ERFAHRUNGS- UND FORSCHUNGSBERICHT 2025

Entwicklungen
im Bereich der Grundlagen
der nuklearen Aufsicht

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 2025

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2025

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2025

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung 4
Zusammenfassung 5
Résumé 9
Summary 13

1. Regulatorische Sicherheitsforschung 19

1.1 Brennstoffe und Materialien 20
1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments 20
1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project 23
1.1.3 NEA CABRI International Project 28
1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels 29
1.1.5 ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies 30
1.1.6 PIONIC II – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration 34
1.1.7 INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials 37
1.1.8 PROACTIV III – Fracture toughness, warm pre-stress and crack arrest – Experiment & Modeling 40
1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project 43

1.2 Interne Ereignisse und Schäden 47
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme 47
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange 48
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange 49
1.2.4 NEA FAIR – Fire Assessment through Innovative Research 50

1.3 Externe Ereignisse 53
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen 53
1.3.2 Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1 55
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst 57
1.3.4 Einfluss nichtlinearer Effekte auf Etagenantwortspektren in kern-technischen Anlagen bei Erdbeben 60
1.3.5 NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake 62
1.3.6 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen 64
1.3.7 Experimental investigation of the seismic response of T-shaped and L-shaped RC walls and thick planar shell elements 65

1.4 Menschliche Faktoren 68
1.4.1 Verantwortungsbasierte Sicherheit: Überdenken der menschlichen Handlungsfähigkeit in der nuklearen Sicherheit 68
1.4.2 Safety – Security – Informations-sicherheit: Förderung einer integrativen Sicherheit 72
1.4.3 ROES III – Reliability of Operators in Emergency Situations 75

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe 78
1.5.1 STARS – Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalyse der Reaktoren in der Schweiz 78
1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer 82
1.5.3 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden 84
1.5.4 Bestimmung der sensitiven Parameter bei Kühlmittelverlust-Störfällen in einem Siedewasserreaktor mittels Monte-Carlo-Simulation 86
1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments 87
1.5.6 APRI – Accident Phenomena of Risk Importance 89
1.5.7 NEA PANDA – Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors 91

1.6 Strahlenschutz **94**
1.6.1 Strahlenschutzforschung am PSI 94
1.6.2 Metabolomic Signature of Patients Undergoing Radiotherapy: Can We Quantify Radiation Exposure Biologically? 98
1.6.3 Bewertung des erhöhten Krebsrisikos durch ionisierende Strahlung im Niedrigdosisbereich und Kontamination durch Nanopartikel 100
1.6.4 Radiation Resistant Detection Droid 101
1.7 Entsorgung **103**
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern 103
1.7.2 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland 105
1.7.3 Experimente im Felslabor Mont Terri 106
1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung 110
1.7.5 Felslabor Mont Terri: PD-A-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen 111
1.7.6 Felslabor Mont Terri: RM-Experiment – Neu-Evaluation der Mineralogie des Opalinustons 114
1.7.7 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements 116
1.7.8 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransport-mechanismen 119
1.7.9 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten 123
1.7.10 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston 124
1.7.11 DECOVALEX-2027 128
1.7.12 BenVaSim II – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren 131
1.7.13 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club 134
1.7.14 ICDP DOVE – Drilling Overdeepened Alpine Valleys 135

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen **141**

3. Internationale Zusammenarbeit **145**
3.1 Internationale Übereinkommen **146**
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit **148**
3.3 Behördenorganisationen **157**
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit **160**
3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit **162**

4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht **165**
4.1 Verordnungen **165**
4.2 Richtlinien **166**

5. Strategie und Ausblick **169**

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte **173**
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien **362**
Anhang C: Publikationen 2025 **366**
Anhang D: Richtlinien des ENSI **368**

Einleitung

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

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

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

Zusammenfassung

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 erzielt werden könnten, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind die wichtigsten Ziele der ENSI-Forschungsstrategie[1].

Der ENSI-Rat hat dem ENSI vorgegeben, sich dafür einzusetzen, dass der Umfang der regulatorischen Sicherheitsforschung in der Schweiz vergrössert wird. Dementsprechend baute das ENSI im Berichtsjahr sein Forschungsprogramm insbesondere in den Schwerpunkt-Themen gemäss der Forschungsstrategie sowie im Hinblick auf menschliche Faktoren aus. Es umfasste damit insgesamt 51 Projekte. Aus den sieben Themenbereichen der regulatorischen Sicherheitsforschung sind für 2025 folgende Entwicklungen hervorzuheben:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** betrifft den Reaktorkern und die gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten von gängigen wie auch von neu entwickelten Brennstoffen. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse und deren Folgen im Mittelpunkt. Im April 2025 startete das Paul Scherrer Institut (PSI) die dritte Phase des Projekts PROACTIV. In dieser steht weiterhin die Integrität des Primärkreislaufs von Kernkraftwerken im Mittelpunkt. Ein neuer Schwerpunkt ist das Rissverhalten im Material des Reaktordruckbehälters während eines Kühlmittelverlust-Störfalls, speziell bei komplexen Temperatur- und Lastverläufen.
2. Die Projekte der Nuclear Energy Agency NEA zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Schäden an Komponenten sowie Störfälle in Kernkraftwerken. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden, und es werden Experimente zu Brandverläufen durchgeführt. Das Datenbank-Projekt NEA FIRE schloss Ende 2025 seine siebte Phase ab, in der ein Schwerpunkt auf der Ursachenermittlung von Bränden lag.
3. Erdbeben und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung aktuell befasst. Das Projekt NEA SMATCH nutzte Messdaten, die am seismisch basisisolierten Kernkraftwerk Cruas in Frankreich bei einem Erdbeben im Jahr 2019 gewonnen wurden, für Vergleichsrechnungen, die im Berichtsjahr abgeschlossen wurden. Die internationalen Fachleute, darunter drei vom ENSI unterstützte Gruppen, konnten dabei ihre Modellierungsansätze und Berechnungsmethoden für das seismische Tragverhalten der Gebäude testen und verbessern. Die bestehende Zusammenarbeit mit der ETH Zürich zum Erdbebenverhalten von Gebäuden wurde durch ein neues Projekt erweitert. Es untersucht zyklische Belastungen von gedrungenen Stahlbeton-Wänden mit Querschnitten, wie sie in Kernanlagen vorkommen und für welche bisher wenig Daten vorliegen. In einem weiteren neuen Projekt betrachtet die Rheinland-Pfälzische Technische Universität Kaiserslautern-Landau nichtlineares Verhalten von Gebäudestruk-

[1] **ENSI-Forschungsstrategie (ENSI-AN-11594, Mai 2023), abrufbar unter www.ensi.ch**

turen bei Erdbeben. Dieses bestimmt wesentlich die Beschleunigungen der einzelnen Teile eines Bauwerks.

4. **Menschliche Faktoren** umfassen ein breites Spektrum an Themen, darunter die Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen, aber auch organisatorische und ethische Fragen. Zur Förderung einer integrativen Sicherheit unterstützt das ENSI seit Anfang 2025 ein Projekt der Fachhochschule Nordwestschweiz (FHNW) in Olten. Deren Institut Mensch in komplexen Systemen (MikS) untersucht darin gegenseitige Abhängigkeiten und potenzielle Konflikte bei den Themen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit im Nuklearbereich. Zudem nahm das PSI im Herbst 2025 die dritte Phase des Projekts ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) in Angriff. Darin geht es um die Verbesserung der Analyse menschlicher Zuverlässigkeit als Teil der probabilistischen Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken. Ein Schwerpunkt liegt auf dem Identifizieren von Fehlhandlungen des Betriebspersonals, welche einen Störfallablauf negativ beeinflussen können, und auf deren Wahrscheinlichkeiten.
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 deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen. Die deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) schloss im Februar 2025 ein Projekt ab, in dem sie eine spezielle Situation des Nichtleistungsbetriebs von Druckwasserreaktoren betrachtete. Ihren kombinierten deterministisch-probabilistischen Ansatz konnte sie methodisch verfeinern und aufzeigen, welche menschlichen Eingriffe bei Störfällen zu einem sicheren Endzustand führen. In einem Anschlussprojekt befasst sich die GRS mit der Analyse von Unsicherheiten bei der Simulation von Kühlmittelverlust-Störfällen in Siedewasserreaktoren. Die Forschenden des PSI entwickelten in den 2025 beendeten Phasen der Projekte STARS und COMPARE die Rechenprogramme für die Analyse von Transienten und schweren Unfällen weiter. Dafür nutzten sie unter anderem Vergleichsrechungen im internationalen Rahmen und Experimente an der PSI-Anlage PANDA.
6. Die Forschungsarbeiten im **Strahlenschutz** betreffen einerseits anwendungsorientierte Themen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Das ENSI möchte künftig ferngesteuerte Technik in Kernkraftwerken einsetzen. Bisher nur schwer zugängliche Stellen mit hoher Strahlenbelastung sollen häufiger und genauer überwacht werden können, ohne Personal deshalb zu belasten. Auch bei einem Störfall sollen Messungen an für Menschen nicht zugänglichen Stellen ermöglicht werden. Daher entwickelt die Ostschweizer Fachhochschule (FH-OST) in Rapperswil seit Sommer 2025 einen Roboter mit speziellen Anforderungen hinsichtlich Manövrierbarkeit, Strahlungsresistenz und Messeinrichtungen.
7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Seit 2018 arbeitet die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) in Aachen an einem Materialmodell für das Wirtgestein Opalinuston. Dieses Modell beschreibt das hydromechanisch gekoppelte Verhalten des Tongesteins nach dem Ausbau von Untertage-Bauwerken. Es wurde wie geplant in der bis März 2025 laufenden Projektphase fertiggestellt, das ENSI setzt es bereits für seine Beurteilungen im Rahmen des Sachplanverfahrens ein. In der anschliessenden Phase soll bis 2028 insbesondere das temperaturabhängige Kriechverhalten des Opalinustons mit weiteren Labortests untersucht und ins Modell integriert werden. Das ENSI war 2025 an zehn

Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt; darunter sind mehrere länger weiterlaufende Messungen ohne intensive Aktivitäten. Neu gestartet wurde das RM-Experiment (Reassessing the Opalinus Clay Mineralogy). Darin soll die Mineralogie des Opalinustons mittels einer an der Universität Göttingen entwickelten Methode neu untersucht werden, um die Analysen der Nagra zu überprüfen.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen können konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsbedarf bei Auslegung und Betrieb liefern. Über relevante Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht und auf seiner Website. Der vorliegende Bericht geht jeweils auf lehrreiche ausländische Vorkommnisse ein. Sie werden analysiert, um ihre Relevanz für Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Verbesserungsmassnahmen abzuleiten. Aus den im Berichtsjahr analysierten Vorkommnissen resultierten keine neuen Erkenntnisse respektive erforderlichen Massnahmen für die Schweizer Kernanlagen.

Internationale Zusammenarbeit

Das Hauptanliegen der internationalen Zusammenarbeit des ENSI besteht in einer ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie einer Stärkung der Nuklearaufsicht in der Schweiz wie auch auf globaler Ebene. Zu diesem Zweck arbeitet das ENSI intensiv mit ausländischen Aufsichtsbehörden und mit internationalen Organisationen zusammen. 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 den Nachbarstaaten.

Das internationale Umfeld im Nuklearbereich war 2025 einerseits bestimmt von geopolitischen Spannungen, vor allem mit Blick auf die Sicherheit von Kernanlagen und die Geltung des Völkerrechts beim Krieg in der Ukraine. Andererseits spielten neue Reaktortechnologien sowie die Fortschritte bei geologischen Tiefenlagern weltweit eine grosse Rolle.

In Wien fand im März 2025 die achte Überprüfungskonferenz der sogenannten Joint Convention statt. Dieses Abkommen gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Die Schweiz erhielt für ihren Länderbericht gute Bewertungen, insbesondere für ihren Aktionsplan Radium. Das Sachplanverfahren für die geologische Tiefenlagerung beurteilten die internationalen Experten dagegen weiterhin als Herausforderung.

Für die auf Kernkraftwerke ausgerichtete Convention on Nuclear Safety hat das ENSI im August des Berichtsjahres den zehnten Schweizer Länderbericht fristgerecht bei der IAEA eingereicht. Die zugehörige Konferenz wird im April 2026 stattfinden und dabei von der Schweiz mit erarbeitete Vorschläge für effizientere Überprüfungsprozesse thematisieren.

Die derzeit von ENSI-Direktor Marc Kenzelmann geleitete IAEA Commission on Safety Standards gab sich im Mai 2025 eine neue langfristige Planung zur Weiterentwicklung ihrer Sicherheitsnormen. Mit dieser soll gewährleistet werden, dass die IAEA-Standards im anhaltenden technologischen und politischen Wandel ihre Wirksamkeit bewahren. Beginnend bei den Fundamental Safety Principles soll das IAEA-Regelwerk einer grundlegenden Überprüfung unterzogen werden.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Im Jahr 2025 wurden drei Verordnungen mit Bezug zur Kernenergie angepasst:

- Die Kernenergieverordnung wurde ergänzt um Anforderungen an die umfassende systematische Sicherheitsbewertung für andere Kernanlagen als Kernkraftwerke.

- Die Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung wurde teilrevidiert im Hinblick auf die Voraussetzungen für die Ausbildung des Strahlenschutzpersonals.
- Die Verordnung über die Personensicherheitsprüfungen wurde geändert hinsichtlich der Stelle, welche bei Zuverlässigkeitskontrollen die Entscheidung trifft.

Die Aktualisierung der ENSI-Richtlinien wurde 2025 weitergeführt mit folgenden Anpassungen:

- ENSI-G14 «Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung von Kernanlagen infolge emittierter radioaktiver Stoffe und Direktstrahlung» (Neuausgabe); in der Folge wurde die Richtlinie ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen» zurückgezogen.
- Richtlinie ENSI-B11 «Notfallübungen» (Neuausgabe).

Zudem wurde eine externe Anhörung für eine Richtlinie durchgeführt.

Résumé

Recherche réglementaire en 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 les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN[1].

Le conseil de l'IFSN a chargé l'IFSN de s'engager pour que l'étendue de la recherche réglementaire en sécurité nucléaire soit augmentée en Suisse. En conséquence, l'IFSN a développé son programme de recherche au cours de l'année sous revue, notamment dans les domaines prioritaires définis par la stratégie de recherche ainsi que dans le domaine des facteurs humains. Il comprenait au total 51 projets. Parmi les sept domaines thématiques de la recherche réglementaire en sécurité nucléaire, les évolutions suivantes sont à souligner pour 2025 :

1. Le domaine **combustibles et matériaux** traite du cœur du réacteur et des défenses en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. Les taux de combustion accrus et le comportement de défaillance de combustibles courants mais aussi de nouveaux font l'objet d'une attention particulière. Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement et leurs conséquences qui concentrent l'attention. En avril 2025, l'Institut Paul Scherrer (PSI) a lancé la troisième phase du projet PROACTIV. Cette phase continue de mettre l'accent sur l'intégrité du circuit primaire des centrales nucléaires. Une nouvelle priorité est le comportement des fissures du matériau de la cuve sous pression du réacteur lors d'une défaillance entraînant une perte de liquide caloporteur, en particulier en cas de variations de température et de charge complexes.
2. Les projets de l'AEN (Nuclear Energy Agency) sur les **évènements et dommages internes** promeuvent l'échange international d'expériences sur les dommages subis par les composants et les défaillances dans des centrales nucléaires. Pour ce faire, des banques de données spécifiques sont mises en place. Elles permettent de collecter et d'analyser systématiquement les expériences d'exploitation dans de nombreux pays, et de mener des expériences sur le déroulement des incendies. Le projet de banque de données NEA FIRE a achevé sa septième phase à la fin de l'année 2025. Cette phase était axée sur la recherche des causes des incendies.
3. Les séismes et les accidents d'avions constituent des **évènements externes** traités actuellement par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Le projet NEA SMATCH a utilisé les données de mesure recueillies dans la centrale nucléaire de Cruas (France), construite sur des appuis parasismiques, lors d'un séisme en 2019, pour effectuer des calculs comparatifs qui ont été achevés au cours de l'année sous revue. Les experts internationaux, dont trois groupes soutenus par l'IFSN, ont pu tester et améliorer leurs approches de modélisation et leurs méthodes de calcul relatives à la tenue au séisme des bâtiments. La collaboration existante avec l'EPF de Zurich sur le comportement des bâtiments en cas de séismes a été élargie dans le cadre d'un nouveau projet. Celui-ci étudie les cycles de contraintes subies par des murs en béton armé avec sections

[1] **Stratégie de recherche de l'IFSN (ENSI-AN-11594, mai 2023), disponible sur www.ensi.ch/fr/.**

transversales, tels qu'on les trouve dans les installations nucléaires et pour lesquels on dispose jusqu'à présent de peu de données. Un autre nouveau projet de la Rheinland-Pfälzische Technische Universität de Kaiserslautern-Landau étudie le comportement non linéaire des structures de bâtiments en cas de séismes. Ce comportement détermine en grande majorité les accélérations des différentes parties d'un ouvrage.

