendor was a team comprised of the consulting firm, Stone Security Engineering, PC (SSE), which has expertise in open-air blast tests and structural engineering, working in collaboration with Stone-Oregon Ballistic Laboratories (OBL), which has blast testing facilities located in Bend, Oregon, United States of America. ASME ST LLC's selected vendor had extensive qualifications to conduct the proposed testing plan and possessed the necessary testing ranges, licenses, data collection equipment, and expertise to conduct the desired tests.

2.2 Test Methodology

Test plan development and test sample (test slab) design was a collaborative and iterative process among the project's sponsors, ASME ST LLC, and SSE. The design parameters included confirmation of the initial stress target for each direction of the slab and acceptable stress losses in each direction,

overall reinforcement layout, and other design details that would best fit the objectives of the testing program and stay within the project's budget and schedule.

Eight panels (two-way concrete slabs) were fabricated to project specifications including to a predetermined reinforcement level and being prestressed. The minimum design concrete compressive strength (f_c) was 41.4 MPa for each panel. Strain gauges were placed on the reinforcement to provide strain data during each blast. A custom steel frame, as part of a steel frame support system, was fabricated to hold the slabs during the blasts and to provide simply-supported boundary conditions on each side. Laser displacement sensors and a high-speed video camera were inside the reinforced concrete supporting structure. Reflected and free-field pressure sensors and a video camera were located in front of the concrete slabs/reinforced concrete supporting structure.

The selected explosive was ammonium nitrate/fuel oil (ANFO) mixture. For the initial two tests, Tests 1 & 2, an average of 585 kilograms (kg) of ANFO was packed into a single container placed 9.1 meters (m) from each test slab and elevated above-ground. After analysis of the results of Tests 1 & 2, the subsequent tests, Tests 3–8, were performed with varying explosive masses of 1040 kg and 910 kg of ANFO located 13.7 m from each test slab. For all blasts, Pentolite boosters were used to detonate the explosive using an electric blasting trigger.

2.3 Slab Design and Fabrication

To approximate a concrete segment of a nuclear containment wall, the eight concrete test panels (two-way concrete slabs) were fabricated to dimensions of 270 mm thick by 4880 mm wide by 4880 mm high. The concrete slabs were fabricated using four distinctive designs to apply varying levels of stress and steel reinforcement. The targeted stress levels were 5 MPa and 10 MPa with reinforcement levels of 95 kilograms per cubic meter (kg/m^3) and $220 \text{ kg}/\text{m}^3$ as indicated in Table 1. Each concrete panel had a minimum compressive strength (f_c) of 41.4 MPa and average compressive strengths as indicated in Table 2.

As shown in Figure 1, each concrete panel was cast at the testing site with tensioned strands to achieve the desired stress and compressive force. To reach the desired stress, the slabs were post-tensioned using the VSL™ 6-4 strand Post-Tensioning Sys-

Slab Design Type	Panel Numbers	Stress Level	Mild Steel Reinforcement Level
A	1, 5	5 MPa	95 kg/m^3
B	3, 7	5 MPa	220 kg/m^3
C	2, 6	10 MPa	95 kg/m^3
D	4, 8	10 MPa	220 kg/m^3

Panel Number	Compressive Strength at 28 Days	Estimated Tensile Strength
1A	54.0 MPa	8.1 MPa
2C	52.5 MPa	7.9 MPa
3B	48.1 MPa	7.2 MPa
4D	62.0 MPa	9.3 MPa
5A	65.0 MPa	9.8 MPa
6C	51.8 MPa	7.8 MPa
7B	57.2 MPa	8.6 MPa
8D	50.8 MPa	7.6 MPa



Figure 1: Test Slab Fabrication with Post-tensioning and Reinforcement

tem™ using 15 mm, Grade 1860 strands pursuant to ASTM Standard A416, «Standard Specification for Low-Relaxation, Seven-Wire Steel Strand for Prestressed Concrete». Slab design Types A&B were stressed to approximately 5 MPa using 14 ducts and 56 strands both horizontally and vertically. Slab design Types C&D were stressed to approximately 10 MPa using 18 ducts and 72 strands both horizontally and vertically.

Each test slab contained two-way cages of mild steel reinforcement on each face. Slab design Types A&C contained 12.7 mm diameter reinforcement at 152 mm each-way/each-face. Slab design Types B&D contained 15.9 mm of reinforcement at 102 mm on center for each mat. Each test slab was inspected to ensure it met design criteria prior to pouring concrete. Concrete compressive strengths and tensile strengths were tested at 28 days of curing. The shaped spiral reinforcement of 9.5 mm diameter with 152.4 mm spiral diameter with five turns of 50.8 mm pitch, was designated by the supplier as adequate. Spiral bursting stress reinforcement was provided for all the slabs. U-bars

of 9.5 mm diameter were added at 152 mm around the perimeter of each slab and were placed as close as possible to the edges. At a minimum, two U-bars were placed between the trumpets for slab design.

2.4 Design and Construction of Reinforced Concrete Supporting Structure

The reinforced concrete supporting structure, shown in Figure 2, had dimensions of 5790 mm wide by 5790 mm tall by 4270 mm deep. Its side fins extended an additional 910 mm horizontally at the front of the structure on either side of the main opening for a total local width of 7620 mm. These side fins were provided around the test slab mounting area to reduce turbulence in the blast loading on each test slab. The instrumentation chamber had interior clear dimensions of 4570 mm high by 4570 mm wide by 3660 mm deep. The reinforced concrete supporting structure was constructed of 610 mm thick heavily-reinforced concrete walls with equally thick roof and floor slabs positioned on a shallow thick foundation above bedrock. Concrete blocks were installed above and on the sides of the structure for horizontal stability.

2.5 Testing and Redesign of Test Slab Support System

To hold each test slab in position at the reinforced concrete supporting structure and to simulate a simply-supported boundary condition, the reinforced concrete supporting structure was initially designed and fabricated with a steel frame support

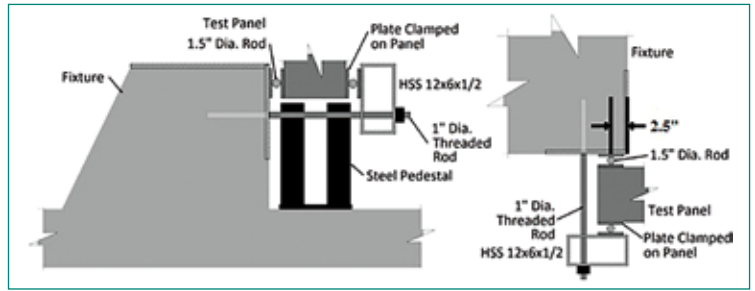


Figure 3:
Initial Reaction Structure
(dimensions shown are
in units of inches)

system (Frame Set-up No.1), as shown in Figure 3. Between the reinforced concrete supporting structure and each test slab and between each test slab and the steel frame, there were a pair of 38 mm diameter steel roller rods on all four sides. A set of four roller rods were welded to a high strength steel, 30.5 mm by 16.5 mm, perimeter frame. The other set of four roller rods were welded to the embedded plate within the reinforced concrete supporting structure. The roller bar on the embedded plate was positioned such that the center of the roller bar was offset 64 mm from the 4570 mm by 4570 mm opening within the reinforced concrete supporting structure. The perimeter frame was tied directly to the reinforced concrete supporting structure with 25 mm diameter steel coil rods spaced 305 mm apart, which compressed these elements together. A flat clamp plate frame, 27 mm wide, was placed between each test slab and the steel roller rods welded to the perimeter frame to prevent direct contact with the concrete face of the test slab.

The photograph in Figure 4 depicts the design indicated in Figure 3. The steel frame support system shown in Figures 3 & 4 were used only for Tests 1 & 2.

After Test 1, the steel perimeter frame was observed to be damaged with separation of the welds hold-



Figure 2: Reaction Structure (Cell)



Figure 4:
Test Slab, Reinforced
Concrete Supporting
Structure, Steel Frame
Set-up No. 1
(Tests 1&2)

ing the upper corners of the frame together. Before Test 2, these corner welds were repaired and steel reinforcement brackets were welded over the exposed frame corners. After Test 2, the steel perimeter frame was observed again to be damaged with separation of the welds holding the upper corners and the welds holding the lower left corner of the frame.

Before resuming the test program and performing Test 3, the steel frame support system was redesigned to be a stiffer steel framing system (Frame Set-up No. 2). This redesigned steel frame support system, which was used for all subsequent tests, Tests 3–8, resulted in no further damage occurring to the frame. Figure 5 and Figure 6 show the isometric and section view of the redesigned steel frame support system.

The redesigned steel frame support system was achieved by increasing the diameter of the steel roller rods from 38 mm to 76 mm and by adding to

the perimeter frame new high strength steel L-sections (dimensions 7.62 mm wide by 7.62 mm long by 0.95 mm thick) spaced 305 mm apart and bolted to 13 mm thick plate assemblies protruding from the reinforced concrete supporting structure. Figure 7 is a photograph of this redesigned steel frame support system.



Figure 7: Installed Panel within the Stiffer Frame Set-up No. 2

Figure 5:
Redesigned Steel Frame
Set-up No. 2
(Isometric View)

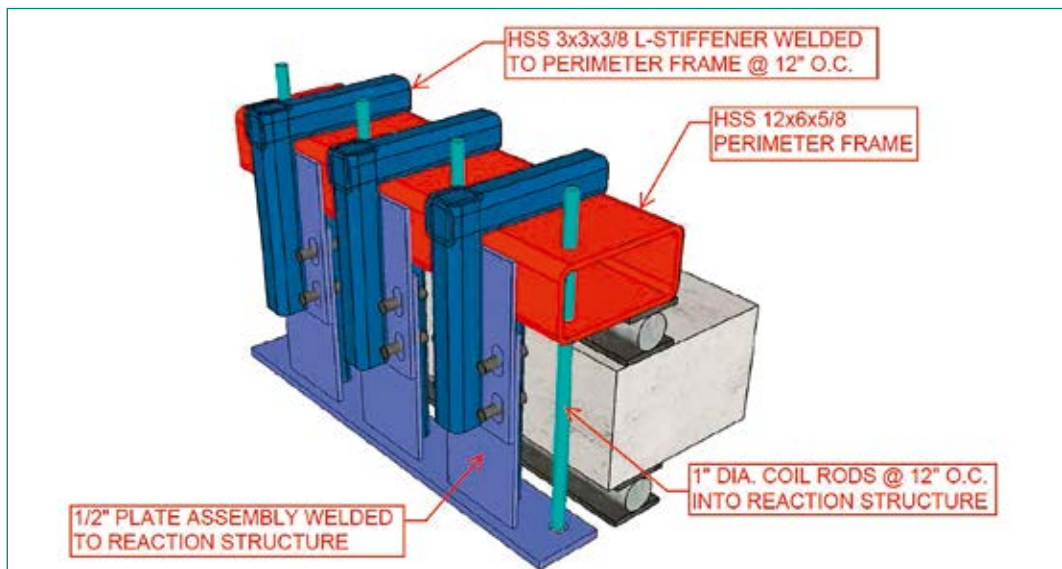
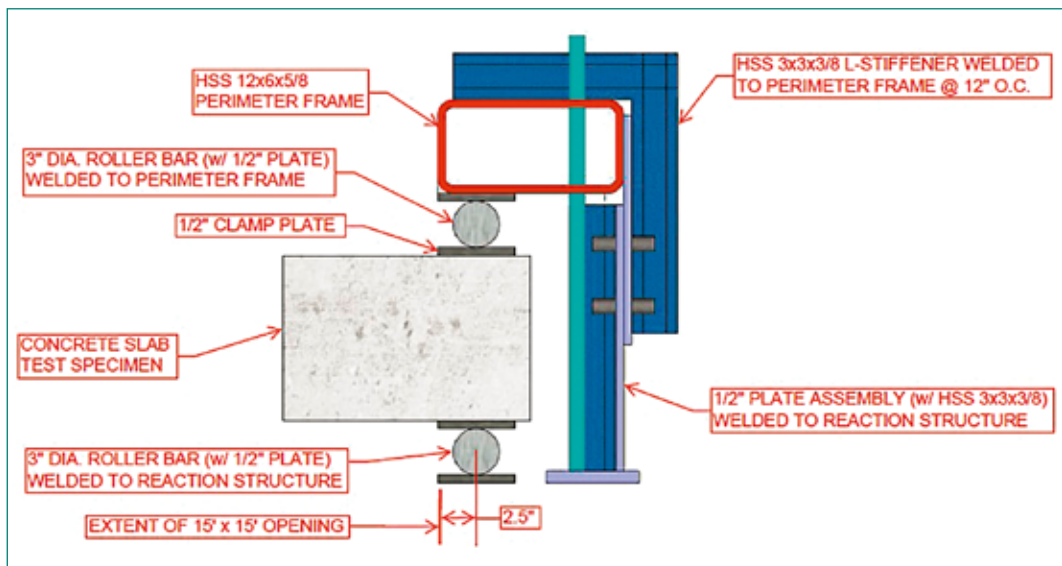


Figure 6:
Redesigned Steel Frame
Set-up No. 2
(Section View)



2.6 Results and Data Analysis

Testing data and results are summarized in Table 3 and Table 4. Table 3 is a test matrix indicating each test number, concrete test slab identification, the mass of each ANFO explosive charge, and the stand-off distance of the explosive from the test slab. Table 4 is a summary of the test results for maximum deflection, permanent deflection test rotation, along with brief descriptions of the slab's response. Full test results and data analysis are presented in «Standards Technology Publication, STP-NT-083, Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading» [2].

Test 1

Test 1 was conducted with Panel 5, which was constructed as a Type A slab design consisting of 5 MPa prestress with 95 kg/m³ mild steel reinforcement. Frame Set-up No. 1 was used to hold the test slab in position and was subjected to an explosive charge of 590 kg of ANFO at a standoff of 9.1 m. The blast load resulted in significant front face scabbing of the 19 mm thick concrete cover. The front face was heavily damaged with concrete spalling, up to one-third of the slab thickness, and buckled reinforcement. On the back face, the test panel showed cracking without concrete scabbing. The cracks can be observed along the vertical supports and the bottom horizontal support. A through-thickness crack can be observed at the prestressing cable anchors. Maximum panel deflection was not recorded because of an instrumentation malfunction (These issues were remedied for Test 2). The maximum inbound permanent deflection recorded was 68 mm at a position 343 mm below the slab, mid-height. This permanent deflection indicates that a support rotation of no less than 2.0 degrees occurred during testing. As previously indicated in Section 2.5, there was damage to the steel frame used in Frame Set-up No. 1.

Test 2

Test 2 was conducted with Panel 1. Panel 1 was constructed as a Type A slab design which consisting of 5 MPa prestress with 95 kg/m³ mild steel reinforcement. Again, Frame Set-up No. 1 was used to hold the test slab in position and was subjected to an explosive charge of 590 kg of ANFO at a standoff of 9.1 m. Similar to Test 1, the blast load resulted in significant front face spalling up to one-third of the slab thickness and buckled reinforcement. On the back face, similar to Test 1, the test panel showed cracking without concrete scabbing.

Test Number	Panel Number	Explosive Standoff	ANFO Weight
1	5A	9.1 m	580 kg
2	1A	9.1 m	590 kg
3	2C	13.7 m	1040 kg
4a	6C	13.7 m	770 kg
4b	6C	13.7 m	910 kg
5	7B	13.7 m	1040 kg
6	3B	13.7 m	910 kg
7	4D	13.7 m	910 kg
8	8D	13.7 m	1040 kg

Cracks were observed at the vertical supports and the bottom horizontal support. At the prestressing cable anchors there was through-thickness cracking. The maximum panel deflection recorded with the laser sensors was 148 mm a several centimeters above a horizontal crack located 457 mm below the slab, mid-height. This maximum deflection indicates that a support rotation of approximately 4.4 degrees occurred during testing. A maximum inbound permanent deflection of 117 mm was observed, but no rebound deflection was noted. As previously indicated in Section 2.5, there was more severe damage to the steel frame used in Frame Set-up No. 1. The repetitive blast damage to the steel frame support system required a redesign to stiffen the frame, which became Frame Setup No. 2.

Test 3

Test 3 was conducted with Panel 2 which was constructed as a Type C slab design. Panel 2 consisted of 10 MPa prestressing with 95 kg/m³ mild steel reinforcement. The new Frame Set-up No. 2 was used to hold the test slab in position and was subjected to an explosive charge of 1040 kg of ANFO at a standoff of 13.71 m. Similar to Test 1, the blast load resulted in significant front face spalling up to one-third of the slab thickness and buckled rebar; see Figure 8. On the back face, the test panel showed cracking but without concrete scabbing; see Figure 9. Cracks can be observed along the vertical supports and the bottom horizontal support. Here again, at the prestressing cable anchors a through-thickness crack can be observed, which is assumed to be due to the insufficient burst reinforcement. The maximum panel deflection recorded with the laser sensors was 120 mm near the center of the slab. This maximum deflection indicates that a support rotation of approximately 3.0 degrees occurred during testing. A maximum inbound permanent deflection of 100 mm was

observed. No damage was observed to the stiffened steel frame used in Frame Set-up No. 2.

Test 4a

Test 4a was conducted with Panel 6, which was constructed and framed identically to Panel 2 used in Test 3. The new stiffened Frame Set-up No. 2 was

for all the remaining tests. The test was subjected to explosion of 770 kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. The blast load resulted in only minor damage to the front and back faces. No crushing or scabbing of concrete along the exterior surface was noticed. The interior surface of the concrete slab had minor hairline cracks from the edges that

Table 4: Test Results Summary						
Test No.	Panel No.	Maximum Deflection	Permanent Deflection	Test Rotation, degrees	ANFO Mass	Response Notes
1	5A	N/A	68 mm	> 2.0	590 kg*	Significant front face scabbing. Concrete crushing along panel edges. Through-thickness cracking. Frame damage sustained.
2	1A	148 mm	117 mm	4.4	590 kg*	Significant front face scabbing. Concrete crushing along panel edges. Through-thickness cracking. Frame damage sustained.
3	2C	120 mm	100 mm	3.0	1040 kg**	Significant front face scabbing. Through-thickness cracking: up to 13 mm above and below post-tensioned strands disengaged.
4a	6C	16 mm	0 mm	0.4	770 kg**	Superficial slab damage to both faces.
4b	6C	109 mm	90 mm	2.7	910 kg**	Front face scabbing along yield lines. Concrete crushing along panel edges. Through-thickness cracking.
5	7B	88 mm	57 mm	2.2	1040 kg**	Front face scabbing along yield lines. Concrete crushing along panel edges. Through-thickness cracking.
6	3B	31 mm	13 mm	0.8	910 kg**	Front face scabbing along yield lines. Moderate slab damage. Through-thickness cracking.
7	4D	21 mm	2.5 mm	0.5	910 kg**	Isolated front face scabbing. Moderate slab damage. Through-thickness cracking.
8	8D	85 mm	50 mm	2.1	1040 kg**	Significant front face scabbing. Through-thickness cracking: up to 13 mm along all the corner regions disengaged.

Notes: (*) – Explosive charge at a standoff of 9.1 m.
 (**) – Explosive charge at a standoff of 13.7 m.

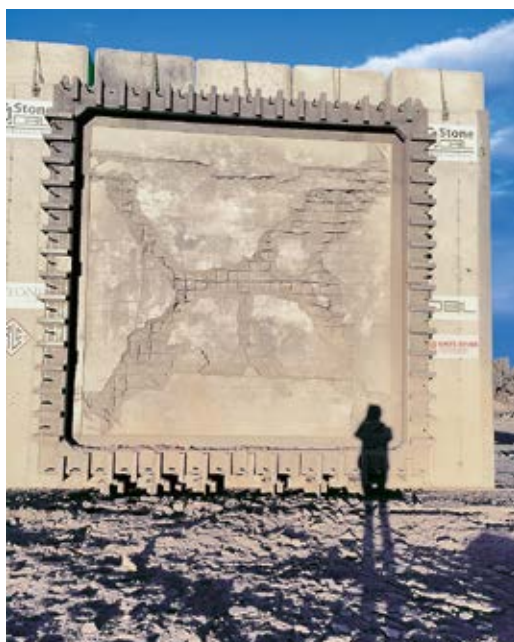


Figure 8: Post-Test Photos of Test 3



Figure 9: Highlighted Cracking Pattern on Back Face in Test 3

extend to hairline cracks along mid-span region. Through-thickness cracking of concrete was not observed. The maximum deflection recorded with the laser sensors was approximately 16mm, which translates to a 0.4 degree support rotation. No permanent set near the slab center point was observed. No damage was observed to the stiffened steel frame used in Frame Set-up No. 2.

Test 4b

Due to the small displacements achieved in Test 4a, Panel 6 was subjected to a second test shot of explosion of 910kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. For Test 4b, the blast load resulted in heavy one-third of the slab thickness at the front face of the panel. On the back face, cracking was observed along most of the slab surface, generally ranging from hairlines to cracks with widths of approximately 2 mm with no observed concrete scabbing. Cracks and the prestressing cable anchors were also observed, but to a lesser extent than the cracking in Test 3. The maximum deflection recorded with the laser sensors was 109mm, which translates to a 2.7-degree support rotation. The permanent set near the slab center point was approximately 90mm. No damage was observed to the stiffened steel frame.

Test 5

Test 5 was conducted with Panel 7, which was constructed as a Type B slab design consisting of 5 MPa prestressing with 220 kg/m³ mild steel reinforcement. The test was subjected to explosion of 1040 kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. The blast load resulted in concrete spalling at the front face but less deep than in previous tests (4-5 cm). On the back face, cracking was observed along most of the slab surface, generally ranging from hairlines to cracks with widths of approximately 0.8 mm with no observed concrete scabbing. Cracks were also observed across the slab thickness at the prestressing cable anchors. The maximum deflection recorded with the laser sensors was 88 mm, which translates to a 2.2-degree support rotation. The permanent set near the slab center point was 57 mm. No damage was observed to the stiffened steel frame.

Test 6

Test 6 used Panel 3 which was constructed and framed identically to Panel 7 used in Test 5. The test was subjected to explosion of 910 kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. The blast load resulted in hori-



Figure 10:
Front Face Slab
Scabbing in Test 6

zontal, vertical, and diagonal cracks on the front face of the panel, along with some concrete crushing and spalling but to a lesser extent than in Test 5. This front face damage is shown in Figure 10. On the back face, cracking was observed along most of the slab surface. Cracks were mostly hairline in a yield line pattern similar to previous tests. The maximum deflection recorded with the laser sensors was 31 mm, which translates to a 0.8-degree support rotation. The permanent set near the slab center point was approximately 13 mm. No damage was observed to the stiffened steel frame.

Test 7

Test 7 was conducted with Panel 4 which was constructed as a Type D slab design consisting of 10 MPa prestress with 220 kg/m³ mild steel reinforcement. The test was subjected to explosion of 910 kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. The blast load resulted in lesser cracks and concrete scabbing and crushing were observed on the front face of the panel in comparison with the previously tested slab designs exposed to the blast load from the same charge size and standoff. On the back face, hairline cracking was observed on the slab surface. No crushing of the concrete was seen along the panel edges. The maximum deflection recorded with the laser sensors was 21 mm, which translates to a 0.5 degree support rotation. A small permanent set of roughly 2.5 mm was sustained near the slab center point. No damage was observed to the stiffened steel frame.

Test 8

Test 8 was conducted with Panel 8, which was constructed and framed identically to Panel 4 used in Test 7. The test was subjected to explosion of 1040 kg of ANFO at a standoff of 13.7 m. The blast load resulted in horizontal, vertical, and diagonal

cracks on the front face of the panel, along with a concrete crushing and scabbing pattern similar to previous tests. On the back face, cracking was observed along most of the slab surface. Cracks were mostly hairlines in a yield line pattern similar to previous tests. The maximum deflection recorded with the laser sensors was 85 mm, which translates to a 2.1-degree support rotation. The permanent set near the slab center point was 50 mm. No damage was observed to the stiffened steel frame.

2.7 Conclusions

The test results suggest that actual response limits would fall between the currently published limits for prestressed concrete and conventionally reinforced concrete elements. Considering the test results from Test 3 through Test 8, the achieved support rotations ranging from 0.4 degree (Test 4a, Type C) to 3.0 degrees (Test 3, Type C). The observed damage level for these tests would roughly range from Superficial Damage to Heavy Damage as defined in CSA S850-12 [9] or ASCE 59-11 [10]. For Test 3 with the Type C slab with the highest rotation of 3.0 degrees the extent of concrete disengagement observed would be approaching the post-tensioned slab's upper limit for non-hazardous damage. Other tests sustaining support rotations exceeding 2.0 degrees exhibited lesser, but observable through-thickness cracking and/or concrete disengagement due to the insufficient burst reinforcement at prestressing cable anchors. Front face spalling and through-thickness cracking were generally more pronounced for slabs with a lower concrete tensile strength.

Comparing the results for tests on slabs subjected to a similar blast threat suggests that an increase of prestressing level from 5 MPa to 10 MPa may have only a marginal effect on slab flexural response. Comparing the results for Test 6 with a Type C slab at 10 MPa stress level and Test 7 with a Type B slab at 5 MPa each subject to a 910 kg ANFO produced 0.8 degrees and 0.5 degrees of rotation, respectively; and Test 5 (Type A, 5 MPa) and Test 8 (Type D, 10 MPa) each subjected to a 1040-kg ANFO charge produced 2.2 degrees and 2.1 degrees of rotation, respectively. It appears that the increase of prestressing level from 5 MPa to 10 MPa may only a marginal effect on slab flexural response (i.e., Types B & D). The charge weight size does appear heavily influenced by the overall response mechanisms. For this comparison of test results, the results from

Tests 1&2 were not included due to the uncertainty introduced by the damage to the steel frame used in Steel Frame Set-up No. 1 to maintain the test slab position to the reinforced concrete supporting structure to simulate a simply-supported boundary condition compared to performance of Steel Frame Set-up No. 2 for Tests 3–8.

Additional testing should be performed with higher burst reinforcement ratio, to avoid concrete cracking at the prestressing cable anchors, and with transverse reinforcement, to assess the effect on concrete confinement.

3.0 National Cooperation

The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate is the only national institution involved in this international project.

4.0 International Cooperation

This project was prepared by ASME Standards Technology, LLC and jointly sponsored by: the Canadian Nuclear Safety Commission; Daewoo Institute of Construction Technology; Electricity of France, Department of Thermal and Nuclear Studies and Projects; French Nuclear Safety Authority, Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety; Finland Radiation and Nuclear Safety Authority; The American Society of Mechanical Engineers, Nuclear Codes and Standards; and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate.

5.0 Assessment 2017 and Perspectives for 2018

Assessment 2017

The 2017 activities for this project progressed to a conclusion. In March 2017, the vendor completed its test report and test data, which ASME ST-LLC submitted to all project sponsors. In June 2017, ASME ST-LLC published this test report and test data as «Standards Technology Publication, STP-NT-083, Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading» [2].

Simultaneously, this publication was made available to all members of the Standards Committees, Joint ACI-ASME Committee on Concrete Components for Nuclear Service (BPVC Section III Division 2/ACI 359) and the member of the reporting Special

Working Group on Modernization for their review and consideration for revising and updating their code regarding the use of prestressed concrete.

At the 2017 International Association for Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24) conference, a paper was presented and published on the testing method and results, and another paper was presented and published on numerical simulations of the tests.

Perspective 2018

As a result of this project, specific data has been obtained for prestressed concrete. These results will be analyzed further by the ACI-ASME Joint Technical Committee on Concrete Components for Nuclear Service and by other project sponsors' standards and regulatory agencies for developing rules on prestressed concretes for nuclear structures. Future project proposals may be developed from an ongoing evaluation of the test results and the development of a new set of questions to define design acceptance criteria for prestressed concrete elements for nuclear structures.

6.0 Publications

Publications, presentations and proceedings that have been done within the scope of this project include:

- «Standards Technology Publication, STP-NT-083, Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading,» ASME Standards Technology, LLC, 30 June 2017.

Other publications, presentations and proceedings that have been done related to the scope of this project include:

- *N. Orbovic, J. Grimes, K. El-Domiaty, and J. Florek (2017)*. ASME Blast Tests on Pre-stressed Concrete Slabs, Transactions, SMiRT 24, Busan, Korea
- *M. Borgerhoff, P. Brede, M. Stadler, M. Wanner (2017)*. Investigations on the Ductility of Pre-stressed Concrete Slabs under Blast Loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea

Notices

This research paper was prepared by ASME ST LLC. Neither ASME, ASME ST LLC, the authors, nor others involved in the preparation or review of this paper, nor any of their respective employees, mem-

bers, or persons acting on their behalf, makes any warranty, express or implied, or assumes any legal liability or responsibility for the accuracy, completeness, or usefulness of any information, apparatus, product or process disclosed, or represents that its use would not infringe upon privately owned rights. Reference herein to any specific commercial product, process, or service by trade name, trademark, manufacturer, or otherwise does not necessarily constitute or imply its endorsement, recommendation, or favoring by ASME ST LLC or others involved in the preparation or review of this paper, or any agency thereof. The views and opinions of the authors, contributors and reviewers of the paper expressed herein do not necessarily reflect those of ASME ST LLC or others involved in the preparation or review of this paper, or any agency thereof.

ASME ST LLC does not take any position with respect to the validity of any patent rights asserted in connection with any items mentioned in this paper, and does not undertake to insure anyone utilizing a this paper against liability for infringement of any applicable Letters Patent, nor assumes any such liability. Users of this paper are expressly advised that determination of the validity of any such patent rights, and the risk of infringement of such rights, is entirely their own responsibility. Participation by federal agency representative(s) or person(s) affiliated with industry is not to be interpreted as government or industry endorsement of this paper.

ASME is the registered trademark of The American Society of Mechanical Engineers.

References

The following literature sources are referenced herein.

- [1] NESCC Concrete Task Group (CTG) Concrete Codes and Standards for Nuclear Power Plants Recommendations for Future Development; Date: Report Version 26; 22 February 2011, Final Draft, submitted to NESCC; Report-v26, 22 February 2011, Final Draft, Submitted to NESCC.
- [2] «Standards Technology Publication, STP-NT-083, Blast Testing of Prestressed Concrete under Impulsive Loading'» ASME Standards Technology LLC; 30 June 2017.
- [3] Minutes – Joint ACI-ASME Committee on Concrete Components for Nuclear Service ACI Committee 359 ASME BPV-III, Division 2, 15 April 2015.

- [4] Minutes – Joint ACI-ASME Committee on Concrete Components for Nuclear Service ACI Committee 359 ASME BPV-III, Division 2, 21 March 2012.
- [5] 2015 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 2; Rules for Construction of Nuclear Facility Components (ACI Standard 359-15).
- [6] ASME URL: <https://www.asme.org>, History of ASME Standards, About ASME; retrieved 27 November 2017.
- [7] ACI URL: <https://www.concrete.org>, About ACI; retrieved 27 November 2017.
- [8] *N. Orbovic, J. Grimes, K. El-Domiaty, and J. Florek (2017). ASME Blast Tests on Pre-stressed Concrete Slabs, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- [9] ASCE/SEI 59-11, Blast Protection of Buildings,
- [10] Canadian Standard Association CSA, S850-12 Design and assessment of buildings subjected to blast loadings,
- [11] *M. Borgerhoff, P. Brede, M. Stadler, M. Waner (2017). Investigations on the Ductility of Pre-stressed Concrete Slabs under Blast Loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*

SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author and Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, M. Pilz, S. Bora, W. Imperatori, A. Rinaldi, L. Urpi, P. Bergamo.
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet	+41-44-633 3857, d.fae@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2014 to June 2018

ABSTRACT

The goal of this project is to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The project is split into three sub-tasks. Subproject 1 focuses on the investigation and improvement of ground-motion models and earthquake scaling for Switzerland. Although it is known that soil layering and basin geometry can locally amplify seismic waves, empirical site response estimates are generally limited to locations where nearby reliable reference sites are available. To tackle this restraint, we have resorted to the Japanese network of borehole stations KiK-net, following two parallel procedures to empirically obtain site amplification functions, from the correlation surface-borehole recordings and from the processing of the sole surface waveforms. The systematic collation between the two datasets allows a reasoned comparison of the applied methods, and an in-depth study of the site amplification variability depending on the near-surface configuration. Furthermore, subproject 1 has also aimed at assessing the relevance of nonlinear

soil behavior from ground motion recordings and completed the verification of the Swiss stochastic ground-motion model. Within subproject 2, we have produced a new version of a numerical code to generate hybrid broadband synthetic seismograms. The new release has a series of important features, ranging from complex source geometry to multiple scattering models and frequency-dependent spatial correlation of coda waves, which can significantly increase the accuracy of the simulation technique, especially for large earthquakes. We have continued collecting CPT data for the calibration of complex nonlinear soil models. Within subproject 3, we have studied the potential for inducing seismicity in a deep geological disposal. After improving the current physical and statistical modelling tools for induced seismicity, we have started the application of such tools for the study of possible seismicity induced after the closure of the deep geological repository. Realistic in-situ conditions and nuclear waste repository geometries are being included in our simulations.

Project goals

This science project is split into three subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The sub-projects are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion;
3. Induced seismicity and application for a deep geological disposal.

The focus of subproject 1 lies on the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source-scaling models for Switzerland. We target ground-motion estimates for sites at depth and at the surface, in the near field, for damaging events and for smaller induced earthquakes as well. The work is based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface amplification and attenuation constitutes a key point in our research during this year.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near field, to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and to new trends in modelling complex source processes. This includes the calibration of material parameters via field measurements and the development of numerical codes to simulate ground motion in three-dimensional complex media. Results of subproject 1 will be linked to deterministic simulations from subproject 2, and the results will be tested and compared to observed data.

In subproject 3, we move towards a more realistic characterization of seismogenic sources for induced earthquakes. The goal is to adapt existing geo-mechanical models to a situation of a deep geological disposal, develop and validate new modelling methods, and integrate them in a probabilistic framework for seismic hazard assessment.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

It is well known that local site conditions can strongly affect the amplitude and duration of

ground motion during an earthquake. The aim of this work package is developing tools for the robust reconstruction of the local response term of seismic wave propagation, including the assessment of the relevance of nonlinear soil response from ground-motion observations.

The local site amplification can be empirically determined as the ratio between the Fourier spectrum at the target location and the spectrum at a corresponding reference site, i.e. a hard rock location close enough to the station of interest [1]. However, as reliable reference sites can be unavailable, vertical arrays of accelerometers (i.e. borehole stations), with a downhole reference site coupled to a surface instrument, can overcome the difficulty [2], representing the ideal recording configuration for the study of site effects.

Due to the limited number of borehole stations in Switzerland, we resorted to the world's largest array of borehole stations, the Japanese Kiban-Kyoshin (KiK-net) network, consisting of ~700 sites instrumented since 1997. For each station, the Vs profile (from downhole tests) is known. We exploited the rich waveform database of this network to empirically retrieve the horizontal amplification function for each station's site, following two parallel procedures:

- A collation between the Fourier spectra at the surface and at the borehole receiver, thus obtaining a surface-to-borehole (SB) ratio function portraying the amplification due to the soil column between the top and the bottom of the borehole (Figure 1a);
- A second, more complex method involves the estimation of the local amplification function using exclusively the surface accelerometer recordings. Site-specific ground motion residuals relative to spectral modeling of a large number of earthquakes are inverted to retrieve the elastic and anelastic empirical amplification functions [3] (Figure 1b).

Therefore, for most of the 700 KiK-net stations, we obtained two alternative estimates for the local site amplification. The two datasets were first referred to a common bedrock to allow internal and cross-comparison; secondly, they were brought to the Swiss reference bedrock [4] for a proper translation to the Swiss condition. The obtained results are:

- A systematic collation of SB ratios vs. amplification functions from spectral modeling evidenced a good agreement between the two procedures, at least in an intermediate frequency band (Figure 1c). Reliable amplification

functions can therefore be obtained at surface stations for the frequency band between about 0.5 and 20 Hz.

- The obtained amplification functions were also sorted according to the station's soil type [5] and the reliability of the provided Vs profile (which determines the soil class). An example for soil

class C is given Figures 1a and 1b. This allowed identifying common amplification features for each soil type, and appreciating the relevance of reliable site metadata when these are correlated with local response.

Results from the compiled dataset can be used to derive empirical amplification models for any defini-

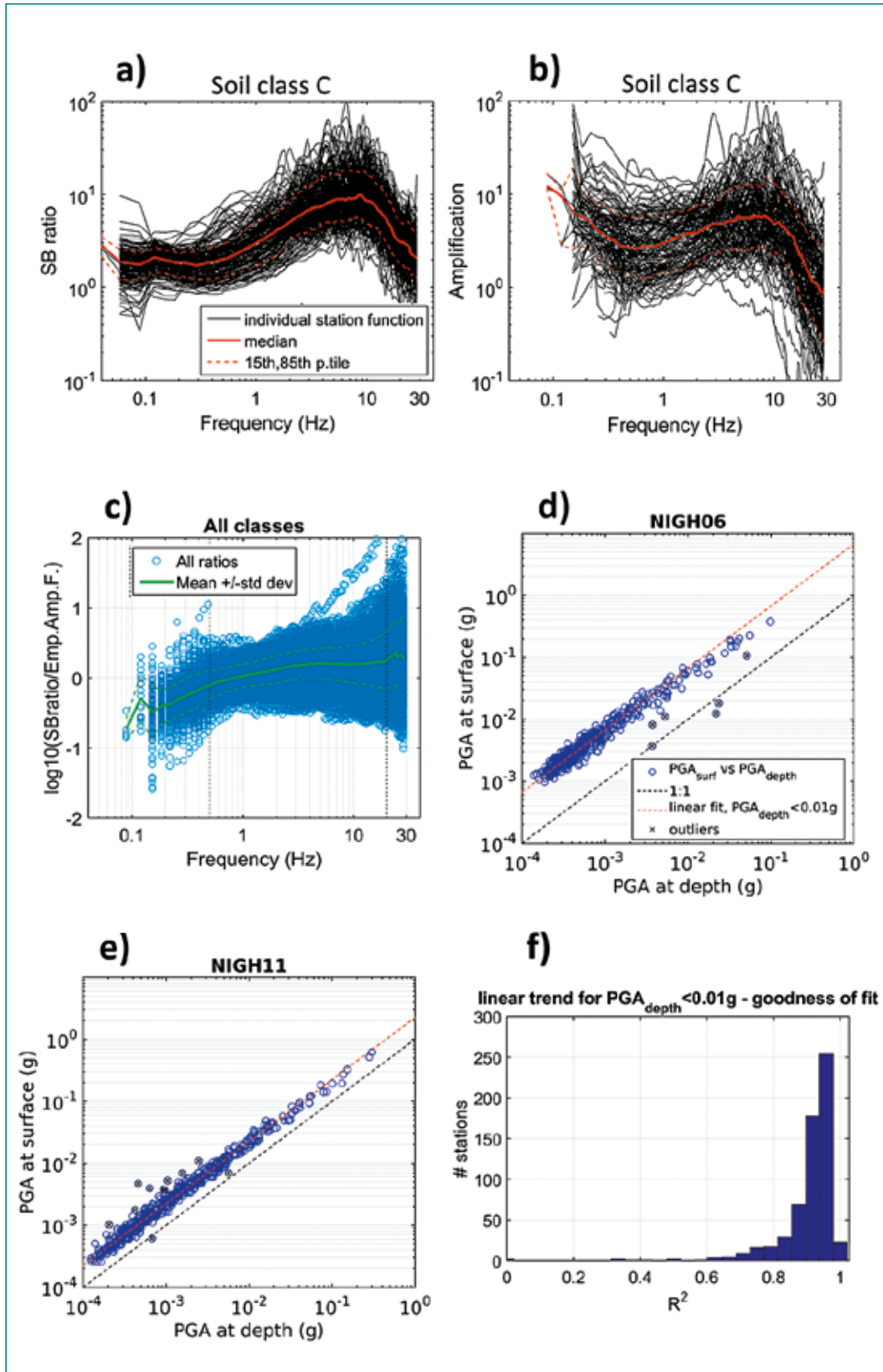


Figure 1: Envelope of SB ratios (a) and amplification functions from spectral modeling (b) from KiK-net stations belonging to soil class C; c) comparison between all pairs of SB ratios and amplification functions from spectral modeling. d, e) PGA_{surf} - PGA_{depth} couples for two KiK-net station (both C class); f) linear trend at $PGA_{depth} < 0.01g$, distribution of coefficients R^2 .

tion of soil classes or classes of Vs profiles. Related to site-specific attenuation, we finalized the study on near-surface wave scattering attenuation (Pilz and Fäh, 2017), which was a research focus in 2016.

Another focus of our study was the assessment of the relevance of nonlinear soil behavior at high levels of ground motion. Soft soils can exhibit a decrement in shear modulus and an increment in shear damping ratio as the strain level increases [6]. Here again, we analyzed the KiK-net database. In search for empirical evidence of nonlinear soil behavior, we computed orientation-independent [9] h-PGAs for the surface and borehole receivers' recordings at each station (Figure 1d,e). We focused our search on shallow events (hypocentral depth <20 km). The main outcomes are:

- Although we collected more than 80 000 pairs of PGA_{surf} - PGA_{depth} , only at 47 stations (out of 689) we recorded three or more exceedances of $PGA_{surf}>0.1$ g (value recognized in literature as the threshold for the onset of nonlinear response). Therefore, the database of shallow events does not yet contain many recordings with levels of ground motion high enough to potentially induce nonlinearity.
- The relation of $\log_{10}(PGA_{surf}) - \log_{10}(PGA_{depth})$ appears to be properly described by a linear relation for the vast majority of KiK-net sites, at least at small strain ($PGA_{depth}<0.01$ g (Figure 1d-f).
- At some sites and at high levels of ground motion ($PGA_{surf}>0.1$ g) we observe a slight deviation from this linear pattern (witnessing potential soil nonlinearity, Figure 1d): however, this deviation does not appear to be strong

and it is not consistently noticed at all stations (Figure 1e).

The modest relevance of nonlinearity is evident, when the expected levels of ground motion for Switzerland with 475 years return period are considered [7]. These ground-motion levels are generally below or close to the threshold of potential onset of soil nonlinear behavior observed at some sites. Considering 10 000 years return periods, the KiK-net dataset is yet too scarce to establish reliable models for nonlinear soil response.

As a new research field, we started to investigate the site-specific ground-motion duration by analyzing KiK-net and NGA-West 2 data. NGA-West 2 data include a broader range of site-conditions than we find in the KiK-net dataset. Finally, we completed the verification of the Swiss stochastic ground-motion model using Japanese data, by comparing also to published ground-motion prediction equations (Edwards and Fäh, 2017). The results confirm the high quality of the Swiss stochastic model.

2. Modelling of wave propagation in complex, nonlinear media and limits of ground motion

Research in subproject 2 has focussed on improving existing ground-motion modelling techniques and collection of field data to characterise the nonlinear behaviour of soft soils near the surface. Numerical simulations of ground-motion have great potential in seismic hazard studies, as they

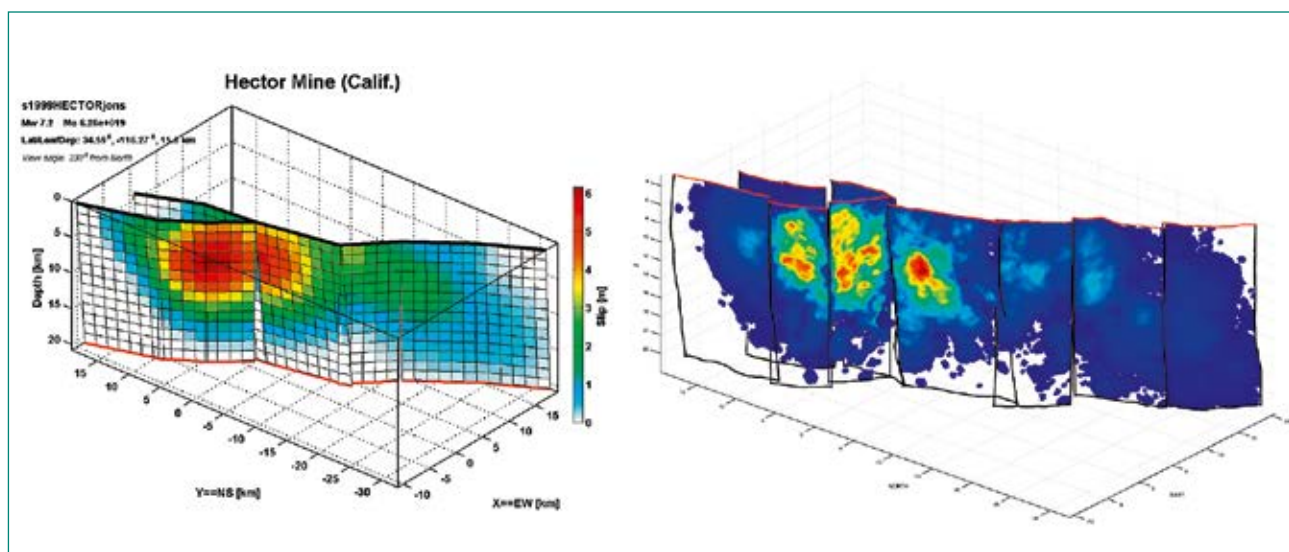


Figure 2: Left: low-resolution input slip model (Hector Mine earthquake). Right: corresponding high-resolution slip model generated by the code and used in the actual high-frequency calculations. Local perturbations to each fault segment, resulting in variability of strike, dip and rake, are visible as well.

could lead to a decrease of the epistemic uncertainty. Synthetic time-series may be used to estimate scalar ground-motion intensity measures (e.g. PGA), thus integrating commonly adopted ground motion prediction equations (GMPEs) in areas where the latter are not well constrained. At the same time, they may allow more realistic non-linear structural dynamic analysis of sensible structures and performance-based earthquake engineering studies. It is highly desirable that these time-series span a wide frequency range, generally up to 10Hz or higher.

It is implied that simulations must be based on a large set of potential rupture models and small-scale velocity perturbations (generally superimposed on a fixed background velocity model, as in [8]) in order to sample the parameter space as much as possible. Fully deterministic simulations at such high frequency, despite the constant increase of computational power, are very demanding and therefore limited to few selected case studies. So-called hybrid broadband techniques are of particular interest because they can reproduce the fundamental features of the ground motion over a wide range of frequencies without being excessively demanding from a computational point of view. These techniques couple low-frequency (< 1Hz) deterministic synthetic seismograms with stochastic high-frequency (> 1Hz) time-series.

We have completely revised an existing hybrid broadband code [9], available on the SCEC broadband platform, by including several new features that are fundamentally necessary for simulating realistic ground-motions. In particular, the high-frequency module itself (> 1Hz) is now based on a mixed deterministic-stochastic approach: the deterministic part is computed using a fast ray theory technique [10], while the stochastic one relies on selectable scattering models [11]. The latter, based on adjustable scattering parameters, controls the appearance of the coda waves. This formulation is meant to reproduce the gradual energy transfer from direct waves, radiated by a complex source model, to coda waves as they travel through the crust. It should be noted that the implemented scattering models are based on the radiative transfer theory and can be used to synthesize only the envelopes of scattered waves. As the exact distribution of small-scale heterogeneities in the crust is unknown, these envelopes are normally «filled» with uncorrelated time-series, representing the actual coda waves. In the new version, we introduce a frequency-dependent coherency

model [12] for the coda waves, forcing waveforms at nearby receivers to be partially correlated. Such spatial correlation is particularly important in the context of structural dynamic analysis [13].

The new code can handle complex fault geometries, including multiple fault segments and multi-scale roughness. As evidenced by recent studies [14], fault roughness is also responsible for local variations of strike, dip and rake, contributing to the overall complexity of ground-motions. We have also implemented a methodology [15] for the generation of kinematic rupture models radiating high-frequency energy in agreement with dynamic rupture studies. This feature is particularly useful to reproduce the gradual frequency-dependent directivity loss observed during large seismic events. As a result, the code can be supplied only with a low-resolution slip model and then it automatically generates a high-resolution rupture model used in the high-frequency calculations (an example is shown in Figure 2).

The nonlinear behaviour of soft soils has been another objective of our research. Observation of strong ground motion recordings suggests that water-rich, sandy soil could experience high-frequency amplitude bursts and possibly liquefaction as a result of pore-water pressure build-up during strong earthquakes. Although several techniques to simulate nonlinear soil response exist, their calibration is extremely difficult as they rely on a large number of free parameters. We are in the process of finalising a procedure to calibrate a popular nonlinear soil model [16] by using CPT data. In this context, we have continued our data campaign by collecting CPT measurements in Rennaz, Interlaken and Buochs.

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository

The overall objective of this subtask is to investigate the possible occurrence of induced (micro-) seismic events due to the High-Level Waste (HLW) repository construction and disposal activities, as well as due to the Low-Level Waste (LLW) repository construction. The questions we are addressing relate to two fundamental seismological topics:

- The nucleation of a rupture: if a rupture takes place, at which stress state will this happen?
- The propagation of a rupture: will it be a seismic rupture, and of what magnitude?

Our current work focuses on addressing whether conditions for the nucleation of a rupture are possible. We further aim at understanding the effect of temperature increase and subsequent thermal pressurization, as well as addressing issues related to the possible creation of flow paths by reactivation of faults [17].

Our results show that the occurrence of the nucleation and propagation of a rupture can in principle be affected by the repository design (such as thermal load produced by the canisters, geometry and size of the repository) and by the properties and conditions of the hosting formation (for example: in-situ stress condition, elastic properties, frictional behavior, fault size) and an evaluation of the stability of faults close to the HLW repository should be done on the future repository site. Stress and pore pressure perturbation induced by the HLW thermal

load can affect the stability of a fault, depending on the in-situ stress state and on the relative position of the fault. The thermal pressurization, i.e. the increase in pore pressure due to the thermal dilatation of the hosting formation, may destabilize the rock mass via reduction of normal effective stress. With respect to the expected size of rupture, it is reasonable to expect that a bound on the magnitude is imposed by the fault dimension. An estimate of the average slip occurring on the fault plane must include the potential secondary effects (surface and tunnel deformations).

The interaction between the thermo-elastic stresses and pore pressure changes in space and time has been investigated for a single tunnel [18] and it is currently extended to include multiple emplacement tunnels. Different stress regimes [19] have been investigated and are presented in Table 1.

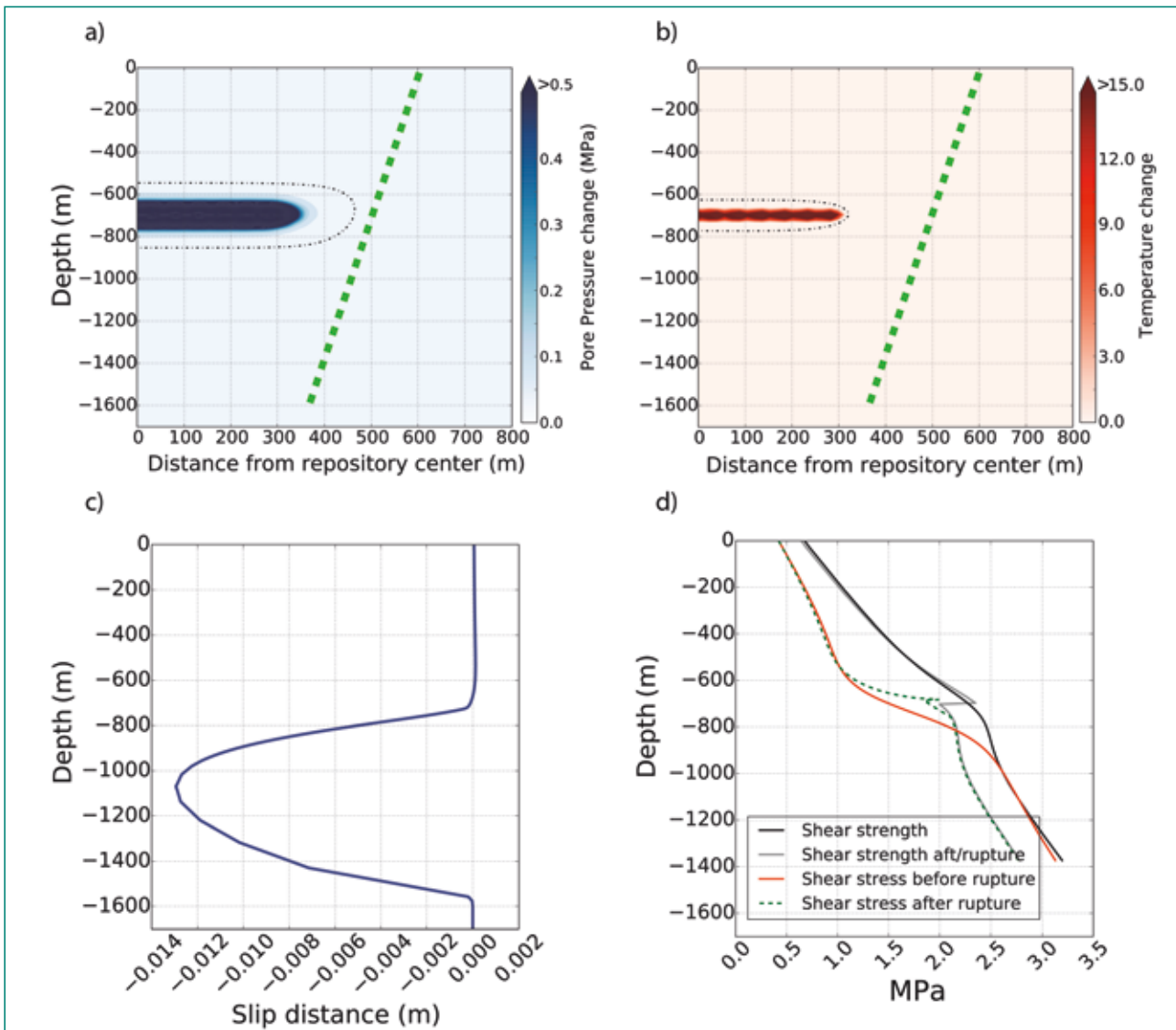


Figure 3: a) Snapshot of the pressure field 100 years after canister emplacement (capped at 0.5 MPa), the thin dashed line represents 0.5 MPa pressure increase after 500 years. b) Temperature distribution (scale capped at 15 °C), the dashed black line represents 15 °C change after 500 years. Dashed green line in a) and b) represents the fault location. c) Shear displacement along the fault after reactivation. d) Shear stress and shear strength profiles, before and after fault reactivation: kink in shear stress after rupture corresponds with the tip of the moving section of the fault, having no shear displacement.

	GMmax	GMref	GMmin
Stress regime	Reverse	Strike Slip	Strike Slip
Maximum stress at 900m	Horizontal 41.1 MPa	Horizontal 28.3 MPa	Horizontal 23.7 MPa
Minimum stress at 900m	Vertical 22.1 MPa	Horizontal 21.0 MPa	Horizontal 17.5 MPa

Table 1: Stress state for three different possible in-situ conditions. GMmax refers to a scenario where S_{Hmax} is limited by the residual strength of the Opalinus Clay, GMref refers to a scenario where a moderate horizontal tectonic load is present and GMmin to a scenario where S_{Hmin} is controlled by overconsolidation.

The currently used model represents a plane strain vertical section; therefore, the rupture process is limited to take place in the vertical direction. Reactivation of the fault zone occurs, following a Mohr-Coulomb criterion, and sudden slip is simulated by means of a strain-softening friction law. The hosting formation follows an elastic rheology. Elastoplastic behavior will be included in the future. The fault is assumed as a large structure (>1000 meters length along dip) cutting through the Opalinus Clay.

Considering elastic behavior for the hosting formation, a rupture on the assumed fault plane may only be induced by the repository stress and pressure perturbation if the stress state corresponds to the GMmax scenario (Table 1). As presented in [18], the plastic behavior of the Opalinus Clay can affect stress distribution and fault reactivation timing. Therefore, other scenarios will be investigated considering the elastoplastic behavior of the hosting formation. Results in Figure 3 show that conditions for fault reactivation are reached in the formation below the Opalinus Clay as a combination of stress arching due to the thermal expansion of the hosting formation and pore pressure field perturbation in the unit below the argillaceous formation. With respect to distance, this can happen when a fault is at a distance of 200 meters from the edge of the emplacement area. The induced fault reactivation does not extend along the complete length of the fault. The thermal expansion stabilizes the portion of the fault lying at the same depth as the emplacement tunnels. In the case analyzed (Fig. 3c-d), the rupture is confined to the zone of increased shear stress (with respect to the in-situ stress condition) due to the thermo-elastic stress perturbation.

Assuming that the fault reactivation occurs with a seismic energy release, and assuming that the rup-

tured area has circular shape, the resulting moment magnitude with the calculated slip distribution is 1.8. This result must be considered as an approximate value. Indeed, we assumed the same properties for the fault as for the Opalinus Clay, but at the simulated depth of reactivation such properties could be different: a higher cohesion or friction coefficient would reduce the rupture length.

National Cooperation

We have collaborations with the Mont Terri Underground Lab and Swisstopo, to model the ongoing Fault Slip experiment at Mont Terri. We cooperated with the Engineering Geology group at ETHZ to discuss issues related to deep geological disposals.

International Cooperation

We have strengthened cooperation with the Disaster Prevention Research Institute, University of Kyoto, Japan. Our work on ground-motion simulations in heterogeneous media was conducted in collaboration with the Charles University of Prague and the King Abdullah University of Science and Technology in Jeddah. The improvement of the hybrid broadband technique has started an active collaboration with the San Diego State University and the University of Canterbury in Christchurch, New Zealand. Research on induced seismicity during the operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley. Comparison of approaches and results with the Canadian Nuclear Safety Commission has been initiated.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

We have compiled a dataset combining site-amplification functions and measured velocity profiles, which can be used to derive empirical amplification models for any definition of soil classes or classes of Vs profiles. Related to site-specific attenuation, we finalized the study on near-surface wave scattering attenuation (Pilz and Fäh, 2017), which was a research focus in 2016. Moreover, we completed the verification of the Swiss stochastic ground-motion model using Japanese data, by comparing also to published ground prediction equations

(Edwards and Fäh, 2017). The results confirm the high quality of the Swiss stochastic model. Recently, [20] have developed a new technique for predicting response spectra ordinates, which utilizes two separate empirical models for FAS (Fourier Amplitude Spectrum) and duration of ground motion. We plan to develop an empirical frequency-dependent duration model and an empirical FAS model calibrated upon Swiss and/or Japanese data. High-frequency ground-motions in the near source region are mainly controlled by stress drop. The apparent stress conditions and source dynamics are related to the total energy released during an earthquake. Thus, we also plan to estimate energy magnitude for Swiss earthquakes. An energy magnitude is expected to reduce the aleatory variability at higher frequencies.

We have thoroughly revised an existing technique to compute broadband synthetic seismograms by adding a series of features concerning the source and wave propagation part. The code is now able to handle both small and large seismic sources, reproducing their frequency-dependent effects on ground motions as the loss of radiation pattern and directivity. Coda waves are based upon advanced scattering models and are characterized by realistic spatial correlation patterns. We plan to complete the implementation of some relevant features in the broadband code, mainly the possibility to model ground-motion at depth in order to make our code a valuable tool for seismic hazard assessment for underground nuclear waste repositories. At the same time, we will fully validate the code by simulating relevant past earthquakes. We expect to extend our research by investigating the effects of soil nonlinearity. This may be carried out by working on numerical simulations and observed recordings: in particular, simulations may be used to evaluate the effects of nonlinearity on high amplitude Mach waves, while recordings from the vertical array in Visp may provide further details on the nonlinear response of soft soils.

We have started to simulate induced seismicity that could be associated with post-closure behaviour of a repository. Numerical simulation of different repository designs as well as different in-situ stress regimes have been initiated and will be completed in the following year, accounting for frictional laws derived from the latest published data and for heterogeneities in the hosting formation properties derived from 3D geological models.

Publications in the project 2016–2017

- *Edwards, B. and D. Fäh (2017)*. Prediction of earthquake ground motion at rock sites in Japan: evaluation of empirical and stochastic approaches for the PEGASOS Refinement Project. *Geophys. J. Int.* 211(2), 766–783.
- *Graupner, B.J., J. Rutqvist, Y. Guglielmi, T.S. Nguyen, J.-W. Park, W.-J. Shiu, L. Urpi, G. Ziefle (2017)*. Modelling the induced slip of a fault in argillaceous rock. 7th Clay Conference, Davos, Switzerland, 24–27 September, 2017.
- *Imperator, W. and F. Galovic (2017)*. Validation of 3D velocity models using earthquakes with shallow slip: case study of the Mw6.0 2014 South Napa, California, event. *Bull. Seism. Soc. Am.*, 107(2), 1019–1026.
- *Imperator, W. and D. Fäh (2017)*. The new BBToolbox 2.0: a revised tool to compute hybrid synthetic seismograms, PSHA workshop, 5–7 September 2017, Lenzburg, Switzerland.
- *Pilz, M., Fäh, D. (2017)*. The contribution of scattering to near-surface attenuation. *J. Seismol.*, 21:837–855.
- *Rinaldi, A. P., Nespoli, M. (2017)*. TOUGH2-SEED: a coupled fluid flow and mechanical-stochastic approach to model injection-induced seismicity. *Comp. Geosci.*, 108, 86–97.
- *Rinaldi, A. P., Urpi, L. (2017)*. Numerical modeling of tunneling-induced seismicity, EGU General Assembly, Vienna, Austria, 23–28 April, 2017.
- *Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J. (2017)* Fault reactivation induced by temperature and pressure changes in the life of a deep geological repository, Proceedings of the 51st US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium, San Francisco, California, USA.
- *Vyas, J., Mai, M., Galis, M., Dunham, E., Imperator, W. (2017)*. Mach wave properties in the presence of source and medium heterogeneity, under review in *Geophys. J. Int.*

References

- [1] *Borcherdt, R. D.*. Effects of local geology on ground motion near San Francisco Bay, *Bull. Seismol. Soc. Am.* 60, 29–61, 1970.
- [2] *Bonilla, L. F., J. H. Steidl, J. Gariel, and R. J. Archuleta*. Borehole response studies at the

- Garner Valley downhole array southern California, *Bull. Seismol. Soc. Am.* 92, 165–3279, 2002.
- [3] *Edwards, B., C. Michel, V. Poggi, and D. Fäh (2013)*. Determination of Site Amplification from Regional Seismicity: Application to the Swiss National Seismic Networks. *Seismological Research Letters* Volume 84, Number 4.
- [4] *Poggi V., B. Edwards, and D. Fäh*. Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification. *Bulletin of the Seismological Society of America*, Vol. 101, No. 1, pp. 258–274, 2011.
- [5] SIA. SIA 261 Einwirkungen auf Tragwerke. Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein, Zurich, Switzerland, 2014.
- [6] *Darendeli, M.B.*. Development of a new family of normalized modulus reduction and material damping curves. Ph.D. thesis, University of Texas at Austin, 2001.
- [7] SED. Seismic Hazard Model 2015 for Switzerland (SUIhaz2015) Report. Available online, at <http://www.seismo.ethz.ch/>, 2016, retrieved 27.6.2017.
- [8] *Imperatori, W. and P.M. Mai*. Broadband near-field ground motion simulations in 3-dimensional scattering media. *Geophys. J. Int.*, 192, 725–744, 2013
- [9] *Mai, M., Imperatori, W. and K.B. Olsen*. Hybrid Broadband Ground-Motion Simulations: Combining Long-Period Deterministic Synthetics with High-Frequency Multiple S-to-S Backscattering, *Bull. Seism. Soc. Am.*, 100(5A), doi: 10.1785/0120080194, 2010.
- [10] *Spudich, P. and N. Frazer*. Use of ray theory to calculate high-frequency radiation from earthquake sources having spatially variable rupture velocity and stress drop, *Bull. Seism. Soc. Am.*, 74(6), 2061–2082, 1984.
- [11] *Sato, H., Fehler, M. and T. Maeda*. *Seismic Wave Propagation and Scattering in the Heterogeneous Earth: Second Edition*, 494 pp., Springer, 2012.
- [12] *Luco, J.E. and H.L. Wong*. Response of a rigid foundation to a spatially random ground motion, *Earth. Eng. Struct. Dyn.*, 14, 891–908, 1986.
- [13] *Zerva, A*. *Spatial Variation of Seismic Ground Motions: Modeling and Engineering Applications*, CRC Press, 486 pp., 2009.
- [14] *Mai, P.M., Galis, M., Thingbaijam, K.K.S., Vyas, J. C. and E. Dunham*. Accounting for Fault Roughness in Pseudo-Dynamic Ground-Motion Simulations, *Pure Appl. Geophys.*, doi: 10.1007/s00024-017-1536-8, 2017.
- [15] *Gallovic, F.*: Modeling Velocity Recordings of the Mw 6.0 South Napa, California, Earthquake: Unilateral Event with Weak High-Frequency Directivity, *Seism. Res. Lett.*, 87(1), doi: 10.1785/0220150042, 2015.
- [16] *Iai, S., Y. Matsunaga, and T. Kameoka*. Strain space plasticity model for cyclic mobility, Report of the Port and Harbour Research Institute 29, 27–56, 1990
- [17] *Rutqvist, Jonny, et al.*: Modeling of coupled thermo-hydro-mechanical processes with links to geochemistry associated with bentonite-backfilled repository tunnels in clay formations. *Rock Mechanics and Rock Engineering* 47.1 (2014): 167–186, 2014.
- [18] *Urpi, L., Rinaldi, A. P., & Rutqvist, J.*: Fault Reactivation Induced by Temperature and Pressure Changes in the Life of a Deep Geological repository. *American Rock Mechanics Association*, 2017-909.
- [19] NAGRA: Arbeitsbericht NAB 16-43: Geomechanische Unterlagen November 2016.
- [20] *Bora, S.S., Scherbaum, F., Kuehn, N., and P. Stafford*. Fourier spectral- and duration models for the generation of response spectra adjustable to different source-, propagation-, and site conditions, *Bull. Earth. Eng.*, 12(1), 467–493, 2014.

CASH Phase 2 – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff ¹⁾ , P. Brede ¹⁾ , Y. Mondet ²⁾ , S. Hak ²⁾ , T. Szczesiak (ENSI)
Beauftragte Institution	¹⁾ Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland ²⁾ Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	¹⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum ²⁾ Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	¹⁾ +49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de ²⁾ +41 (0)44 387 13 63, yves.mondet@baslerhofman.ch
Dauer des Projekts	Januar 2015 bis Juni 2017

ZUSAMMENFASSUNG

Das internationale Benchmark Projekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic **CA**capacity of Reinforced Concrete **SH**ear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (als Organisator) durchgeführt. Das Projekt hat das Ziel, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von Stahlbetonschubwänden, wie sie für Bauwerke von Kernkraftwerken typisch sind, unter Erdbebeneinwirkungen zu bewerten, die über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen. In der Projektplanung war zum Projektstart im Januar 2015 die Unterteilung in zwei Bearbeitungsphasen vorgesehen. In der Phase 1 wurden von den 11 teilnehmenden internationalen Teams Finite-Elemente-Berechnungsmodelle erstellt, die die Versuchseinrichtung zu den in den Jahren 1997 bis 1998 am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) im Rahmen des Versuchsprogramms *SAFE* (Structures Armées Faiblement Elancées) [1] durchgeführten Versuchen an Stahlbetonschubwänden abbilden. Anhand von Nachrechnungen von vier ausgewählten Versuchen des *SAFE*-Programms wurde

eine Kalibrierung der nichtlinearen Modelle durchgeführt. Aufgrund der grossen Streuweite der Ergebnisse der teilnehmenden Teams wurde die erste Phase um eine zusätzliche Phase 1B erweitert [2]. Bei Reduzierung auf eine geringere Anzahl von Berechnungen wurden von Seiten der Organisatoren mehr Materialparameter eindeutig vorgegeben, um so eine bessere Vergleichbarkeit der Benchmark-Ergebnisse zu erreichen.

Die verbesserten Ergebnisse dienen als Grundlage für die Anfang des Berichtsjahres 2017 begonnenen rechnerischen Untersuchungen der Phase 2 [3]. In Phase 2 wurden zwei, für Kernkraftwerksgebäude repräsentative, mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung untersucht. Dazu wurden nichtlineare Berechnungsmodelle der Wände erstellt sowie Pushover- und dynamische Zeitverlaufsberechnungen durchgeführt. Ebenso wurde zur einfachen Verifizierung der allgemeinen Modellparameter für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum das Antwortspektrenverfahren angewandt. Basierend auf Vergleichsberechnungen und einfachen Abschätzungen konnte eine anschauliche Interpretation und Plausibilisierung der Ergebnisse erzielt werden.

Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams zusammen mit den Experten von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI) an dem Benchmarkprojekt CASH. Die Ergebnisse der Phase 2 wurden im Rahmen des internationalen Workshops in Paris im Juni 2017 präsentiert und diskutiert. Die Erkenntnisse aus der Phase 2 sind von den Organisatoren noch nicht abschliessend ausgewertet worden. Es hat sich jedoch der Be-

darf gezeigt, bestimmte Berechnungen weiterzuführen, um eine bessere Übereinstimmung der Resultate verschiedener Teams zu erzielen. Daher wurde beschlossen, das Projekt um noch eine zusätzliche Phase 2B zu erweitern. Die Spezifikationen für Phase 2B werden voraussichtlich Anfang 2018 von den Organisatoren an die teilnehmenden Teams verteilt.

Projektziele

Die Ziele dieses Projektes bestehen darin, das dynamische Verhalten von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenbeanspruchungen unter Verwendung von Berechnungsprogrammen realistisch und zuverlässig zu modellieren. Dabei sind in der ersten Projektphase die Berechnungsparameter anhand der Messdaten aus pseudo-dynamischen Versuchen an einfachen Stahlbetonschubwänden kalibriert worden. Dadurch sollte auch die Aussagegenauigkeit komplexerer Modelle verbessert werden, damit mögliche Tragreserven beliebiger Stahlbetonschubwände zuverlässiger abgeschätzt werden können. Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams gemeinsam mit den Experten für Strukturtechnik und Erdbebeningenieurwesen von B&H und SPI an dem Benchmark Projekt CASH. Hierbei kommt der Beurteilung der Leistungsfähigkeit für die nichtlinearen Analysen verwendeten Rechenprogramme LS-DYNA [4] und SOFiSTiK [5] eine besondere Bedeutung zu. In der überwiegend im aktuellen Berichtsjahr 2017 bearbeiteten Phase 2 wurden mit der beschriebenen Zielsetzung nichtlineare statische und dynamische Berechnungen für zwei mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung durchgeführt. Auf Basis der umfangreichen Untersuchungen in der Phase 1 und der Zwischenphase 1B des CASH-Benchmarks konnten die beiden Teams B&H und SPI ihre Erfahrung in die Modellierung der komplexeren Strukturen einfließen lassen. Die Teams haben die Ergebnisse im Mai 2017 bei den CASH-Organisatoren eingereicht und im Juni 2017 bei dem internationalen Workshop in Paris präsentiert.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die in 2017 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 2 gliedern sich in drei Teilaufgaben (Task 1: Modellierung der betrachteten Wände und lineare Spektralanalyse für ein vorgegebenes Antwortspektrum, Task 2: nichtlineare Pushover-Analysen, Task 3: Dynamische Zeitverlaufsrechnungen mit vorgegebenen Erdbebenbeschleunigungen verschiedener Intensitäten). Die Berechnungen erfolgen an nichtlinearen Berechnungsmodellen, mit denen die zwei untersuchten mehrgeschossigen Stahlbetonschubwände abgebildet werden. Die Eigenschaften und die Geometrie der Strukturen sind dabei in Anlehnung an für Kernkraftwerksgebäude repräsentative Stahlbetonschubwände gewählt worden. Es werden zwei Strukturen mit gleichen Abmessungen untersucht, die als reguläre und irreguläre Struktur bezeichnet werden.

Die reguläre Struktur besteht aus einer vierstöckigen 12 m langen Wand mit 1 m breiten Flanschen an beiden Enden. Die Stockwerkshöhe beträgt 4 m. Die Decken sind als 1 m breite Platten angedeutet. Alle Elemente der Struktur (Wand, Flansche, Deckenplatten) haben eine Stärke von 0,4 m. In der Mitte der Wand ist eine Innenstütze mit einem quadratischen Querschnitt von 0,4 m x 0,4 m angeordnet. Alle Bauteile sind monolithisch miteinander verbunden. Die Gesamtwand ist als unten starr eingespannt angenommen.