4. Les **facteurs humains** couvrent plusieurs thèmes, notamment la fiabilité des actions menées par les opérateurs mais aussi des questions d'ordre organisationnel et éthique. Afin de promouvoir une sécurité intégrée, l'IFSN soutient depuis début 2025 un projet de la Haute école spécialisée du nord-ouest de la Suisse (FHNW) à Olten. Son institut de L'homme dans des systèmes complexes (Mensch in komplexen Systemen) étudie les interdépendances et les conflits potentiels liés aux questions de sécurité, de sûreté et de sécurité de l'information dans le domaine nucléaire. En outre, le PSI a lancé à l'automne 2025 la troisième phase du projet ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations). Ce projet vise à améliorer l'analyse de la fiabilité humaine, en tant qu'élément de l'étude probabiliste de sécurité des centrales nucléaires. L'accent est mis notamment sur l'identification des erreurs commises par le personnel d'exploitation, pouvant avoir un impact négatif sur le déroulement d'une défaillance ainsi que sur leurs probabilités.
5. Le **comportement du système et le déroulement des défaillances** dans les centrales nucléaires sont analysés, de l'exploitation en conditions normales jusqu'aux accidents de fusion du cœur du réacteur. Des modèles informatiques sont élaborés et validés par des expériences. Ils constituent également une base pour les études déterministes et probabilistes de sécurité. En février 2025, la Société allemande pour la sûreté des installations et des réacteurs (GRS) a achevé un projet au cours duquel elle a examiné des réacteurs à eau pressurisée en mode veille. Elle a pu affiner sa méthode déterministe et probabiliste et mettre en évidence les interventions humaines, permettant de garantir un état final sûr en cas de défaillances. Dans le cadre d'un projet suivant, la GRS se consacre à l'analyse des incertitudes liées à la simulation de défaillances entraînant une perte de liquide caloporteur dans les réacteurs à eau bouillante. Les chercheurs du PSI ont perfectionné les programmes de calcul destinés à l'analyse des transitoires et des accidents graves durant les phases des projets STARS et COMPARE, achevées en 2025. Pour cela, ils ont utilisé des calculs comparatifs à l'échelle internationale et des expériences menées sur l'installation PANDA du PSI.
6. Les travaux de recherche dans le domaine de la **radioprotection** concernent d'une part des thèmes de la radiométrie orientés sur les applications jusqu'à la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse applicables aux radionucléides en passant par l'aéroradiométrie. L'IFSN souhaite à l'avenir utiliser des technologies télécommandées dans les centrales nucléaires. Les zones jusqu'à présent difficiles d'accès et fortement exposées aux rayonnements pourront être surveillées plus fréquemment et avec plus de précision, sans alourdir la charge de travail du personnel. Même en cas de défaillances, il sera possible d'effectuer des mesures dans des zones inaccessibles aux personnes. C'est pourquoi la Haute école spécialisée de Suisse orientale (FH-OST) à Rapperswil développe depuis l'été 2025 un robot répondant à des exigences spécifiques concernant la maniabilité, la résistance aux rayonnements et les équipements de mesure.
7. Le domaine de recherche **Gestion des déchets radioactifs** traite aussi bien du stockage en couches géologiques profondes que des étapes en amont telles que le transport et le stockage intermédiaire des déchets nucléaires. Depuis 2018, la Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) d'Aix-la-Chapelle travaille

à un modèle de matériau pour l'argile à Opalinus. Ce modèle décrit le comportement hydromécanique couplé de la roche argileuse après le démantèlement d'ouvrages souterrains. Il a été achevé comme prévu au cours de la phase du projet qui a duré jusqu'en mars 2025. L'IFSN l'utilise déjà pour ses évaluations dans le cadre de la procédure du plan sectoriel. Au cours de la phase suivante, le comportement de fluage de l'argile à Opalinus en fonction de la température sera notamment étudié jusqu'en 2028, à l'aide de nouveaux essais en laboratoire et intégré au modèle. En 2025, l'IFSN a participé à dix expériences dans le laboratoire souterrain Mont Terri, parmi lesquelles plusieurs mesures ont été prolongées toutefois sans activités intenses. L'expérience RM (Reassessing the Opalinus Clay Mineralogy) a été relancée. Elle vise à réexaminer la minéralogie de l'argile à Opalinus au moyen d'une méthode mise au point à l'université de Göttingen, afin de vérifier les analyses de la Nagra.

Evènements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

Des évènements dans des installations nucléaires peuvent fournir des indications concrètes sur les points faibles et les possibilités d'amélioration en matière de dimensionnement et de fonctionnement. Le Rapport annuel de surveillance et le site Internet de l'IFSN traitent des évènements importants survenus dans des centrales nucléaires suisses. Le présent rapport relate également des évènements riches d'enseignements survenus dans des installations à l'étranger. Ils sont analysés pour vérifier leur pertinence pour les centrales nucléaires suisses et, le cas échéant, en vue d'élaborer des mesures d'amélioration. Les évènements analysés au cours de l'année sous revue n'ont abouti à aucune nouvelle conclusion ni à aucune mesure nécessaire concernant les installations nucléaires suisses.

Coopération internationale

L'objectif principal de la coopération internationale de l'IFSN est l'amélioration continue de la sécurité et de la sûreté nucléaires ainsi que le renforcement de la surveillance nucléaire en Suisse et au niveau mondial. Dans ce but, l'IFSN coopère intensément avec des autorités de surveillance étrangères et avec des organisations internationales. Parmi les plus importantes, citons l'Agence internationale pour l'énergie atomique AIEA, l'Agence pour l'énergie nucléaire AEN de l'Organisation pour la coopération et le développement économique OCDE, la Western European Nuclear Regulators Association WENRA ainsi que les commissions bilatérales créées avec les Etats voisins.

Le contexte international dans le domaine nucléaire a été marqué en 2025, d'une part, par des tensions géopolitiques, notamment en ce qui concerne la sécurité des installations nucléaires et le respect du droit international durant la guerre en Ukraine. D'autre part, les nouvelles technologies de réacteur ainsi que les progrès réalisés dans le domaine des dépôts en couches géologiques profondes ont joué un rôle important dans le monde.

La huitième réunion d'examen de la Joint Convention a eu lieu à Vienne en mars 2025. Cette convention prescrit la manière dont les cocontractants doivent gérer les assemblages combustibles usés et les déchets radioactifs. La Suisse a obtenu de bonnes notes pour son rapport national, en particulier pour son plan d'action radium. Les experts internationaux ont considéré la procédure du plan sectoriel pour le stockage en couches géologiques profondes comme un défi.

En août de l'année sous revue, l'IFSN a remis dans les délais à l'AIEA le dixième Rapport national suisse pour la Convention sur la sûreté nucléaire, axée sur les centrales nucléaires. La conférence correspondante se tiendra en avril 2026 et portera sur les propositions élaborées en collaboration avec la Suisse visant à renforcer l'efficacité des processus d'examen.

La Commission des normes de sûreté de l'AIEA, actuellement présidée par le directeur de l'IFSN, Marc Kenzelmann, s'est dotée en mai 2025 d'un nouveau plan de développement à long terme de ses normes de sûreté. Ce plan a pour objectif de préserver l'efficacité des normes de l'AIEA face aux mutations technologiques et politiques en cours. Les règles de l'AIEA doivent faire l'objet d'une révision en profondeur, en commençant par les principes fondamentaux de sûreté.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

En 2025, trois ordonnances relatives à l'énergie nucléaire ont été modifiées :

- L'ordonnance sur l'énergie nucléaire a été complétée par des exigences concernant l'évaluation systématique et approfondie de la sécurité des installations nucléaires autres que les centrales nucléaires.
- L'ordonnance sur la formation en radioprotection a fait l'objet d'une révision partielle concernant les conditions requises pour la formation du personnel de radioprotection.
- L'ordonnance sur les contrôles de sécurité relatifs aux personnes a été modifiée en ce qui concerne l'instance chargée de prendre les décisions dans le cadre des contrôles de fiabilité.

L'actualisation des directives de l'IFSN s'est poursuivie en 2025 avec les adaptations suivantes :

- Nouvelle édition de la directive ENSI-G14 « Calcul de l'exposition aux radiations dans l'environnement des installations nucléaires due à l'émission de substances radioactives et au rayonnement direct » ; par la suite, retrait de la directive ENSI-G15 « Objectifs de radioprotection pour les installations nucléaires ».
- Directive ENSI-B11 « Exercices d'urgence » (nouvelle édition).

De plus, une consultation externe a été menée pour une directive.

Summary

Regulatory Safety Research

Projects in the ENSI Research Programme help to clarify outstanding issues, establish fundamentals and develop 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 international networking. These are the main objectives of ENSI's research strategy[1].

The ENSI board mandated ENSI to work towards increasing the scope of regulatory safety research in Switzerland. Accordingly, ENSI expanded its research programme in the year under review, especially in the key areas of the research strategy and relating to human factors. This resulted in a total of 51 research projects. Out of the seven subject areas of the regulatory safety research, the following developments are worthy of highlighting for 2025:

1. The **fuel and materials** area covers the reactor core and the defence-in-depth barriers used for the containment of radioactive substances. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and the behaviour under accident conditions of both current and newly-developed fuels. Where structural materials are concerned, the focus is on ageing processes and their consequences. In April 2025, the Paul Scherrer Institute (PSI) launched the third phase of the PROACTIV project. This project continues to focus on the integrity of the primary circuit of nuclear power plants. A new key area is the crack behaviour of materials in the reactor pressure vessel during a loss of coolant accident (LOCA), especially when there are complex temperature and load curves.
2. Projects conducted under the auspices of the Nuclear Energy Agency (NEA) relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of experience on damage to components and accidents in nuclear power plants. Subject-specific databases are being created for this purpose and used to facilitate the systematic analysis of operating experience from many countries. Additionally, experiments on the start and spread of fires are being performed. The NEA FIRE database project completed its seventh phase, focussing on identifying the causes of fires, at the end of 2025.
3. ENSI is currently supporting research projects addressing **external events** such as earthquakes and aircraft crashes. The NEA SMATCH project used measurement data obtained from an earthquake in 2019 at the seismically base-isolated Cruas Nuclear Power Plant in France for comparative calculations, that were completed in the year under review. The international experts, including three groups supported by ENSI, were able to test and improve their modelling approaches and computational methods for the seismic load-bearing behaviour of the buildings. The existing cooperation with ETH Zurich on the earthquake behaviour of buildings has been expanded by the addition of a new project. Its purpose is to investigate cyclic loads acting on squat reinforced concrete walls with cross-sections similar to those found in nuclear installations and for which there is currently very little available data. In another new project, the Rhineland-Palatinate Technical University (RPTU) of Kaiserslautern-Landau is looking at the non-linear behaviour of building structures during earthquakes, essentially determining the accelerations of the individual parts of a building.

[1] **ENSI Research Strategy (ENSI-AN-11594, May 2023), downloadable under www.ensi.ch/en**

4. **Human factors** cover a wide range of subjects, including the reliability of operator actions, but also organisational and ethical issues. To promote integrative safety ENSI has been supporting a project of the University of Applied Sciences and Arts Northwestern Switzerland (FHNW) in Olten since the beginning of 2025. Its Institute Humans in Complex Systems examines mutual dependencies and potential conflicts in the areas of safety, security and information security in the nuclear sector. In addition, PSI started the third phase of the ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) project in Autumn 2025. The aim of the project is to improve the analysis of human reliability as part of the probabilistic safety analysis of nuclear power plants. A focal point here is the identification of errors made by the operating personnel that can negatively affect the course of an incident and also the probabilities of such errors.
5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed from normal operation through to core meltdown accidents. This entails creating computer models which are then validated by means of experiments. The models also form a basis for deterministic and probabilistic safety assessments. In February 2025, the German Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS (Organisation for Plant and Reactor Safety) completed a project in which it considered a special non-power situation for pressurised water reactors. It was able to refine its combined deterministic-probabilistic approach and show which human interventions would lead to a safe final state during an accident. In a follow-on project, GRS is investigating uncertainties in the simulation of LOCA accidents in boiling water reactors. In the phases of the STARS and COMPARE projects that ended in 2025, PSI researchers further developed the computer programs for analysing transients and severe accidents. To do so, they used comparative calculations obtained from international research plus experiments performed on the PSI facility, PANDA.
6. The scope of research into **radiological protection** extends from the application-relevant subjects of radiation measurement techniques, through to aeroradiometry and the development of new analytical methods for radionuclides. In the future, ENSI would like to use remote-controlled technology in nuclear power plants. This technology should make it possible to monitor locations with high exposure to radiation, which up until now were difficult to access more frequently and more accurately without personnel exposure. In the event of an accident, it should also enable measurements in places inaccessible to people. This is the reason why, since summer 2025, the Eastern Switzerland University of Applied Sciences (OST) in Rapperswil has been developing a robot with special requirements in the areas of manoeuvrability, resistance to radiation and measuring instruments.
7. Research into **waste management** covers not only deep geological repositories, but also the upstream steps, such as transport and interim storage of radioactive waste. Since 2018, researchers at RWTH Aachen University have been working on a constitutive model of the host rock Opalinus Clay. This model describes the coupled hydro-mechanical behaviour of the clay formation after construction of underground structures. As planned, it was completed in the project phase that ended in March 2025, and ENSI is already using it for its assessments as part of the sectoral plan process. In the next project phase, it is intended that primarily the temperature-dependent creep behaviour of the opalinus clay will be investigated by further laboratory tests and the findings integrated into the model by 2028. In 2025, ENSI participated in ten experiments at the Mont Terri Rock Laboratory, including several long running measurements that did not involve intense activity. The RM experiment (Reassessing the Opalinus Clay Mineralogy) was restarted. The

experiment aims to re-examine the mineralogy of Opalinus Clay using a method developed at the University of Göttingen to verify Nagra's analyses.

Instructive events from facilities in other countries

Events in nuclear facilities can provide specific information on weaknesses and the need for improvement in all aspects of design and operation. Relevant events in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report and on the ENSI website. This report considers instructive events that have taken place in other countries. These have been analysed to determine their relevance for Swiss nuclear facilities and, if necessary, are used to make improvements. No new findings or necessary measures for the Swiss nuclear installations resulted from the events analysed in the year under review.

International cooperation

The main aim of ENSI's international cooperation is to continuously improve nuclear safety and security, and to strengthen nuclear oversight both in Switzerland and at a global level. With this aim in mind, ENSI works closely with foreign regulators and international organisations. Most important amongst these are the International Atomic Energy Agency (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 neighbouring countries.

In 2025, the international environment in the nuclear sector was influenced by geopolitical tensions, especially concerning the safety of nuclear installations and the application of international law in the war in Ukraine. On the other hand, new reactor technologies and advances in deep geological repositories played a major role worldwide.

The eighth review meeting of the Joint Convention took place in Vienna in March 2025. This convention specifies how the contracting parties are to handle spent fuel and radioactive waste. On the one hand Switzerland received good ratings for its National Report, especially concerning its radium action plan. On the other hand, the international experts assessed the sectoral plan process for the deep geological repositories as still representing a challenge.

In August of the year under review, ENSI submitted the tenth Swiss national report to the IAEA in time for the Convention on Nuclear Safety, which is aimed at nuclear power plants. The associated conference will take place in April 2026 and will address proposals for more efficient review processes co-developed by Switzerland.