Abweichend von der regulären Struktur wurde in der irregulären Struktur im dritten Geschoss die Hälfte des Wandquerschnitts auf der rechten Seite entfernt, so dass sich eine grosse Öffnung ergibt (vgl. Abbildung 1, Mitte). Bei einer Höhe der Strukturen von insgesamt 16 m und einer Breite von 12 m beträgt das Seitenverhältnis von Höhe zu Breite 4/3. In Ergänzung des Eigengewichts der Struktur wer-

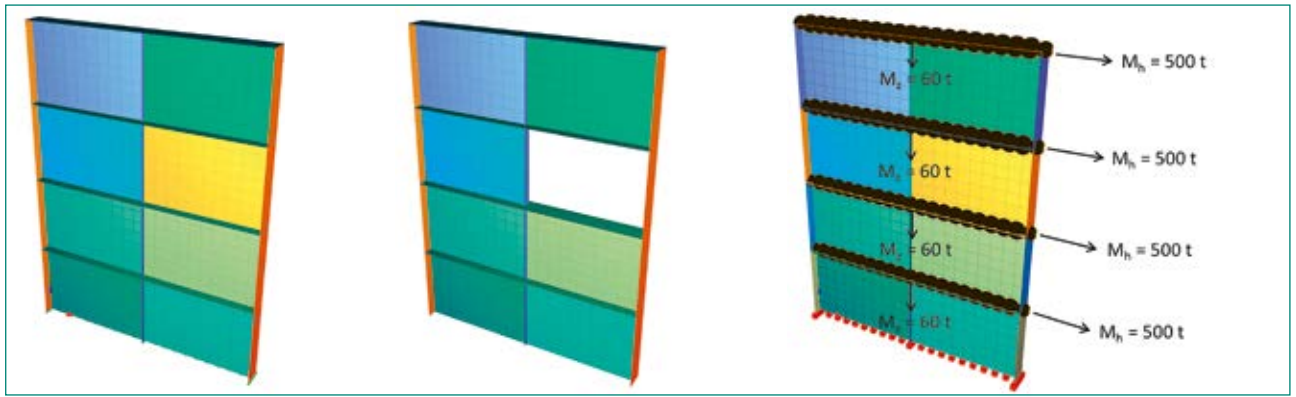


Abbildung 1: SOFiSTiK-Modelle der regulären (links) und irregulären Wand (Mitte) sowie Darstellung der Zusatzmassen je Geschoss an der regulären Struktur (rechts), Quelle: SPI

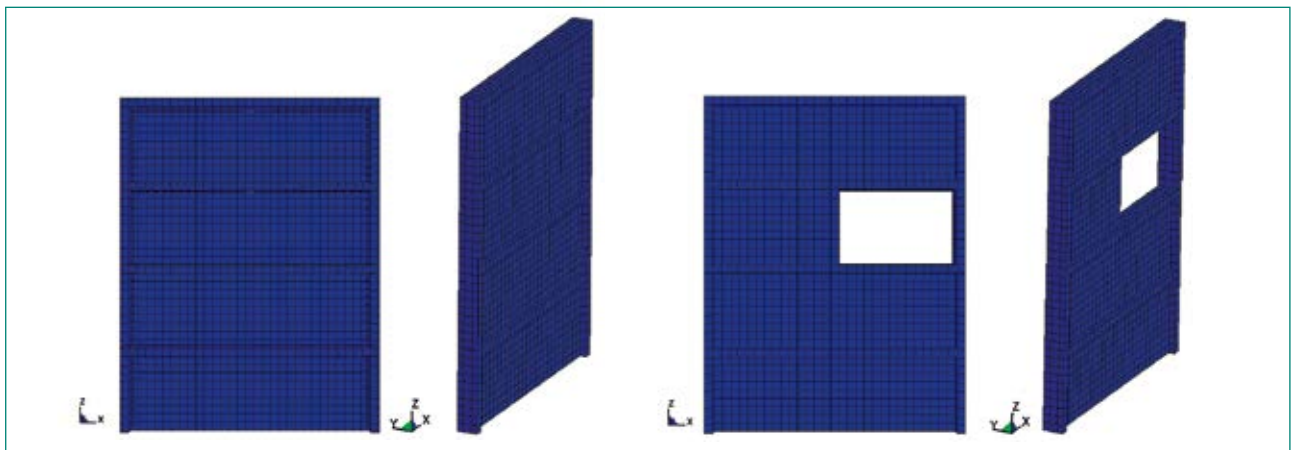


Abbildung 2: LS-DYNA-Modelle der regulären (links) und irregulären Wand (rechts), Quelle: B&H

den in jeder Deckenebene Zusatzmassen in Höhe von 500t als ausschliesslich horizontal wirkende und von 60t als ausschliesslich vertikal wirkende Massen berücksichtigt. Die horizontal wirkenden Massen ermöglichen, eine realistische Eigenfrequenz des gesamten Systems zu erreichen.

Für die nichtlinearen FE-Berechnungen ist auch in Phase 2 vom Team SPI das Rechenprogramm SOFiSTiK und vom Team B&H das Rechenprogramm LS-DYNA verwendet worden. Das in Abbildung 1 dargestellte SOFiSTiK-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Das LS-DYNA-Modell besteht aus Volumenelementen. Die darin enthaltene Bewehrung wird in dem Modell explizit durch zusätzliche Stabelemente repräsentiert. Das reguläre und das irreguläre Modell werden in Abbildung 2 gezeigt.

Die Bearbeitung der drei Teilaufgaben Task 1 bis Task 3 wird nachfolgend anhand eines Vergleichs der von den beiden Teams mit ihren unterschiedlichen Berechnungsmodellen erzielten Ergebnisse beschrieben.

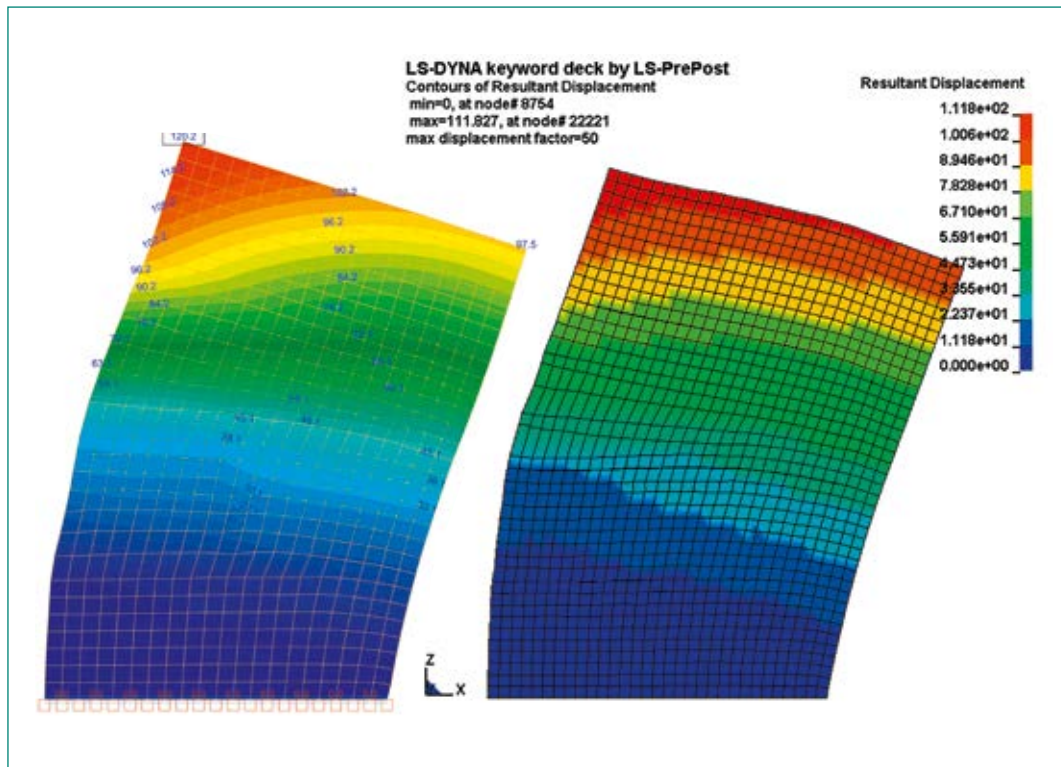
Task 1: Die erste Teilaufgabe der Projektphase 2 bestand aus der Ermittlung der Eigenfrequenzen und der linearen Systemantwort für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum mit Hilfe des Antwortspektrenverfahrens. Die Berechnungen sind für beide betrachteten Strukturen nach den Vorgaben der Organisatoren mit einem auf die Hälfte reduzierten E-Modul des Betons von $E_c = 15\,000\text{ MPa}$ durchgeführt worden, um die Steifigkeitsverminderung infolge Rissbildung und das nichtlineare Verhalten näherungsweise berücksichtigen zu können. In Tabelle 1 sind die nur wenig auseinander liegenden Ergebnisse der Berechnungen beider Teams einander gegenübergestellt.

	Reguläre Struktur	Irreguläre Struktur
SPI/SOFiSTiK	4,08 Hz	3,44 Hz
B&H/LS-DYNA	4,21 Hz	3,54 Hz

Tabelle 1:
1. Erste Eigenfrequenz,
Quelle: SPI und B&H

Im Zuge der Berechnungen sind die Auflagerkräfte und die Verschiebungen auf Höhe der einzelnen Decken ermittelt worden. Die maximale horizon-

Abbildung 3: Resultierende Verformungen der regulären Wand für eine horizontale Kopfverschiebung von 100 mm (SOFiSTiK links, Quelle: SPI, LS-DYNA rechts, Quelle: B&H)



tale Verschiebung ergab sich an den äusseren Kopfpunkten der regulären Struktur zu 6,7 mm (SOFiSTiK) und 6,3 mm (LS-DYNA). Für die irreguläre Struktur sind aufgrund der geringeren Steifigkeit in der dritten Ebene grössere Verschiebungen in der linken oberen Ecke der Struktur von 8,9 mm (SOFiSTiK) und 8,4 mm (LS-DYNA) ermittelt worden. Die Berechnungsergebnisse stimmen somit unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Modellabbildung gut miteinander überein.

Task 2: Die zweite Teilaufgabe bestand darin, das Verhalten der Strukturen unter einer schrittweise ansteigenden horizontalen Schubkraft mittels nicht-linearer Pushover-Analysen zu ermitteln. Die horizontale Schubkraft wurde dabei proportional zum Produkt der Knotenmassen und der zur ersten Eigenform kompatiblen horizontalen Verschiebungen in jedem Knoten des Finite-Elemente(FE)-Modells aufgebracht. Im Gegensatz zur ersten Teilaufgabe wird hier der initiale E-Modul mit $E_c = 30000$ MPa in voller Höhe angesetzt. Die Schubkraft je Knoten wird sukzessive so weit gesteigert, bis die Gesamtverformung des Systems mindestens 100 mm beträgt. Als Ergebnisse dieser Berechnungen sind die Kraft-Verschiebungs-Diagramme, Ansichten der Wände für bestimmte Verformungen am Wandkopf (20 mm, 50 mm und 100 mm) sowie die Darstellung der Rissverteilung (crack pattern) für die Wandverschiebung vom 50 mm bzw. 100 mm ermittelt worden.

Abbildung 3 zeigt die resultierende Gesamtverschiebung der regulären Wand für eine Horizontalverschiebung von ca. 100 mm im Auswertepunkt mittig am Wandkopf.

In Abbildung 4 sind die Rissverteilungen der regulären Wand beispielhaft für eine Horizontalverschiebung von 50 mm im Vergleich von SOFiSTiK-Modell und LS-DYNA-Modell mit Angabe von Rissrichtung und Rissgrösse dargestellt. Es zeigt sich eine Konzentration der Rissbildung oberhalb der ersten Deckenebene und besonders ausgeprägt oberhalb der zweiten Deckenebene. An denselben Stellen ist in Abbildung 4 auch eine grosse Verzerrung der einzelnen Elemente zu beobachten. Die Konzentration der Risse auf der Höhe der zweiten Deckenebene kann unter anderem auf die Abstufung der Wandbewehrung zurückgeführt werden. Für das irreguläre System sind identische Berechnungsschritte wie für das reguläre System durchgeführt worden. Wie aus Abbildung 5 ersichtlich ist, sind die von den Teams SPI und B&H ermittelten Verformungsfiguren für das irreguläre System bei einer Horizontalverschiebung von 100 mm beinahe deckungsgleich. Ebenso weisen die in Abbildung 6 beispielhaft für eine Horizontalverschiebung von 50 mm dargestellten Rissverteilungen auch für die irreguläre Struktur starke Übereinstimmungen auf. Die Konzentration der Risse liegt im Vergleich zur regulären Struktur weiter oben im System, oberhalb der dritten Deckenebene.

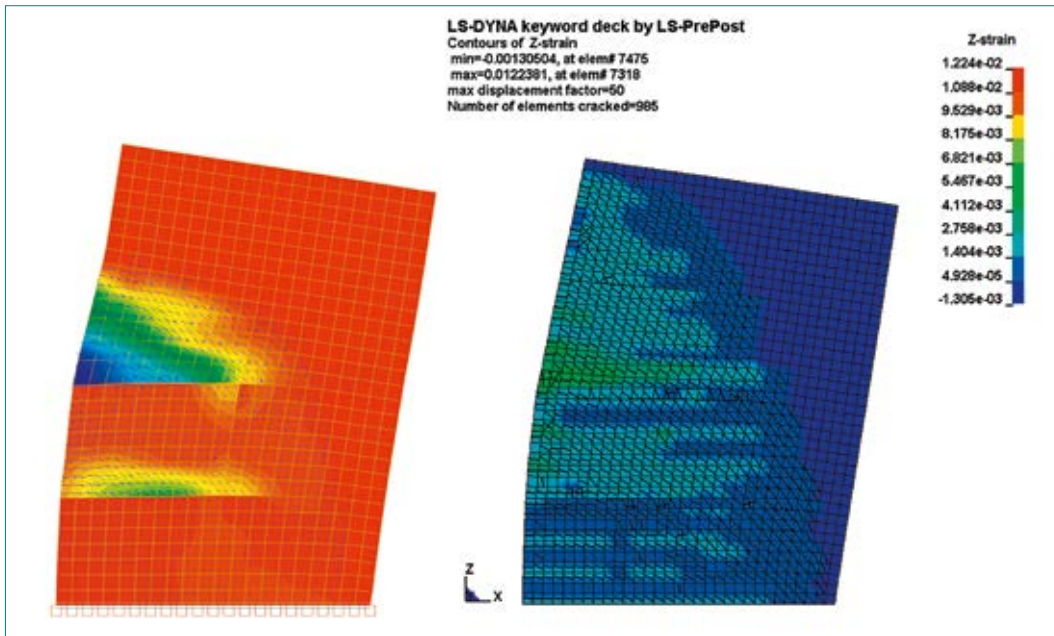


Abbildung 4:
 Rissverteilungen der
 regulären Wand am
 SOFISTIK-Modell (links,
 Quelle: SPI) und
 LS-DYNA-Modell (rechts,
 Quelle: B&H)
 für eine Horizontal-
 verschiebung von
 50 mm

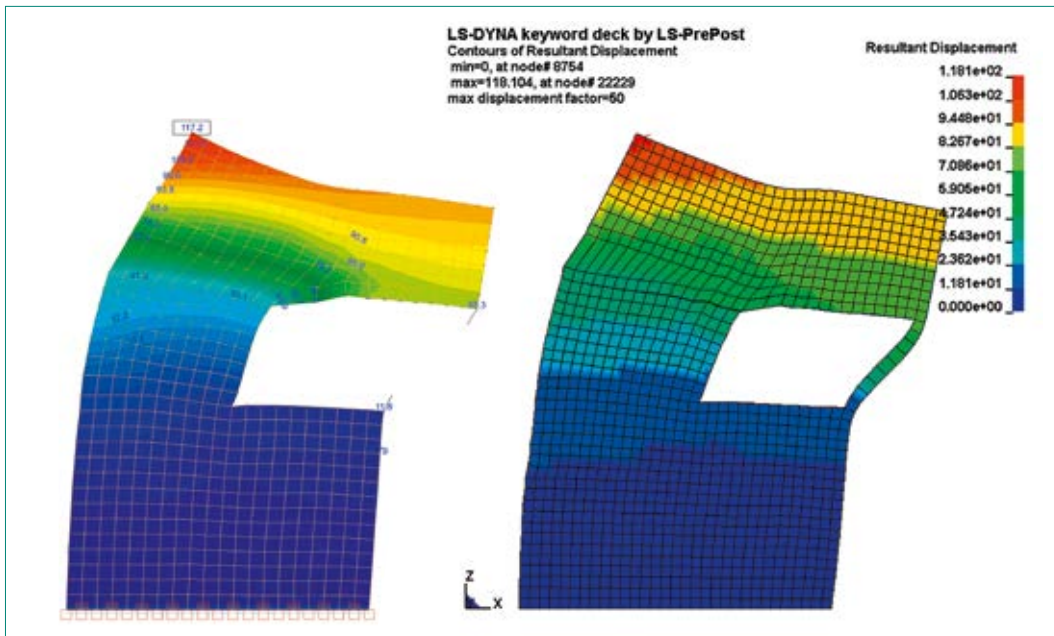


Abbildung 5:
 Resultierende Ver-
 formungen der irregulären
 Wand für eine
 Horizontalverschiebung
 von 100 mm
 (SOFISTIK links, Quelle:
 SPI, LS-DYNA
 rechts, Quelle: B&H)

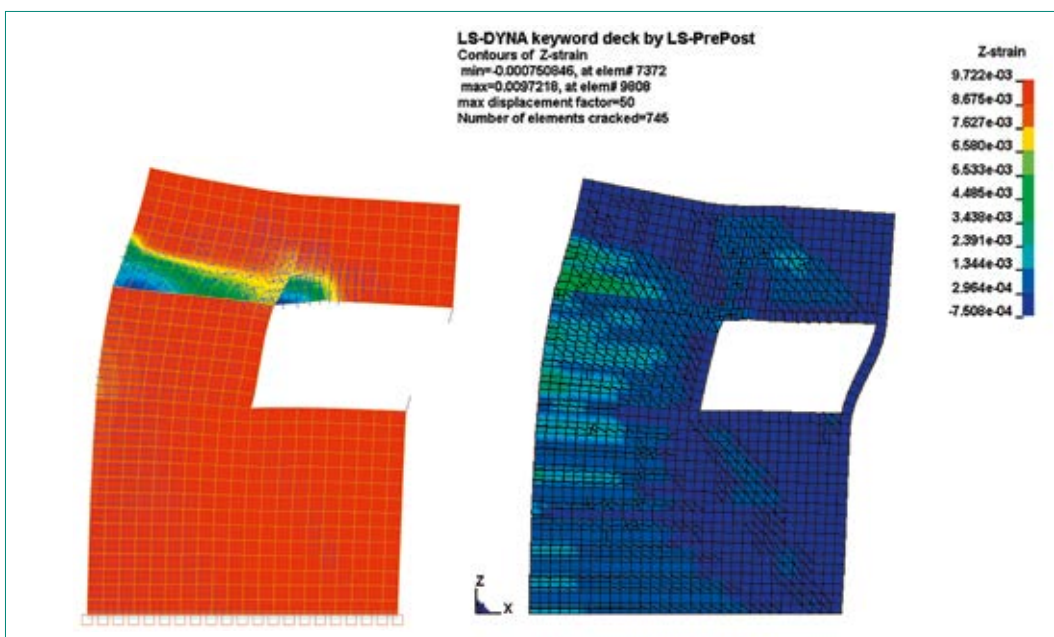


Abbildung 6:
 Rissverteilungen der
 irregulären Wand am
 SOFISTIK-Modell
 (links, Quelle: SPI) und
 LS-DYNA-Modell
 (rechts, Quelle: B&H)
 für eine Horizontal-
 verschiebung von 50 mm

Die im Rahmen des Benchmarks zu vergleichenden Ergebnisse beinhalten für jede Deckenebene auszuwertende Schubkraft-Verschiebungs-Diagramme. Abschätzungen der maximalen Schubtragfähigkeiten des regulären und des irregulären Gesamtsystems der Stahlbetonschubwand ergeben sich aus den in Abbildung 7 dargestellten Diagrammen, in denen die Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») in Abhängigkeit von der horizontalen Verschiebung im Auswertepunkt mittig am Wandkopf für beide Strukturen dargestellt ist. Aus dem Diagramm für die reguläre Wand geht hervor, dass der lineare Bereich in der *SOFiSTiK*-Berechnung deutlich grösser ist als in der *LS-DYNA*-Berechnung (vgl. Abbildung 7, oben). Ab etwa 20 mm Verschiebung verlaufen die zwei Kurven jedoch annähernd parallel. Ebenso ist der lineare Ast für die irreguläre Wand in der *SOFiSTiK*-Berechnung deut-

lich grösser (vgl. Abbildung 7, Mitte). Jedoch verhalten sich die Kurven bei grösseren Verschiebungen asymptotisch.

Um die Plausibilität der Resultate für die reguläre Wand zu beurteilen, wurde zuerst das verformungsbasierte Verfahren gemäss SIA Merkblatt 2018 [6] angewandt (vgl. Abbildung 7, unten). Die resultierende bilineare Pushover-Kurve zeigt eine plausible Approximation der Berechnungsergebnisse hinsichtlich der effektiven Steifigkeit und der Schubtragfähigkeit, während die Verformungskapazität wie erwartet nicht entsprechend abgebildet werden kann, da das Verfahren ausschliesslich für Biegewände entwickelt wurde und keine nichtlinearen Schubverformungen berücksichtigt.

Den Resultaten der Pushover-Analysen zufolge weisen beide Wände ein kombiniertes Schub-Biegeverhalten auf, wobei die aufgezeigten Verformungen und Rissverteilungen bei der regulären Wand auf ein mögliches Biegeversagen im dritten Geschoss deuten. Um die Richtigkeit dieser Schlussfolgerung zu prüfen, wurden für jedes Geschoss einfache Abschätzungen des Schubwiderstands, basierend auf dem Schubmodell gemäss ASCE/SEI [7] durchgeführt und die entsprechenden Werte des Biegewiderstands aus Querschnittsanalysen ermittelt. Anschliessend wurden mittels des Antwortspektrenverfahrens für das Spektrum aus Task 1 die bei Berücksichtigung der ersten Eigenform auftretenden Biegemomente und Querkräfte ermittelt und bis zum Auftreten des ersten Versagens hochskaliert. Aus den in Abbildung 8 gezeigten Resultaten dieser Vergleichsberechnung geht hervor, dass bei Berücksichtigung der ersten Eigenform ein Biegeversagen im zweiten Geschoss erwartet werden kann. Aufgrund mitwirkender Einflüsse höherer Frequenzen erscheint ein Biegeversagen im dritten Geschoss ebenso wahrscheinlich.

Task 3: Im Rahmen der dritten Teilaufgabe waren nichtlineare dynamische Analysen der Stahlbetonschubwände unter einer horizontalen seismischen Belastung durchzuführen. Der als Ausgangsbasis für die zu untersuchenden Berechnungsvarianten zu verwendende, ausschliesslich in horizontaler Richtung aufzubringende Beschleunigungs-Zeitverlauf ist in Abbildung 9 dargestellt.

Insgesamt ist Task 3 in fünf Teilaufgaben untergliedert, in denen der vorgegebene Zeitverlauf mit ansteigenden Faktoren zu beaufschlagen war. Zunächst wurde der vorgegebene Zeitverlauf in der Grundvariante mit Faktor $\eta = 1$ verwendet und unter Annahme des auf die Hälfte reduzierten

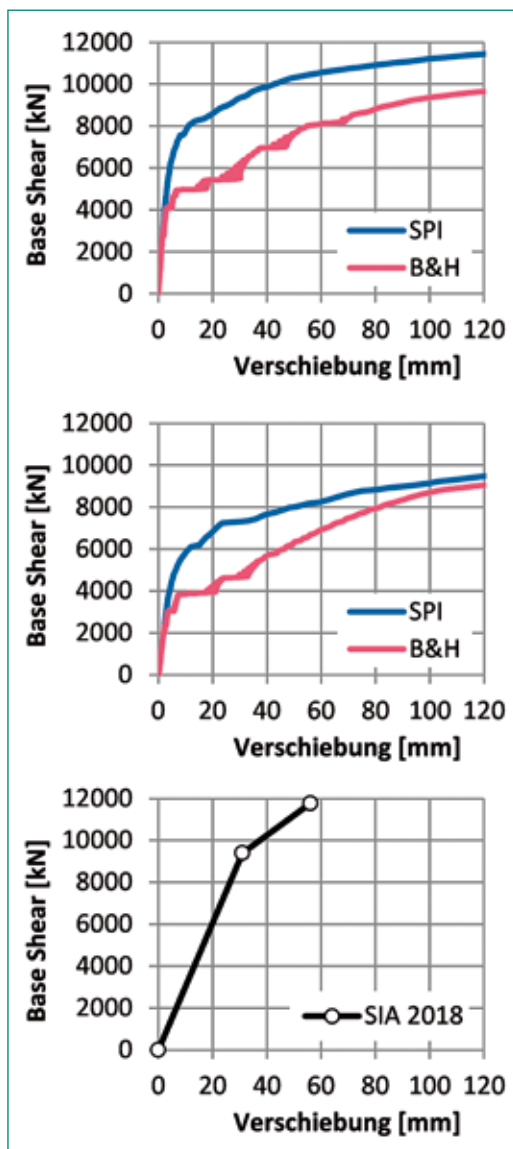


Abbildung 7: Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») für die reguläre Wand (oben) und die irreguläre Wand (Mitte), Approximation gemäss SIA (unten), Quelle: SPI und B&H

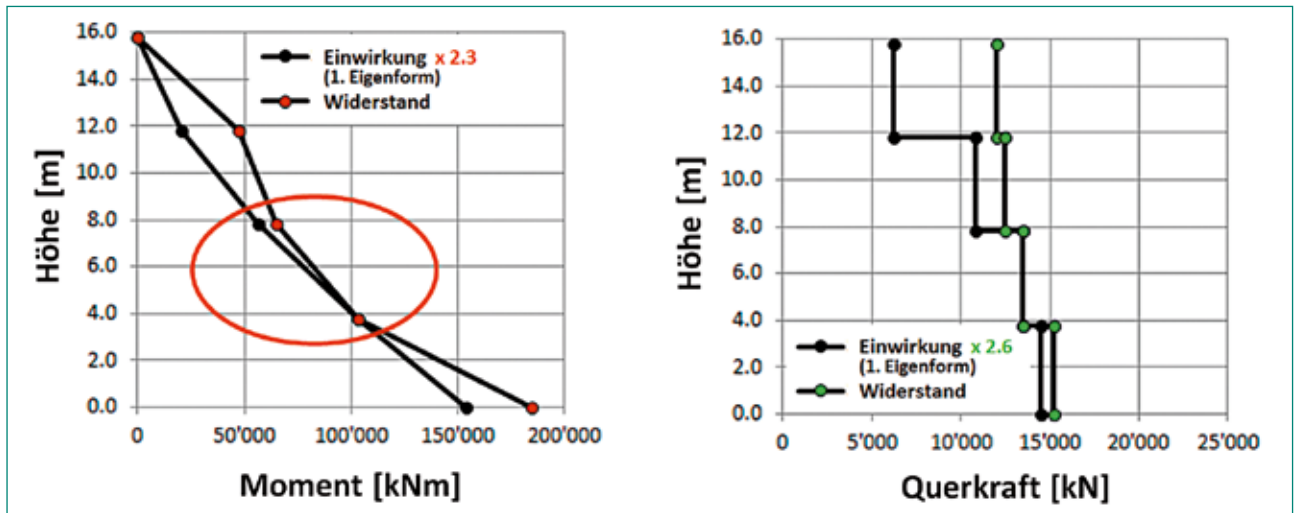


Abbildung 8: Auf Versagen hochskalierte Biegemomente (links) und Querkräfte (rechts) aus dem Antwortspektrenverfahren für die 1. Eigenform mit entsprechendem Widerstand, Quelle: B&H

E-Modul des Betons von $E_c = 15000$ MPa und 7% Dämpfung die Struktur linear berechnet. Anschliessend folgte zum Vergleich ebenfalls mit Faktor $\eta = 1$ eine nichtlineare Berechnung der Struktur mit dem vollen E-Modul und 2% Dämpfung. Im nächsten Schritt wurde der Faktor zur Skalierung des Beschleunigung-Zeitverlaufs auf $\eta = 2$ erhöht, um eine signifikante Schädigung an der Struktur hervorzurufen. In der Teilaufgabe 4 war der Faktor so zu bestimmen, dass der «Drift», d. h. die Schiefstellung einer der 8 bzw. 7 Teilwände infolge der relativen Horizontalverschiebungen über eine Stockwerkshöhe abzüglich der Starrkörperverdrehung, 5‰ erreicht. In der letzten Teilaufgabe von Task 3 sollte der Vergrösserungsfaktor optional bis zu einem selbst festzulegenden Grenzwert gesteigert werden, z.B. bis zwei Teilwände einen «Drift» von 5‰ überschreiten oder eine Grenztragfähigkeit der Gesamtwand erreicht wird. Für alle Teilaufgaben von Task 3 waren die Ergebnisse der Auflagerkräfte und Verschiebungen über der Zeit sowie Ansichten der Wände für maximale Verformungen am Wandkopf zu

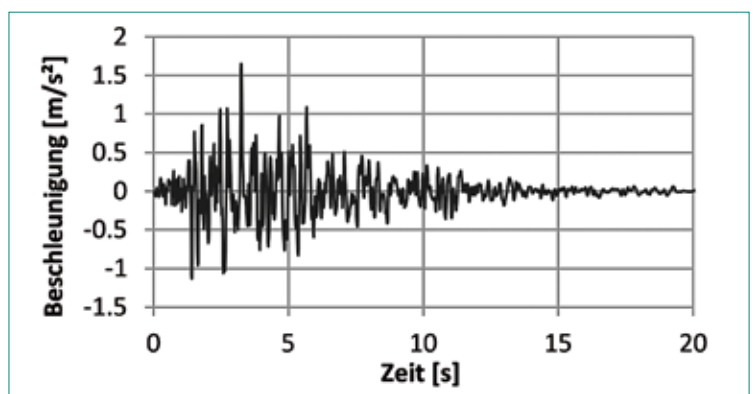


Abbildung 9: Horizontaler Beschleunigungs-Zeitverlauf für Task 3 nach Quelle [3]

dokumentieren. Die anschliessende Ergebnisdarstellung zu Task 3 beschränkt sich auf die Auswertung der Berechnungen des Teams B&H.

Die in den einzelnen Teilaufgaben erreichten maximalen Verschiebungen am Wandkopf und die entsprechenden maximalen «Drifts», einschliesslich der entsprechenden Zeitschritte, sind in Tabelle 2 zusammengefasst. Der vorgegebene Wert von 5‰ «Drift» wurde für die reguläre Wand bei einem Faktor von $\eta = 5,0$ und für die irreguläre Wand bei einem Faktor von $\eta = 3,5$ leicht überschritten. Die

	Faktor	Max. Verschiebung am Wandkopf [mm]	Zeitschritt [s]	Max. «Drift» [%]	Zeitschritt [s]	Geschoss
Reguläre Wand	$\eta = 1,0$	-5,6	5,72	-0,03	5,72	1
	$\eta = 2,0$	-23,8	3,37	-0,21	3,37	2
	$\eta = 5,0$	50,5	5,05	0,56	5,09	2
	$\eta = 8,0$	-82,0	8,05	-0,71/-0,49	6,72	2/3
Irreguläre Wand	$\eta = 1,0$	-9,6	2,83	0,13	2,99	3
	$\eta = 2,0$	-29,0	3,37	0,31	5,49	3
	$\eta = 3,5$	-52,2	3,43	-0,54	3,44	3
	$\eta = 6,0$	67,2	2,74	-0,85/-0,25	3,03	3/2

Tabelle 2: Zusammenfassung der maximalen Verschiebungen am Wandkopf und «Drifts»

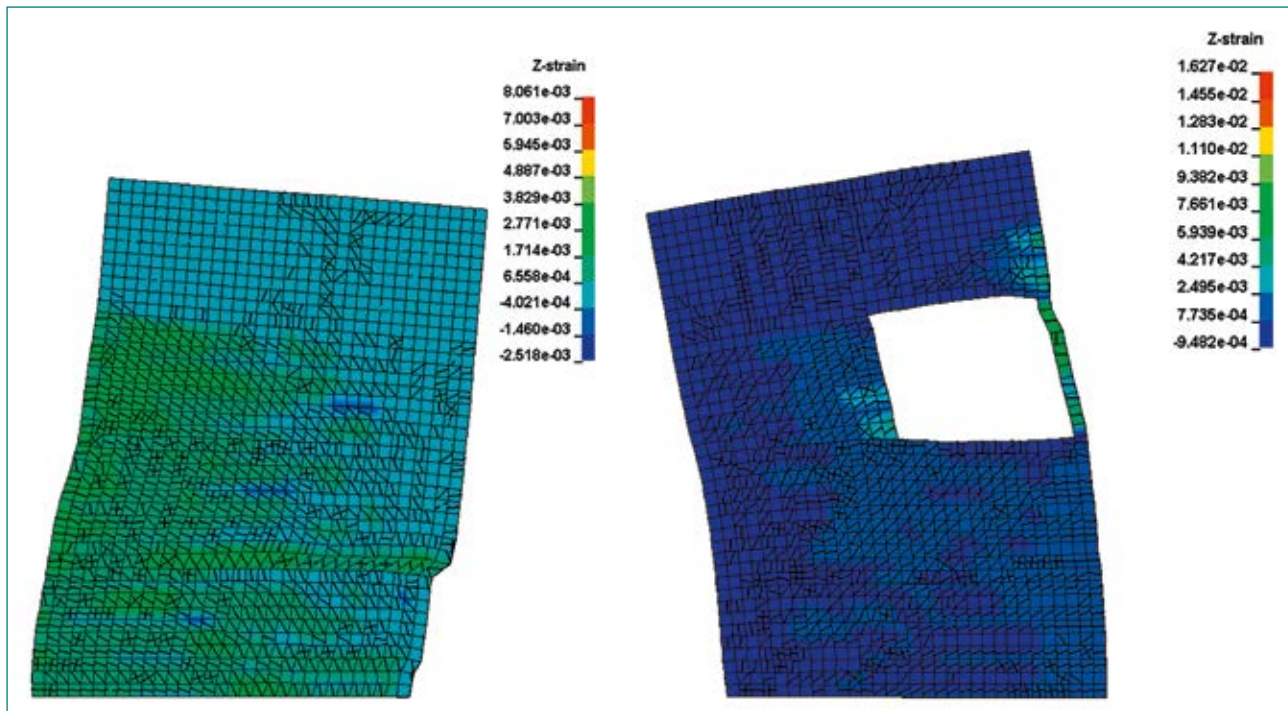


Abbildung 10: Rissverteilungen bei maximaler Horizontalverschiebung der regulären Wand für $\eta = 5,0$ (links) und der irregulären Wand für $\eta = 3,5$ (rechts), Quelle: B&H

Rissverteilungen bei maximaler Horizontalverschiebung für diese Faktoren sind in Abbildung 10 dargestellt.

Aus den dargestellten Resultaten geht hervor, dass für die reguläre Wand die stärkste Rissbildung im mittleren Teil der Wand zu erwarten ist. Schwachstellen, die zum Erreichen der Grenztragfähigkeit beitragen können, treten somit für den gegebenen Zeitverlauf hauptsächlich im zweiten, aber auch im dritten Geschoss auf. Das Verhalten der irregulären Wand wird eindeutig durch den geschwächten Wandquerschnitt gesteuert, so dass Schwachstellen neben und über der Öffnung, d.h., im dritten und vierten Geschoss zu erwarten sind und eine kleinere Grenztragfähigkeit erreicht werden kann, bzw. ein vergleichbares Ausmass der Beschädigung bei Einwirkungen kleinerer Intensität auftritt.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist in einem der beiden ENSI-Teams die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Das Projekt CASH ist ein internationales Benchmark Projekt, an dem in der Phase 2 noch 9 Teams vorwiegend aus dem europäischen Raum, insgesamt

aber aus 3 Kontinenten beteiligt sind. Die Ergebnisse der Phase 2 sind von den Organisatoren noch nicht abschliessend ausgewertet worden.

Bewertung 2017 und Ausblick 2018

Wie die gezeigten Vergleiche der von den beiden Expertenteams *SPI* und *B&H* erhaltenen Berechnungsergebnisse zeigen, konnten auch in der Projektphase 2 mit der jeweils verwendeten Simulationssoftware gute Übereinstimmungen erzielt werden. Hierfür sind auch die Verbesserungen bei der Modellbildung und Rechenprogrammanwendung aufgrund der in Phase 1B gewonnenen Erkenntnisse verantwortlich. Insofern rechtfertigt die erfolgreiche Durchführung der Phase 2 die Ergänzung des Projekts CASH um die Zwischenphase 1B. Die Verlässlichkeit der verwendeten Berechnungsverfahren hat sich damit grundsätzlich bestätigt. Ebenso konnten die Resultate mit vertretbarem zeitlichem Berechnungsaufwand erzielt werden. Aufgrund der von den Organisatoren noch nicht abgeschlossenen Auswertung der Resultate aller teilnehmenden Teams ist die Ergebnisdiskussion auch nach dem Workshop im Juni 2017 noch offen. Bei dem Workshop zeigte sich jedoch, dass ein Grossteil der Teilnehmer mit ihren Berechnungsergebnissen in einer ähnlichen Bandbreite wie der-

jenigen der beiden ENSI-Teams lag. Die Erfahrungen beider Teams zur Modellierung und Analyse der betrachteten Wände sowie die gezeigten einfachen Vergleichsberechnungen sind während des Workshops auf reges Interesse anderer Teilnehmer gestossen und haben zur lebendigen Diskussion der vorliegenden Resultate beigetragen. Ausserdem wurden Diskussionen darüber geführt, auch die Phase 2 um eine ergänzende Phase 2B zu erweitern, um die gewonnenen Erkenntnisse hinsichtlich erkannter Abweichungen vertiefend zu analysieren und zu verbessern. Die Spezifikationen für Phase 2B werden voraussichtlich Anfang 2018 von den Organisatoren an die teilnehmenden Teams verteilt. Ein genauer Starttermin für diese Phase ist zum aktuellen Zeitpunkt jedoch noch nicht bekannt.

- [3] *Internetseite des internationalen Benchmark-Projekts CASH* www.benchmark-cash.org. Phase 2: Benchmark, Document: Package_CASH_Phase2_B.zip.
- [4] *Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015.*
- [5] *SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.*
- [6] *Merkblatt SIA 2018, Überprüfung bestehender Gebäude bezüglich Erdbeben, Schweizerischer Ingenieur und Architektenverein, 2004.*
- [7] *ASCE/SEI 43-05, Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities, American Society of Civil Engineers and Structural Engineering Institute, 2005.*

Publikationen

- *S. Hak, Y. Mondet, T. Szczesiak: CASH – Phase 2: Full Size RC Wall Modelling, CASH-Workshop, Paris, 01./02.06.2017.*
- *M. Borgerhoff, P. Brede, H. Stangenberg, C. van Exel, C. Schneeberger, T. Szczesiak: Benchmark on the beyond design seismic capacity of reinforced concrete shear walls, CASH-Workshop, Paris, 01./02.06.2017.*
- *M. Borgerhoff, C. van Exel, H. Stangenberg, T. Szczesiak: Computational Evaluation of Experiments on Seismic Behaviour of Low-rise Reinforced Concrete Shear Walls, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.*
- *M. Billmaier, Y. Mondet, S. Villiger, T. Szczesiak, U. Bumann: Reinforced Concrete Squat Shear Walls: Beyond Design Seismic Capacity, Lessons Learnt in Benchmark CASH using LS-DYNA, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.*

Referenzen

- [1] *P. Labbé, P. Pegon, F. J. Molina Ruiz, C. Gallois, D. Chauvel: The SAFE Experimental Research on the Frequency Dependence of Shear Wall Seismic Design Margins, Journal of Earthquake Engineering, 08/2015.*
- [2] *Internetseite des internationalen Benchmark Projekts CASH* www.benchmark-cash.org. Phase1 B: Specification, Document: N001_A469_2014_EDF_A.pdf, Data-base: SAFE Program Shear Wall T6, T7, T8, T9.

Autor und Koautoren	WSL, Norina Andres BAFU, Abteilung Gefahrenprävention, Carlo Scapozza
Beauftragte Institution	WSL, Uni ZH, Geotest AG, HZP, IUB Engineering AG, Uni Bern, EPFL, IAC ETH Zürich, Grenoble INP, PSI
Adresse	
Telefon, E-mail, Internetadresse	
Dauer des Projekts	3 Jahre

ZUSAMMENFASSUNG

BAFU, ENSI, BFE, BABS und MeteoSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für extreme Hochwasserereignisse an Aare und Rhein zu erstellen. Dabei sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung einbezogen werden. Das Projekt befasst sich in vier Arbeitspaketen mit der Entwicklung von hydrometeorologischen Szenarien, Untersuchungen der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulische Detailberechnungen und der Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeiten und Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

In der Phase A wurden im Jahr 2016 die methodischen Fragen geklärt und an einer Teststrecke geprüft. Die Phase B startete im Frühjahr 2017 und wird bis Ende 2018 dauern. Das Gesamtsystem der Aare wird unter Berücksichtigung von Interaktionen zwischen verschiedenen Bauwerken und deren Auswirkungen bei Versagen untersucht. Dazu werden in iterativen Schritten Schlüsselstellen und Teilstrecken der Aare untersucht, und deren Auswirkungen auf das Gesamtsystem beurteilt. Anschliessend werden für ausgewählte Punkte in zu beurteilenden Perimetern verschiedene meteorologische und versagenstechnische Szenarien berechnet. Zielgrössen sind unter anderem Spitzenabfluss, Abflusshöhe und -dauer, Fließgeschwindigkeit und Abflussvolumen.

Projektziele

Meteorologische Ereignisse, welche extrem selten (z.B. nur alle 1000 oder 10000 Jahre) auftreten, können zu ausserordentlichen Hochwasser-Ereignissen und demzufolge zu grossen Schäden führen. Bislang fehlt eine einheitliche Darstellung der Grundlagen für die Gefahren- und Risikobeurteilung von Bauten, Anlagen und Infrastrukturen während solchen Extremereignissen.

Aus diesem Grund hat das Bundesamt für Umwelt (BAFU) zusammen mit dem Eidg. Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) und den Bundesämtern für Energie (BFE), für Bevölkerungsschutz (BABS) und für Meteorologie und Klimatologie (MeteoSchweiz) das Projekt EXAR gestartet.

Ziel des Projekts «**EXAR** – Grundlagen **Extremhochwasser Aare-Rhein**» ist es, die bisher verwendeten Grundlagen für die Beurteilung der Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse an der Aare und, in einer zweiten Etappe, am Rhein unterhalb des Zusammenflusses der beiden Flüsse, zu überprüfen, allfällige Lücken zu identifizieren, sie zu schliessen und die Gefährdungsbeurteilung zu harmonisieren. Dabei sollen neben den Abflüssen auch mögliche Ver-

sagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung mit einbezogen werden.

Das Gesamtprojekt EXAR ist in Vorstudien und eine Hauptstudie unterteilt. Von 2013 bis 2015 wurden in diversen Vorstudien Grundlagen für die Hauptstudie erarbeitet und zusammengetragen. Es wurden u.a. die Grundzüge der Methodologie erarbeitet, Daten und Untersuchungen zu extremen Hochwasserabflüssen an Aare und Rhein zusammengetragen, historische Hochwasser untersucht und ein Digitales Höhenmodell für die Aare erstellt. Die Hauptstudie wurde im Januar 2016 initiiert und ist in zwei Phasen unterteilt. In der ersten Phase (A), welche im Frühjahr 2017 abgeschlossen wurde, bereitete das Projektteam unter anderem Niederschlag/Abfluss-Szenarien vor, verfeinerte die Methodik und wendete diese an einer Pilotstrecke an. In der zweiten Phase (B), welche im April 2017 gestartet ist, erfolgen die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Die Betrachtung der Rheinstrecke ist nicht Bestandteil der Hauptstudie und wird zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen.

Die Arbeiten in EXAR wurden inhaltlich resp. methodisch auf einzelne Arbeitspakete aufgeteilt (siehe Abbildung 1). Es werden die folgenden Themen be-

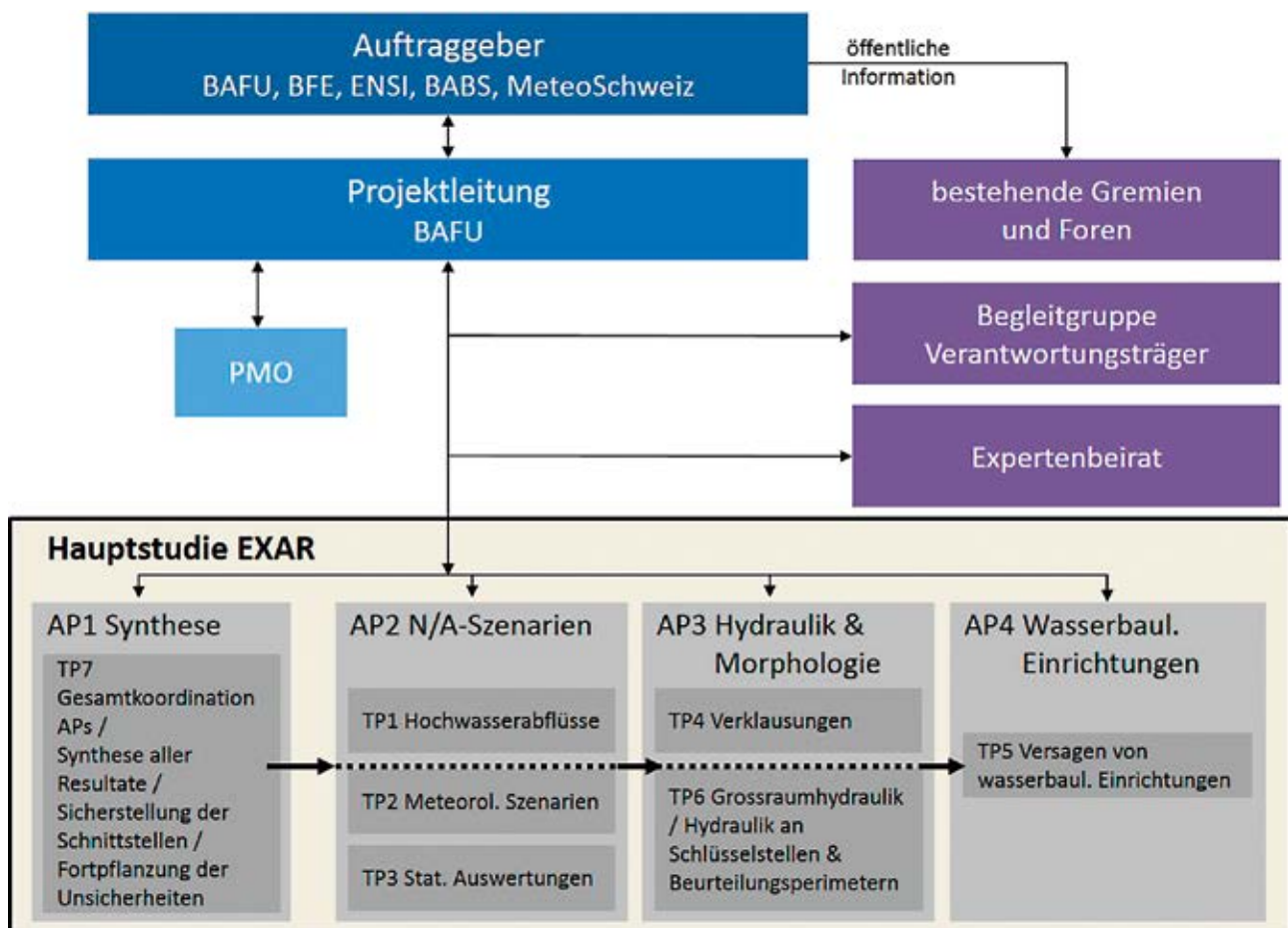


Abbildung 1: Projektorganisation der Hauptstudie, mit beteiligten Gremien, Arbeitspaketen (AP) und Teilprojekten (TP1-7).

arbeitet: Entwicklung der hydrometeorologischen Szenarien, Untersuchung der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulation der Grossraumhydraulik und hydraulische Detailberechnungen, und Quantifizierung und Fortpflanzung der Wahrscheinlichkeiten mithilfe der Ereignisbaumanalyse. Da die Bearbeitung der Studie interdisziplinärer und iterativer Natur ist, wurden die Koordination der verschiedenen Arbeitspakete und die Erarbeitung der Synthese als eigenständiges Arbeitspaket ausgelegt.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im Verlaufe des Jahres 2016 konnten die Auftragnehmer unter Anleitung der Projektleitung, des Expertenbeirats und in Koordination mit der Begleitgruppe Verantwortungsträger einen grossen Teil der methodischen Fragen zum Vorgehen in Phase B klären. Im Herbst 2016 wurde die Methodik ein erstes Mal den Experten dargestellt. Nach verschiedenen Anpassungen anfangs 2017 wurden während eines Expertenworkshops im Februar die letzten offenen Fragen in der erarbeiteten Methodik mit den Experten vertieft diskutiert und geklärt. Im April 2017 startete dann die Phase B des Projektes und somit die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen.

Die Vertreter des Arbeitspaketes 2 sind verantwortlich für die Bildung der Niederschlag-Abfluss-Szenarien für das Einzugsgebiet der Aare (Abbildung 2). Mit einem Wettergenerator wurden bereits mehrere 1000-jährige Niederschlagsreihen simuliert, welche in einem hydrologischen Modell (HBV) zu Abfluss transferiert wurden. Anfangs 2018 werden die ersten Daten an das Arbeitspaket 3 übergeben, welches die Aare und die grössten Zuflüsse hydraulisch simuliert. Zusätzlich wurden die Abflussganglinien an diversen Standorten statistisch analysiert und mit der Extremwertstatistik von extrapolierten gemessenen Abflussdaten verglichen.

Die Vertreter des Arbeitspaketes 3 waren seit dem Beginn der Phase B mit dem Aufbau und der Kalibration des an der VAW-ETH entwickelten hydraulischen 2D-Modells BASEMENT beschäftigt. Erste Teilstücke der Aare (sogenannte Subsysteme) konnten bereits erfolgreich implementiert werden (siehe Abbildung 3) und erste provisorische Resultate zeigten zufriedenstellende Ergebnisse. Parallel wird an der Implementierung der weiteren Subsysteme gearbeitet. Mit synthetischen Gangli-

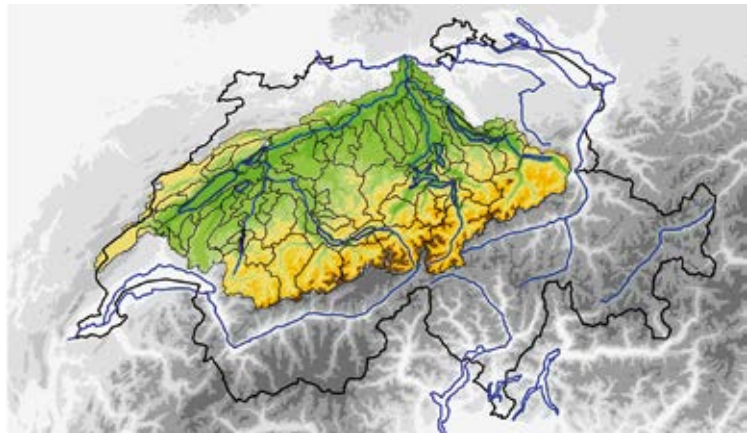


Abbildung 2: Gesamtsystem der Aare mit den grössten Zuflüssen und Seen (Quelle: ETH Zürich).

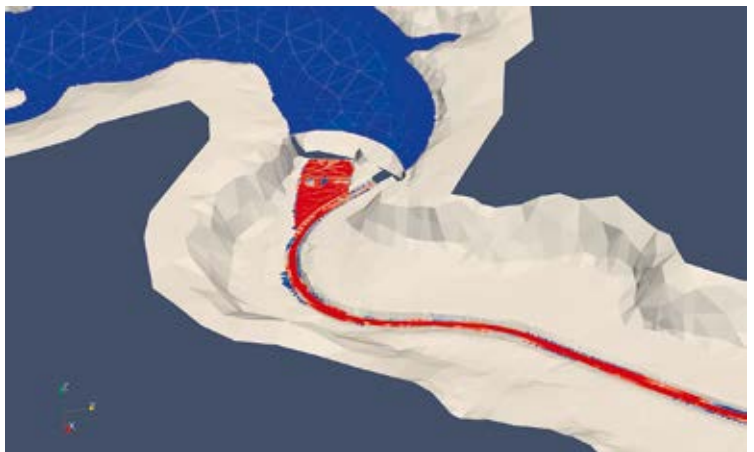


Abbildung 3: Simulation der Fliessgeschwindigkeiten während des Hochwassers 2005 bei Schiffenen mit dem hydraulischen 2D-Modell BASEMENT (Quelle: Geotest AG).

nien wurden bereits erste Simulationen gestartet. Das Ziel dieser Simulationen ist es, die Aare nach sogenannten Schlüsselstellen abzusuchen. Schlüsselstellen sind Bauwerke, bei deren Versagen wesentliche Veränderungen der Ganglinie im gesamten unterliegenden Aarelauf auftreten können. Die Vertreter des Arbeitspaketes 4 beschäftigten sich mit der Untersuchung und Inventarisierung der Bauwerke und Strukturen entlang der Aare und ihrer grössten Zuflüsse. Inzwischen wurden die Aare und ihre wichtigsten Seitenzuflüsse begangen und inventarisiert. Für die Bauwerke in einem ersten Subsystem wurden Funktionsschemen entwickelt, in welchen mögliche Prozessketten und Szenarien abgebildet werden. Diese Funktionsschemen dienen den Vertretern des Arbeitspaketes 1 als Grundlage für die ersten Arbeiten an einem Ereignisbaum dieser Strecke. Mithilfe der Ereignisbaumanalyse können Prozessabfolgen abgebildet und Wahrscheinlichkeiten berechnet sowie fortgepflanzt werden. Im Rahmen von Arbeitspaket 1, welches auch für die Koordination verantwortlich ist, wur-

den monatliche Arbeitssitzungen organisiert sowie weitere Sitzungen mit Arbeitgebern und Experten durchgeführt.

Nationale Zusammenarbeit

Die Projektleitung von EXAR liegt beim BAFU. Auftraggeber sind BAFU, BFE, ENSI, BABS und MeteoSchweiz (Abbildung 1). Die Zwischenergebnisse werden mit einer Begleitgruppe von Verantwortungsträgern diskutiert, in denen unter anderem die betroffenen Kantone entlang der Aare vertreten sind. Die Hauptstudie wurde in vier Arbeitspakete aufgeteilt (Abbildung 1), mit der WSL und dem PSI in AP1, Uni Zürich, IAC ETH Zürich, Uni Bern, EPFL und Grenoble INP in AP2 sowie IUB Engineering AG, HZP und Geotest AG in AP3 & AP4.

Internationale Zusammenarbeit

Zur Validierung der vorgeschlagenen Vorgehensweisen und der erzielten Ergebnisse wird von der Projektleitung ein Expertenbeirat beigezogen. Der Expertenbeirat war bereits in der Erarbeitung der Vorstudie «Methodologie» involviert und begleitet das Projekt bis zu seinem Abschluss. Rund alle sechs Monate findet ein Treffen statt, bei welchem das Vorgehen und verschiedene methodische Aspekte im Detail besprochen werden.

Der Beirat besteht aus Vertretern von verschiedenen Universitäten im In- und Ausland, die als international anerkannte Experten in ihrem Fachgebiet gelten.

Bewertung 2017 und Ausblick 2018

Der Abschluss der Phase A des Projektes EXAR erfolgte zu Beginn des Jahres 2017. Die Methodik konnte weitgehend festgelegt werden. Im Frühjahr 2018 startete das Projektteam mit der Phase B der Hauptstudie, welche Ende 2018 abgeschlossen werden sollte.

Der Arbeitsaufwand für die einzelnen Arbeitspakete ist phasenweise sehr hoch und eine gute Koordination ist Voraussetzung. In den monatlichen Sitzungen wurde jeweils der Stand der Arbeiten der einzelnen Arbeitspakete präsentiert. So konnte die Interaktion der verschiedenen Arbeitspakete gewährleistet und mögliche Verzögerungen frühzeitig festgestellt und allfällige Massnahmen getroffen werden.

Zu Beginn des Jahres 2018 liegt das hydraulische Modell von Arbeitspaket 3 fertig kalibriert vor. Es ist dann möglich, aus den 10000-jährigen hydro-meteorologischen Datenreihen von AP2 rund zehn Szenarien zu ermitteln und diese im detaillierten hydraulischen Modell durchzusimulieren. Die Einflüsse der Schlüsselstellen auf die Ganglinien im gesamten Aarelauf können so bestimmt werden. Gleichzeitig wird eine Ereignisbaumanalyse durchgeführt, mit welcher die Häufigkeiten der verschiedenen Gesamtsystemszenarien bestimmt wird.

In einem nächsten Schritt werden sogenannte Beurteilungsperimeter auf die lokale Gefährdung hin untersucht und dokumentiert werden. Hierfür werden die bereits erstellten Bauwerksanalysen und die Funktionsschemen für das Subsystem, in welchem sich der Beurteilungsperimeter befindet, verfeinert und angepasst. Zudem werden allenfalls wasserbauliche Einrichtungen, welche (nur) lokale Auswirkungen auf den Beurteilungsperimeter haben, im Detail untersucht. Durch die Kombination von ausgewählten Ganglinien und für den Beurteilungsperimeter relevanten Versagensprozessen werden Subsystemszenarien gebildet, anhand welcher die Gefährdung des Beurteilungsperimeters bestimmt wird. Durch die Kombination von Simulationsresultaten aus dem hydraulischen Modell (Wassertiefe, Fließgeschwindigkeit, etc.) und den dazugehörigen Wahrscheinlichkeiten aus der Ereignisbaumanalyse können die Gefährdungen an den ausgewählten Beurteilungsperimetern und für ausgewählte Subsystemszenarien abgeschätzt und dokumentiert werden. Von den Auftraggebern wurden bereits fünf Beurteilungsperimeter entlang der Aare ausgesucht (u.a. die Perimeter der Kernkraftwerke), welche bis Ende 2018 in der Phase B des Projektes genauer untersucht werden. Weitere Beurteilungsperimeter können dann nach Abschluss der Phase B ebenfalls genauer in Betrachtung gezogen werden.

Die Resultate der Studie für die Beurteilungsperimeter werden zum einen punktuell in Gefährdungskurven dargestellt. Hier wird die Häufigkeit einer gewissen Überflutungsgrösse gegenübergestellt (z.B. Häufigkeit und Fliesstiefe). Zum anderen werden in einem iterativen Vorgehen typische Szenarien bestimmt, welche wichtige Prozesskombinationen in einem Gewässerabschnitt und damit massgebliche Bereiche der Gefährdungskurve charakterisieren. Diese Szenarien werden dann für die Beurteilungsperimeter auch mittels Szenario-karten lokal flächig dargestellt.

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/D16, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, https://www.psi.ch/rhr/
Duration of the Project	2015–2018

ABSTRACT

Managing the safety of nuclear power plants requires that human performance is appropriately and comprehensively considered in safety studies. Project ROES addresses the qualitative and quantitative analysis of decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions, referred to as Errors of Commission (EOCs). A second focus is the collection of plant-specific human performance data in simulated emergencies and its use in the estimation of human failure event probabilities. The main topics addressed and the results obtained in 2017 include:

- Operational events including EOCs were identified in the IAEA International Reporting System to update and extend the database underlying CESA-Q, PSI's method for EOC quantification. Nine events were identified and analysed according to the CESA-Q framework. Agreement for the fourth plant-specific EOC study was formally established with the utility; the bulk of the study will be in 2018.
- A preliminary plant-specific analysis for EOCs in area and external events was carried out, focused on the two Swiss boiling water reactors. It shows that inclusion of the EOC

events identified in the earlier pilot studies for internal events is expected to increase the core damage frequency by few percent (about 5%). The most PSA-important safety functions, on which to concentrate the search for EOCs, were also identified.

- Concerning simulator data for HRA, the project investigated the generalization of the data: data is typically collected on a set of specific situations and crews, while HRA models address more generic conditions. A hierarchical model is developed, to represent both the variability of the Human Error Probability value to cover generic situations and crews as well as the uncertainty on the parameters describing the variability distributions. Work in 2018 will address data requirements, in particular combining the empirical evidence with expert judgment to limit the amount of information required from the data.
- An international survey of HRA methods and applications for scenarios initiated by external hazards was prepared, addressing earthquakes, external floods, and diverse severe weather initiators. A summary of the response to identify the main findings to be elaborated in further work is planned for 2018.

Project goals

The overall aim of the project «Reliability of Operators in Emergency Situations» is to ensure that human performance is appropriately and comprehensively considered in the management of the safety of nuclear power plants. The project addresses specifically Human Reliability Analysis methods and applications, with which operator actions and human performance are analyzed in the Probabilistic Safety Analyses of the power plants. The project consists of three subprojects: **Errors of Commission (EOCs)**, **HRA data from simulators**, and (operator actions in) **Seismic and highly demanding conditions**¹.

The main goals for 2017 were:

Errors of Commission

This subproject deals with plant-specific studies to identify decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions in abnormal and emergency situations (referred to as Errors of Commission) and the methods to identify and quantify such scenarios, in particular the CESA method for the identification of potential EOCs and the CESA-Q method for assessing EOC probabilities [1], [2], [3]. One of the goals for 2017 was to initiate the fourth Swiss plant-specific study (Pilot Study IV). The main work for this study will take place in 2018, now that a formal agreement with the plant to perform the study could be achieved. Another goal for 2017 was to further extend the CESA-Q database considering recent operating experience (currently, most of the events in the database refer to the 1990s). The database constitutes the foundation of the CESA-Q method, for identifying and characterizing the factors influencing performance as well as to quantify EOC probabilities. The primary source of information has been the International Reporting System for Operating Experience (IRS), an international reporting system jointly operated by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD/NEA) (<https://nucleus.iaea.org/Pages/irs.1.aspx>). In 2017, further analysis of the candidate

events identified in the IRS was planned and those with a confirmed EOC element addressed in an analysis using the CESA-Q factor framework.

HRA data from simulators

This subproject deals with the collection of data in simulated accident scenarios and its use in the estimation of human failure event probabilities. The scope of the PhD foreseen within the project covers both EOC quantification and HRA data. Started in late 2016, the PhD work aims to develop an approach to formally combine data available and expert judgment for use in HRA models, with emphasis on traceability and repeatability. The 2017 work focused on the incorporation of data from simulated accidents, in particular developing a mathematical model to address the fact that data is generally collected on a set of specific situations and crews, while HRA models address more generic conditions. The variability of these specific conditions needs to be addressed.

Seismic and highly demanding conditions

An international survey of methods and practice for HRA in external hazards PSA is one of the elements of this subproject. The goal in 2017 was to finalize the survey questionnaire, being carried out in the frame of the NEA CSNI's working groups, and to compile a first summary of the responses, as a basis for the identification of issues.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

Extension of EOC studies to external/area events

A first question addressed in 2017 has been whether the EOC events identified in the previous EOC studies addressing internal initiating events would have impact as well in the total core damage frequency, aggregating area and external initiating events. For the present year, the scope of the analysis was limited to the two BWR plants. Indeed, it was quantified that inclusion of these events in the PSA for all initiating events (at full power) would be expected to result in an increase of few percent in the core damage frequency (about 5%). This pre-

¹ In parallel to this research project, PSI/NES supports ENSI through on-call tasks. The tasks related to HRA are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to ENSI by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). The work carried out within on-calls provides impulses for the research and motivates the development efforts to enhance current methods. As the on-call tasks are funded separately, their specific content and results are not addressed in the present report.

liminary assessment is based on the values of the risk importance measures of basic events in the PSA with equivalent impact of the EOC on the functionality of the systems and component. It does not result from scenario-specific analyses, which will need to be carried out in future analyses.

Another important comment concerning applicability of the analyses from the past EOC studies relates to the plausibility analysis carried out in the CESA process to screen EOC events expected to occur with negligible probability. The plausibility analysis is strongly based on the diversity of indications available to the operators to reach the appropriate decision: for area and external events, plausibility would need to be reassessed considering the possibility of failed indications and spurious actuations which may defeat the effect of the mentioned diversity.

A preliminary analysis was also carried out to identify the components and systems, for which possible EOCs would have the largest impact. With the scope still limited to the two BWR, the results of the latest PSAs available suggest that the search for EOCs would need to focus on events affecting the injection functions (high and low pressure), power to selected safety-related buses, and correct alignment of the main cooling water systems.

With regard to the tasks on EOC quantification, «CESA-Q quantification method/model-based quantification», the first steps of the PhD work addressed the question of feeding an HRA model with data

obtained from simulated accident scenarios. It is discussed in the following section on HRA data from simulator.

HRA data from simulator

The specific issue addressed by the work in 2017 has been the use of data from simulated accident scenarios to inform the HEP values produced by an HRA model in correspondence of a set of influencing factors. In particular, typically HRA models provide HEP values for categories of tasks and/or in correspondence of ratings and/or judgments on the influence of the relevant factors. These categories, ratings and judgments are used to characterize specific performance situations (e.g., a specific operating crew task, given specific success criteria, supported by specific interface and procedure). Indeed, HRA methods quantify the variability of these situations with uncertainty distributions associated to the HEPs (along with other sources of uncertainty). Furthermore, variability exists across performance of the operating crews, which contributes as well to the HEP uncertainty distribution. Typically, simulator data is collected on a limited set of specific situations and crews; therefore the question arises of the representativeness for the collected data of all the specific situations and crews underlying the categorizations of HRA models. To this aim, a hierarchical model is investigated: the value of the HEP is associated a probability distribution to represent its inherent variability; in turn, the

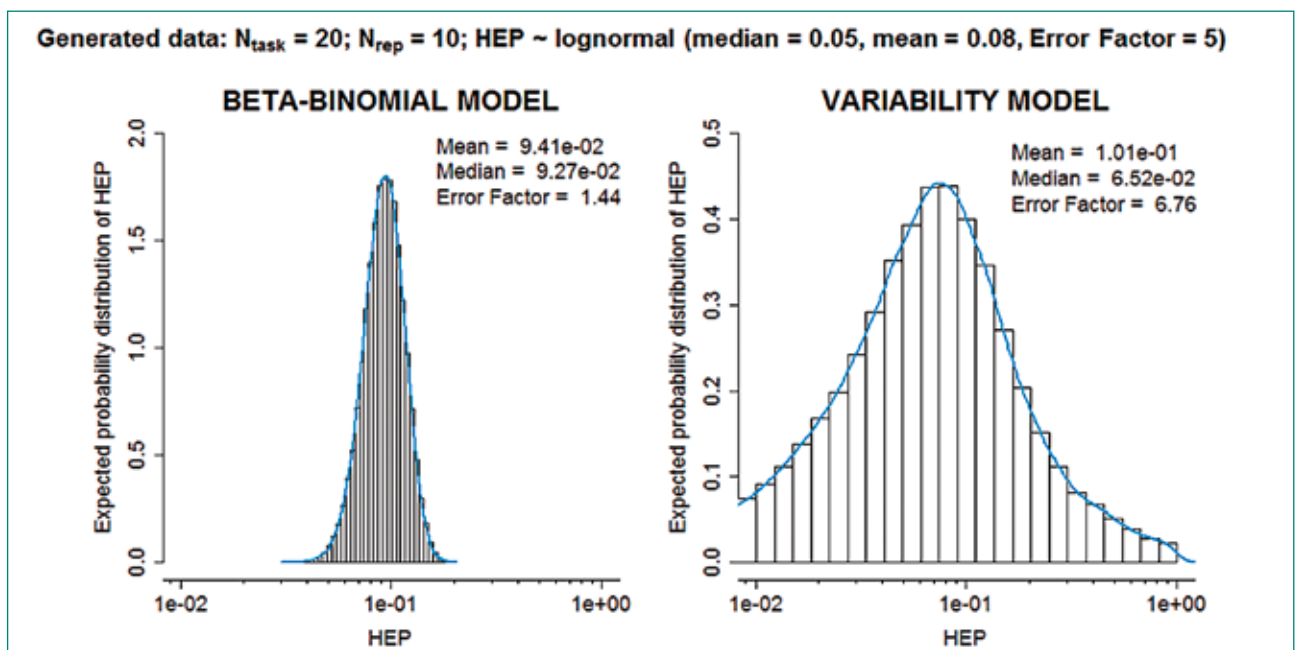


Figure 1: Two Bayesian approaches to determine human error probability distributions. Left: Beta-Binomial model; right: the variability model investigated by the project in 2017. Comparison on generated data for 20 hypothetical operating crew tasks (N_{task}), assuming 10 repetitions of the same tasks by the same crew (N_{rep})

parameters of this distribution (e.g. the mean, variance, percentiles depending on the cases) are associated additional distributions to reflect the uncertainty on their value. A Bayesian model is then developed to inform the parameters of these distributions from the collected data. Note that this approach is different from the typical Bayesian update used in PSA in which the parameter of interest is directly associated an uncertainty distribution without the intermediate variability distribution. Figure 1 shows the difference between the two approaches on a test case using synthetic data (i.e. generated with known characteristics). The data is in the form of failure counts on a set of 20 crew tasks (N_{tasks}), hypothetically used to estimate the HEP in correspondence of a task category, factor rating or judgment, depending on the HRA model. It is assumed that the same crew performs 10 repetitions (N_{rep}) of the same task (of course over a sufficiently long time span, e.g. of several years). The true distribution of the HEP is lognormal, with median 0.05 and error factor of 5. Figure 1 shows the distribution inferred from the generated data in case variability is neglected (left, using a typical beta-binomial model) and in case the variability model is adopted (right). While the mean is well captured by both models, the beta-binomial model visibly underestimates the uncertainty distribution (Error Factor, EF, of 1.44 vs EF of 6.63 by the variability model). Several tests

performed to check the consistency of the posterior distributions with the collected data confirm the poor representation of the data by the beta-binomial model.