The IAEA Commission on Safety Standards, currently chaired by ENSI Director Marc Kenzelmann, adopted a new long-term plan for the further development of its safety standards in May 2025. The purpose of this is to ensure that IAEA standards remain effective in the face of ongoing technological and political changes. Starting from the Fundamental Safety Principles, the IAEA regulatory framework will be subject to a fundamental review.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

In 2025, three ordinances relating to nuclear energy were adapted:

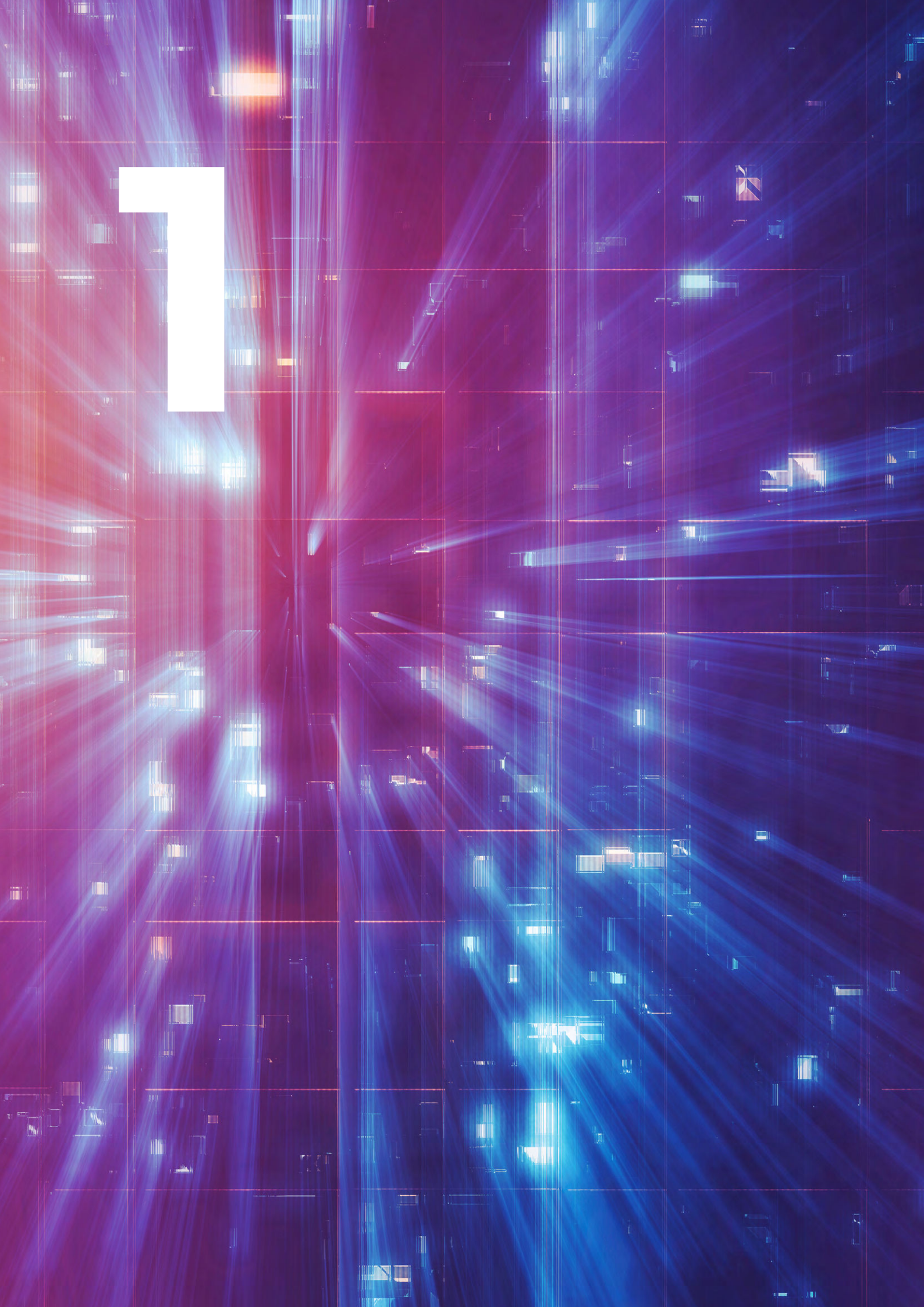
- The Nuclear Energy Ordinance has been supplemented by requirements for a comprehensive systematic safety assessment for nuclear installations other than nuclear power plants.
- The Radiological Protection Training Ordinance has been partially revised in respect of the requirements for the training of radiation protection personnel.
- The Ordinance on Assessment of Personnel Security has been amended with regard to the body that makes the decision concerning reliability assessments.

Updating of the ENSI guidelines continued in 2025 with the following adaptations:

- ENSI-G14 «Calculation of Radiation Exposure in the Vicinity of Nuclear Installations Caused by Emitted Radioactive Substanc-

es and Direct Radiation» (new edition); as a result Guideline ENSI-G15 «Radiation Protection Objectives for Nuclear Installations» was withdrawn.
- Guideline ENSI-B11 «Emergency Exercises» (new edition).

In addition, an external hearing was held for one guideline.



1

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Für die kompetente Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Zu diesem Zweck vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge im Rahmen seines Programms «Regulatorische Sicherheitsforschung». Die wichtigsten Ziele für Forschungsprojekte sind:

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 beziehungsweise weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien, für die Entwicklung von Rechenprogrammen für Sicherheitsanalysen und für konkrete Entscheide des ENSI. Für die Priorisierung von Projekten ist dieser Punkt besonders wichtig.
3. Sie sollen den Kompetenzerhalt und die Kompetenzerweiterung beim ENSI fördern, in zweiter Linie auch bei den Expertinnen und Experten des ENSI.
4. In Fachbereichen, in denen das ENSI externe Gutachten heranzieht, sollen sie zu einer unabhängigen Expertise beitragen, die potenzielle Interessenkonflikte vermeidet.
5. Sie sollen die internationale Vernetzung des ENSI auf Fachebene fördern.

Jedes Forschungsprojekt im Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» wird durch mindestens eine Person aus dem jeweiligen Fachgebiet des ENSI begleitet. Dadurch fliessen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein. Im vorliegenden Kapitel fassen die Projektbegleiterinnen und Projektbegleiter die Forschungsresultate des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem Berichte der Forschenden in englischer Sprache vor, die sich hauptsächlich an Fachleute richten (siehe Anhang A).

Bild: iStock/dem10

1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Forschungsbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern und den Strukturmaterialien der wichtigsten gestaffelten Barrieren, welche den Brennstoff und den Reaktorkern umgeben und die radioaktiven Stoffe einschliessen. Die Brennelemente werden mehrere Jahre im Reaktorkern eingesetzt, bevor sie abgebrannt sind und ausgetauscht werden; beim Brennstoff und den Brennstabhüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während des Normalbetriebs und während Auslegungsstörfällen im Mittelpunkt. Bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter (Containment), sind insbesondere 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 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency (NEA), in dem an mehreren Reaktoren Bestrahlungsexperimente ausgeführt werden
ENSI-Projektbegleitung: Andreas Gorzel, Reiner Mailänder

Einleitung

NEA FIDES (Framework for Irridiation Experiments) ist ein grossangelegtes internationales Forschungsvorhaben zur Durchführung von Bestrahlungsexperimenten unter Reaktorbedingungen (in-pile). NEA FIDES ist als Rahmen konzipiert, in dem Versuche an mehreren Forschungsinstitutionen parallel ablaufen. Jede einzelne Versuchsserie zu einer bestimmten Thematik wird als sogenanntes Joint Experimental Programme (JEEP) von einem eigenen Konsortium (sogenannte «Core Group») getragen und erhält zusätzliche Mittel aus einem Gesamtbudget. In dieses zahlen alle Teilnehmer ein und bestimmen über die Verwendung der Mittel im Rahmen des sogenannten Governing Board, also einer Art von Verwaltungsrat.

Die erste dreijährige Projektphase ab April 2021 wurde mit vier JEEPs gestartet, die sich alle mit dem Brennstoffverhalten befassten. Nach und nach wurden weitere Reaktoren ins Programm einbezogen und Bestrahlungsversuche auch an Strukturmaterialien aufgenommen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die zweite Projektphase, in der das Programm ausgeweitet wurde, startete im April 2024. Zum Ende des Berichtsjahres umfasste FIDES acht JEEPs. 14 Länder sowie die Europäische Union sind derzeit beteiligt. In den Teilprojekten wurden folgende Fortschritte erzielt:

1. INCA (Inpile Creep Studies of ATF Claddings): Am tschechischen LVR-15-Testreaktor wird das Kriechverhalten neuer und weiterentwickelter Hüllrohrtypen untersucht. Durch Chrom- und Chromnitrid-Beschichtungen wird die Oxidation des Hüllrohrs unterdrückt, was zu einem potenziell verbesserten Störfallverhalten führt. Nach den Bestrahlungen wurden die Beschichtungen elektronenmikroskopisch und mit mechanischen Tests untersucht. An einigen Proben zeigten sich Risse in der Beschichtung. In weiteren Nachbestrahlungs-Untersuchungen wurde das Kriechverhalten der Hüllrohre ausgewertet.
   Eine Mess-Apparatur befindet sich seit August 2024 im Reaktor. Sie enthält Proben aus Siliziumcarbid (SiC/SiC) und solche mit einer Legierung aus Eisen, Chrom und Aluminium (FeCrAl). Die Bestrahlung soll bis Sommer 2026 fortgesetzt werden. Eine andere Apparatur wurde mit verschieden beschichteten Zirkoniumlegierungen beladen und kam im Juni 2025 in den Reaktor. Die Temperaturmessungen zeigen stabile Verhältnisse in den Bestrahlungseinrichtungen. Die Fertigung einer weiteren Messapparatur, die In-pile-Kriechmessungen ermöglichen wird, verläuft plangemäss.

2. HERA (High Burnup Experiments in Reactivity Initiated Accident (RIA) Conditions): Bei den bisher durchgeführten Reaktivitätsversuchen im japanischen NSRR-Reaktor und im TREAT-Reaktor (Idaho National Laboratory) wurden unter anderem die Unterschiede der Pulsdauer von Reaktivitätseinträgen auf die Integrität des Hüllrohrs untersucht.
   Die ersten sechs Tests wurden mit vorhydriertem Material durchgeführt, was die Alterung der Brennstäbe im Reaktor simulieren soll. Diese Testreihe ist jetzt abgeschlossen. Im Berichtszeitraum kam es darüber hinaus auch zum jeweils ersten RIA-Test von hochabgebranntem Brennstoff aus dem US-amerikanischen Kernkraftwerk Byron und von chrombeschichtetem (unbestrahltem) Brennstoff.
3. P2M (Power to Melt): Am belgischen BR2-Reaktor sollen moderne hochabgebrannte Brennstoffe Leistungsrampen unterworfen werden, die bis zu einem Teilschmelzen des Brennstoffs führen. Die Probenvorbereitung und die Nachbestrahlungs-Untersuchungen finden beim CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) in Frankreich statt. Wesentliches Ziel ist, die vorhandenen Sicherheitsmargen bis zum Brennstabschaden genauer quantifizieren zu können.
   Der erste Test mit einer Brennstoff-Attrappe wurde 2025 durchgeführt mit einer Bestrahlungszeit von rund 30 Tagen. Erste Auswertungen zeigen, dass die Instrumentierung funktionierte, und dass die im Zentrum des Pellets erreichte Temperatur im Bereich der Erwartungen lag. Die übrigen Tests wurden abermals um einige Monate nach hinten verschoben. Der nächste Test ist nun für Mai 2026 angesetzt. Zu diesem wurde ein Simulations-Workshop durchgeführt, der offene Fragen zur Spaltgasfreisetzung und Brennstofftemperatur bei der Modellierung von Pellets mit Zentralkanal verdeutlichte. Die letzte der vier Bestrahlungen soll in den ersten Monaten des Jahres 2028 stattfinden, gefolgt von Nachbestrahlungs-Untersuchungen (PIE) und der Zusammenfassung aller Ergebnisse bis Ende 2030.
4. INCREASE (In-Core Real-Time Mechanical Testing of Structural Materials): Dieser JEEP befasst sich mit dem Stressrelaxations-Verhalten von Edelstählen für Einbauten des Reaktordruckbehälters (RDB). Dafür soll eine Testeinrichtung entwickelt werden. Das Projekt ist mittlerweile gegenüber dem ursprünglichen Zeitplan um neun Monate verspätet. Der Bestrahlungsbeginn ist für Januar 2026 vorgesehen. Als Material für die ersten Tests der Einrichtung sollen mehrere rostfreie Stähle genutzt werden, die vielfach für Bolzen von RDB-Einbauten verwendet werden, zum Beispiel an Leitblechen (baffle bolts). Für eine intensive Nutzung der Testeinrichtung in einer zweiten Phase ab 2027 wird derzeit beim niederländischen Joint Research Centre (JRC) in Petten die Testmatrix zusammengestellt.
5. AToMiC (Accelerated Testing of Materials in Capsules): In diesem JEEP sollen im Advanced Test Reactor (ATR) am Idaho National Laboratory (INL) Brennstoffe für Generation-IV-Reaktoren bis zu sehr hohen Abbränden bestrahlt werden. Die Bestrahlungen von SiC/SiC-Hüllrohr-Proben mit Urandioxid-Brennstoff wurden im Mai begonnen und sollen ein Jahr dauern. In der Zwischenzeit wurden weitere Bestrahlungsexperimente mit TRISO (mehrfach ummantelte, kugelförmige Uranoxid-Brennstoffe) vorbereitet, um diese dann ab Oktober 2026 starten zu können. Zudem sollen Scheiben aus Mischoxid-Brennstoff im niederländischen High Flux Reaktor (HFR) in Petten versuchsweise bestrahlt werden. Vier Proben mit metallischem Brennstoff aus Uran und Zirkonium (U-10Zr) werden dafür vorbereitet.
6. LOC-HBu (Loss-of-Coolant High Burnup): Dieser JEEP läuft am TREAT-Reaktor des INL und befasst sich mit dem Verhalten von Brennstäben unter den Bedingungen postulierter Kühlmittelverlust-Störfälle. Zunächst sind vier Tests an Hochabbrand-Segmenten mit gebräuchlichen Materialien vorgesehen. Die Segmente sollen

möglichst realistischen Störfallbedingungen unterworfen werden und die Besonderheiten hochabgebrannten Brennstoffs widerspiegeln. Das INL verwendet für die Experimente eine neu entwickelte Testeinrichtung. Die bisherigen Tests zur Inbetriebnahme verliefen erfolgreich, es kam aber zu Verzögerungen, so dass 2025 noch kein Versuch durchgeführt werden konnte.

7. MCA-ATF (Material Cluster Assemblies Accident Tolerant Fuel Irradiation): Mit Chrom (10 Cr) und mit Chromnitrid (CrN) beschichtete Hüllrohrproben von vier Herstellern (ALVEL, Framatome, KEPCO Nuclear Fuel, Westinghouse) und mit verschiedenen Herstellungsmethoden sollen im tschechischen Kernkraftwerk Temelin bestrahlt werden. Dafür werden zwei Testelemente gefertigt. Wegen dem Ersatz des Generators im Reaktor Temelin 1 wird die Bestrahlung der Proben im Reaktor Temelin 2 durchgeführt und sechs Monate später starten als bisher geplant, also im April 2026. Die Testelemente sollen für einen Zyklus (15 Monate) respektive zwei Zyklen (31 Monate) bestrahlt werden. Das ENSI beteiligt sich an der «Core Group» dieses JEEPs, weil es das Zustandekommen dieses Vorhabens explizit unterstützt hat. Die Ergebnisse dieses Teilprojekts sind für die Aufsichtstätigkeit in der Schweiz als wichtig einzuschätzen.
8. HITEC (High-Temperature Creep-Rupture Testing): Dieser JEEP ist auf Strukturmaterialien für fortgeschrittene Reaktorkonzepte (Gen-IV) ausgerichtet und beinhaltet die Bestrahlung von Materialien (rostfreie Stähle, Nickellegierungen) im HFR in Petten. Eine Fragestellung dabei ist, inwiefern das Kriechen dieser Materialien neben der Temperatur auch von der Bestrahlung beeinflusst wird. Zudem kann offenbar bei Zerfällen entstehendes Helium zur Versprödung von solchen Materialien führen, ein bisher wenig bekanntes Phänomen, das untersucht werden soll. Durch weitere Verzögerungen wurde der Testbeginn auf das vierte Quartal 2026 verschoben.

Im Laufe des Jahres 2025 wurde mit der Vorbereitung für die dritte Phase des FIDES-Programms begonnen, die im April 2027 starten und voraussichtlich fünf Jahre dauern soll. Im Hinblick darauf sind zwei wesentliche Punkte zu klären, nämlich das Untersuchungsprogramm und dessen Finanzierung.

Im Laufe des Berichtsjahrs wurden neben den Plänen für sechs JEEPs, die in der nächsten Phase fortgesetzt werden sollen, auch Vorschläge für sechs neue JEEPs vorgestellt und diskutiert. Aus diesen zwölf Vorhaben muss eine Auswahl getroffen werden, da nicht alle finanzierbar sind. Zu diesem Zweck einigten sich die Teilnehmer auf ein Verfahren, mit dem eine Bewertung der JEEPs vorwiegend nach technischen Gesichtspunkten vorgenommen werden soll.

Im Hinblick auf die Finanzierung wurden zudem Diskussionen über ein neues Modell gestartet. Es wird eine Lösung angestrebt, die sowohl den forschenden Organisationen (operating agents) als auch den finanzierenden Institutionen längerfristige Planungssicherheit gibt und auf objektiven Grundlagen beruht. Dafür wurden bis Dezember 2025 konkrete Modelle entwickelt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Moment werden von Herstellern und Betreibern grosse Anstrengungen unternommen, die Sicherheit und Wirtschaftlichkeit von Brennstoffen weiter zu verbessern. Zum einen geht es darum, vorhandene Materialien und Konzepte weiter zu verbessern, zum anderen komplett neue Materialien zu entwickeln. Bevor diese Verbesserungen und Neuentwicklungen in Leistungsreaktoren zum Einsatz kommen, gilt es, ihr Betriebs- und Störfallverhalten unter möglichst realistischen Bedingungen zu ermitteln. Dafür bieten die in diesem Projekt vereinten Forschungsreaktoren die besten Voraussetzungen.