Figure 2 addresses the question of how much data would be required to adequately represent the variability sources in an HRA model, again on synthetic data in the form of failure counts. Again it is assumed that 10 repetitions of the same task by the same crew are available; the real, intrinsic, distribution of the HEP has median $5e-3$ with EF of 2. The figure shows how the estimates vary (expected median, left, and expected EF, right), as the number of collected tasks increases (the vertical dispersion of the dots shows results from different randomly generated data sets). An important question would be: for how many tasks, data would need to be collected to estimate the HEP with uncertainty characterized by a given EF? Assuming a target EF of 5, Figure 2 shows that one would need to simulate more than 200 tasks to be about 50% confident on the uncertainty range (in correspondence of 250 tasks about half of the replicas are below and half are above the EF of 5). Several other case studies were carried out to test the sensitivity to the key parameters underlying the generated results, i.e. the median, EF and the number of available repetitions (N_{rep}). The conclusion from these analyses is that the amount of tasks to be simulated to fully inform the variability model by

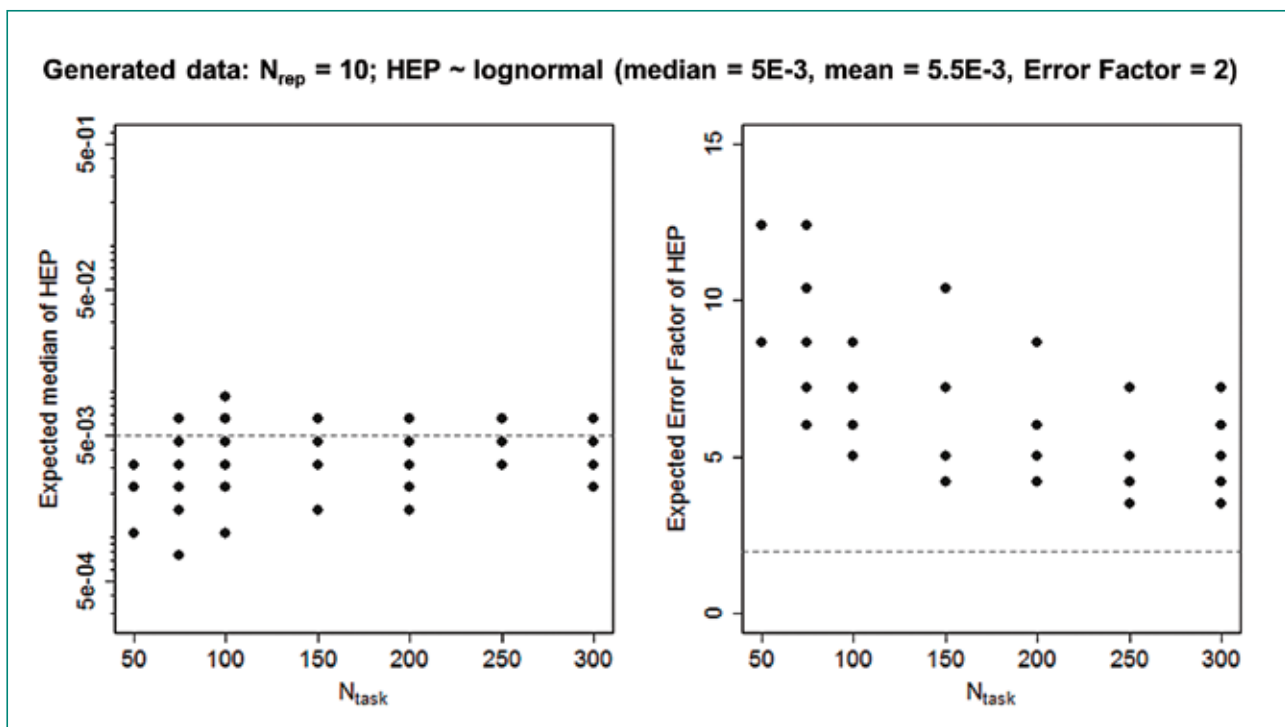


Figure 2: Bayesian variability model: estimates of median (left) and error factor (right) as the number of simulated tasks increases. Assumes 10 repetitions of the same tasks by the same crew (N_{rep})

ID(I)	Event Title	Description	Decision resulting in EOCs	Situational factor/comment
MI*.1	Inoperability of several safety trains of the essential raw water cooling system, with flooding of pump room	Small rust spot in a pipe of one train of the essential raw water cooling system. Multiple human errors in the identification of the trains to isolate, drain and operate led to unavailability of two safety trains (out-of-four) and degraded operation of one of the two remaining ones	EOC 1: isolation of wrong train of raw water cooling system; EOC2: loose flange on wrong train of raw water cooling system; EOC3: start stand-by train with loosened portion of piping	Misleading indication or instruction: performance negatively affected by inadequate labelling as well as inadequate procedures for draining pipes in preparation of maintenance
MI*.2	Spurious safety injection in hot standby due to faulty test of pressurizer relief valves	Plant in hot standby. Wrong procedure applied for requalification of one discharge line of the pressurizer. This led to simultaneous opening of the relief valve and of its isolation valve, inducing fast depressurization and (due to a faulty inhibition of protection signal) the activation conditions of safety injection	Carrying out requalification test according to inappropriate procedure (test under inappropriate plant conditions, i.e. hot standby)	Misleading indication or instruction: the test procedure mentioned in the requalification sheet was not corresponding to the (adequate) one mentioned in the work permit
MI*.3	Inadvertent safety injection from the accumulators during cold shutdown	Accumulator isolation valves locked out prior to mid-loop operations, although not allowed in the specific plant condition. This led to safety injection (from the accumulators), reactor coolant system pressurization and leak due to further disconnection of hoses	Locking out of the three accumulator isolation valves of the safety injection system	Misleading indication or instruction: the list of equipment to be locked out included the isolation valves, but the procedure did not specify conditions under which this is/is not permitted
AE*.1	Flood in the containment of a unit at power resulting from an activity in the shutdown neighboring unit	The spent and refueling pools of the shutdown unit needed to be drained into a tank in the auxiliary building (common for the two plant units). Check valve between at power unit and auxiliary building stuck open. Initiation of drainage in shutdown unit led to flood into containment of at power unit	Initiation of drainage of spent and refueling pools of the shutdown unit	Adverse exception: the decision by operators to initiate drainage has undesired consequence to flood containment in the other unit
AE*.2	Temporary degradation of standard ex-core neutron monitoring during low power tests	Control rod ejection test, standard ex-core neutron monitoring was unavailable. Reactor operator continued lifting the bank of rods for test, because he did not notice the degraded condition. Other members of the control room team noted the situation one minute afterwards and the test was interrupted	Continue rod ejection test in presence of degraded neutron monitoring system	Adverse exception: the preceding operator failure to adjust position of the source range detectors is an exceptional condition that makes continuing test inappropriate

Table 1: EOCs from operational events extending the CESA-0 database: event description and applicable situational factor

ID(1)	Event Title	Description	Decision resulting in EOCs	Situational factor/comment
AE* 3	Reactor coolant leak at small loss of coolant rate during a surveillance test	Plant in hot shutdown conditions, chemical analysis ongoing for the coolant storage and treatment tank. The shift began a surveillance test involving the use of a test pump to inject into the reactor coolant pumps seals. The combination of alignments required for the chemical analyses and the test led to increase in the pressure in the chemical volume and control system to increase. Then a pressure relief valve stuck open resulted in the small leak	Execution of surveillance test incompatible with other ongoing activity	Adverse exception: the performance of a surveillance test was inappropriate due to the combination with the ongoing chemical analysis for the coolant storage and treatment system tank
AE* 4	Drop of spent fuel assembly	Plant in fuel unloading operation. During withdrawal from the core, one fuel assembly hooked to an adjacent one. The personnel stopped withdrawal because of high load indications; then they continued because the overload protection did not actuate and because they attributed the high load indications to friction forces. The second assembly later dropped into the reactor core	Continue with fuel assembly withdrawal in presence of high load indications.	Adverse exception: overload protection did not actuate. The personnel tried to observe withdrawal with binoculars but this was not possible because of rough surface. During training, the possibility of high friction forces was instructed
AE* 5	Complicated reactor trip and loss of reactor coolant pump seal cooling due to fire	A fire initiated in a non-safety related bus. The plant response was complicated by various equipment malfunctions and failures of the operating crew. While attempting to restore the plant to normal shutdown electrical lineup, the operators did reset the main generator lockout relay, re-energizing the fault, causing a second fire	Reset the main generator relay with persisting electrical faults	Adverse exception: restoration to normal lineup was inappropriate due to the presence of hardware faults from the first fire, which were still not cleared out.
RI* 1	Unauthorized discharge of tritium into the environment	Two days before planned start-up after shutdown, the need to empty content of clean distillate tanks arose due to high concentration of inorganic substances. To accelerate remediation, a non-standard procedure was used: drain tank through industrial sewerage. This led to discharge of water containing tritium through a path which had not been negotiated with the authority – but still within allowable limits	Use of non-standard procedure to discharge content of clean distillate tank	Risky incentive: the decision was influenced by the aspiration to accelerate the remediation of the situation, being aware of the approaching scheduled end of the shutdown period

ID convention: MI: Misleading indication or instruction, AD: Adverse Distraction, AE: Adverse Exception, RI: Risky Incentive. Symbol "*" is introduced to distinguish the newly identified events from those in the original database (Reer&Dang, 2009)

data soon becomes impractical (for median HEP values below $5e-3$ and EF below 3), also considering the high number of combinations of categories in HRA methods. One way may be to characterize crews so that results can be aggregated from different crews with the same operating «style»; in addition, subjective judgments on the representativeness of the performance conditions and operating crews on which data is collected may be used to infer more information about the expected result variability, thus decreasing the amount of data required.

Extension of CESA-Q

database of operational events

The work in 2017 continued with the analysis of the about 50 operational events identified as potentially including EOCs from the IRS (Podofilini & Dang 2017). Table 1 presents the nine events analyzed in details in the reported year. The identification of the CESA-Q situational factor was based on the information included in the root cause analysis featured in the IRS. Among the nine events, three events were associated to the factor Misleading Indication or instruction (MI), five to Adverse Exception (AE), one to Risky Incentive (RI). The first group of events is generally characterized by a decision made based on a decision or instruction that revealed to be misleading in the specific situation. The second group refers to an exceptional situation that makes a decision or a plan, otherwise appropriate, have aggravating influence in course of an event. This exceptional situation is generally an additional component or human fault – both cases were found in the selected events in Table 1. Finally, one event was characterized in terms of the Risky Incentive factor: the inappropriate decision was influenced by the awareness of the approaching end of the plant shutdown period.

An important insight from the on-going analysis is that the four CESA-Q situational factors were found to well represent the diverse situations influencing the inappropriate decisions in the nine events. This supports the validity of the set of factors, which was developed based on a previous analysis of other 26 events [3]. Work in 2018 will continue the analysis of the identified events as well as of additional events further identified from the initial set of about 50 events. It is expected that about 15 new EOC events will be added to the CESA-Q database.

National Cooperation

The planned Pilot Study IV and scoping analyses of EOC situations for external and/or area initiating events deal with the Swiss nuclear power plants. As with the previous EOC studies, the project reached agreement with the plant to support this work through the provision of the PSA, plant procedures, and access to plant operators and training personnel.

International Cooperation

In connection with the subproject «Seismic and highly demanding conditions», PSI is leading a task of the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) entitled, «Human Reliability Analysis in External Events PSA – survey of methods and practice». In a joint task of the CSNI's Working Groups on Risk Assessment and on Human and Organizational Factors, the survey questionnaire was finalized and a first summary of the responses, aimed at identifying technical issues was prepared.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

Errors of Commission

With the formal agreement with the licensee in place, the fourth Swiss plant-specific EOC study will be carried out in 2018. With regard to the CESA-Q method for the quantification of the EOCs, extending the number of operational events in the underlying database will strengthen the method's technical basis as well as improve its usability and performance. Events were identified in the IRS international database, focusing on the period since 2000. Nine events have been analyzed based on the CESA-Q framework to characterize the overall performance context (according to the so-called CESA-Q situational factors). The analysis of these events will continue in 2018 with the detailed characterization of single influencing factors (the CESA-Q adjustment factors). Further population of the database with additional events will be sought as well. Progress was also made on the plant-specific studies for EOCs in area and external events, which addressed the two BWRs so far. The characterization of specific EOC scenarios will be sought for 2018.

HRA data from simulators

The investigation of the proposed variability model showed the heavy data requirements for a full quantification of an HRA model solely based on data. Next work will address ways to aggregate crew performances to increase the amount of information obtainable from simulator experiments and decrease the data requirements. Use of expert judgment is envisioned; ways to incorporate this in a traceable and defensible manner will be sought, as part of the overall goal of the PhD work within the project.

The work ultimately aimed at an HRA data collection effort in Switzerland was originally planned to follow an international comparison study of data analysis approaches, using common data. In light of the differences in the current focus of our potential partners, the research in this area is being newly planned. Existing (international) data and data collection experience will be used to elaborate and evaluate the methodology to be used in a Swiss data collection effort.

Seismic and highly demanding conditions

The initial summary of international practice for HRA in external hazards PSA has provided a first overview of the state-of-methods and applications. The findings and identified issues will be compiled for discussion in an extended task group meeting of the CSNI working groups, focused on identifying commonalities and good practices, challenging commonly used assumptions in light of the operational experience and its limitations, and identifying key issues to be addressed in future research and development.

Publications

L. Podofillini, V.N. Dang: First results from an analysis of recent operational events involving errors of commissions. In: Proceedings of the ESREL 2017 conference, June 18–22, Portoroz, Slovenia, 2017.

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, February 2004.

[2] *B. Reer:* Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Villigen PSI, Switzerland, 2009.

[3] *B. Reer, V.N. Dang:* Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Villigen PSI, Switzerland, 2009

Author und Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev, M. Krack and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.1.2016 – 31.12.2019

ABSTRACT

During 2017, the research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was continued with emphasis on the development and validation of multi-physics computational schemes for best-estimate plus uncertainty analyses of the Swiss LWRs.

On the plant behaviour side, preliminary steps towards launching the TRACE validation against new PKL-4 tests were undertaken while for separate-test-effects, the assessment of the code capabilities for transient dryout experiments was continued. The methods for uncertainty quantification (UQ) and global sensitivity analyses (SA) were also consolidated including new UQ/SA approaches for long-running TRACE transient analyses. Concerning fuel assembly thermal-hydraulics (TH), emphasis was given to assess COBRA-TF for sub-channel analyses of modern BWR fuel assembly designs. Regarding CFD, the validation of STAR-CCM+ against PKL/ROCOM mixing experiments was on the one hand completed. On the other hand, the development of STAR-CCM+ reference numerical schemes to verify PWR thermal limits during normal operation with or without core geometrical deformations was continued.

For core physics, the development of a cycle check-up methodology to perform high-fidelity high resolution full core Monte-Carlo transport calculations of the Swiss reactors was continued. On this basis, the behaviour of the intra-plant power and flux gradients as function of

assembly design, cycle burnup, axial elevations as well as local perturbations was evaluated. At the core level, a first assessment of the new SIMULATE-5 BWR sub-assembly meshing capability was performed for one of the Swiss reactors, showing at this stage no major enhancements in terms of the global accuracy. For transients, the validation of S3K against SPERT Reactivity Initiated Accidents (RIA) experiments and with uncertainty quantification was continued. This year, emphasis was given on quantifying the main nuclide/reaction contributors to the predicted uncertainties.

Concerning fuel modelling, the development of a fission gas trapping model due to pellet/clad bonding was complemented by a new model to simulate the burst release of the fission gases retained by grain boundaries during thermal transients such as RIAs. The new models were assessed using experimental data from RIA tests previously conducted at the CABRI and NSSR facilities. On the side of UQ/SA for fuel thermo-mechanics, the coupling between FALCON and URANIE was refined and applied to the recently conducted OECD/CSNI/WGFS RIA fuel code benchmark. Overall, the FALCON results agree well with results from other participants, including for the sensitivity analyses where FALCON showed high consistency in terms of the most influential parameters.

Finally, for multi-physics, main focus was given to refine the COBALT loop for coupled core/plant system analyses using full-core TRACE

models. Also, new COBALT functionalities were elaborated to allow for integral CMSYS/COBRA-TF hot channel analyses of all the Swiss reactors and cycles. For BWRs, the development of a novel solver based on OpenFOAM to simulate fully coupled multi-physics effects inside nuclear fuel rods and at the clad/coolant interface

was also launched. At this stage, studies were primarily conducted to evaluate the axial and radial/azimuthal heat flux and clad temperature distributions as function of weak-to-strong intra-pin power gradients during normal heat transfer regimes as well as under assumed boiling crisis conditions.

Project goals

The STARS collaboration with ENSI aims at scientific support and research related to multi-physics multi-scale modelling and simulations of Light-Water-Reactors (LWR) with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. During 2017, the main yearly objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-phase flow thermal-hydraulics and plant system analyses

As part of a consolidated validation strategy for TRACE, developments towards establishing in-house methodologies for uncertainty quantification (UQ) with global sensitivity analysis (GSA) methods were continued this year. Previous work has now been consolidated in the form of a common UQ toolbox for the TRACE system code. Originally developed for FEBA reflow test 216, efforts are now directed towards testing the toolbox and associated methods for alternative experiments. Good progress has been made this year for FEBA test 223. For long-running simulations, traditional random sampling techniques are impractical for UQ and GSA. Two methods have been investi-

gated towards addressing this issue, i.e. deterministic sampling and Gaussian process metamodels. This year, the first side-by-side comparison of these two approaches for a realistic scenario using the system code TRACE was completed; a station blackout (SBO) in the Zion NPP (Fig. 1). Both techniques were found to be robust and to significantly reduce the number of TRACE simulations needed for UQ and GSA. Future investigations will

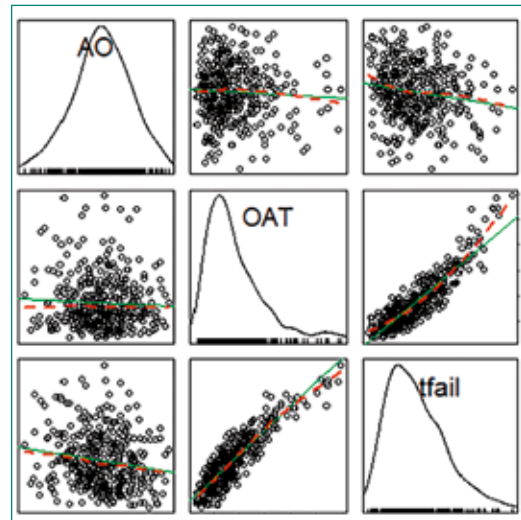


Figure 1: Scattermatrix plot showing the strong correlation between the failure time (t_{fail}) and operator response time (OAT) for a SBO scenario in Zion NPP

Table 1:
Perspectives 2017

Plant System and Thermal-Hydraulics	TRACE Modelling and Validation of PKL-4 and ATLAS Tests
	Continue Application of GSA to TRACE Validation against SETs
	Participation with CTF to Dryout Blind Benchmark
	Development and Integration of Liquid Film Model for SMART solver
	Continue Development of Scaled Coolant Mixing Matrices for PWR MSLB Analyses based on STAR-CCM+ ROCOM Validation
Core Behaviour and Reactor Physics	Validation of SIMULATE-5 for Swiss PWR Core Analyses with Trend Analyses
	Assessment of Local Channel Stability Phenomena with S3K
	Participation to OECD/NEA CSG7-TD Phase 2 with nTRACER code
	Refinements of SHARX-X methodology for Propagation of Uncertainties in Delayed Neutron Data and Kinetic Parameters
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Continue development and validation of FALCON Clad Oxidation and Hydrogen Uptake Models
	Development of advanced FALCON models for LOCA and RIA
	Development and Application of FALCON UQ Methodology for WGFS RIA Benchmark Phase 3
Multi-Physics	Multi-physics evaluation of RIA transients with account of fission gas trapping models for selected Swiss BWR core and rods
	Pilot Studies towards development of full coupled neutronics/thermal-hydraulic 3-D solver

consider these two techniques for more challenging problems. Regarding CFD methodologies for safety analyses and multi-physics simulations, the validation of STAR-CCM+ for downcomer mixing, based on ROCOM tests performed in the framework of the PKL-2 and -3 projects, was completed. An issue with the calibration of experimental measurements in selected tests was investigated and clarified. As a follow-up to this, efforts were shifted to address scaling effects in such downcomer mixing experiments in view of transposing the validation results for reliable predictions of core inlet flow conditions in full-scale NPPs during postulated transients such as main steam line breaks (MSLBs). For in-core applications, the large-scale CFD capabilities in STARS were again put to the test this year with full-height STAR-CCM+ analyses of a 3×1 array of 5×5 fuel assemblies to study the effects of assembly bowing on heat transfer and fluid flow in PWR cores (Fig. 2). The 286 million cell single phase CFD simulations were run on 3600 cores at the Swiss National Supercomputing Centre (CSCS). Full post-processing of the results remains ongoing. Concerning sub-channel analyses, investigations towards assessing the COBRA-TF (CTF) capabilities for the modelling of modern BWR fuel assemblies was started. To start with, efforts were undertaken to enhance the CTF standard meshing options such as to allow for advanced nodalization schemes for e.g. non-uniform axial/radial mechanical structures, part-length fuel rods, complex water channel geometries and subassembly separation w/o cross-flows (Fig. 3, Top). On this basis, a first assessment of the physical models related to pressure losses, turbulence mixing, void drift and critical heat flux (CHF) were conducted in order to determine an optimised setup for investigations of local intra-assembly effects on boiling crisis (Fig. 3, Bottom). At this stage, it was found that with such an optimized setup, CTF would be able to qualitatively predict the expected phenomena and their spatial locations. Quantitatively, there remains a wide range of unanswered questions. In particular, CTF uses a very simple lateral mixing model which was found to flatten velocity and void fraction profiles. Also, the applicability of the CHF correlations available in CTF for BWR flow conditions and geometries remains unclear. Given that the quality and availability of experimental data for verification and validation of all these aspects is limited, a significant amount of further investigations will be needed.

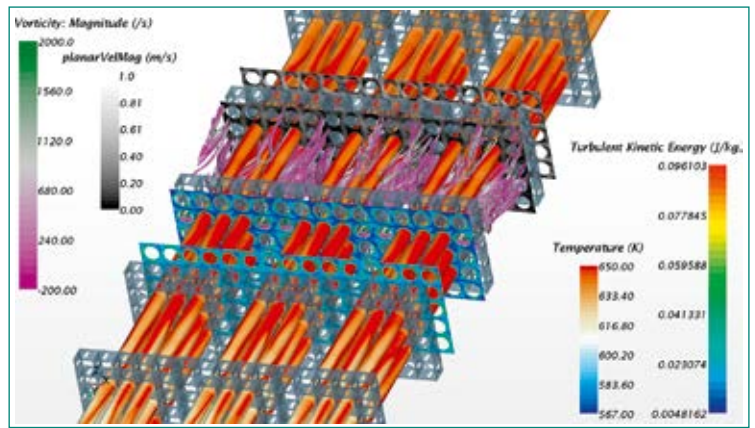


Figure 2: Post-processed steady-state CFD simulation results for a 3×1 array of 5×5 PWR fuel assemblies (not to scale)

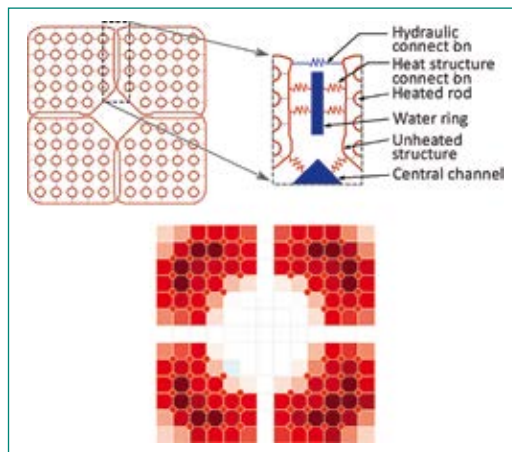


Figure 3: Top: Advanced CTF meshing of a modern BWR fuel assembly; Bottom: Predictions of Liquid film thickness (lighter is thicker)

Reactor physics and core behaviour

On the basis of the STARS in-house cycle check-up (CHUP) methodology, which consists in using validated CASMO/SIMULATE core depletion models as basis for MCNP 3-D flux calculations at any selected operated state of the Swiss reactors, enlarged studies of the BWR intra-pin power behaviour were conducted during 2017. In this context, the radial/azimuthal intra-pin power gradients in modern BWR fuel assembly designs were evaluated both for nominal operating conditions as well as under the assumption of local perturbations in coolant conditions and/or mechanical deformations. As part of this, the axial variation of the azimuthal power closest to the inner fuel rod surfaces was also investigated (Fig. 4, Left). And in addition, the intra-pin power behaviour was compared between different assembly designs, showing minor differences when considering peripheral rods close to over-moderated empty rod zones. As all these studies were performed with rod average nuclide compositions, it was considered necessary to quantify the effects from non-uniform radial/azimuthal nuclide distributions. To this aim, a verifica-

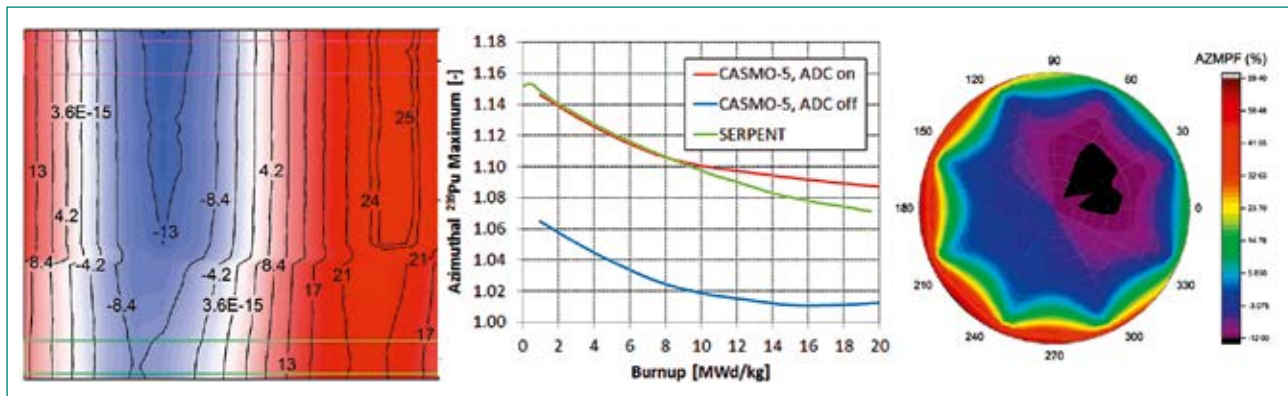


Figure 4: Left: MCNP Calculations of Relative Azimuthal Power Axial Variation at Fuel Pellet Outer Surface (Normalized to Rod Average Power at given Axial Location and with Rod Average Nuclides); Middle: Assessment of CASMO Azimuthal Dancoff Model; Right: CASMO Intra-pin Power Distribution at Peak Reactivity based on Depletion Calculations with ADC Model

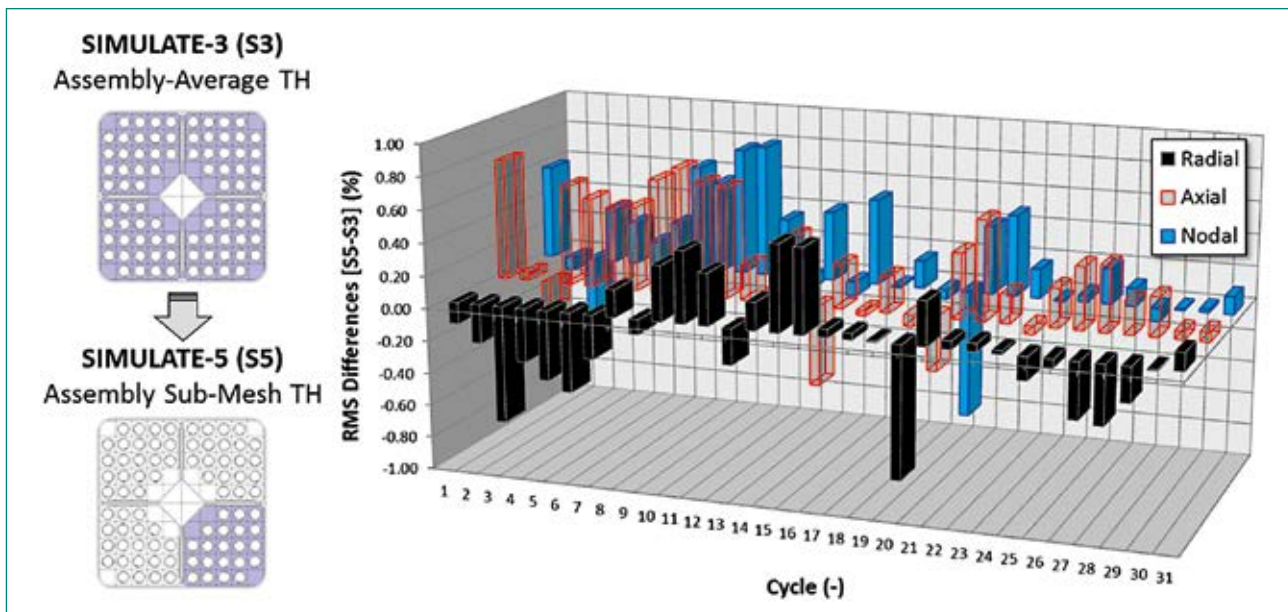


Figure 5: Preliminary Assessment of S5 Thermal-Hydraulic Sub-Meshing Effects on TIP RMS Performance for Swiss BWR Cores

tion of the Azimuthal Dancoff (ADC) model in CASMO was initiated. Using Serpent as reference solution, a rather good agreement could so far be observed for the initial phase of irradiation while CASMO was found to become more conservative (in terms of the azimuthal peaking) with increased burnups (Fig. 4, Middle). This provides confidence in using CASMO for such studies (Fig. 5, Right). Regarding the reference CMSYS models for BWR core analyses, the assessment of the new SIMULATE-5 thermal-hydraulic (TH) sub-assembly meshing capability was initiated. Following a step-wise verification and validation (V&V) approach starting from CASMO-4/SIMULATE-3 down to CASMO-5/SIMULATE-5 with and without this new model, comparisons of the predicted 3-D power distributions against TIP measurements were performed. At this stage, no substantial improvement from a TH sub-assembly meshing could be observed (Fig. 5). This could be attributed to the need for fur-

ther refinements of the TH nodalization as well as of specific neutronic model components such as the reflectors since S5 has indeed become substantially more tightly linked to information provided by the upstream C5 lattice calculations. Concerning core transient analyses, the validation of SIMULATE-3K (S3K) with uncertainty quantification for the SPERT RIA tests was continued. This year, emphasis was given to quantify the main contributors to the uncertainties in simulated steady-state parameters (k_{eff} , rod worth) and transient quantities (reactor power, fuel temperatures and enthalpies). Overall, it was found that 6 nuclides/reactions guide completely the predicted RIA uncertainties, namely ^{235}U fission/capture/nu-bar and ^{238}U capture/elastic/inelastic scattering. And in this context, the transient uncertainties were found to be mainly affected by ^{238}U inelastic scattering (with contributions from ^{235}U nu-bar) during the power excursion phase and

by ^{238}U capture after reversal, the latter being clearly related to its impact of the Doppler reactivity feedback (Fig. 6, Top). In relation to this topic, another important part of the STARS research is not only aimed at reducing the nuclear data uncertainties but also to estimate these uncertainties. For instance, quantities such as fission cross-section, nubar and fission spectrum are usually neither modelled together nor measured in coincidence, implying that there are currently no available correlations in modern evaluated nuclear data libraries. As an attempt to fill this gap, a Bayesian approach based on using integral data to derive such correlations was established and proposed. More specifically, this Bayesian framework was applied to derive the missing correlations for ^{239}Pu based on integral data from criticality safety benchmark experiments (Fig. 6, Bottom), confirming that this approach could be generalised to other types of integral experimental data and/or to better quantify cross-isotope correlations.

Fuel modelling and safety criteria

Two new models were developed and implemented into the fuel performance code FALCON which allow for a more sophisticated fuel behaviour modelling. The first model simulates the pellet-cladding bonding assisted trapping of released fission gases during base irradiation. The second one describes the burst release of fission gases retained by grain boundaries and trapped by bonding during thermal transients such as RIAs. The model for bonding assisted trapping of the released fission gas changes significantly the calculated fission gas release (FGR) into the free volume of BWR rods. In this way the prediction capability of the code for FGR during base irradiation could be improved considerably which is confirmed by the better agreement of calculated and measured FGR for the CABRI RIA test CIP01. The de-cohesive stress ratio in the fuel surpasses the fracture threshold of the fuel during the RIA as shown in Fig. 7 which leads to a burst release of trapped gas. No burst FGR is predicted for the NSRR RIA tests LS-1, LS-2 and LS-3, while a good agreement with the data was obtained due to models for conventional thermal FGR, including the earlier developed model for fast transient specific behaviour of the intra-granular fission gases. The verification and validation results of the extended FALCON code are very satisfactory, but further independent validation is desirable. In addition, important extensions of the scope of code analysis and improvement of the prediction

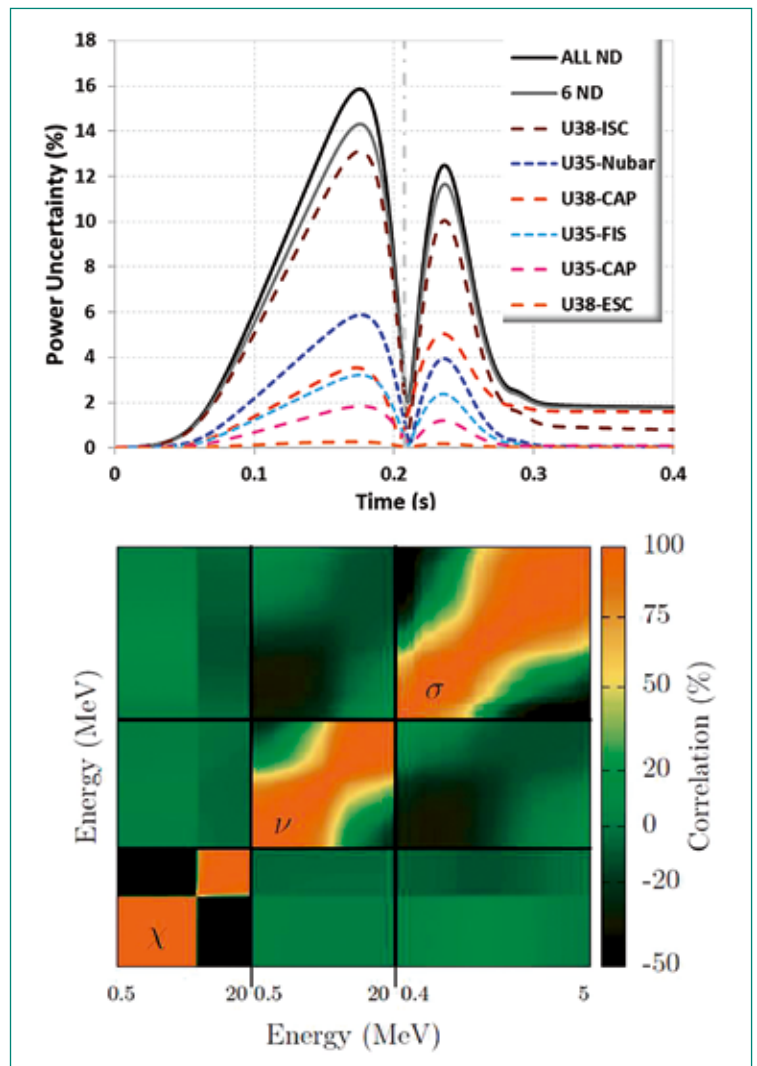


Figure 6: Top: Nuclear Data Contributions to Uncertainties in S3K Predicted Power of SPERT RIA Test; Bottom: Correlation matrix for ^{239}Pu nu-bar, chi and the fission cross section

capability were shown. Among them are the simulations of specific local fuel behaviour during base irradiation, fuel fragmentation and pulverization during LOCA and power ramps.

Concerning uncertainty analysis for fuel thermo-mechanics, the coupling between FALCON code and the URANIE platform was further developed and extended to the study of uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis (SA) for transient simulations. The method has been assessed in a first step by analysing the recently conducted OECD/CSNI/WGFS fuel code benchmark on RIA. The first activity in the benchmark was a code to code comparison of important output properties for 10 cases designed to investigate the effects of thermal, mechanical and thermal-hydraulic initial conditions. The results obtained show that overall FALCON results agree with averaged results of other participants in the benchmark (Fig. 8), noting that large discrepancies between participants were mainly observed for clad

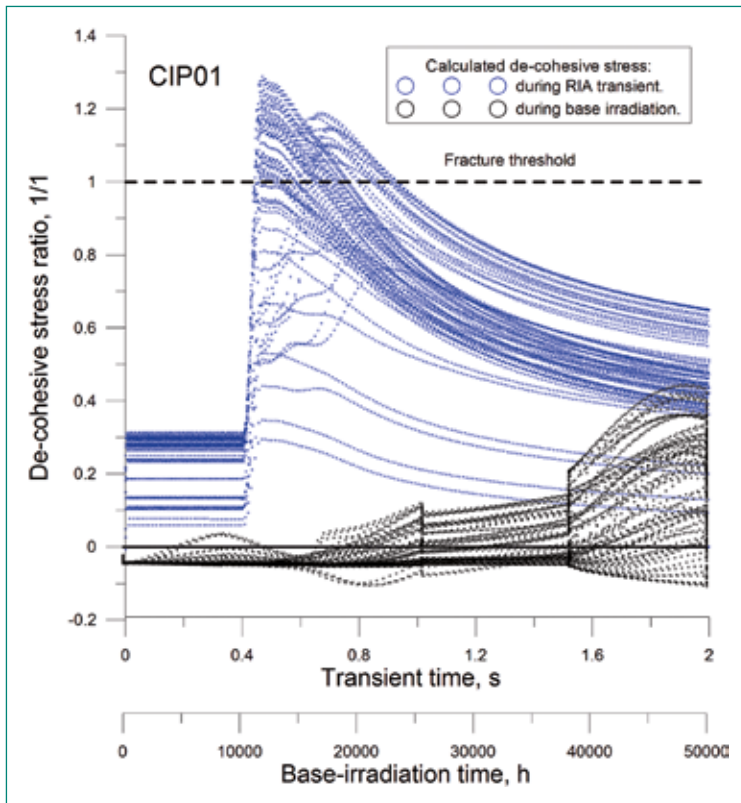


Figure 7: Calculated de-cohesive stress ratio in the fuel during base irradiation and RIA test CIP01

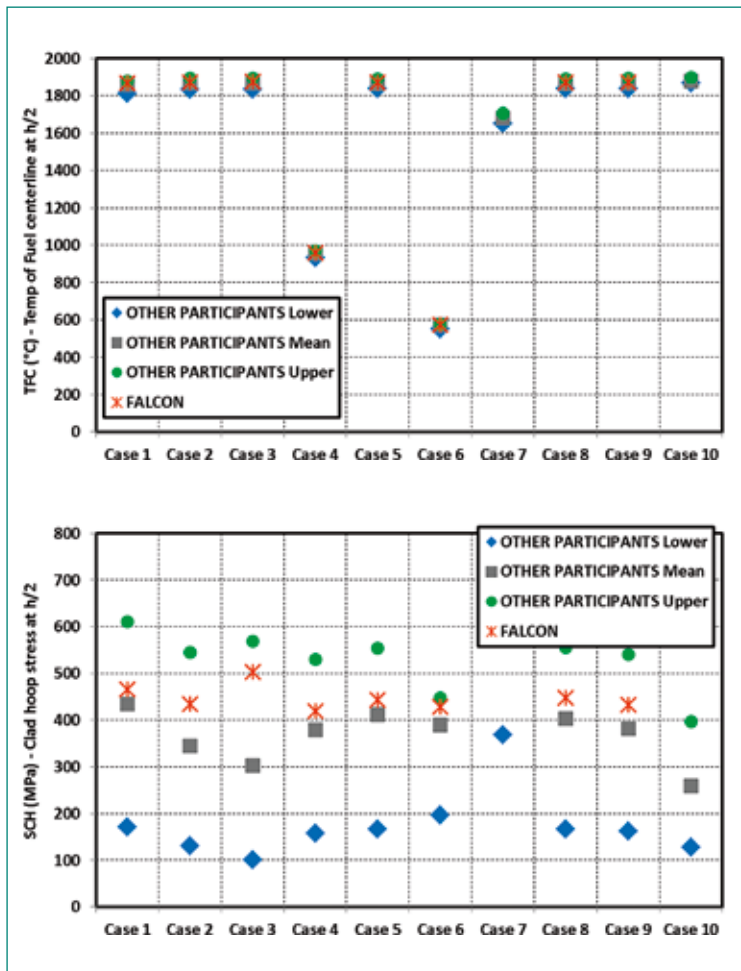


Figure 8: Comparison between FALCON results and averaged results from other benchmark participants for maximum values obtained for TFC and SCH

related quantities. The UQ/SA study was performed based on a probabilistic propagation method on several input parameters and output specifications at specific time steps characteristic for the transient. The results obtained show that the uncertainty on values of the parameters investigated is the highest around the maximum power pulse. As concerns SA, FALCON results agree with averaged data from other participants in the benchmark and the most influential parameters for all studied cases are well captured.

Multi-physics safety analyses

During 2017, a first focal area was the further development of the in-house COBALT loop for integral best-estimate multi-physics safety analyses of the Swiss reactors. First, the COBALT module for coupling between the CMSYS core- and TRACE plant system models was further consolidated, this time with emphasis on full core BWR transient analyses with TRACE/S3K. On the basis of a hypothetical complex flow transient set-up such as to provide the potential for double power excursions, the TS3K predictions were compared between a coarse 3-channel lumped model and a full core representation. For completeness, the results were also verified against corresponding stand-alone S3K full core solutions. Principally, for the first phase of the transient, a significantly improved agreement with S3K could be confirmed when deploying the new full core TRACE/S3K methodology (Fig. 9, Top). For the second phase of the transient where the 6-equation TH model of TRACE should be superior to capture acoustic and local compressibility effects, the much more pronounced secondary power peak obtained with a full core representation points to the occurrence of strongly coupled neutron/TH phenomenon not captured when using coarser lumped channel models. Secondly, preliminary steps towards developing a COBALT module to enlarge the STARS cycle check-up (CHUP) methodology for CMSYS/COBRA-TF sub-channel analyses at any selected operating step of the Swiss BWR reactors, were also undertaken. More specifically, a pilot study was performed to compare the critical power ratio (CPR) predicted by SIMULATE-3 against corresponding CTF results obtained after having integrated a power-iteration method to determine on-set of boiling crisis. For a selected assembly along an entire operating cycle, the CPR trends obtained so far with CTF are considered to be well in-line with the expected qualitative behaviour (Fig. 9, bottom).

Quantitatively, the CTF results are more conservative, something that will need to be further investigated in relation to the continued assessment of the physical models.

As second main activity during 2017, the development of a novel Solver for Multi-Physics Analysis of Rod Thermo-mechanical behaviour (SMART) based on OpenFOAM was launched. The primary objective of SMART is to provide a capability for higher resolution high-fidelity simulations of coupled 3-D neutronics/thermal-hydraulics/thermo-mechanics effects taking place locally inside a single nuclear fuel rod and at the interface between clad and coolant. In association to this, a new PhD thesis at the EPFL was also started where focus will be given to the development of a 3-D thermo-mechanical solver that could then gradually be integrated into SMART. For the time being, a first version of SMART solver was used for numerical studies of the local intra-pin power peaking effects on BWR rod to coolant heat transfer during normal- to boiling crisis conditions. (Fig. 10). The results obtained so far show that local power effects and, in particular, strong power gradients across the fuel pin can contribute significantly towards increased localised heat fluxes in the cladding. Under the conservative assumption that the fuel pellet is not centered, but instead touches the cladding on one side, the local heat fluxes in the cladding are further increased. Moreover, when imposing boiling crisis conditions, the rise in clad temperature was confirmed to be significantly affected by the assumed size of the local region with deteriorated heat transfer.

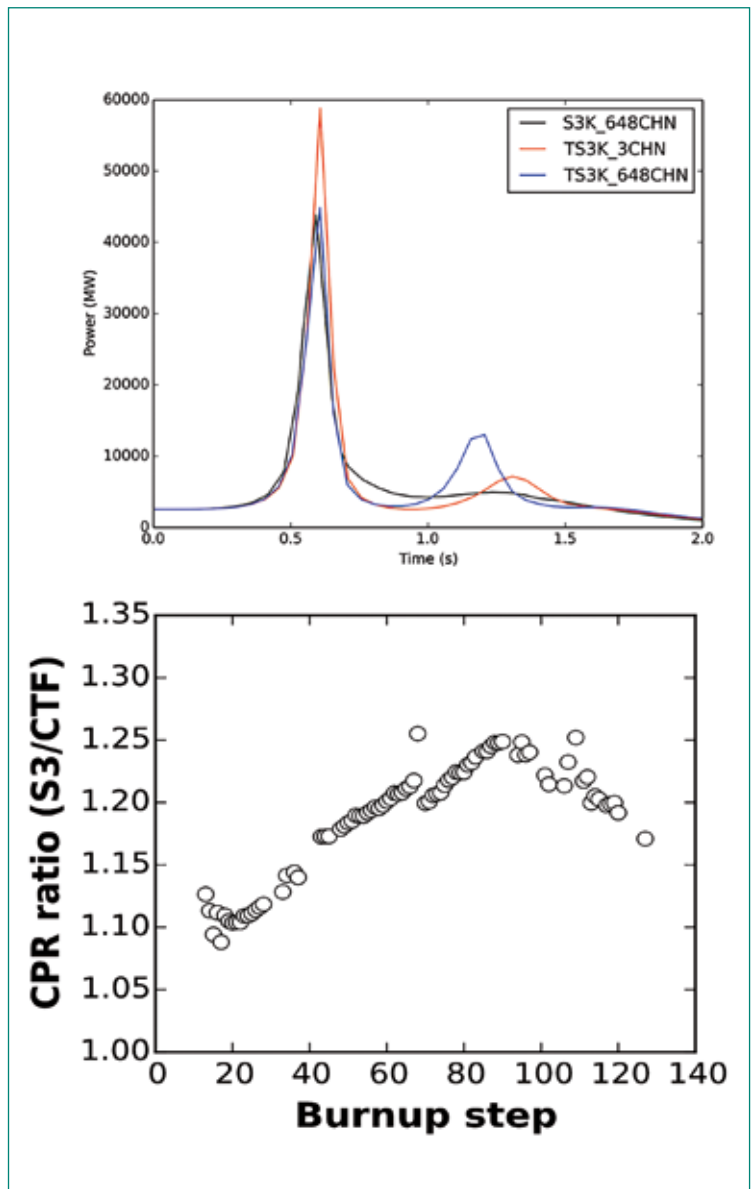


Figure 9: COBAL Loop Development – Top: Assessment for Full-Core Coupled Core/Plant system analyses of flow transients; Bottom: Pilot Study for MCPR Calculations using Cycle Check-Up CMSYS/CTF methodology

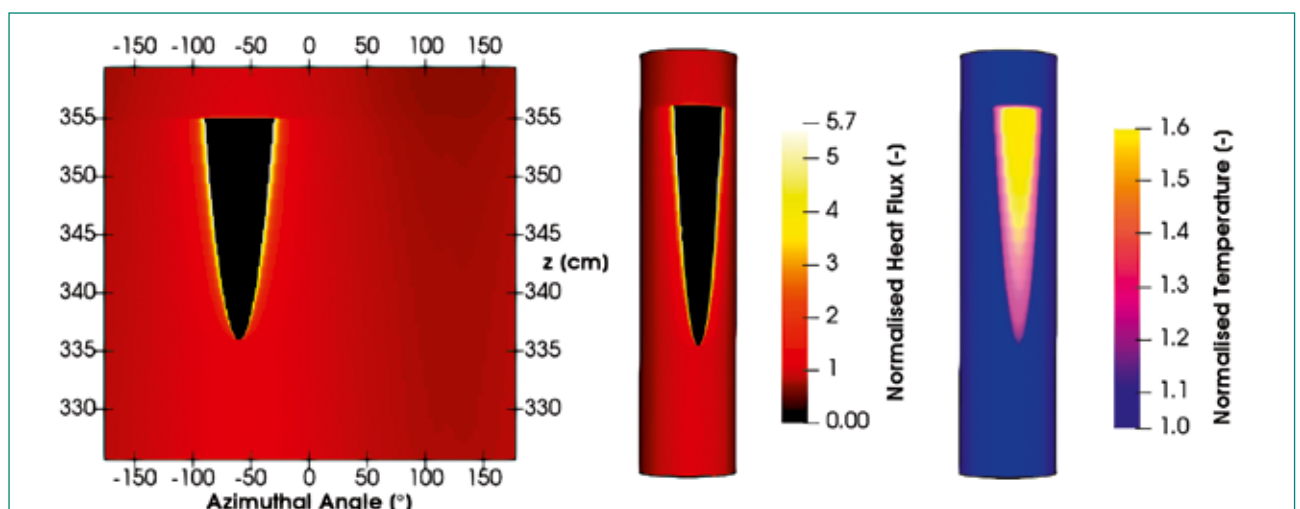


Figure 10: Local fuel rod studies with OpenFOAM based SMART Solver - Left: Effects from an assumed boiling crisis on clad surface heat fluxes; Right: Corresponding Effects on Clad Surface Temperature (not to scale).

National Cooperation

To complement the research project with ENSI, the STARS program also collaborates with ESB for fuel safety criteria as well as swissnuclear and NAGRA for operational and waste management issues. The project also collaborates with other PSI laboratories as well as with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration and supervision of MSc and/or PhD theses as well as for the realisation of courses for the Nuclear Engineering Master Program including «Special Topics in Reactor Physics» and the «Nuclear Computation Laboratory» course on reactor simulations.

International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as part of working/expert groups as well as through international research programs. Also, STARS collaborates with the Finnish regulatory body STUK as well as other technical safety organisations of the ETSON network and with other research organisations. For higher-order core simulations, STARS collaborates with Seoul University (nTRACER) and HZDR (DYN-3D) and during 2017, steps were undertaken to also establish a collaboration with the U.S DOE/CASL consortium in the perspective of further development and validation of the VERA platform. On the fuel modelling side, the collaboration with EPRI as part of the Falcon V1 code development team was continued during the year. Finally, during 2017, STARS continued its collaboration with Preussen Elektra on the assessment and advancement of the COBRA-TF code capabilities for PWR analyses.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

During 2017, satisfactory progress was achieved with regards to most of the goals and of particular relevance is that STARS could provide scientific support to ENSI in all its various technical areas. Related to the latter, the research priorities were given to BWR boiling crisis phenomenology. For this reason, less progress could be achieved with regards to a) TRACE validation against experiments in integral test facilities, b) refinements of SHARK-X for kinetic parameter uncertainties; c) development and assessment of FALCON Hydrogen uptake models. All of these objectives remain valid and the perspectives for 2018 are therefore as follows.

Publications

- [1] *I. Clifford*. Reference TRACE KKB Large Break LOCA Analysis. PSI Technical Report TM-41-16-18 (2017)
- [2] *Y. Aounallah*. Simulations of Studsvik FIX-II transient dryout tests with TRACE. PSI Technical Report TM-41-15-28 (2017)
- [3] *Y. Aounallah*. Simulations with TRACE of a BWR/4 Steam Line Break under Hot Standby Conditions. Proc. Canadian Nuclear Society Meeting Niagara Falls, Canada, June 4–7, 2017
- [4] *R. Mukin, I. Clifford, H. Ferroukhi, M. Seidl*. Thermal Hydraulic Analysis of PWR Assembly Bowing using Subchannel Code COBRA-TF. Proc. 17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-17), Xian, China, 3–9 September 2017

Table 2:
Perspectives 2018

Plant System and Thermal-Hydraulics	Start Validation of TRACE against PKL-4 Tests
	Conduct First Application of GSA to TRACE Validation against SETs
	Validation of COBRA-TF for static and transient dryout tests
	Launch Assessment of STAR-CCM+ for Two-Phase Flow Fuel Bundle Analyses
	Development of Scaled Coolant Mixing Matrices for PWR MSLB Analyses based on STAR-CCM+ ROCOM Validation
Core Behaviour and Reactor Physics	Launch assessment of SIMULATE-5 for BWR Core Analyses with Sub-Bundle Thermal-Hydraulic Modelling
	Complete S3K Validation against SPERT RIA Tests with New CR Adjustment method and Sensitivity Analysis
	Participation to OECD/NEA CSG7-TD with nTRACER code
	Upgrade of SHARK-X Methodology for Uncertainties in Delayed Neutron Data and Kinetic Parameters
	Development and Application of MCNP models for Assessment of CASMO/SIMULATE based R-Factor Methodology
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Validation of FALCON Clad Oxidation and Hydrogen Uptake Model for Swiss BWR Fuel Rods
	Complete Analysis of RIA LS-Test Rods with new FG Trapping BI Methodology
	Development and Application of FALCON UQ Methodology for WGFS RIA Benchmark Phase 2
Multi-Physics	Consolidation of COBALT.s3COBRA hot-assembly methodology for static/transient CHF analyses in Swiss BWRs
	Development and Application of BWR Bundle TH/FALCON TM scheme for Fuel Rod Analyses under CHF conditions
	Development of OpenFOAM Solver for Coupled Neutronics/Fuel Temperature/Coolant Heat Transfer Analyses in Simplified BWR Geometries

- [5] R. Mukin, R. Puragliesi, S. C. Ceuca, H. Austregesilo, A. Bousbia Salah. Thermal Mixing Assessment using 3D Thermal-hydraulic and CFD Codes. Proc. 17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-17), Xian, China, 3–9 September 2017
- [6] R. Puragliesi. Computational fluid dynamics and subchannel analysis of 5x5 fuel rod assembly: verification study based on PSBT test 7T conditions. PSI Technical Report TM-41-16-26 (2017)
- [7] D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz. Global Sensitivity Analysis of Transient Code Output Applied to a Reflood Experiment Model using the TRACE Code. Nuclear Science and Engineering, Vol. 184, pp. 400–429 (2016)
- [8] O. Leray, H. Ferroukhi, M. Hursin, A. Vasiliev, D. Rochman. Methodology for core analyses with nuclear data uncertainty quantification and application to Swiss PWR operated cycles. Annals of Nuclear Energy, Vol. 110, pp. 547–559 (2017)
- [9] H. Ferroukhi. Differential Analysis of Bundle Power and Flow Behaviour in BWR Operated Fuel Assemblies. PSI Technical Note AN-41-17-16 (2017)
- [10] M. Pecchia. Evaluation of Power Distributions in BWR SVEA96 Optima-2 using MCNP. PSI Technical Report TM-41-17-06 V.0 (2017)
- [11] P. Grimm. CASMO-5 calculations for the azimuthal within-pin power distribution in a SVEA-96 Optima2 BWR fuel assembly. PSI Technical Note AN-41-17-02 (2017)
- [12] A. Dokhane. Assessment of New S3K Code Version for the PSI Stability Analysis Methodology. PSI Technical Report TM-41-17-11 (2017)
- [13] A. Dokhane, J. Judd, I. Gajev, O. Zerkak, H. Ferroukhi, T. Kozłowski. Analysis of Os-karshamn-2 stability event using TRACE/SIMULATE-3K and comparison to TRACE/PARCS and SIMULATE-3K stand-alone. Annals of Nuclear Energy, Vol. 102 pp. 190–199 (2017)
- [14] M. Pecchia, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz. A methodology for evaluating weighting functions using MCNP and its application to PWR ex-core analyses. Annals of Nuclear Energy, Vol. 105 pp. 121–132 (2017)
- [15] P. Mala, A. Pautz, S. Canepa, H. Ferroukhi. Nodal and Pin-by-pin Calculations Comparison with Codes SIMULATE-5 and DYN3D. Proc. Mathematics & Computations M&C 2017, Jeju, Korea, April 16–20, 2017
- [16] J. Li, D. Rochman, J. Herrero, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, M. Seidl, D. Janin. UO₂ fuel pin bowing effects on isotopic concentrations. Annals of Nuclear Energy, Vol. 105 pp. 361–368 (2017)
- [17] J. Li, D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, J. Herrero, A. Pautz, M. Seidl, D. Janin. Bowing effects on isotopic concentrations for simplified PWR assemblies and full cores. Annals of Nuclear Energy, Vol. 110, pp. 1023–1029 (2017)
- [18] D. Rochman, P. Mala, H. Ferroukhi, A. Vasiliev, M. Seidl, D. Janin, J. Li. Bowing effects on power and burn-up distributions for simplified full PWR and BWR cores. Proc. Mathematics & Computations M&C 2017, Jeju, Korea, April 16–20, 2017
- [19] A. Aures, F. Bostelmann, M. Hursin, O. Leray. Benchmarking and application of the state-of-the-art uncertainty analysis methods XSUSA and SHARK-X. Annals of Nuclear Energy, Vol. 101 pp. 262–269 (2017)
- [20] O. Leray, L. Fiorito, D. Rochman, H. Ferroukhi, A. Stankovskiy, G. Van den Eynde. Uncertainty propagation of fission product yields to nuclide composition and decay heat for a PWR UO₂ fuel assembly. Progress in Nuclear Energy Vol. 101, pp. 486–495 (2017)
- [21] D. Rochman, O. Leray, M. Hursin, H. Ferroukhi, A. Vasiliev, et. al. Nuclear Data Uncertainties for Typical LWR Fuel Assemblies and a Simple Reactor Core. Nuclear Data Sheets, Vol. 139 pp. 1–76 (2017)
- [22] A. Dokhane, G. Grandi, O. Leray, D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi. Nuclear Data Uncertainty Decomposition for SPERT-III RIA Experiments using SIMULATE-3K and SHARK-X. Proc. Mathematics & Computations M&C 2017, Jeju, Korea, April 16–20, 2017
- [23] D. Rochman, E. Bauge, A. Vasiliev, H. Ferroukhi. Correlation nu-bar-sigma-chi in the fast neutron range via integral information. EPJ Nuclear Sci. Technol. Vol. 3, 14 pp. 1–8 (2017)
- [24] D. Rochman, S. Goriely, A.J. Koning, H. Ferroukhi. Radiative neutron capture: Hauser Feshbach vs. statistical resonances. Physics Letters B, Vol. 764, pp. 109–113 (2017)

- [25] G. Khvostov. Analysis of selected Halden overpressure tests using the FALCON-PSI code. PSI Technical Report TM-41-16-01 (2017)
- [26] M. Chollet, C. Cozzo, J. Bertsch, M. Martin, D. Grolimund, V-A. Samson. New Insights in the Fuel Grain Subdivision during In-Plant Irraditaion up to High Burnup. Proc. 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM2017), Jeju Island, Korea, September 10–14, 2017
- [27] Z. Guo, R. Ngayam-Happy, M. Krack, A. Pautz. Atomic-scale effects of chromium-doping on defect behaviour in uranium dioxide fuel. *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 488, pp. 16–172 (2017)
- [28] V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk. OECD HRP Technical Visit and LOCA Data Analysis. PSI Technical Report TM-41-14-04 (2017)
- [29] Y. Aounallah. TRACE/S3K Code Coupling Simulations of a BWR/4 Anticipated Transient Without Scram. Proc. Canadian Nuclear Society Meeting Niagara Falls, Canada, June 4–7, 2017
- [30] S. Kliem, Y. Kozmenkov, J. Hadek, Y. Perin, F. Fouquet, F. Bernard, A. Sargeni, D. Cuervo, A. Sabater, S. Sanchez-Cervera, N. Garcia-Herranz, O. Zerkak, H. Ferroukhi, P. Mala. Testing the NURESIM platform on a PWR main steam line break benchmark. *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 321, pp. 8–25 (2017)
- [31] M. Hursin, S. Bogetic, A. Dohkane, S. Canepa, O. Zerkak, H. Ferroukhi, A. Pautz. Development and validation of a TRACE/PARCS core model of Leibstadt Kernkraftwerk cycle 19. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 101 pp. 559–575 (2017)

BEPU Analysis of Generic PTS Investigations Deterministic Safety Analyses

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Michael Kund, Jürgen Hartung, Vera Koppers
Institution	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address	Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (89) 32004-327, Michael.Kund@grs.de, www.grs.de
Duration of the Project	September 2016 to May 2019

ABSTRACT

Deterministic safety analyses of nuclear power plants are typically based on combinations of conservative or best-estimate calculations with conservative or realistic initial- and boundary conditions. The predominant conservative analyses of the past were performed to cover uncertainties in necessary model assumptions. Comprehensive assessments of their results revealed that striven conservative boundary conditions do not mandatorily lead to conservative results. Recent developments in realistic confirmation methods and the availability of high performance computational resources are permitting the quantification of the result reliability. The aim of the presented project is the identification and determination of possible differences in safety margins when conservative thermohydraulic analyses are compared to best-estimate methods plus uncertainty evaluation (BEPU) in the application-oriented investigation of pressurized thermal shock (PTS) relevant accidental situations. The work investigates thermohydraulic simulations of PTS endangering events for a generic pressurized water reactor (PWR) model with the system code *ATHLET*.

The main topics addressed and the results obtained in 2017 are:

- the evaluation of crucial scenarios for PTS accidents in PWR. Particular effort has been made to identify leading cross sectional areas (CSA) of a break in the primary circuit.
- the identification of reference parameters to assess the relevance of a specific event for a PTS scenario, which have to be accessible through thermohydraulic system codes.
- the implementation of uncertainty parameters and their range of distribution in order to prepare the uncertainty analyses. The result was used to perform first BEPU analyses.

The preliminary investigations revealed that for the given configuration of generic PWR leak sizes of about 30 cm² and 70 cm² are the most demanding events with respect to PTS relevance. It was recognised that the sensitivities of the initial performed uncertainty analyses differ widely for the identified break sizes.

1. Project goals

With the publication of the Specific Safety Guide No. SSG-2 in 2009, the International Atomic Energy Agency (IAEA) addressed four options for the application of deterministic safety analysis (DSA) as combinations of conservative or best-estimate calculations with conservative or realistic initial- and boundary conditions. Conservative options (option one and two) have been predominantly used in the past for licensing purposes and are still widely used today. However, these approaches are subordinated to certain limitations. In particular it remains unclear how to prove that the conservatisms which are verified on down scaled experiments are also valid at full scale reactor size. In general, the additivity of several conservative measures cannot be verified due to nonlinearity of physical relations and applied methods are unadapted for emergency operating procedures [1]. Comprehensive assessments of conservative simulation results additionally revealed, that boundary conditions which were so far considered conservative do not mandatorily lead to conservative results. In order to overcome these limitations and to utilize current understanding of important phenomena, many countries decided to use best-estimate codes and data together with an evaluation of the respective uncertainties and sensitivities.

The BEPU approach for the analysis of a particular design-basis accident assumes that the uncertainty in safety derives from the uncertainties in the inputs of the calculations (initial and boundary conditions) and those arising from the computational model. Current methodologies mainly rely on a probabilistic description of the uncertainty and on the use of statistical techniques for their estimation. In this framework, the uncertainties can be identified with probability distributions of the calculation output.

As the time dependent value of a safety-relevant parameter during an event, the exact value for the failure of a safety barrier is subjected to uncertainties and thus can be represented by probability density function (PDF) as well. In consequence the integrity of a safety-relevant system is determined by the relation of the PDF which represents the load on the system (i.e. the result of the uncertainty analysis) and the probability distribution of a possible barrier failure limit as illustrated in FIGURE 1. If only best-estimate values were used, an apparent margin would arise which by itself would significantly underestimate the system failure potential. On the other hand, if only conservative analyses are performed, nonlinear relations which eventually shift the result away from the licensing limit cannot be identified and the probability for the compliance with the acceptance limit remains unknown.

The quantification of possible differences of safety margins to the licensing acceptance limit comparing conservative and BEPU analyses for PTS-relevant loss of coolant accidents (LOCA) is the primary objective of the presented project.

Thermohydraulic simulations are performed to identify the initial and boundary conditions for the structure analysis of the reactor pressure vessel (RPV) in PTS accidental situations. In consequence, their results, as for example the mass flow in the downcomer (DC), temperature distributions and the pressure level in the primary circuit show a significant influence on the subsequent integrity analyses of the RPV. So far the input parameters of the thermohydraulic simulation were selected by expert judgment and parameter studies to cover uncertainties in the most pessimistic direction in terms of safety or licensing limits. The conservatism of these specifications shall be examined and deviations in the results of conservative and BEPU analyses are to be quantified within the framework of this project. It is subdivided in the following three phases:

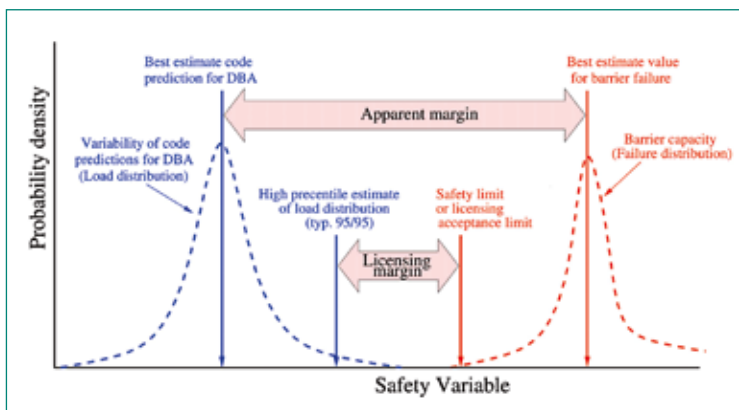


Figure 1: Probability density functions for load and barrier capacity [2]

Phase 1: Identification and Adaption of a Generic PWR Simulator to Perform Uncertainty Analyses for PTS Investigations

The input deck of a generic 4-loop PWR simulator is revised in order to meet the specific requirements of detailed PTS investigations with special consideration of local phenomena in the DC and on the flexibility of the simulator to enable uncertainty analyses. Therefore, a specific nodalisation concept of the RPV was implemented, which allows the extraction of information about radial and azimuthal distributions of the temperature in the DC.

Additionally comprehensive simplifications on the less important secondary side and the control systems were performed to reduce the calculation time for the uncertainty analysis. A description of the revised system configuration can be found in [3]. The result of the modifications of the input deck was proven to give plausible results for loss of coolant accidents and thus was subjected to quality assurance. Various LOCA simulations were performed in order to identify the critical events concerning PTS for the utilized system configuration. The definition and implementation of variable input parameters and their associated probability distributions and respective dependencies have been also part of the first phase of the project. In this work package the GRS-developed uncertainty analysis tool *SUSA* is used [4,5]. Beside important initial conditions, such as fluid temperatures, ECC injection rates and pressure levels, constrained parameters of physical and mathematical models are integrated in this procedure as well. The selected parameters are continuously evaluated and complemented, if required.

Phase 2: Performance and Evaluation of LOCA Simulations with Integrated Uncertainty Analyses

In order to be able to compare conservative and BEPU analysis methods, LOCA simulations will be performed utilizing the system code *ATHLET* with conservative initial conditions resting upon expert judgement. The results of these conservative simulations will be compared to the outcome of the BEPU analyses later on. Subsequently, an amount of 165 *ATHLET* calculations will be performed in order to fulfill the statistical requirements for reaching a 95/95 confidence level as described in the GRS method [6] as well as the requirements on a reliable sensitivity analyses. The calculations are to be continuously monitored to ensure quality and plausibility of the results. As an outcome, the analysis will provide a variation range for every output variable over time and their associated probability density functions. Additionally, the statistical analysis will allow the identification of the input parameter sensitivity. These findings will be used to reassess the input parameter distributions and to rerun the simulations focusing on the most sensitive key values. Finally, the results of the refined uncertainty analysis will be compared to the results of the calculation with purely conservative initial and boundary conditions to quantify differences in safety margins and their development in time for each run.

Phase 3: Documentation and Discussion of the Results

The conducted research activities and achieved results will be documented in this phase of the project. An assessment and discussion of the observations is part of this document. The findings and potential recommendations will be published within the scientific community.

2. Work carried out and results obtained

2.1 Identification of adverse PTS sequence

On the basis of a detailed literature review the boundary conditions for PTS events were outlined in the framework of project phase 1. Particular attention was paid to LOCA events with different break cross sectional areas (CSA) and thus various pressure progressions, ECC-injection rates and times of reactor protection system intervention. Depending on these and other influencing parameters, the feed-in behavior of the ECC system might lead to quite different thermohydraulic states in the vicinity of neutron embrittled and thermal stress endangered sections of the RPV. According to the IAEA recommendations for PTS assessment [7] the selection of the most demanding event has to be performed in a comprehensive way, whereby the sequences to be considered are unit specific and all relevant plant features should be taken into account. The selection can be based on analysis and engineering judgment using a design basis accident analysis approach. During the process it is important to consider several factors determining thermal and mechanical loading mechanisms in the DC during the overcooling events. These factors are compiled by [7] as follows:

1. Final temperature in the DC;
2. Temperature decrease rate;
3. Nonuniform cooling of the RPV, characterized by cold plumes and their interaction and by the nonuniformity of the coolant-to-wall heat transfer coefficient in the DC;
4. Level of primary pressure;
5. Width of cold plume;
6. Initial temperature in DC;
7. Stratification or stagnation of flow in cold leg.

All of these factors mentioned above are directly or indirectly accessible by the thermohydraulic system code *ATHLET* or through an attached semi-empiri-

cal mixture analysis code like *GRS-MIX* [8]. Thus, it should be possible to identify and rate demanding sequences in terms of PTS relevance based on this thermohydraulic data.

For the subsequent uncertainty analyses of project phase 2 it is indispensable to define target figures on which sensitivity analyses can be conducted. In order to describe which phenomena, processes, and parameters could be of significance for the plant behavior during PTS accidents, the Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) regarding the PTS issue published by the US-NRC [9] was utilized in a first step (see Table 1) and was consequently enlarged. It also shows how the particular phenomena are accessed within the framework of the presented project.

The primary parameters of interest for PTS are the reactor vessel DC pressure, fluid temperature and wall inside-surface heat transfer coefficient (HTC) which are output parameters from *ATHLET* or rather *GRS-MIX*. The PIRT evaluates which other parameters could influence these primary parameters of interest and ranks the likely magnitudes of those influences.

Based on the recommendations presented above and experiences from preceding investigations, conservative boundary condition for the identification of the most demanding sequence for the utilized system configuration have been set. It is important to mention that these boundary conditions differ widely from those which are applied for other design based accidental investigations, where e.g. the maximum cladding temperature is of predominant interest. The leak position in the *ATHLET* simulation is placed in the hot leg (HL) to ensure a minimal global water temperature and thus a fluid temperature in the DC as low as possible. The absence of natural circulation supports this condition by reducing the mixing during ECC injection which leads to thermal stratification and depends in particular on the size of the leak. All high and low pressure injection pumps of the ECC system are assumed to be available, feeding into the cold leg (CL) only. It is further assumed that none of the eight accumulators fail to ensure maximum ECC injection mass flow.

Table 1:
Abbreviated PIRT for
PTS Thermal-Hydraulic
Analyses [9]

Importance Rank	Phenomenon	Data Source
1	Accumulator injection	<i>ATHLET</i>
2	Break flow/ break size	Boundary condition
3	Reactor vessel wall heat conduction	<i>ATHLET</i>
4	Jet behavior, flow distribution and mixing in DC	<i>ATHLET/GRS-MIX</i>
5	Jet behavior, flow distribution and mixing in cold leg	<i>ATHLET/GRS-MIX</i>
6	Wall-fluid heat transfer in DC	<i>ATHLET/GRS-MIX</i>
7	Natural circulation flow and loop flow resistance	<i>ATHLET</i>
8	DC-upper plenum bypass	Not applicable
9	Upper head heat transfer	<i>ATHLET</i>
10	Liquid/vapor interface in upper DC	<i>ATHLET/GRS-MIX</i>
11	Steam generator (SG) heat transfer	<i>ATHLET</i>
N.R.	Condensation during ECC injection	<i>ATHLET/GRS-MIX</i>
N.R.	Condensation during repressurization	<i>ATHLET</i>

2.2 Identification of adverse break size using thermohydraulic parameters

The CSA of the leak is part of a first parameter variation, whereas all other influencing parameters were set to best estimate conditions. The aim of this approach is to identify a leading break size as boundary condition according to Rank 2 in Table 1 for the subsequent uncertainty analyses. A variation of the break size cannot be part of the proper uncertainty and sensitivity analyses (USA) since this would mean that a USA is performed for different events, what is not meaningful. A number of fifty LOCA simulations of the described system configuration with a randomly generated set of break CSA between 3 cm² and the CSA of the reactor coolant line of approximately 4000 cm² were conducted. The results are shown in Figure 2 for primary circuit pressure, fluid temperature in the DC and the wall inside-surface HTC.

It appears that for a leak size between 3 cm² and around 100 cm² adverse combinations of the predominant thermohydraulic parameters occur. In this CSA range pressure (Figure 2a) and HTC (Figure 2c) values stay relatively high, whereas the fluid temperature in the DC (Figure 2b) is strongly reduced by ECC injection. From these results the parameter variation was repeated within this more

narrow range of the break sizes for another random set of fifty CSA. To evaluate the simulation results of the LOCA, the seven factors determining thermal and mechanical loading mechanisms according to [7] and mentioned in chapter 2.1 were assigned.

For each of these indicated factors of determination a procedure was applied to allow a quantitative comparison between the investigated leak sizes for the most pessimistic condition in terms of PTS relevance. As an example the coherence of pressure and minimal fluid temperature in the DC was assessed by utilizing the brittle fracture characteristic curve (SBKELI) of a KWU pre-Konvoi PWR, which is close to the investigated plant configuration. As illustrated in Figure 3, there is a clear reduction of the distance to the SBKELI in the range of 20 cm² to 50 cm² CSA with a minimum at about 30 cm². Minimal fluid temperature is reached in a late state of all investigated LOCA events so that this result is related to the mid and long term phase of the sequence. Other factors, such as the temperature gradient in DC, show maxima in a much earlier phase of the accident. The quantified determination factors were normalized to the occurring extremum within the investigated CSA range and summed up. This course of action results in a quantitative ranking of the leak sizes based on thermohydraulic parameters as depicted in Figure 4 were seven is the maximum achievable value. It should be noted that the factors are not weighted in any form and are assumed to be equally important in this approximation.

It becomes obvious that the sum of determination factors is only varying within a narrow range of 5 to 6 for leak sizes greater than 25 cm² with a flat maximum between 25 cm² and 40 cm². The plant conditions leading to this outcome are the absence of natural circulation and a significant ECC injection rate contemporaneous with a still relatively high value of the primary pressure. From these preliminary investigations leak sizes of 30 cm², 70 cm² and 100 cm² were chosen for further verifications, since the considered factors of determination are not weighted, as mentioned above and different factors show dissenting importance at different states of the leak size sequences.

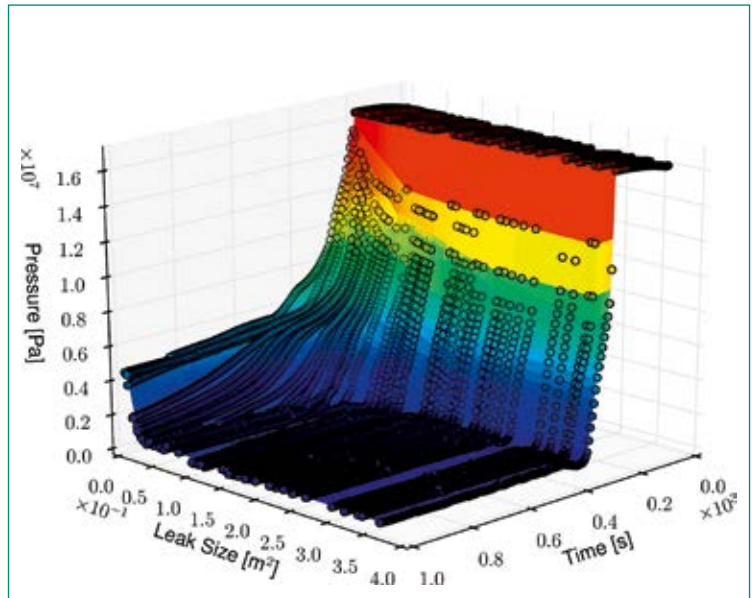


Figure 2a: Primary circuit pressure progression for a wide variation in leak size.

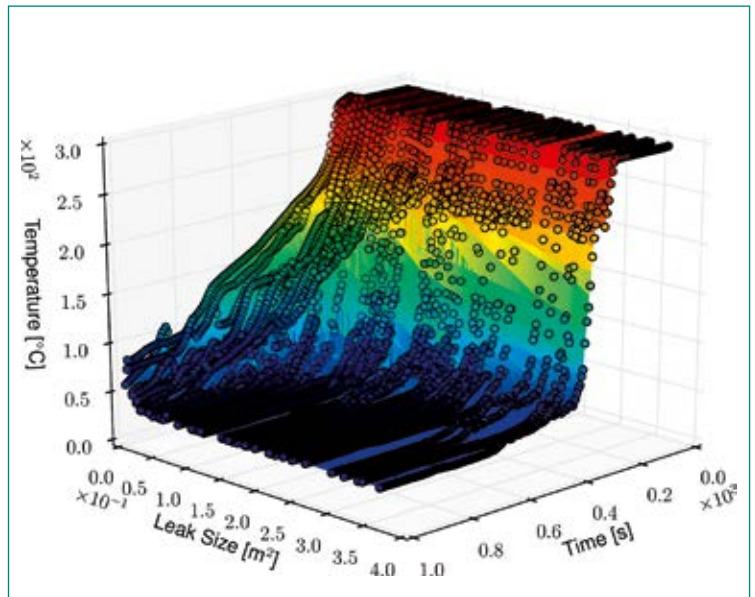


Figure 2b: Fluid temperature progression in the DC for a wide variation in leak size.