Neben den Neuentwicklungen sind die Betreiber auch daran interessiert, die Einsatzdauer der verwendeten Brennstoffe, das heisst ihren Abbrand, zu erhöhen. Dadurch kann die Wirtschaftlichkeit der Reaktoren

verbessert werden. Da der Brennstoff sich durch die fordernden Bedingungen im Reaktor während des Einsatzes stark verändert, müssen die Auswirkungen dieser Veränderungen bekannt sein, bevor ein grossvolumiger Einsatz in Leistungsreaktoren in Erwägung gezogen werden kann. Auch zu diesem Gebiet werden wichtige Erkenntnisse gewonnen.

Die in diesem Projekt durchgeführten Versuche zu Strukturmaterialien spielen insbesondere für die Alterungsüberwachung der Kernkraftwerke eine grosse Rolle. International besteht der Trend, die vorhandenen Anlagen möglichst lange zu betreiben, was natürlich nicht auf Kosten der Sicherheit geschehen darf. Deshalb müssen die mechanischen und chemischen Veränderungen der Strukturmaterialien vorgängig abgeklärt werden. Darüber hinaus wird international auch viel an der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte gearbeitet. Die dafür benötigten Strukturmaterialien sind ein wichtiger Teilaspekt davon.

Da diese Punkte in grossem Ausmass auf die Nutzung der Kernenergie in der Schweiz zutreffen, ist dieses Projekt für das ENSI von besonderer Bedeutung. Die potenzielle Eignung neuer und optimierter Brennstoffe und Strukturmaterialien kann so unabhängig bewertet werden. Die Konservativität bestehender Sicherheitskriterien für Auslegungsstörfälle wird überprüft und weiter abgesichert. Die gewonnenen Ergebnisse werden unter anderem verwendet, um die Modellierung der physikalischen Phänomene weiter zu verbessern. Aus diesem Grund wurde auch das Paul Scherrer Institut (PSI), das mit seinem Programmsystem zahlreiche Sicherheitsanalysen für das ENSI erstellt, zu FIDES hinzugezogen.

Die Ergebnisse des Projekts könnten schon aus Kostengründen nicht in der Schweiz allein erzielt werden. Zudem ist in der Schweiz kein für solche Versuche geeigneter Reaktor vorhanden. Daneben spielt auch der im Rahmen der Versuche und deren Beurteilung erfolgende Austausch mit internationalen Experten und Expertinnen eine wichtige Rolle.

Die Entwicklungen im Berichtsjahr mit der Ausweitung des Programms und der Beteiligung sind insgesamt ein Erfolg. Mehrere JEEPs liegen jedoch gegenüber der ursprünglichen Planung erheblich im Rückstand. Es ist schwieriger als erhofft, die früher am Halden-Reaktor vorhandenen technischen Einrichtungen und Erfahrungen an anderen Institutionen neu aufzubauen. Daneben führt auch die Auslastung der Forschungsreaktoren mit anderen Aufgaben, darunter insbesondere die Produktion von Isotopen für medizinische Zwecke, in Einzelfällen zu Verzögerungen. Im Jahr 2025 wurden aber – auch wenn es zu neuen Verzögerungen kam – in allen JEEPs wichtige Fortschritte erzielt.

Ausblick

Die bereits beschlossenen Arbeiten in den acht laufenden JEEPs werden im kommenden Jahr fortgesetzt. Bis Februar 2026 sollen mit dem oben erwähnten Verfahren die für die kommende FIDES-Phase vorgeschlagenen JEEPs bewertet werden. Auf dieser Basis wird an den folgenden Treffen das Programm festzulegen sein. Zudem sollte im selben Zeitraum über das künftige Finanzierungsmodell entschieden werden.

1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Projektpartner: Studsvik, unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Jiri Ulrich, Reiner Mailänder

Einleitung

Um die Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte in den Brennstäben zu gewährleisten, muss die Integrität der Hüllrohre bei vielfältigen Belastungen erhalten bleiben. Dies gilt vom Einsatz im Kernkraftwerk bis zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente.

Das Forschungsprojekt SCIP (Studsvik Cladding Integrity Project) hat zum Ziel, das Verhalten der Brennstäbe unter verschiedenen Bedingungen mittels Heisszellen- und

Laborexperimenten zu untersuchen. Die Experimente werden bei der Firma Studsvik in Schweden durchgeführt. Studsvik verwendet dazu moderne, zum Teil selbst entwickelte Anlagen und Methoden, die möglichst realitätsnahe Randbedingungen simulieren können.

Das ENSI unterstützt dieses Projekt seit 2009; seit Mitte 2024 läuft bereits die fünfte fünfjährige Phase (SCIP-V). Zum grössten Teil werden in SCIP-V die Experimente aus den vorherigen SCIP-Phasen, insbesondere SCIP-IV, fortgesetzt und vertieft. Neu wurde das Themenfeld um sogenannte Accident Tolerant Fuels (ATF) erweitert, da solche Stäbe derzeit im Rahmen mehrerer Vorläuferprogramme in Leistungsreaktoren weltweit eingesetzt werden. Ende 2025 nahmen am Projekt 44 Organisationen (Behörden und Organisationen aus Industrie und Forschung) aus 15 Ländern teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ende 2025 waren anderthalb von insgesamt fünf Jahren der aktuellen Projektphase SCIP-V vergangen. Bisher lag der Fokus der Arbeiten vor allem noch auf der Validierung der neu entwickelten Verfahren, Finalisierung der genauen Versuchsparameter und Auswahl geeigneter Testmaterialien. Nichtsdestotrotz wurden bereits einige der geplanten Experimentkampagnen gestartet. An dieser Stelle sollen die einzelnen Teilprojekte (Tasks) von SCIP-V und die dort geplanten Experimente kurz vorgestellt werden:

Task 1: Back-End (Zwischenlagerung und Transport abgebrannter Brennelemente)

Die Eigenschaften der Hüllrohre ändern sich durch den Einsatz im Reaktor, aber auch während der Zwischenlagerung. Es muss sichergestellt sein, dass die Anforderungen an die Stabilität der Hüllrohre während Zwischenlagerung, Transport und der späteren Verbringung in ein Tiefenlager eingehalten werden. Dieses Themengebiet stösst auf wachsendes Interesse weltweit und wurde erstmals in SCIP-IV in das Programm aufgenommen. Die Arbeiten zu diesem Thema in SCIP-V stellen in den meisten Bereichen eine Fortsetzung und Erweiterung der Untersuchungen dar und behandeln einige offene Punkte aus der vorherigen Projektphase.

Von Bedeutung für die Hüllrohrintegrität sind dabei vor allem das Kriechen der Hüllrohre und die Versprödung des Materials durch Wasserstoff, der während des Reaktoreinsatzes in das Hüllrohr aufgenommen wird. Wasserstoff kann durch die Temperaturänderungen während der Zwischenlagerung in Form von kristallinen Hydriden im Metallgefüge ausfallen oder sich umlagern. Studsvik entwickelte im Rahmen von SCIP-IV eine Versuchsapparatur für Kriechtests von Brennstabsegmenten unter Temperatur- und Druckverhältnissen, die realistischerweise während der trockenen Zwischenlagerung und des Transports zu erwarten sind (Abbildung 1). Im Unterschied zu den meisten vorliegenden Kriechversuchen aus der Literatur mit leeren Hüllrohren wird verstärkt auch der Einfluss der Verbindung zwischen Brennstoff und Hüllrohr untersucht, welcher typisch für hochabgebrannte Brennstäbe ist.

Wasserstoff zeigt ein komplexes Lösungsverhalten in Zirconium-Legierungen, welches noch nicht vollständig verstanden ist. Besonders auffallend ist dabei die starke Hysterese zwischen den Löslichkeitskurven beim Auflösen und Ausfällen der Hydride. Daher soll im Rahmen von SCIP-V das Löslichkeitsverhalten von Wasserstoff in verschiedenen Hüllrohrmaterialien unter Anwendung von modernen Messmethoden neu untersucht werden.

In SCIP-IV wurden die Temperaturen und Spannungen ermittelt, bei denen sich in üblichen Druck- und Siedewasser-Hüllrohrmaterialien die sicherheitstechnisch nachteiligeren, radial orientierten Hydrid-Ausfällungen bilden. In SCIP-V sollen diese Arbeiten weitergeführt werden und unter anderem das Verhalten von modernen Hüllrohrmaterialien, die während ihres Reaktoreinsatzes vergleichsweise wenig Wasserstoff aufnehmen, studiert werden. Andererseits sollen weitere, möglicherweise relevante Einflussgrössen wie die Abkühl- beziehungsweise

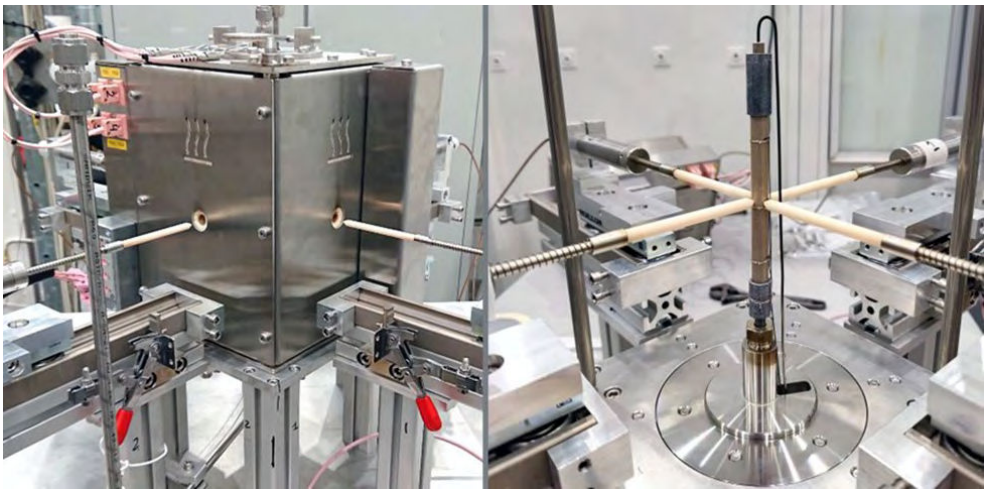


Abbildung 1: Versuchsanlage für Kriechtests mit bestrahlten Brennstäben. Links: mit Ofen und Abdeckung, rechts: ohne Abdeckung. Der Brennstab wird vertikal befestigt und mit Druck beaufschlagt, die Durchmesseränderung in der Stabmitte wird mit vier Sensoren in X- und Y-Richtung überwacht. (Bild: Studsvik)

Aufheizrate oder die kristallographischen Phasen der Hydride betrachtet werden.
Ein in SCIP-V neu untersuchter Aspekt im Hinblick auf das Hüllrohrkriechen ist das Ausglühen der Brennstäbe. Während des Reaktoreinsatzes entsteht eine Vielzahl von mikroskopischen Strahlenschäden im Hüllrohrmaterial, welche aus makroskopischer Sicht die Festigkeit des Materials erhöhen und seine Duktilität verringern. Die Nachzerfallswärme des bestrahlten Brennstoffs kann während der trockenen Zwischenlagerung zu einer starken Aufheizung der Hüllrohre führen, insbesondere während der Trocknungsphase. In der Folge können dadurch die strahleninduzierten Schäden zum Teil wieder ausgeheilt werden, wodurch das Material wieder weicher werden und ein schnelleres Kriechen aufweisen könnte, als bisher für bestrahlte Brennstäbe angenommen wurde. In SCIP-V sollen daher Experimente durchgeführt werden, bei denen das bestrahlte Material ein Ausglühen vor dem eigentlichen Kriechtest erfährt. Für das Ausglühen wurde eine neue Anlage entwickelt, diese ist mittlerweile erfolgreich im Einsatz.
Neben intakten Brennstäben müssen auch Stäbe zwischen- und endgelagert werden, die während ihres Reaktoreinsatzes einen Schaden erlitten haben. Als Folge davon ist Wasser in die Hüllrohre eingedrungen. Dieses kann langfristig die Sicherheit während der Lagerung beeinträchtigen und ist durch die übliche Trocknungsprozedur nur schwer zu entfernen. In SCIP-IV wurde untersucht, ob und unter welchen Bedingungen die Trocknung solcher Stäbe möglich ist. Dafür wurde eine neue Versuchseinrichtung entwickelt und aufgebaut. In SCIP-V sollen mit diesem Versuchsstand aufwändigere Experimente durchgeführt werden, die die Verhältnisse in Brennstäben mit Schaden realistischer nachbilden und auch höhere Temperaturen erreichen können, bei denen nicht nur adsorbiertes, sondern auch chemisch gebundenes Wasser entfernt wird.

Task 2: Loss of Coolant Accident (LOCA)

Bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann sich das Hüllrohr durch die fehlende Kühlung aufblähen (sogenanntes «Ballooning») und anschliessend aufplatzen. Auch der Brennstoff kann dabei fragmentieren oder sogar zerbersten und teilweise aus dem geplatzten Hüllrohr austreten. Bei hoch abgebranntem Brennstoff wird eine besonders feine Fragmentierung beobachtet, die das Austreten des Brennstoffs ins Kühlmittel wahrscheinlicher werden lässt. Auch in diesem Task bauen die experimentellen Arbeiten grösstenteils auf den Ergebnissen aus den früheren Projektphasen SCIP-III und SCIP-IV auf.
Für die Simulation von LOCAs hat Studsvik bereits in der Projektphase SCIP-III zwei verschiedene Anlagen entwickelt. Eine davon versucht, die Bedingungen im Reaktor möglichst genau nachzubilden (integrale LOCA-

Tests). Die andere ist eine einfachere Anlage für Heizversuche, mit der bestimmte Aspekte des Verhaltens von Brennstabsegmenten während LOCAs wie auch während anderer Temperaturtransienten untersucht werden können.

In SCIP-IV wurde festgestellt, dass es für die Feinfragmentierung keinen scharfen Abbrand-Schwellenwert gibt, sondern dass sie durch viele einzelne Einflussfaktoren begünstigt wird, unter anderem durch die Aufheizrate oder das Volumen des freien Gasplenums im Brennstab oberhalb der Brennstoffpellets. Diese Aspekte sollen in SCIP-V in weiteren Versuchsreihen gezielt untersucht werden. Die LOCA-Tests mit Brennstabsegmenten sollen komplementär durch Studien der Mikrostruktur des Brennstoffs mit Elektronenmikroskopie und Massenspektrometrie ergänzt werden, um auch den Mechanismus der Feinfragmentierung besser zu verstehen.

Unter normalen Bedingungen bleiben die Spaltgase grösstenteils in Poren und Bläschen innerhalb der Brennstoffmatrix gefangen. Während eines LOCA kommt es aber aufgrund der starken und raschen Aufheizung zur Freisetzung der Spaltgase in das freie Brennstabvolumen. Das freigesetzte Gas führt zur Erhöhung des Brennstab-Innendrucks (mit Deformation oder Bersten als möglicher Folge) und bestimmt auch den Quellterm gasförmiger Radionuklide beim Austritt. Dabei spielt sowohl die lokal freigesetzte Menge an Spaltgasen als auch die Mobilität dieser Gase durch die ganze Brennstabsäule eine Rolle. Beide Faktoren wurden im Rahmen von SCIP-IV in Abhängigkeit von Temperatur und Abbrand untersucht. Die Experimente sollen auch in SCIP-V fortgesetzt werden, dabei soll auch die für SCIP-IV entwickelte Versuchsanlage weiter verbessert werden.

Task 3: Accident Tolerant Fuel (ATF)

Als Accident Tolerant Fuel (ATF) werden fortschrittliche Brennstäbe bezeichnet, die durch verbesserte Hüllrohrmaterialien und/oder dotierten Brennstoff ein günstigeres Verhalten unter Störfallbedingungen aufweisen. Dieses Thema wurde aufgrund laufender technischer Entwicklungen neu in SCIP aufgenommen. Der Fokus dieses Tasks liegt primär auf dem Verhalten der Hüllrohre; dotierte Brennstoffe werden bereits seit längerer Zeit in Reaktoren eingesetzt und waren auch schon Teil der Untersuchungen seit SCIP-IV. Von besonderem Interesse als ATF-Hüllrohrmaterial sind dabei Zirconium-Legierungen mit einer äusseren Chrom-Beschichtung, welche bereits weltweit in mehreren Anlagen im Testbetrieb eingesetzt werden, unter anderem auch im Kernkraftwerk Gösgen.

In diesem Task ist vorgesehen, bestrahlte Chrom-beschichtete Brennstäbe mit einer Vielzahl mechanischer Testverfahren zu erproben. Dabei sollen die mechanischen Kennwerte des bestrahlten Materials bestimmt und das Verhalten des Grundmaterials und der Beschichtung untersucht werden. Des Weiteren sollen LOCA-Tests mit ATF-Brennstäben durchgeführt und ihr Verhalten mit gewöhnlichen Brennstäben verglichen werden.