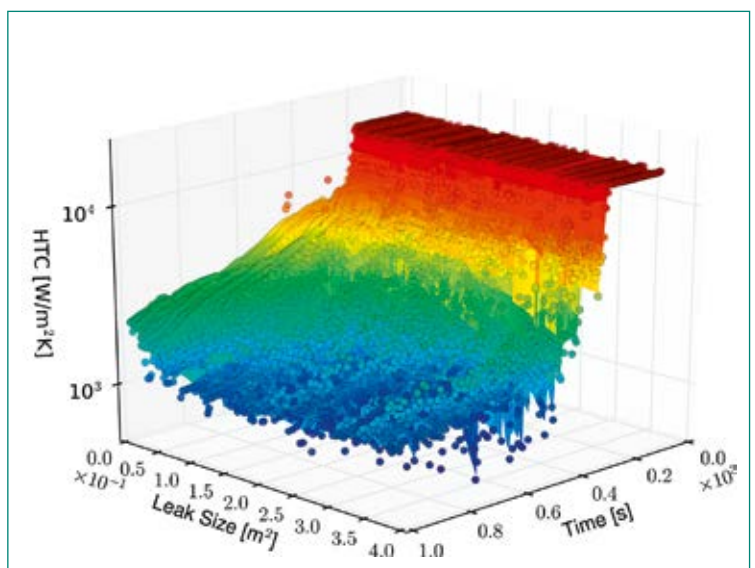


Figure 2c: HTC progression on the inner surface of the RPV wall.

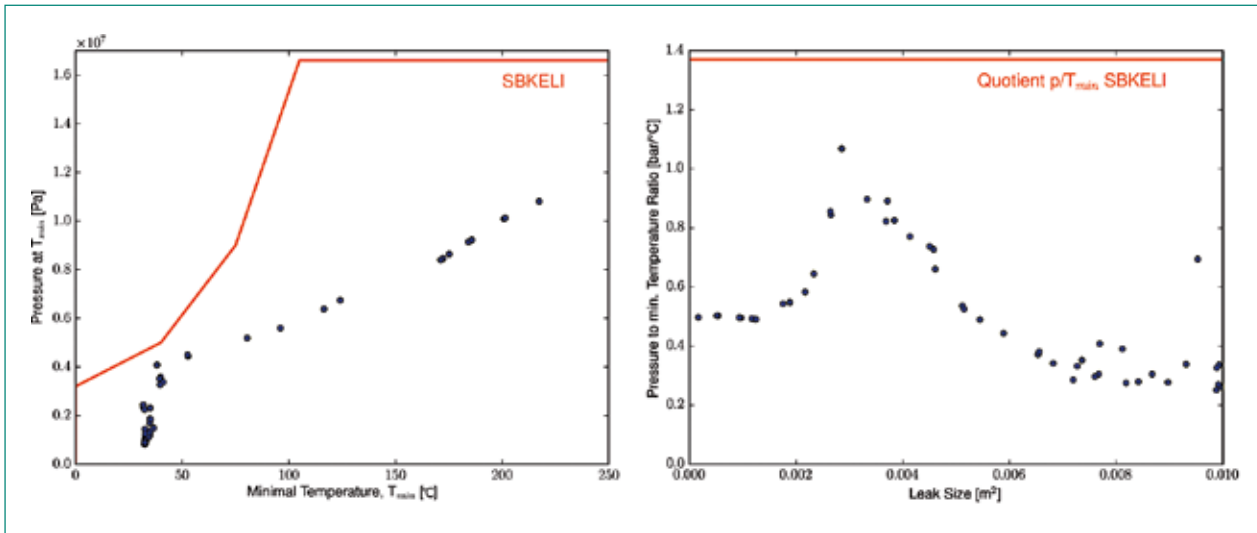


Figure 3: Brittle fracture characteristic curve (SBKELI) and minimal fluid temperature of the investigated break size range of 3 cm² to 100 cm² along with the time related pressure value in the DC.

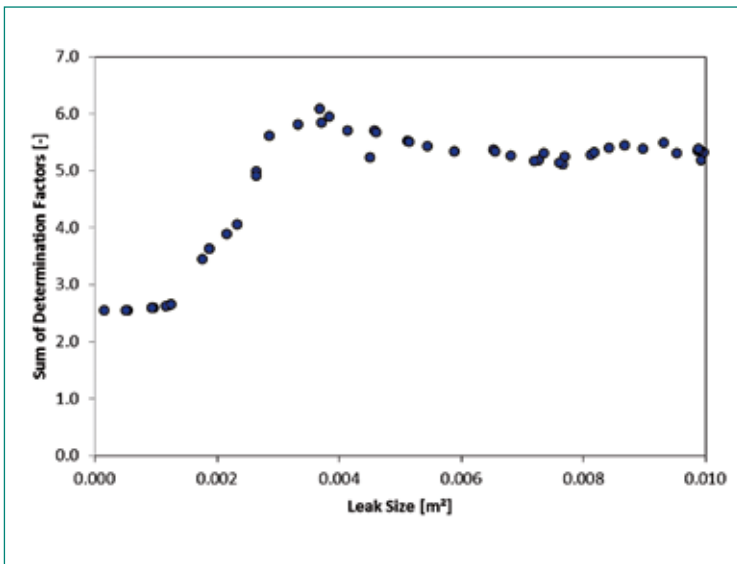


Figure 4: Sum of thermohydraulic determination factors for the identification of adverse leak sizes.

2.3 Evaluation using the one dimensional structure mechanic analyses code PROST

In order to evaluate the strains of the identified break sizes a structure mechanic analysis on the RPV cannot be fully ignored. To achieve a crude assessment of the mechanical loads on the RPV the probabilistic structure analysis code *PROST* [10] was utilized, which allows the determination of the stress intensity factor K_I based on a one dimensional approximation. Following the notes of KTA 3206 [11] for verification analysis for rupture preclusion for pressure retaining components in nuclear power plants, a semi-elliptic surface crack is postulated at the height of the first weld in proximity to the reactor core. The crack is assumed to have an aspect ratio of 6 with an axial depth of 0.1 times the RPV wall thickness including the cladding, which is equal to 25 mm for the given plant configuration. The transient thermo-hydraulic output data of the *ATHLET* simulation for the 30 cm², 70 cm² and 100 cm² leak size sequences were used as boundary condition for the structure mechanic analyses. Furthermore the mixture analysis code *GRS-MIX* was used in order to consider plume cooling and compared to the system code simulation with refined DC nodalisation. The comparison of the K_I progression is shown in Figure 5. For the sake of clarity only the leak sizes 30 cm² and 70 cm² are depicted since the 100 cm² leak shows only slightly different K_I values from the later one and therefore was excluded from the following assessment.

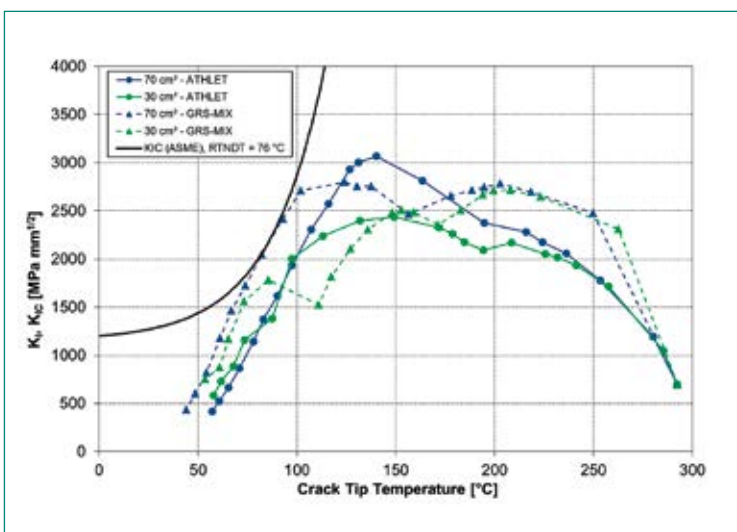


Figure 5: Stress intensity factor and fracture toughness curve for minimal RT_{NDT} on the investigated leak sizes and utilized codes.

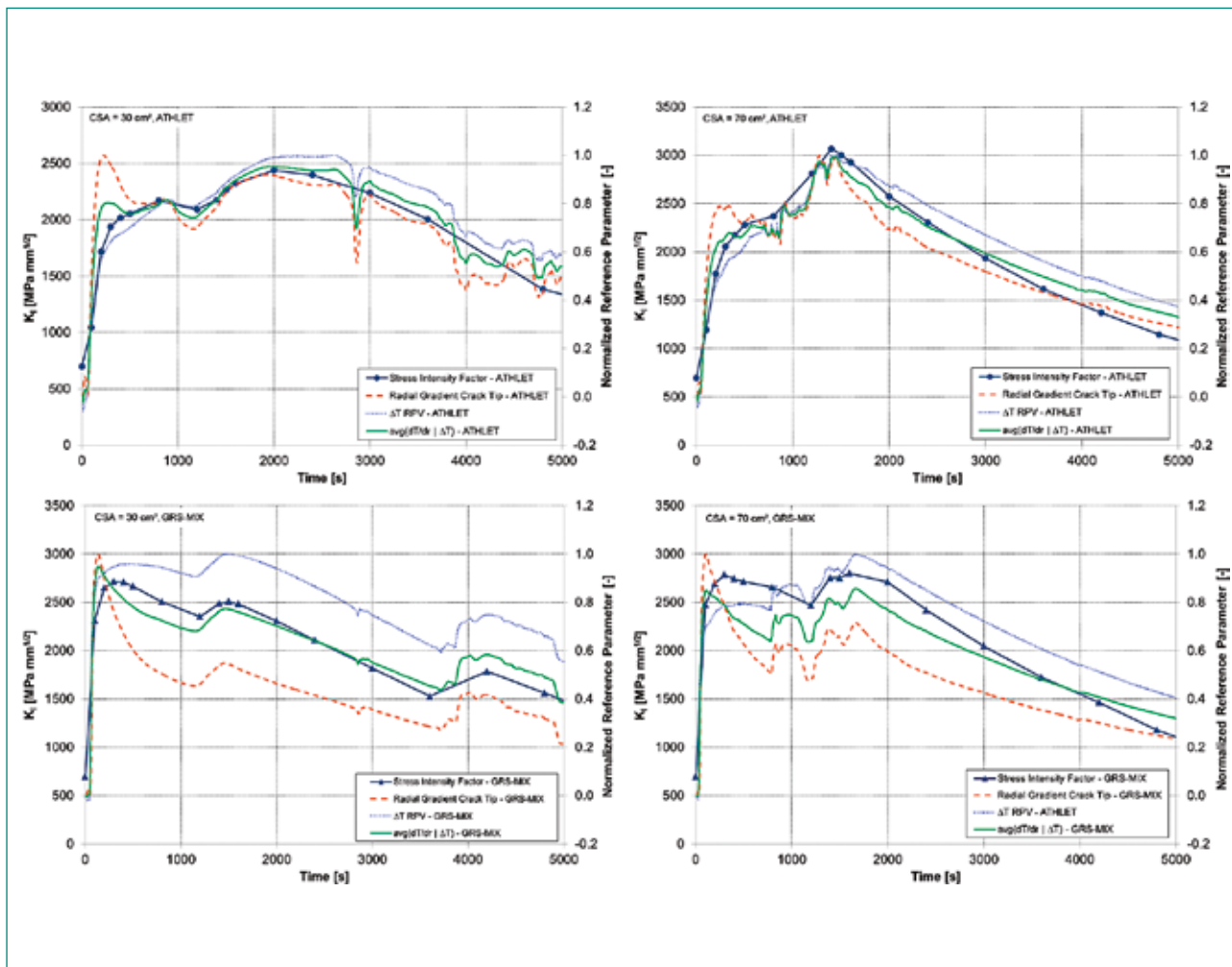


Figure 6: Stress intensity factor progression in comparison to the normalized reference parameters radial temperature gradient (dT/dr) at the postulated crack tip and temperature deviation through the RPV wall (ΔT) for the investigated leak sizes and applied codes.

Utilizing *GRS-MIX* the values of K_I are significantly higher compared to the pure *ATHLET* simulation in the early state of the transient since the temperature decrease rate is higher due to a consideration of the cold plume. It becomes also clear that *GRS-MIX* gives more conservative results for the late state of the sequence, whereby a minimum RT^{NDT} for the fracture toughness K_{IC} of 76 °C is achieved for the 70 cm² break if the effect of warm prestressing (WPS) is not taken into account. It should be mentioned that *GRS-MIX* can only indirectly incorporate the full system dynamic of the complete facility which leads to deviations in the progression of K_I compared to pure *ATHLET* simulations. The maximum value of K_I in the sequence is reached by the 70 cm² leak simulated with *ATHLET* only. It also appears that in the late phase of the PTS sequence the K_I values for 30 cm² and 70 cm² are almost equal or even slightly higher for the smaller break which should not be ignored. Consequently the subsequent uncertainty analyses will be performed for both of these leak sizes.

2.4 Identification of a reference parameter for PTS assessment in ATHLET and preliminary results of first phase uncertainty analysis

In order to identify a reference parameter, which should be representative for the mechanical load on the RPV and accessible by the thermohydraulic system simulations, the time progression of K_I was compared to the determination factors mentioned in chapter 2.2. It has emerged that the temperature deviation over the RPV wall (ΔT RPV) at the postulated crack position as well as the radial gradient of temperature at the crack tip (dT/dr) are showing the strongest correlation with K_I , as presented in Figure 6 for both the simulations with *GRS-MIX* as well as with *ATHLET* only. Therefore these parameters were subjected to a first uncertainty and sensitivity analysis.

A total number of 165 LOCA simulations were performed for each of the identified leak sizes using *SUSA*. Uncertain parameters according to [12] were

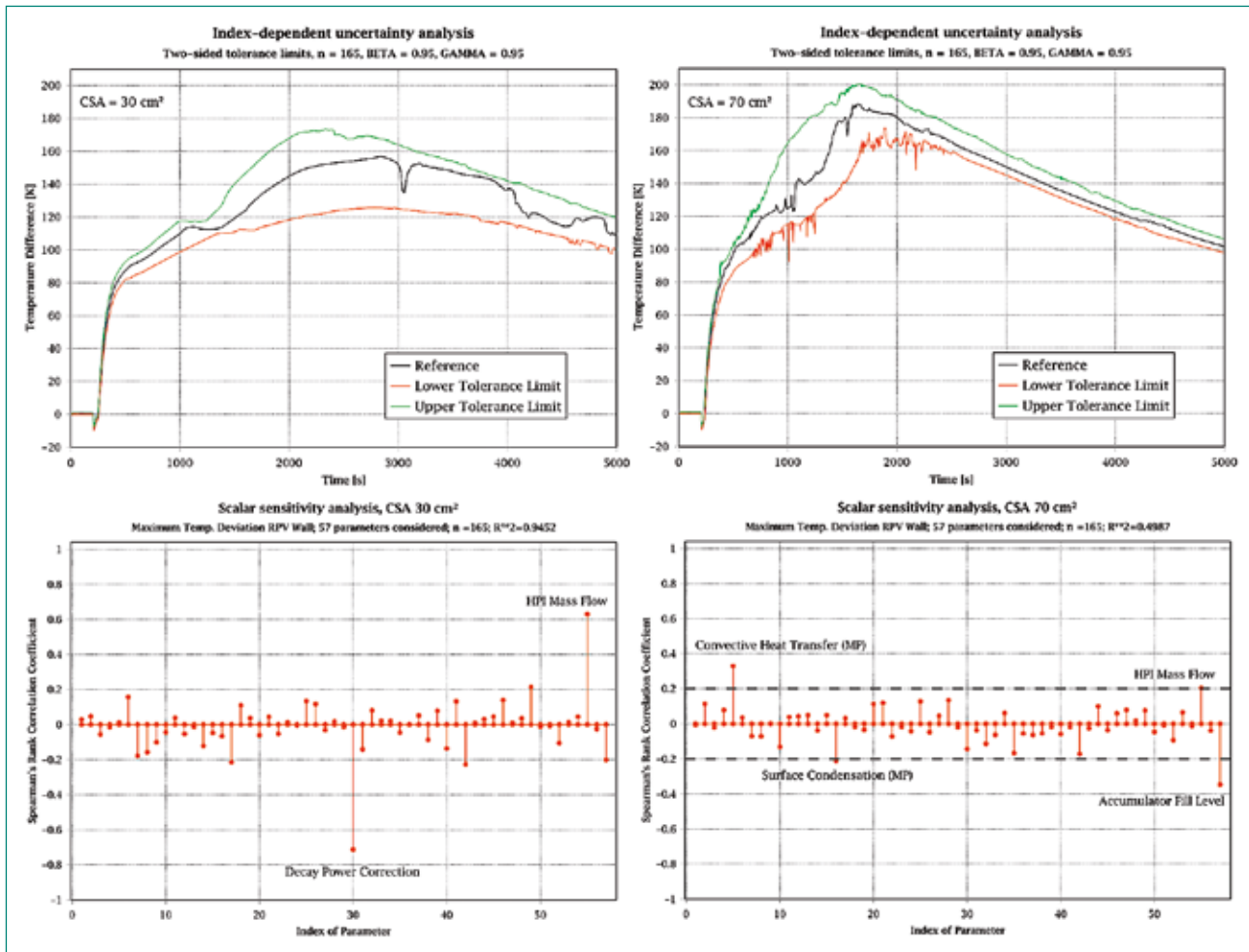


Figure 7: Uncertainty and sensitivity of ΔT in the ATHLET simulations for the investigated leak sizes.

applied and adopted for PTS sequences, which resulted in a number of 57 varied uncertain parameters. Subsequently the upper and lower tolerance limits for a 95/95 confidence level were determined as shown in Figure 7. The spearman rank correlation coefficient (SRC) for all varied uncertain parameters is depicted in the lower half of Figure 7 and gives an indication on how strong and in which direction a variation of a certain parameter influences the maximum value of the investigated determination factor. The influence of parameters with an SRC of less than 0.2 is assumed to be stochastic noise. The sensitivity analysis reveals that for the 30 cm² leak the correction of the decay power and the mass flow of the HP-ECC injection have got significant influence on the maximal occurring temperature deviation in the PRV wall by a high coefficient of determination R^2 of 0.94. The result for 70 cm² leak size is not as clear since an R^2 of only 0.5 could be obtained with these first phase configuration of uncertain parameters. This is also due to a strong fluctuation in the proximity of ΔT maximum which leads to more inaccuracy in the evaluation. Nevertheless, it can be seen that the most influencing

uncertain parameters are differing for both investigated cases. For the 70 cm² leak the decay power uncertainty has got much less influence, while the fill level of the accumulators, which corresponds to the accumulator characteristics, are of much higher significance.

3. Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The project is on schedule and the intended tasks have been worked out as planned. The adaption of the generic PWR analysis tool with simplified secondary side and reactor controlling system as well as a more detailed nodalisation of the downcomer is completed. Intensive efforts have been made to identify adverse PTS sequences as well as leak sizes for the given system configuration by performing a broad variety of accident simulations and one dimensional structure mechanic analyses. First uncertainty analyses have been performed gaining information about sensitivities on PTS influencing parameters. In a next step, con-

servative simulations will be performed using knowledge raised from previous project steps for comparison. For the subsequent uncertainty analyses *ATHLET* simulations are to be accomplished refining the range of uncertain parameter variation and followed by extensive investigations on influencing sensitivities.

4. References

- [1] Prošek, A.; Mavko, B.: Review of best estimate plus uncertainty methods of thermal-hydraulic safety analysis. International Conference Nuclear Energy for Central Europe, 8–11, 2003.
- [2] Dusic, M.; Dutton, M.; Glaeser, H.; Herb, J.; Hortal, J.; Mendizabal, R.; Pelayo, F.: Combining Insights from Probabilistic and Deterministic Safety Analyses in Option 4 from the IAEA Specific Safety Guide SSG-2, Nuclear Technology, 188(1), 63–77, 2014.
- [3] Wenzel, S., Hartung, J., Koppers, V., Kund, M.: BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, ENSI Research Report, ENSI-AN-9961, 2016.
- [4] Kloos, M.: SUSAs Version 4.0, Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, GRS, User's Guide and Tutorial, GRS-P-5, Rev. 2, 2016.
- [5] Kloos, M.: Main features of the tool SUSAs 4.0 for uncertainty and sensitivity analyses. ESREL 2015. European Safety and Reliability Conference. Zürich, Switzerland, 7–10 September 2015.
- [6] Glaeser, H.; Krzykacz-Hausmann, B.; Luther, W.; Schwarz, S.; Skorek, T.: Development of methods and exemplary application for evaluating the prediction capability of computer code calculations, GRS, Technical Report, GRS-A-3443, 2008.
- [7] Kang, K. S.; Kupca, L.: Pressurised Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment. Handbook on Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel, IAEA TECDOC-1627, IAEA, Vienna, 2010.
- [8] Sonnenburg, H. G., Phänomenologische Versuchsauswertung des Versuchs UP-TFTRAM C1 Thermisches Mischen im Kaltstrang. GRS-A-2434, 1997.
- [9] Bessette, D. E., et al.: Thermal Hydraulic Evaluation of Pressurized Thermal Shock. NUREG-1809, 2005.
- [10] Heckmann, K., Bläsius, C., Ma, K., Sievers, J.: PROST 4.6 - Theory Manual, GRS, Technical Report, GRS-P-7/Vol. 2, 2016.
- [11] KTA 3206, Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken, Technical Regulation, 2014.
- [12] Glaeser, H., Krzykacz-Hausmann, B., Luther, W., Schwarz, S., Skorek, T.: Methodenentwicklung und exemplarische Anwendungen zur Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammergebnissen , Technical Report, GRS-A-3443, 2008.

Author und Co-author(s)	Bernd S. Jäckel, Leticia Fernandez-Moguel, Terttaliisa Lind
Institution	Paul-Scherrer-Institut
Address	5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2658, bernd.jaekel@psi.ch, www.psi.ch/sacre
Duration of the Project	2017–2021

ABSTRACT

Full scale experiments conducted in 2011 and 2012 at the Sandia National Laboratories in the Sandia Fuel Project [1] have shown that nitrogen plays an active role in the degradation process of spent fuel cladding materials and may lead to the loss of the only barrier for the fission product release in case of a spent fuel storage accident. To account for the effect of nitrogen in the cladding degradation, PSI carried out experimental investigations in the project Phase-1 accompanied by extensive analyses of the results, and formulation of a conceptual nitriding model in 2013–2017. In Phase-2 of the project in 2017–2021, it is foreseen to complement coding of the model to acquire a stand-alone model for cladding nitriding, as well as to include further cladding degradation by re-oxidation of the nitrided cladding. Once the stand-alone model is available, separate effect tests and integral tests under air oxidation will be used to validate the model. In this report, we summarize the main results of Phase-1 of the project as well as describe the results of the first six months of Phase-2.

In Phase-1, more than 70 separate effect tests were conducted by a PSI PhD student at Karlsruhe Institute of Technology (KIT), Germany. The results of the tests provide a data base sufficient for the development of a nitriding and re-oxidation model to describe the accelerated degradation of cladding materials under air in-

gress conditions during a severe nuclear accident. The samples were analysed not only for the mass gain during exposure to alternately oxygen, nitrogen, and again oxygen, but also for the composition after the tests using a combined metallographic and image analysis. In addition, detailed examination of the samples was carried out to determine possible existence of Zr-oxy-nitrides as a result of the nitriding reaction. Conceptual model for nitriding includes formation of Zr-oxide and oxygen stabilized α -Zirconium α Zr(O) during pre-oxidation in oxygen, fast nitriding and slow nitriding during the exposure to nitrogen, and the effect of break-away oxidation.

In Phase-2, the conceptual model will be incorporated in the PSI air oxidation and break-away model [2]. At the end of the development, the model will include the nitriding process under oxygen and steam starvation conditions and the strongly accelerated process of re-oxidation when oxygen or steam is recovered as observed in several separate effect tests and also integral experiments such as QUENCH-16, QUENCH-18, and the Sandia Fuel Project tests (SFP). The model will distinguish between two regimes, the break-away regime at temperatures below 1050 °C and the non-break-away regime above 1050 °C. In the high temperature regime the acceleration of the oxidation is based on the morphology change due to the nitriding reaction (porous structure of ZrN).

Project goals

The presence of air can lead to accelerated oxidation of the Zircaloy cladding compared with that in steam, Figure 1, if nitrogen can attack the cladding during oxygen or steam starvation. The models available in the present severe accident codes have mostly very limited description of the effect of nitrogen on the cladding degradation, if any. The missing models lead not only to underestimation of the cladding degradation but also to underestimation of the produced chemical energy. This is especially important for accidents under low nuclear decay heat, e.g., spent fuel pool accidents. Also the dry storage under air cooling or using nitrogen as inertizing cooling gas may lead to cladding degradation at relatively low temperatures due to the effect of nitrogen.

In this work, a model is developed to describe the effect of nitrogen on the Zircaloy cladding degradation when the cladding is exposed to nitrogen under, e.g., air ingress conditions. Until recently, nitrogen was presumed not to react with the cladding materials even under severe accident conditions. Later, it was described as having a catalysing effect thereby accelerating the reactions which lead to cladding oxidation. Now it is acknowledged that under certain conditions, nitrogen takes part in the reactions being a reactant leading to formation of ZrN, and possibly Zr-oxynitrides.

For any considerable formation of ZrN, the prior formation of oxygen stabilized α -Zirconium α Zr(O) is needed. The formation of α Zr(O) takes place under oxygen starved atmosphere. The effect of Zr-nitride formation is two-fold. Firstly, it forms a mechanically porous structure thereby transforming the protective oxide layer into non-protective, porous layer. The possible subsequent oxidation of the nitride layer, Fig. 1, results in massive failure of the cladding. And secondly, the reactions leading to the cladding degradation in the presence of nitrogen are exothermic and add to the reaction

heat released in the process thereby increasing the temperature of the cladding.

For the model development, a series of separate effect tests were carried out to determine the reactions and reaction rates in the different phases of the nitriding and re-oxidation process. The tests were conducted in a thermogravimetric facility using Zircaloy samples which were open on both ends, Fig. 1. The mass gain during pre-oxidation in oxygen, nitriding in nitrogen, and re-oxidation in oxygen was measured and the mass gain rate determined. After the tests, metallographic analyses were carried out to determine the morphology of the different composition regions in the samples. In addition, the relative concentration of different compounds was determined using image analysis. Extensive analyses were carried out to explore the possible presence of Zr-oxynitrides which might have been formed during the experiments to evaluate if these compounds should be taken into account in the model development.

In this reporting period, Phase-1 of the project ended and Phase-2 started. The goals of Phase-1 were:

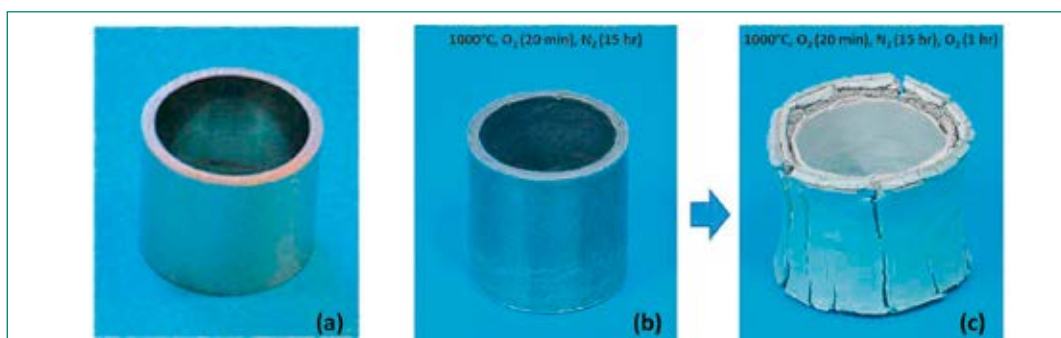
- 1) to finish the analysis of the separate effect tests to formulate the conceptual model for cladding nitriding
- 2) to identify the main mechanisms in the process of cladding nitriding, and
- 3) to assess the uncertainty of the data from the separate effect tests.

Further goals for Phase-2 in this reporting period were:

- 4) to evaluate the data available to make a model for re-oxidation
- 5) to make the first formulation of the nitriding model.

After some deliberation it was deemed useful to combine the two tasks as partly the same formulations and reaction rates can be used for both pre-oxidation processes needed for the nitriding model and re-oxidation. Therefore, the goal for this reporting period was to formulate the global model for

Figure 1:
Cladding (a) oxidation
followed by nitriding (b)
and re-oxidation (c)



the effect of nitrogen on cladding degradation, and to identify the next step in the model development.

Work carried out in Phase-1

More than 70 thermogravimetric experiments were carried out [3] under alternating exposure to oxygen, nitrogen, and again oxygen to determine the main mechanisms affecting the cladding degradation, and to determine the reaction rates for the different mechanisms in the temperature range 900 °C–1200 °C. Comparisons of the thermogravimetric results and metallographic investigations were made to support the interpretation of the results. These comparisons [4] showed that the temperature range should be divided into two regions showing significantly different behaviour: i) The low temperature regime below 1050 °C in which the oxide layer thickness above a critical value often leads to breakaway of the oxide layer at the cladding surface, and ii) the high temperature regime above 1050 °C in which break-away oxidation has not been observed to occur.

The temperature regions were determined partly due to difference in the nitriding reaction rates observed for the two regimes, but mainly based on image analysis. In the tests, the samples were first pre-oxidized under oxygen and then exposed to pure nitrogen with Ar carrier gas. In the low temperature tests at 900 °C and 1000 °C, the ZrN was formed invariably close to the interface between the Zr metal and the Zr-oxide layer, and ZrN was never found outside of this region. In the high temperature tests at 1100 °C and 1200 °C, ZrN was found on the outer surface of the oxide layer, at the interface between the metal and the oxide, and also as precipitates inside the oxide layer, Figure 2. The ZrN structure cannot be shown to be a result of the break-away oxidation, and consequently, the division of the temperature range into two is supported by two different phenomena, i) the occurrence of the break-away oxidation, and ii) the structure of the nitride layer.

Based on the separate effect tests, a model following the scheme shown in Fig. 3 was developed.

Low temperature region < 1050 °C

Low temperature region is further divided into non-break-away and break-away region. The break-away criteria are taken from the PSI Air oxidation model of Birchley [5].

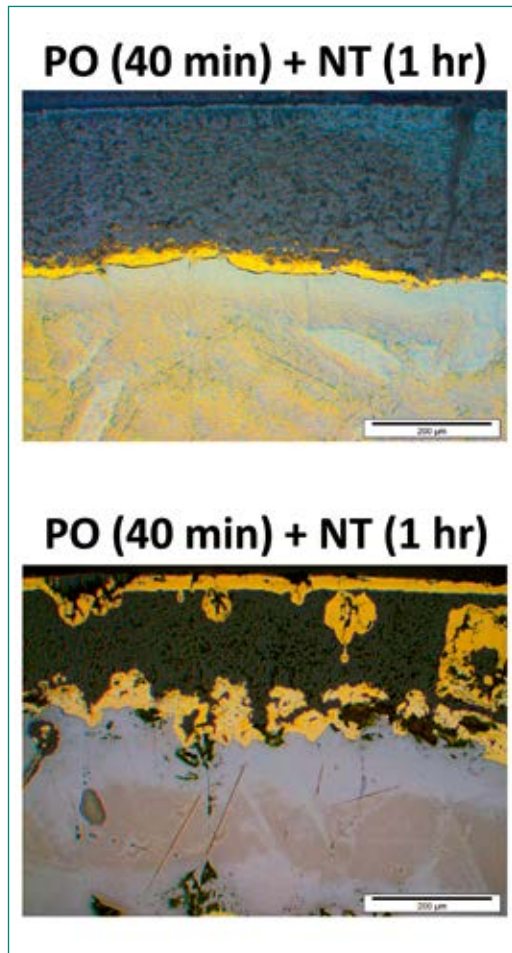


Figure 2: ZrN formation in low and high temperature region

Non-break-away region

During pre-oxidation, a layer of Zr-oxide is formed on the metal sample surface. The comparison of the oxidation rates with the correlation of Uetsuka and Hofmann for the cladding oxidation with oxygen [9] shows good agreement, Figure 4. In addition to the oxide layer formation, oxygen diffuses

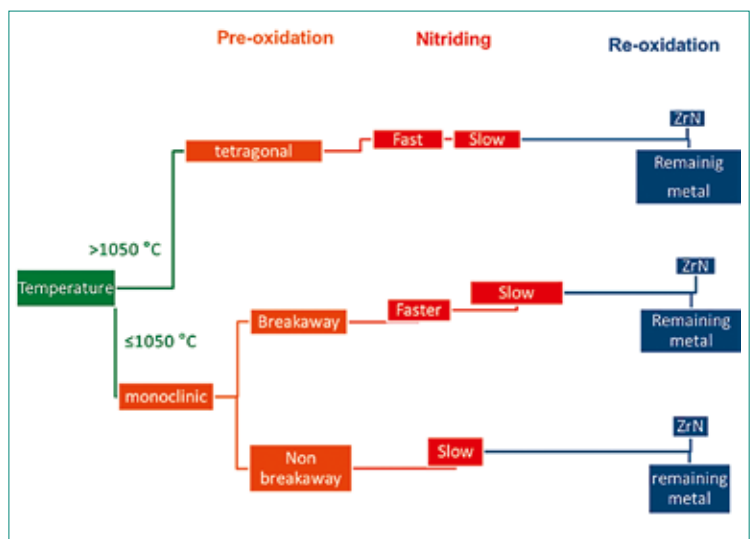


Figure 3: The model structure and mechanisms of pre-oxidation, nitriding and re-oxidation

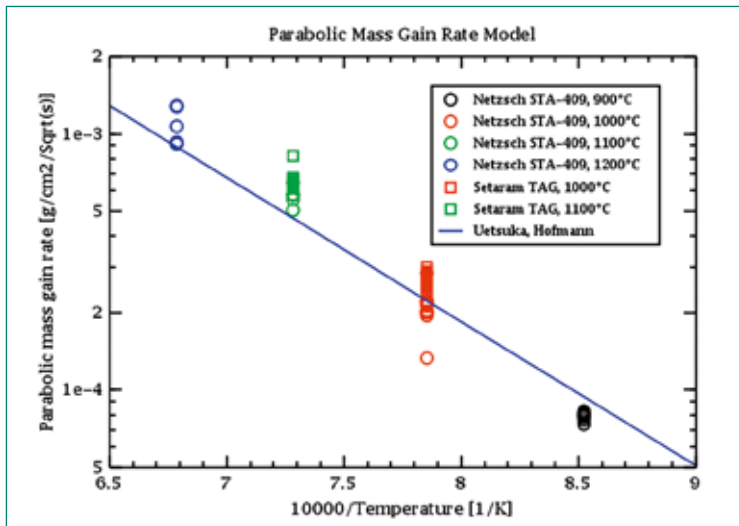


Figure 4: Mass gain rate during pre-oxidation

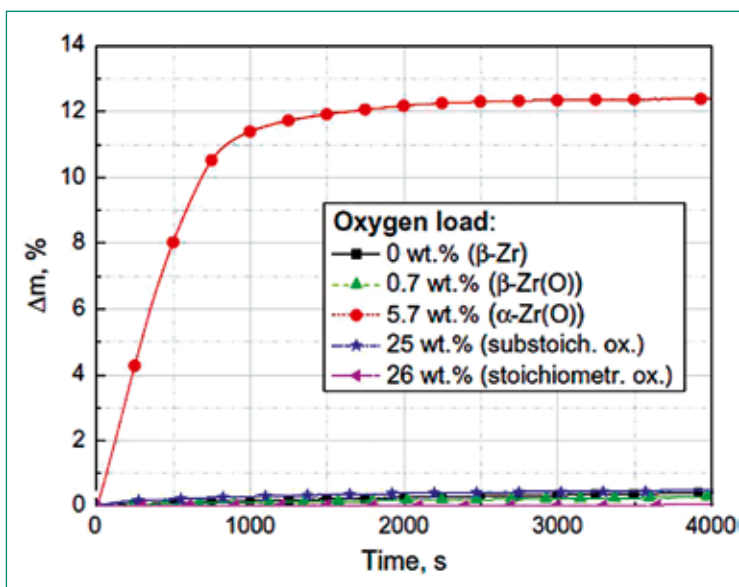


Figure 5: Reaction rates of N₂ with different Zr species

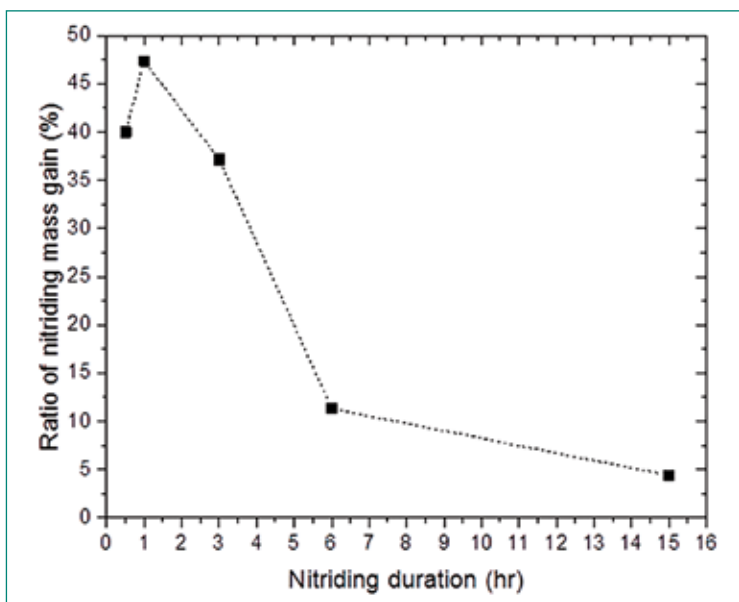


Figure 6: The effect of break-away oxidation on nitriding mass gain

into the metal forming a layer of oxygen stabilized α -Zirconium, α Zr(O), between the oxide layer and the Zr metal. Once the sample is exposed to nitrogen, the α Zr(O) reacts fast with nitrogen resulting in formation of ZrN. Oxygen released from the oxide due to nitride formation diffuses further into the metal forming new α Zr(O). In this region, the nitriding reaction is mainly controlled by the diffusion of nitrogen through the oxide layer, and diffusion of oxygen into the metal to form new α Zr(O). It should be noted that the existence of α Zr(O) is crucial for the formation of ZrN as it has been shown [6] that the reaction of nitrogen to form ZrN is much faster with α Zr(O) than any other Zr and oxygen containing species, Fig. 5.

Break-away region

Break-away takes place when the oxide layer gets thicker than a critical thickness at a specific temperature. Full description of the phenomenon is given in [5]. For subsequent nitriding, it was observed in the separate effect tests in this work, that the break-away oxidation affects the nitriding rate in the first 6 hours of the exposure to nitrogen, Fig. 6. After that, the samples in the non-break-away and break-away regions showed similar nitriding rates. For the model, it can be assumed that α Zr(O) is formed on the edges of the cracks which are formed during break-away oxidation, and this results in fast nitriding reaction rate in the beginning of the nitriding. Once the α Zr(O) in the cracks is consumed, the nitriding rate will slow down. Consequently, in the break-away region the nitriding phase includes faster and slower nitriding rate.

High temperature region > 1050°C

Pre-oxidation is traditionally believed to form a protective oxide layer and underneath the oxide layer, α Zr(O) is formed in the interface between the oxide and the metal. However, tests by Stuckert and Veshchunov [7] showed that α Zr(O) can also form on the outer surface of the oxide layer, Figure 7, as well as on the surface of possible cracks in the oxide. This has been observed to happen in temperatures close to the ones of the high temperature region of the present study. This leads to the hypothesis for the nitride formation at the high temperature region.

Thermogravimetric tests showed two distinctly different nitriding reaction rates at the high temperature region, a very fast nitriding in the beginning of the exposure to nitrogen, and a slower nitriding afterwards. It is assumed that the very fast

nitriding takes place when the $\alpha\text{Zr(O)}$ on the outer surface of the oxide reacts with nitrogen to form ZrN . Also the $\alpha\text{Zr(O)}$ on the surface of possible cracks may contribute to this fast nitriding. The nitriding rate decreases once the $\alpha\text{Zr(O)}$ on the surface has been consumed, and nitrogen has to diffuse through the oxide layer to react with the $\alpha\text{Zr(O)}$ in the interface between oxide and the metal. The absence of oxygen in the exhaust gas in the separate effect tests, as well as integral air ingress tests [8], implies that oxygen which is released from the formation of ZrN is not released from the sample, but diffuses into the metal forming new $\alpha\text{Zr(O)}$. Therefore, while the production of ZrO_2 stops under starvation of steam and oxygen, the production of $\alpha\text{Zr(O)}$ continues as long as both ZrO_2 and Zr metal are available [6]. After the first very fast nitriding as a result of reaction of the $\alpha\text{Zr(O)}$ layer on the outer surface of the oxide, various simultaneous mechanisms participate in the nitriding reaction. The relative importance of them remains to be determined before reaction rates can be implemented in the model.

Analysis of the speciation of Zr-O-N system

Cladding samples were analysed for the speciation of Zr-O-N system after the pre-oxidation and subsequent nitriding using various analysis methods. Especially, the existence of ternary compounds, i.e., Zr-oxynitrides was investigated to assess if these compounds should be included in the nitriding model. For the analysis, the samples were embedded in an epoxy resin, cut, ground, and polished.

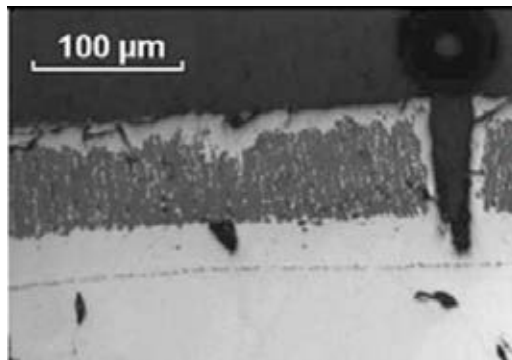


Figure 7: $\alpha\text{Zr(O)}$ production under oxygen starvation [7]

The morphology and surface structure as well as the elemental composition of some of the samples was determined with a scanning electron microscope (SEM) combined with a wave-length dispersive spectroscopy (WDS). The different Zr-O-N phases were analysed with Raman spectroscopy to identify chemical speciation of the samples, and to evaluate the possibility of formation of mixed Zr-O-N phases. Crystalline phases were analysed with X-ray diffraction (XDR), and attempts were made to identify Zr-O-N mixed phases on the sample surface using X-ray photoelectron spectroscopy (XPS).

Raman spectroscopy

Eight samples were prepared for Raman spectroscopy, four at 1000°C and four at 1200°C . The pre-oxidation and nitriding times at 1000°C were 20 min and 15 h, and at 1200°C 10 s and 30 min, respectively. The collected spectra were compared with three reference samples: i) m- ZrO_2 which was prepared by steam oxidation of Zry-4 at 1200°C for 15 min, ii) a commercial ZrN powder, and iii) a

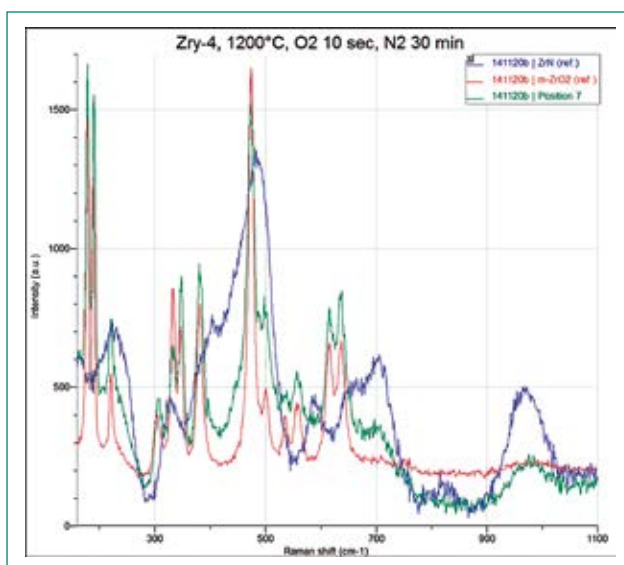


Figure 8: Raman spectrum showing a mixture of ZrO_2 and ZrN

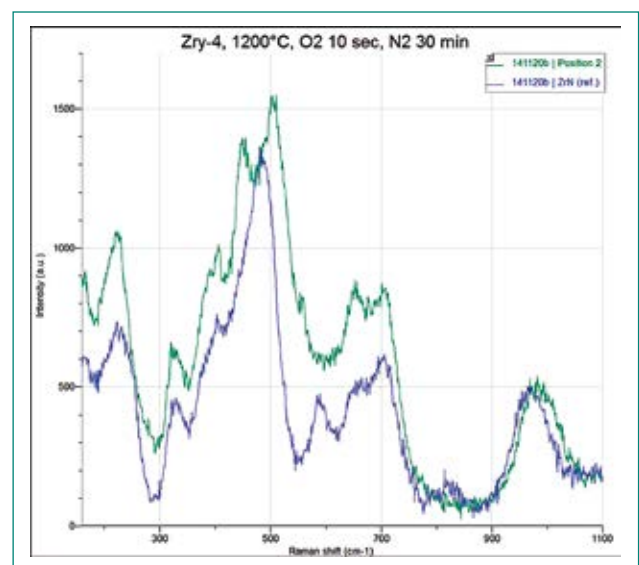


Figure 9: Raman spectrum showing unidentified peaks

sample of Zr-oxynitride prepared by an external collaborator. However, it was not confirmed by the analysis that the Zr-oxynitride sample had the desired composition, and therefore it was excluded from the result evaluation. The evaluation was then based on comparing the Raman spectra of the pre-oxidized and nitrated samples with the reference spectra of m-ZrO₂ and ZrN, and identification of the characteristic peaks of both materials in the spectra. The Raman analysis confirmed that the oxide scale formed during pre-oxidation of the samples in the thermo-balance was m-ZrO₂, and the spectra adjacent to the oxide were very similar to the ZrN spectrum. The possible existence of Zr-oxynitrides was investigated by comparing the oxidized and nitrated samples with both reference samples. If there is a mixture of m-ZrO₂ and ZrN in the sample, the Raman spectrum would contain peaks of both m-ZrO₂ and ZrN, since crystals of m-ZrO₂ and ZrN are large enough to be detected with Raman. Indeed, many areas in the samples could be identified as a mixture of m-ZrO₂ and ZrN as peaks of both m-ZrO₂ and ZrN were detected in the spectra, Figure 8. However, spectra from some areas showed also unidentified peaks at 452 and 502 cm⁻¹, Figure 9. These peaks indicate the existence of phases not included in the reference samples for m-ZrO₂ and ZrN, for example, Zr-oxynitrides.

X-ray diffraction and other methods

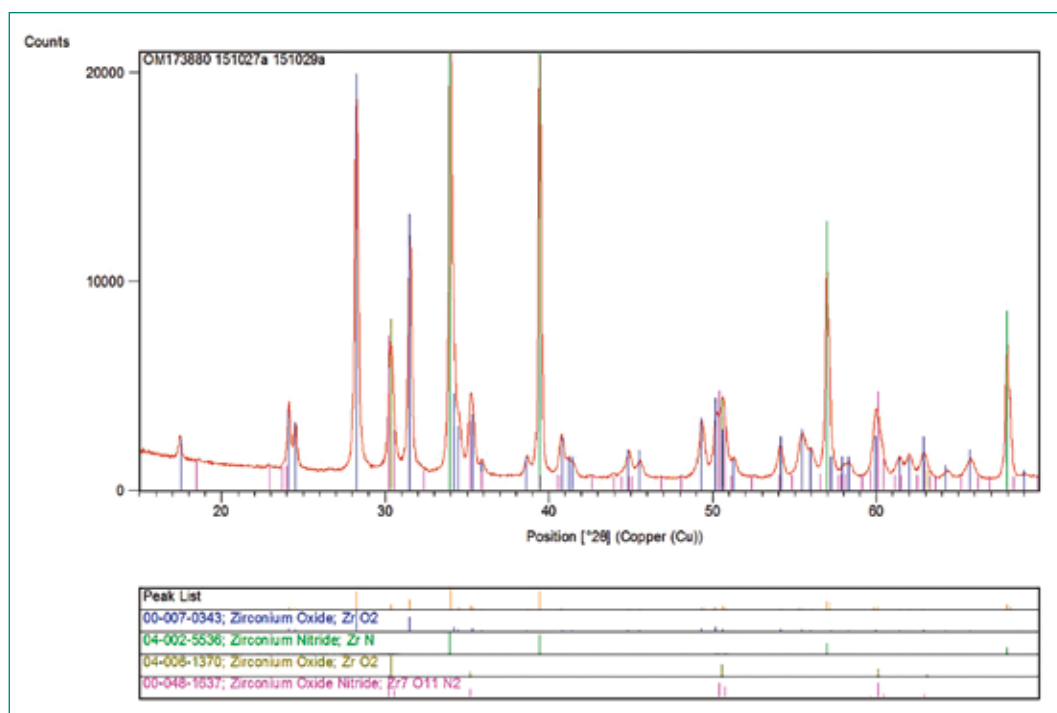
X-ray diffraction (XRD) was used to analyse the samples for crystalline compounds. The main aim

was to confirm the indication of existence of Zr-oxynitrides detected in the Raman spectra. Optical analysis showed that the possible Zr-oxynitrides would be yellowish in color, and therefore, yellow parts of the samples were selected for further analysis by XRD. The XRD analysis confirmed the existence of both ZrO₂ and ZrN in the samples. In addition, the XRD analysis indicated the existence of Zr₇N₄O₈, however, this was a vague indication and not confirmed by further analysis. The conclusion based on the XRD analysis was that the samples contained mainly ZrO₂ and ZrN, however, the existence of small amounts of Zr₇O₁₁N₂ could not be excluded.

It should be added that analyses were also carried out using combined scanning electron microscopy (SEM) and energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS) and wave-length dispersive spectroscopy (WDX), as well as X-ray photoelectron spectroscopy (XPS). Whereas these analyses showed the presence of Zr, oxygen and nitrogen in the same areas in the samples, they did not bring conclusive evidence of the existence of Zr-oxynitrides.

Based on all the composition analyses, it was decided that the Zr-oxynitrides would not be included in the nitrating model at this stage, as their presence in the samples could not be exclusively confirmed, and even if present in the samples, the concentration would be minor compared to ZrO₂ and ZrN.

Figure 10:
XRD spectra of yellow material collected from a sample prepared at 1200°C



Work carried out in Phase-2

Phase-2 of the project started in the beginning of July 2017. It was foreseen to start Phase-2 by summarizing the available data for cladding pre-oxidation and nitriding, and then writing a stand-alone model for the pre-oxidation – nitriding phases. However, during the data analysis it was concluded that it would be better to write an integral model for nitriding and re-oxidation, i.e., not make a separate nitriding model, as several model elements would be common for the nitriding (including pre-oxidation) and re-oxidation model. Consequently, the first six months of Phase-2 were used to i) re-analyse some of the experimental data, ii) analyse the different phases in the tests, and iii) to determine reactions and reaction rates for the different test phases. The cladding sample mass gain rate during the pre-oxidation was found to follow the known parabolic oxidation rates, Figure 4 [9]. However, it should be noted that the oxidation rate by [9] gives only the total mass gain during oxidation, not the relative fractions of oxygen consumed for formation of ZrO_2 and $\alpha Zr(O)$ which is critical to know in order to determine the amount of $\alpha Zr(O)$ available for fast nitriding. It is presently explored if further experimental data are available and could be used to determine the fraction of ZrO_2 and $\alpha Zr(O)$, or if available equations from literature will be used to determine this ratio.

Nitriding reaction rate was observed to be linear, consisting of first fast nitriding assumed to be a result of reaction of nitrogen with $\alpha Zr(O)$ existing in the samples after pre-oxidation, Figure 11. Fast nitriding was followed by a second, slower nitriding phase, Figure 12. Here data especially at 1000°C show large scatter, and further analysis will be devoted to determine the main mechanisms which defines the reaction rate. It is presumed that the transport of nitrogen through the oxide – nitride layer is a critical factor in determining the reaction rate, and the structure of the layer may need to be accounted for. In 2018, the work continues by addressing the aforementioned issues, as well as by determining the reaction rates for the re-oxidation phase. It is foreseen that a first version of a stand-alone model for pre-oxidation – nitriding – re-oxidation process be written during 2018. The results will be compared with the composition of the samples after nitriding determined by metallographic analysis combined with image analysis. Further validation of the model is foreseen to be carried out in the following years.

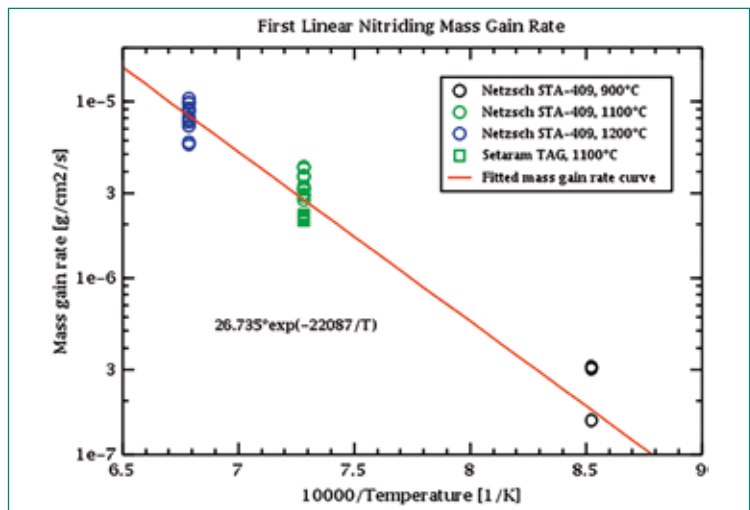


Figure 11: Mass gain rate during first linear nitriding

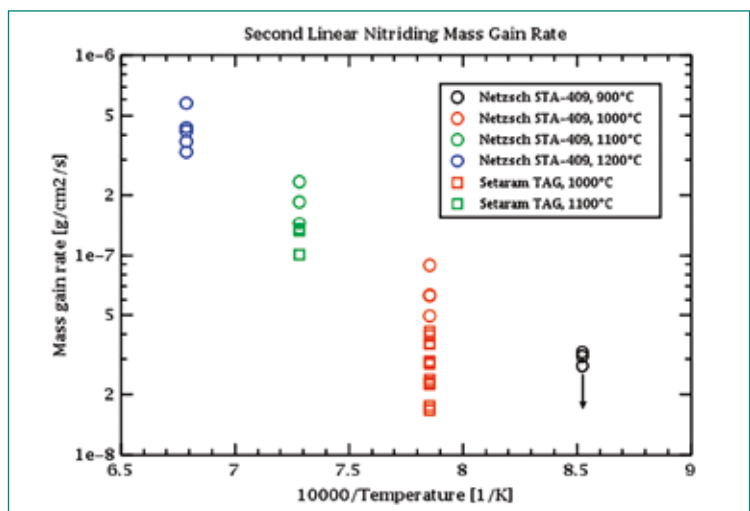


Figure 12: Mass gain rate during second linear nitriding

National Cooperation

A PhD student works in the analysis of the test results and the model development. He is enrolled at ETHZ and is supervised by Prof. Prasser/ETHZ even though he is not employed by PSI any more.

International Cooperation

A PhD work is performed in collaboration with Karlsruhe Institute of Technology (KIT). The thermogravimetric tests as well as the metallographic analyses were carried out by the PhD student at KIT. The experimental work at KIT is supervised by Dr. Martin Steinbrück. The second supervising professor of the thesis work is Prof. Seifert from KIT. In addition, a close collaboration with M. Steinbrück has been established to perform additional experiments and to deliver data from earlier work relevant to the present project.

The model implementation to SCDAP/RELAP5 code has been discussed and agreed with ISS which is the developer of the code. It is foreseen that a scientist from PSI will do the implementation in close collaboration with ISS engineers.

US NRC and Sandia National Laboratories have expressed interest to implement the new model in the severe accident code MELCOR.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

In Phase-1 of the project, nitriding mechanisms of Zircalloy cladding were determined based on thermogravimetric tests in the temperature range 900–1200 °C. It was observed that the nitriding mechanisms were distinctly different in the temperatures below 1050 °C and above this temperature. Reaction mechanisms were postulated for both temperature ranges, and a conceptual model was developed for the cladding nitriding in the presence of air. The final model could not be developed within Phase-1 as foreseen, however, it is foreseen that a combined model for nitriding and re-oxidation of the cladding will be developed in 2018.

In Phase-2, some of the experimental data were re-analysed, and the reaction rates were determined for the pre-oxidation and nitriding phases. Analysis of re-oxidation phase was started and it was decided that formulation and reaction rates used for pre-oxidation can also be used for description of the re-oxidation reactions. Further analysis will be conducted in 2018 with the first stand-alone model for nitriding and re-oxidation foreseen to be made in this year.

Publications

- *S. Park*, The role of nitrogen during air oxidation, 19th International QUENCH Workshop, KIT, 19–21 November 2013. ISBN 978-3-923704-79-8
- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, M. Steinbrück, J. Birchley, H.-M. Prasser, H.-J. Seifert*, A mechanism of nitridation process in the Zr-O-N system during air oxidation, NuMat 2014: The Nuclear Materials Conferences, 27–30 October 2014, Florida, US.
- *S. Park*, Overview of the air oxidation kinetic modeling, 20th International QUENCH Workshop, 11–13 November 2014, KIT, Germany. ISBN 978-3-923704-88-0

- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert*, Effect of nitriding during an air ingress scenario. TopFuel 2015: Reactor Fuel Performance.
- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert*, Effect of nitriding and re-oxidation of preoxidized Zry-4. 21st International QUENCH Workshop. 2015. ISBN 978-3-923704-90-3
- *B. Jäckel, S. Park, L. Fernandez-Moguel* Analysis of Oxidation and Nitriding Experiments of Zircaloy-4 Cladding. 2nd NuFuel Conference, Lecco, Italy, September 4–6, 2017.
- *B. Jäckel, S. Park, L. Fernandez-Moguel* Progress on Nitriding Modelling for SA codes. CSARP Meeting, September 12–14, 2017.
- *B. Jäckel, S. Park, L. Fernandez-Moguel* Status Report on Nitriding Model. 23rd QUENCH workshop, Karlsruhe, Germany, October 17–19, 2017.

References

- [1] *S.G. Durbin et al.* Spent Fuel Pool Project Phase II: Pre-Ignition and Ignition Testing of a 1x4 Commercial 17x17 Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assemblies under Complete Loss of Coolant Accident Conditions. NUREG/CR-7216 (2016).
- [2] *J. Birchley, L. Fernandez-Moguel* Simulation of air oxidation during a reactor accident sequence: Part 1 – Phenomenology and model development. Annals of Nuclear Energy 40, 163 (2012).
- [3] ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015, Page 225–232.
- [4] ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016, Page 227–232.
- [5] *J. Birchley, L. Fernandez-Moguel* Annals of Nuclear Energy, 2012
- [6] *M. Steinbrück* High-temperature reaction of oxygen-stabilized α -Zr(O) with nitrogen. Journal of Nuclear Materials 447, 46 (2014).
- [7] *J. Stuckert, M.S. Veshchunov* Behaviour of Oxide Layer of Zirconium-Based Fuel Rod Cladding under Steam Starvation Conditions. FZKA Report 7373 (2008).
- [8] *J. Stuckert et al.*, QUENCH-18 test. 23rd QUENCH workshop, Karlsruhe, October 17–19, 2017.
- [9] *H. Uetsuka, P. Hofmann* Reaction Kinetics of Zircaloy-4 in a 25% O₂/75% Ar Gas Mixture Under Isothermal Conditions. KFK Report 3917 (1985).

The OECD–NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station (BSAF) project – Phase 2

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez-Moguel, Adolf Rýdl, Terttaliisa Lind, Bernd Jäckel
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, http://www.psi.ch
Duration of the Project	2013–2017

ABSTRACT

The OECD-NEA BSAF project is aimed to evaluate and analyse the likely end-state of the reactor core after the accidents at the Fukushima Daiichi nuclear power stations. The main objectives of the project are to assess the status of the reactors and the distribution of the radioactive material inside the plants to support decommissioning and to further develop severe accident analysis methods. Phase 2 of the project is currently on its final stage.

For the Phase 2, the analysis is focused on the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. In addition, the duration of the analysed sequence was extended to 20 days from the accident initiation. Phase 2 of the project started in 2015 and is planned to end in 2018.

PSI is using MELCOR 2.1 as the main tool for the system level simulation of the sequence in unit 3 during phase 2 of the BSAF project. During the present period, some modifications were made to the input concerning the injection point of alternative water injection. In addition sensitivity cases were performed to evaluate the late phase of the accident (8–15 days). One sequence was selected as the best estimate.

The selected sequence predicted remarkably well the main signatures (i.e. pressure in RPV and containment and containment water level). In addition the selected sequence shows similar trends with the measured temperatures for the late phase of the accident. After 14 days it was estimated that ca. 60% of the core materials were debris or molten material, from which 85% remained in the reactor vessel lower head and 15% were expelled to the pedestal.

The estimated source term is consistent with the reverse calculations from Katata et al. (2015) with WSPEEDI where 4.69 PBq (MELCOR 2.1) vs 5.15 PBq (WSPEEDI) of I-131 i.i. were released to the environment in the period between 42–54 h. In addition, the prediction of I-131 and Cs-137 released to the reactor building and turbine building through the Primary Containment Vessel (PCV) water leakage is consistent with the estimation from Hidaka and Ishikawa (2014).

The lack of an iodine chemistry model in MELCOR was identified as a major issue, as possible gas iodine coming from the suppression pool for the Wetwell vent as well as the iodine releases coming from the accumulated water in Wetwell, Drywell, Reactor building and turbine building were neglected.

Project goals

The Project OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) [1] Phase 2 is intended to extend the scope of the analysis performed in phase 1 [2] to include the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. The following main objectives were addressed:

- To extend the analysis time span from the 6 days in Phase 1 to until the end of March, 2011, or to approximately 20 days from the accident initiation (the earthquake).
- To extend the scope of the accident analyses of Fukushima Daiichi units 1–3 to include the amount of hydrogen generated.
- To extend the analysis to include the fission product release from the core, the retention in and transport through the units (reactor system, containment, reactor auxiliary buildings) and release to the environment, and thereby provide guidance on the level of contamination likely to be encountered during ongoing operations at and in the vicinity of the station. For this, the necessary models/nodalization have to be developed;
- To extend the analysis to consider the buildings adjacent to the containments, such as the reactor building, to evaluate the hydrogen effects and the source term transport.

The analysis at Paul Scherrer Institute (PSI) concentrated on Unit 3, as during BSAF Phase 1. The main tool for the system level simulation of the sequence was MELCOR 2.1.

Work carried out and results obtained

During the present period, the input deck used in the 2016 period was modified. The modifications were made concerning the injection point of alternative water injection. In the previous input [3], the Alternative Water Injection (AWI) was injected through the core spray system (i.e. at the top of the core). In the present study, the injection point was corrected to be in the feed water injection as shown in figure 1 (i.e. through the downcomer). This may have an impact in the reflooding progression as it is well known that bottom injection is less effective than top and bottom injection. The

considered fission product release paths in the present calculation are represented in figure 1 as follows:

- From Reactor Pressure Vessel (RPV) to Drywell:
1. Through the Safety Relief Valves (SRV) discharging to the Suppression Chamber (SC).
 2. Lower head RPV penetration failure
- From Drywell to Reactor Building (RB) and environment:
3. Venting through the stack
 4. Drywell head flange leakage
 5. Main Steam Isolation Valve penetration

The main degradation events calculated with MELCOR are presented in table 1 (the events marked with an '*' were assumed to take place at that time). In addition, the sequence was extended to 14 days after the scram. Sensitivity cases were performed to evaluate the late phase of the accident progression, and an estimation of the source term was performed. The results were compared against the

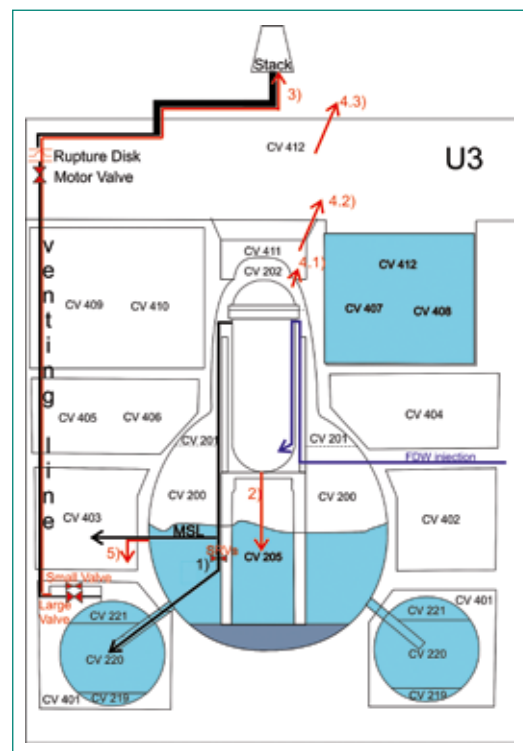


Figure 1: PCV and RB nodalization and FP releases paths

Main degradation events	Calculated/ Assumed* t (hr)
H2 generation onset	40.58
DW head flange leakage	68.13*
Debris relocation to lower head	69.52
RPV lower head failure (penetration)	73.03
Debris discharged to containment	82.40
DW MSIV penetration fail	209.18*

Table 1: Main degradation events

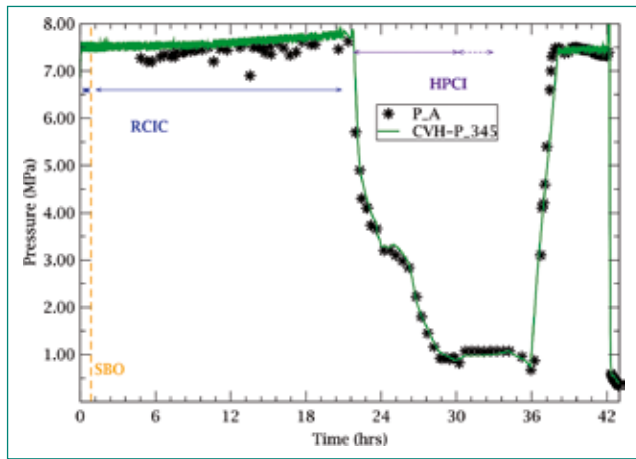


Figure 2: RPV pressure

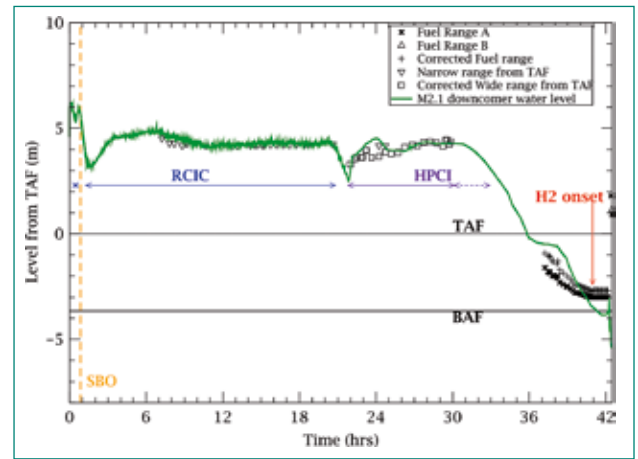


Figure 3: Downcomer water level

main signatures, namely RPV and PCV pressures and downcomer water level. For the fission products, the source term was compared with the reverse calculations from [4].

Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) and High Pressure Coolant Injection (HPCI) operation

The automatic reactor protection system worked as designed and the reactor was SCRAMmed shortly after the earthquake. In the calculations it is assumed that the SCRAM time was on March 11th 2011 at 14.47 and this is considered the time 0.00h. All the times cited in the present paper refer to hours after the SCRAM. The Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) was available from 0.18h until 20.49h, with an interruption between 0.38–01.16h. The RPV pressure was maintained within the normal band through the SRV operation which discharged the steam into the Wetwell. The water flow rate to the RPV was manually adjusted in order to gradually increase the downcomer water levels. The High Pressure Coolant Injection (HPCI) started at ca. 21.48h in the calculations. As with the RCIC, the operators were manually controlling the steam extraction and the water injection to the RPV.

For the calculation, the assumed flow rates for RCIC and HPCI simulate how the operators are understood to have used the systems to control the RPV water level and pressure. In addition it was assumed that the water injection started to degrade at ca. 30.00h and completely stopped at ca. 34.00h. In this way, the thermal-hydraulic response during RCIC and the HPCI operation was well reproduced as it is shown in figures 2 and 3.

Core uncover was predicted to have started after the end of the HPCI operation. The water level in

the downcomer reached the Top of Active Fuel (TAF) at ca. 36.00h, at about the same time the HPCI operation stopped causing the RPV to repressurise. The cladding degradation (i.e. hydrogen onset) started at ca. 40.53h after scram.

PCV transient after depressurisation until 4 days after SCRAM

Reactor depressurisation was assumed to take place at 42.14h by Automatic Depressurisation System (ADS). In the input it was manually activated by the opening of Safety Release Valves (SRV's). The SRV's were continuously open for the remaining time of the transient. At the time of ADS initiation, temperatures of ca. 1300K had been reached and ca. 42kg of hydrogen had been produced. The predicted Primary Containment Vessel (PCV) pressure is in very good agreement with the measurements as can be seen in figure 4. The water level in the downcomer region is presented in figure 5. This measurement is less reliable as it is possible that some water has flashed in the reference leg during the core uncover, therefore the comparison is only qualitative and more emphasis is given to reproduce the pressure signatures. Figures 4 and 5 include the alternative water injection (AWI), magenta arrows, and containment vent actions, marron arrows, which were performed by the operators. Although there were a 4th and 5th vent reported by the operators, it is considered that they didn't take place; therefore they were neither considered in the calculation nor shown in the figures. There were several containment pressure responses to the various operator actions in this period. In addition, several dry-out events and subsequent reflood actions have taken place at different times. Figure 6 shows the MELCOR evolution of the core

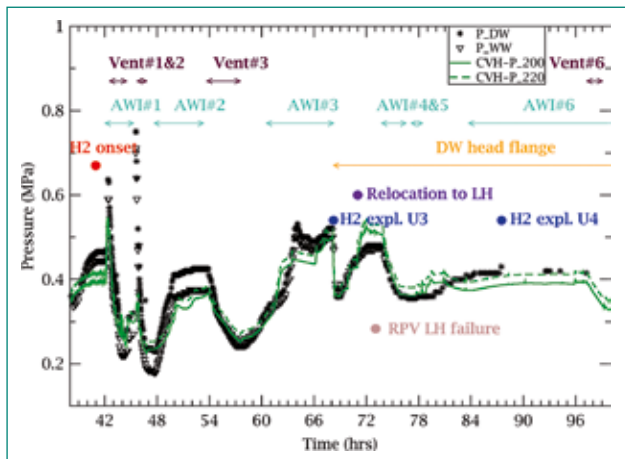


Figure 4: PCV pressure after depressurization

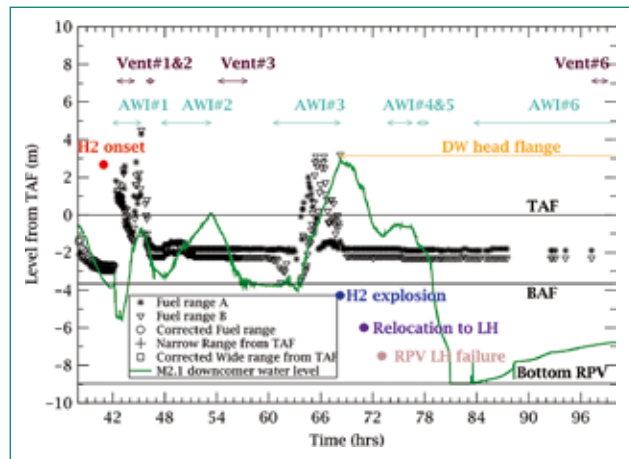


Figure 5: Water level after depressurization

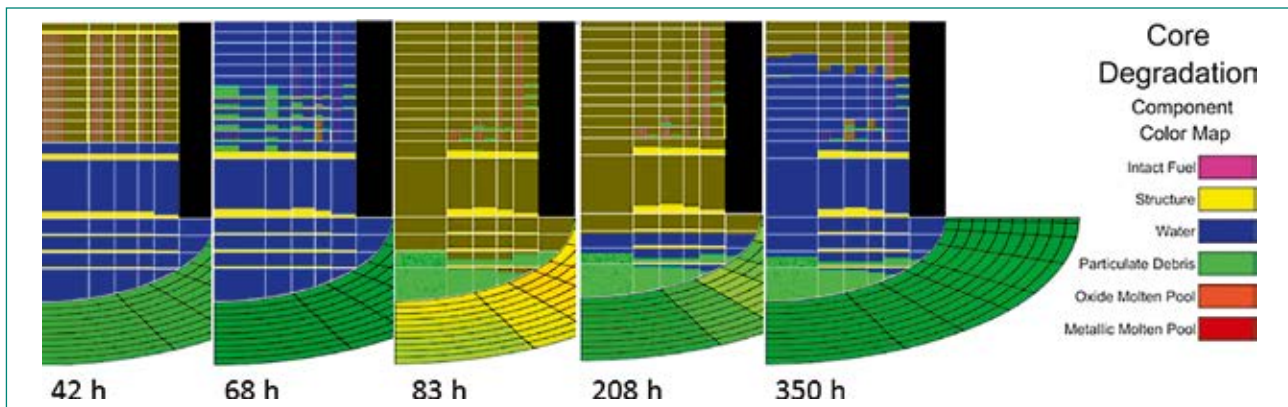


Figure 6: Evolution of core degradation

degradation, where the intact rods are represented in pink and the debris are represented in green. Shortly before the explosion in unit 3 (ca. 68h) the core has suffered major relocation of rods which have formed debris. The debris are being collected on the support plate.

The core support plate was estimated to have failed at 69.52 h causing relocation of debris to the lower head. Penetration failure of the pressure vessel lower head was estimated at 73.03h causing only water leakage out of the reactor. At ca. 82.40 h 15% of the debris was predicted to be discharged to the pedestal, but the water present in the cavity prevented the onset of molten core concrete interaction (MCCI).

It is possible that during the accident, major core relocation to the lower head took place earlier than in the calculation. This may have also produced a penetration in the lower head to fail and it may have been the trigger to the DW head flange overpressure failure shortly before the hydrogen explosion. In the calculation it was assumed that DW head flange leakage occurred at ca. 68.13 h, causing the drastic drop in the containment pres-

sure and releasing hydrogen from the drywell to the reactor building. The containment pressure increase between 68.00 and 72.00h may have been due to the evaporation of the water above the debris in the lower head. After 68.00h the water level in the downcomer remains always below TAF. Despite the constant AWI after ca. 80h the water level didn't increase, giving a further indication that the injected water may have been leaking from the RPV.

PCV transient after depressurisation from 4 until 14 days after SCRAM

Figures 7 and 8 show the containment pressure and the reactor downcomer water level, respectively, for the late phase of the accident scenario, i.e., 100–350 h. There was an additional pressure increase in the containment at ca. 6 days after SCRAM. In the calculation, it was assumed that any vent action as well as the drywell head flange leakage stopped.

In addition the AWI was decreased at ca 152 h. Due to this decrease in the coolant flow, the lower head was uncovered. The penetration leakage at the

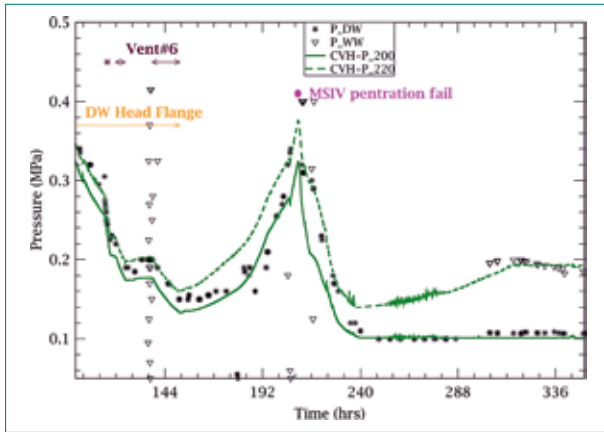


Figure 7: PCV pressure 4-15 d after scram

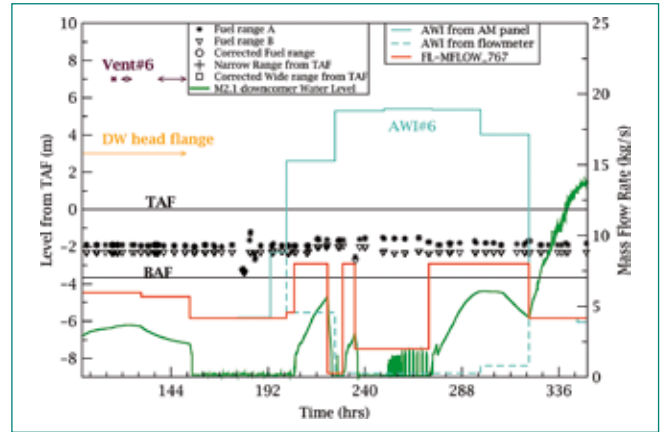


Figure 8: RPV water level 4-15 d after scram

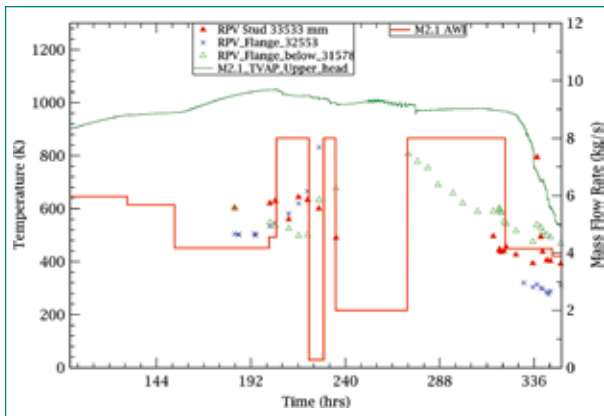


Figure 9: Measured RPV wall temp. vs calculated steam temp. in M2.1 upper elevations

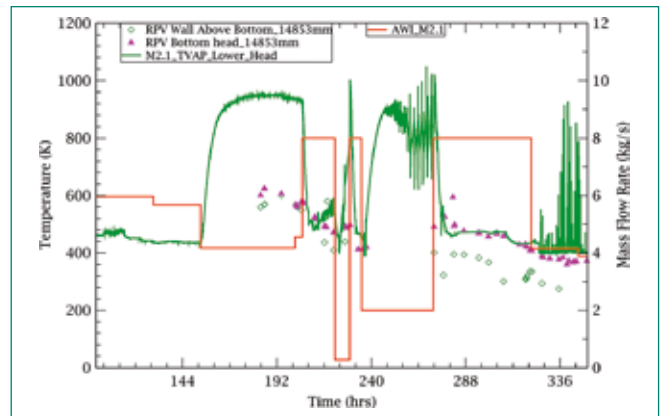


Figure 10: Measured RPV wall temp. vs calculated steam temp. in M2.1 lower elevations

bottom of the RPV is shown to be leaking steam from the RPV to the DW in the calculations. In consequence, the DW pressure starts to increase. There were two measurements to estimate the AWI; the AWI from Accident management panel (i.e. solid turquoise line), and the AWI measured from the flowmeter (i.e. dashed turquoise line). In the period between 192–320h the AWI differs by orders of magnitude between the different measurements. Therefore the assumed AWI shown in figures 7 and 8 (i.e. red solid line) was chosen based on the measured temperature behaviour inside the RPV and PCV existing only from ca. 190 hrs [5]. Figures 9 and 10 show the comparison between the estimated steam temperatures with MELCOR and the measured values in the RPV upper and lower elevations, respectively. The calculated temperatures with MELCOR follow the trends of the measured values with the assumed amounts of AWI.

Water level in the Drywell and Wetwell

Figure 11 shows the water level in the drywell and the wetwell. The black dashed line indicates the elevation where the Main Steam line isolation Valve

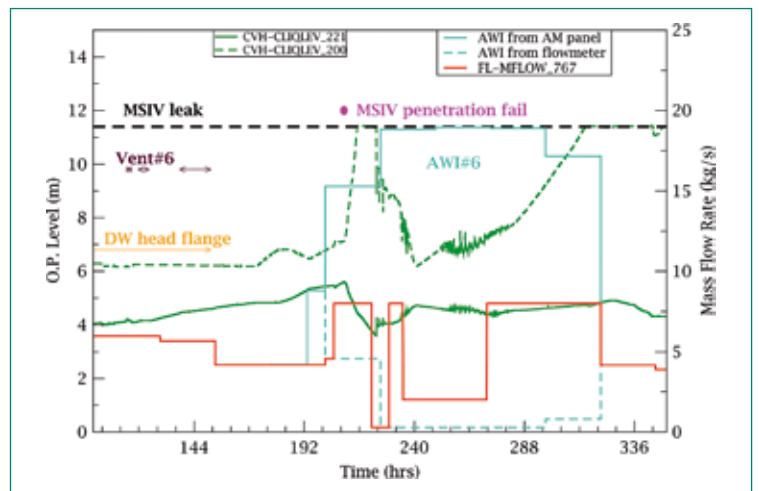


Figure 11: Wetwell and drywell water level 4-15 days after scram

(MSIV) containment penetration is located. It has been confirmed that water started to leak through this penetration in the late phase of the accident, however the precise time when this leak started is unknown. During the timeline of the accident published by OECD/NEA [6] it is mentioned that on March 24th (ca. 297–321 h) 3 workers were exposed to high levels of radiation in the unit 3 turbine building. The exposure was likely due to the

Table 2:
Hydrogen production
and transport

	Produced in U3	Leaked to U3 refueling bay	Vented to stack	Leaked to U4 building (35% of vent)	Leaked to U4 building (20% of vent)
Before U3 explosion	1188	447	657	230	131
After U3 explosion	102	152	14.5	5.06	2.89
Total	1291	599	672	235	134

highly contaminated water coming from the Unit 3 containment which may have reached the turbine building. Therefore, this event may be an indication when the water leakage started between 297–321 hrs or earlier. In the presented calculation the water was estimated to be leaking from the containment to the reactor building within that time frame.

Hydrogen production and transport

One of the open questions from BSAF-I was the amount of hydrogen needed for the explosions in unit 3 at 68.14 h and in unit 4 at 87.30 h. The hydrogen generated in Unit 3 between 42.00 to 87.30 h is believed to be responsible for both explosions as units 3 and 4 share a vent line discharging to the common stack. It is believed that the hydrogen which was transported from unit 3 to unit 4 was transported through the venting line and caused the explosion in unit 4.

In [7] it was estimated that ca. 130 kg of hydrogen was responsible for the explosion in unit 1. There is not a similar study for unit 3, however, at least the same quantity of hydrogen would have been needed for the explosion in unit 3. Table 2 shows the amount of hydrogen that was calculated to have been generated in Unit 3 in the timeframe

relevant for H₂ explosions in units 3 and 4, i.e., between 42 and 87 hours. In unit 3, the assumed drywell head flange leakage allowed ca. 450 kg of hydrogen to reach the refuelling bay at the time of the explosion. This may have been enough to produce the explosion in unit 3 (3.5 times the amount estimated in unit 1). In [8], it was estimated that between 20–35% of the vented hydrogen could have been diverted to unit 4 reactor building during the vent actions, and this would correspond to 130–230 kg of hydrogen in the present estimation. Therefore, both explosions could be explained with the proposed scenario, giving a certain degree of credibility to the sequence. However, this estimation assumes that a large fraction of hydrogen was in the same room in the reactor building.

Fission product releases until 4 days after SCRAM

Figure 12 shows the fission product releases from fuel for the representative classes in MELCOR. In addition, the figure includes the release of noble gases to the environment (black dash line). There are 3 main releases from fuel which correspond to the time when the water level in the downcomer is below TAF at ca. 42.00, 47.00 and 60.00 h. The main noble gas releases to the environment correspond to the vents at ca. 42 and 45 h and the explosion in unit 3 at 68.14 h.

Figure 13 and 14 shows the releases from fuel and to the environment, respectively, for the 3 different Cs classes, CsOH, CsI and Cs₂MoO₄. The entire fission product released from fuel will be transported to the suppression chamber as long as the RPV remains intact. The steam temperatures in the SRV discharge line before entering the suppression chamber were below 870 K in the time frame where Cs species were released from fuel (i.e. 42.00–62.00 hrs). Under these conditions the Cs injected in the pool was mainly as aerosol form, as observed earlier in [9]. Iodine was considered to be released as aerosol (as CsI), elemental or organic iodine was not considered in the present model.

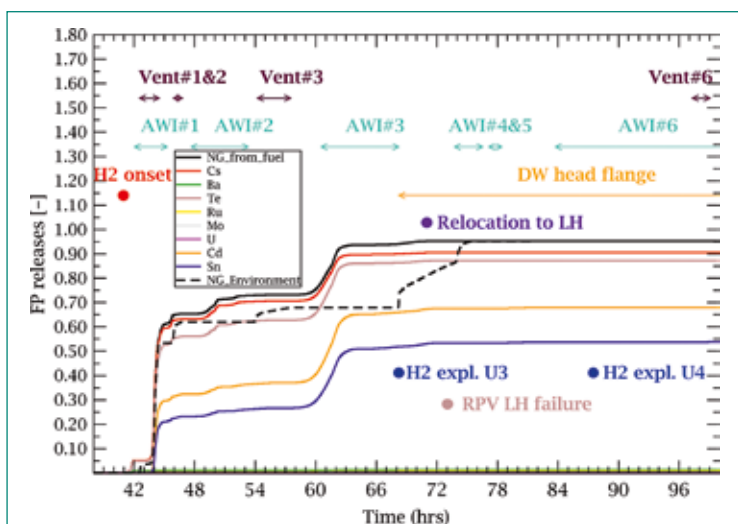


Figure 12: FP releases representative classes

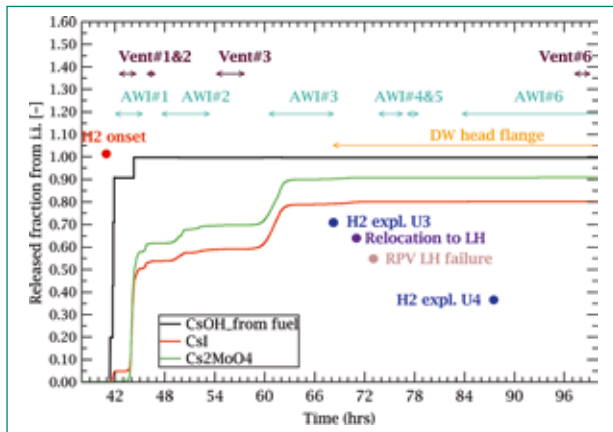


Figure 13: FP releases Cs classes from fuel

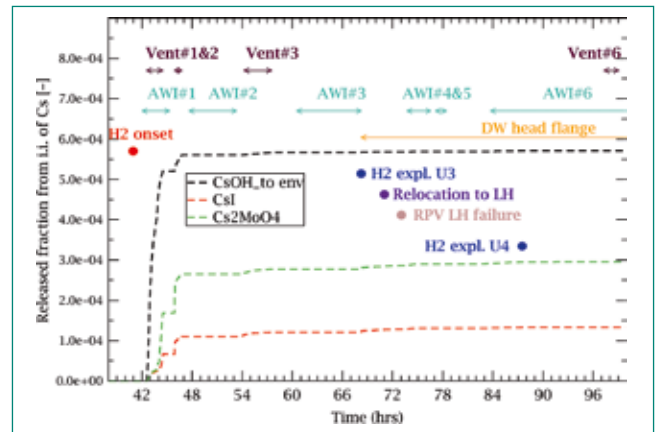


Figure 14: FP releases Cs classes to environment

The retention in the suppression chamber pool depends on the aerosol particle size but not the composition, therefore, the retention is the same for the different species under the same conditions in the pool (i.e. pressure, temperature and water level) provided that the aerosol particle size is the same. However, the release from fuel for the different species takes place at different times thereby explaining the difference in the retention.

The 1st containment vent from the Wetwell took place between 42.5–44.5 h. The Wetwell is at saturation condition, figure 15, for almost the entire 1st vent duration from 42.5–43.7 h. In this time frame 90% of CsOH, 50% of CsI and 2% of Cs₂Mo are released from fuel.

The majority of the releases for Cs₂MoO₄ from the fuel take place during the time when the containment is not being vented and the suppression chamber is not at saturation conditions. Therefore, the majority of Cs₂MoO₄ aerosols are retained in the pool. The second vent took place between 45.9h–46.8h. The pool is boiling for the entire duration of the vent. By this time only an additional 3% of CsI and 1.7% of Cs₂MoO₄ are released from the fuel. At the end of the second vent a total of 0.1% of the total Cs and 0.22% of iodine have been released to the environment.

There is no significant release from the fuel at the time the 3rd vent takes place between 54.00–57.40 h. The water level in the core region is covering the active fuel at 54.00 h as shown in figure 6. The core was further uncovered after the interruption of AWI at ca. 54.00 h reaching the bottom of the active fuel at ca. 58 h. Further releases from fuel took place only after 60 h. The pressure in the suppression chamber increased; as a result the saturation temperature of the suppression chamber is higher causing the pool to be subcooled. In conse-

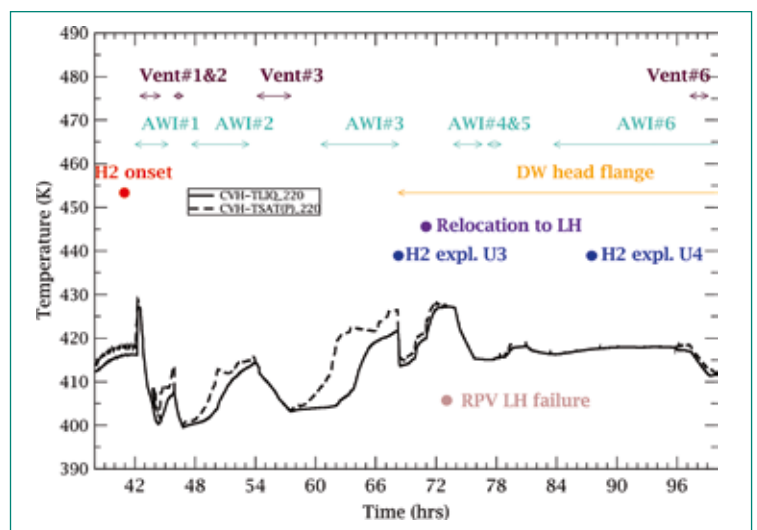


Figure 15: Wetwell temperature

quence, most of the fission products released from fuel in this time period are retained in the pool.

The drastic PCV pressure drop at ca 68.14 h is believed to have been caused by the drywell head flange leakage thereby potentially providing a direct path for fission product transport from the containment to the reactor building and to the environment. Nevertheless, by this time, most of the Cs and I would have been already retained in the suppression pool (ca. 68% and 74% of i.i., respectively).

Cs-137 and I-131 distribution

14 days after the scram

Late in the accident, there was a water leakage from the containment to the turbine building causing release of Cs and iodine carried with the contaminated water leaking through the MSIV containment penetration as explained previously. Table 3 shows the comparison of the distribution of Cs-137 and I-131 at ca. 350 h with the estimation made by Hidaka and Ishikawa [10] based on measurements of the amount of water in the turbine building, and

Cs and iodine concentrations in the water. The results of the calculations and the estimate based on the measurements seem to be in good agreement noting that the data of Hidaka and Ishikawa are from the end of April 2011 and by this time, further transport of iodine and Cs may have taken place with the coolant water flowing from the unit 3 containment to the turbine building.

Table 3:
CS-137 and I-131
distribution

Releases	MELCOR 2.1	Katata et al.
	I-131 (PBq)	I-131 (PBq)
1 st vent	2.58	0.91
2 nd vent	1.68	2.96
3 rd vent	0.43	1.28
Total 1 st , 2 nd and 3 rd vent	4.69	5.15
U3 hydrogen explosion	0.27	2.0
Total releases during the accident	–	150.2

Fission product releases from MELCOR vs. WSPEEDI reverse calculation

Table 4 shows the comparison of the activity I-131 obtained with MELCOR 2.1, against the obtained activity with the reverse calculation using WSPEEDI-II [4]. This simulation system calculates air concentration and surface deposition of radionuclides and radiological doses by the successive use of a meteorological prediction model and a Lagrangian particle dispersion model.

One limitation of WSPEEDI is that it estimates average releases over long periods of time (i.e. 0.5–3.5 h). The MELCOR estimation for iodine is in the same order of magnitude compared with the WSPEEDI-II calculations. The releases corresponding to individual vents are different, but the integral value is in very good agreement for the period where vent 1, 2 and 3 took place; providing a good quantitative comparison.

Limitations in the modelling of the Fission product releases

Despite the very good agreement against the RPV and containment pressures, water level and the inverse WSPEEDI-II releases, following limitations with the MELCOR modelling of the fission products were identified:

The reverse WSPEEDI-II calculations have not enough resolution to show the shape of the individual releases. The estimations are based on land and sea measurements over long periods of time and the estimated releases are continuous. Therefore, it is uncertain which integral value should be compared against the main releases with the MELCOR predictions.

Iodine was represented in the MELCOR model only as CsI compound. Therefore it was released from fuel as aerosol and a large fraction was retained in the suppression chamber (59% from i. i.). However, it is possible that a part of it was present as gas phase iodine (I₂ and organic iodides) which could have been released to the atmosphere during the containment vents.

MELCOR doesn't calculate significant releases after 74h. Although the RPV is calculated to be completely empty in certain time periods (see figure 5), the calculated temperatures of both the remaining fuel and the debris were always below 1500 K. This is below the temperature needed to release fission products according to the model. During the accident, leaching from debris/aerosols may take place, adding additional fission products into the contaminated water which in the late phase of the accident was transported to the reactor building.

Additionally, ca. 10% i.i. of iodine was present in the DW water and ca. 11% was transported with the contaminated water to the reactor building in the late phase of the accident. This represents an additional source of iodine that could have been released to the atmosphere as gaseous iodine. In [11] it was estimated that after March 14th slightly more than half of all of the I-131 releases to the atmosphere from the Fukushima accident (for the

Table 4:
U3 atmospheric
releases comparison.

Location	Fraction [% i.i.]		Hidaka& Ishakawa 2014 [% of i.i.]	
	Cs-137	I-131	Cs-137	I-131
Released from fuel	90.8	80	-	-
In the reactor pressure vessel	12.5	0.009	-	-
In the water in the suppression pool	55.8	59	-	-
In the water in the drywell	9.5	10	-	-
In the water in the auxiliary building	10.8	11	18.0	26
Released to the atmosphere	0.1	0.2	-	-

whole period March 14–31) would have been in a volatile form. These releases are neglected in MELCOR 2.1 as no iodine chemistry is included in the modelling.

Improvements in the MELCOR modelling derived from BSAF-I and -II

One of the objectives of BSAF-I and -II was to further develop the severe accident codes employed in the calculations. Therefore, MELCOR developers implemented several improvements to the code including:

- Improvement of run time which enabled the extension of Fukushima simulation time.
- Fuel rod collapse model. This model was available in MELCOR 1.8.6 but it was not a default option. In MELCOR 2.2 this model is default. In addition the model was improved to eliminate the temperature threshold effect from the previous model.
- To improve the representation of the RCIC operation the Terry turbine model(s) were implemented in MELCOR.
- The quench front velocity has been revised in order to prevent the code from producing unphysical pressure oscillations.
- A debris cooling models and spreading model for the CAV package.

In addition SANDIA is progressing in the development of the following models:

- Vapour condensation/hygroscopic model. Multiple aerosol components (i.e. chemicals or material) can condense or vaporize instead of just one component which is typically water.
- Aerosol re-suspension model. MELCOR will allow for each aerosol component to have user specified material density from a set of material densities. This will significantly affect gravitational settling removal of different aerosol components with different material densities. Algorithm is already developed. Testing, incorporation into MELCOR, and documentation remain on-going.
- Eutectics model. The eutectic model which was not functioning since version 1.8.5 has been reviewed and corrected. The model only applies to conglomerate; the model is almost ready for beta testing.

The changes were implemented in the new version MELCOR 2.2.1 which was promised to be released on December 2017 by SANDIA, together with the updated manual and two additional documentation volumes; volume III containing the assessments of MELCOR and volume IV which will provide a modelling guide.

National Cooperation

None

International Cooperation

The project is coordinated by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). The Operating Agent (OA) is Japan Atomic Energy Agency (JAEA) who is technically supported by the Japan Institute of Applied Energy (IAE). The participants are from Japan, Canada, China, Finland, France, Germany, Korea, Russia, Spain, USA, and Switzerland, each cooperate formally with NEA and the OA. There is informal cooperation between the participants.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

Work at PSI is progressing as planned. During the previous period, it had been reported that attempts were made to use the new MELCOR 2.2 code version which presumably allows faster runs and is more stable for long term calculations; however it was not possible to obtain a similar sequence with this code version. The results presented in this report were made only with MELCOR 2.1.

PSI has performed additional sensitivity cases in the long term analysis. The obtained calculation was in good agreement with the existing data. The analysis of the transport of fission products and hydrogen, the comparison with the source term, the amounts of hydrogen needed for the observed explosions in unit 3 and unit 4 and the comparison with the measured temperatures in the RPV were presented as promised in the last period. A plausible accident scenario for unit 3 was proposed.

The BSAF-II project was scheduled to end in March 2018; however the progress of the project has been slower than expected. In consequence, the roadmap for the final meeting has been slightly modified. The results were submitted to the operating agent at the end of October (instead of early September). The final meeting is scheduled at the end of January 2018. PSI will present the results included in the present report. During the meeting it will be discussed if additional results/comparisons are needed and which results are to be reported in the OECD summary report. In addition, it will be decided when the individual reports (i.e. per institution) will be provided, presumably shortly after the meeting.

Publications

Plan to submit the presented results of the final sequence to a journal by the beginning of next year.

References

- [1] OECD/NEA/CSNI 2014. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. <https://www.oecd-nea.org/joint-proj/bsaf.html>
- [2] *Pellegrini, M. et al.* 2016 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS: Best-Estimate Case Comparison. Nuclear Technology. doi : <http://dx.doi.org/10.13182/NT16-63>
- [3] *Fernandez-Moguel, L. and Birchley, J.* 2015. Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1. Annals of Nuclear Energy. 83: 193-215, doi: <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2015.04.021>
- [4] *Katata et al.* 2015. Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070. Doi: <http://dx.doi.org/10.5194/acp-15-1029-2015>
- [5] http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/pla/2012/images/csv_temp_data_3u-e.csv
- [6] <https://www.oecd-nea.org/news/2011/NEWS-04.html>
- [7] *Yanez, J., Kuznetsov, M., Souto-Iglesias, A.* 2015. An analysis of the hydrogen explosion in the Fukushima-Daiichi accident. International Journal of Hydrogen Energy. 40 (25) 8261–8280. Doi: <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2015.03.154>
- [8] *Nozaki K., et al.* 2017. Evaluation of inflow of venting gas of Fukushima Daiichi unit 3 into unit 4 using GOTHIC. Proceedings Nureth 17. 17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics. Xi'an, Shaanxi, China, Sept. 3–8, 2017
- [9] *Rýdl A., Fernandez-Moguel L. and Lind T.* 2016, Impact of Containment Venting on Source Term for Fukushima-like BWR scenarios, NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016
- [10] *Hidaka, A. and Ishikawa, J.* 2014. Quantities of I-131 and Cs-137 in accumulated water in the basements of reactor buildings in process of core cooling at the Fukushima Daiichi nuclear power plants accident and its influence on late phase source terms. Journal of Nuclear Science and technology. 51 (4): 413–424. Doi: <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2014.881725>
- [11] *Lebel, L. et al.* 2016. Radioiodine in the atmosphere after the Fukushima Daiichi nuclear accident. Journal of Environmental Radioactivity 151 82–93. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2015.06.001>

MSWI Cool – Melt-Structure- Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability

Author und Co-author(s)	W.M. Ma, Z. Huang, Y.L. Chen, H.M. Zhang, W. Villanueva, S. Bechta
Institution	Royal Institute of Technology (KTH)
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Phone, E-mail, Internet address	+46 8 7908 362, ma@safety.sci.kth.se, www.kth.se
Duration of the Project	June 2017 – May 2021

ABSTRACT

This study is conceived as a PhD student project at KTH during a four-year period starting from June 2017, with the goal to extend the MELCOR capabilities for high-fidelity simulation of debris bed coolability. A coupled approach of two simulation codes was chosen in the study. Presently, the mechanistic code COCOMO for debris bed coolability analysis is intended to be coupled with the system code MELCOR, so that the ex-vessel debris bed coolability can be modelled by COCOMO while the in-vessel accident progression is modelled by MELCOR for severe accident risk assessment of a light water reactor with flooded cavity.

So far a new PhD student has been recruited for this project. Together with other students and researchers, the COCOMO code has been compiled for the coupled purpose, and a quali-

fication study of the code was also conducted through calculations of the recent experiments carried out on the POMECO-FL and POMECO-HT facilities for investigating frictional laws and coolability limit (dryout) of particulate beds, respectively. The comparison of the experimental and numerical results shows that the COCOMO code is capable of predicting both the pressure drop of two-phase flow through porous media and the dryout condition of various stratified beds. While the coolability of a one-dimensional homogeneous particulate bed is bounded by counter-current flow limit, the coolability of a heap-like bed can be improved due to lateral ingression of coolant in a multi-dimensional geometry. The COCOMO simulation also predicted that coolability was improved by a downcomer embedded in the centre of a particulate bed.

Project goals

The ultimate goal of this project is to develop a simulation tool for severe accidents, with the added capabilities to model the physical phenomena of risk importance to light water reactor (LWRs). The specific objectives of this PhD project are to: (i) couple the MELCOR code with a mechanistic code for debris coolability analysis; (ii) qualify the coupled simulation tool and perform safety analysis for a reference reactor; and (iii) develop and qualify a simplified or surrogate model/code for debris coolability analysis, which can be implemented into the MELCOR code, so as to enrich its capabilities as an integral severe accident safety analysis code.

Work carried out and results obtained

1. Introduction

The MELCOR code [1] is a computer program of US NRC for severe accident simulation in light water reactors (LWR). While this code provides an efficient and computationally affordable tool for estimation of source term and general progression of severe accidents, it is limited in or lacking of capabilities for phenomena which are important to severe accident risk assessment of light water reactors (LWRs), such as fuel coolant interactions (FCI), debris bed formation and coolability, for which there are no mechanistic models in the code. In order to solve those issues, stand-alone mechanistic codes (e.g., MC3D, COCOMO) have been developed to simulate melt behavior and coolability in the lower head of the reactor pressure vessel and in the reactor cavity. However, the stand-alone simulations were only dedicated to the specific phenomena of interest (e.g., FCI and debris coolability), with an assumption of initial and boundary conditions (mass, temperature, compositions, etc.) of corium melt. This means the effects of system dynamics and accident progression on those phenomena were not considered in the analysis of these codes. In reality, the severe accident phenomena are interlinked with and impacting on each other. For instance, the melt material in the lower head is resulting from the core degradation and relocation, and the melt in the cavity is dependent on vessel failure. Thus, the capabilities of the stand-alone tools should be coupled with the system code MELCOR which is intended to simulate the

whole accident progression (from the in-vessel to the ex-vessel phases). This will not only improve the assumptions in boundary conditions of stand-alone simulations, but also extend the capabilities of the system code.

In the present study, COCOMO is chosen as a mechanistic code for debris coolability analysis, and will be coupled with MELCOR in the forthcoming study. The COCOMO code [2] was developed by IKE-Stuttgart University, Germany for numerical simulation of various phenomena, including fuel coolant interactions (FCI), steam explosion and debris bed coolability. The MEWA module [3–4] of COCOMO aims at simulating the transient boil-off and quenching behaviors of debris beds, which can be used for the evaluation of debris bed coolability. The present study was intended to validate the COCOMO code against the latest experimental data obtained from the POMECO-FL and POMECO-HT facilities at KTH, i.e., to verify the correctness of its frictional laws for two-phase flow in porous media, as well as to prove the code's capability to predict the coolability (dryout) of volumetrically heated particulate beds with multi-dimensionality. The POMECO-FL experiment was carried out to investigate frictional pressure drop of adiabatic two-phase flow [5] in particulate beds, whereas the POMECO-HT experiment was performed to study dryout phenomenon of particulate beds with various multi-dimensional features [6].

2. Experimental facilities

In the POMECO-FL facility, a particulate bed was packed in a Plexiglas pipe with internal diameter of 90 mm and height of 635 mm. Air and water two-phase flow was supplied from the bottom of the test section. The pressure drops were measured when steady state was reached. The experimental data chosen in the present work were obtained from a particulate bed (porosity=0.37) packed with spherical particles whose diameter is 1.5 mm [5]. Before the experiments for two-phase flow, several tests using single-phase fluid (water/air) were performed in order to calibrate the measurement system. For two-phase flow tests, water was first injected and fixed to a constant value (0.13 mm/s or 0.26 mm/s). Then air was supplied and the pressure drops were measured when the cocurrent two-phase flow was stable. Only the air velocity was varied for each run. All tests were operated under atmospheric pressure condition.

In the POMECO-HT test facility, a particulate bed was packed in a stainless-steel vessel whose rectangular cross-sectional area and height are 200 mm × 200 mm and 620 mm, respectively. Above the test section sits a water tank whose water level was maintained at a certain level (~250 mm above its bottom) during the experiment. A downcomer which connected the water tank and the bottom of the test section was installed and controlled by a valve. Both the test section and the water tank are well insulated. A volumetric heat source was introduced by a total of 120 electrical resistance heaters that are uniformly installed in the particulate bed. Six stratified test beds (Fig. 1), investigated experimentally [6], were analyzed in this paper, whose parameters can be found in Table 1. For the triangularly stratified bed (Bed-3), only the inner triangular part was heated during the experiment. In each test run, a stepwise increase of power was applied till dryout occurrence noticed by a dramatic increase in temperature (> 10 °C). The waiting period of each power step is about 20 minutes. In the first campaign of experiment, the downcomer was blocked so that the test bed was only cooled by top-flooding. Afterwards several tests were carried out with the downcomer (8 mm or 12 mm in diameter) opened, so as to induce a pronounced natural circulation from the downcomer to the particulate bed.

3. Validation of the COCOMO code

3.1 Validation against POMECO-FL experiment

The particulate bed in the POMECO-FL experiment was packed uniformly with particles of the same size (1.5 mm), and the bed's height is also much

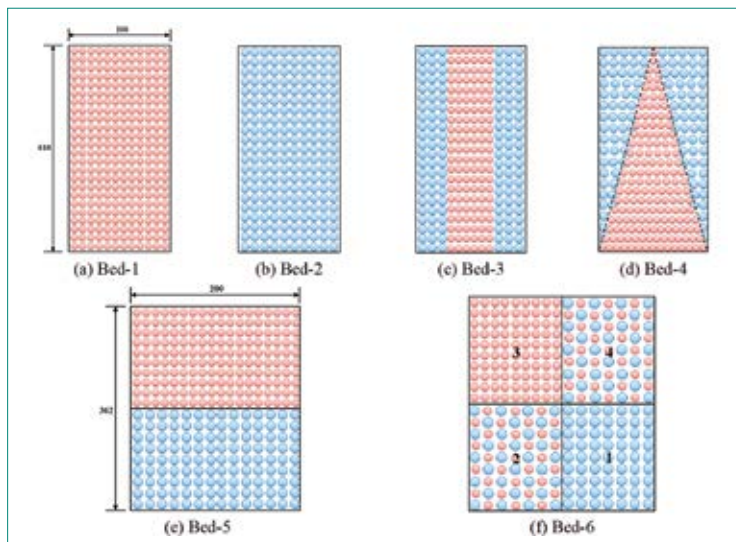


Figure 1: Configuration of particulate beds of POMECO-HT experiment (packing stainless-steel spheres of different diameters: 1.5 mm in red, 3 mm in blue).

larger than its diameter. Therefore, it can be treated as a 1-D homogenous problem. In the current COCOMO simulation for this experiment, the «mass flux» boundary condition was set for the inlet (at bottom) where the mass flowrate was specified, and the «open flow» boundary is set for the outlet (at top) with atmospheric pressure.

3.1.1 Frictional pressure drop for single-phase flow

Fig. 2 shows the comparisons of the experimental pressure gradients with the COCOMO simulation results for water and air single-phase flows, respectively. The analytical values calculated by Ergun's equation [7] was also plotted in the figure. It can be seen that the measured pressure gradients were well predicted by both the analytic method and the COCOMO code, with the maximum relative error less than 5% for water flow and 7% for air flow, which implies a good quality of experimental meas-

Bed	Type of bed	Particle diameter (mm)	Porosity (-)	Bed height (mm)
Bed-1	Homogeneous	1.5	0.363	610
Bed-2	Homogeneous	3.0	0.367	610
Bed-3	Radially stratified	Inner: 1.5 Outer: 3.0	Inner: 0.363 Outer: 0.367	610
Bed-4	Triangular	Inner: 1.5 Outer: 3.0	Inner: 0.363 Outer: 0.367	610
Bed-5	Horizontally stratified	Upper: 1.5 Lower: 3.0	Upper: 0.387 Lower: 0.393	362
Bed-6	Multiply stratified	Zone 1: 3.0 Zone 2: 1.5 and 3.0 Zone 3: 1.5 Zone 4: 1.5 and 3.0	Zone 1: 0.398 Zone 2: 0.406 Zone 3: 0.439 Zone 4: 0.366	362

Table 1: Parameters of particulate beds of POMECO-HT experiment.

Phase	Properties		Coefficients of Ergun's equation	
	ρ (kg/m ³)	μ (kg/(m·s))	μ/K (kg/(m ³ ·s))	ρ/η (kg/m ⁴)
water	1000	1.52×10^{-3}	7.93×10^5	1.45×10^7
air	1.225	1.79×10^{-5}	9.35×10^3	1.78×10^4

Table 2: Properties of fluids and coefficients of Ergun's equation [7].

measurements as well as a high fidelity of input setup of modeling in the COCOMO simulation.

Notably, it was observed that the pressure gradient of water flow is much higher than that of air flow at the same superficial velocity, and the air velocity must be 1~2 orders higher than water velocity in order to have comparable magnitudes in pressure gradient. This is mainly attributed to the significant difference between the two fluids' properties (i.e., density and viscosity). As shown in Table 2, the coefficients of Ergun's equation for water are roughly 2~3 orders higher than those of air. The pressure gradient for two-phase flow is more complex due to interactions between phases, which will be discussed in the following subsection.

3.1.2 Frictional pressure drop for two-phase flow

Fig. 3 shows the comparisons of experimental data (at $j_i = 0.13$ mm/s) with the COCOMO simulation results, as well as the analytical solutions of different 1-D frictional models. The comparisons of another case with $j_i = 0.26$ mm/s were similar, so it will not be presented here. The COCOMO simulation results agreed well with the experimental data, with a relative error within 6%. For the specific particulate bed with smaller particle diam-

eter (1.5 mm), it is clear that the Reed model produced a satisfactory prediction, whereas the Lipinski model under-predicted and the all others over-predicted the pressure gradient. Especially for the Tung & Dhir model [8] which was explicitly considering the interfacial drag force, the deviation was quite pronounced for the bubbly flow regime ($j_g < 0.2$ m/s). This may be attributed to the fact that the particle size of the particulate bed investigated here is small, since it was found that the Tung & Dhir model tends to over-predict the impact of interfacial drag for small particles ($d < 5.8$ mm) due to the less accurate prediction of flow regime and bubble diameter [3][8].

3.2 Validation against POMECO-HT experiment

The COCOMO inputs for the POMECO-HT tests were similar to that of the POMECO-FL test, except that a volumetric power source was introduced to the solid particles for decay heat, and a zone representing the pool above the particulate beds was added. The boundary condition was set as «wall» at the bottom, and «open flow» at the top surface. Initially, the temperatures of debris bed and water were set as the saturated temperature corresponding to atmospheric pressure. A stepwise electric power was applied to heat up the particulate bed, and the dryout was identified when an evident rise of the particles' temperatures ($> 10^\circ\text{C}$) was observed. For 1-D flow in a homogenous bed (as Bed-1 and Bed-2 in in Fig. 1), Sachin et al. [6] found the Reed model [11] could predict the measured dryout heat flux.

3.2.1. Prediction of dryout for particulate beds without downcomer

Six particulate beds as listed in Table 1 without the downcomer were simulated first in this subsection. The comparison of the experimental data and results predicted by COCOMO is shown in Fig. 4, where the numbers above the markers indicate the relative errors. Dryout power density (instead of dryout heat flux), which is the heating power divided by the bed's volume, was employed in this

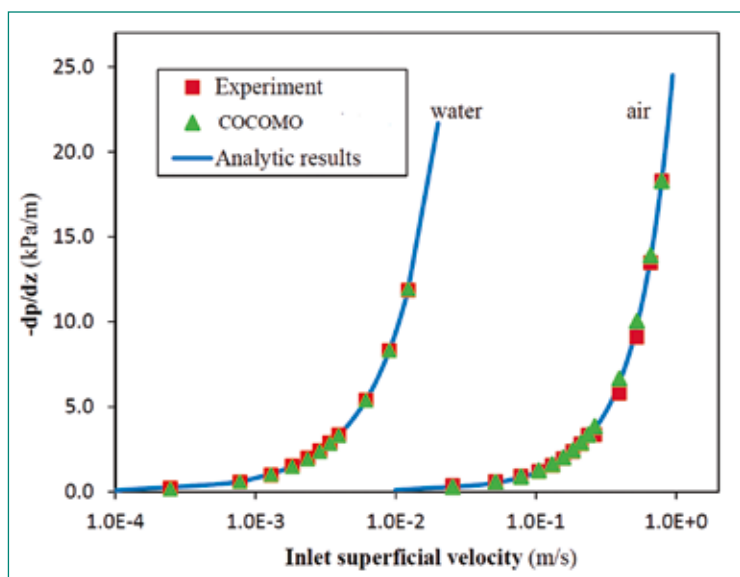


Figure 2: Pressure gradient of water/air single-phase flow through particulate bed ($d=15$ mm, $\epsilon=0.37$).

figure since it is more suitable to describe a multi-dimensional configuration. The dryout heat flux (DHF) in respect to cross-section area is preferred in the coolability analysis of a 1-D bed since its cross-section area is constant, and it equals to the dryout power density times the 1-D bed's height. Since the power inputs to the particulate beds were increased stepwise in both experiment and simulation, uncertainty ranges of the dryout power density due to the last power increment were also plotted. Generally speaking, satisfactory predictions of the dryout conditions were obtained by the COCOMO code simulation, when the Reed model [11] was employed for the frictional terms in the momentum equations.

The dryout of Bed-2 (homogeneous bed) occurred first at the bottom of the bed, when the bed was flooded from the top and vapor was generated in the bed and flowing up, forming a countercurrent flow. As a result, the dryout occurs near the bottom of the bed where the coolant can reach only after penetrating the whole bed, and therefore the dryout heat flux is determined by the CCFL. The predicted DHF of Bed-2 ($d=3\text{ mm}$) is roughly 2.2 times higher than Bed-1 ($d=1.5\text{ mm}$), which can be expected since the particle diameter and the porosity of Bed-2 are larger, leading to a significant reduction in frictional resistance [15]. Figs. 5a-b show the comparisons of experimental values with COCOMO predictions of DHF for Bed-1 and Bed-2 (1-D homogeneous bed), respectively. The analytical solutions for the 1-D homogeneous beds were also plotted in the figures for comparison. It can be seen that the Theofanous & Saito correlation [13] gave the best prediction for Bed-1, but did not do the same for Bed-2. Compared with other analytical solutions (Schrock et al. [14] Lipinski [12], Reed [11] and Hu & Theofanous [9]), the predictions of COCOMO code with Reed frictional option appear acceptable for both Bed-1 and Bed-2 (1-D particulate beds).

It was found the DHF of Bed-3 in both experiment and COCOMO simulation was comparable with that of Bed-2 packed with 3 mm spheres, and much higher than that of Bed-1 with 1.5 mm spheres, which implies that the DHF of Bed-3 was dominated by the side column packed with larger size particles. This is because the side column provides escape path for the vapor generated in the middle part due to the relatively smaller frictional resistance, resulting in more ingress of coolant from the top. Besides, the predicted location of dryout was in the upper part of the region with

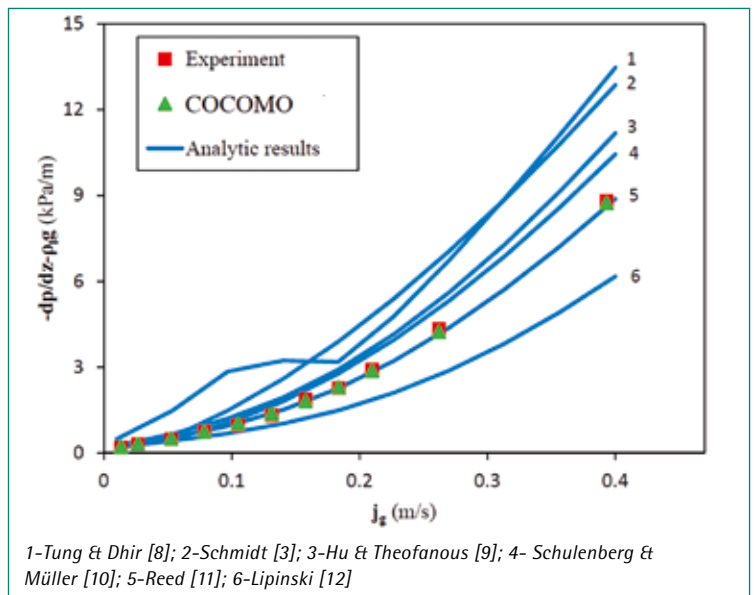


Figure 3: Pressure gradient of two-phase flow through particulate bed ($d = 1.5\text{ mm}$, $\epsilon = 0.37$) with fixed water velocity ($j_l = 0.13\text{ mm/s}$).

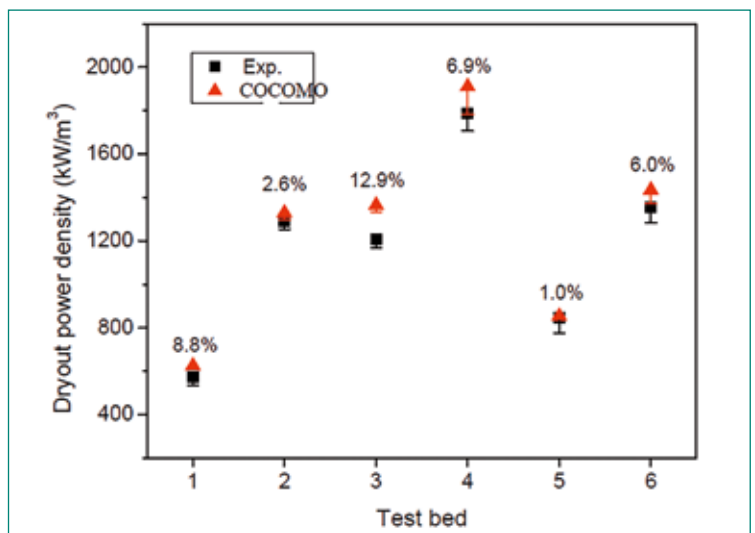


Figure 4: Comparison of experimental data with COCOMO predictions for particulate beds in Table 1.

larger size particles, which also coincides with the observation of the experiment.

The dryout of Bed-4 (triangular particulate bed) occurred first in the inner and upper part of the triangular bed. The experiment also demonstrated that the dryout power density was much larger (69%) than a homogeneous bed with same volume, particle size and porosity as the triangular bed [4]. The reason is that the multi-dimensional packing fashion of Bed-4 promotes the ingress of coolant from the sides and the bottom in addition to the top-flooding, so that the limitation of counter-current flow is removed.

The dryout condition of Bed-5 (horizontally stratified) was similar to the homogeneous bed. In contrast to the radially stratified bed (Bed-3) whose

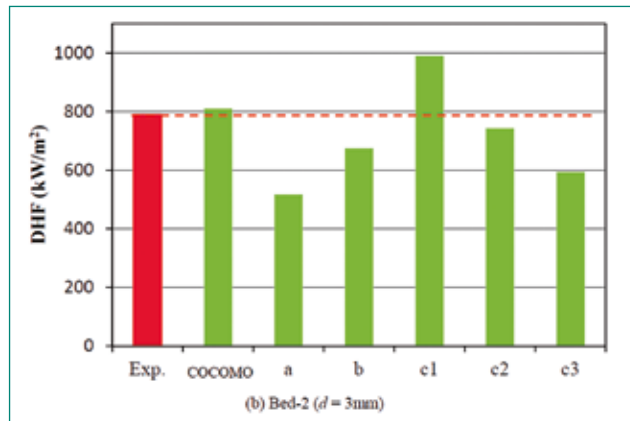
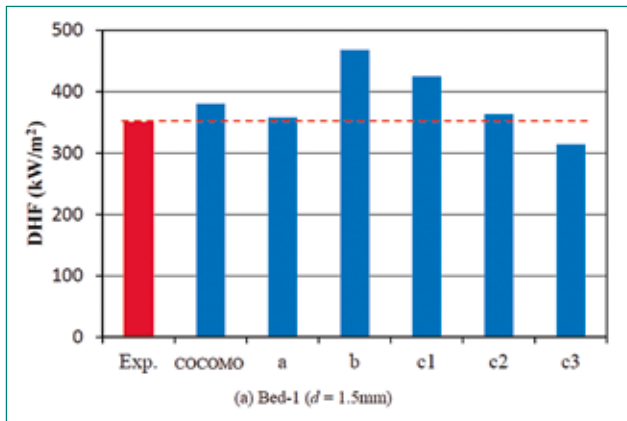


Figure 5: Comparisons of experimental dryout heat fluxes of Bed-1 and Bed-2 with COCOMO predictions and analytical solutions: a - Theofanous & Saito [13]; b - Schrock et al. [14]; c1 -Lipinski [12]; c2 - Reed [11]; c3 - Hu & Theofanous [9].

DHF was dominated by the region with larger size spheres, the DHF of Bed-5 was much closer to that of the homogeneous bed with smaller size particles (Bed-2). The reason is that the coolant ingress was from the top, while the region with larger size (3 mm) particles was located beneath the region with smaller size (1.5mm) particles, which can't provide additional escape path for vapor to avoid the CCFL.

The dryout condition of Bed-6 was featuring multi-dimensional stratification. The location of dryout was predicted in zone 4, the upper left region where particles with diameter of both 3 mm and 1.5 mm are mixed, which is consistent with the experiment observation. It is found that zone1~3 are accessible for coolant either from top or from side, while upward vapor accumulated in zone 4 will prevent the ingress of coolant from top.

3.2.2 Prediction of dryout

for particulate bed with downcomer

Bed-1 with two different sizes of downcomer, 8 mm and 12 mm in internal diameter, were tested in the experiment. In the COCOMO code simulation, the downcomer was modeled by a channel zone whose porosity and particle diameter were large. It seems that the Schulenberg & Müller model [10] including interfacial drag term for friction law had a better predictions of the experimental data, as shown in Fig. 6. Both experiment and simulation indicated that the coolability is enhanced by the downcomer. This is because an extra circulation flow to the bottom induced by the downcomer breaks the CCFL. The dryout location was also higher up, far away from the downcomer outlet in the horizontal direction since the coolant from the down-comer is difficult to reach there. Fig. 6 also implies that more coolability can be gained by an enlarged downcomer. However, the gain predicted by the simulation was significantly less than the experimental value. This is because the frictional force between the fluid and the tube wall, which is highly sensitive to the flow area, was not modeled by the current COCOMO code. As a result, the increase of circulation flowrate due to the reduction of the flow resistance is insufficiently simulated by the code.

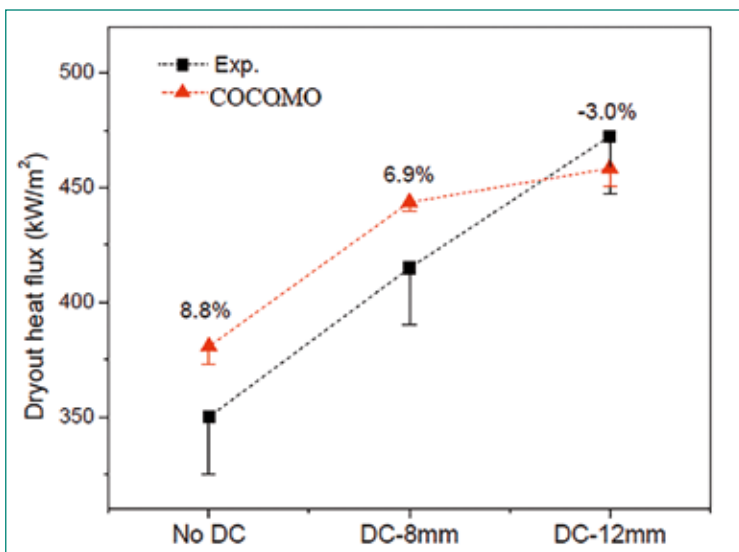


Figure 6: Comparison of COCOMO predictions against the experimental DHF values of Bed-1 ($d = 1.5 \text{ mm}$) with/without downcomer (the numbers above the markers indicate the relative errors).

4. Summary

The COCOMO code was capable of predicting the pressure gradients in the POMECO-FL experiment, if the Reed [11] model was chosen for frictional terms. For dryout experiments carried on the different particulate beds without downcomer as shown in Fig. 1 and Table 1, the dryout power values and

locations were well reproduced by the COCOMO code if the Reed model was selected for frictional terms. For the homogenous bed with downcomer, the dryout power was predicted better by Schulenberg & Müller model [10] than Reed model [11], but one has to keep in mind that the wall friction of the downcomer was not considered in the COCOMO simulation. If it was taken into account, the under-estimation of the frictions by the Reed model could be traded off. Hence, in the following coolability analysis for reactor cases, the Reed model was chosen for the frictional laws.

International Cooperation

The activities in this project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Authority SSM and Swedish nuclear power companies), ENSI, European Union (SAFEST and IVMR Projects) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

Since the project began in June 2017, a new PhD student has been recruited. The coupling approach of MELCOR with COCOMO has been decided, and the COCOMO code has been compiled with the interface which provides the coupling capability. Meanwhile, the student is learning the MELCOR code and the modelling of COCOMO. In general, the progress is on the track as planned. In 2018 research efforts will be concentrated on further learning and examining the two codes, as well as implementing and testing coupled codes for accident analysis for a reference light water reactor with flooded cavity.

Publications

- *Z. Huang and W.M. Ma*: Validation and application of the MEWA code to analysis of debris bed coolability, Nuclear Engineering and Design, 327, pp.22–37, 2018.
- *H.M. Zhang and W.M. Ma*: MELCOR code capability development and BWR severe accident analyses, Nationell Strålsäkerhet – Utblick och Forskning, City Conference Center, Stockholm, November 22–23, 2017

References

- [1] *R. O. Gauntt et al.*: MELCOR 1.8.6 Computer Code Manuals – Vol. 1: Primer and Users Guide & Vol. 2: Reference Manuals, NUREG/CR 6119, Rev.3, SAND2005-5713, 2005.
- [2] *M. Buck, G. Pohlner and A. Berkhan*: COCOMO 3D code graphical user interface and input data description, IKE – Universität Stuttgart, April 2014.
- [3] *W. Schmidt*: Influence of multidimensionality and interfacial friction on the coolability of fragmented corium. PhD Thesis of Universität Stuttgart, Germany, 2004.
- [4] *M. Bürger, M. Buck, and W. Schmidt*: Validation and application of the WABE code: Investigations of constitutive laws and 2D effects on debris coolability, Nuclear Engineering and Design, 236, pp.2164–2188, 2006.
- [5] *L.X. Li, W.M. Ma and S. Thakre*, An experimental study on pressure drop and dryout heat flux of two-phase flow in packed beds of multi-sized and irregular particles, Nuclear Engineering and Design, 242, pp.369–378, 2012.
- [6] *S. Thakre, L.X. Li and W.M. Ma*: An experimental study on coolability of a particulate bed with radial stratification or triangular shape, Nuclear Engineering and Design. 276, pp.54–63, 2014.
- [7] *S. Ergun*: Fluid flow through packed columns, Chemical Engineering Progress, 48, pp. 89–94, 1952.
- [8] *V.X. Tung and V.K. Dhir*: A hydrodynamic model for two-phase flow through porous media, Int. J. Multiphase Flow, 14 (1), 47–65, 1988.
- [9] *K. Hu and T.G. Theofanous*: On the measurement and mechanism of dryout in volumetrically heated coarse particle beds, Int. J. Multiphase Flow, 17, pp.519–532, 1991.
- [10] *T. Schulenberg and U. Müller*: An improved model for two-phase flow through beds of coarse particles, Int. J. Multiphase flow, 13, pp.87–97, 1987.
- [11] *A.W. Reed*: The effect of channeling on the dryout of heated particulate beds immersed in a liquid pool, PhD Thesis of Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, USA, 1982.
- [12] *R.J. Lipinski*: A model for boiling and dryout in particle beds, Sandia National Laboratories Report. NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.

- [13] *T.G. Theofanous and M. Saito*: An assessment of class 9 (core-melt) accidents for PWR dry-containment systems, *Nuclear Engineering and Design*, 66, pp.301–332, 1981.
- [14] *V.E. Schrock, C.H. Wang, S. Revankar, L.H. Wei and S.Y. Lee*: Flooding in particle beds and its role in dryout heat flux prediction, *Proceedings of The Sixth Meeting on Debris Coolability*, Los Angeles, California, EPRI NP-4455, Palo Alto, California, 1986.
- [15] *W.M. Ma and T.N. Dinh*: The effects of debris bed's prototypical characteristics on corium coolability in a LWR severe accident, *Nuclear Engineering and Design*, 240, pp. 598–608, 2010.

Strahlenschutzforschung am PSI

Autor und Koautoren	S. Mayer, F. Assenmacher, G. Butterweck, B. Hofstetter-Boillat, M. Jäggi, M. Heule, E. G. Yukihara
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut (PSI), Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Sektion Messwesen
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-mail, Internetadresse	+41 56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2016 bis 31. Dezember 2018
Berichtszeitraum	1. Januar 2017 bis 31. Dezember 2017

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr gab es im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung» verschiedene Teilprojekte zu bearbeiten, die Weiterentwicklungen auf den Gebieten der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen.

Für die Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie des Nachweises von anthropogenen Radionukliden wurden verschiedene Projekte durchgeführt, wie z. B. Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen, die Machbarkeit der α/β -Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfachmessplätzen und eine Alternative zur Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton mittels Fusionsaufschluss. Die Gruppe Radioanalytik der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (PSI) nahm 2017 an verschiedenen Vergleichsmessungen teil, wie z.B. Internationaler Ringversuch Milch, Max Rubner Institut, DE und IAEA ALMERA-Netzwerk TEL-4. Die internationale Aeroradiometrieübung ARM-17 wurde vom 22. bis 30.6.2017 in der Schweiz durchgeführt. An der Übung nahm als zweites Schweizer Team das KompZen ABC-Kamir mit dem neu beschafften RLL-Aeroradiometriesystem teil, deren Messungen als Test vor Ablösung

der alten NAZ-Systeme durch zwei der vier RLL-Systeme in 2018 dienen.

Unter dem Schwerpunkt «Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen» wurde die Messunsicherheit von Freimessmitteln untersucht sowie das Dosisleistungsmessgerät bGeigie nano charakterisiert. Das bGeigie nano misst die Referenzstrahlqualität S-Cs bei tiefen Dosisleistungsbereichen gut und befindet sich bis einer Dosisleistung von 3 mSv/h innerhalb der CH-Eichfehlergrenze von $\pm 20\%$.

Neue PADC-Materialien und FNTD-Neutronendosimeter wurde am Bestrahlungsplatz CERF des CERN in einer Messkampagne Arbeitsplatz-Strahlungsfelder mit und ohne thermischen Neutronenanteil getestet. In 2017 nahm die Dosimetriestelle an verschiedenen Vergleichsmessungen teil, wie z. B. der EURADOS IC2017n Neutronendosimetrie Vergleichsmessung und der PTB Vergleichsmessung an Neutronen-Personendosimetern. Das Ergebnis der PTB Vergleichsmessung hat gezeigt, dass die Neutronen-Personendosimeter des PSI die Anforderungen der Dosimetrieverordnung erfüllen.

Verschiedene Studenten wurden begleitet. Anja Pregler bearbeitete ihre Dissertation über na-

türliche Uranvorkommen im Schweizer Mittelland. Der Dualstudent Peter Wagner (Verbund PSI und Duale Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe) wirkte im Jahr 2017 an diversen Pro-

jekten mit. Alberto Stabilini und Marco Tisi, Master-Studenten des Politecnico di Milano, Italien, haben ihre Masterarbeiten am PSI durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für das Jahr 2017 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(17/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

(17/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

- Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen
- α/β -Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfach-Messplätzen
- Standardisierung des HIDEX-Flüssigkeits-Szintillationsspektrometer
- Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton
- Teilnahme an Vergleichsmessungen

(17/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

(17/4) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

(17/5) Fachbegleitung von Studenten

(17/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(17/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

Im Bereich Dosimetrie der Inkorporation von Radionukliden wurde 2017 die Mitwirkung der Sektion Messwesen in der *EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) Working Group WG7* begonnen.

Schwerpunkte sind die Mitwirkung bei der Erstellung eines *GUIDANCE* Dokuments, das Dosimetrie stellen praktische Anleitungen zu der neuen Publikationsreihe *Occupational Intake of Radionuclides (OIR)* der *ICRP (International Commission on Radiological Protection)* geben soll. Ein weiterer Schwerpunkt ist die Teilnahme am Dosimetrievergleich *ICIDOSE*, einer von der *EURADOS WG7* bereitgestellten Sammlung von Fallbeispielen zur Inkorporation von Radionukliden.

In 2017 haben die regulären Arbeitskreistreffen Dosimetrie und Inkorporation des Deutsch-Schweizer Fachverbands für Strahlenschutz e.V. stattgefunden, an denen Mitarbeiter der Sektion Messwesen teilgenommen haben.

Im Rahmen der Mitarbeit im nationalen *Normenkomitee TK45* wurden Normen, die in unserem Fachbereich liegen, evaluiert und eine Abstimmung mitgeteilt. B. Hofstetter ist in die *IEC – TC 45/SC 45B/WG 16 Nuclear Instrumentation → Radiation Protection Instrumentation → Contamination Meters and Monitors* eingetreten.

(17/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen

Die Bestimmung des reinen β -Strahlers ^{241}Pu mittels α/β -diskriminierter *Liquid Scintillator Counting (LSC)*-Messung (Flüssigszintillation) ist Gegenstand dieses Forschungsprojektes. Die Aktivität von ^{241}Pu ist besonders bei Proben aus reaktornahen Komponenten eines Kernkraftwerkes von Interesse, da dieses Nuklid das Mutternuklid des langlebigen α -Strahlers ^{241}Am darstellt, welches für den Reaktor-Rückbau und die Endlagerung relevant ist. Bei Vorhandensein des Mutter-/Tochterpaares $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$ zeigt sich im β -Spektrum eine Überschneidung im Energiebereich mit ^{241}Pu . Auch aktiviertes ^{55}Fe stört die Messung. Diese Isotope zeigen ein zu ^{241}Pu vergleichbares Spektrum. Daher ist es unter allen Umständen erforderlich,

dass ^{241}Pu von allen anderen störenden Nukliden abgetrennt wird.

Im Laufe des Jahres wurde eine mehrstufige chemische Trennsequenz entwickelt, mit welcher ^{241}Pu von den Störnukliden separiert werden kann. Die Ausgangslösung wurde im ersten Schritt zusammen mit Ascorbinsäure und Eisen(II)-Sulfamat als inaktiver Träger auf eine TRU-Säule gegeben. Durch mehrmaliges Spülen wird das enthaltene ^{55}Fe zusammen mit dem inaktiven Fe-Träger durch die TRU-Säule gespült. Die Pu-Fraktion wird anschliessend eluiert. Die Pu-Fraktion, die noch ^{95}Zr und ^{95}Nb enthält, wird nach Entfernung der Matrix wieder in HCl/HI aufgenommen und auf eine Säule mit *Zr-Resin* gegeben. In diesem Schritt kann ^{95}Zr und ^{95}Nb quantitativ mit kleinen Spülschritten entfernt werden.

α/β -Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfachmessplätzen

Für die Machbarkeitsstudie von α/β -Direktmessungen mit genügend tiefer Nachweisgrenze für die Materialfreigabe von radioaktiven Komponenten sollen aktive Betonproben aus Rückbauprojekten untersucht werden. Die Motivation besteht darin, die Anzahl arbeitsintensiver, nuklidspezifischer Trennungen zu reduzieren.

Für Vorversuche wurden getrocknete Rückstellproben aus dem PSI Rückhaltebecken und Schlammproben des Hotlabors mit bekanntem Nuklidvektor zusammengestellt und homogenisiert. Mit diesen Standard-Materialien sollen als Funktion der Pulvergrößenverteilung und der spezifischen Oberfläche Kalibrierfaktoren insbesondere für die α -Strahler ermittelt werden.

Standardisierung des Hidex-Flüssigkeit-Szintillationspektrometers

In der Emissionsbilanzierung werden ^3H wässrig und gasförmig und ^{14}C organisch und anorganisch pro Quartal mittels einer *Bonnenberg & Drescher* Anlage gesammelt, danach separiert und mittels Flüssigszintillation (*Liquid Scintillator Counter*; LSC) gemessen. Um die Messmethode breiter abzustützen, wurde ein neueres LSC Messgerät der Marke *Hidex* für die zukünftige Verwendung in diesem Messverfahren kalibriert. Im ersten Quartal 2017 wurde mit der Mess-Software des *Hidex*-LSC-Gerätes eine Parameterdatei für die Messung von ^3H -wässrig und ^3H -gasförmig erstellt. Anschliessend wurden die Messeinstellungen von $^{14}\text{C}_{\text{organisch}}$ und $^{14}\text{C}_{\text{anorganisch}}$ optimiert, indem eine Quench-Kurve gemessen wurde. Ab 2018 werden die Bilanzie-

rungen mit dem bisher verwendeten *Tricarb* und dem *Hidex* parallel gemessen, damit das *Hidex*-LSC-Messgerät als vollwertiges Redundanzgerät zum bisher verwendeten *Tricarb* für die Bilanzierungsmessungen zur Verfügung steht.

Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton

In Zukunft wird eine steigende Anzahl Rückbauproben für α -, β - und γ -Messungen erwartet. Beton und insbesondere gehärteter Barytbeton stellen für die quantitative α -, β -Spektrometrie eine besondere Herausforderung dar, da die Bestandteile zur chemischen Trennung in Säuren komplett aufgeschlossen werden müssen. In klassischen Aufschlüssen setzt man hierfür unter anderem Flusssäure ein, welche aufgrund ihrer Gefährlichkeit substituiert werden sollte. Eine Routineanalytik lässt sich unter Einsatz von Flusssäure nur unter sehr erschwerten Bedingungen durchführen.

Eine Alternative bieten Fusionsaufschlüsse. Bei diesen werden z.B. Lithiumboratsalze, welche als dünnflüssige Schmelze bei 1100°C als starkes chemisches Lösungsmittel für anorganische Materialien wie Barytbeton wirkt, verwendet. Dabei wird auch die Aluminosilikat-Matrix des Barytbetons gelöst und kann später als Silicagel abfiltriert werden. Nach diesem ersten Schritt konnten die sauren Lösungen mittels bekannter Trennverfahren für diverse nuklidspezifische Messungen vorbereitet werden. Die Fusionsaufschlussmethode wurde in der Radioanalytik manuell durchgeführt und charakterisiert.

Für den Fusionsaufschluss gibt es kommerzielle Geräte, die das Aufschmelzen von Li-Salzen und Barytbeton automatisieren sowie auf eine sehr sichere Weise durchführen können. Damit kann man im Aufschlussverfahren komplett auf den Einsatz von Flusssäure verzichten. Die Methode eröffnet den Weg für zugänglichere quantitative α - und β -Analysen von Proben aus Barytbeton.

Teilnahme an Vergleichsmessungen und Ringversuchen

Die Gruppe Radioanalytik der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (PSI) nahm 2017 an verschiedenen Vergleichsmessungen teil. Bei diesen werden Aliquote einer Probemenge an die teilnehmenden Labors versendet. Diese berichten ihre Messresultate blind dem Veranstalter, der diese in einem anonymisierten Vergleich auswertet und publiziert. Die Ringversuche dienen den einzelnen teilnehmenden Labors als Qualitätsmassstab und Benchmark.

- Internationaler Ringversuch Milch, *Max Rubner Institut*, DE. Milch und Milchpulverproben mit γ -Strahlern sowie einer Mischung von β -Strahlern, ^{89}Sr und ^{90}Sr .
- IAEA ALMERA-Netzwerk TEL-4. Dieser internationale Ringversuch mit 192 teilnehmenden Labors umfasste neben Standardproben auch eine wässrige Lösung mit diversen künstlichen und zum Teil schnell zerfallenden Nukliden, Milchpulver und andere feste Proben wie Kalksteinpulver mit natürlichen Nukliden.
- Schweiz-Weiter Ringversuch Gamma-Spektrometrie, *Institut de Radiophysique (IRA)*, Lausanne, CH. Die Auswertung dieses Ringversuchs stand bis Abschluss des Berichts noch aus.

Sowohl in der Erkennung von Nukliden in verschiedenen Probenmaterialien als auch im quantitativen Vergleich schnitt die Gruppe Radioanalytik der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (PSI) sehr gut ab.

(17/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

In 2017 wurde die internationale Aeroradiometrieübung ARM17 vom 22. bis 30.6.2017 in der Schweiz durchgeführt. An der Übung nahm als zweites Schweizer Team das KompZen ABC-Kamir mit dem neu beschafften RLL-Aeroradiometriesystem teil. Die Messungen dieses Teams dienen als letzter Test vor der Ablösung der alten NAZ-Systeme durch zwei der vier RLL-Systeme in 2018.

Vor dem internationalen Teil der ARM17 wurde die Umgebung der Kernkraftwerke Gösgen (KKG) und Mühleberg (KKM) aeroradiometrisch vermessen.

Über dem Werksgelände des KKM wurde neben dem bei Betrieb des Reaktors stets sichtbaren Aktivierungsprodukt ^{16}N auch ^{60}Co und ^{137}Cs gemessen. Während des Überflugs wurden Fässer mit radioaktivem Abfall durch das Personal des KKM ausgemessen und dafür über das Betriebsgelände transportiert. Ausserhalb der Betriebsgelände von KKG und KKM wurden keine künstlichen Radionuklide detektiert.

Das Hauptziel der internationalen Aeroradiometrieübung war das Aufspüren von radioaktiven Quellen. In der diesjährigen Übung wurde die Suche von starken radioaktiven ^{137}Cs -Quellen (20 GBq und 50 GBq) in einem grossen Gebiet (2900 km², ca. 6% der Schweiz) geübt. Jedem der sechs teilnehmenden Messteams wurde eine Teilfläche des Suchgebiets zugeteilt. Diese Zuteilung erfolgte aufgrund von Flugsicherheitsüberlegungen durch die Schweizer Luftwaffe (Abbildung 1).

Für die Quellensuche stand ein Tag zur Verfügung. Die Suchstrategie (Flughöhe, Linienabstand, Fluggeschwindigkeit) wurde am Vortag durch die Leiter der Messteams individuell festgelegt. Beide durch Strahlenschutzpersonal des PSI und des Transporteurs *Indermühle AG* ausgelegten und betreuten Quellen konnten aufgespürt werden. Die Quelle mit einer ^{137}Cs -Aktivität von 50 GBq konnte vom *Tschechischen Messteam CZ01* aufgrund eines eindeutigen Signals im Wasserfallspektrum und auch vom *Team Schweiz CH02* (KompZen ABC-Kamir) aufgrund eines automatischen Aktivitätsalarms noch während des Fluges lokalisiert werden.

Die detaillierte Datenauswertung im Anschluss an die Übung brachte leichte Unstimmigkeiten in den mit dem NAZ-System von Team CH01 gemessenen Daten zu Tage. Durch eine Analyse der im zum Detektor gehörigen Spektrometer automatisch fortlaufend gespeicherten Einzelspektren konnte eine fehlerhafte Energiekalibrierung eines der vier NaI(Tl)-Kristalle während sämtlicher Messflüge in 2017 entdeckt werden (Abbildung 2). Im Normalfall werden für die Datenauswertung nur die Summenspektren über alle vier Kristalle vom Detektor übertragen. In diesen Summenspektren war der Effekt der fehlerhaften Energiekalibrierung eines Kristalls unauffällig (Abbildung 2). Die fehlerhafte Energiekalibrierung macht eine aufwändige Datenrekonstruktion und anschliessend eine Wiederholung der kompletten Datenauswertung erforderlich.

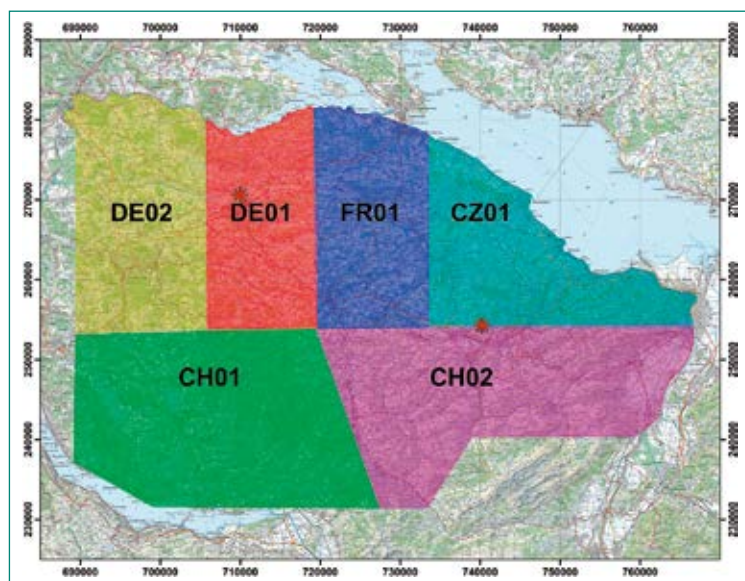


Abbildung 1: Aufteilung des Suchgebiets. Die Positionen der Ausgelegten Quellen sind mit roten Sternen gekennzeichnet.

(17/4) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

Untersuchung zur Messunsicherheit von Freimessmitteln

Bei zählenden Verfahren von radiologischen Messungen wird zur Unsicherheitsabschätzung der Messung oft eine Poisson-Verteilung der gemessenen Brutto-Counts verwendet. Diese Annahme kann durch eine Analyse der Untergrundzählrate von am PSI vorhandenen Freimessmitteln überprüft werden. Abbildung 3 zeigt die Häufigkeitsverteilung der Zählrate im Summenkanal von sechs Detektoren des am PSI Ost stationierten Freimessschanks RADOS RTM 661-440. Die Verteilung von 332 980 einminütigen Untergrundmessungen ist deutlich breiter als mit einer reinen Poisson-Zählstatistik erwartet. Eine Verbreiterung der Modellverteilung um das 2.5-fache gibt die Reproduzierbarkeit der gemessenen Werte deutlich besser wieder.