Task 4: Modellierung

Die Modellierung hat für SCIP-V vor allem unterstützenden Charakter und beruht grösstenteils auf freiwilligen Beiträgen einzelner Organisationen. Durch Vergleiche der Rechenergebnisse verschiedener Simulationsprogramme untereinander und mit den experimentell ermittelten Werten (sogenannte Benchmarks) können Stärken und Schwächen der implementierten Rechenmodelle und gegebenenfalls Verbesserungsbedarf in den Codes identifiziert werden. Durch einige Teilnehmer wurden Ideen für mögliche relevante Benchmarks vorgestellt, vor allem zu dem Thema Back-End. Studsvik selbst übernimmt dabei die Koordination der Aktivitäten.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten und Aktinoiden in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. Dementsprechend

trägt der Erhalt der Hüllrohrintegrität wesentlich zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Im SCIP-Programm werden aktuelle und mögliche zukünftige Hüllrohr- und Brennstoffmaterialien in Bezug auf ihr Betriebs- und Störfallverhalten untersucht.

Die Ausstattung der Labore und die experimentellen Möglichkeiten bei Studsvik sind im europäischen Vergleich einmalig. Besonders hervorzuheben sind dabei die von Studsvik selbst konstruierten, spezialisierten Versuchsstände und eine grosse Sammlung verschiedener, auch neuartiger und spezieller Testmaterialien. Die Experimente in SCIP sind grundsätzlich so ausgelegt, dass sie unter möglichst realistischen Bedingungen stattfinden, obwohl es sich nicht um Versuche in einem Reaktor (in-pile) handelt. Damit können die Forschungsergebnisse bei der Aufsichtstätigkeit des ENSI direkt einbezogen werden. Ein wesentlicher Vorteil der Heisszellenanlagen von Studsvik ist auch, dass vollständig bestrahlte Brennstäbe aus kommerziellen Leistungsreaktoren inklusive der darin enthaltenen Brennstoffpellets gehandhabt und untersucht werden können. Dies ist insofern von Bedeutung für das ENSI, da sich bei hohen Abbränden, wie sie in der Schweiz üblich sind, ein Verbundsystem von Hüllrohr und Brennstoff bildet, das sicherheitstechnisch ganzheitlich betrachtet werden muss.

Die Ergebnisse werden vom ENSI einerseits für die Beurteilung von Freigabeanträgen im Bereich der Reaktor- und Brennelementtechnik herangezogen, beispielsweise bei der Bewertung von neu in der Schweiz einzusetzenden Brennstoffen oder bei der Begutachtung der Transportfähigkeit und Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente. Andererseits überprüft das ENSI kontinuierlich die geltenden Sicherheitskriterien für den Normalbetrieb sowie für Störfallbedingungen und passt sie dem aktuellen Stand der Wissenschaft an, wenn neuere gesicherte Erkenntnisse vorliegen. Hierzu ist die direkte Teilnahme an Programmen der nuklearen Sicherheitsforschung wie SCIP, welche auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik arbeiten, unentbehrlich.

Ausblick

SCIP-V ist erfolgreich angelaufen, die ersten Versuche begannen bereits im Laufe des Jahres 2025. Bei einigen der Subtasks sind auch Weiterentwicklungen oder Nachrüstungen der Versuchsanlagen bei Studsvik vorgesehen, welche unter Einbeziehung der notwendigen Tests und Validierungen viel Zeit in Anspruch nehmen können. Wie die Erfahrungen aus den vorherigen SCIP-Phasen zeigen, ist die Grosszahl der Ergebnisse erst nach der Halbzeit des Projekts (Ende 2026 für SCIP-V) zu erwarten. Ein noch offener Punkt ist die erfolgreiche Beschaffung spezieller Materialien für einige Versuche, darunter auch des ATF-Brennstoffs.

Eine weitere, unter dem Namen SPARE von Studsvik geführte Aktivität hat das Ziel, eine Auswahl der wissenschaftlich interessantesten Materialien aus dem im Jahr 2018 abgeschalteten Versuchsreaktor in Halden und den heissen Laboren in Kjeller (beides Norwegen) nach Studsvik zu überführen. Dort können sie im Rahmen von SCIP oder anderen Forschungsprogrammen künftig untersucht werden. Nachdem die Zulassung des Transportbehälters im Jahr 2025 erneuert wurde, ist nur noch die Genehmigung seitens der norwegischen Behörden für die Handhabung der Proben einzuholen, welche 2027 erwartet wird. Aufgrund einer Kürzung der Mittel und der starken Verzögerungen des ganzen Vorhabens gegenüber dem ursprünglichen Plan kann im Rahmen von SPARE nur der Transport aus Halden realisiert werden, der ebenfalls erwünschte Transport ab Kjeller muss dann voraussichtlich im Rahmen eines neuen Projekts abgewickelt werden.

1.1.3 NEA CABRI International Project

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR)
ENSI-Projektbegleitung: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR beziehungsweise 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 im DWR, im SWR das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb. Der damit verbundene Auswurf beziehungsweise das Herabfallen des Steuerelements führt zu einem schnellen Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. In der Reaktorauslegung wird dieser Anstieg so begrenzt, dass es zu keinen Brennstabschäden kommt. Da die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt werden und die Datenbasis bei hohen Abbränden klein ist, soll eine Absicherung der Kriterien durchgeführt werden.

Das CABRI International Project wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und der französischen Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR) getragen, welche Anfang 2025 das Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) integriert hat. In diesem Projekt werden am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt. Nach zwei Versuchen an einer mit Natrium gekühlten Testschleife des CABRI-Reaktors wurde dieser auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), um die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen anzugleichen. Mit dem Wasserkreislauf steht eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden drei RIA-Experimente aus den vergangenen Jahren weiter ausgewertet. Bei allen Versuchen kam es wie beabsichtigt zum Filmsieden, allerdings nur für kurze Dauer, wie Thermoelemente und akustische Signale übereinstimmend belegten. Das Wachstum von Hüllrohr und Brennstoffsäule wurde gemessen, ebenso wie die radiale Dehnung. Bei zwei Proben kam es zum Hüllrohrschaden, bei der dritten wurde die Spaltgasfreisetzung bestimmt.

Am 11. Juni 2025 fand ein neuer RIA-Versuch statt, bei welchem ein Brennstabsegment mittleren Abbrands mit einem Innenliner (innere Beschichtung des Hüllrohrs) verwendet wurde. Die RIA-Pulsbreite war wie angestrebt sehr kurz. Filmsieden wurde erreicht. Der Enthalpieanstieg lag im Bereich der Schadensgrenze, es kam aber zu keinem Schaden. Das Hüllrohr wuchs etwas an. Am 13. Oktober 2025 fand ein weiterer RIA-Versuch statt. Das hochabgebrannte Segment hatte ein dicke Oxidschicht und es kam wie geplant zum Schaden. Die Auswertung dieses Tests hat erst begonnen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde 2002 gestartet mit dem Ziel, bis 2007 zwölf RIA-Versuche durchzuführen, inklusive eines Umbaus der mit Natrium gekühlten Testschleife auf Wasserkühlung nach zwei Versuchen. Der Umbau dauerte jedoch viel länger als geplant. Es waren zudem aus behördlichen Auflagen resultierende Nachbesserungen am Reaktor erforderlich, und es mussten seither weitere Probleme behoben werden. Bis Ende 2025 wurden insgesamt acht Versuche durchgeführt. Das Projekt liegt somit sehr weit hinter dem ursprünglichen Zeitplan. Allerdings wurden gerade durch die letzten fünf Versuche sehr wertvolle Daten generiert.

Die im CABRI-Projekt gewonnenen Erkenntnisse dienen dazu, die internationale

Datenbasis zu erweitern und die Modellierungsmethoden zu verfeinern. Basierend auf dieser Datenbasis hatte die U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) 2020 neue RIA-Kriterien in einem Regulierungsleitfaden definiert. Das ENSI hat nach eigener Bewertung die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Anwendbarkeit dieser Kriterien auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Überprüfung fiel positiv aus und die Nachweise wurden umgestellt. Das ENSI konnte die neue Nachweisführung für alle Anlagen freigeben.

Ausblick

Die Auswertung der durchgeführten Versuche wird weiter fortgesetzt werden. Die ASNR hat im Juni 2025 angekündigt, dass sie das Projekt nach den acht inzwischen durchgeführten Versuchen und den zugehörigen Nachbestrahlungs-Untersuchungen bis 2030 abschliessen möchte.

1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels

Projektpartner: Karlsruher Institut für Technologie (KIT), unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Marc Wolff

Einleitung

Ebenso wie das Projekt NEA RBHT (Kapitel 1.5.2) befasst sich das Projekt NEA QUENCH-ATF mit der Wiederbefüllung des Reaktordruckbehälters (RDB) bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA). Allerdings liegt hier der Fokus auf den Materialien der Brennelement-Hüllrohre. Die nach dem Absinken des RDB-Füllstands ganz oder teilweise aus dem Wasser ragenden, stark erhitzten Brennelemente werden vom Wasser abgeschreckt (sogenanntes «Quench»), das durch die Notkühlsysteme zugeführt wird. Um die Auswirkungen dieses Prozesses auf die Hüllrohre abzumildern, setzen die Hersteller der Brennelemente vermehrt auf störfallresistentere Hüllrohrmaterialien. Diese werden international unter der Bezeichnung ATF (Accident Tolerant Fuel) geführt. Aktuell sind Zircaloy-Hüllrohre mit einer äusseren Chrombeschichtung (Cr) im Mikrometerbereich in einigen Anlagen – auch im schweizerischen Kernkraftwerk Gösgen – als Vorläufer-Brennstäbe in geringer Stückzahl im Einsatz.

Die elektrisch beheizte QUENCH-Versuchsanlage des KIT kann Auslegungsstörfälle (Design Basis Accidents, DBA), bei denen Temperaturen unterhalb von 1200 °C herrschen, sowie auslegungsüberschreitende Unfallabläufe (Beyond Design Basis Accidents, BDBA) mit Temperaturen über 1200 °C nachbilden. Dabei wird das chemische, mechanische und thermohydraulische Verhalten des Hüllrohrmaterials und der Strukturmaterialien von Brennelementen untersucht. Die bisherigen Versuche wurden mit herkömmlichen Hüllrohr- und Strukturmaterialien durchgeführt. Im Rahmen der hier beschriebenen Versuchsreihe sollen drei Quench-Versuche mit störfallresistenteren Hüllrohrmaterialien durchgeführt werden. Für die Versuchsanordnung werden jeweils 24 Hüllrohre zu einem Bündel vereint. Um einen definierten Abstand der Hüllrohre zueinander zu gewährleisten, werden diese mit metallischen Abstandhaltern versehen. Ferner werden Messmittel wie zum Beispiel Thermoelemente in das Bündel eingebracht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurde kein Versuch durchgeführt. Dies lag darin begründet, dass die Anlage im Jahr 2024 teilweise durch ein nicht zur Untersuchungsreihe gehörendes Langzeitexperiment belegt war. Daher konnte der zweite Versuch erst im August 2024 durchgeführt werden, was zur Folge hatte, dass sich dadurch der dritte Versuch aufgrund der komplexen Vorbereitung des Bündels ins Jahr 2026 verschiebt.

Parallel wurden die ausgiebigen Untersuchungen des ersten und zweiten Versuchs zur Verifizierung der Korrektheit der Rechenmodelle weitergeführt. Die Ergebnisse sind vielversprechend, müssen jedoch noch gegen die Ergebnisse des dritten Versuchs validiert werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohrintegrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Im QUENCH-ATF-Programm werden mögliche zukünftige Hüllrohrmaterialien in Bezug auf ihr Störfallverhalten untersucht. Die Ergebnisse werden vom ENSI für die Beurteilung von neu in der Schweiz eingesetzten, weiter entwickelten Hüllrohrmaterialien verwendet. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware weiterentwickelt.
Das Projekt läuft bezüglich der technischen Aspekte gut. Es gab jedoch Verzögerungen aufgrund des oben erwähnten Langzeitprojekts.

Ausblick

Im Frühjahr 2026 soll der dritte Versuch mit einem Bündel aus 24 chrombeschichteten Hüllrohren, welche ein alternatives Beschichtungsverfahren durchlaufen haben, unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen stattfinden. Ziel ist insbesondere, die Auswirkungen unterschiedlicher Beschichtungsverfahren miteinander zu vergleichen.
Aufgrund der bisherigen Ergebnisse und eines wachsenden internationalen Interesses an weiteren Versuchen soll die Anlage nun doch nicht stillgelegt werden. Stattdessen ist eine zweite Phase mit wiederum drei Versuchen vorgesehen. Erste Gespräche dazu fanden bereits statt.

1.1.5 ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Yan Wang
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Vor dem Hintergrund der aktuellen Kernenergieverordnung und des zunehmenden Alters der Schweizer Kernkraftwerke liegt der Schwerpunkt der vom ENSI geförderten werkstoffbezogenen regulatorischen Sicherheitsforschung auf der Beurteilung und Sicherstellung der Integrität des Primärkühlkreislaufs und der Containment-Strukturen im Zusammenhang mit der Werkstoffalterung.
Das Projekt ASSET wurde Anfang 2024 als dreijähriges Forschungsprogramm gestartet und ist die Fortsetzung des LEAD-II-Projekts. ASSET befasst sich in vier Teilprojekten mit materialwissenschaftlichen Fragestellungen, die insbesondere für die Spannungsrisskorrosion und die Ermüdung von Strukturwerkstoffen in Kernkraftwerken relevant sind. Ziel ist es, ein umfassendes Verständnis der Mechanismen zu entwickeln, die die Materialalterung und Rissbildung unter den Bedingungen des Langzeitbetriebs beeinflussen. Eine genaue Kenntnis dieser Mechanismen ist für die Bewertung der strukturellen Integrität von Komponenten wie Druckbehältern und Rohrleitungen unerlässlich. Anlass für die neuen Aktivitäten waren die jüngsten Vorfälle von Spannungsrisskorrosion in Edelstahl-Rohrleitungen von französischen Druckwasserreaktoren (DWR) sowie das wachsende Interesse an fortschrittlichen additiven Fertigungstechnologien für Ersatzteile, Reparaturen und Wartung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Initiierung von Spannungsrisskorrosion in der Nickelbasislegierung Alloy 182 und Massnahmen zu deren Reduzierung

In diesem Teilprojekt wird das Verfahren des Cavitation Peening (CP) zur Minderung von Spannungsrisskorrosion (Stress Corrosion Cracking, SCC) untersucht. Dabei handelt es sich um ein neues schussloses Strahlverfahren, das hohe Druckeigenspannungen in die Oberfläche einbringt. Für eine erfolgreiche SCC-Minderung muss die Oberflä-

che frei von Defekten sein. Zudem müssen die eingebrachten Druckspannungen eine ausreichende Eindringtiefe und Grösse aufweisen, damit die resultierende Gesamtspannung sicher unterhalb der Schwellenspannung für SCC liegt. Die primären Ziele dieses Teilprojekts bestehen darin, die Beständigkeit dieser Druckeigenspannungen sowie der damit verbundenen mikrostrukturellen Veränderungen unter den Bedingungen des Langzeitbetriebs in Hochtemperaturwasser (HTW) zu bewerten und den Minderungseffekt auf SCC zu quantifizieren. Zu diesem Zweck wurden zwei 13 mm dicke Schweissplatten aus Alloy 182, die durch Auftragsschweissen hergestellt wurden, einer finalen industriellen Oberflächenbearbeitung (as-machined) unterzogen. Anschliessend wurden Teile dieser Platten einer CP-Behandlung (as-peened) unterzogen.

Die Stabilität der Oberflächen-Mikrostrukturen und der Druckeigenspannungen der Proben wurde durch eine thermische Alterung in Luft und Dampf bei 400 °C sowie durch eine Exposition in hydriertem, neutralem und hochreinem HTW bei 320 °C über Zeiträume von drei bis zwölf Monaten getestet. Direkte Messungen der Eigenspannungen mittels Röntgenbeugung (XRD) sowie indirekte Charakterisierungen deuteten auf eine gewisse Relaxation der Druckeigenspannungen in den CP-Proben im Tiefenbereich von 300 bis 1000 µm hin. Zusätzliche Messungen mit der Mikrobohrloch-Methode konnten diesen Trend jedoch nicht bestätigen. Insgesamt zeigte sich eine sehr hohe Stabilität in HTW. Weder die Dicke der stark verformten Oberflächenschicht noch die Oberflächenhärte zeigten durch die Exposition signifikante Änderungen.