Ein komplett anderes Bild zeigt sich bei der analogen Darstellung für den im PSI West stationierten Freimessschrank des gleichen Typs (Abbildung 4). Der Betriebszustand der im PSI West befindlichen Beschleunigeranlagen bestimmt die Häufigkeitsverteilung der 477 553 Untergrundmessungen mit einer Messzeit von 90 Sekunden. Die Messwerte während des Shutdowns des Protonenbeschleunigers sind klar als Peak in der Häufigkeitsverteilung zu identifizieren. Der Vergleich mit einer reinen Zählstatistik wird unter diesen Umständen bedeutungslos.

Die Häufigkeitsverteilung an sich sagt wenig darüber aus, wie praktisch mit der breiten Verteilung der Messwerte umgegangen werden kann. Um hier eine bessere Aussage zu gewinnen, wurden die Verteilungen der maximalen relativen Abweichungen zweier in einem Zeitintervall durchgeführten Untergrundmessungen erstellt (Abbildung 5). Wie zu erwarten, nimmt die maximale Abweichung zweier Werte mit der Länge des Zeitintervalls zu. Zudem ändert sich auch die Form der Verteilung mit zunehmendem Zeitintervall. Für alle Zeitintervalle hat es einen Hauptpeak. Er wandert mit zunehmendem Zeitintervall immer langsamer hin zu grösseren maximalen Abweichungen. Gleichzeitig bildet sich aber ein zweites Maximum der Verteilungen bei etwa der doppelten maximalen Abweichung des Hauptpeaks heraus. Dies lässt sich so interpretieren, dass mit zunehmendem Zeitinter-

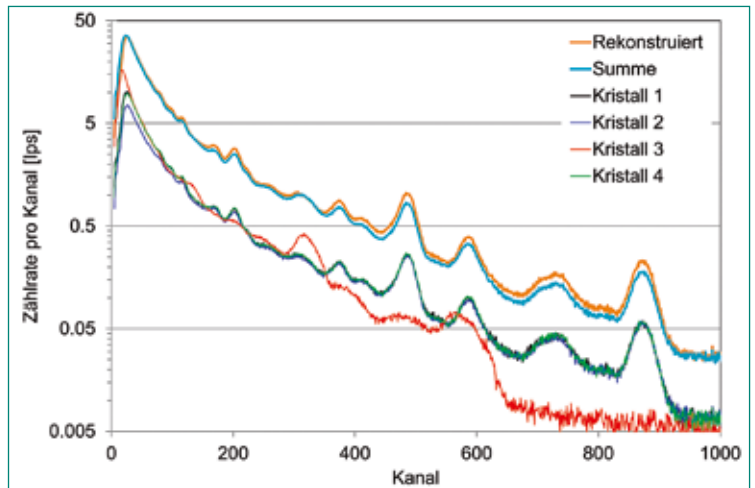


Abbildung 2: Einfluss der fehlerhaften Energiekalibrierung bei Kristall 3 auf das Summenspektrum.

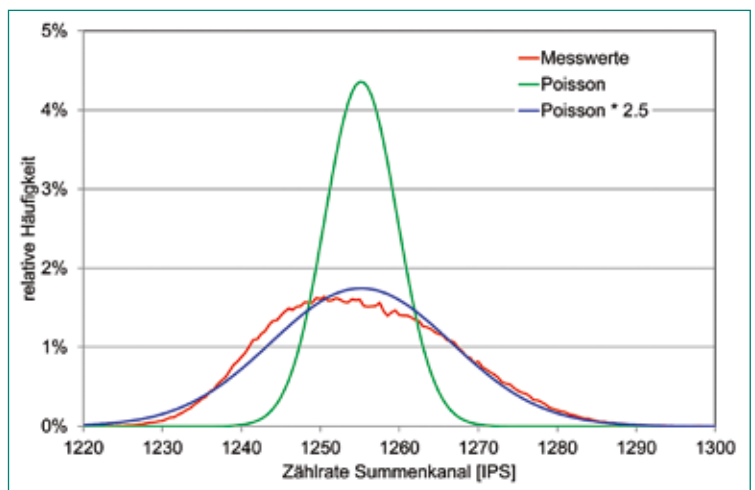


Abbildung 3: Häufigkeitsverteilung der gemessenen Untergrundzählraten des Freimessschrank PSI Ost im Vergleich zu Modellannahmen.

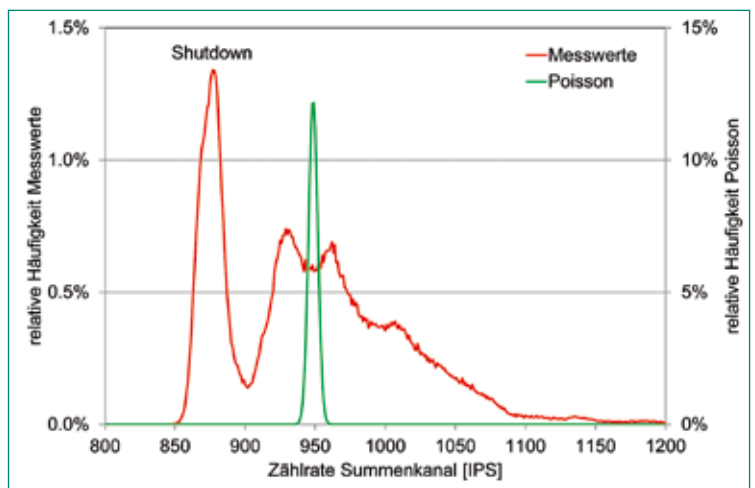


Abbildung 4: Häufigkeitsverteilung der gemessenen Untergrundzählraten des Freimessschrank PSI West im Vergleich zu Modellannahmen.

vall die Wahrscheinlichkeit steigt, eine «unübliche» Schwankung des umgebenden Strahlenfeldes zu erfassen. Anders als im PSI Ost sind am PSI West daher längere Messkampagnen zwischen Untergrundmessungen zu vermeiden und es wird emp-

fohlen, vor jeder Freimessung dem Messsystem eine Bestimmung des Untergrunds zu ermöglichen.

Charakterisierung des Dosisleistungsmessgeräts *bGeigie nano*

Im Arbeitsplan für 2017 wurde die radiologische Prüfung eines für Bürgermessungen (www.safecast.org) vertriebenen Messgeräts vereinbart. Ein Exemplar dieses Messgeräts *bGeigie nano* wurde in den USA bestellt und von der Eichstelle getestet. Im Laufe des Jahres 2017 wurden die folgenden Aspekte des *bGeigie nano* geprüft: (a) die Bedienung, die Angaben der Anleitung und die praktischen Aspekte; (b) das Ansprechvermögen auf den Referenzstrahlqualitäten N-30 bis N-300, S-Cs, S-Co; (c) die Dosisleistungsabhängigkeit für die Referenzstrahlqualitäten N-30 bis N-300, S-Cs, S-Co. Eine Feldmessung im Vergleich zu der Umgebungsdosimetrie Referenzkammer *RSDetection* wurde im Sondengarten der *PSI-OASE* durchgeführt und zusätzlich mit den Daten der am Messort installierten *MADUK*-Sonde verglichen (Abbildung 6).

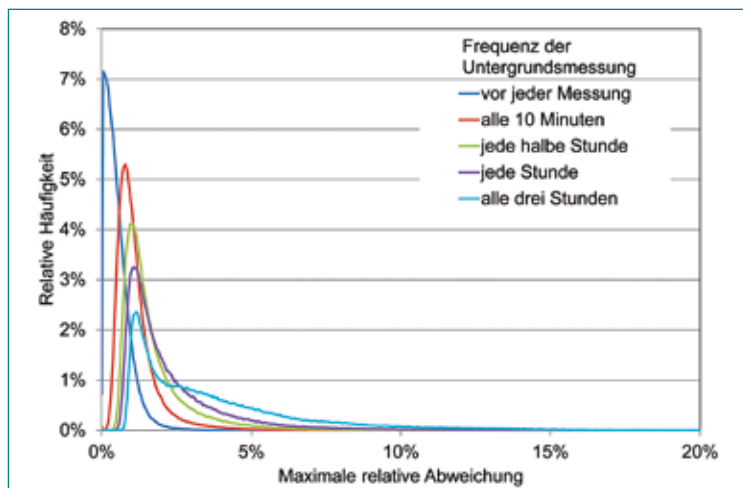


Abbildung 5: Verteilung der maximalen Abweichung in einem Zeitintervall.

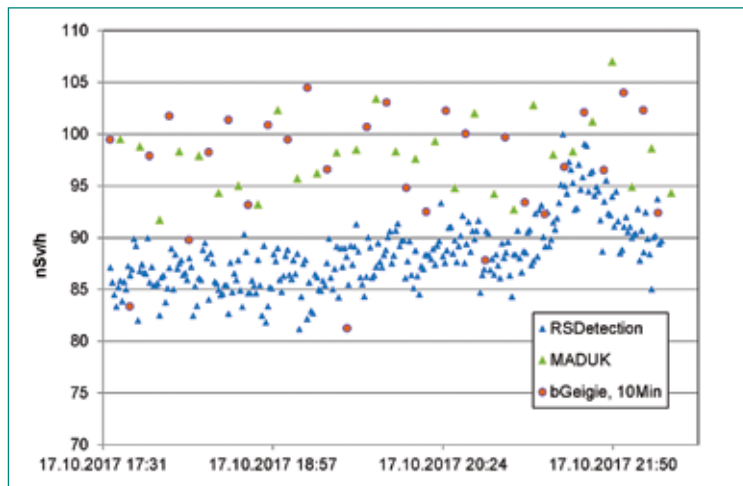


Abbildung 6: Vergleich *bGeigie nano* mit Referenzkammer *RSDetection* und *MADUK*-sonde.

Messungen in Bewegung sowie das Hochladen der Ergebnisse auf die Webseite www.safecast.org wurden getestet.

Aus den durchgeführten Messungen und Tests des Messgeräts lassen sich folgende Schlussfolgerungen ziehen:

- Das *bGeigie nano* misst die Referenzstrahlqualität S-Cs bei tiefen Dosisleistungsbereichen sehr gut und befindet sich bis einer Dosisleistung von 3 mSv/h innerhalb der CH-Eichfehlergrenze von $\pm 20\%$.
- Messungen der Umgebungsstrahlung im Feld, für die das *bGeigie nano* vorgesehen ist, zeigen zur Referenzionskammer *RSDetection* des *PSI* eine gute Übereinstimmung und zu *MADUK*-Messungen eine sehr gute Übereinstimmung (Abbildung 6).

Kalibrierquellen

Der Bezug von geeigneten Radionuklidquellen und die Zertifizierung durch Referenzlaboratorien im Ausland ist seit einiger Zeit eines der Probleme der Schweizer Eichstellen.

In Zusammenarbeit mit dem *Institut de radiophysique (IRA)* wurde ein Satz von dreissig robusten ^{60}Co -Punktquellen entwickelt, welche, als Referenzaktivität für die Messgut-spezifische Volumenkalibrierung der Freimessanlage *RTM644* verwendet werden. Die Quellen können hierfür mit dem freizumessenden Material vermischt werden, ohne dabei Schaden zu nehmen.

Die Eichstelle arbeitet weiterhin an Lösungen zu der unbefriedigenden Lage bei der Zertifizierung von Flachquellen. Einen Antrag als Partner für den Aufbau einer rückverfolgbaren Zertifizierung am *IRA* wurde geschrieben. Für dringende Kalibrierungen von Geräten ohne entsprechende Kalibrierquelle wurden Ersatzlösungen entwickelt.

Neutronendosimetrie

Für die Neutronendosimetrie wurden neue PADC-Materialien und ein in der Entwicklung befindliches FNTD-Neutronendosimeter getestet. Am Bestrahlungsplatz CERF des *CERN* wurden in einer Messkampagne Arbeitsplatz-Strahlungsfelder mit und ohne thermischen Neutronenanteil eingesetzt. Zusätzlich wurden Referenz-Bestrahlungen im Kalibrierlabor des *PSI* durchgeführt. Ziele der Untersuchungen sind sowohl Eignungstests neuer PADC-Materialien für den Routine-Einsatz in der Personendosimetrie als auch wissenschaftliche Fragestellungen, um neue Methoden in der Dosimetrie von Neutronenstrahlung und für die Qualitätskontrolle zu entwickeln.

Vergleichsmessungen

Im 2017 hat die Dosimetriestelle an den folgenden Vergleichsmessungen teilgenommen:

- *EURADOS IC2017n* Neutronendosimetrie Vergleichsmessung (PADC Detektoren)
- *PTB* Vergleichsmessung an Neutronen-Personendosimetern (PADC Detektoren und FNTD Detektoren)
- *Deutsches Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)* In-vivo-Ringversuch 2017 für Ganzkörperzähler und Schilddrüsenmonitor
- *PTB* Umgebungsdosimetrievergleich EMPIR (*European Metrology Programme for Innovation and Research*) Projekt *Metrology for mobile detection of ionising radiation following a nuclear or radiological incident* («Preparedness», Projektnr. 16ENV04) im Rahmen von *EURAMET* (*European Association of National Metrology Institutes*). Teilnahme mit RPL- und TLD(AI2O₃:C)-Ortsdosimetern. Die Exposition ist für 6 Monate vorgesehen. Auswertung und Ergebnisse werden erst 2018 vorliegen.
- Schweizer Personendosimetrie Vergleichsmessung (RPL Detektoren)

Das Ergebnis der PTB Vergleichsmessung hat gezeigt, dass die PADC-Detektoren die Anforderungen der Schweizer Dosimetrieverordnung erfüllen. Für die anderen Vergleichsmessungen wurden die Bestrahlungsbedingungen noch nicht bekannt gegeben.

(17/5) Fachbegleitung von Studenten

Anja Pregler bearbeitete ihre Dissertation über natürliche Uranvorkommen im Schweizer Mittelland. Im Fokus stehen die Regionen um den Mont Vully und den Lyssbach, wo an einer Zwischenschicht zwischen unterer Süsswassermolasse und oberer Meeresmolasse natürliches Uran konzentriert vorliegt und durch sauerstoffreiches Grundwasser kontinuierlich ausgewaschen wird. Seit 2016 wurde eine Messdatenreihe über Grund- und Oberflächenwasser erarbeitet, die nun 18 Monate umfasst. Weitere vertiefende Experimente und die Zusammenarbeiten wurden skizziert.

Der Dualstudent Peter Wagner (Verbund *PSI* und *Duale Hochschule Baden-Württemberg* Karlsruhe) wirkte im Jahr 2017 an diversen Projekten. Er führte u.a. eine Vergleichsmessung zwischen den beiden Elektrometern *PTW IQ4* und *Unidos Weblina* an der Röntgenanlage *ISOVOLT Titan 320* zur Bestimmung der Linearität der Messgeräte zueinander durch. Alberto Stabilini und Marco Tisi, Master-Studenten des *Politecnico di Milano*, Italien, haben ihre Master-

arbeiten am *PSI* gemacht und am Ende erfolgreich abgeschlossen. A. Stabilini hat verschiedene Projekte durchgeführt, unten anderem die Untersuchung vorhandener Dosimetriedaten von PADC-Neutronen-Detektoren, den Vergleich zwischen PADC-Detektoren verschiedener Hersteller und die Entwicklung einer Methode für Hochdosis-Neutronendosimetrie mittels optischer Absorption und Analyse der Unsicherheit. M. Tisi hat die Entwicklung des Dose Rate Protection System (DRPS) im SwissFEL unterstützt und verschiedene Projekte durchgeführt, u.a. Abschirmungs- und Vermessungsinstrumente-Verifizierung, Dunkelstrom-Bestimmung und Abschirmungs-Kategorisierung.

(17/6) ad hoc Probleme des ENSI

nach Absprache mit dem Projektleiter

Oft gibt es Problemstellungen, in denen versucht wird, ohne Umweg über eine aufwändige chemische Trennung α - und β -Strahler direkt in Nuklidmischungen zu quantifizieren. Dies obwohl die β -Strahlung eine breite Energieverteilung aufweist und sich die Spektren von Nuklidgemischen überlappen. Unter idealen Vorbedingungen können einfache Gemische durchaus in einer Auswertung des Spektrums voneinander separiert werden. Ein Bericht wurde erarbeitet, der die Eignung der binären Strahler-Kombinationen von ³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁵⁵Fe, ⁶³Ni und ²⁴¹Pu für eine Direktbestimmung in einer Matrixtabelle darstellt. Das wichtigste Kriterium ist die genügende Trennung der Maximalenergien der β -Strahler.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fanden intensive Kollaboration in mehreren Teilprojekten mit dem *Institut de radiophysique (IRA)* statt.

Internationale Zusammenarbeit

Im 2017 hat *PSI* ein Zusammentreffen mit Dosimetriestellen aus Frankreich (Laboratoire de Dosimétrie de l'IRSN des Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (Paris), Institut Physique Nucléaire IPN, Orsay, Institut Pluridisciplinaire Hubert Curien, Strasbourg) zwecks Erfahrungsaustausches organisiert.

Bewertung 2017 und Ausblick 2018

Die Projektziele 2017 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Im Rahmen der ENSI-PSI-Vereinbarungen sind die Weiterführung der bestehenden Projekte und der Beginn neuer, mit dem ENSI bereits definierter Projekte vorgesehen.

Publikationen

- *Assenmacher, F.* «Quality Assurance and Recent Investigations in Personal Neutron Dosimetry with Etched-Track PADC Detectors at the Paul Scherrer Institute». 13th International Workshop on Ionizing Radiation Monitoring, 2–3 Dezember, Oarai, Japan (2017).
- *Assenmacher, F., Boschung, M., Hohmann, E., Mayer, S.* «Dosimetric properties of a personal dosimetry system based on radio-photoluminescence of silver doped phosphate glass.» *Radiat. Meas.* 106, 235–241 (2017).
- *Assenmacher, F., Stabilini, A., Yukihara, E., and Mayer, S.* «Personal dose estimation with a passive neutron dosimeter for fast and thermal neutrons based on PADC with a ⁶Li converter». 27th International Conference on Nuclear Tracks and Radiation Measurements. 27 Aug. – 1 Sep., Strasbourg, Frankreich, poster (2017).
- *Caresana, M., Parravicini, A., Coria, S., Stabilini, A., Assenmacher, F., and Yukihara, E. G.* «Comparison of PADC neutron detectors from different suppliers.» *Radiat Prot Dosim.*, in press (2017). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncx193>.
- *Caresana, M., Parravicini, A., Coria, S., Stabilini, A., Assenmacher, F., Yukihara, E. G.* «Benchmark of PADC from Different Suppliers.» 13th Neutron and Ion Dosimetry Symposium, Krakow, Poland, 14–19 May (2017).
- *Hohmann, E., Strabel, C., Fuchs, A., Galeev, R., Musto, E., Tisi, M., Strauch, U., Yukihara, E. G., Mayer, S.* «Shielding Verification for Swiss-FEL – the New Large Research Facility at PSI.» Neutron and Ion Dosimetry Symposium, Krakow, Poland, 14–19 May (2017).
- *Pregler, A., Werthmüller, S., Türler, A.* «Uranium accumulation and leaching in Swiss Plateau wetlands.» Swiss Geoscience Meeting, Davos, poster presentation (2017).
- *Stabilini, A.* «Methodological improvements in neutron dosimetry using PADC detectors.» M.S. Thesis, Politecnico di Milano (2017).
- *Stabilini, A., Meier, K. and Yukihara, E. G.* «High dose fast neutron dosimetry using PADC plastic nuclear track detectors and grey level analysis.» *Radiat Prot Dosim.*, in press (2017). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncx186>
- *Stabilini, A., Meier, K., Yukihara, E. G.* «High Dose Fast Neutron Dosimetry Using PADC Plastic Nuclear Track Detectors and Graylevel Analysis». 13th Neutron and Ion Dosimetry Symposium, Krakow, Poland, 14–19 May, poster (2017).
- *Tisi, M.* «Initial measurements and studies for the commissioning of an on-line dose monitoring system installed in the new Free Electron Laser facility SwissFEL.» M. S. Thesis, Politecnico di Milano (2017).
- *Yukihara, E. G., Akselrod, M. S., Fomenko, V., Harrison, J., Million, M., Assenmacher, F., Stabilini, A., Meier, K.* «Direct comparison between PADC and FNTD neutron detector systems in blind tests.» 13th Neutron and Ion Dosimetry Symposium, Krakow, Poland, 14–19 May, poster (2017).
- *Yukihara, E. G., Akselrod, M. S., Fomenko, V., Harrison, J., Million, M., Assenmacher, F., Stabilini, A. and Meier, K.* «Comparison between PADC and FNTD neutron detectors systems in blind tests.» *Radiat Prot Dosim.*, in press (2017). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncx171>

Expansion and development of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of reclining transport and storage casks

Author und Co-author(s)	C. Dinkel, R. Hackenschmidt, F. Rieg
Institution	University of Bayreuth, Chair of Engineering Design and CAD
Address	Universitätsstrasse 30, 95447 Bayreuth, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (0)921 55 7316, christian.dinkel@uni-bayreuth.de http://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Duration of the Project	1 January 2017 to 31 December 2018

ABSTRACT

The goal of the project is the development of an independent and innovative tool for the assessment of the thermal dimensioning of transport and storage casks (T/S-casks) for fuel assemblies. The tool should be able to determine the temperature distribution within T/S-casks with any possible loading in accordance to ENSI by the help of a totally independent calculation method. Hereby, the treatment of a Helium-filled gap within the cask by a specifically designed Finite-Element-Analysis (FEA) is a special innovation. Therefore, each thermal boundary condition, like heat conduction, convection and radiation, is evaluated and linked to a novel, global boundary condition. With the

help of this boundary condition it is possible to consider the thermal effects of the Helium-filled gap without equipping this gap with finite elements, as reported in various publications [1, 2 and 3]. The combination of this boundary condition together with the bridging of the gap is referred to as thermal gap condition (TGC) in the scope of the research project. In a first version, only upstanding casks with a regular annular gap were considered. Within this project, the simulation tool is expanded to simulate reclining casks with crescent gap geometry. This further developed TGC will be integrated in the FE-program *Z88ENSI*, which is exclusively provided for ENSI.

Project goals

This research project aims to develop an independent simulation program, which simplifies the thermal evaluation of transport and storage casks, based on the Finite-Element-Analysis. Therefore, simulative and analytical calculation methods are combined. The main focus is on the development of a so called thermal gap condition (TGC), which maps the thermal effects in gas-filled gaps and transfers them to the FEA. Particularly, a Helium-filled gap is examined, which is placed between inner and outer part of the cask. The goal is to consider its effects onto heat transfer analytically without meshing the gap. Therefore, the TGC is integrated in the existing FE-program Z88Aurora [4], developed by Prof. Dr.-Ing. Frank Rieg, Chair of Engineering Design and CAD of the University of Bayreuth, Germany. After the evaluation of the thermal behavior of the cask, the mechanical consequences can be examined by observing the thermal expansion of the cask in another FE-simulation. In the current reporting year main goal was to develop the basics for the thermal gap condition in case of reclining casks. Here, a non-regular, crescent gap occurs, because the inner part of the cask moves down towards the outer part due to gravity. Furthermore, numerous simulations were examined. Additionally, a test bench was designed and the basics for the thermal gap condition were developed.

Work carried out and results obtained

Problem definition and motivation

Transport and storage casks have to fulfill several protection objectives, for example the safe enclosure of the transported material. Another protection objective, which is considered in this research project, is the safe dissipation of the decay heat, which is generated by the fuel assemblies. In order not to damage the stability of a cask, the maximum temperature has to be limited.

Gas filled gaps in thermal simulations of transport and storage casks pose a particular challenge. Since not only heat conduction exists as heat transfer mechanism, but convection and heat radiation occur as well, the consideration of such gaps within numerical simulations leads to a higher computational effort. The geometrical dimension of these gaps is much smaller than the other dimensions of

the cask. This requires a finer meshing in the FEA and thus the computational effort rises significantly. In case of reclining casks, as happen in transport configuration, the inner part of the cask is lying on the outer part of the cask, as Figure 1 shows. This leads to an uneven, crescent gap geometry, where the inner part of the cask is in touch with the outer part at one line because of gravitational force. This makes it more complicated to use both numerical and analytical methods to calculate the temperature distribution within the cask. In interim storage facilities such casks are stored in upright position. For the transport to the storage facility the casks are carried on truck trailers or by train. Therefore, a horizontal position is chosen and the crescent gap occurs.

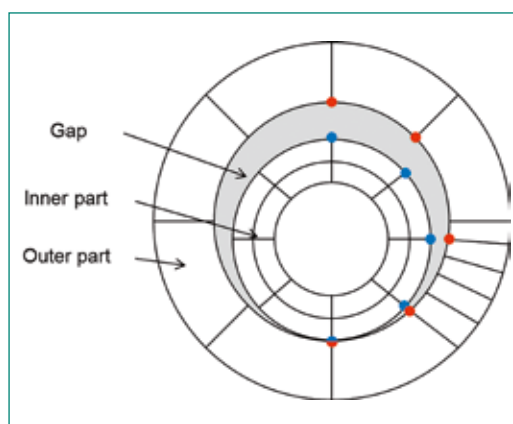


Figure 1: Schematic illustration of the crescent gap geometry

Hence, it is the goal to develop a special kind of boundary condition for a fast and uncomplicated use of Finite-Element-Analysis that avoids the difficult numerical treatment of the crescent gap, but considers its thermal effects. This special boundary condition is set up for each node pair, as can be seen in Figure 1, where each pair of one red and one blue node is set up with a gap condition. This way, a mathematical connection is built in order to connect both parts of the cask.

For regular annular gap geometries (that means for upright positioned casks) a Finite-Element solver has been developed in a first collaboration, called Z88ENSI (see PATRAM report 2016 [3]). For this solver, a special gap condition, called thermal gap condition (TGC) was developed. Now, this TGC for regular gaps has to be extended to simulate lying casks as well.

While not meshing the gas filled gap, another advantage is that the Finite-Element mesh can also be used for thermo-mechanical simulations where gas gaps are not needed to consider.

Within the first year of the project, three work packages (WP) are planned:

- WP 1: Comparison simulations with use of commercial software
- WP 2: Test bench for lying casks
- WP 3: Thermal gap condition for lying casks

These three work packages are described in the following chapters.

Comparison simulations with use of commercial software

In order to achieve a good knowledge base, numerous simulations are carried out using commercial software products. Due to the fact that natural convection flows and heat radiation occurs, computational fluid dynamics (CFD) simulations are used to cover these effects. These simulations can also be used for verification purposes during the further course of the project.

An exemplary cask model is used for all CFD-simulations, which can be seen in figure 2. Only three-dimensional models are used.

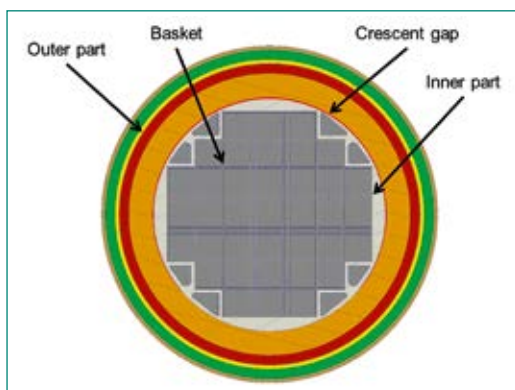


Figure 2: Sectional view of an exemplary cask model for CFD simulation

Within the flow simulations, different gap widths and heat transfer mechanisms were varied. As mentioned before, there is a line contact between inner and outer part at the very bottom of the inner part. This means, that no gap exists at this point, whereas the gap reaches a maximum at the top of the inner part.

As boundary conditions several heat sources are defined at the basket walls to imitate the heat generation caused by the fuel elements. Furthermore, a convective boundary condition is specified at the outer wall of the cask.

In order to detect the influence of radiation and convection, several simulation models are set up. Two exemplary temperature distributions calculated using the CFD code of Ansys Fluent are shown in Figure 3. On the left side, only conduction and convection are used as heat transfer mechanism, whereas on the right side radiation is defined, too. The average gap width is 6 mm, which means that there is a maximum gap size of 12 mm at the top of the inner cask part. The scale is adapted for both results, so the difference of both temperature distributions can be seen easier.

It can be seen, that the maximum temperature of the left cask is higher. By using all three heat transfer mechanisms in the crescent gap, the maximum temperature in the cask in this example is 553 K (right part of Figure 3) in contrast to 574 K while using only conduction and convection (left part of Figure 3). In this case, it is interesting that the temperature distribution is not perfectly symmetrical. This becomes particularly obvious as the position of the maximum temperature is shifted to the upper section of the cask. The temperature distribution is more balanced when using radiation as well (right

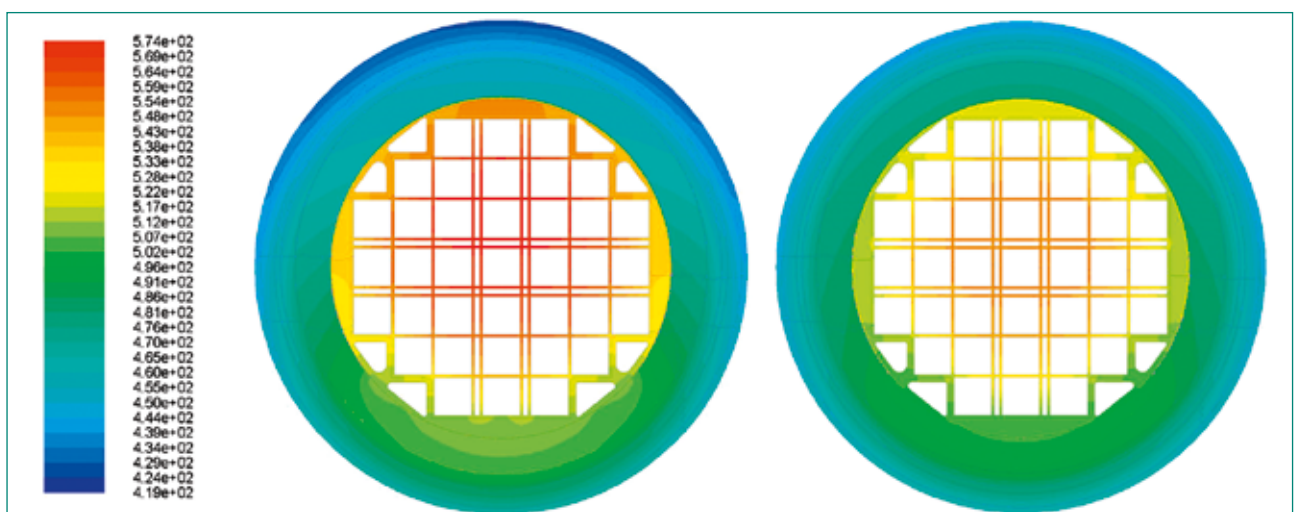


Figure 3: Temperature distribution of an exemplary cask in kelvin: conduction and convection as heat transfer mechanism in the gap (left) and conduction, convection and radiation (right)

part of Figure 3). This can also be stated both for the inner and outer part of the cask model.

Additionally, the flow velocity within the Helium filled gap is an important result for the proportion of convective heat transfer and is monitored as well. The higher the flow velocity, the bigger is the influence of convective heat transfer.

Test bench for lying casks

To verify the correct operating principle of the thermal gap condition, a test bench is developed and manufactured. The goal is to measure the amount of heat, which is transported radially over the Helium-filled gap. Therefore, the temperature distribution in the Helium gap within the cask is measured. The test bench represents a downsized and simplified cask. The following requirements are defined for the test bench:

- Geometric similarity to real transport- and storage casks
- Measurable temperature gradient in Helium gap
- Helium tightness
- Measurement technology for pressure and temperature detection

In order to imitate the heat transfer processes of real T/S-casks, a heating tape is applied in the inner part of the test bench, whereby the cask can be heated up to 200 °C. The temperature can be adjusted, that means measurements can be carried out at different temperature levels.

In comparison to real casks, the dimensions of the test bench are downsized significantly. The test bench has a height of 409 mm and a maximum diameter of 250 mm. The dimensions of the gap are not downsized in order to achieve realistic heat transfer mechanisms in the gap. Therefore, dimensionless numbers are considered.

Furthermore, the test bench is filled with Helium, too. This leads to high requirements for the seal

and welded seams. Unfortunately, the first manufactured test bench, which was already used for the development of the solver Z88ENSI for upright positioned casks, cannot be used again because of leakages. These leakages lead to a Helium flow out of the cask and would distort the temperature measurements in the cask because of an increased convective heat transfer. Hence, a new cask is built at the moment for the examination of lying casks. An isometric view is shown in Figure 4.

The test bench will be equipped with comprehensive measurement technology for pressure and temperature measurement. Before the tests are started, the cask is evacuated and filled with Helium. In case of a decreasing pressure in the cask, leaks would exist. The temperature will be monitored at numerous positions in the cask to measure the temperature gradient of the gap. The test bench will be manufactured in the end of 2017. The measurements will start in 2018.

Thermal gap condition for lying casks

Basically, three kinds of heat transfer mechanisms occur in gaseous media: conduction, convection and radiation. These mechanisms also take place in the Helium filled gap between inner and outer part of the cask. Within this project the aim is to replace these three kinds of heat transfer by a global boundary condition, called thermal gap condition (TGC). Therefore, analytical equations should be used in order to achieve high calculation speed.

Normally, all parts of a model have to be meshed with finite elements. Here, the gap is not meshed but equipped with a special gap condition which is able to bridge the gap and to include its thermal effects into the simulation. Therefore, the Lagrange Multiplier Method is used. This mathematical method is able to connect two parts which are separated by a gap by using a linear function. It is possible to use any conceivable function.

Because of the uneven gap geometry, the thermal gap condition needs to consider the local gap width. So, the TGC for conduction which is already used for upright positioned (see [3, 5]) casks can be used again but needs to be modified, because the gap width is different for each node pair. Furthermore, convection is considered in a similar way as stated in [3] and [5]. If the Nusselt-number is known, the influence of convection can be taken into account by increasing the conductivity of the fluid in the gap (see [3] and [5]). Here, the particular challenge is to calculate the correct Nusselt-number for each node pair. A possible solution for

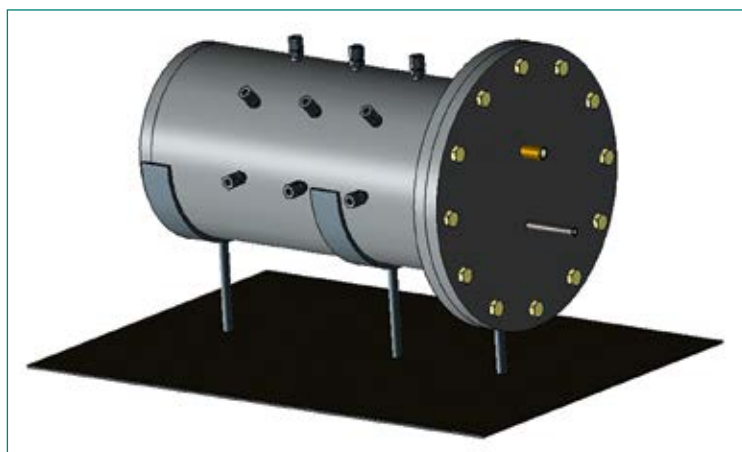


Figure 4: Isometric view of a test bench for lying casks

uneven cylindrical gaps is offered in [6] and has to be tested.

Additionally, thermal radiation needs to be integrated in the future Z88ENSI solver. As radiation is a nonlinear function, it needs to be linearized because only linear functions can be handled by the Lagrange Multiplier method which is used for a mathematical connection between inner and outer part of the cask. The linearization of radiation is currently under development.

The final TGC will be mentioned and explained in the ENSI Research Report 2018.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

As an assessment for 2017, the summarising progression of this project is positive. The planned work packages for 2017 are under way. As one of the most important tasks, the thermal gap condition was created for conduction, convection and radiation (work package 3). These analytical formulas have now to be integrated in the solver Z88ENSI. Subsequently, verification has to follow in 2018, which is already planned.

Work package 1 (comparison simulations with use of commercial software) was successfully finished at time and is a further basis for validation.

Within work package 2 (test bench for lying casks), a slight delay has to be reported. At first, the already built test bench of the first project (vertical cask calculation) should be adapted for horizontal positioned casks. Unfortunately, this test bench has some leakages due to numerous modifications during the first and second project. Because of these leakages, a new test bench has to be developed and manufactured which lead to slight delays regarding this work package. This delay does not affect the timely processing of the remaining work packages or of the whole project, respectively.

In 2018, the thermal gap condition has to be integrated in the existing solver Z88ENSI, which presents a major task for the upcoming project year. Furthermore, the verification of the solver has to be finished.

References

- [1] C. Dinkel, B. Roith, M. Frisch, F. Rieg: Berechnung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente – Herausforderungen bei thermischen und thermo-mechanischen Simulationen, 3D-Konstrukteurstag, Bayreuth, 2014.
- [2] C. Dinkel, M. Frisch, B. Roith, F. Rieg: Examination of heat transfer mechanisms in nuclear fuel casks by using CFD-simulation, NAFEMS Best Practice for Thermal Analyses and Heat Transfer, Wiesbaden, 2014.
- [3] C. Dinkel, M. Frisch, D. Billenstein, B. Roith, F. Rieg: Development of a simulation tool for the thermal evaluation of transport and storage casks, PATRAM 2016, Kobe, Japan, 2016.
- [4] F. Rieg, R. Hackenschmidt, B. Alber-Laukant: Finite Elemente Analyse für Ingenieure, Grundlagen und praktische Anwendung mit Z88Aurora, 5. Auflage, Carl Hanser Verlag, München, 2014.
- [5] C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg: ENSI Erfahrungs- und Forschungs-jahresbericht 2016, Brugg, 2016.
- [6] Verein Deutscher Ingenieure: VDI-Wärme-atlas, 11. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg, 2013.

Mont Terri: HM-B Experiment

Hydromechanical Coupling

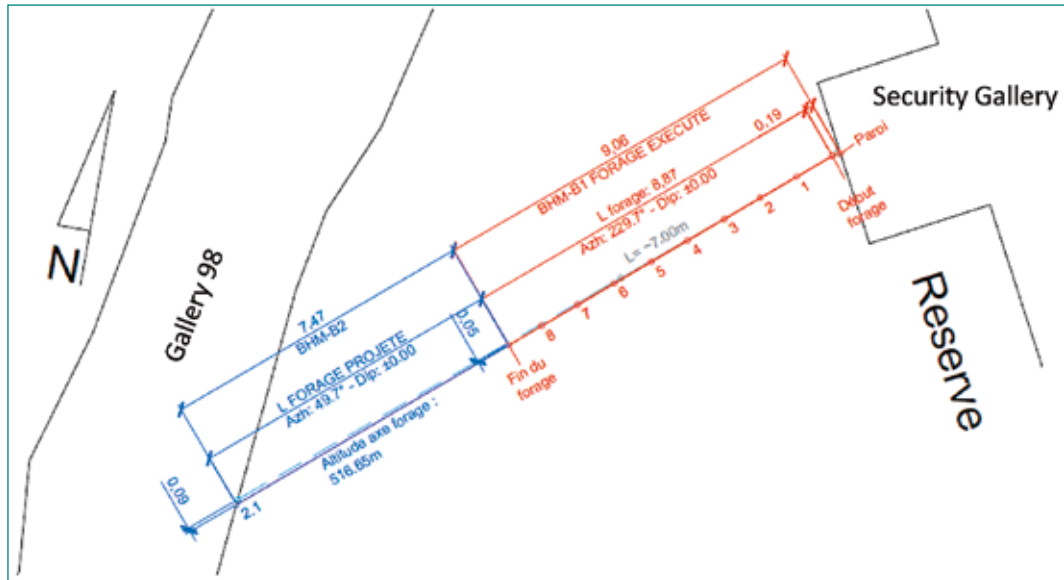
Author und Co-author(s)	Amann Florian
Institution	RWTH Aachen
Address	Lochnerstrasse 4-20
Phone, E-mail, Internet address	amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

Field work associated with the HM-B Experiment was successfully finalized in 2017. The HM-B experiment aims to understand pore pressure effects related to undrained unloading of Opalinus Clay and subsequent time-dependent expansion. In 2016, a borehole completion with a packer system that allows measuring changes in fluid pressure and suction has been installed in a 56 mm borehole drilled from the Security Gallery toward Gallery 98. Prior to overcoring in 2017, the interval was saturated under ambient conditions for approximately one year. In 2017, the interval was artificially saturated for a duration of 2 month. After equilibration of the pressure signals the borehole was overcored from Gallery 98 using a 350 mm diameter drill bit. The pressure sensor

and suction probe could be successfully overcored and the pressure data that were captured at a high temporal resolution are of good quality. A preliminary analysis of the data suggest a similar behaviour as observed during various mine-by experiment in the Mont Terri Underground Research Laboratory. About 2–3 diameter ahead of the overcoring borehole the interval pore pressures increased by a factor of approximately 1.5. With further advance of the overcoring borehole, the pore pressure decreased and a major drop in pore pressure occurred when the overcoring borehole passed the sensor location. After drilling, a strong time dependent development of the suction pressure was observed. The detailed analysis of the results will be performed during 2018 and 2019.

Figure 1:
Location and geometry
of the pilot borehole
and overcoring
borehole.



Project goals

Because of the low hydraulic conductivity of Opalinus Clay and the high advance rate utilized during borehole drilling, the response of the unloaded cores is essentially undrained (i.e. the mass of the pore fluid within the porous medium remains constant when a stress increment is applied). Unloading during core extraction leads to a decrease in pore pressure within the rock core as a consequence of volumetric expansion. Unloading induced pore pressure changes around underground excavations in low permeable rocks are essentially well understood and have been measured during several mine-by experiments at the Mont Terri Underground Research Laboratory. However, the pore pressure sensors used are unable to capture pore pressures below -1 atm (atmosphere). Further, the interval pore pressure in the monitoring boreholes was typically zero after tunnel excavation suggesting that EDZ fractures connect the tunnel atmosphere to the sensor location. In few cases, where the sensor location was not connected to the tunnel atmosphere, pore pressures below the nearest atmosphere were observed (i.e., suction occurred; Amann et al. 2017). We hypothesise that volumetric expansion can lead to pore pressure below one atmosphere or even absolute negative pore pressure and pore water cavitation can occur. As a consequence, capillary forces may arise, which substantially enhance the strength of the rock (i.e., an apparent cohesive strength component). The HM-B research experiment addresses the time dependent development of suction due to unloading by completing an in-



Figure 2: Suction probe and special drill bit.

situ overcoring experiment. The expected outcome is of significant relevance for the short-term stability and strength of both tunnels and bore cores.

Work carried out and results obtained

An in-situ overcoring experiment was carried out to quantify the effect of unloading on the effective stress in a rock core. A 9m long and 56 mm diameter pilot borehole was drilled from the Security Gallery towards Gallery 98 in April 2016. The borehole is located in the shaly facies of Opalinus Clay (Figure 1). After reaching the end-depth of the pilot borehole, the borehole bottom was grinded and a special drill bit with the shape of the ceramic head of the suction probe was used to prepare the sensor installation (Figure 2). After drilling, the borehole geometry (i.e. azimuth, dip and length) was exactly measured.

A resin filled double packer system was used to isolate an interval at the end of the borehole (Figure 3). Within this section, a pore pressure

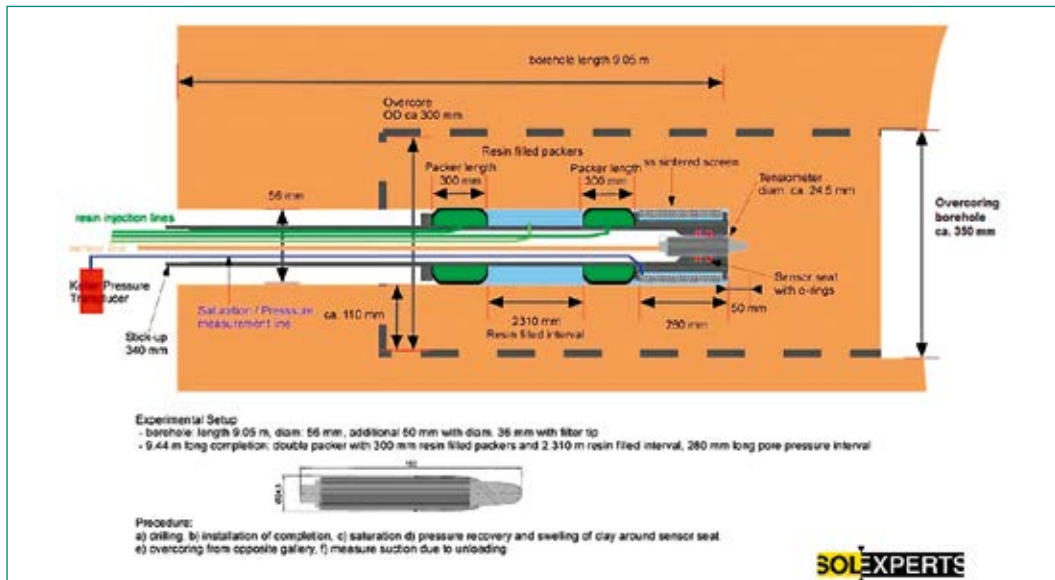


Figure 3:
Set-up of the
experiment.

transducer and a high pressure suction probe (full range tensiometer) were installed. Sinter screen was used to minimize the volume of the open interval. The packer was installed in such a way as to guarantee complete tightness of the interval. Resin was used to inflate the packers to avoid core damage during the overcoring process. The borehole completion was left in the borehole for approximately one year with the goal to reach full saturation and equilibration. After one year the interval was artificially saturated for approximately 2 month using a brine (Pearson water) and a pressure of 6 bar. Artificial saturation was finished in July 2017 and the pressure in the interval was monitored until equilibration.

Prior to overcoring with a 350 mm diameter drill bit from Gallery 98 in November 2017 (Figure 1), a high-speed data acquisition system was installed (sampling rate 1 Hz) and the drill rig was exactly aligned with the trajectory of the pilot borehole. The trajectory of the overcoring borehole was verified several times until a depth of approximately 1 m was reached. Drilling continued until a distance of approximately 1 m from the ceramic head of the suction probe was reached. At this position no pore pressure response was observed and the core was recovered. Subsequently drilling continued to a depth of approximately 8.9 m (i.e. a depth where the suction probe is 1.5 m overcored). Afterwards, the core was left in the borehole for the duration of one night to monitor time dependent pore pressure and suction changes associated with core relaxation.

A preliminary analysis of the data suggest a similar behaviour as observed during various mine-by

experiment in the Mont Terri Underground Research Laboratory. About 2–3 diameter ahead of the overcoring borehole, the interval pore pressures increased by a factor of approximately 1.5. With further advance of the overcoring borehole, the pore pressure decreased and a major drop in pore pressure occurred when the overcoring borehole passed the sensor location. After drilling, a strong time dependent development was observed. The detailed analysis of the results will be performed during 2018 and 2019.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM-B experiment and cooperates with RWTH in the coordination of this research activity.

International Cooperation

The Chair of Engineering Geology and Hydrogeology at RWTH and ENSI internationally cooperate with 1) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR); 2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS).

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The field work could successfully be finished in 2017. The deviation of the overcoring borehole from the centre of the pilot borehole was in the

range of 1–2 cm. Due to difficulties during drilling the probe could not be recovered and remained damaged in the borehole. The data are of very good quality and the analysis of the data will be performed during 2018 and 2019.

Publications

- *Katrin M. Wild, Marco Barla, Giovanni Turinetti, Florian Amann (2017)*. A multi-stage triaxial testing procedure for low permeable geomaterials applied to Opalinus Clay. *Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering* 04/2017; 9(3), DOI:10.1016/j.jrmge.2017.04.003
- *Wild M. Katrin, Patrick Walter, Florian Amann (2017)*. The response of Opalinus Clay when exposed to cyclic relative humidity variations. *Solid Earth* 03/2017; 8(8):351–360., DOI: 10.5194/se-8-351-2017
- *Kristof Schuster, Florian Amann, Salina Yong, Paul Bossart, Peter Connolly (2017)*. High-resolution mini-seismic methods applied in the Mont-Terri rock laboratory. *Swiss Journal of Geosciences* 02/2017; 110(1), DOI:10.1007/s00015-016-0241-4
- *Florian Amann, Katrin M. Wild, Simon Loew, Salina Yong, Reto Thoeny, Erik Frank (2017)*. Geomechanical behaviour of Opalinus Clay at multiple scales: results from Mont Terri rock laboratory (Switzerland). *Swiss J Geosci*, DOI 10.1007/s00015-016-0245-0
- *Florian Amann, Yves Le Gonidec, Montse Senis, Sophie Gschwind, Jérôme Wassermann, Christophe Nussbaum, Joel Sarout (2018)*. Analysis of acoustic emission events recorded during a mine-by experiment in an Underground Research Laboratory in clay shales. *IJRMMS* (under revision)

References

- [1] *Florian Amann, Katrin M. Wild, Simon Loew, Salina Yong, Reto Thoeny, Erik Frank (2017)*. Geomechanical behaviour of Opalinus Clay at multiple scales: results from Mont Terri rock laboratory (Switzerland). *Swiss J Geosci*, DOI 10.1007/s00015-016-0245-0

Mont Terri: FS experiment: in-situ clay faults slip hydro- mechanical characterisation

Author und Co-author(s)	Dr. Christophe Nussbaum ¹⁾ & Prof. Yves Guglielmi ²⁾
Institution	1) swisstopo; 2) Lawrence Berkeley National Laboratory, USA
Address	Seftigenstrasse 264, 3084 Wabern
Phone, E-mail, Internet address	+ 41 79 307 22 35, Christophe.nussbaum@swisstopo.ch
Duration of the Project	5 years (2013–2018)

ABSTRACT

Young's moduli were estimated across the Mont Terri Main Fault by both an analytical approach and numerical finite difference modeling. Results show a decrease in Young's modulus from the host rock to the damage zone by a factor of 5 and from the damage zone to the fault core by a factor of 2. In the host rock, our results are in reasonable agreement with

laboratory data. In the fault zone, strong rotations of the direction of anisotropy can be observed related to the reactivated second order fractures affecting the interval tests. A rate frictional law and a rate-and-state permeability law allow reproducing the complex HM behavior observed during the successive injection tests, such as creation or destruction the fluid diffusion pathways along the fault zone.

Project goals

The Fault Slip (FS) experiment at the Mont Terri Underground Research Laboratory (URL) in Switzerland consists of a series of controlled field stimulation tests conducted in spring and fall of 2015 in the Main Fault intersecting the clay formation at Mont Terri. The FS experiment aims at understanding (i) the conditions for slip activation and stability of clay faults, and (ii) the evolution of the coupling between fault slip, pore pressure and fluids migration. Results obtained by the experiment are crucial in defining mechanisms of natural and induced earthquakes, their precursors and risk assessment, as well as the loss of integrity of natural low permeability barriers. The present report addresses advanced hydraulic and mechanical analyses of field data.

Work carried out and results obtained

Estimation of Mont Terri Main

Fault elastic properties

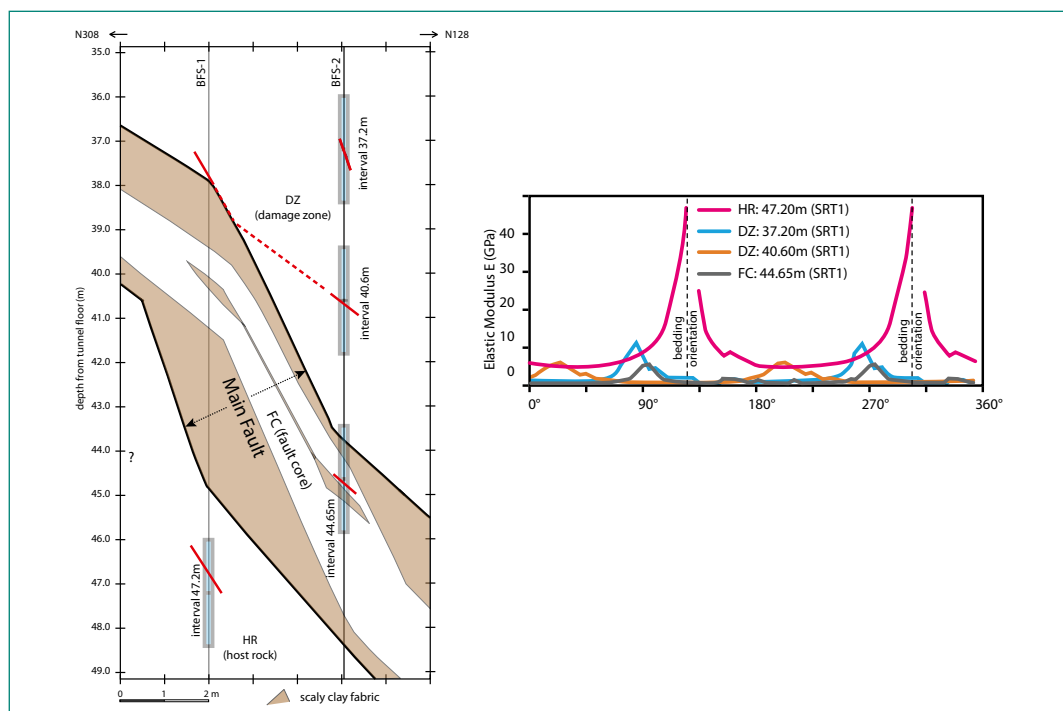
We studied the elastic properties of the Mont Terri Main Fault zone intersecting the Opalinus Clay formation at 300m depth in the Mont Terri Underground Research Laboratory (Switzerland). Four water injection experiments were performed in borehole straddle intervals set at successive locations across the fault zone. The three-component

displacement sensor, which allowed capturing the borehole wall movements during injection, was used to estimate the fault elastic properties from the host rock to the fault core. Young's moduli were estimated by both an analytical approach and numerical finite difference modeling. Results show a decrease in Young's modulus from the host rock to the damage zone by a factor of 5 and from the damage zone to the fault core by a factor of 2 (Fig.1). In the host rock, our results are in reasonable agreement with laboratory data showing a strong elastic anisotropy characterized by the direction of the plane of isotropy parallel to the laminar structure of the shale formation. In the fault zone, strong rotations of the direction of anisotropy can be observed. The plane of isotropy can be oriented either parallel to bedding (when few discontinuities are present), parallel to the direction of the main fracture family intersecting the zone, and possibly oriented parallel or perpendicular to the fractures critically oriented for shear reactivation (when repeated past rupture along these plane has created a zone of weakness).

Estimation of Mont Terri Main Fault permeability variations induced by activation tests

We studied the relation between rupture and changes in permeability within the Main Fault zone, through a detailed fully coupled hydromechanical modelling of the injection test that was conducted at 40.6m depth within the damage zone. The three-component displacement sensor set in the

Figure 1: Architecture of the Main Fault at the FS site and average Young's modulus estimated at each test interval across the fault zone.



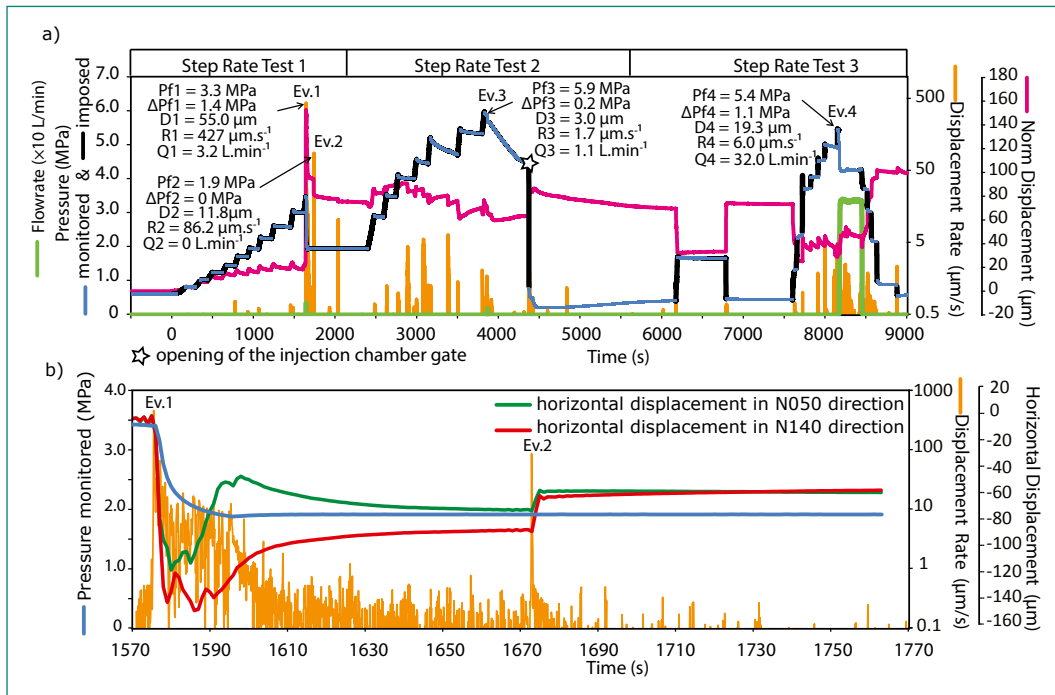


Figure 2: Test at 40.6m - Upper graphs show the evolution of the imposed (black curve) and monitored (blue curve) pressure, the norm of the relative displacement vector of the borehole wall (purple curve), the displacement rate (orange curve) and the flowrate (green) during STR1, STR2 and STR3. Lower graphs show a zoom of the evolution of the monitored pressure (blue curve), the relative horizontal displacements (green and red curves) and the displacement rate (orange curve) monitored at the end of SRT1.

interval test was used to estimate displacement of a secondary fault reactivated during a succession of pressure cycles. The experiment reveals a complex hydro-mechanical behaviour of the fault with different pressure needed to trigger rupture and different slip behaviour under similar pressure condition (Fig. 2). Numerical simulations were performed to better understand these behaviours and to investigate the relation between rupture nucleation, changes in permeability, pressure diffusion and rupture propagation. Our main findings are:

- (i) A rate frictional law and a rate-and-state permeability law allow reproducing one test but it appears that the rate constitutive parameters (a-b) must be pressure dependent to reproduce the complex HM behaviour observed during the successive injection tests
- (ii) Almost similar ruptures can create or destroy the pathways for the fluid to diffuse in the fault zone
- (iii) A too high or too low diffusivity created by the main rupture prevent secondary events to occur whereas «intermediate» diffusivity favours the nucleation of secondary ruptures associated with the fluid diffusion
- (iv) Because rupture can destroy permeability, this succession of ruptures does not necessarily create a continuous hydraulic pathway.

National Cooperation

Collaboration with the University of Neuchâtel, Centre d'Hydrogéologie et de Géothermie (CHYN), PHD of Maria Kakurina on stress estimations using the SIMFIP measurements, co-supervisors are Prof. B. Valley, Prof. Y. Guglielmi and C. Nussbaum.

Collaboration with the Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL) on the petrophysical characterization and friction properties of the Main Fault from samples taken on the FS cores. PHD thesis of Felipe Orellana under the supervision of Prof. Marie Violay and within the frame of the FS-A project.

International Cooperation

This project is mainly conducted by international partnerships. The main data processing of the field data is performed at Lawrence Berkeley National Laboratory in California by Prof. Y. Guglielmi, J. Rutqvist, P. Jeanne and J. Birkholzer. The main outcomes of 2017 are presented in this report and have been published in three different papers authored by Jeanne et al. (2017)

The Japan Atomic Energy Agency (Department of construction, Tokai, Japan) is partner of the FS project, in charge of laboratory fault friction character-

ization (contact is Kazuhiro Aoki). The key idea is to compare laboratory scale friction estimations with field scale estimations using the field displacement data measured during the FS in situ tests.

One test performed during the FS experiment is analysed within the frame of Task B «Fault Slip Test – Modelling the induced slip of a fault in argillaceous rock» of the DECOVALEX program. Bastian Graupner (ENSI) and Jonny Rutqvist (LBNL) are the task leaders.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The FS experiment demonstrated that a 0.4mm fault slip could be triggered and continuously monitored while the pore pressure was increased of ~2.0MPa above the initial pressure in the Mont Terri Main Fault. The effective stress perturbation proved to be high enough to reactivate the fault, lying in the range of variation that could be induced by excavating a network of underground galleries and below the estimated Coulomb stress on the Main Fault. An exponential permeability increase occurred in the fault associated to the fault strain rate and preceding a low magnitude earthquakes swarm. Such results are analogue to field observations in boreholes set in the shallow part of natural active tectonic decollement faults affecting clay-rich accretionary wedges (e.g. Eugene Island growth fault, Costa Rica and Barbados, Bolton et al., 1999) and in similar experiments conducted in Tournemire Underground Research Laboratory in France (Guglielmi et al., 2016; Dick et al., 2016). Perspectives for 2018 are to refine the stress estimations in and around the Main Fault in order to quantify how much below the Coulomb stress the fault leakage pressure can be. This result is of importance for the assessment of the loss of integrity of host rock layers under short term (excavation effects) to long-term (remote seismic waves, thermopressurization effects) loading that can potentially occur in nuclear repository sites. In addition, the advanced analysis of existing FS data will help in designing a new experiment FS-B dedicated to accurately monitor long-term post failure fault permeability variations. FS-B will be designed for repeated seismic imaging of fluid flow and stress variations during a controlled fault activation experiment, and continued after the activation sequence to characterize the three-dimensional long-term permeability evolution of the stimulated fault.

References

- Bolton, A.J., M. Ben Clennell, and A.J. Maltman 1999. Nonlinear stress dependence of permeability: A mechanism for episodic fluid flow in accretionary wedges, *Geology*, 27(3), 323–334.
- Dick P, Wittebroodt C., Courbet C., Sammaljarvi J., Esteve I., Matray J.M., Siitari-Kauppi M., Voutilainen M. and Dauzeres A. 2016. The internal architecture and permeability structure of faults in shale formations. The Clay Mineral Society Workshop Lecture Series, Vol.21, Chapter 17, 219–229.

Selected publications (list not exhaustive)

- Aoki, K., K. Seshimo, T. Sakai, Y. Komine, M. Kametaka, T. Watanabe, C. Nussbaum & Y. Guglielmi (2017). Micro-textures of Deformed Gouges by Friction Experiments of Mont Terri Main Fault, Switzerland, AGU Fall Meeting, 11–15 December 2017, New Orleans.
- Guglielmi, Y., C. Nussbaum, J. Birkholzer, L. De Barros & F. Cappa (2017). Permeability evolution associated to creep and episodic slow slip of a fault affecting clay formations: Results from the FS fault activation experiment in Mont Terri (Switzerland). 7th International Conference on Clays and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, 24–27 September 2017, Davos.
- Guglielmi, Y., J. Birkholzer, J. Rutqvist, P. Jeanne & C. Nussbaum (2016). Can fault leakage occur before or without reactivation? Results from an in situ fault reactivation experiment at Mont Terri, Greenhouse Gas Control Technologies 13th International Conference (Lausanne, Switzerland, Nov. 14–18 2016).
- Jeanne, P., Y. Guglielmi, J. Rutqvist, C. Nussbaum & J. Birkholzer (2017). Field characterization of elastic properties across a fault zone reactivated by fluid injection, *J. Geophys. Res. Solid Earth*, 122, 6583–6598, doi:10.1002/2017JB014384.
- Jeanne, P., Y. Guglielmi, J. Rutqvist, J. Birkholzer & C. Nussbaum (2017). Elastic properties ante- syn- and post rupture within a small fault zone in clay formation, ARMA 51st US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium, 25–28 June 2017, San Francisco.

- *Jeanne, P., Y. Guglielmi, J. Rutqvist, J. Birkholzer & C. Nussbaum (submitted)*. Relation between fault reactivation and permeability variations in claystone formation investigated by field experiment and numerical simulations. Submitted to Journal of Geophysical Research.
- *Nussbaum, C., Y. Guglielmi, L. De Barros, J. Birkholzer & F. Cappa (2017)*. Aseismic fault slip and leakage preceding an earthquake induced during an in-situ fault reactivation experiment in the Opalinus Clay, Mont Terri rock laboratory, Switzerland. 2nd induced seismicity workshop, 14–17 March 2017, Davos-Schatzalp.
- *Nussbaum, C., Y. Guglielmi, L. De Barros & J. Birkholzer (2017)*. Imaging the Long-term Loss of Faulted Caprock Integrity – In-situ Experiments in the Mont Terri Rock Laboratory, Switzerland. EAGE/SEG Research Workshop, 28–31 August 2017, Trondheim.
- *Nussbaum, C., Y. Guglielmi, D. Jaeggi & P. Bossart (2017)*. Estimation of the stress tensor across a stimulated fault zone in the Opalinus Clay, Mont Terri rock laboratory. Progressive Rock Failure Conference ETHZ, 5–8 June 2017, Monte Verità, Ascona.
- *Nussbaum, C. & Y. Guglielmi (2017)*. Estimating the stress variation across a stimulated fault zone in the Opalinus Clay, Mont Terri rock laboratory, Switzerland. 7th International Conference on Clays and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, 24–27 September 2017, Davos.
- *Nussbaum, C., Y. Guglielmi, P. Jeanne & J. Birkholzer (2017)*. In-situ observations of fault leakage during a semi-controlled fault activation (FS) experiment, Mont Terri rock laboratory, Switzerland. 15th Swiss Geoscience Meeting, 17–18 November 2017, Davos.

Mont Terri: FS-Experiment (SED activities)

Author und Co-author(s)	Antonio P. Rinaldi, Luca Urpi
Institution	Swiss Seismological Service, ETH Zurich
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address	(+41) 44 63 2 7353 antoniopio.rinaldi@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	September 2016 – December 2018

ABSTRACT

The Fault-Slip (FS) experiment is an investigation carried out in Mont Terri to understand the conditions under which the reactivation of a geological feature is possible. It provided a unique dataset, whose analysis and modeling of it will help to develop a fundamental understanding of the key mechanical processes influ-

encing the seismic and aseismic reactivation, as well as the healing of faults together with evolution of their multiphase flow and transport properties. The project main goal is to use forward modeling techniques to analyze data resulting from the FS experiment, by using the *OpenGeoSys* coupled fluid flow and geomechanical numerical models.

Project goals

The Fault-Slip (FS) experiment in Mont Terri was carried out to understand the conditions under which a reactivation of a geological feature (i.e. fault damage zone and/or fault core) is possible. As a result of the reactivation, the characteristics (e.g. hydromechanical properties) of such a feature are thereby altered. The analysis and modeling of such dataset will help to develop a fundamental understanding of the key mechanical processes influencing the seismic and aseismic reactivation and healing of faults, together with evolution of their multiphase flow and transport properties.

The current project focuses on reproducing the observed data in a quantitative way with a numerical simulation to clarify which physical processes are in process during fault slip. This is of the utmost importance and it can only be fully captured by the numerical model of mechanisms that need to be parameterized (for example: rheological rupture behavior, healing processes, micro scale rock-fluid interactions). This will eventually provide a reference for future approaches to predict the behavior of a deep repository and its interaction with faults and fractures located in its surroundings. In the future, a synthetic scenario of a deep

storage repository could be build based on the results of the current project, aiming at assessing the influence of pressure and temperature distribution on the reactivation of structures and the related permeability changes.

In the framework of the current project, *OpenGeoSys* numerical code will be modified to account for dependence of hydromechanical properties of the rock on elastic and/or plastic properties, as well as processes such hydroshearing and/or hydrofracturing [1,2,3]. With this approach, the main goal of the project is to provide support for (1) reproducing the experimental data measured during the fault slip experiment, and (2) estimating the hydromechanical properties of the fault zone and their change with fault reactivation. These simulations will be a basis for the Task B in DECOVALEX-2019.

Work carried out and results obtained

The numerical code chosen to perform the work is *OpenGeoSys* [4], successfully used in previous ENSI activities investigating a number of coupled Thermo-Hydro-Mechanical (THM) processes [5,6]. The *OpenGeoSys* code is a scientific open source

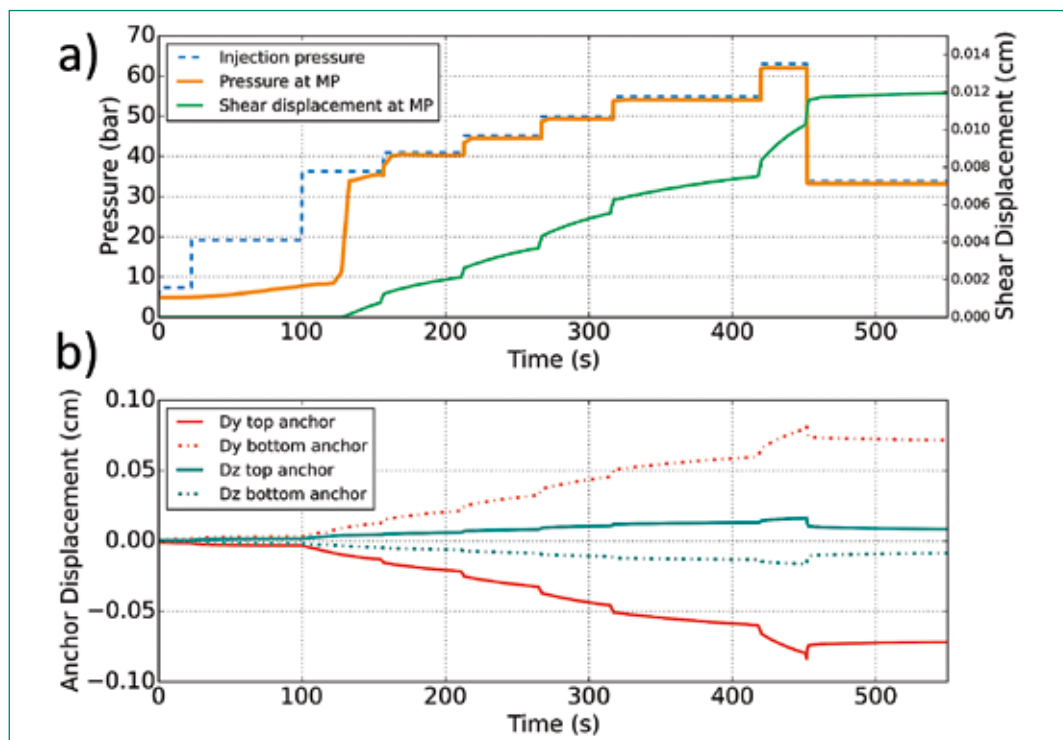


Figure 1: Results, 2D model of the FM1 benchmark scenario as defined in Task B of DECOVALEX19 initiative. a) Pressure response at the monitoring point (yellow line), located at 1.5 m distance inside the fault. Shear displacement at the monitoring point in solid green line. Abrupt change in pressure trend at time 120s due to shear failure and associated permeability increase. b) Displacement of the anchor points (solid lines vertical component, dashed line for horizontal component, red color for top anchor, green for bottom anchor), located in the intact rock mass, at 0.25 m distance from the injection point.

initiative, developed to numerically solve coupled processes in porous and fractured media via the finite element numerical method. It has been used in a variety of cases, to investigate the rock mass deformation and the potential for fault reactivation associated with geologic carbon sequestration, as well as the pressure-permeability variation happening in enhanced geothermal system. *OpenGeoSys* models can include single and multiple intersecting fractures for hydraulic and thermal transport problem [7], where a pressure-permeability dependency can be explicitly included based on relationships measured at the laboratory scale [8]. This code is based on a finite difference numerical method. Stressing of a fault due to fluid injection and porosity/permeability change with pressure can be reproduced [9], while a Mohr-Coulomb plasticity model can provide the amount of displacement simulated in a quasi-static model.

The rock mass hosting the fault/failure zone is prescribed to behave elastically under the external forcing generated by the THM processes (i.e. fluid injection and the associated poroelastic deformation), while the failure zone shows elastic behavior only until failure criteria are met. The rupture is then accommodated in the model with the relevant failure criteria, to determine slip distance and rupture size.

In the first step of simulating the FS experiment, a benchmark simulation is conducted involving reactivation of a single fault plane. The initial benchmark calculation allows to conduct necessary model developments and testing related to modelling of fault activation processes. The spatial and temporal variations in permeability and the coupled hydro-mechanical problem are presenting numerically challenging conditions. A parallelization of the code with PETSc libraries or with the Message Passing Interface have been implemented and are publicly available, to take advantage of the cluster computation facilities available at ETH Zurich and at ENSI. The permeability evolution defined by the benchmarks has been developed into the *OpenGeoSys* code, allowing for the quantification of movements at the anchor points (see Fig. 1a) due to the poroelastic response and to the shear movement taking place along the fault plane, as well as pressure response at a monitoring location, at 1.5 meter distance from the injection point (see Fig. 2a).

The numerical results are in agreement with the expected behavior: an inflation of the injection chamber and an opening of the fault due to the injection, as well as a permanent dislocation of the anchors point due to shear slip on the fault.

The results compare quantitatively well with the results of the other groups for the 2D cases, while for the 3D cases the model presents some convergence issues for a full-scale model.

National Cooperation

The findings of the numerical modeling are also used to further constrain the potential for induced seismicity during disposal of nuclear waste in the underground (Subproject 3 – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen).

International Cooperation

The FS experiment composes the Task B of the DECOVALEX 2019 initiative. Therein a comparison and validation of different numerical approaches for the reproduction of the FS experiment is aimed. The project represents core support for the ENSI team involved in the DECOVALEX-2019 initiative. International cooperation is a strong component of such initiative, which includes institutes from all over the world. Among the institution participating, beneficial discussion and methodology comparisons has been held with BGR (Germany), CNSC (Canada) and LBNL (USA).