Auch das Oxidationsverhalten und die dabei entstehenden Oxidfilme wurden detailliert untersucht. Dabei zeigt sich, dass die auf den as-machined- und den CP-Oberflächen in hydriertem HTW gebildeten Oxidfilme sehr ähnlich sind. Sie bestehen aus einer schützenden, kompakten inneren Schicht an der Metall-Oxid-Grenzfläche und einer äusseren Schicht, die durch gelöste Ionen gebildet wird. Mittels Mikro-Raman-Spektroskopie konnten gemischte Spinelle ($NiFe_2O_4$, $NiCr_2O_4$, $FeCr_2O_4$) sowie NiO nachgewiesen werden. CP-Oberflächen wiesen tendenziell leicht dünnere Oxide und geringfügig höhere Chromgehalte auf. Diese weisen eine höhere Versetzungsdichte auf, was zu einem feineren und defektärmeren inneren Oxidfilm führt. Die elektrochemische Impedanzspektroskopie zeigte, dass die Impedanzmodule und Defektdichten beider Oberflächen mit der Zeit ab- bzw. zunehmen. Dies deutet auf eine Degradation der Schutzwirkung hin.

SCC-Initiierungstests wurden mittels 3-Punkt-Biegung an 17 Proben in simulierten DWR-Umgebungen bei 320 °C sowie in Siedewasserreaktor-Umgebungen (SWR) mit Wasserstoff-Fahrweise bei 290 °C durchgeführt. Die Ergebnisse bestätigten, dass CP-behandelte Proben eine signifikant geringere SCC-Anfälligkeit aufweisen. Dies zeigte sich durch höhere Initiierungslasten oder längere Zeiten bis zur Rissbildung. Für voroxidierte CP-Proben werden derzeit Analysen mit der Finite-Elemente-Methode durchgeführt, um die komplexen Spannungszustände und deren Umverteilung während der Belastung besser zu verstehen.

Teilprojekt II: Temporäre Sauerstoff- und mechanische Transienten bei der Initiierung von SCC in nichtrostenden Stählen

Das Ziel dieses Teilprojekts besteht darin, zu klären, ob kurzzeitige Sauerstofftransienten und mechanische Lastschwankungen die Initiierung von Spannungsrisskorrosion (SCC) sowie das anschliessende Kurzrisswachstum in nichtrostenden Stählen unter Druckwasserreaktor-Bedingungen begünstigen.

In einer Testmatrix wurde zunächst der Einfluss geringer Sauerstoffmengen auf das freie Korrosionspotenzial (ECP) untersucht. Die Ergebnisse zeigten, dass bereits geringe Mengen Sauerstoff in einer ansonsten wasserstofffreien Umgebung das Potenzial des Stahls um mehrere hundert Millivolt verschieben und somit korrosive Bedingungen schaffen können. Nach einem Wechsel von sauerstoffhaltigem zu hydriertem Wasser

bleiben die erhöhten Potenziale für ein bis zweieinhalb Tage bestehen. In spaltähnlichen Geometrien, wie sie in Rissen vorliegen, kann dieser Zustand sogar noch länger anhalten.

Um die Auswirkungen auf die Materialintegrität zu quantifizieren, wurde ein umfangreiches Versuchsprogramm mit scharf gekerbten bruchmechanischen Proben durchgeführt. Diese Proben simulieren geometrische Unstetigkeiten, wie sie beispielsweise an Schweissnahtwurzeln auftreten können. Als Material diente zunächst ein kaltverformter 316L-Stahl, der die Eigenschaften einer wärmebeeinflussten Zone repräsentiert. Die Versuche wurden bei 290 °C sowohl in sauerstoffhaltigem Wasser (100 ppb) als auch in hydriertem Wasser durchgeführt. Dabei waren die Proben entweder einer konstanten Last oder einer periodischen Teilentlastung (PPU) ausgesetzt, um betriebliche Lastschwankungen zu simulieren. Die Ergebnisse in sauerstoffhaltigem Wasser bestätigten die beschleunigende Wirkung der Transienten. Während unter konstanter Last erste Anrisse nach etwa 510 bis 600 Stunden detektiert wurden, verkürzte die PPU diese Zeit signifikant auf 330 bis 370 Stunden. Auch die anschliessende Risswachstumsgeschwindigkeit lag unter den transienten Lastbedingungen etwa doppelt so hoch wie unter statischer Last. Die Risse verliefen dabei fast ausschliesslich entlang der Korngrenzen. Das bestätigt, dass der Korrosionsmechanismus dominanter ist als die reine Ermüdung.

Ein wichtiger vergleichender Befund ergab sich aus parallel ausgelagerten Proben, die zu einer U-Form gebogen wurden. Diese glatten Proben wurden einer sehr hohen Dehnung von 22 % ausgesetzt, zeigten jedoch selbst nach einer sehr langen Versuchsdauer von 3400 Stunden keinerlei Rissbildung. Dies bestätigt, dass das Material an sich sehr widerstandsfähig ist und erst das Zusammenwirken von geometrischen Kerben, welche hohe lokale Spannungskonzentrationen verursachen, und chemisch-mechanischen Transienten zu der beobachteten schnellen Schädigung führt.

Zusammenfassend zeigen die Daten, dass die Vermeidung von Sauerstoff und die Minimierung von Lastwechseln essenziell sind, da deren Kombination die Lebensdauer von Komponenten mit geometrischen Unstetigkeiten drastisch reduzieren kann.

Teilprojekt III: Umweltbedingte Ermüdung (Environmentally-Assisted Fatigue, EAF) von nichtrostendem Stahl

Die aktuellen Bewertungsverfahren für die umweltbedingte Ermüdung basieren überwiegend auf reinen zyklischen Versuchen. Im realen Kraftwerksbetrieb treten jedoch lange Phasen statischer Belastung (Haltezeiten) zwischen Lastwechseln auf. Es besteht die Unsicherheit, ob zusätzliche Schädigungsmechanismen wie Kriechverformung, wasserstoffinduzierte Versprödung oder Rissspitzenabstumpfung während dieser Haltezeiten die Lebensdauer beeinflussen. Ziel dieses Projekts ist es, diese «Haltezeiteffekte» unter realistischen Bedingungen zu quantifizieren und unnötige Konservativitäten in Regelwerken wie NUREG/CR-6909 zu identifizieren.

Zu diesem Zweck wurden isotherme Blocksequenzversuche in 300 °C heissem hydriertem HTW durchgeführt. Die Belastungssequenz bestand aus 360 Dehnungszyklen, die durch 48-stündige Haltezeiten bei einer konstanten Zugspannung von 150 MPa unterbrochen wurden. Diese Spannung liegt oberhalb der Streckgrenze des Materials bei Betriebstemperatur und schafft somit realistische Bedingungen für Kriechprozesse und Rissöffnung. Die Versuche deckten verschiedene Dehnungsamplituden (0,3–0,7 %) und Dehnungsraten ab.

Die Versuche zeigten, dass lange statische Haltezeiten keinen signifikanten Einfluss auf die EAF-Lebensdauer haben. Trotz der hohen statischen Last und der langen Expositionsdauer konnten keine Anzeichen von Spannungsrisskorrosion (SCC) festgestellt werden. Die Bruchflächen wiesen ausschliesslich transkristalline Ermüdungsmerkmale auf. Die Befunde deuten somit darauf hin, dass die aktuellen Bewertungsverfahren, die auf reinen zyklischen Tests

basieren, die Schädigung im realen Betrieb adäquat und konservativ abdecken.
Die Ergebnisse liefern wichtige Argumente für die Integritätsbewertung im Langzeitbetrieb. Sie bestätigen, dass die Vernachlässigung von Haltezeiteffekten bei der Ermüdungsbewertung von austenitischen Stählen in wasserstoffhaltigem SWR-Wasser gerechtfertigt ist. Somit sind reine Ermüdungstests ausreichend, um die Bauteilintegrität auch unter komplexen Lastkollektiven zu gewährleisten.

Teilprojekt IV: Spannungsrisskorrosion bei additiv gefertigten, nichtrostenden Stählen

Die additive Fertigung (AM) – insbesondere das Laser-Pulverbettverfahren (LPBF) – gewinnt für die Beschaffung von Ersatzteilen und Lösungen für den Fall von veralteten, heute nicht mehr produzierten Komponenten in Kernkraftwerken zunehmend an Bedeutung. Eine Herausforderung für die regulatorische Zulassung sicherheitsrelevanter AM-Komponenten ist jedoch das fehlende Wissen über ihr Langzeitverhalten unter Reaktorbedingungen. Insbesondere muss geklärt werden, ob die besonderen mikrostrukturellen Eigenschaften von AM-Werkstoffen (wie Schichtaufbau, Porosität, Eigenspannungen) zu einer erhöhten Anfälligkeit für Spannungsrisskorrosion führen.
Im Rahmen eines internationalen Ringversuchs wurden 316L-Proben, die mittels LPBF hergestellt wurden, in simulierten DWR- und SWR-Umgebungen untersucht. Dabei kamen insbesondere langsame Dehnratenversuche (Constant Extension Rate Tests, CERT) und SCC-Initiierungstests an Flachzugproben in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser zum Einsatz. Diese aggressiven Bedingungen wurden gewählt, um potenzielle Schwachstellen des Materials in kurzer Zeit zu identifizieren (Screening-Tests).
Die Tests lieferten keine Hinweise darauf, dass additiv gefertigter 316L-Stahl anfälliger für SSC ist als konventionell geschmiedetes Material. Teilweise wiesen die AM-Proben in den Kurzzeittests sogar eine geringere Rissanfälligkeit und höhere Schwellenspannungen auf als das konventionelle Referenzmaterial. Die Ergebnisse waren zwischen den verschiedenen Laboren konsistent, was für die Robustheit des LPBF-Prozesses spricht.
Die ersten Ergebnisse sind äusserst vielversprechend und deuten darauf hin, dass additiv gefertigte Komponenten aus korrosionschemischer Sicht für den Einsatz im Primärkreis geeignet sein könnten. Es ist jedoch zu beachten, dass die Erkenntnisse, die aus kleinen Proben gewonnen wurden, nicht ungeprüft auf komplexe Bauteile übertragen werden können, da dort fertigungsbedingte Eigenspannungen eine kritischere Rolle spielen können. Weitere Langzeituntersuchungen sind daher geplant.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Schweizer Kernenergiegesetzgebung sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Die Entscheidung für einen sicheren Betrieb basiert somit primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld sind die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten von entscheidender Bedeutung. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtig für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen.
Die Expertise der PSI-Expertinnen und -Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion, wird immer wieder in die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit einbezogen. Dank der guten Vernetzung des Projekts mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen (INCEFA-SCALE, POEAM, SAFER LOAD, FRACTESUS) werden die Ergebnisse des ASSET-Projekts auch bei der Überarbeitung internationaler Standards einfliessen und die Programme werden sich sinnvoll ergänzen. Durch die enge Einbindung in internationale Projekte bleibt die Schweizer Forschung auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Die im Jahr 2025 erzielten Fortschritte sind beträchtlich. Die Ergebnisse liefern wichtige Erkenntnisse für die regulatorische Arbeit: Die Bestätigung der Stabilität von Druckeigenspannungen stärkt das Vertrauen in die CP-Behandlungsmethode. Der Nachweis, dass temporäre Sauerstoff- und Lasttransienten SCC beschleunigen, ist für das Alterungsmanagement in Schweizer DWRs von direkter Relevanz. Die ersten positiven Ergebnisse zu AM-Stählen unterstützen das ENSI beim Aufbau von Bewertungskompetenzen.

Ausblick

Für das Jahr 2026 wird der Fokus auf den Teilprojekten II bis IV liegen. Das neue internationale Projekt ASSIST wird ab 2026 die Arbeiten zu SCC in nichtrostenden Stählen massgeblich unterstützen. Geplant sind weitere Tests mit realen Schweissnahtproben und variablen Umweltbedingungen. Ein wichtiger Meilenstein im Frühjahr 2026 wird ein Seminar für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber sein, in dem die Erkenntnisse zu SCC an nichtrostenden Stählen präsentiert werden. Das Projekt ASSET wird voraussichtlich im April 2027 mit dem Schlussbericht abgeschlossen.

1.1.6 PIONIC II – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)
Schweizer Auftragnehmer: Nuklearinspektorat des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N)
ENSI-Projektbegleitung: Martina Suty

Einleitung

Das internationale Projekt PIONIC-II (Program for Investigation of Non-destructive Examination by International Collaboration) wurde als Fortsetzung von PIONIC-I im Jahr 2023 gestartet. Das Projekt ist auf eine Laufzeit bis Ende Juli 2027 ausgelegt und verfolgt das Ziel, die internationale Zusammenarbeit bei der Erforschung moderner Prüftechniken und Technologien für die Inspektion, Fehlererkennung und Fehlergrössenbestimmung mittels zerstörungsfreier Prüfung (ZfP) von sicherheitsrelevanten Komponenten in Kernkraftwerken zu stärken.

Das Vorhaben baut auf einer Reihe vorausgegangener Projekte auf, die ihren Ursprung in Initiativen zu Ringversuchen und der Analyse des Fehlerdetektionsvermögens von Ultraschallprüftechniken an austenitischen und Mischschweissnähten hatten, unter anderem in den Projekten PINC und PARENT. Bereits PIONIC-I ging über die Durchführung und Auswertung klassischer Ringversuche hinaus und ermöglichte einen vertieften Austausch zu Fehlermorphologien, deren Einfluss auf ZfP-Anzeigen sowie zu modernen Auswerte- und Bewertungsmethoden. Ergänzend wurden Simulationstechniken und die Probability-of-Detection-(POD)-Methodik zur quantitativen Leistungsbewertung von Prüftechniken behandelt.

In PIONIC-II liegt der Schwerpunkt auf der Nutzung innovativer Technologien wie maschinellem Lernen (Machine Learning), fortgeschrittenen Ultraschallprüftechniken mit Prüfkopfarrays, insbesondere Full Matrix Capture (FMC), sowie den zugehörigen Rekonstruktionsverfahren wie der Total Focusing Technique (TFM). Das Projekt ist in drei grundlegende Teilprojekte gegliedert:

- Teilprojekt 1: Machine Learning Applications
- Teilprojekt 2: Advanced UT Techniques and Technologies
- Teilprojekt 3: Emerging Technologies and Other Topics

Die internationale Beteiligung an PIONIC-II umfasst Aufsichtsbehörden, Unternehmen, Universitäten und Forschungseinrichtungen aus Finnland, Südkorea, Schweden, der Schweiz, den USA, Deutschland sowie seit 2025 auch Japan. Das ENSI ist durch Forschungsarbeiten des Labors für Zerstörungsfreie Prüfung des SVTI-N aktiv am Projekt beteiligt. Neben neu erhobenen Daten werden weiterhin Messdaten aus Vorgän-

gerprojekten genutzt, insbesondere für die Entwicklung und Evaluierung von Machine-Learning-Modellen sowie zur Untersuchung und Validierung fortgeschrittener Rekonstruktionsalgorithmen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach dem erfolgreichen Start der Teilprojekte in den Jahren 2023 und 2024 wurden die Arbeiten im Berichtsjahr 2025 konsequent fortgeführt und weiter vertieft. Ziel des Projekts ist es weiterhin, nationale Forschungsaktivitäten der teilnehmenden Staaten zu bündeln, Synergien zu schaffen und eine koordinierte internationale Bearbeitung zentraler technisch-wissenschaftlicher Fragestellungen zu ermöglichen.

Im Jahr 2025 fanden zwei Projekttreffen statt. Ein Präsenztreffen wurde im Juni 2025 in Hollywood, Kalifornien, USA, durchgeführt. Ein weiteres Präsenztreffen fand im Dezember 2025 bei der schwedischen Aufsichtsbehörde SSM in Solna statt. Diese Treffen ermöglichten einen intensiven fachlichen Austausch zwischen den Projektpartnerinnen und -partnern, die Abstimmung laufender Forschungsarbeiten sowie die gemeinsame Diskussion neuer Ergebnisse und zukünftiger Arbeitsschwerpunkte. Der direkte Dialog trug wesentlich zur Harmonisierung der Vorgehensweisen und zur Konsolidierung eines gemeinsamen Verständnisses neuer Technologien bei.

Im Folgenden werden die Aktivitäten und Fortschritte in den einzelnen Teilprojekten zusammengefasst.

Teilprojekt 1: Machine Learning Applications

Im Teilprojekt 1 wurde die Untersuchung des Potenzials von Machine-Learning-Technologien für die Analyse von ZfP-Daten im Jahr 2025 weiter intensiviert. Der Schwerpunkt lag wie bisher auf der Anwendung von Machine Learning in der Ultraschallprüfung, insbesondere auf der automatisierten Detektion, Klassifizierung und Charakterisierung von Fehleranzeigen.

Seitens des SVTI-N wurde die eigenständige Implementierung und Untersuchung von Deep-Learning-Architekturen zur Analyse von Ultraschalldaten in Wallisellen fortgeführt. Die hierfür verwendeten Datensätze stammen aus Messungen an Testkörpern mit realistischen Testfehlern. Ein besonderer Fokus lag dabei auf einem Testkörper, der im Vorgängerprojekt PARENT durch das ENSI initiiert wurde und reale Fehler aus Spannungsrisskorrosion beinhaltet, welche vor einigen Jahren am Paul Scherrer Institut in Villigen erzeugt wurden. Diese Datensätze sind aufgrund ihrer realistischen Fehlermorphologien von hohem wissenschaftlichem Wert, wenngleich die Anzahl der verfügbaren Fehler begrenzt ist.

Auf Basis dieser Daten wurden Konzepte zur Datenaugmentierung untersucht. Aufgrund der sehr geringen Anzahl realer Fehler konnte dies bislang nur in konzeptioneller Form erfolgen. Dennoch liefern diese Untersuchungen wichtige Erkenntnisse für die zukünftige Kombination realer und künstlich erzeugter Datensätze. Die Datenbasis wird weiterhin im Projekt PIONIC-II genutzt und stellt eine wertvolle Grundlage für die Evaluierung vielversprechender Modellarchitekturen dar, die aktuell im internationalen Projektteam diskutiert werden.

Parallel dazu wurde der Ansatz des Unsupervised Learning durch den SVTI-N weiterverfolgt: Neben der Anomaliedetektion auf Basis von Autoencoder-Architekturen wurden auch alternative Methoden, insbesondere Clustering-Algorithmen, untersucht. Im Hinblick auf eine mögliche Verwendbarkeit werden die Plausibilität, Nachvollziehbarkeit und Interpretierbarkeit der Ergebnisse untersucht und bewertet. Ein Fokus lag dabei auf Aspekten der Explainable AI, das heisst möglichst nachvollziehbaren Modellen, um die Transparenz und Akzeptanz solcher Verfahren für sicherheitsrelevante Anwendungen zu erhöhen. Ein weiterer wesentlicher Arbeitsschwerpunkt im Jahr 2025 war die beginnende Evaluierung einer kommerziellen KI-Lösung. Diese Untersuchung erfolgte insbesondere im Hinblick auf den Einsatz in der Ultraschallprüfung von Mischnähten.

Hierfür wurden verschiedene Datensätze herangezogen, die an Testkörpern mit realistischen Fehlern aufgenommen wurden. Die Bewertung umfasste sowohl die Handhabbarkeit der Lösung als auch deren Zuverlässigkeit, insbesondere hinsichtlich der vollständigen Fehlerdetektion, der korrekten Fehlercharakterisierung und der Fehlergrössenbestimmung. Zur objektiven Bewertung werden quantitative Kriterien entwickelt, die sich an etablierten Ansätzen der Qualifizierung konventioneller Prüfsysteme orientieren.

Ergänzend wurde die kommerzielle KI-Lösung auch für Anwendungen der indirekten Sichtprüfung (VT) evaluiert, also für die automatische Risserkennung in Videoaufnahmen. Auch hierfür wurde ein strukturiertes Bewertungssystem implementiert, das eine nachvollziehbare und aussagekräftige Beurteilung der Leistungsfähigkeit ermöglicht. Die bisherigen Ergebnisse dieser Untersuchungen sind bemerkenswert, die Bewertung ist jedoch noch nicht abgeschlossen und wird im Jahr 2026 weitergeführt.

Ein neuer Aspekt ist der Beginn der Implementierung SVTI-eigener, angepasster Machine-Learning-Modelle über den bestehenden Funktionsumfang der kommerziellen KI-Lösung hinaus. Dieser Ansatz eröffnet neue Perspektiven für domänenspezifische Anwendungen in diversen Bereichen der Nuklearindustrie und wird im Jahr 2026 weiter vertieft.

Teilprojekt 2: Advanced UT Techniques and Technologies

Im Teilprojekt 2 wurden die Arbeiten zur Bewertung fortgeschrittener Ultraschallprüftechniken (Advanced UT Techniques and Technologies) im Jahr 2025 weitergeführt. Der Fokus lag weiterhin auf Verfahren, die auf FMC (Full Matrix Capture) und TFM (Total Focussing Method) basieren und die Datenanalyse verbessern, sowie auf der Untersuchung der Robustheit verschiedener Rekonstruktionsalgorithmen.

Seitens des SVTI wurde die Studie zur Robustheit von TFM-Algorithmen, insbesondere solche des Delay-and-Sum-(DAS) und des Delay-Multiply-and-Sum-(DMAS), auf Basis von Simulationen mit dem Rechenprogramm CIVA weiter vertieft. Ziel dieser Untersuchungen ist es, den Einfluss unterschiedlicher Prüfparameter, Materialeigenschaften und Störgrössen auf die Stabilität und Aussagekraft systematisch zu analysieren.

Ein wesentlicher Bestandteil der Arbeiten im Jahr 2025 war die internationale Koordination der zu untersuchenden Prüftechniken und Szenarien zwischen den Projektpartnern. Diese Abstimmung ermöglicht vergleichbare Untersuchungen und trägt zur Harmonisierung der Ergebnisse bei. Die Nutzung simulierter Datensätze erlaubt dabei eine kontrollierte Variation einzelner Einflussgrössen und unterstützt eine fundierte Bewertung der Algorithmen.

Teilprojekt 3: Emerging Technologies and Other Topics

Aktuelle und neue Themen im Bereich ZfP werden generell in Teilprojekt 3 behandelt. Die im Vorjahr identifizierten Fragestellungen zur zerstörungsfreien Prüfung additiv gefertigter Bauteile bleiben weiterhin relevant. Gewonnene Erkenntnisse aus internationalen Studien bilden eine wichtige Grundlage für die Weiterentwicklung geeigneter Prüfstrategien und werden im Projektkontext weiter diskutiert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI nutzt die Ergebnisse des Projekts PIONIC-II im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit, insbesondere bei der Bewertung von Instandhaltungskonzepten und Prüfsystemen für austenitische Schweissnähte und Mischnähte in Schweizer Kernkraftwerken. Dabei werden sowohl Erkenntnisse aus der Qualifizierung eingesetzter Prüftechniken als auch der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigt.

Die im Projekt behandelten Themen des Machine Learning, der Künstlichen Intelligenz sowie der fortgeschrittenen Ultraschallprüftechniken besitzen für das ENSI eine hohe Relevanz, da zunehmend KI-ge-

stützte Prüflösungen in der Praxis eingesetzt werden. Die fundierte wissenschaftliche Bewertung dieser Ansätze im Rahmen von PIONIC-II leistet einen wichtigen Beitrag zur Identifikation von Chancen und Risiken und unterstützt eine fach- und zielgerichtete aufsichtsrechtliche Beurteilung.

Ausblick

Im kommenden Berichtsjahr wird die automatisierte Fehlererkennung in der ZfP weiterhin einen zentralen Schwerpunkt des Projekts darstellen. Insbesondere wurde im Berichtsjahr 2025 die hohe Relevanz des Einsatzes KI-generierter Ultraschalldaten als Basis für das Training entscheidungsrelevanter Deep-Learning-Modelle identifiziert. Dieser Aspekt gewinnt vor dem Hintergrund begrenzter realer Messdaten zunehmend an Bedeutung, insbesondere für sicherheitsrelevante Anwendungen, bei denen robuste und verlässliche Entscheidungsgrundlagen erforderlich sind.

Auf Basis der Arbeiten im Projekt PIONIC-II soll dieses Thema gezielt und strukturiert untersucht werden. Eine entsprechende Studie zur Generierung, Bewertung und Nutzung synthetischer Ultraschalldaten für das Training und die Validierung von Deep-Learning-Modellen wird innerhalb des Projekts initiiert und insbesondere durch das Schweizer Projektteam (ENSI und SVTI) koordiniert. Ziel ist es, den Nutzen, die Grenzen sowie die Zulässigkeit solcher Ansätze systematisch zu bewerten und Kriterien für deren zukünftigen Einsatz abzuleiten.

Die im Jahr 2025 begonnenen Untersuchungen zu Deep-Learning-Architekturen, Unsupervised-Learning-Ansätzen sowie zur Evaluierung kommerzieller und SVTI-eigener KI-Lösungen werden parallel dazu fortgeführt und vertieft. Ein besonderer Fokus liegt dabei auf der Übertragbarkeit der Modelle auf reale Prüfszenarien sowie auf der Nachvollziehbarkeit der Ergebnisse.

Im Teilprojekt 2 werden die Untersuchungen zu FMC- und TFM-basierten Verfahren weiter ausgebaut. Die Kombination von Simulationen und experimentellen Daten soll eine fundierte Bewertung der Robustheit, Stabilität und Einsatzgrenzen der Algorithmen ermöglichen.

Teilprojekt 3 bietet auch weiterhin die Flexibilität, neue relevante Entwicklungen im Bereich der ZfP aufzugreifen und in den internationalen Austausch einzubringen.

1.1.7 INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Daniel Reitz, Rainer Ahlfänger, Kim von Allmen
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR und SWR) werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Das INOWAC-Projekt (Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials) ist im Wesentlichen die Nachfolge des ZINC-Projekts von 2019 bis 2023. Gegenstand der Untersuchung war der Einfluss der Einspeisung von Zink (Zn) auf die Initiierung der Spannungsrisskorrosion (SpRK) sowie das Wachstum bereits vorhandener Risse. Hierzu wurden zwei wichtige Strukturmaterialien des Primärkreises unter Druckwasser- und Siedewasserbedingungen untersucht, nämlich die Nickellegierung Alloy 182 und der rostfreie Stahl AISI 316L. Zudem wurden die Zusammensetzung, die Struktur, die mechanischen Eigenschaften und die Repassivierungskinetik von Oberflächen und Rissflanken-Oxidschichten mit und ohne Zn-Einspeisung charakterisiert.

Im Vorgängerprojekt ZINC konnte gezeigt werden, dass die Zn-Einspeisung die Schädigung von Strukturmaterialien durch SpRK abschwächt. Die Zugabe von 40 ppb Zn zum Reaktorwasser (DWR- und SWR-Bedingungen) bewirkt eine Verzögerung der Rissinitiierung bei Alloy 182. Eine Zugabe von 15 ppb Zn zeigt einen weniger ausgeprägten Einfluss.

Die Zn-Zugabe führt zu dünneren und kompakteren Oxidschichten für beide Werkstoffe und unter beiden Umgebungsbedingungen. Dies ist eine wichtige Voraussetzung für den Widerstand gegen SpRK. Zn-Atome werden in die inneren Oxidschichten eingebaut, was dazu führt, dass die Oxidschichten eine bessere Schutzwirkung gegen fortschreitende Oxidation besitzen. Dies konnte anhand von elektrochemischen Messungen nachgewiesen werden. Die Ergebnisse des Projekts ZINC sind in den beiden Referenzen [1], [2] und im Projektabschlussbericht der Forschungsstelle [3] zusammengefasst.
Die systematischen Untersuchungen des Einflusses der Zn-Zugabe zum Reaktorwasser unter SWR- und DWR-Bedingungen auf die SpRK wird im INOWAC-Projekt, welches seit 2023 läuft, fortgesetzt. Insbesondere wurden die Prüfbedingungen mehr an die tatsächlichen Bedingungen laufender Schweizer Kernkraftwerke angepasst. Dies umfasst niedrigere Zn-Konzentrationen unterhalb von 15 ppb sowie verlängerte Behandlungszeiten. Die Ergebnisse sollen dazu verwendet werden, den positiven Einfluss von Zn quantifizieren zu können und beispielsweise Risswachstumskurven für die untersuchten Werkstoffe zu erstellen. Ein zweites, untergeordnetes Projektziel betrifft die Beantwortung offener Fragen bezüglich der kombinierten Einspeisung von Platin im Rahmen des Online NobleChem™ (OLNC)-Verfahrens und Zink.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Forschungsarbeiten im Berichtsjahr 2025 hatten den Fokus auf der Durchführung von SpRK-Versuchen an Proben aus rostfreiem Stahl CW 316L mit Zn-Konzentrationen von 10, 15 und 40 ppb. Es folgten Versuche zur Rissinitiierung unter konstanter sowie mit zunehmender Beanspruchung, welche mit Kompaktzugproben (CT-Proben) durchgeführt wurden. Weiterhin wurden Couponproben aus rostfreiem Stahl 316L für einen Zeitraum von zwei Wochen unter den gleichen Bedingungen ausgelagert. Die dabei gebildeten Oxidschichten wurden aufgearbeitet und mit verschiedenen mikroskopischen Techniken charakterisiert.
Die Versuche wurden sowohl unter den wasserchemischen Bedingungen eines Siedewasserreaktors (Wasserstoff-Fahrweise) als auch unter denen eines Druckwasserreaktors durchgeführt. Unter SWR- Bedingungen wurde auch ohne Zinkzugabe keine Rissbildung beobachtet. Eine weitere Untersuchung, ob Zink die Rissbildung beeinflusst, hat sich daher erübrigt.
Unter DWR-Bedingungen ohne Zinkzugabe zeigten die Proben aus rostfreiem Stahl CW 316L eine frühe Rissbildung. Bei einer Zugabe von 5 ppm Zink war kein Effekt erkennbar. Ab Zink-Konzentrationen von 15 ppb konnte jedoch eine klare zeitliche Verzögerung der Rissbildung nachgewiesen und beobachtet werden, dass bei den Versuchen mit zunehmender Beanspruchung die Rissbildung später und bei höheren Kerbspannungen auftritt. Damit wurde ein ähnlich positiver Einfluss einer Zn-Zugabe auf die Rissinitiierung beobachtet, wie bei der Legierung Alloy 182.
Im Gegensatz dazu konnte bei einer Zn-Zugabe zu rostfreiem Stahl CW 316L kein Einfluss auf die Risswachstumsgeschwindigkeit vorhandener Risse unter konstanter Belastung festgestellt werden, wie er bei der Legierung Alloy 182 vorhanden war. Diese Diskrepanz ist noch nicht verstanden und Gegenstand weiterer Untersuchungen.
Eine Untersuchung der Couponproben mittels Rasterelektronenmikroskopie zeigte deutliche Unterschiede in der Morphologie der Oxidschichten, die sich in An- bzw. Abwesenheit von Zink bilden. Bei der Zugabe von Zn entstehen weniger grosse Oxidpartikel in der äusseren Oxidschicht und die Schicht erscheint glatter. Wie dies bereits für auch für Alloy 182 beobachtet wurde, konnten zwischen 15 und 40 ppb Zink keine grossen Unterschiede festgestellt werden.
Um die Zusammensetzung der Oxidschicht besser zu verstehen, wurden Energiedispersive Röntgenspektroskopie-Untersuchungen im Transmissionselektronenmikroskop an geschliffenen Proben durchgeführt. An der Probe, die bei einer Konzentration von

40 ppb Zink ausgelagert wurde, wurde eine Dicke der inneren Oxidschicht von etwa 50 nm gemessen, was deutlich dünner ist als unter zinkfreien Bedingungen (150–300 nm). Die unter zinkfreien Bedingungen gebildete Oxidschicht zeigt auch deutliche Unterschiede in der Zusammensetzung, verglichen zur Oxidschicht, die sich bei 40 ppb Zn bildete. In zinkfreien und zinkhaltigen Proben wird beobachtet, dass sich Eisen in der äusseren Oxidschicht anreichert, der Eisenanteil nimmt zur inneren Oxidschicht hin ab. In der untersuchten Probe bei 40 ppb Zink nimmt Chrom von der Grenzfläche zwischen den beiden Oxidschichten bis zum unoxidierten Metall hin zu. In Proben aus zinkhaltigem Wasser zeigen sich Ansammlungen von Nickel an der Grenzfläche zwischen dem Metall und der inneren Oxidschicht. Innerhalb der Oxidschicht ist der Nickelanteil jedoch deutlich kleiner als in Oxidschichten, die auf Proben in zinkfreiem Wasser gebildet werden. Zink wird vorwiegend in die innere Oxidschicht integriert, was darauf hindeutet, dass Zink Nickel in Spinell-Strukturen ersetzt. Zusammenfassend lässt sich sagen, dass in Zn-haltigen Proben die innere Oxidschicht dünner und kompakter ist. Damit wird die Oxidation und die Diffusion von Eisen nach aussen unterdrückt. Die Ausbildung einer stabilen chrom- und zinkhaltigen inneren Oxidschicht wird beobachtet, während die äussere Oxidschicht weniger ausgeprägt ist. Die Oxidschichten enthalten insgesamt weniger Nickel. Aufgrund der kompakteren inneren Oxidschicht wird vermutet, dass der Werkstoff dadurch weniger anfällig für die Initiierung von Spannungsrisskorrosion ist.

Diese Ergebnisse wurden an verschiedenen Meetings und Konferenzen vorgestellt. In der zweiten Hälfte des Berichtsjahres wurde damit begonnen, die Messvorrichtung umzubauen und ein Platin-Injektionssystem einzurichten. Damit sollen in der Schlussphase des Projekts ONLC-Versuche durch die kombinierte Injektion von Platin und Zink möglich sein.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Da die Zn-Zugabe in Schweizer Kernkraftwerken einen festen Bestandteil der Wasserchemie darstellt, ist es wichtig, dass der mögliche Einfluss von Zn auf das SpRK-Verhalten genauer und unabhängig von industriellen Interessen erforscht wird. Die Ergebnisse liefern Hinweise dafür, ob bei der gefahrenen Wasserchemie unter Umständen Optimierungspotenzial besteht. Daher sind diese Arbeiten des PSI von grosser Relevanz. Daneben trägt das Projekt auch dazu bei, Fachpersonen beim ENSI und am PSI auf dem Gebiet der Wasserchemie und der Alterungsüberwachung der Kernanlagen auszubilden und damit Fachkompetenzen zu erhalten.