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The goal of 2018 is to validate the numerical approach by comparison with real measurements. If necessary, the capabilities of *OpenGeoSys* will be further extended by coupling it with existing seismological simulator [10,11]. Additionally, the numerical code *TOUGH-FLAC* [12] could be used to support the project. Such a simulator has been applied and tested over a wide range of geoscientific fields and geoengineering applications. The current model approach for fault reactivation accounts for a strain softening Mohr-Coulomb model slip weakening fault behavior and sudden seismic slip event can be simulated either in a quasi-static model [2] or fully dynamic model in which the slip will generate seismic wave [13]. For low initial permeability, approaches for fracture propagation and shear slip can be applied [13,14].

The indirect dependency of transport properties (i.e. permeability) on pressure change, conveyed by

the plastic behavior of the fault zone material will be further investigated. Possibly, this will be performed including healing mechanisms that have been observed in the FS experiment, to investigate into the longer period of the repository operational life. With the proposed approach, hydro-mechanical Interactions between a discrete number of faults and fractures can also be computed, when a realistic distribution is provided.

Publications

- Graupner, B.J., J. Rutqvist, Y. Guglielmi, T.S. Nguyen, J.-W. Park, W.-J. Shiu, L. Urpi, G. Ziefle (2017). Modelling the induced slip of a fault in argillaceous rock. 7th Clay Conference, Davos, Switzerland, 24–27 September, 2017.

References

- [1] Rinaldi, A. P., V. Vilarrasa, J. Rutqvist, F. Cappa, (2015a). Fault reactivation during CO₂ sequestration: effects of well orientation on seismicity and leakage, *Greenh. Gas. Sci. Tech.* 5, 645–656.
- [2] Rinaldi, A. P., J. Rutqvist, E. Sonnenthal, T. T. Cladouhos, (2015b). Coupled THM modeling of hydroshearing stimulation in tight fractured volcanic rock, *Transp. Porous Med.*, 108, 131–150.
- [3] Rutqvist, J., A. P. Rinaldi, F. Cappa, G. J. Moridis (2015). Modeling of Fault Activation and Seismicity by Injection Directly into a Fault Zone associated with Hydraulic Fracturing of Shale-gas Reservoirs, *J. Petrol. Sci. Eng.*, 127, 377–386.
- [4] Kolditz, O., Bauer, S., Bilke, L., Böttcher, N., Delfs, J.O., Fischer, T., Görke, U.J., Kalbacher, T., Kosakowski, G., McDermott, C.I., Park, C.H., Radu, F., Rink, K., Shao, H., Shao, H.B., Sun, F., Sun, Y.Y., Singh, A.K., Taron, J., Walther, M., Wang, W., Watanabe, N., Wu, Y., Xie, M., Xu, W., Zehner, B. (2012). OpenGeoSys: an open-source initiative for numerical simulation of thermo-hydro-mechanical/chemical (THM/C) processes in porous media, *Environ. Earth Sci.* 67, 589–599
- [5] Graupner B et al (2017) Comparative modeling of the coupled thermal-hydrological-mechanical (THM) processes in a heated bentonite pellet column with hydration. *Environ Earth Sci.* (Submitted)
- [6] Garitte, B., Nguyen, T.S., Barnichon, J.D. et al (2017). Modelling the Mont Terri HE-D experiment for the Thermal–Hydraulic–Mechanical response of a bedded argilla-ceous formation to heating, *Environ. Earth Sci.* 76: 345.
- [7] Blöcher G., Cacace M., Lewerenz B., Zimmermann G., (2010). Three dimensional modelling of fractured and faulted reservoirs: Framework and implementation, *Chemie der Erde – Geochemistry* 70, 145–153.
- [8] Bakker, E., Hangx, S. J. T., Niemeijer, A. R., Spiers, C. J., (2016). Frictional behaviour and transport properties of simulated fault gouges derived from a natural CO₂ reservoir, *Int. J. Greenh. Gas Contr.* 54, 70–83..
- [9] Magri, F., Tillner, E., Wang, W., Watanabe, N., Zimmermann, G., Kempka, T., (2013). 3D hydro-mechanical scenario analysis to evaluate changes of the recent stress field as a result of geological CO₂ storage. *Energy Procedia* 40, 375–383.
- [10] Ely, G. P., S. M. Day, and J.-B. Minster (2009), A support-operator method for 3D rupture dynamics, *Geophys. J. Int.*, 177 (3), 1140–1150.
- [11] Aagaard, B. T., M. G. Knepley, and C. A. Williams (2013). A domain decomposition approach to implementing fault slip in finite-element models of quasi-static and dynamic crustal deformation, *J. Geophys. Res. – Solid Earth*, 118, 3059–3079.
- [12] Rutqvist, J. (2011). Status of TOUGH-FLAC simulator and recent applications related to coupled fluid flow and crustal deformations. *Comput. Geosci.* 37, 739–750.
- [13] Urpi, L., A. P. Rinaldi, J. Rutqvist, F. Cappa, C. J. Spiers, (2016). Dynamic simulation of CO₂-injection-induced fault rupture with slip-rate dependent friction coefficient, *Geomech. Energy Environ.*, 7, 47–65.
- [14] Rinaldi, A. P., J. Rutqvist, (2017). Joint opening or aseismic hydroshearing? analyzing a fracture zone stimulation at Fenton Hill, *Geothermics*, submitted.

Mont Terri: SE-P Project: Self-Sealing Processes in Old Excavation Damaged Zones at the Mont Terri URL

Author and Co-author(s)	Molly Williams, Martin Ziegler and Simon Löw
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address	+41 (44) 633 27 37, molly.williams@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

We investigate previously well-studied and characterized Excavation Damaged Zones (EDZs) at the Mont Terri Underground Research Laboratory in order to understand the long-term (10–20 years) self-sealing behaviour of Opalinus Clay and to identify in-situ sealing processes. We have chosen two sites at Mont Terri for this study: galleries 98 and 08. These galleries were excavated by roadheader approximately perpendicular to bedding strike in 1998 and 2008 and contain large data sets that we can use to compare what rock and rock mass properties have changed over time. Depending on the site, prior data sets include electrical resistivity and seismic refraction profiles, interval velocity measurements in boreholes, core logs, resin-injection studies, and hydraulic and pneumatic testing. The first phase of fieldwork for the project was carried out between November 2017 and Janu-

ary 2018 and included seven seismic refraction lines for EDZ re-evaluation and identification of sealed zones in both galleries. Initial tests were completed with one-component geophones placed into the shotcrete. The source for these lines was a hammer hitting along the shotcrete surface. After this, short boreholes (<0.4m) were drilled out of the shotcrete so that the sensors and sources could be installed directly into the Opalinus Clay shale. We expect that the data processing will be finished in March 2018. Once sealed zones have been identified, we will choose locations within the two galleries to investigate sealing processes in the selected EDZs based on borehole logging and laboratory tests on drilled cores. A first drilling campaign will be conducted in the first half of 2018. The final phase of in-situ investigations might consist of resin-injection studies, hydraulic and/or pneumatic tests and crosshole seismic experiments.

Project overview

Introduction

The focus of the SE-P project is the investigation of the in-situ self-sealing processes of 10–20 year old Excavation Damaged Zones (EDZs) in the Opalinus Clay formation – the rock formation chosen as the potential host rock for Switzerland's high- and low-level nuclear waste repositories (Becker et al. 2016). Experiments will be carried out in selected gallery sections of the Mont Terri Underground Research Laboratory (URL), which have been studied shortly after excavation. Our research aims at identifying self-sealing processes and the factors (rock and rock mass properties, tunnel and support design, EDZ fracture network characteristics, saturation levels, etc.) that might have influenced the self-sealing behaviour over these time scales.

Self-sealing refers to the reduction in permeability of natural or induced fractures in a rock mass by any hydromechanical, hydrochemical, or hydrobiological process not specifically engineered or designed for and, thus, is a consequence of the natural properties of rocks and their initial and disturbed state (Bastiaens et al. 2007). Since hydraulic conductivity of damaged rock mass can be orders of

magnitude higher than of the undamaged rock mass, the ability of clay rocks to make excavation zones less hydraulically significant over time is critical to the understanding of long-term repository safety (Davies and Bernier 2005). Self-sealing has been inferred from or observed by in-situ experiments at the Mont Terri URL. These include the SELFRAC, EH (Self-Healing), and HG-A (Hydrogen Gas) experiments (e.g., Bossart 2002; Heitz and Bühler 2003; Bernier et al. 2004; Bastiaens et al. 2007; Shaw 2010). Self-sealing has also been studied in laboratory experiments extensively (e.g., Gutierrez et al. 2000; Bernier et al. 2004; Buzzi et al.

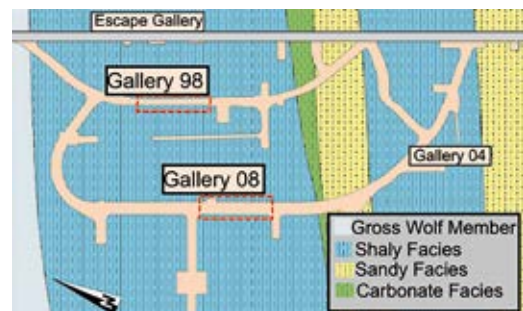


Figure 1: Location of the experiment sites, gallery 08 and gallery 98, for the SE-P project. Both galleries are aligned normal to bedding strike but have different sizes and ages (about 10 vs. 20 years). The figure of the Mont Terri URL layout was taken from Kaufhold et al. (2016).

Table 1:

Site comparison for gallery 98 and gallery 08. EDZ extent is based upon a review of the existing database and literature of each site.

	Gallery 98	Gallery 08
Excavation Year	1998	2008
Orientation	Perpendicular to bedding strike	Perpendicular to bedding strike
Tunnel Support	160 mm thick steel-fibre reinforced shotcrete (15 m contain plastic fibres)	Rock bolts, steel arches, and 150–230 mm thick shotcrete
EDZ Extent	Up to 3 m	Up to 5 m within fault zones and 2–3 m outside of fault zones
Available Data		
Geology		
Mapping of Tunnel Face and Walls	✓	✓
Core Mapping and Photos	✓	✓
Micro/Nano Structure Analysis	×	✓
Gallery Deformation		
Convergence Profiles	✓	✓
Borehole Instrumentation	✓	✓
Laser Scanning	×	✓
Geophysical Investigations		
Electrical Resistivity	✓	×
Seismic Refraction	×	✓
Borehole Seismic	✓	✓
Acoustic Emissions	✓	×
Hydraulic Investigations		
Pneumatic and Hydraulic Tests	✓	×
Pore Pressures	✓	×

2007; Labiouse et al. 2009; Zhang 2011; Ferrari et al. 2016). However, the in-situ processes have still not been studied in sufficient detail (neither spatially nor temporarily) and hydraulic tests carried out in EDZs to measure changes likely caused substantial artificial disturbances of self-sealing *sensu stricto*. Currently, two sites are selected for detailed studies: gallery 08 and gallery 98 at the Mont Terri URL (Figure 1). Both sites contain extensive data sets related to the properties and extents of EDZs shortly after excavation, which we can draw on for a time comparison and to identify sealed zones (Table 1).

Background

EDZ Definition and Characterization

The exact definition of the EDZ varies depending on the particular host rock where the damaged zone is located. A general definition of the EDZ is the volume of rock in which the hydromechanical and petrophysical properties of the rock mass have transformed from their intact or undisturbed state due to damage (bedding slip or shear, formation of new fractures, changes in pore pressure, etc.) induced by excavation activities (e.g., Bossart et al. 2002; Perras et al. 2010; Lanyon et al. 2011). Not considered in this study are large damage zones such as massive overbreaks caused by structurally adverse conditions.

Many methods have been applied for characterizing the properties and extents of EDZs, including drill core mapping and borehole logging, fluorescein-doped resin injection and overcoring, mapping of excavation surfaces, measurements of rock mass seismic and electrical resistivity properties, hydraulic and pneumatic testing, amongst others (Lanyon et al. 2011). However, there exist relatively few studies on what changes and processes take place at the EDZ sites over long periods of time (>10 years).

Self-Sealing Processes

Processes and mechanisms controlling self-sealing can be divided into three broad categories (Bock et al. 2010): (1) mechanical, (2) physico-chemical, and (3) geochemical. Mechanical processes include consolidation, with associated creep and compaction, which can lead to fracture and pore space reduction within a rock mass. As clayey platelets are subjected to loading they can deform which causes significant changes to the rock pore space and can influence hydraulic conductivity. Furthermore, increases in stress regime (e.g., due to pressure generated by backfill in a nuclear repository concept),

acting on fractures and fault planes can also lead to fracture closure. Changes in stress exceeding the natural pore pressure can lead to both consolidation and creep. However, for overconsolidated clay shales such as the Opalinus clay shale, the compaction process is likely to be of less importance (Bock et al. 2010). While creep has an influence on the self-sealing ability of clays, detangling its role from other mechanical processes acting during sealing is not simple as there might be many micro-mechanisms responsible for creep – most of which are not all well-understood themselves (Tsang et al. 2012). As fractures are subjected to shear, asperities are ground off and the restructuring of the fracture wall material can lead to sealing. This is inherently linked to normal stress as fracture opening (dilation) is expected to have an inverse relationship to normal stress (Popp and Salzer 2007).

The major physico-chemical processes responsible for self-sealing in clay rocks are swelling and slaking. Swelling in particular has been studied at length at the microscale and occurs osmotically in all clays as a result of the differences in ion concentrations close to mineral surfaces. This is linked to the diffuse double layer of clays, which generates osmotic pressure and instigates volume increase as opposing layer surfaces take on opposite charges. Intercrystalline swelling due to the hydration of exchangeable inter-layer cations on the inner surfaces of clay minerals is also possible, but only occurs in certain clay minerals such as smectites, mixed-layer illites, and (to some extent) vermiculite (Bergaya and Lagaly 2013). Slaking, which is the physical disintegration of mudrocks due to wetting and drying cycles, is closely related to swelling and can lead to self-sealing through the clogging of pore space with small flakes of material from the fracture walls. As with swelling, saturation conditions and resaturation of clay rocks plays a large role in how much a rock will experience each process.

Geochemical processes are also thought to cause sealing, primarily through evaporation and associated crystal growth, oxidation. Evaporation might be driven by ventilation in repositories. For instance, during these processes dispersed pyrite (FeS_2) in the rock matrix can oxidize and lead to the formation of gypsum upon contact with calcium-rich water. This can eventually lead to self-sealing through the formation of oxidation rims and mineral precipitation along fractures and joints (Bock et al. 2010). Gypsum has already been identified on EDZ fracture surfaces a few years after excavation (Charpentier et al. 2001; see also Nussbaum et al. 2005).

Factors influencing Sealing

There are a number of rock and rock mass properties that can influence sealing processes. Petro-physical properties and the natural fabric of the rock, such as the orientation of clay platelets, porosity and permeability, total organic content (TOC), etc. will have some impact on the natural ability of clay rocks to seal. It is expected that the microstructure of the clay and percentage and type of clay minerals will influence sealing. It has been found that just 5% clay mineral content is sufficient for fracture self-sealing due to swelling (Bardetscher *et al.* 2008). Certain clay minerals (i.e., those experiencing intercrystalline swelling) show more swelling ability than others and are important indicators of sealing potential. The type of exchangeable cation available in clay minerals will also likely play a role in geochemical, swelling and slaking processes. Changes in geochemical fluids, increases in rock stress and increases in pore pressure act as catalysts for specific sealing processes. Fracture and discontinuity characteristics will also play a role in sealing. For example, it is possible that sealing in larger fractures and more densely populated and connected fracture networks may be caused by different processes and/or occur on different time scales. The link between natural fracture networks and sealing ability has not been investigated in detail; however, the link between fracture wall roughness and particular processes have been identified (Bock *et al.* 2010). Resaturation of the rock formations will play a large role in swelling and slaking processes and, thus, the presence of free water and its ability to move through a given formation (linked to the intrinsic permeability and porosity of the rock mass) is critical in sealing. In a nuclear waste repository changes in temperature caused by waste canister heat can promote sealing (Fröhlich 2004; Horseman *et al.* 2005; Vietor *et al.* 2014). Likewise, the excavation method, excavation direction with respect to bedding, tunnel dimension, shape and support system, and the design of a repository can impact the hydromechanical behavior of the rock formation and, hence, can have an impact on how and where EDZs and natural fractures might open and seal.

Research Questions

The major goal of this work is to identify the in-situ self-sealing processes and mechanisms and their major influencing factors over a time period of 10–20 years. Our aim is to link the changes in rock

and rock mass properties at large scales (5–20 m) at the selected sites with much smaller (mm– μm /nm) scales using laboratory analyses of cores extracted from sealed and unsealed zones. The specific research questions we seek to answer are:

1. How do EDZs evolve over 10–20 years?
 - a. Which EDZ properties have changed the most over time and what are the magnitudes of these changes?
 - b. What is the influence of the excavation method and design and the support system on self-sealing?
2. How do variations in rock and rock mass properties effect EDZ self-sealing capability?
 - a. How do larger scale geological features such as bedding orientation, fault direction and architecture, and tectonic fracture network properties influence self-sealing?
 - b. How does the mineralogical and geochemical composition and microstructural fabric of rocks and fractures influence self-sealing capability?
3. What are the self-sealing processes and mechanisms that are most important in the long-term evolution of EDZs?
 - a. Is it possible to link macro-scale observations with distinct micro-scale processes, such as swelling and creep?
 - b. Which sealing processes have occurred in EDZs over 10–20 years? Is one process dominant over others?
 - c. Are the magnitudes expected from short term (<2 years) laboratory tests and modelling for different processes to influence EDZ properties realistic?

Methodology

Fieldwork for the project will be carried out in three stages. At the first stage, large scale (>20 m) changes of the rock mass velocity structure at the selected sites will be explored through seismic refraction tests along the two galleries. This data set will be compared with data obtained shortly after excavation to ascertain how the EDZs have developed and identify where sealed zones occur. Old seismic interval velocity data taken in 1998 and 1999 from boreholes in gallery 98 will also be reprocessed to allow for a better comparison between the two different data sets. For gallery 08, where seismic refraction surveys were conducted previously, zones of increased velocity could be indicators of sealing. In gallery 98, where no previ-

ous refraction seismic data exist, low velocity zones can be used to indicate areas where the rock is more damaged at the current state.

Depending on the outcome of our seismic tests we will use two different schemes by which we select where to drill boreholes of approximately 4–6 m length in a first drilling campaign. One scheme is to drill boreholes into identified low seismic velocity zones and others in the same orientation into high or increased seismic velocity zones (*Figure 2, Zones A and B*). The second scheme is, in case no substantial changes in the velocity structure were detected, to drill boreholes with an about constant spacing of 5–6 m along the two selected galleries. Both schemes will include 1–2 boreholes drilled into fault zones (*Figure 2, Zone C*). The boreholes and cores will be investigated in detail through borehole logging (e.g., with optical televiewer, BGR borehole interval velocity probe, resistivity), core mapping, and laboratory analyses. Cores will be vacuum sealed and prepared for laboratory analyses that will include mineralogical, geochemical, and petrophysical (porosity, density) characterization. The details of these tests need to be discussed, but will likely include x-ray powder diffraction (XRD), helium pycnometry, water content and pore water chemistry determination, and geochemical composition analyses. Samples will be taken from core fractures (natural and induced) if they exist

within the core for comparison with new fractures which will be created from unfractured specimens in the lab. These samples will be drawn from the expected EDZ extent (at the time of excavation) as well as from locations expected to be beyond the depth of the original EDZ to get an idea of the background rock properties (i.e., porosity, mineralogical content, porewater chemistry, etc). The properties from this undamaged zone can then be compared to those of the EDZ to identify sealing processes.

Based on the outcome of the seismic refraction survey and the first borehole and core analyses, sites will be selected for a second drilling campaign to target sealed EDZs for in-detail in-situ characterization and testing and extended laboratory analyses to determine what sealing processes have occurred at our sites. Drilling sites could include locations where extensive hydraulic tests were completed (*Figure 2, Zone D*) versus sites that have not been subject to water injection (*Figure 2, Zone E*). This would allow us to test the effect of excess saturation on sealing and could yield insight into physico-chemical processes. At gallery 98, a 2-year long plate load test was conducted in the same area as hydraulic testing. Laboratory analyses on boreholes drilled at this location in comparison to other sites could also be useful in identifying mechanical processes involved in sealing. Ideally, the boreholes

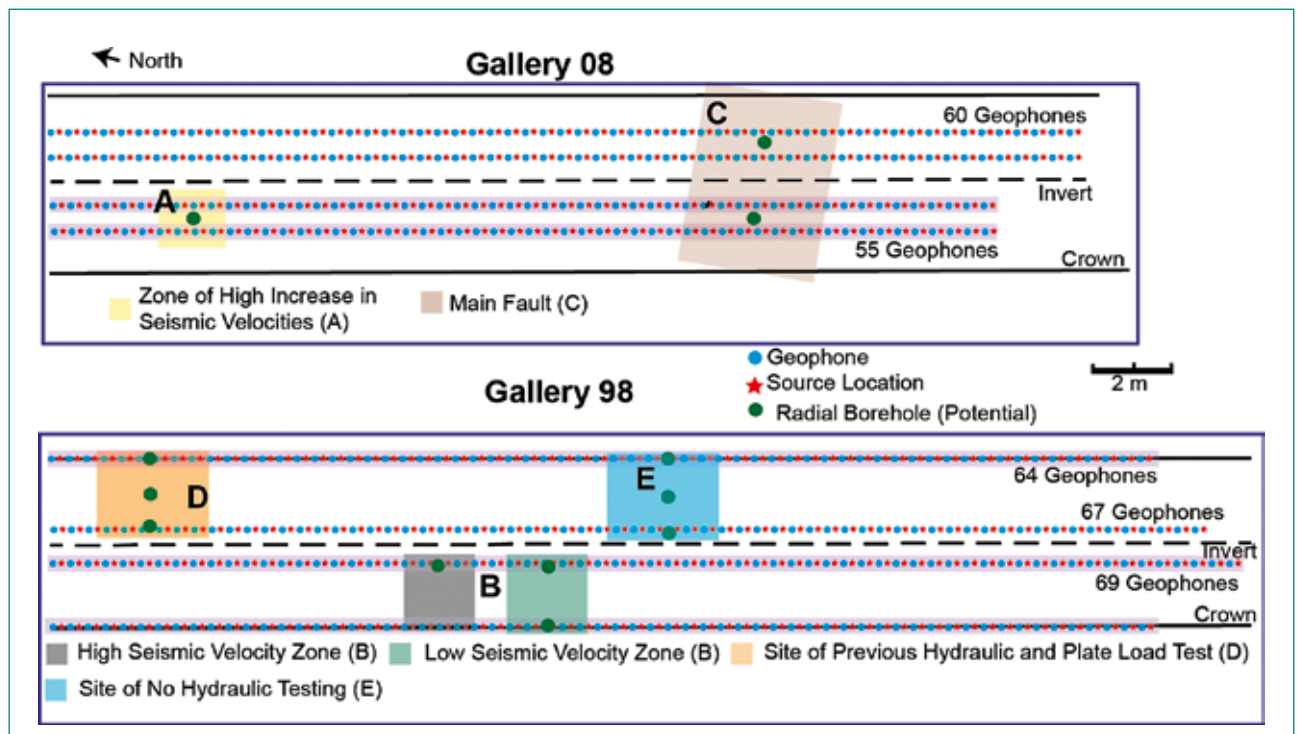


Figure 2: Conceptual plan to select areas of interest for drilling and borehole testing. Major fieldwork for the SE-P project include seismic refraction testing and the drilling of new boreholes (green circles). Seismic lines where boreholes were drilled to put sources and receivers into the formation are highlighted in purple.

drilled during this second campaign would complete a radial profile around at least half of the tunnel circumference (*Figure 2, Zones D and E*). The details of the laboratory tests on cores from our second drilling campaign will depend heavily on the laboratory and logging results of the first drilling campaign, but should include a detailed geochemical analysis through XRF core scanning and powder measurements and analysis of the core fabric with scanning electron microscopy (SEM) and transmission electron microscopy (TEM). There might also be the opportunity to perform some rock mechanical lab tests at this stage.

Once drilling and laboratory analyses have been carried out, there is the potential for resin injection studies, pneumatic and/or hydraulic tests, and crosshole seismic tests at one or two sites to further characterize the zones of interest. Crosshole seismic tests could be completed after any of the drilling stages, however, hydraulic and/or pneumatic tests would be the final stage of testing and would allow us to understand the permeability and transmissivity differences at the sites and allow comparison with earlier tests. A resin injection study could be of interest in order to very carefully characterize the fracture network at one or both galleries.

Work carried out and results obtained

In the first year of the project an extensive review of the existing data sets and technical notes from experiments mostly in Mont Terri galleries 98 and 08 and the MB niche has been carried out. From this work, the local EDZ geometries and properties for each site were studied and will be used for later comparison with new data, which will be obtained within the scope of the SE-P project. The maximum extent of the EDZ from the tunnel wall was determined to be approximately 3 m in gallery 98 and 3–5 m in gallery 08 (with the deeper extents occurring in fault zones). The large amount of various types of data, which can help determine the extent and geometry of EDZs, do not always agree well with one another and can yield different results in the interpretation of EDZ characteristics (*Figure 3*). In addition to the review of the existing data and technical notes and reports at our sites of interest within the Mont Terri URL, a separate literature on sealing processes in argillaceous rocks was completed to help plan the later laboratory experiments (*Williams 2017a*).

In October 2017 we conducted 3D geodetic surveys of both galleries with a Faro X330 laser scanner for the planning of the seismic lines and future borehole drilling locations. The first fieldwork at Mont Terri was carried out between November 2017 and January 2018 and consisted of seven seismic lines. For each line of 27–35 m length we used single-component geophones with a spacing of 0.5 m (*Figure 4a*). For the collection of the data, Seismodule Controller Software (SCS) from Geometrics was used to display and record the shot amplitudes and noise picked up within each geophone. For each line, a sledgehammer with a trigger cable was used as the source. A minimum of three shots were collected for each shot point located at the mid-point between geophones for later stacking. For lines collected in the crown in gallery 98 a smaller hammer was used for the source. All shot point and geophone positions were geodetically surveyed for precise travel time calculations in the processing. Data will first be stacked and first arrivals will be picked. Following this, the data will be processed using travel time inversion that takes into account bedding anisotropy.

Two series of refraction seismic tests were conducted. First, in gallery 08 four lines were tested; two at approximately 1.0 m and two at approximately 2.8 m above the invert on the east and west sides of the gallery following Thöny (2014) who tested these lines in 2008 (*Figure 2*). Our section in gallery 08 has a radius of 2.65 m and is about 32.5 m long. It intersects a major fault at Mont Terri known as the main fault. In gallery 98 three seismic lines were completed; two lines located approximately 0.5 m above the invert on the east and west sides of the gallery and one line directly in the center of the tunnel crown (*Figure 2*). The tested section in gallery 98 is 35 m long and has a circular tunnel profile with a radius of 1.8 m. For the first series of tests, geophone pins were installed in slim (10–12 mm), short boreholes in the shotcrete layer. Lines were sourced with a hammer hitting against the shotcrete (*Figure 4a, b*). In order to test the possible influence of shotcrete, short plugs of approximately 0.2–0.4 m length with a diameter of 12 cm were drilled out of the shotcrete and about 10 cm into the Opalinus Clay formation at the previous positions so that the geophones could be placed directly into the rock formation (*Figure 4c, d*). For these lines, the sources were also placed directly into the formation, i.e., about 10 cm deep behind the shotcrete, through slim (24 mm) boreholes and anchoring steel rods

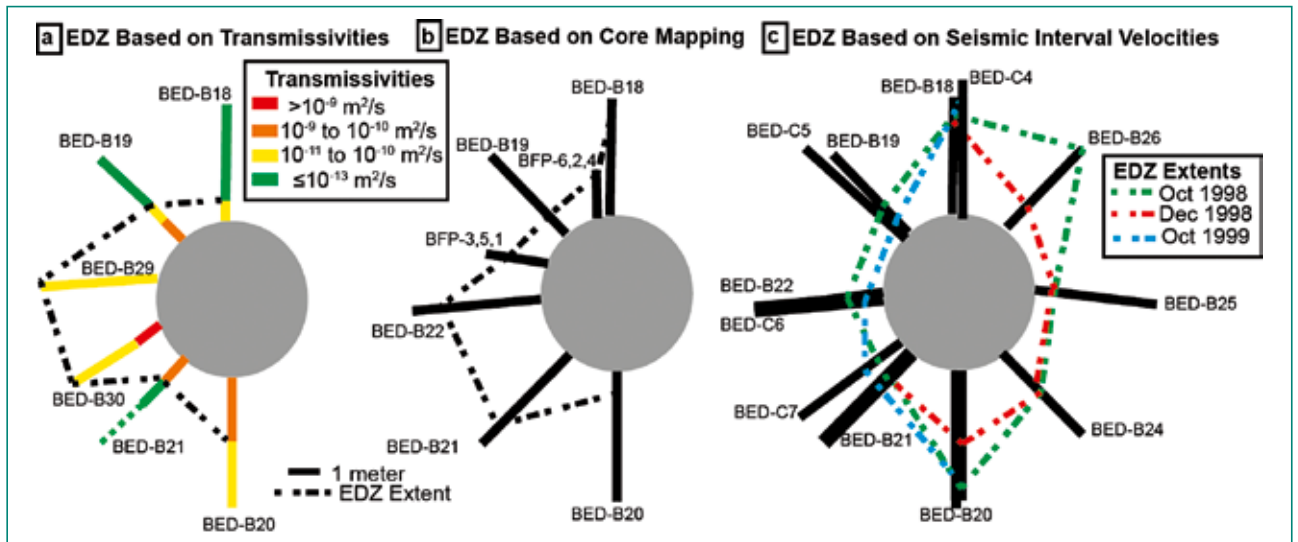


Figure 3: Example of EDZ extent and geometry in gallery 98 based upon hydraulic transmissivities (A), core mapping (B), and seismic interval velocities (C). Note that the geometries of the EDZ given by the different datasets vary. Undisturbed Opalinus Clay has a hydraulic transmissivity of 10^{-13} m²/s or lower and, thus, values above this can be considered as likely part of the EDZ. EDZ extent based on core mapping shows maximum extent of the EDZ based on the last occurrence of mapped EDZ fractures. Seismic interval velocities show the maximum extent of the EDZ based on deviation from seismic properties of undisturbed Opalinus Clay. Three rounds of seismic measurements were performed with the tests in October and December 1998 occurring in the same boreholes. The data used was taken from several technical notes and reports as well as publications (e.g., Adams and Gemperle 1997; Mori and Bossart 1999; Martin et al. 2004).

into the formation. The rods were then hit by the hammer to serve as the source. Only four out of the seven lines were tested in this way (at the crown and lower southwestern sidewall in gallery 98 and the upper and lower sidewall lines at the southwestern wall of gallery 08). Preliminary results indicate that lines with sources and receivers placed into the Opalinus Clay have higher velocities on average than lines carried out on the shotcrete. We have also taken samples from the shotcrete and will test their p- and s-wave velocities in the lab to better understand the potential influence of the shotcrete on our results. A directional seismic survey was also performed by placing single-component geophones in the shotcrete parts of some of the drilled boreholes, though the results indicated no distinct difference in arrival times or apparent velocities measured with these sensors.

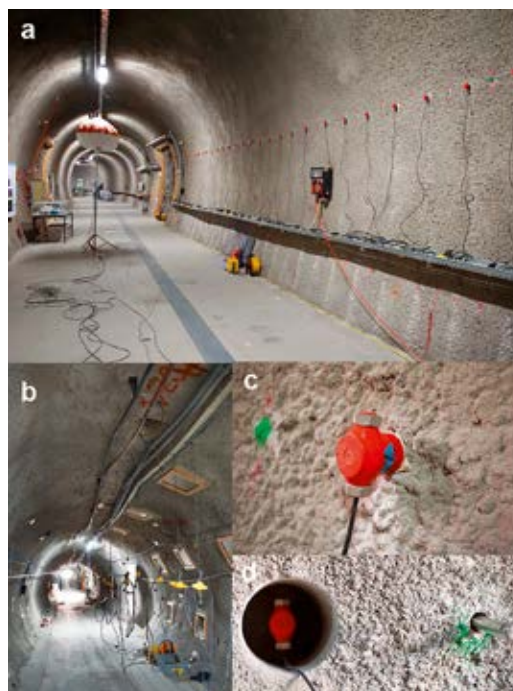


Figure 4: Seismic line with source and receiver in shotcrete in gallery 08, upper west corner (a) and in the crown of gallery 98 (b). Geophone installed into shotcrete (c) and installed directly into Opalinus Clay inside a short borehole and metal rod (d).

National Cooperation

ETH Zurich acts as a research partner of ENSI, which is a formal partner of the Mont Terri Consortium. Within this relationship, funding has already been granted to perform the analyses mentioned in this report. The Federal Office of Topography (Swisstopo) carried out the geodetic survey (Dr. Senecio Schefer and co-workers) and provided on-site support (Dr. David Jaeggi and Thierry Theurillat). Diamantbohr AG drilled the shotcrete plugs for the

seismic refraction tests. Reto Seifert (ETH) provided technical support. Prof. Andreas Wieser (ETH) kindly lent us equipment for the laser scanning. The ETH Zurich Institute of Geophysics (Prof. Hansruedi Maurer and Dr. Edgar Manukyan) discussed the seismic refraction survey with us and lent us the equipment to perform the tests. Codes for the refraction seismic data processing were provided by Dr. Edgar Manukyan and he has been an invaluable resource in the processing and analysis. Dr. Michael Plötze

(ETH) provided good feedback on the laboratory planning of the SE-P project for later stages. We are very grateful to all people involved in this project.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany is a project partner for this study.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

At the beginning of 2017, a review of old datasets involving the characterization of the old EDZ sites was continued and completed. The results of the EDZ models for galleries 98 and 08, and the MB niche, are available as a report completed in the framework of the PhD project proposal by M. Williams (*Williams 2017b*). We aim at publishing parts of the review in 2018 focusing on our understanding of EDZs and self-sealing based on the different investigation methods. The work and analysis completed for the seismic refraction study will be presented at the European Geophysical Union (EGU) 2018 meeting in April 2018 (Abstract ETH2018-11756). We expect that the seismic refraction study (and potentially some of the work carried out during the first drilling phase) will result in another publication.

The first phase of fieldwork for the project was carried out over five weeks in the period from November 2017 to January 2018. The collection of

seismic refraction data at Mont Terri went well, though the data still has to be processed. However, the potential influence of the shotcrete support on seismic results has to be investigated. It is critical and was not evaluated in the previous experimental considerations and analyses. Thus, additional laboratory tests will be conducted in 2018 to investigate the seismic properties of the shotcrete from the drilled plugs. Once these are known, we will be able to assess the validity of our results. Processing of the seismic refraction data is expected to be completed in March 2018 (*Table 2*).

The first drilling campaign will be carried out in April and June 2018 after the seismic refraction data have been processed and analyzed and seismic interval velocities in gallery 98 have been reprocessed (with the cooperation of project partner BGR). The initial rock core analyses will include the determination of mineralogical, petrophysical, and geochemical properties and will be used to define what future analyses need to be carried out. A second phase of drilling will be completed around the end of 2018 to better understand the processes involved in the sealed zones over time. This second drilling campaign and subsequent analyses will depend much on the results from the previous investigations.

One of the most challenging aspects of the project will be identifying and separating the underlying processes and mechanisms that have led to self-sealing in the EDZs. The analytical methods for this are not yet completely defined and need to be clarified in the next phase of the project.

Work packages (WP)	2017			2018			2019			2020	
	OND	JFM	AMJ	JAS	OND	JFM	AMJ	JAS	OND	JFM	AMJ
WP 1: Identification of Sealed Areas											
Seismic Refraction											
Reprocessing of Borehole Data											
Seismic Data Processing											
WP 2: Initial Investigation of Sealed Areas											
Drilling Campaign 1											
Borehole Logging											
Analysis of Core Samples											
Geophysical Log Processing											
WP 3: Detailed Characterization of Sealed Areas											
Resin Injection Study											
Drilling Campaign 2											
Hydraulic/Pneumatic Tests											
Borehole Logging											
WP 4: Microscale Characterization											
Microscopic Analysis of Resin-Impregnated Fractures and Core Samples											
SEM Analysis											
Geochem./Petrophys./Mechan. Analyses											

Table 2: Research time plan for all phases of the SE-P project. The work has been divided into four main work packages.

References

- [1] *Adams, J. and Germperle, R. (1997)*. ED-A: Results of hydraulic tests performed with the Modular Mini-Packer System (MMPs). Unpublished Mont Terri Technical Note 97–32, 1997.
- [2] *Bastiaens, W., Bernier, F., and Xiang, L.L.* SELFRAC: Experiments and conclusions on fracturing, self-healing, and self-sealing processes in clays. *Physics and Chemistry of the Earth* (32): 600–615, 2007.
- [3] *Becker, J., Blaser, P., Blechschmidt, I., Caruso, S., et al.* The Nagra research, development and demonstration (RD & D) plan for the disposal of radioactive waste in Switzerland. National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (Nagra) Technical Report 16–02, Wettingen, 2016.
- [4] *Bergaya, F. and Lagaly, G.* Handbook of Clay Science, Volume 5. Elsevier, Oxford, 2013.
- [5] *Bernier, F. and Bastiaens, W.* Fracturation and self-healing processes in clays—the SELFRAC project. Belgium, EIG EURIDICE, 2004.
- [6] *Bernier, F., Li, X.L., Bastiaens, W., Ortiz, L., van Geet, M., et al.* SELFRAC – Fractures and self healing within the excavation disturbed zone in clays. Final report, 64 p., 5th EUR-ATOM. Framework Program, Brussels (EU Commission), 2004.
- [7] *Bock, H., Dehandschutter, B., Martin C.D.; Mazurek, M., de Haller, A., Skoczylas F. and Davy, C.* Self-sealing of fractures in Argillaceous formations in the context of geological disposal of radioactive waste: review and synthesis. Nuclear Energy Agency, 2010.
- [8] *Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.C.* Geological and hydraulic characterization of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory, *Engineering Geology* (66): 19–38, 2002.
- [9] *Buzzi, O., Hans, J., Boulon, M., Deleruyelle, F. and Besnus, F.* Hydromechanical study of rockmortar interfaces. *Physics and Chemistry of the Earth* (32): 820–83, 2007.
- [10] *Charpentier, D., Cathelineau, M., Mosser-Ruck, R. and Bruno, G.* Evolution minéralogique des argiles en zone sous-saturée oxydée: exemple des parois du tunnel de Tournemire (Aveyronne, France). *C.R. Academy of Science* (332): 601–607, 2001.
- [11] *Davies, C. and Bernier, F.* Impact of the Excavation Disturbed Zone (EDZ) on the performance of radioactive waste geological repositories. EUR 21028 EN: 5–8, Brussels, 2005.
- [12] *Ferrari, A., Favero, V. and Laloui, L. (2016)*. One-dimensional compression and consolidation of shales. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* (88): 286–300, 2016.
- [13] *Fröhlich, H.* Self healing of clay at elevated temperatures. NF-PRO, Deliverable 4.4.4., Final Report: 29 p, 2004.
- [14] *Gutierrez, M., Oino, L.E., and Nygard, R.* Stress-dependent permeability of de-mineralized fracture in shale. *Marine and Petroleum Geology* (17): 895–907, 2000.
- [15] *Heitz, D., Trick, T.H. and Bühler, C.H.* Selfrac (SE) Experiment: Long term plate load experiment. Unpublished Mont Terri Technical Note 2003-51, 2003.
- [16] *Horseman, S.T., Cuss, R.J., Reeves, H.J. and Noy, D.* Potential for self-healing of fractures in plastic clays and argillaceous rocks under repository conditions. Draft report NEA-CC-3, Version 1.0: 351 p. Nottingham, British Geological Survey, 2005,
- [17] *Kaufhold, A., Halisch, M., Zacher, G. and Kaufhold, S.* X-ray computed tomography investigation of structures in Opalinus Clay from large-scale to small-scale after mechanical testing. *Solid Earth* (7): 1–13, 2016.
- [18] *Labieuse, V., Escoffier, S., Gastaldo, L. and Mathier, J-F.* Self-sealing of localized cracks in Boom and Opalinus Clay hollow cylinders. In: Proceedings of European Commission. TIMODAZ-THERESA International Conference, Luxembourg, 2009.
- [19] *Lanyon, G.W.* Excavation damage zones assessment. Nuclear Waste Management of Canada, Technical Report 2011–21, 2011.
- [20] *Martin, C.C., Lanyon, G.W., Bossart, P. and Blümling, P.* Excavation Disturbed Zone (EDZ) in clay shale: Mont Terri. Unpublished Mont Terri Technical Report 2001-01.
- [21] *Mori, A. and Bossart, P.* FP (fracture propagation) experiment: methods, results, interpretation. Unpublished Mont Terri Technical Note 99-72.
- [22] *Nussbaum, C., Bossart, P., Graf, A., Metille, J., Oyama, T., Morel, J., Andre, G., Pfingsten, W., Traber, D.* Studies on weathered Opalinus Clay in a 130 year old railway tunnel (Col

de la Croix). Unpublished Mont Terri Technical Note TN 2005-31.

- [23] *Perras, M., Diederichs, M.S. and Lam, T.* A review of excavation damage zones in sedimentary rocks with emphasis on numerical modeling for the EDZ definition. Proceedings of the 2010. Canadian Geotechnical Conference, Calgary, Sept. 2010, 2010.
- [24] *Popp, T. and Salzer, K.* HE-D Experiment: Influence of bedding planes. Mont Terri Project. Technical Report 2007-04, 20.07
- [25] *Shaw, H.* The FORGE (Fate of Repository Gases) pan European project. Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement, Fourth International Meeting, Nantes, France, 2010.
- [26] *Thöny, R.* Geomechanical analysis of excavation-induced rockmass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland). PhD Thesis. Department of Earth Sciences, ETH Zürich, 2014.
- [27] *Tsang, C.F. and Bernier, F.* Definitions of excavation disturbed zone and excavation damaged zone. In: Davies, C. and Bernier, F. (Eds). Impact of the Excavation Disturbed Zone (EDZ) on the performance of radioactive waste geological repositories. EUR 21028 EN: 5–8, Brussels, 2005.
- [28] *Tsang, C.F., Barnichon, J.D., Birkholzer, J., Li, X.L., Liu, H.H. and Sillen, X.* Coupled thermo-hydro-mechanical processes in the near field of a high-level radioactive waste repository in clay formations. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences (49): 31–44, 2012.
- [29] *Vietor, T., Fisch, H., and Fierz, T.* SE-H Self-sealing with heat experiment (TIMODAZ) at Mont Terri Rock Laboratory: Synthesis report. Mont Terri Technical Report 2011-05, 2014.
- [30] *Williams, M.* Self-sealing and self-healing in clay rock: literature review. Internal Report, ETH Zurich Engineering Geology, 2017a.
- [31] *Williams, M.* SE-P project: self-sealing processes in old excavation damaged zones at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (URL). PhD Proposal Defense Research Plan, ETH Zurich, 2017b.
- [32] *Zhang, C-L.* Experimental evidence for self-sealing of fractures in claystone. Physics and Chemistry of the Earth (36): 1972–1980, 2011.

Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

Final installations and first results (Part 2)

Author und Co-author(s)	M. Ziegler, S. Loew
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address	+41 (44) 632 23 42, martin.ziegler@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

This report presents an overview of the second research phase of the Belchen project and gives details of the conducted investigations and the newly installed in-situ monitoring systems. In 2017 we finalized the installation of the radial total pressure monitoring system by extending and guiding electrical cables through the inner cast-in-place concrete lining and conducted surveys and geological mappings of the excavation of the cross-passage 5a (CP 5a) at Tm 1393 (from South), 8.8m north of our measuring section (MS). We used structural mapping and existing borehole data of the MS to plan and conduct four directional boreholes, borehole geophysical logging and hydraulic pulse tests. Two boreholes were drilled upwards and two downwards. The upwards directed boreholes were completed with double-packer systems for in-situ pore pressure monitoring and possible future hydraulic tests.

We present first results of rock mass structures, in-situ radial pressure build-up on the tubbing stone ring and in-situ measured water contents. The radial total pressure data illustrate local differences in the pressure acting on the concrete lining. Radial total pressures 11 months after tubbing ring and sensor installation range between about 0.6 MPa and 1.2 MPa. Total radial stress measured closest to the invert center shows a different behavior, i.e. about linearly increasing stresses, compared to stresses measured at the tunnel sides and crown. A preliminary analysis of volumetric water contents (VWCs) measured with the TDR borehole probe at two locations, 0.2–0.4m and 3.1–3.3m inside the Opalinus Clay rock formation, suggests different initial VWCs (i.e., within the first 4 months) and a different behavior thereafter. The VWC closer to the tunnel reveals higher and an increasing trend of VWC, compared to lower and almost stable VWC measured by the deeper sensor 9 months after installation.

Overview of the second phase of investigations

Part 2 of the project focused on investigation drilling and coring, borehole logging, pore pressure monitoring system installations, and hydraulic measurements in the cross passage 5a (CP 5a) in order to characterize the faulted rock mass of the measuring section (MS), located few meters south of the CP 5a. Rock mass structural properties of the second Opalinus Clay section (i.e., the Chambersberg syncline) of the new Belchen tunnel (Sanierungstunnel Belchen, STB) were investigated in the framework of a M.Sc. thesis (Soares, 2017). This thesis also includes an analysis of the volumes of STB face breakouts in Opalinus Clay shale at 21 locations along the STB with a mean spacing of about 25 m (about 2 tunnel diameters). In addition, a first series of Opalinus Clay pore water was geochemically analyzed and core samples were drilled from the annular gap grout between the rock formation and the tubing ring for mechanical tests.

In this report, we present Opalinus Clay structural results and discuss the first analyses of the in-situ radial total pressure and volumetric water content datasets. For the complete project overview and work carried out during part 1 of the project the interested reader is kindly directed to the ENSI research report 2016 (Ziegler and Loew, 2017).

Work carried out and results obtained

Opalinus Clay structural data and breakout volumes inferred from 3D models of TBM-excavated tunnel faces

The 3D photogrammetric models of the STB tunnel faces were analyzed by Soares (2017) to obtain orientations (dip directions and dip angles) of bedding planes, joints, and faults, infer tunnel face breakout volumes, and map wet spots. Orientation analyses of combined inner and outer tunnel face ring models (for details see Ziegler and Loew (2017)) were carried out using 3DM Analyst by Adamtech. Fracture data were classified into high, medium, and low quality based on the ease of fracture identification and fracture size.

Soares (2017) mapped about 400 bedding planes, 300 natural joints, and 60 slickensided faults. His results suggest changes of the bedding plane orientations from gently southward dipping in the center

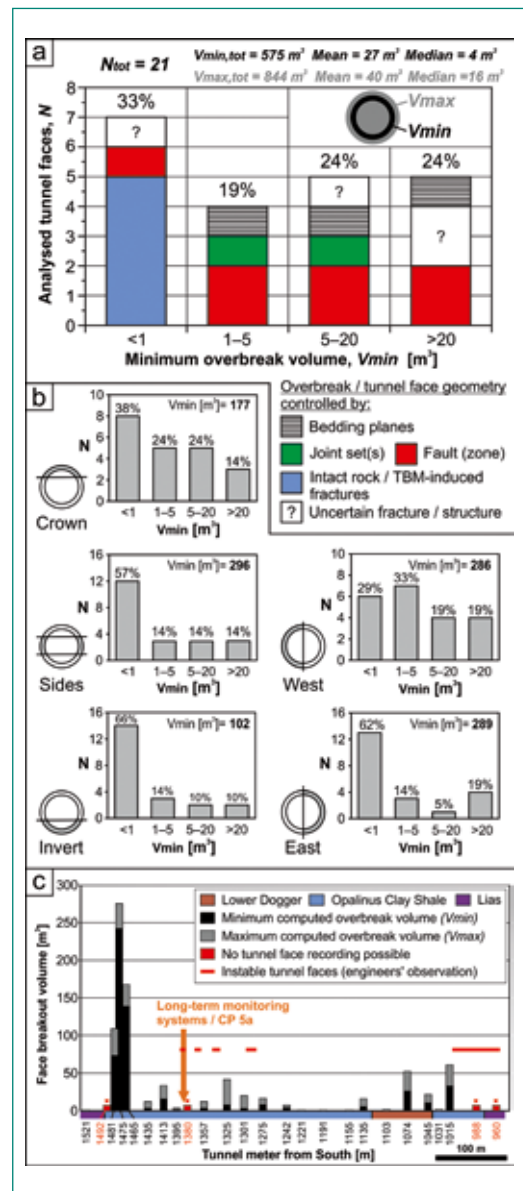


Figure 1: (a) Classified minimum (apparent) overbreak volumes (V_{min}) calculated from 21 3D photogrammetric tunnel face models and underlying rock mass structures (note that the bins are not of equal sizes). (b) Comparison of V_{min} according to tunnel face sections. (c) Spatial distribution of the investigated overbreak volumes and examined tunnel faces, respectively. Both V_{min} and V_{max} (i.e., extrapolated maximum volume) are given, together with lithology and the positions where no photogrammetric data could be obtained (a-c are modified from Soares (2017)).

of the Chambersberg syncline (mean orientation $183/25 \pm 14^\circ$) to steeply dipping ($45-74^\circ$) to sub-vertical in the northern and southern fold limbs of the syncline. The identified joints were grouped into three sets with mean set orientations of $304/70 \pm 17^\circ$, $350/61 \pm 20^\circ$, and $121/38 \pm 11^\circ$ (dip direction/dip angle; \pm indicates one standard deviation). The majority of faults with slickensides are steeply to very steeply dipping ($75-89^\circ$). Fault mean orientations vary from $357/88 \pm 26^\circ$ in the southern, $176/49 \pm 43^\circ$ and $335/75 \pm 11^\circ$ in the central,

to $183/62 \pm 21^\circ$ and $281/76 \pm 30^\circ$ in the northern part of the Chambersberg syncline. These findings are in line with observations from the existing Belchen tunnel tubes (e.g., IG STBelchen, 2015). Wet rock surfaces (wet spots) have been seen in four TBM face models at Tm (from South) 1135, 1155, and 1191 in Opalinus Clay and 1521 in the Lias. The sizes of the wet spots ranged between about 0.2 m^2 to 15 m^2 . The water inflow points lie in stable face positions outside of fault zones. In addition, white veins (likely carbonate- or gypsum-rich) have been identified at three of these face positions (c.f., Müller and Leupin, 2012; Vogt, 2013).

Furthermore, we investigated the geometry of the tunnel face models to identify unstable face positions and estimate face breakout volumes and causative structures. Since the models do not cover the full tunnel face of about 165 m^2 , both apparent (minimum) volumes (i.e., given by the incomplete ring-shape model) and estimated maximum volumes were calculated. For the latter, four different inter- and extrapolation algorithms were tested (spline, natural neighbor, inverse distance weighted, and kriging). The estimated maximum volumes given here are based on kriging. **Figure 1a** shows a histogram of tunnel face breakout volumes grouped into four classes of arbitrary size. About half of the investigated faces (52%) are stable ($<1 \text{ m}^3$) or show only minor overbreaks ($1\text{--}5 \text{ m}^3$), 24% show moderate overbreaks ($5\text{--}20 \text{ m}^3$), and 24% show large overbreaks ($>20 \text{ m}^3$). Overbreaks follow faults, bedding planes, and joints. **Figure 1b** reveals that the west and east sides of the tunnel faces contribute about equally to the (minimum) overbreak volumes, and shows that overbreaks are largest (deepest) in the face center (and sides). As expected, the invert shows least overbreak volumes. The maximum overbreak volumes per face range between about 100 and 275 m^3 and were found at the northern syncline limb, where subvertical faults were identified (Soares, 2017). These statistical results have to be taken with care, because at several positions no photogrammetric data could be obtained due to large face instability, e.g., at the southern syncline limb and in the close vicinity of the measuring section at Tm 1384.5 (**Figure 1c**). Therefore, the presented maximum face overbreak volumes could be treated as minimum values for large overbreaks at the STB.

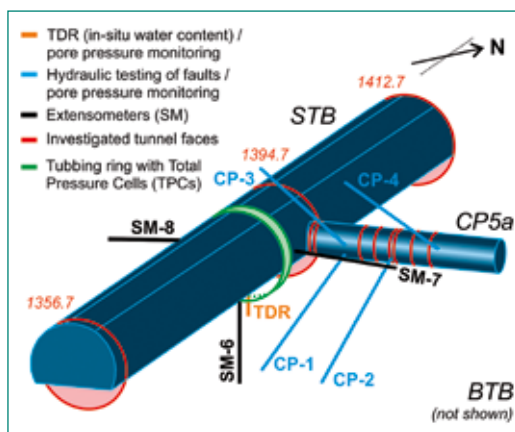


Figure 2: Photographs showing (a) the cross-passage 5a located between 6.3–11.3 m north of the measuring section (MS; see Figure 3), (b) unsupported face of the cross-passage 5a, (c) directional dry drilling of CP-2 and equipment for hydraulic testing at the right side of the photograph, (d) sealing of lined cores shortly after drilling by M. Williams and C. Soares, (e) installations of a double-packer system for pore pressure measurements in borehole CP-4 and of the data acquisition and hydraulic control system into a box mounted on a standpipe (lower right corner), (f) final situation of the box inside the inner cast-in-place concrete liner, and (g) drilling of short ($<1 \text{ m}$) boreholes for extraction of annular gap grout specimen.

Opalinus Clay structural data collection and interpretation in the cross passage 5a

In order to investigate the geological structures around the measuring section (MS), we mapped the excavated cross-passage 5a (CP 5a) faces at 8 positions and drilled directional boreholes, CP-1 to CP-4, from the cross-passage toward and beyond the MS. **Figure 3** shows the situation and boreholes drilled in and around the cross-passage in 3D. CP 5a has a length of 28 m, a cross-sectional area of 25 m^2 , and its central axis locates about 8.8 m north of the MS (**Figure 2a, b**). Geological

Figure 3:
3D sketch of the situation (STB measuring section and cross-passage 5a) with drilled boreholes, instrumentations, and positions of surveyed tunnel faces.



mapping of CP 5a faces was conducted with 3DM Analyst by Adamtech on photogrammetric models that were georeferenced with laser scan surveys. The photogrammetric models were calculated using Agisoft Photoscan. The photographs were obtained with a Sony Alpha 6000 with 19mm fixed-focal length and 24 megapixels. Boreholes CP-1 to CP-4 were drilled with air by Geosonic France Ltd. between June 14th and 27th (**Figure 2c**). The four boreholes were cored with a triple-tube core barrel system and the PVC-lined cores were vacuum-sealed shortly after each core run (**Figure 2d**). **Table 1** lists the details of the new boreholes and their completion, together with boreholes drilled in the MS during the first phase of the project. Structural data from CP-1 to CP-4 come from core logging for mostly qualitative analyses, and OPTV (optical tele viewer) logging for qualitative and orientation analyses. According to Soares (2017), the main findings from cross-passage face mappings are a main bedding plane orientation of $182/53 \pm 13^\circ$ (away from faults), slickensided shear planes with a mean orientation of $302/85 \pm 9^\circ$, and three other fracture (probably

joint) sets ($137/59 \pm 14$, $234/82 \pm 13$, and $029/12 \pm 22$). Based on these results the directions of the boreholes CP-1 to CP-4 were planned in order to drill core samples about parallel and normal to bedding planes, and to penetrate expected faults and fault zones. Considering the variability of bedding orientation around CP 5a, the obtained core samples were drilled successfully, i.e., bedding orientations outside of faults lie mostly within 10° from the planned target and each of the four boreholes penetrates through several naturally fractured (faulted) zones with thicknesses mostly ranging between 0.1 m and 0.5 m (Soares, 2017). However, the amount of drilling-induced fractures was much higher than expected from triple-tube coring (mostly 2–5 fractures/m outside of fractured zones).

Hydraulic tests and installations carried out in boreholes CP-1 to CP-4 in cross-passage 5a

Boreholes CP-1 and CP-2 plunge downwards with 53° and 54° and were used to conduct hydraulic pulse tests with a double-packer system (**Figure 3**). For the tests we selected borehole intervals with a length of mostly 1 m based on the position of fractures (i.e., faults and fault zones) identified from cores and OPTV images along the boreholes. In each borehole, seven intervals were tested. All tests were conducted with Pearson water, i.e., synthetic pore water (Pearson, 2002). The local pore water chemistry is unknown and is subject of future investigations. Analysis of anoxic rock extracts (i.e., leaching experiments) conducted in June 2017 on core samples taken from extensometer boreholes (SM-5 to SM-8) at the STB yielded similar overall chemistry compared to tests carried out on Opalinus Clay samples from Mont Terri by Courdouan et al. (2007). Boreholes CP-1 and CP-2 were

Table 1:
Details of boreholes drilled from the cross-passage 5a and in the measuring section.

Borehole name	Mean trend/plunge [$^\circ/^\circ$]	Drilled length [m]	Borehole completion	Core sampling	Borehole logging and testing
CP-1	190/53	16.75	Cemented	full	OPTV, induction
CP-2	180/54	17.25	Cemented	full	OPTV, induction
CP-3	182/-33	17.50	Double packer sonde	full	OPTV, induction, hydraulic pulse test
CP-4	180/-37	14.70	Double packer sonde	full	OPTV, induction, hydraulic pulse tests
SM-6	000/90	~15	Sliding micro-meter tubing	partial	none
SM-7	062/04	~15	Sliding micro-meter tubing	partial	Borehole video
SM-8	242/04	~15	Sliding micro-meter tubing	partial	Borehole video
TDR	000/90	3.50	TDR-sonde	full	Borehole video

cemented after completion of the hydraulic tests. The analysis of hydraulic pulse tests will be carried out within the PhD thesis of Tobias Renz in early 2018. The hydraulic conductivity of fractured Opalinus Clay shale is important in our understanding of possible water pathways and sources to support or prevent swelling.

Boreholes CP-3 and CP-4 are inclined upwards with 33° and 37°. These two boreholes were equipped with retrievable double-packer systems by Solexperts AG (Figure 2e and Figure 3) and are intended to measure pore pressures in four intervals (CP-3: 16.93–17.43 m, 14.93–15.93 m; CP-4: 13.13–14.63, 11.13–12.13 m). Hydraulically inflatable packers of 1 m and 2 m lengths separate the intervals. A mechanical rubber packer installed in a standpipe that spans over the cast-in-place concrete, shotcrete, and 0.7–0.9 m Opalinus Clay Formation seals the boreholes close to the borehole head. In a first phase, the hydraulic packers were inflated and air was extracted from the closed intervals, and the interval pressure responses were monitored (June–December 2017). Between middle of August to the beginning of September 2017, the cross-passage inner cast-in-place concrete lining was cemented (see one of the two data acquisition systems in the concrete recess in Figure 2f). In a second phase, the four intervals were filled with synthetic pore water for pore pressure measurements (February 2018).

Final installation and results of radial pressure cells

In the first quarter of 2017, the total pressure cell (TPC) installations were completed, i.e., electrical cables were guided into recesses in the inner concrete lining (i.e., final data logger positions; Figure 4a). Figure 4b presents the radial pressure data of the seven installed TPCs from November 1st 2016 to October 5th 2017. The pressure data have been corrected for sensor temperature (Figure 4c). At the end of the shown measuring period, the radial total pressures ranged between 0.55 MPa (TPC-5) and 1.15 MPa (TPC-4). The temperature data show the first annual cycle of tunnel temperature decrease (until the end of January 2017), and then a temperature increase during about 6 months, before temperatures have fallen again since July/August 2017. The two prominent temperature peaks are caused by the setting of the inner lining concrete and result in positive pressure signals in the nearby sensors, first in the invert (November 2016; $\Delta T \approx 20^\circ\text{C}$) and then in the crown/side (April 2017; $\Delta T \approx 16^\circ\text{C}$).

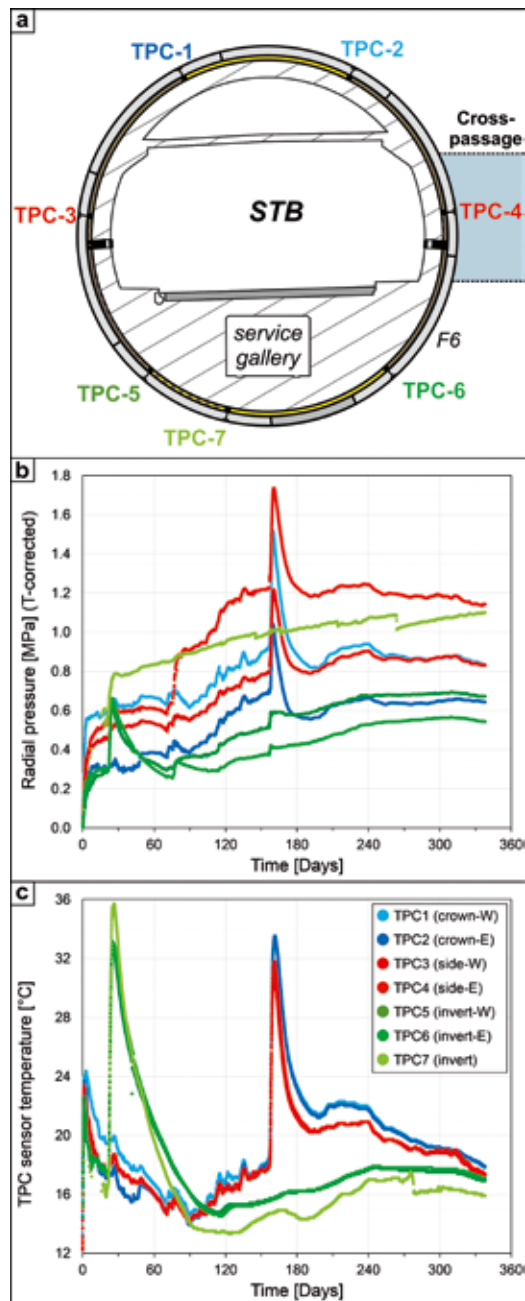


Figure 4: (a) Sketch of the tunnel cross section (measuring section, MS) at Tm 2317 looking North (Tm 1384.5 from South; ring no. 693) with the positions of the seven total pressure cells (TPC-1 to TPC-7). (b) Radial total pressure build-up on the concrete lining within the first about 11 months after tubing ring installation. The pressure data has been corrected for sensor temperature (c). Radial pressure measurements started on November 1st, 2016.

Since we corrected the pressure data for sensor temperature, we assume that thermal expansion might be the main cause of the reversible signal. This could be supported by the positive correlation of the annual temperature signal and radial pressure data, but it has to be investigated in more detail. Besides these general observations, we want to highlight two important findings. First, excavation of the near cross-passage 5a in January 2017 led to an increase in the measured radial pressures,

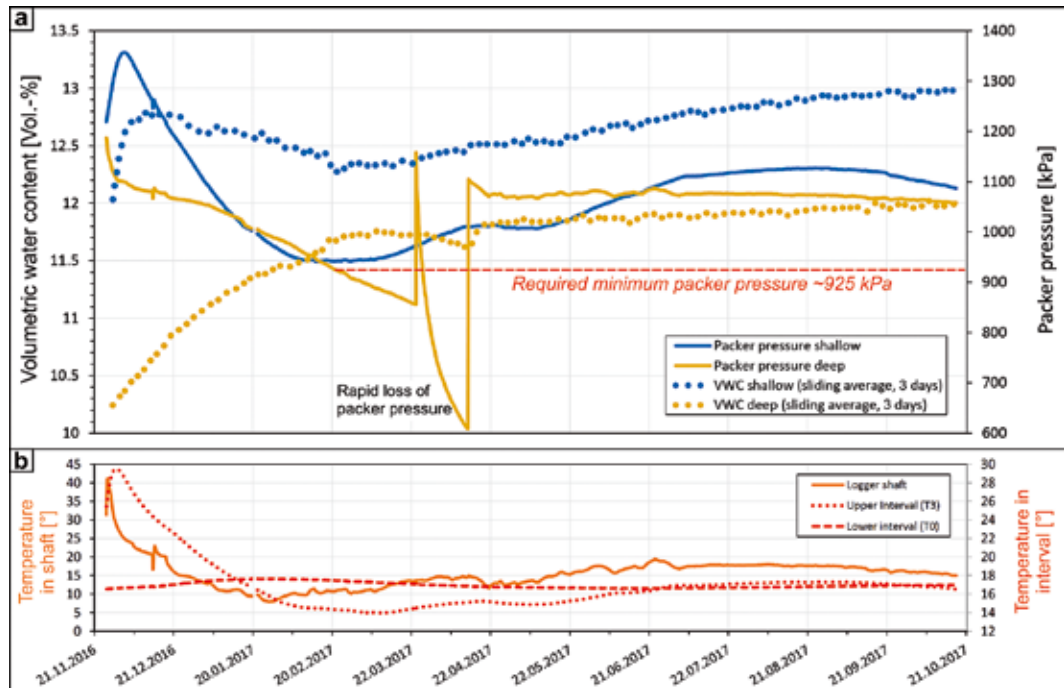


Figure 5: (a) Volumetric water contents (VWCs) inferred from the double-packer TDR (Time-Domain Reflectometry) borehole probe and packer pressures. The VWC data from the deeper sensor (3.1–3.3 m inside the Opalinus Clay formation) and shallower sensor (0.2–0.4 m) shown are pre-calibrated and we used an offset-correction developed for the Callovo-Oxfordian clay rock formation from the URL at Meuse/Haute-Marne. (b) Temperatures measured close to the TDR sensors and in the logger shaft situated in the service gallery. Measurements started on November 25th, 2016.

mostly of TPC-4 ($\Delta p \approx 0.3$ MPa). This we can explain by local stress concentration at the junction of the STB with the CP 5a. Second, the radial pressure signal of TPC-7, located closest to the invert center and most important for measuring potential swelling pressures, shows a distinctly different behavior: 1) the measured radial stress is less affected by temperature fluctuations compared to the other sensors, likely because of the greater concrete thickness above the sensor and, thus, better thermal isolation, 2) the above mentioned stress redistribution had a negligible impact, 3) the data show an about linear increase in stress in the measuring period, 4) to date the second highest radial stresses of ~ 1.05 MPa (or the highest stresses if we disregard stress concentration due to the excavation of CP 5a), and 5) sporadic stress drops on the order of 0.05–0.1 MPa.

Results derived from the TDR borehole probe

Figure 5a presents the first 11 months of data about volumetric water contents (VWCs) at two depth intervals below the invert, 0.2–0.4 m and 3.1–3.3 m inside the Opalinus Clay formation, together with packer pressures. Note that the displayed VWCs are based on the manufacturer's calibration (i.e., pre-calibrated) and an offset correction to the calibration based on former comparison

with laboratory data from the Laboratoire de recherche souterrain de Meuse/Haute-Marne. The offset will be validated with VWC inferred from TDR borehole core analyses in 2018. The deeper (reference) TDR sensor shows an increase in VWC from about 10.2 to 12.0 Vol.-% of which the biggest increase occurred during the first 4 months after sonde installation. The data can be interpreted as re-saturation of the Opalinus Clay shale after desaturation of the borehole wall rock from dry drilling, similar to previous observations at Mont Terri (Vrzba and Wörsching, 2012; Gräfe et al., 2014). The pressure of the lower packer decreased unexpectedly too rapid from the initial value of about 1200 kPa to <950 kPa within the first 4 months, likely due to a leakage at a pressure line fitting. The line was repaired twice, first on March 24th and a second time on April 13th, where also a device to maintain about constant packer pressure was installed for the lower packer, while the upper packer installation remained untouched (Wörsching, 2017). In contrast, the upper TDR sensor indicates distinctly higher water content. During the first two weeks after installation the data show a rapid VWC increase, then a more gentle VWC decrease during about 2.5 months, followed by an about linear increase in VWC from about 12.3 to 13.0 Vol.-%. A preliminary interpretation

of the VWC changes measured by the upper sensor is that the initial wetting of the borehole wall due to nearby drilling with water led to the higher initial VWC compared to the lower sensor facing a desaturated borehole wall (see Ziegler and Loew, 2017). An absolute water pressure of up to 11 kPa measured initially near the contact between the Opalinus Clay shale and the grouted annular gap indicates initial free water (not shown here; see sensor position in Ziegler and Loew (2017:Fig. 5)). Thermally driven, high packer pressure up to about 1360 kPa may have supported the dissipation of the initially high VWC prior to VWC increase that could indicate swelling. However, the measuring period is yet too short for final results, and the relation between temperature, packer pressure, and VWC have to be investigated in much more detail (e.g., the upper packer pressure is strongly correlated with packer temperature; **Figure 5b**). Nevertheless, the pressure drop of the lower packer revealed a minor impact of low packer pressures on the VWC signal (Δp of -250 kPa resulted in a VWC decrease of 0.2 Vol-%) and suggests a required minimum packer pressure of about 925 kPa (**Figure 5a**). The same sensor also shows a VWC increase during packer pressure decrease during the first 4 months, and slight VWC increases while packer pressures remained about constant.

National Cooperation

ENSI provides the funding of the investigations in the new Belchen tunnel and cooperates with ETH in the coordination of this research. We also greatly appreciate that the Federal Roads Office (FEDRO/ASTRA) allowed us to carry out these investigations.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

In 2017, almost all installations in the STB main tunnel and cross-passage 5a have been completed and core samples for laboratory tests have been obtained. All installed sensors are working and the data that we receive look very promising. Carlos Soares worked on structural analyses of the Opalinus Clay rock mass and on STB tunnel face breakouts within the frame of a Master thesis entitled *Investigations of Opalinus clay structural geology and tunnel face stability along the new Belchen N2*

highway tunnel, folded Jura, Switzerland. In January 2018 a new PhD student, Tobias Renz, started working on comprehensive analyses of the in-situ data and on rock-mechanical, mineralogical, micro-fabric, and geochemical laboratory investigations. His research aims at increasing our understanding of swelling processes of clay shales from the lab to the tunnel scale and their temporal evolution. We will submit a research proposal to the Federal Roads Office (ASTRA) in 2018 for financial support of Tobias's PhD thesis after 2018. In 2018 two students, Fiona Nägeli and Brian Antonioli, will investigate mechanical properties of the annular gap grout and the porosity and in-situ volumetric water content of Opalinus Clay from the TDR borehole within the frame of BSc theses (each 3 months).

Publications

In 2017, the first results of the project have been presented at the 7th International Conference on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (Clay Conference) in Davos on September 25th. Carlos Soares has completed a MSc thesis on Opalinus Clay structures and tunnel face breakouts at the STB. Journal publications and conference contributions are planned for 2018/2019 in the framework of the new PhD thesis of Tobias Renz.

Acknowledgements

We thank all involved companies for their work and for discussing technical details with us. ILF Beratende Ingenieure AG (R. Kummrow and S. Böheim), Marti AG (T. Heid), and Kellerhals und Haefeli AG (M. Diem) offered important support. The ETH Institute of Geodesy and Photogrammetry (Prof. A. Wieser and E. Friedli) kindly provided a laser scanner.

We are very grateful to Dr. Peter Achtziger, Dr. Mohammadreza Jalali, Dr. Valentin Gischig, Reto Seifert, Hannes Krietsch, Carlos Soares, and Molly Williams (all ETH Zurich) for their on-site support.

References

- [1] Soares, C., 2017: Investigations of Opalinus clay structural geology and tunnel face stability along the new Belchen N2 highway tunnel, folded Jura. MSc thesis at the Depart-

ment of Earth Sciences, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich. 74 pp.

- [2] *Ziegler, M., Loew, S., 2017*: Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Program, design and installations (Part 1). ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016, p. 281–288.
- [3] *IG STBelchen, 2015*: Sanierungstunnel Belchen STB, TP 1 Tunnel/Geotechnik. Prognose Vorauserkundung. Längenprofil und Situation. August 17th.
- [4] *Müller, H., Leupin, O., 2012*: WS-H Experiment (Investigation of wet spots): observation, first experimental results, and a short presentation of possible hypotheses regarding the origin of these waters. Mont Terri Technical Note, TN 2012-96, 49 pp. Federal Office of Topography (swisstopo), Wabern.
- [5] *Vogt, T., 2013*: WS-I experiment: borehole BBB-3: outflow measurements and hydrochemical analyses. Mont Terri Technical Note, TN 2013-01, 10 pp. Federal Office of Topography (swisstopo), Wabern.
- [6] *Pearson, F.J., 2002*: PC Experiment: Recipe for Artificial Pore Water. Mont Terri Technical Note, TN2002-17.
- [7] *Courdouan, A., Christl, I., Meylan, M., Wersin, P., Kretzschmar, R., 2007*: Characterization of dissolved organic matter in anoxic rock extracts and in situ pore water of Opalinus Clay. Applied Geochemistry 22, 2926–2939.
- [8] *Vrzba, M., Wörsching, H., 2012*: CD (Cyclic Deformation) Experiment, in Phase 16. Installation of TDR packer system – modular version into BCD-3 borehole. Mont Terri Technical Note, TN 2012-67, 18 pp. Federal Office of Topography (swisstopo), Wabern.
- [9] *Gräfe, K., Rösli, U., Vrzba, M., 2014*: CD Experiment: Maintenance of TDR packer system. Maintenance report from 07.11.12 to 31.12.13. Mont Terri Technical Note, TN 2013-74, 11 pp. Federal Office of Topography (swisstopo), Wabern.
- [10] *Wörsching, H., 2017*: Sanierungstunnel Belchen. TDR Packer System – Systembeschreibung und Installation. Technischer Bericht. 27 pp. Solexperts AG, Mönchaltorf.

Isochron–burial dating of Quaternary sediments

Author und Co-author(s)

Institution

Address

Phone, E-mail, Internet address

Duration of the Project

Catharina Dieleman, Naki Akçar

Institute of Geological Sciences Bern

Baltzerstrasse 1+3, 3012 Bern, Switzerland

+41 31 631 52 79,

catharina.dieleman@geo.unibe.ch,

www.geo.unibe.ch

4 years

ABSTRACT

The northern Alpine Foreland was overridden by glaciers at least 13 times during the Quaternary (the past 2.6 million years). Their imprints can be found within sediment packages covering the Tertiary Molasse or Mesozoic bedrock. Based on their morphostratigraphy and topography, these packages are divided into four distinct units: Höhere Deckenschotter (HDS), Tiefere Deckenschotter (TDS), Hochterrasse (HT) and Niederterrasse (NT). For a long time, these units were correlated with the Günz (with HDS), Mindel (with TDS), Riss (with HT) and Würm (with NT) glaciations after Penck and Brückner (1909). The Swiss Deckenschotter («cover gravels»), which encompasses HDS and TDS, represent the oldest Quaternary units in the northern Alpine Foreland. They are characterised by a succession of glaciofluvial gravel beds with intercalated glacial and/or overbank deposits. HDS and TDS are separated by a significant phase of incision. Swiss Deckenschotter were recently dated at seven distinct sites at Irchel, Mandach, Rechberg, Stadlerberg and Siglistorf by depth-profile and isochron-burial dating techniques using cosmogenic nuclides. The analysis of cosmogenic nuclides yielded ages of c. 1.8 Ma (Stadlerberg), c. 1.7 Ma (Wilemer Irchel), 1.5 ± 0.2 Ma (Siglistorf), 1.0 ± 0.1 Ma (Buech in Mandach), c. 0.9 Ma (Steig and Hütz at Irchel) for the HDS deposits.

TDS deposits are c. 0.7 Ma (Rechberg) and c. 0.6 Ma (Ängi in Mandach) old. This new chronology for the Swiss Deckenschotter challenges the existing chronology, which is based on the morphostratigraphy, especially at Irchel. This challenge could also be valid at other sites, for instance in the Mandach region. Therefore, the aim of this project is the detailed study of the Swiss Deckenschotter at new sites at Irchel and in the Mandach region. We will also apply the same approach to the sites around Lake Constance in the northeastern foreland, whose chronology is still unrevealed. In addition, we will investigate the pace of the Most Extensive Glaciation in the Möhlin field east of Basel. Sedimentological analyses of the deposits at these sites will allow the identification of the provenance, the transport mechanism as well as the depositional environment. We will reconstruct the timing of deposition at these sites by applying isochron-burial dating with in-situ produced cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . Our project will yield knowledge on: (1) the timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps; (2) patterns of erosion; and (3) the landscape evolution in the northern Alpine Foreland. With the start of the project in October 2017, a total of 113 samples were collected at nine HDS and TDS sites at Irchel and around the Mandach region. First results for this sample set are expected in summer 2018.

Project goals

The geology of the northern Alpine Foreland is characterised by Quaternary deposits. During the Quaternary, glaciers advanced and overrode the Alpine Foreland at least 13 times [1]. The pace of these advances can be found in four distinct units, which are differentiated based on their morphostratigraphy and topography [2]. The units located at a topographically higher position are considered to be older than those located at a lower position. From the oldest to the youngest, the four morphostratigraphic units are: Höhere Deckenschotter (HDS), Tiefere Deckenschotter (TDS), Hochterrasse (HT) and Niederterrasse (NT) (Fig. 1) [2; 5]. These four units were correlated for a long time with the Quaternary stratigraphy of southern Germany, where the four units are attributed to the Günz, Mindel, Riss and Würm glaciations of Penck and Brückner [4]. According to this, the Günz has been correlated with the HDS, Mindel with TDS, Riss with HT and Würm with NT, respectively [6; 7]. Schlüchter proposed a new stratigraphy for the Quaternary glaciations in the northern Swiss Foreland. Among the proposed 13 glacier advances, four to eight glaciations are attributed to

the Deckenschotter deposited during the early Pleistocene [1]. Furthermore, the Möhlin, Habsburg, Hagenholz, Beringen, and Birrfeld (two advances) glaciations are known as middle to late Pleistocene glaciations [7].

The Swiss Deckenschotter represent the oldest Quaternary units in the northern Swiss Alpine Foreland and are characterised by a succession of glaciofluvial gravel beds with intercalated glacial and/or overbank deposits [2]. The Deckenschotter cover the Molasse or Mesozoic bedrock and occur within and beyond the extent of the Last Glacial Maximum (LGM). The Swiss Deckenschotter are divided into two units: HDS and TDS. The two units are separated by a significant incision phase [8]. The Deckenschotter are also an archive documenting landscape changes in the northern hemisphere during the past 2.6 Ma. The relationship between HDS and the foreland glaciations are given by interbedded tills at some locations, erratic boulders, precipitated glacier milk in form of secondary cement and a sedimentary facies of a braided-river system containing sub-angular to sub-rounded clasts [2; 5].

Within the former ENSI research project «Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps» (2011–2016) HDS and TDS deposits at seven locations in the northern Swiss Foreland were dated with depth-profile and isochron-burial dating techniques. HDS deposits at Stadlerberg, Wilemer Irchel (Forenirchel Gravel; Fig. 1), and Siglistorf were dated to c. 1.8 Ma, c. 1.7 Ma, 1.5 ± 0.2 Ma, respectively. HDS deposits at Buech (Mandach), Steig and Hütz in Irchel (Steig and Irchel Gravels; Fig. 1) yielded ages of 1.0 ± 0.1 Ma, c. 0.9 Ma. TDS deposits at Rechberg and at Ängi (Mandach) are c. 0.7 Ma and c. 0.6 Ma old [3; 9; 10; 11]. At Pratteln, TDS deposits have been dated to c. 0.3 Ma [12]. Claude et al. suggested an HDS accumulation occurring at around 2 Ma [11]. An incision at the end of HDS deposition created accumulation space for the TDS [3]. The sedimentology of HDS deposits at Wilemer Irchel and Stadlerberg shows a clast provenance from the northern Central Alps with some reworking of the Molasse bedrock [9; 11]. At Stadlerberg the sedimentology has a fingerprint of the Linth paleoglacier. In addition, an incision into the TDS around 1 Ma is suggested. The sedimentology of the Deckenschotter at Irchel (Steig and Hütz) and Rechberg suggest a provenance from the northern Central and central Eastern Alps as well as reworking from the Molasse. Furthermore, a fingerprint of the Linth and Rhaetian paleoglacier can be determined [11]. The results from Pratteln, a site

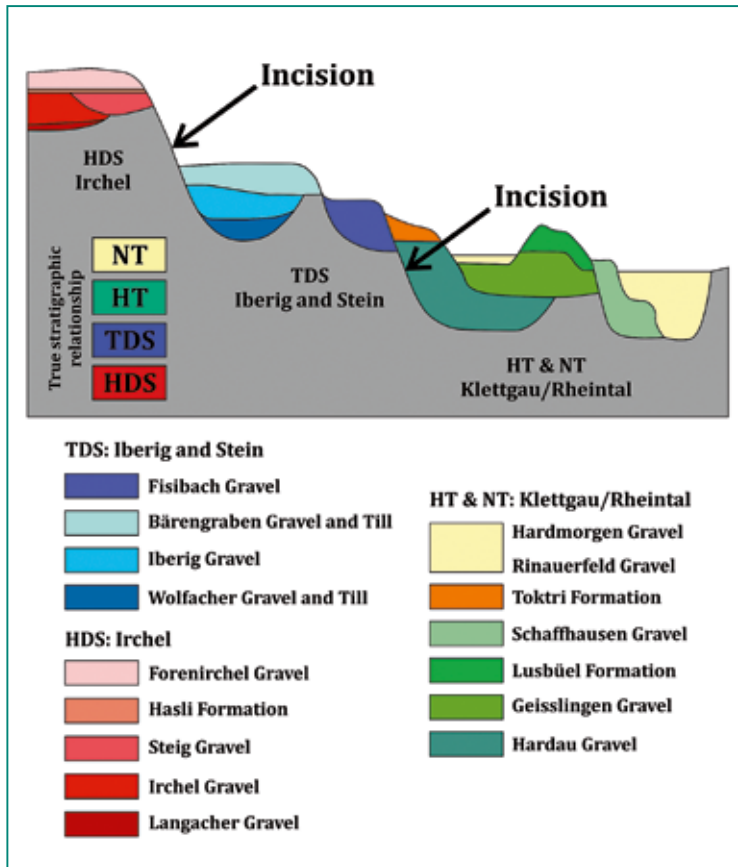


Figure 1: Schematic stratigraphy of the Quaternary deposits of the northern Alpine foreland [after 3].

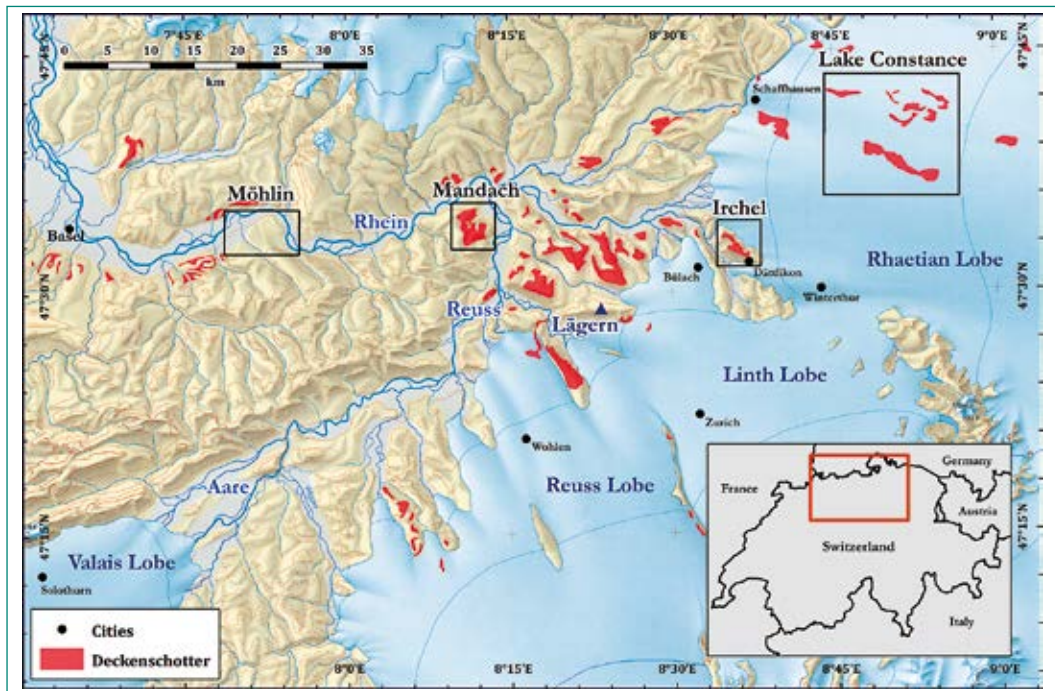


Figure 2: Extension of the Rhaetian, Linth, Reuss and Valais lobes in the Alpine Foreland ©Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern [15]. The study sites Möhlin, Mandach, Irchel and the area around Lake Constance are marked by black rectangles. The red areas show the distribution of the Swiss Deckenschotter in the northern part of Switzerland [after 10].

originally attributed to the TDS, indicate a timing of deposition during the HT glaciations [12]. Based on the reconstructed Deckenschotter chronology and the vertical height difference bedrock incision rates of $\leq 100\text{ m/Ma}$ between 2 and 1 Ma and $100\text{--}350\text{ m/Ma}$ for the last 1 Ma were estimated [3; 11]. The stratigraphy of the Deckenschotter has been considered as having a morphostratigraphically reversed relationship, meaning older deposits are at a higher elevation than younger ones [2; 5]. The recent morphostratigraphic analysis of the contact surface of HDS and TDS as well as the bedrock by Nagra indicates that: there is a general topographic dip from the east towards Basel and there is a relatively large relief between the HDS and TDS. The reconstructed chronologies of the HDS at Siglistorf, Stadlerberg and Wilemer Irchel (Forenirchel Gravel; Fig. 1) seem to agree with the existing morphostratigraphy and morphochronology of Deckenschotter, i.e. older deposits are located at higher elevations than the younger ones [9; 10; 11]. Whereas, isochron-burial ages of ca. 1 Ma from HDS deposits at Steig (Steig Gravel) and Hütz (Irchel Gravel) in Irchel contradict the previously published morphostratigraphy and relative age for these sites [2; 11; 13]. So, at Irchel the HDS are topographically located at nearly the highest elevation and are therefore considered as the oldest deposits [2]. Irchel and Steig gravels are supposed to be cov-

ered by overbank and channel fill sediments of the Hasli Formation (Fig. 1), which are dated based on the analysis of mammal fossils to MN17 (2.5 – 1.8 Ma) [13; 14]. This contradiction raises the question how far can the spread of ages with this simplistic approach «same elevation means same age» be explained and how can this chronology be implemented into a consistent but more complex landscape evolution model?

The reconstructed sediment pathways and the drainage network patterns of the northern Alpine Foreland require the presence of glacier for their formation during the Quaternary [1]. If the sediments had not been transported by a glacier it would have been stored in a trap (e.g. lakes) on its way to the foreland. A couple of lakes in the foreland as well as in the Alpine valleys were formed after the LGM. Since then, sediments originating from the Alps have been stored in these lakes. During the Quaternary, at least five glaciations are known to occur during the middle Pleistocene and two, including the LGM, during the Late Pleistocene [1; 7]. The extent of LGM glaciers and their chronology are well-known and better reconstructed in comparison with older glaciations. The LGM advance probably eroded geomorphological evidences for previous advances. Older glaciations, including the Most Extensive Glaciation (MEG), and their extent are

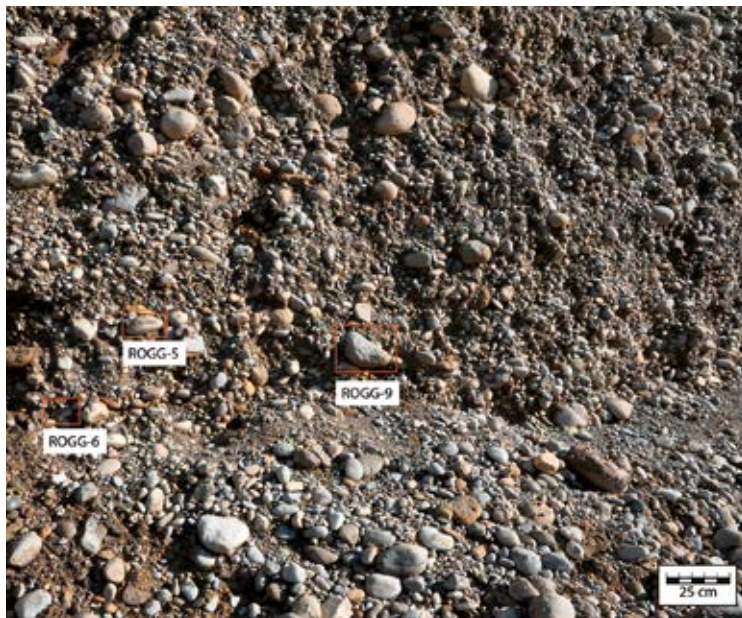


Figure 3: Sampling site Roggefild in the area around Mandach. The red squares indicate the samples ROGG-5, ROGG-6 and ROGG-9.

tentatively reconstructed. The MEG is locally attributed to the Möhlin Glaciation [1; 7]. Just little or limited information is available about the extent of the Deckenschotter glaciers. Due to the scarcity of the information about past glaciations, especially during the Early to Middle Pleistocene, when and where the glaciers in the foreland were and when they reached their most extensive position remain to be revealed.

The here reported project «Isochron-burial dating of Quaternary sediments» will focus on the detailed analysis and dating of the Deckenschotter deposits at Irchel, in the Mandach region and around Lake Constance (Fig. 2). In addition, it will concentrate on revealing the timing of the Most Extensive Glaciation (Möhlin glaciation) around Basel. As the reconstructed chronology of the Steig and Irchel gravels at sites Steig and Hütz at Irchel is contradictory to the attributed chronology [11], additional sites at Irchel will be dated to disentangle the sequence of events into a more complex landscape evolution model than thought so far. As this contradictory sequence of events at Irchel may be valid at other Deckenschotter sites, further HDS and TDS deposits in the Mandach region will be studied in detail. This will give another input for the understanding of the evolution of erosion pattern in the foreland from the Pleistocene on. The chronology of the Deckenschotter in the Lake Constance region, in the north eastern part of Switzerland, merits special importance in tracing the pace of the Rhaetian Lobe, Rhine and Thur

Rivers during the Deckenschotter times and in reconstructing the erosion history, which yielded high elevation difference between the base of Deckenschotter and the base of erosion. Therefore, we will also study these deposits at four sites in detail.

Our project will shed light on the importance of the glacier advances in the landscape evolution, the development of a process oriented erosion history of the foreland during the Quaternary and the disentanglement of trigger mechanisms for erosion. During this project cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al will be used to date HDS and TDS deposits around Irchel, Mandach, Schiener Berg, and Stammerberg-Hörnliwald with isochron-burial dating (Fig. 2). In addition to this, the Bünthen till near Möhlin and associated glaciofluvial gravels will be dated. The analysis of the clast petrography at these sites will define the source area of the sediments. Clast fabric and morphometry of the gravels will indicate the transport process as well as the depositional environment.

Work carried out and results obtained

Following a reconnaissance fieldwork in summer, our project started in October 2017. During the reconnaissance, we focused on the Deckenschotter outcrops at Irchel, in the Mandach region and around Lake Constance. During this period, we evaluated the suitability of the outcrops for sampling for isochron-burial dating. The most important criteria were the lithology, size and shape of the clasts. Based on our observations, we selected three sites at Irchel: (1) Steig Gravel below the Hasli Formation at Hasli; (2) Irchel Gravel below the Hasli Formation at Hochwacht; and (3) Langacher Gravel at Schartenflue. All these sampling sites at Irchel are morphostratigraphically attributed to HDS [4]. At Hasli, Bolliger et al. found mammal fossils in the Hasli Formation [13]. From the Steig Gravel at Hasli nine quartzite, three vein-quartz, and one Verrucano clasts were sampled. Their size range from 8 to 18 cm and their weight from 300 g to 3 kg. At Hochwacht, from the Irchel Gravel, a total of nine clasts were taken: five quartzite, two vein-quartz and two sandstone cobbles. Their size are between 9 and 20 cm. Their weight ranges from 500 g to 4 kg. Six quartzite, three vein-quartz, one gneiss and one quartz-rich conglomerate clasts were collected at Schartenflue. The twelve samples

are between 8 and 20 cm large and as well as with a weight of 300 g and > 4 kg.

In the Mandach region, six outcrops, morphostratigraphically attributed to the Deckenschotter [3; 4; 5], were chosen for isochron-burial dating: Roggefelfeld (HDS), Ebihard (HDS), Etwil (TDS), Aengi (TDS) and two sites at Buech (HDS & TDS). A total of 11 clasts were collected from the gravels at Roggefelfeld site: seven quartzite and four granite cobbles and blocks (Fig. 3). The clasts from Roggefelfeld vary between 10 cm and 25 cm in size and between 500 g and >4 kg in weight. From the gravels at Ebihard, 17 quartzite pebbles were taken. The quartzite clasts are rather small compared to the other sites in Mandach region and are between 8 cm and 16 cm in size. Their weights vary between 300 g and 2 kg. At Aengi, TDS deposits were already dated to ca. 0.6 Ma with a ^{10}Be depth-profile [11]. For isochron-burial dating, 10 clast samples were collected in total: eight quartzite and two granite. The sample sizes range from 8 cm to 24 cm, the weight vary between 500 g and more than 4 kg. 11 clasts were sampled in total at the Etwil site: nine quartzite, one granite, and one quartz-rich conglomerate clasts. The sample size range from 10 cm to 30 cm and their weight from 400 g to > 4 kg. At Buech, two outcrops were sampled. One of the two outcrops is morphostratigraphically located in the HDS (Buech) and the other one in the TDS (Buech-II). HDS at Buech was already dated to ca. 1 Ma with depth-profile dating [3]. At Buech a total of 11 clasts were collected: eight quartzite, one vein-quartz, one granite and one Verrucano cobbles and blocks. They are between 10 cm and 21 cm. Their weight varies between 450 g and 4 kg. At the site Buech-II (TDS), seven quartzite and two quartz-rich sandstone clasts were sampled. They are between 12 cm and 25 cm in size and between 400 g and > 4 kg in weight. In addition to the clast samples, we collected amalgamated sediment samples (> 50 Quartz pebbles) at each site.

National Cooperation

The scientific collaboration on cosmogenic nuclide methodology and applications between the Institute of Geological Sciences at the University of Bern and the Laboratory of Ion Beam Physics (LIP) at ETH Zürich, established in the early 90's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This consortium has a long tradition and a wealth of experience in applying terres-

trial cosmogenic nuclides (^{10}Be , ^{26}Al and ^{36}Cl) to determining the timing of events and rates of landscape change in four different settings: Quaternary glaciations, local and large-scale surface erosion, landslides, and neotectonics. In addition, the specificity of the LIP group is its 30 years of innovations and experience in AMS, while being the largest European tandem accelerator facility with a broad AMS program in the European scientific landscape.

Assessment 2017 and Perspectives for 2018

The project started in October 2017 following a reconnaissance fieldwork in summer 2017. During the first months of the project, the sampling at three sites in Irchel and at six sites in Mandach region was successfully completed. From these sites, a total of 113 samples were taken. The sample preparation of these samples has already been started. We will first apply physical separation to all samples, i.e. quartz in the samples will be isolated and purified. After this step, we will measure total Al concentration of these samples using ICP-MS analysis. Based on these results, we will select seven clast samples with lowest total Al concentration for each site and proceed to the chemical sample preparation with the amalgamated samples. In the first half of 2018, sample preparation will be completed and the ^{10}Be and ^{26}Al concentrations in the samples will be measured. Furthermore, the sedimentology of the sediments at the study sites at Irchel and Mandach region will be investigated in detail in the field. In addition to this, detailed study and sampling at least in one site in the Möhlin area for the timing of Most Extensive Glaciation and at least two Deckenschotter sites around Lake Constance (Schiener Berg and Stammerberg-Hörnliwald) are planned for the second half of 2018.

References

- [1] C. Schlüchter: The deglaciation of the Swiss Alps: A paleoclimatic event with chronological problems. Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quaternaire, 2(3), 141–145, 1988.
- [2] H.R. Graf: Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.

- [3] N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, A. Claude, H.R. Graf, A. Dehnert, P. W. Kubik, M. Rahn, J. Kuhlemann, C. Schlüchter: The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape Swiss J Geosci, 107, 337–347, 2014.
- [4] A. Penck, E. Brückner: Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [5] H.R. Graf: Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz Beiträge zur geologischen Karte der Schweiz (Vol. 168), Wabern, Switzerland: Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 2009.
- [6] D. Ellwanger, U. Wielandt-Schuster, M. Franz, T. Simon: The Quaternary of the southwest German Alpine Foreland (Bodensee-Oberschwaben, Baden-Württemberg, Southwest Germany) Quaternary Science Journal, 60, 306–328, 2011.
- [7] F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss, C. Schlüchter: Quaternary glaciation history of northern Switzerland, Quaternary Science Journal (Eiszeitalter und Gegenwart), 60, 282–305, 2011.
- [8] H.R. Graf, B. Müller: Das Quartär: Die Epoche der Eiszeiten In: T. Bolliger (Ed.), Geologie des Kantons Zürich (pp. 71–95), Thun: Ott Verlag, 1999.
- [9] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter: Timing of early Quaternary gravel accumulation in the Swiss Alpine Foreland Geomorphology, 276, 71–85, 2017.
- [10] N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, F. Schlunegger, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: Isochron-burial dating of glacio-fluvial deposits: First results from the Swiss Alps Earth Surf. Process. Landforms, 42, 14, 2414–2425, 2017.
- [11] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter: Changes in landscape evolution patterns in the northern Alpine Foreland during the Mid-Pleistocene Revolution submitted.
- [12] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Rentzel, C. Pümpin, D. Tikhomirov, P.W. Kubik, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: Chronology of Quaternary terrace deposits at the locality Hohle Gasse (Pratteln, NW Switzerland) Swiss J Geosci, 2017. DOI 10.1007/s00015-017-0278-z
- [13] T. Bolliger, O. Fejfar, H.R. Graf: Vorläufige Mitteilungen über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich) Eclogae Geol. Helv., 89, 1043–1048, 1996.
- [14] ENSI 33/474: The Pleistocene small mammals from Irchel, Switzerland – A taxonomic and biostratigraphic revision, Universidad de Zaragoza, Departamento de Ciencias de la Tierra, Área de Paleontología, Expertenbericht zuhanden des ENSI, Saragossa, Spanien, 2016.
- [15] A. Bini, J.-F. Buonchristiani, S. Couterand, D. Ellwanger, M. Felber, D. Florineth, et al.: Switzerland during the Last Glacial Maximum (LGM), 1:500'000 Wabern: Federal Office of Topography, swisstopo, 2009.

Quartärstratigrafie Hochrhein

Autor	Hans Rudolf Graf
Beauftragte Institution	Dr. von Moos AG
Adresse	Bachofnerstrasse 5, 8037 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	044 363 31 55, graf@geovm.ch, www.geovm.ch
Dauer des Projekts:	2015–2019

ZUSAMMENFASSUNG

Das Ziel des Forschungsprojektes ist es, solide stratigrafische und landschaftsgeschichtliche Aussagen für den Zeitabschnitt des Quartärs im Raum Hochrhein bis südlichster Oberrhein zu liefern. Diese sollen zu einer Verbesserung der Definition zukünftiger Erosionsszenarien für das Gebiet der zentralen und westlichen Nordschweiz beitragen. Die besondere Herausforderung liegt dabei in den für verschiedene Bereiche dieses Raums bestehenden und sich zum Teil fundamental unterscheidenden genetisch-stratigrafischen Interpretationen des vorhandenen Sedimentinventars (Bodensee-Rheingletschergebiet/zentrale Nordschweiz/südlicher Oberreingraben). Das Forschungsprojekt hat den Fokus auf dem Aufbau einer Datenbasis, welche einen Vergleich und eine Validierung der unterschiedlichen Interpretationen ermöglichen und schliesslich ein gesamtheitliches Bild der Absenkungsgeschichte des Nordschweizerischen Entwässerungsnetzes ergeben soll.

Die bisher ausgeführten Arbeiten lieferten wesentliche stratigrafische Grundlagen für die Erstellung des Blattes Sissach-Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000, welches eine Schlüsselregion für die Stratigrafie des mittleren und späten Pleistozäns darstellt (Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Landestopografie swisstopo). Die Originale der geologischen Karte (Teil Quartär), dazugehörige Profile sowie der Erläuterungstext wurden mittlerweile fertiggestellt und der swisstopo übergeben.

In der aktuellen Phase des Projektes ging es zusätzlich darum, das Sedimentinventar des öst-

lichen Teils des Projektgebietes (Aaremündung bis Gebiet Blatt Rheinfelden) anlässlich von Feldbegehungen zu sichten, zu validieren und zu beproben (Geröll- und Sandproben). Es zeigte sich, dass hier abgesehen vom Gebiet des Kartenblattes Sissach-Rheinfelden keine sicher dem Frühpleistozän zuzuordnende Ablagerungen vorkommen. Auch Schotter-Ablagerungen des Mittelpleistozäns sind vor allem auf diesem Blattgebiet verbreitet. Randglaziale und glaziale Sedimente dieses Zeitabschnittes sind hingegen weiter verbreitet, bieten aber kaum Aufschlüsse. Hingegen sind in den spätpleistozänen Schottern der Niederterrasse ausreichend natürliche und künstliche Aufschlüsse (Kiesgruben) vorhanden. Insgesamt hat es sich bisher aber als schwierig erwiesen, repräsentative Mengen an Geröll- und Sandproben zu gewinnen.

Im Gebiet von Laufenburg konnten Literaturhinweise auf einen mittelpleistozänen Vorstoss eines Schwarzwald-Gletschers ins Rheintal konkretisiert und ergänzt werden. Dies führte zum Vorschlag eines Laufenburg-Vorstosses. Betreffend die Gliederung der frühpleistozänen Tieferen Deckenschotter wurde im Gebiet Tannenhopf südlich von Rheinfelden eine Stelle aufgefunden, wo direkt dem Fels auflagernde Schotter stark verwittert und als Paläoboden zu interpretieren sind. Darüber folgen unverwitterte Schotter von mindestens 20 m Mächtigkeit. Daraus kann geschlossen werden, dass die Tieferen Deckenschotter zumindest lokal Ablagerungen aus zwei durch einen temperierten Zeitabschnitt getrennten Akkumulationsphasen enthalten.

Projektziele

Hinsichtlich der Langzeitsicherheit von geologischen Tiefenlagern ist u.a. der Effekt der «Gesteins-Dekompression» im Lagerbereich infolge von Erosion zu beurteilen. Neben der glazialen Tiefenerosion, welche auf bestimmte Bereiche des Alpenvorlandes beschränkt ist, spielen dabei die lineare Erosion entlang von Flusstälern sowie die flächige Denudation eine Rolle. Lineare Erosion findet im lokalen Massstab besonders dann statt, wenn sich neue Durchbruchsrinnen bilden. Im regionalen Massstab erfolgt sie v.a. infolge der relativen Absenkung der regionalen Erosionsbasis und den damit verbundenen Anpassungen u.a. in Fluss-Längsprofilen.

Die Steuerung dieses Absenkungsvorganges wird heute v.a. in relativen, vertikal-tektonischen Bewegungen gesehen (z.B. [7]). Wie genau tektonische Bewegungen und Absenkung im Nordschweizerischen Mittelland miteinander zusammenhängen, ist allerdings noch nicht definitiv geklärt. In dieser Hinsicht soll das Forschungsprojekt zu einer Verbesserung des Prozessverständnisses beitragen.

Die wichtigste Grundlage für die Rekonstruktion der früheren Absenkungsvorgänge im Nordschweizerischen Entwässerungsnetz ist die Analyse der eiszeitlichen Schotterterrassen. Die möglichst genaue Kenntnis ihrer relativen (und – soweit möglich – absoluten) Altersstellung ist dafür unabdingbar. Mittels sedimentologischer Aufschlussbearbeitung, Auswertung von Bohrdaten sowie sedimentpetrographischen Untersuchungen soll eine detaillierte stratigrafische Analyse der im Untersuchungsgebiet vorkommenden pleistozänen Ablagerungen ausgeführt und diese mit den entsprechenden Ablagerungen im süddeutschen Rheingletschergebiet, in der zentralen Nordschweiz sowie im südlichen Oberrheingraben in Beziehung gesetzt werden.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Das Schwergewicht der bisherigen Arbeiten lag in Feldaufnahmen im Rahmen der Kartierung von Blatt Rheinfeldern für den geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000 sowie in Begehungen von pleistozänen Ablagerungen im Rheintal zwischen der Aaremündung und Blatt Rheinfeldern. Letzteres umfasst ein wichtiges Referenzgebiet für die lithostratigrafische Gliederung der Ablagerungen von Hoch- und Niederterrasse.

Gebiet von Atlasblatt Rheinfeldern

Im Bereich des Möhliner Feldes kann u.a. die Präsenz der alpinen Gletscher (Möhlin-Eiszeit gemäss [4]) sowie eines Schwarzwald-Gletschers (Wehragletscher, Beringen-Eiszeit [4]) festgestellt werden. Die vermutliche Maximalausdehnung des Wehragletschers konnte anhand von geomorphologischen Kriterien, Auswertungen von Bohrdaten sowie anhand der Verbreitung von Findlingen und Lesesteinen gegenüber den bisherigen Kenntnissen präzisiert werden. Ganz allgemein kann festgehalten werden, dass der Einfluss des Wehragletschers in den Schottern des Möhliner Feldes bisher unterschätzt wurde. Anhand der ausgeführten Untersuchungen zeigte sich, dass die am Nord- und Nordwestrand der Hochterrasse im Möhliner Feld aufgeschlossenen Schotter weit überwiegend bis ausschliesslich aus Geröllmaterial des Schwarzwaldes bestehen, somit wahrscheinlich mit den entsprechenden Ablagerungen im Wehrtal zu korrelieren und im Zusammenhang mit dem Vorstoss des Wehragletschers zu interpretieren sind. Die Sedimentabfolge, welche in der Kiesgrube Bünten bei Zeglingen aufgeschlossen ist, liegt gegenüber den restlichen Schottern des Möhliner Feldes mindestens 30 m zu hoch. Anhand der Auswertung von Sondierbohrungen konnten die Ausdehnung dieser «Schotter-Hochzone» im südlichen, zentralen Möhliner Feld genauer kartiert werden. Angesichts der ausgeprägten glazial-tektonischen Schichtdeformationen in der Kiesgrube wird diese Hochzone als Stauchendmoräne des Wehragletschers interpretiert.

Gebiet um Laufenburg (CH und D) und Etzgen

Anlässlich der Feldbegehungen wurde Hinweisen aus der Literatur nachgegangen, welche auf einen weiteren Gletschervorstoss aus dem Schwarzwaldgebiet bis ins Rheintal hindeuteten. Bereits Blösch [1] und Heusser [5] haben festgestellt, dass die Niederterrassenschotter unterhalb des Rheinkraftwerks Laufenburg sehr reich an grossen Blöcken sind. Dies konnte anlässlich der Begehungen bestätigt werden. Es wurden dabei ausschliesslich Schwarzwaldgesteine festgestellt. In [5] wird zwar erwähnt, dass auch wenige alpine Blöcke vorkommen sollen, solche wurden im Rahmen des laufenden Projekts allerdings bisher nicht gefunden. In [1] wird unterhalb der Schotter der Niederterrasse eine Moränenlage erwähnt, welche ältere, stark verwitterte Schotter («Hochterrassenschotter») überlagert und der die erwähnten Blöcke entstammen sollen. Daraus wäre zu schliessen, dass diese Blöcke

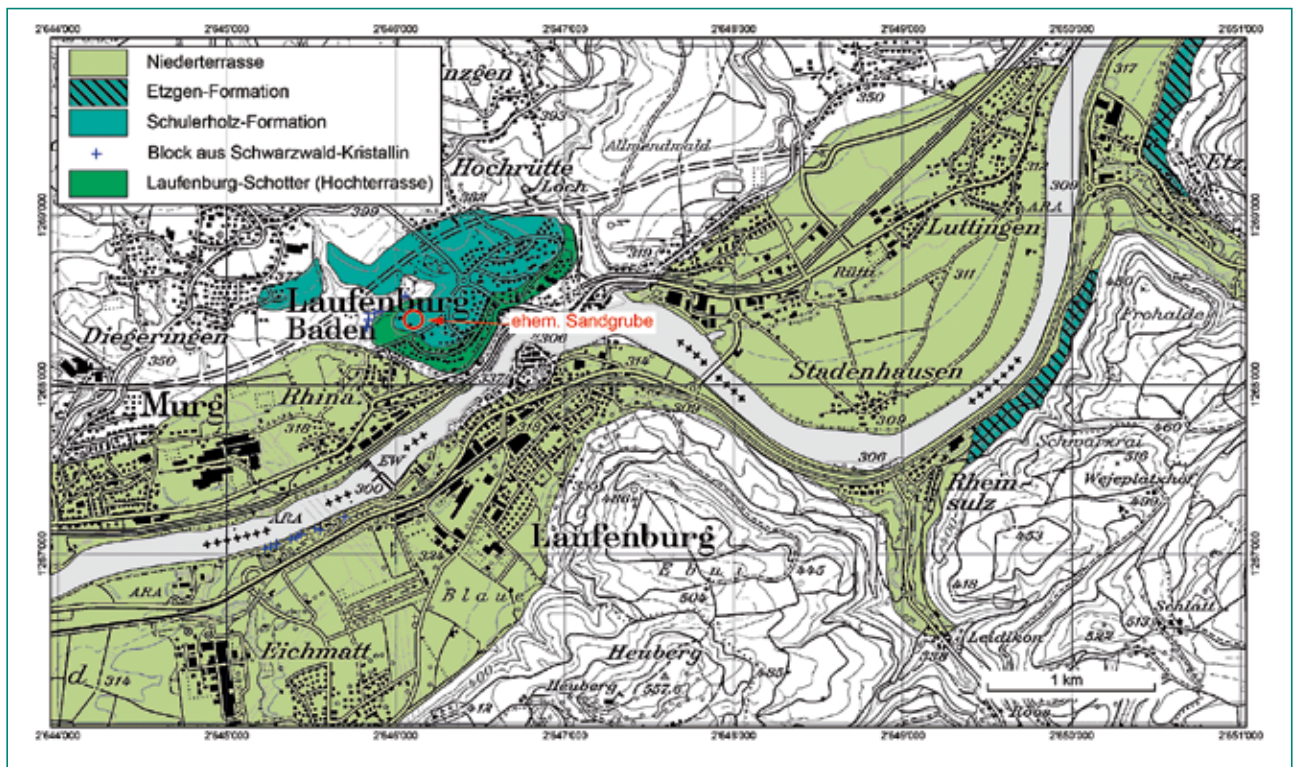


Abbildung 1: Karten der Umgebung von Laufenburg mit der Verbreitung von eiszeitlichen Ablagerungen (schematisch)

auf eine Gletscherpräsenz zurückgehen. Dass ältere Schotter in der Nähe anstehen dürften, konnte durch den Fund eines aufgearbeiteten Blockes von eiszeitlichem Schotter in den Niederterrassenschottern bestätigt werden. Die Natur der erwähnten Moräne und Blöcke wurde in der Vergangenheit kontrovers diskutiert. So bezweifelte z.B. Deecke [2] den glazialen Ursprung der «Moräne» und führte die Blöcke auf Flutereignisse im Murgtal zurück. Mit den Feldbegehungen wurden dennoch weitere Hinweise gefunden, welche auf eine Gletscherpräsenz im Bereich Laufenburg-Murg hindeuten. Diese sind in Abbildung 1 veranschaulicht. Entlang der Autobahn zwischen Diegeringen und Hochrütte sind Sandschichten aufgeschlossen, die gegen oben in einen sandreichen Schotter übergehen («Schulerholz-Formation»; *coarsening upward*). Diese Bildungen können westwärts bis südlich Diegeringen, ostwärts bis zum Tunnelportal beim Spechtenhof sowie südwärts in die oberen Anteile der Hügel von Laufenburg (D) verfolgt werden. Dort überlagern sie ältere Schotter, die z.B. im Tal von Schriebach und Grundbächle südlich vom Schuler Holz aufgeschlossen sind («Laufenburg-Schotter»). In diesem Tal sind zahlreiche grosse Kristallinblöcke vorhanden, welche aus einer heute nicht aufgeschlossenen Moräne stammen könnten. Tschudi [8] beschreibt eine solche Schwarzwald-Moräne aus der heute aufgefüllten, ehemaligen Sandgrube

westlich von Laufenburg (vgl. Abb. 1). Die Bezeichnung «Sandgrube» deutet im Übrigen auf eine dominant sandige Zusammensetzung der dort abgebauten Lockergesteine hin, was sich gut mit den Befunden zur Schulerholz-Formation deckt. Auf der schweizerischen Rheinseite sind zwischen Rheinsulz und Etzgen sowie nördlich von Etzgen im Übergangsbereich zum Tafeljura Sandablagerungen verbreitet («Etzgen-Formation»), welche dort eiszeitliche Schotter überlagern, die gemäss Blatt Frick-Laufenburg zur Niederterrasse gestellt werden [3]. Die Genese einer etliche Meter mächtigen, offenbar recht homogenen Sandablagerung im Hangenden dieser Schotter ist im Zusammenhang mit der Flussdynamik im Rheintal während der Birrfeld-Eiszeit allerdings schwierig zu erklären. Die hier als Arbeitshypothese vertretene Interpretation geht vielmehr von einem mittelpleistozänen Eisvorstoss aus, welcher das Rheintal westlich von Laufenburg erreichte und oberhalb davon zu einer Stausituation führte («Laufenburg-Vorstoss»). In diesem Stillwasserbereich wären die Etzgen- und Schulerholz-Formation abgelagert worden. Eine solche durch eine Gletscherpräsenz hervorgerufene Stausituation würde in das Bild passen, welches für den Maximalvorstoss der Beringen-Eiszeit im Gebiet der Aaremündung sowie im Möhlener Feld rekonstruiert werden kann (vgl. auch [6]). Der Vorstoss des «helvetischen Gletschers» reichte

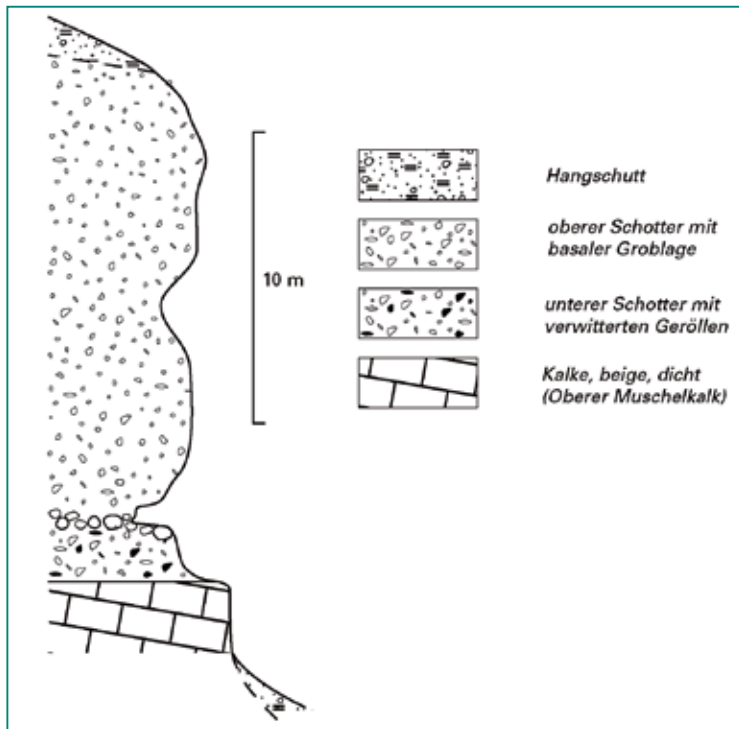


Abbildung 2: Aufschlusssskizze der im Gebiet Tannenhopf südlich von Rheinfelden aufgeschlossenen Tieferen Deckenschotter (2 624 550/1 265 500)

im unteren Aaretal bis auf die gegenüberliegende Seite des Rheintales und bewirkte damit eine Stausituation im Klettgautal [4]. Der Vorstoss des Wehragletschers bis praktisch an den Nordhang des Tafeljuras bei Zeiningen müsste so gesehen oberhalb von Wallbach ebenfalls zu einer Stausituation geführt haben. Als Beleg dafür können relativ hoch gelegene Seeablagerungen beim Bahnhof Mumpf gewertet werden, welche dort in zahlreichen Bohrungen angetroffen wurden [4].

Tiefere Deckenschotter im Gebiet der Blätter Rheinfelden und Sissach

Zusätzlich zu den Tieferen Deckenschottern auf Blatt Rheinfelden, welche sich auf das Gebiet nördlich des Rheins zwischen Schwörstadt und Riedmatt beschränken, wurden auch im linksrheinischen Gebiet auf Blatt Sissach Felduntersuchungen ausgeführt. Dabei gelang es erstmals, Hinweise auf eine Mehrphasigkeit dieser Ablagerungen zu finden. Im Gebiet Tannenhopf sind eiszeitliche Schotter verbreitet, welche morphostratigrafisch den Tieferen Deckenschottern zuzuordnen sind. Ihre Mächtigkeit kann anhand der Aufschlüsse auf gegen 35 m geschätzt werden. Die Obergrenze ist im gesamten Verbreitungsgebiet nur sehr schwer festzulegen, weil sie eine mächtige Deckschicht aus Löss/Lösslehm aufweisen. Im Bereich Tannenhopf lagern die Schotter auf einer Höhe von ca. 335 m ü. M. dem Muschelkalk auf (vgl. Abbildung 2). Die untersten

rund 2 m der Schotter weisen eine braune, kalkfreie sandige Grundmasse auf, und die enthaltenen, recht zahlreichen Kristallingerölle sind stark verwittert bis zerfallen. Dolomite sind ebenfalls zu Asche zerfallen, während die Kalke noch weitgehend erhalten sind. Über dieser Schicht folgt eine ausgeprägte Groblage mit Geröllen bis 40 cm Durchmesser. Diese geht über in verkittete, glazifluviale Schotter mit Kreuzschichtung. Die basalen Schotter werden vorläufig als pedogenetisch überprägte eiszeitliche Schotter gedeutet. Die pedogenetische Fazies könnte dabei als Bv-Horizont einer Parabraunerde gedeutet werden, eines Bodentyps, der sich in Warmzeiten typischerweise auf Schottern entwickelt. Damit dürfte erstmals ein Beleg für eine Überlagerung von Sedimenten verschiedener Eiszeiten in den Tieferen Deckenschottern des Untersuchungsgebietes vorliegen.

Nationale Zusammenarbeit

Wie oben erwähnt, beabsichtigt die swisstopo (Bereich Landesgeologie) die Erarbeitung von Blatt Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000. Das Forschungsprojekt liefert die Basis für die stratigrafische Einstufung der pleistozänen Ablagerungen auf diesem Blattgebiet. Der Bereich Landesgeologie stellte dafür die topografischen Grundlagen sowie die Bohrungsdaten der ehem. Geologischen Dokumentationsstelle zur Verfügung und beschaffte Bohrungsdaten für die deutschen Gebiete.

Mit der Universität Basel (Prof. Dr. P. Huggenberger) konnte vereinbart werden, dass die dort vorhandenen Daten zu Bohrpunkten und Verlauf der Felsoberfläche (Felsisohypsen) von ihnen zunächst ergänzt und aufbereitet werden. Anschliessend stehen sie als Grundlage für die im Forschungsprojekt vorgesehene Erstellung einer Karte der pleistozänen Rinnen und Ablagerungen zur Verfügung.

Internationale Zusammenarbeit

Das deutsche Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) in Freiburg i.Br. stellt Bohrkern von zwei Forschungsbohrungen aus dem südlichen Oberrheingraben zu Beprobung und sedimentpetrografischen Untersuchung zur Verfügung. Die im Projekt gewonnenen Resultate werden im Gegenzug dem LGRB zur Verfügung gestellt. Im Weiteren stellt die Zusammenarbeit mit dem LGRB

einen wesentlichen Pfeiler für die Diskussion der genetischen und stratigrafischen Zusammenhänge im Raum zwischen Bodensee, zentraler und westlicher Nordschweiz sowie dem Oberrheingebiet dar. Die für 2018 vorgesehene Aufbereitung der Schwermineralproben inkl. Herstellung der Präparate wird von Mitarbeitern der Universität Freiburg i. Breisgau ausgeführt.

Bewertung 2017 und Ausblick 2018

Die Arbeiten des Jahres 2017 standen im Wesentlichen im Zeichen der Informations- und Probenbeschaffung. Dabei gelang es, wichtige Kenntnisse zur Ausdehnung von Schwarzwald-Gletschern im Mittelpleistozän zu bestätigen bzw. zu präzisieren (Ausdehnung Wehra-Gletscher, Laufenburg-Vorstoss) sowie erstmals Hinweise für eine Mehrphasigkeit der Ablagerung der Tieferen Deckenschotter im Untersuchungsgebiet zu liefern. Ebenfalls als Erfolg gewertet werden darf die weiterhin intensive Zusammenarbeit mit der Baden-Württembergischen Fachstelle LGRB, was von grosser Bedeutung ist, da doch ein beträchtlicher Teil der Felduntersuchungen auf deutschem Boden ausgeführt werden. Im Jahr 2018 ist die Ausdehnung der Felduntersuchungen auf das Hochrhein-gebiet unterhalb von Augst vorgesehen. Ausserdem werden die oben beschriebenen Hypothesen weiter verfolgt. Die Beprobung von Aufschlüssen für Geröll- und Schwermineraluntersuchungen soll abgeschlossen werden, damit im gleichen Jahr noch die Aufbereitung der Schwermineralproben ausgeführt werden kann. Die Ausführung der Geröllzählungen sollte 2018 abgeschlossen werden können. Im Weiteren werden ergänzende Daten über die Lage der Felsoberfläche im Bereich der pleistozänen Ablagerungen für das ganze Untersuchungsgebiet beschafft und zusammengestellt, als Grundlage für die vorgesehene Karte der pleistozänen Rinnen und Ablagerungen.

Referenzen

- [1] *E. Blösch*: Die grosse Eiszeit in der Nordschweiz, Beitr. Geol. K. Schweiz., N.F. 31, Bern, 1911
- [2] *W. Deecke*: Kritische Studien zu Glazialfragen Deutschlands, Zeitschrift für Gletscherkunde, XI, Wien, 1918
- [3] *P. Diebold, P. Bitterli-Brunner & H. Naef*: Blatt 1069 Frick mit schweizerischem Anteil von Blatt 1049 Laufenburg, Geologischer Atlas der Schweiz 1:25 000, Blatt 110, Bern, 2005
- [4] *H.R. Graf*: Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz (N.F. 168), Bundesamt für Landestopografie Swisstopo, 2009
- [5] *H. Heusser*: Beiträge zur Geologie des Rheintales zwischen Waldshut und Basel (unter besonderer Berücksichtigung der Rheinrinne), Beitr. Geol. K. Schweiz, N.F. 57, Bern, 1926
- [6] *F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss & Ch. Schlüchter*: Quaternary glaciation History of northern Switzerland, Quat. Sci. J., 60/2–3: 282–305, Berlin, 2011
- [7] *Schnellmann, M., Fischer, U., Heuberger, S. & F. Kober*: Erosion und Landschaftsentwicklung Nordschweiz, Zusammenfassung der Grundlagen im Hinblick auf die Beurteilung der Langzeitstabilität eines geologischen Tiefenlagers (SGT Etappe 2), Nagra Arbeitsbericht NAB 14-25, 2014
- [8] *R. Tschudi*: Zur Altersbestimmung der Moränen im untern Wehratale, Diss Univ. Basel, 29 S., 1904

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Board of Governors		Allgemein
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transporte
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)	Hauptgremium	Reaktorsicherheit
	Expertenteam für die Erarbeitung des Safety Guide on Human Factor Engineering in Nuclear Power Plants	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPreSC)		Notfallschutz
Nuclear Power and Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG-MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Reaktorsicherheit
Emergency Preparedness and Response Information Management System (EPRIMS)		Notfallschutz
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
Spent Fuel Performance Assessment and Research		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)		Reaktorsicherheit
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
TECDOC on Regulatory Oversight of Human and Organisational Factors		M&O
TECDOC on Safety Culture of the Regulatory Body		M&O
Vereinte Nationen		
UNECE	Working Party 15 (Transport gefährlicher Güter)	Transporte
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Safety Culture (WGSC)	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS)	Entsorgung
	NEA Working Party on Dismantling and Decommissioning WPDD ■ NEA Task Group Preparation for Decommissioning (TG PFD)	Stilllegung
	Expert Group on Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) ■ Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
	Senior Group of Experts on Safety Research – Capabilities and Facilities (SESAR/CAF2)	Reaktorsicherheit
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
Cable Ageing Data and Knowledge Project (CADAK)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
	Halden Programme Group (HPG), MTO	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Halden Programme Group (HPG), Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
	Schweizerisches Halden-Komitee	Allgemein
OECD Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group	Reaktorsicherheit
OECD Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
OECD Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF-2) Project	Management Board	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank	(Liaison Officer)	Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Strahlenschutz
CFS groupe d'experts «dépôt en couche géologique profonde»		Entsorgung
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Deep Geological Repositories «Regulators» Group (DGRF)		Entsorgung
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)		Sicherung
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Working Group on Emergencies	Notfallplanung
Association of European Competent Authorities	European Association of Regulators for the Transport of Radioactive Material	Transporte
European Network on Operational Experience Feedback (EU Clearinghouse)		Reaktorsicherheit
Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs	Allgemein
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
DISCO – Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions (EU-Projekt im Rahmen von Horizon 2020)	End User Group of the DISCO Project (Beratungsgremium)	Entsorgung
Bioprotect International Forum		Entsorgung
Institut für Kernenergie und Energiesystem (IKE) der Universität Stuttgart	Advisory Board für das Projekt «sCO ₂ -HeRo» (Entwicklung eines diversitären Wärmeabfuhrsystems)	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME)	Amerikanischer Ingenieursverband	Maschinentechnik, Anlagenbau
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		M&O
Fachaustausch mit Schweden		M&O
Fachaustausch mit Frankreich (ASN)	einschliesslich IRSN	Transporte, Behälter

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2017

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
R. K. Ahlfänger	R. K. Ahlfänger: Radiation Dose Reduction in Swiss Nuclear Power Plants. Proceedings of the 37 th Annual Conference of the Canadian Nuclear Society, Niagara Falls, ON, Canada, 4.–7.06.2017, https://www.cns-snc.ca/conf_papers/conference_id_18
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2016. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2017), S. 49–52.
B. Bucher, G. Schwarz	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach, C. Poretti, St. Maillard, G. Schwarz, B. Hofstetter-Boillat, E. Hohmann, S. Mayer, G. Scharding: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercises ARM16 and LAURA. PSI-Bericht Nr. 17-01. May 2017. ISSN 1019-0643.
F. Cartier, B. Bucher, R. Habegger	F. Cartier, B. Bucher, R. Habegger: MADUK, Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2016. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2017), S. 134–138.
A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter: Timing of early Quaternary gravel accumulation in the Swiss Alpine Foreland. <i>Geomorphology</i> 276: 71–85, 2017. DOI: 10.1016/j.geomorph.2016.10.016.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Rentzel, C. Pümpin, D. Tikhomirov, P.W. Kubik, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: Chronology of Quaternary terrace deposits at the locality Hohle Gasse (Pratteln, NW Switzerland). <i>Swiss Journal of Geosciences</i> 110: 793–809, 2017. DOI: 10.1007/s00015-017-0278-z.
A. Dehnert, M. Rahn	N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfirmov, F. Schlunegger, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: Isochron-burial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps. <i>Earth Surface Processes and Landforms</i> 42: 2414–2425, 2017. DOI: 10.1002/esp.4201.
R. Döring	A. Karbassi, R. Döring, P. Zwicky: Numerical modelling of the fatigue ratcheting failure in nuclear piping systems. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017
E. Frank	F. Amann, K. Wild, S. Loew, S. Yong, R. Thoeny, E. Frank: Geomechanical behaviour of Opalinus Clay at multiple scales: results from Mont Terri rock laboratory (Switzerland). <i>Swiss Journal of Geosciences</i> 110: 151–171.
B. Graupner	B. Garitte, H. Shao, X. R. Wang, T. S. Nguyen, Z. Li, J. Rutqvist, J. Birkholzer, W. Q. Wang, O. Kolditz, P. Z. Pan, X. T. Feng, C. Lee, B. J. Graupner, K. Maekawa, C. Manepally, B. Dasgupta, S. Stothoff, G. Ofoegbu, R. Fedors, J. D. Barnichon: Evaluation of the predictive capability of coupled thermo-hydro-mechanical models for a heated bentonite/clay system (HE-E) in the Mont Terri Rock Laboratory. <i>Environ Earth Sci</i> (2017), 76:64. https://doi.org/10.1007/s12665-016-6367-x
B. Graupner	B. Garitte, T. S. Nguyen, J. D. Barnichon, B. J. Graupner, C. Lee, K. Maekawa, C. Manepally, G. Ofoegbu, B. Dasgupta, R. Fedors, P. Z. Pan, X. T. Feng, J. Rutqvist, F. Chen, Jens Birkholzer, Q. Wang, O. Kolditz, H. Shao: Modelling the Mont Terri HE-D experiment for the Thermal–Hydraulic–Mechanical response of a bedded argillaceous formation to heating. <i>Environ Earth Sci</i> (2017) 76: 345. https://doi.org/10.1007/s12665-017-6662-1
B. Graupner	E. Ballarini, B. Graupner, S. Bauer: Thermal–hydraulic–mechanical behavior of bentonite and sand-bentonite materials as seal for a nuclear waste repository: Numerical simulation of column experiments. <i>Applied Clay Science</i> (2017), 135, 289–299, 10.1016/j.clay.2016.10.007
J. Hansmann	J. Hansmann: Numerical modelling in the context of regulatory review of stage 2 of the Swiss sectoral plan. <i>Clay Conference 2017, Davos</i> , 24.–27.9.2017.
M. Herfort	Bossart P., Bernier F., Birkholzer J., Bruggeman C., Connolly P., Dewonck S., Fukaya M., Herfort M., Jensen M., Matray J.-M., Mayor J.C., Moeri A., Oyama T., Schuster K., Shigeta N., Vietor T., Wiczorek K.: Mont Terri rock laboratory, 20 years of research: introduction, site characteristics and overview of experiments. <i>Swiss Journal of Geosciences published online</i> , 3–22. DOI: 10.1007/s00015-016-0236-1.
M. Rahn	M. Rahn: Wie alt ist dieser Stein? <i>Freiburger Universitätsblätter</i> 216, 97–112.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. van Exel, J. Rodríguez, L. Lacoma, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Interaction of Bending and Punching of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact by Deformable Missiles in IMPACT III Project Tests, Division 03 «Applied Computation, Simulation and Animation», 24 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.

Autoren ENSI	Publikation
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky: Prediction of Combined Bending and Punching Response of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact Loading, Division 05 «Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», 24 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Induced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Division 05 «Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», 24 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky: Evaluation of Vibration Propagation of Reinforced Concrete Structures Subjected to Impact Loading, Division 05 «Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», 24 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
G. M. Schoen, R. C. Hausherr, A. Ramezani	G. M. Schoen, R. C. Hausherr, A. Ramezani: Determination of River Water Level Exceedance Frequency Curves. Proceedings of the PSA 2017, International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Pittsburgh (USA), 24.–28.09.2017.
M.L. Sentís	M.L. Sentís, C.W. Gable (2017). Coupling LaGrit unstructured mesh generation and model setup with TOUGH2 flow and transport: A case study. Computers & Geosciences. 108. DOI: 10.1016/j.cageo.2017.06.012.
T. Szczesiak	M. Billmaier, Y. Mondet, T. Szczesiak, S. Villiger, S. Hak, U. Bumann: SQUAT RC SHEAR WALLS: BEYOND DESIGN SEISMIC CAPACITY, LESSONS LEARNT IN BENCHMARK CASH Phase 1 USING LS-DYNA. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
T. Szczesiak	M. Billmaier, T. Szczesiak, Y. Mondet, S. Hak: ROCKING BODIES: A TOOL TO ESTIMATE THE SEISMIC OVERTURNING PROBABILITY. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
T. Szczesiak	M. Borgerhof, C. van Exel, H. Stangenberg, T. Szczesiak: COMPUTATIONAL EVALUATION OF EXPERIMENTS ON SEISMIC BEHAVIOUR OF LOW-RISE REINFORCED CONCRETE SHEAR WALLS. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.
M. Wanner	M. Borgerhoff, P. Brede, M. Stadler, M. Wanner: Investigations on the Ductility of Prestressed Concrete Slabs under Blast Loading. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 20.–25.08.2017.

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
U. Bumann, H. Nilsson, G. Schwarz	U. Bumann, H. Nilsson, J. Schmid, G. Schwarz: ENSI-INRA Training Programme on Management Systems, Long Term Operation and Safety Improvements on existing NPPs. Teheran, Iran, 25.–26.11.2017.
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Decommissioning in Switzerland. ARRAD, Lausanne 10.11.2017.
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Decommissioning in Switzerland – Technical post-operation in Mühleberg NPP. Vienna, International Decommissioning Networking IDN, 05–07.12.2017
H. R. Fierz	H. R. Fierz: Significant Inspection Related Events. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 53 th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, France, 27.–30.03.2017
H. R. Fierz, C. Ryser	H. R. Fierz, C. Ryser: The Supervisory Authority's Safety Culture, ENSI's Project on Oversight Culture. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 54 th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, France, 16.–19.10.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Freigabe des 33. Brennstoffzyklus des KKL, Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg, 03.03.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryout findings at NPP Leibstadt, Expertengremium Reaktorsicherheit, Brugg, 11.04.2017
A. Gorzel	Dryout: current status, Videokonferenz U.S.NRC – ENSI, 13.04.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryout-Vorkommnis im KKW Leibstadt, Deutsch-Schweizerische Kommission-Arbeitsgruppe 1, Solothurn, 26.–27.04.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryout-Befunde im KKW Leibstadt, Treffen BMUB-ENSI, Brugg, 02.05.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 32. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, KKL, 12.05.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryout indications at NPP Leibstadt, KWUREG 5 th Annual Meeting, NPP Borssele, 12.07.2017

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel	A. Gorzel: BWR Dryout Event 2016 – Update, NEA Working Group on Fuel safety, 18. Plenarsitzung, Paris, 20.–21.09.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Exchange of Experience, bilaterales Treffen CSN-ENSI, Madrid, 11.10.2017
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 33. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, Paul Scherrer Institut, Würenlingen, 21.11.2017
S. Hueber	S. Hueber: Tiefenlager, Vertrauen und Kommunikation. Nagra-Infoforeise, 06.07.2017.
S. Hueber	S. Hueber: ENSI: Gerüstet für den Notfall. Info-Club UVEK, 29.06.2017.
S. Hueber	S. Hueber: Communication as a strategic tool. Regulatory Information Conference (RIC), 15.03.2017.
S.-G. Jahn	A. Ritter, S. Schäuble, S. Navert, H. Weller, S.-G. Jahn: Highlights on Occupational Exposure in Switzerland 2017, ISOE Management Board Meeting at NEA, Boulogne-Billancourt, France, 09.11.2017
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes/Strahlenschutz-Gesetzgebung, anerkannter Ausbildungskurs K310 für Strahlenschutz-Sachverständige in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 02. und 04.02.2016.
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Anforderungen an die Strahlenschutz-Aus- und Fortbildung in den revidierten Verordnungen, Jahrestagung des deutsch-schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Hannover 09.10.2017
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: RP Professionals in Nuclear Facilities: An International Overview about Requirements on Education and Training, ETRAP-Konferenz, Valencia, Spain, 30.05.–02.06.2017
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Ableitung von Lernzielen in der Strahlenschutz Ausbildung aus Aufgaben und Verantwortung, Sitzung des Arbeitskreises Ausbildung im Fachverband für Strahlenschutz, Dresden, 03.05.2017
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: «Strahlenschutz im Kontext der Nuklearen Sicherheit» und «Schweizerische Strahlenschutzgesetzgebung», Kurs für Strahlenschutzbeauftragte kerntechnischen Anlagen, FTU-KIT, Karlsruhe, 30.03.2017
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: «Entwicklung des Strahlenschutzes», «Strahlenschutz-Gesetzgebung» «Strahlenschutzziele und Zonenkonzept», «Freimessung von Materialien aus der kontrollierten Zone» und «Umgang mit geschlossenen radioaktiven Quellen». Lektionen im anerkannten Ausbildungskurs K310/K312 für Strahlenschutz-Sachverständige und StS-Techniker in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 02./23./24./27./28.02.2017
F. Koch	F. Koch: Projekt des ENSI zur längerfristigen Trockenlagerung: GRS-Symposium «Verlängerte Zwischenlagerung», 22.–23.06.2017
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), 40. Sitzung der Arbeitsgruppe 1: Anlagensicherheit, Solothurn, 26.04.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Decommissioning Licensing Procedure for Mühleberg NPP. FANC/BeV – ENSI – Meeting, Brugg, 17.05.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Die Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg aus Sicht der Aufsicht. Offene Lunch Session am Bundesamt für Energie, Bern, 30.08.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Swiss Decommissioning Licensing Procedure. 6 th ISOE Meeting of the Working Group on Radiological Aspects of Decommissioning at Nuclear Power Plants, Mühleberg, 14.11.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Inspection Fields in Decommissioning of Mühleberg NPP. 6 th ISOE Meeting of the Working Group on Radiological Aspects of Decommissioning at Nuclear Power Plants, Mühleberg, 14.11.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung von Kernanlagen in der Schweiz. Workshop TÜV Nord EnSys – ENSI, Brugg, 21.11.2017.
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Verfahren und Aufsicht. Hochrhein aktiv im Felslabor Mont Terri, 25.11.2017.
A. Leupin	A. Leupin: Wichtige Strahlenschutzaspekte bei Stilllegung und Rückbau des KKM, 25.9.2017 – KSR, Subkommission Umwelt
K. Macku	K. Macku: NPP Gösgen; Neutron Flux Oscillations; Fuel Assembly Bow; Westinghouse Fuel. Fachtreffen mit der spanischen Aufsichtsbehörde CSN, Madrid 11.10.2017
H. Mattli	H. Mattli: Schnittstellen zwischen Sicherheit & Sicherung, Symposium Anlagensicherung 2017 TÜV Nord, 14.02.2017 TÜV Nord Hamburg
H. Mattli	H. Mattli: Zuverlässigkeitsabklärungen und Screening bei der Sicherung von Kernanlagen, VBS Fliegerärztliches Institut, 19.04.2017 Dübendorf
H. Mattli, J. Dejoz	H. Mattli, J. Dejoz: Aufsicht im Bereich IT Sicherheit von Kernanlagen, 27.01.2017 SWITCH Zürich
H. Mattli, A. Manco	H. Mattli, A. Manco: IT-Sicherheit im ENSI – Rolle des ENSI als Aufsichtsbehörde und seine internationale Vernetzung im Bereich der IT-Sicherheit, Nationalen Strategie zum Schutz der Schweiz vor Cyberangriffen (NCS), Workshop 2017 – Massnahme M11, 18.05.2017 BAKOM Biel

Autoren ENSI	Vortrag
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 31.03.2017.
R. Rusch	R. Rusch: Faits marquants en Suisse. Comité Franco-Suisse, réunion du groupe d'experts «crise nucléaire», Paris, 2.–3.05.2017.
R. Rusch	R. Rusch: Follow-up of the implementation of the HERCA-WENRA-Approach, Review of the national assessment of Switzerland. HERCA, Working Group on Emergencies, Oxford, 13.–14.03.2017.
R. Rusch	R. Rusch: Follow-up of the implementation of the HERCA-WENRA-Approach, Judgement evaluation factors. HERCA, Working Group on Emergencies, Oslo, 12.–13.09.2017.
C. Ryser	C. Ryser: Foundations of Safety Culture – ENSI's approach to oversight of Safety Culture. Besuch der polnischen Aufsichtsbehörde PAA beim ENSI, 31.01.2017.
C. Ryser	C. Ryser: The Supervisory Authority's Safety Culture – ENSI's Project on Oversight Culture. Besuch der polnischen Aufsichtsbehörde PAA beim ENSI, 31.01.2017.
C. Ryser	C. Ryser: Safety Culture – ENSI's approach to Oversight of Safety Culture. Seminar bei der polnischen Aufsichtsbehörde PAA, Warschau, 30.05.2017.
C. Ryser	C. Ryser: The Regulatory Authority's Safety Culture – ENSI's Project on «Oversight Culture». Seminar bei der polnischen Aufsichtsbehörde PAA, Warschau, 31.05.2017.
C. Ryser	C. Ryser: ENSI's approach to Safety Culture. Besuch der iranischen Aufsichtsbehörde INRA beim ENSI, 15.08.2017.
C. Ryser	C. Ryser: The Supervisory Authority's Safety Culture – ENSI's Project on Oversight Culture. Besuch der iranischen Aufsichtsbehörde INRA beim ENSI, 15.08.2017.
C. Ryser	C. Ryser: ENSI's approach to Safety Culture. Besuch der japanischen Aufsichtsbehörde NRA beim ENSI, 22.08.2017.
C. Ryser	C. Ryser: The Supervisory Authority's Safety Culture – ENSI's Project on Oversight Culture. Besuch der japanischen Aufsichtsbehörde NRA beim ENSI, 22.08.2017.
C. Ryser	C. Ryser: Decommissioning – HOF in the decommissioning of the Muehleberg NPP. Besuch der japanischen Aufsichtsbehörde NRA beim ENSI, 25.08.2017.
C. Ryser	C. Ryser: Das Projekt «Aufsichtskultur» des ENSI. Fachhochschule Nordwestschweiz FHNW, Hochschule für Angewandte Psychologie APS, Masterstudiengang Angewandte Psychologie, Olten, 04.12.2016.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Sécurité des travailleurs et radioprotection. Journée thématique 2017 Démantèlement des installations nucléaires et radiologiques: défis et enjeux pour la radioprotection. Lausanne 10.11.2017
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie. Kurs 420. PSI Strahlenschutzschule 30.3.2017, 11.5.2017
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Arbeitsmedizinische Vorsorgeuntersuchungen. Expertengruppe Dosimetrie der KSR. CERN, 11.9.2017
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Tests X9 and X10, IMPACT III, 16 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 8.6.2017
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Design of Vibration Propagation and Damping Test V3, IMPACT III, 8 th Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finland, 9.6.2017
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Tests X11, X12 and X13, IMPACT III, 17 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 13.12.2017
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V3, IMPACT III, 17 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 13.12.2017
G. Schwarz	G. Schwarz: The CNS Review Process. EU High Level Seminar on International Nuclear Cooperation, Brussels, Belgium, 28.2.2017.
G. Schwarz	G. Schwarz: Dry-out findings at Leibstadt NPP, 37 th Meeting of the OECD/NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities, Paris, France, 30.5.2017.
G. Schwarz	G. Schwarz: Spare part supply strategy of Swiss NPPs, 5 th Meeting of the KWU Regulators Club, 11.7.2017.
G. Schwarz	G. Schwarz: Switzerland's experience of the implementation of the Joint Convention. 2 nd EU High Level Seminar on International Nuclear Cooperation, Isfahan, Iran, 21.11.2017.
G. Schwarz	G. Schwarz: Réacteurs thermiques de puissance: Evénements significatifs sur le parc Suisse. 27 ^{ème} Réunion de la Commission Franco-Suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS), Brugg, 19.12.2017.
B. Stauffer	B. Stauffer: Activities of NSGC Working Group on Interfaces. IAEA 11 th Meeting of the Nuclear Security Guidance Committee, Wien, 19.–23.06.2017.
B. Stauffer	B. Stauffer: Übersicht IPPAS Mission & Strukturen und Organisationen der nuklearen Sicherung der Schweiz. Kick-Off Workshop IPPAS Mission CH 2018, Bern, 18.08.2017.
B. Stauffer	B. Stauffer: Regulation of Cyber Security – Experiences and challenges in the nuclear world. SIGS Special Interest Group 5 th SCADA Forum, Leibstadt, 02.11.2017.

Autoren ENSI	Vortrag
B. Stauffer	B. Stauffer: Activities of NSGC Working Group on Interfaces. IAEA 12 th Meeting of the Nuclear Security Guidance Committee, Wien, 27.–30.11.2017.
G. Testa	G. Testa: Decommissioning of NPPs: Regulatory requirements & challenges on radiation protection. Treffen der Arbeitsgruppe der ISOE WGDECOM, Mühleberg, 14.11.2017
C. v. Arx	C. v. Arx, M. Oberle: JRODOS@ENSI, Status Report for RUG17. RODOS User Group conference, Karlsruhe, 4.–5. April 2017
C. v. Arx	C. v. Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 19. Oktober 2017.
H. Wanner	H. Wanner: Decommissioning in Switzerland. Washington D.C., USA, 15.–16.03.2017
M. Wolff	A. Gorzel, M. Wolff: Dryout findings at NPP Leibstadt. Bilateral Meeting FANC – ENSI, Brugg, 17.05.2017
M. Wolff	M. Wolff: High burnup fuel and dry storage ageing project. Bilateral Meeting CSN – ENSI, Madrid, 11.10.2017
M. Wolff	M. Wolff: Technisches Forum Kernkraftwerke – Fragen zum DO, TFK, Brugg, 01.12.2017

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2017)

Fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Nicht fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die geplant oder in öffentlicher Anhörung sind.

Die Sicherheitsrichtlinien sind nicht aufgeführt.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	Januar 2011
ENSI-G02, Teil 1	Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen	September 2016
ENSI-G02, Teil 2	Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Auslegungsanforderungen an bestimmte Systeme, Strukturen und Komponenten	
ENSI-G03	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis	April 2009
ENSI-G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	Juni 2015 (Revision 2)
ENSI-G05	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	April 2008
ENSI-G06	Baudokumentation	
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	Juli 2013
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015
ENSI-G09	Betriebsdokumentation	Juni 2014
ENSI-G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	
ENSI-G13	Messmittel für ionisierende Strahlung	Oktober 2015
ENSI-G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Dezember 2009 (Revision 1)
ENSI-G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	Stilllegung von Kernanlagen	April 2014
ENSI-G18	Brand- und Blitzschutz für Kernanlagen	
ENSI-G19	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	
ENSI-G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	Januar 2015
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	Juli 2009
ENSI-A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken	
ENSI-A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014
ENSI-A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009 (Revision 1)
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2009
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015
ENSI-A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010
ENSI-A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Juni 2015 (Revision 5)
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	November 2016 (Revision 4)
ENSI-B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen	August 2009
ENSI-B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007
ENSI-B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
ENSI-B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
ENSI-B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen	Juli 2011
ENSI-B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
ENSI-B11	Notfallübungen	Januar 2013 (Revision 1)
ENSI-B12	Notfallschutz in Kernanlagen	Oktober 2015 (Revision 1)
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
ENSI-B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-16	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
HSK-R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
HSK-R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Erfahrungs- und Forschungsbericht...

...informiert das ENSI in weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht)
aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-10294
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2018

ENSI-AN-10294
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, www.ensi.ch