Die Ergebnisse des Projekts können vom ENSI in verschiedener Weise für die Aufsichtsarbeit genutzt werden. Vor allem ist es möglich, den Einfluss der Zn-Einspeisung auf das SpRK-Verhalten verschiedener Legierungen zu quantifizieren. Dies ermöglicht eine gezieltere Altersüberwachung, die insbesondere für die Laufzeitverlängerung von Kernkraftwerken eine wichtige Rolle spielt. Da in Betrieb befindliche Schweizer Kernkraftwerke die Zn-Einspeisung nutzen oder deren Einführung in Betracht ziehen, können die Projektergebnisse ausserdem mit der Betriebserfahrung der Kraftwerke verglichen und der Effekt der Massnahme gegebenenfalls quantifiziert werden. In internationalen Gremien tätige ENSI-Mitarbeitende können die Erkenntnisse dort einbringen.

Ausblick

In den verbleibenden drei Monaten des vierten Projektjahres wird die SpRK-Initiierungs- und Expositionskampagne in der umgebauten Testvorrichtung fortgesetzt. Dabei soll der kombinierte Einfluss von Zink und Platin weiter untersucht und die dazu geplanten Versuche abgeschlossen werden. Mit elektrochemischen Messungen an den behandelten Proben aus rostfreiem Stahl CW 316L soll das Testprogramm des INOWAC-Projekts abgeschlossen werden. Darüber hinaus sind drei Veröffentlichun-

gen in Fachzeitschriften geplant, und die Projektergebnisse sollen an nationalen und internationalen Meetings oder Konferenzen vorgestellt werden. Das PSI sieht zudem vor, einen Antrag für ein INOWAC-Nachfolgeprojekt beim ENSI einzureichen.

Zitierte Literatur

[1] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.P. Seifert, and S. Ritter, «Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment», Corrosion Science, 2023, 221, 111364.

[2] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, «Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water», Corrosion Reviews, 2023, 41(3), 387–398.

[3] S. Ritter, A. Mackiewicz, K. Chen, «Zinc injection in nuclear power plants to mitigate environmentally-assisted cracking of structural materials – Final report of the ZINC project», PSI TM-46-24-03, 2024.

1.1.8 PROACTIV III – Fracture toughness, warm pre-stress and crack arrest – Experiment & Modeling

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Ralph Döring
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit der zunehmenden Betriebsdauer von Kernkraftwerken sind wichtige Sicherheitsnachweise unter Einbezug von Alterungsmechanismen zu bewerten. Darunter sind die Nachweise gegen Sprödbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Notkühlszenarien mit Thermoschock (Pressurized Thermal Shock, PTS) sowie Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak Before Break, LBB) für druckführende Rohrleitungen. Dazu notwendig ist die Abschätzung des aktuellen Werkstoffzustandes hinsichtlich der Neutronenversprödung.

Vor dem Hintergrund, dass nur begrenzte Mengen an bestrahltem Original-RDB-Material zur Verfügung stehen, kann die Verwendung miniaturisierter Werkstoffproben dazu dienen, die Datenbasis zu erweitern. Mit den wachsenden Fortschritten bei der Modellierung, insbesondere von thermohydraulischen Phänomenen, treten zunehmend komplexere Beanspruchungsequenzen auf. Im Zusammenhang mit deren Bewertung ist der Warmvorspannungseffekt (Warm Pre-Stress, WPS) wieder stärker in den wissenschaftlichen Fokus gerückt. Auch das Rissstoppverhalten ist von Interesse, auch wenn Rissstopp in der Schweiz derzeit nicht direkt für die Sicherheitsnachweise kreditiert wird. Für ausgewählte Rohrleitungen, vor allem denen des Hauptkühlmittel-Kreislaufs, spielen Leck-vor-Bruch-Nachweise eine wichtige Rolle.

Insbesondere in den meisten europäischen Ländern erfolgen diese Nachweise traditionell mit deterministischen Ansätzen. Dagegen sind in den USA auch probabilistische Sicherheitsnachweise weitgehend akzeptiert. Auch in verschiedenen Ländern in Europa gibt es Bestrebungen, neben der deterministischen auch die probabilistische Nachweisführung zuzulassen. Neben der quantitativen Abschätzung der tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven können probabilistische Methoden auch mithelfen, die Vorgehensweise und den Umfang der Betriebsüberwachung wie auch von wiederkehrenden Prüfungen zu optimieren, um damit die Absicherung der Qualität im Betrieb massgeblich zu unterstützen.

Das ENSI möchte diese internationalen Entwicklungen weiterverfolgen und unterstützt darum das Projekt PROACTIV III (Fracture toughness, warm pre-stress and crack arrest – Experiment & Modeling) am Paul Scherrer Institut (PSI), das sich diesen Themen widmet. Es wurde Anfang 2025 gestartet und schliesst sich thematisch an das Vorgänger-Projekt PROACTIV II an. PROACTIV III besteht aus drei Teilprojekten (TP) und läuft von April 2025 bis März 2028.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1

Im Teilprojekt 1 wird die Eignung von Bruchmechanik-Kleinproben zur Bestimmung des Rissstoppverhaltens von RDB-Material untersucht. Bei der Überwachung des Versprödungszustandes von älteren RDBs gibt es internationale Bestrebungen, anstelle von relativ grossen Standard-Bruchmechanikproben auch Klein- und Kleinstproben zu verwenden. Der Bedarf hierfür ergibt sich insbesondere dadurch, dass das aus den Bestrahlungsprogrammen zur Verfügung stehende Material in Bezug auf Probenanzahl und -grösse limitiert ist. Standardmässig werden sogenannten 1T-C(T)-Proben ermittelt, die 25 mm Dicke aufweisen. Bei bestrahltem RDB-Material steht jedoch für laufende Reaktoren nur eine begrenzte Anzahl von Begleitproben zur Verfügung, bei denen es sich typischerweise um zehn Millimeter dicke Kerbschlagbiegeproben handelt. Unter Umständen sind auch wenige Bruchmechanikproben vorhanden, die jedoch in der Regel kleiner sind als die Standardproben.

Die Ziele des TP1 sind die Entwicklung von Techniken zur Messung der Rissstoppzähigkeit von niedriglegierten RDB-Stählen mit bruchmechanischen Kleinproben von praxisrelevanter Grösse und Geometrie und die anschliessende Anwendung dieser Techniken auf bestrahlte Proben. Geeignetes Material für die Herstellung dieser Proben steht zur Verfügung. Leider konnte bisher noch kein geeigneter Wissenschaftler oder Wissenschaftlerin (Doktorand / Doktorandin) für die Durchführung der Arbeiten gewonnen werden. Das Teilprojekt 1 ist dadurch verzögert und liegt momentan hinter dem Zeitplan zurück.

Teilprojekt 2

Die Integrität des RDB ist gemäss dem Kernenergiegesetz während der ganzen Lebensdauer des Kraftwerks nach Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten. Für den Sicherheitsnachweis des RDB im Fall einer Notkühlung werden bruchmechanische Methoden verwendet.

Im Teilprojekt 2 besteht das Ziel darin, den Warmvorspannungseffekt (WPS) und das Potenzial für Rissstopp unter Bedingungen eines Kühlmittelverlust-Störfalls (Loss-of-coolant accident, LOCA) oder eines thermischen Druckschocks zu untersuchen. Aufbauend auf den in PROACTIV-II gewonnenen Erkenntnissen sollen die drucklosen Thermoschockversuche mit einem dickwandigen zylindrischen Modell so modifiziert werden, dass die Laborbedingungen den PTS-Randbedingungen im RDB mechanisch nahekommen. Um die Geometrie der Proben und die mechanische Belastungskonfiguration zu optimieren, werden Finite-Elemente-Simulationen (FE) eingesetzt. Die relativ geringe Grösse der Proben wird es ermöglichen, eine statistisch signifikante Anzahl von Tests durchzuführen und den WPS-Effekt im Zusammenhang mit RDB-Sicherheitsbewertungen gegen druckbeaufschlagten Thermoschock (PTS) weiter zu untersuchen.

In der bisherigen Anfangsphase des TP2 standen die durch FE-Simulationen unterstützte Konstruktion der Proben, die Entwicklung des Versuchsaufbaus und die Versuchsplanung im Mittelpunkt. Daneben ging es um die Bewertung der im Regelwerk des deutschen Kerntechnischen Ausschusses (KTA 3201.2-D2) implementierten Regel zur Bestimmung des WPS-Effektes.

Die Anforderungen an die Proben sind versuchstechnische Realisierbarkeit und Kombination von Thermoschock-Beanspruchung mit einer justierbaren mechanischen Vorspannung. Die Proben sind dickwandige Zylinder aus der Stahlsorte 17MoV8-4 mit 150 mm Aussen- und 30 mm Innendurchmesser. Die Zylinderhöhe (Dicke) beträgt nur noch 5 mm, daher erinnern die Proben an runde Scheiben mit Mittenbohrung. Die geringe Dicke sorgt dafür, dass die benötigten Kräfte zur Realisierung der Vorspannung nicht zu gross werden. Der Stahl weist infolge der Wärmebehandlung relativ hohe Sprödbruch-Übergangstemperaturen auf, die auch grosse Streuungen zeigen.

Des Weiteren wurde ein geeignetes Prüfsystem entworfen. Es erlaubt das Aufbringen von Thermoschockbelastungen und einer mechanisch induzierten Vorspannung in Umfangsrichtung. Dies erfolgt analog wie in PROACTIV II durch Einspritzen von kaltem Wasser auf die erwärmten Proben. Die Vorspannung soll durch radiale Zugkräfte von bis zu 100 kN realisiert werden. Für die Herstellung der Prüfeinrichtung sind bei potenziellen Auftragnehmern Angebote angefordert worden.

Teilprojekt 3

Im Teilprojekt 3 werden weiterhin die Untersuchungen aus dem Vorgängerprojekt zu probabilistischen Ansätzen fortgeführt. Insbesondere kommt dabei auch wieder die Software xLPR (**e**xtremely **L**ow **P**robability of **R**upture) zur Anwendung, die auch von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) genutzt wird. xLPR ermöglicht die Anwendung probabilistischer Verfahren in Zusammenhang mit Leck-vor-Bruch-Analysen für Rohrleitungen.

Im Rahmen des Teilprojekts 3 wird die bewährte Beteiligung an internationalen Projekten der Nuclear Energy Agency (NEA) fortgesetzt. Aktuell gilt das für den laufenden OpEX-Benchmark zum Thema Spannungsrisswachstum und den Vergleich von Modellen mit echten Betriebserfahrungen aus Kernanlagen. Dazu werden numerische Simulationen mit der Software xLPR durchgeführt. Nach ersten Ergebnissen hat sich gezeigt, dass es mit xLPR gelingt, die Rissausbreitung und Leckageraten mit einer Sicherheit von 95 % vorherzusagen. Für einige untersuchte OpEX-Fälle ist xLPR jedoch weniger geeignet, da die Randbedingungen (Druck, Temperatur) ausserhalb des für xLPR spezifizierten Anwendungsbereichs liegen. Eine Anpassung wäre aufwändig und würde den Rahmen des Projekts PROACTIV III übersteigen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Teilprojekte 2 und 3 sind aus Sicht des ENSI im Zeitplan. Das Forschungsprojekt leistet einen wichtigen Beitrag zur nuklearen Sicherheit insbesondere in Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Für den Langzeitbetrieb fordert das ENSI im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen eine Reihe von speziellen Nachweisen, welche die Sprödbruchsicherheit des RDB sowie die Integrität des Hauptkühlmittel-Kreislaufes betreffen. Alle drei Teilprojekte lassen sich fachlich einem dieser Themenfelder zuordnen.

Mit den Fortschritten bei numerischen Simulationsverfahren, insbesondere auf dem Gebiet der Thermohydraulik, treten im Rahmen der Sicherheitsbewertung des RDB-Sprödbruchs komplexere Beanspruchungs-Zeit-Verläufe auf. Dazu kommen andere Fragestellungen, zum Beispiel, wie temporäre Wiederbelastungsphänomene zu bewerten sind. Dadurch erfahren Erkenntnisse zum WPS-Effekt wieder vermehrt Aufmerksamkeit. Für das ENSI ist es wichtig, diesbezüglich die Entwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik zu verfolgen und mit der Aufsichtspraxis abzugleichen. Die Untersuchungen zum Rissstoppverhalten helfen dabei, zusätzliche, bisher noch nicht kreditierte, Sicherheitsmargen besser quantifizieren zu können.

Das Risiko eines Versagens der Hauptkühlmittel-Leitungen kann mittels Leck-vor-Bruch-Analysen (LBB) weitestgehend ausgeschlossen werden. Bei den herkömmlichen LBB-Nachweisen wird Spannungsrisskorrosion (SpRK) als Schädigungsmechanismus in der Regel ausgeklammert. Neuere Simulationsmethoden auf probabilistischer Basis erlauben auch den Einbezug von SpRK. Ein Beispiel ist der im Auftrag der U.S. NRC entwickelte Code xLPR. Spannungsrisskorrosion in Zusammenhang mit Schweisseigenspannungen führt international und national immer wieder zu Vorkommnissen. Beispiele sind der Befund am N5-Stutzen im Kernkraftwerk Leibstadt 2012, die Befunde an den Steigrohren der Strahlpumpen im

Kernkraftwerk Leibstadt 2021 sowie diejenigen an der Dampferzeuger-Trennwand im Kernkraftwerk Gösgen 2022. Dazu kommen die Befunde der vergangenen Jahre in den französischen Anlagen.
Die Forschungsergebnisse aus dem Teilprojekt 3 tragen dazu bei, ein tieferes Verständnis probabilistischer Einflussparameter und Phänomene zu entwickeln. Dadurch kann das ENSI den Nutzen von bestimmten Massnahmen für die nukleare Sicherheit besser einschätzen. Des Weiteren erlauben die Erkenntnisse dem ENSI, herauszufinden, wo die Anwendungsgrenzen der gegenwärtigen Programme, insbesondere xLPR und FAV-PRO liegen und damit Ergebnisse, die mit solchen Methoden gewonnen werden, besser einordnen zu können. Bei FAV-PRO handelt es sich um ein Programm zur Durchführung von probabilistischen Sprödbruch-Sicherheitsnachweisen für den RDB. Es wurde als Nachfolger des jahrzehntelang eingesetzten FAVOR-Codes entwickelt. Vom Vorgängercode unterscheidet er sich insbesondere durch eine modernisierte Softwarearchitektur und einige neue Funktionen, um den Entwicklungen von Wissenschaft und Technik Rechnung zu tragen.

Ausblick

Im Teilprojekt 1 steht die Aufnahme der Arbeiten an, die wegen der Schwierigkeiten bei der Gewinnung von geeignetem wissenschaftlichem Personal momentan verzögert sind.
Im TP2 folgt als nächstes die Herstellung der Prüfeinrichtung. Anschliessend werden in der begonnenen und derzeit noch laufenden Phase 1 neun Kombinationen von Belastungsabläufen untersucht, bestehend aus drei verschiedenen Abkühlgeschwindigkeiten und drei verschiedenen Anlasstemperaturen. Zur Charakterisierung werden verschiedene mikrostrukturelle Parameter erfasst und Härtemessungen durchgeführt. Die Phasen 2 und 3 werden voraussichtlich beide noch im Jahr 2026 beginnen. An ausgewählten Proben mit unterschiedlicher Wärmebehandlung werden Bruchzähigkeitsprüfungen an Kleinst-CT-Proben nach ASTM E1921 zur Bestimmung einer Masterkurve und der Kerbschlagzähigkeit in der Hochlage durchgeführt. Auf Basis der Ergebnisse soll die am besten geeignete Wärmebehandlung selektiert werden. In Phase 3 werden schliesslich die eigentlichen WPS-Versuche mit verschiedenen Belastungs-Temperatur-Abläufen durchgeführt. Ziel ist die Quantifizierung des WPS-Effektes und der Vergleich mit bestehenden Modellen.
Im TP3 wird zunächst die Teilnahme am OpEX-Benchmark fortgesetzt und abgeschlossen. Eine weitere Aktivität des TP3 wird die Teilnahme am WPS-Benchmark der NEA sein. Für die Simulationen soll die bereits zuvor erwähnte Software der U.S. NRC, FAV-PRO, eingesetzt werden. Als weiterer Teil des TP3 ist geplant, am Folgeprojekt des EU-Vorhabens APAL zu partizipieren.

1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project

Projektpartner: Studsvik unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA
ENSI-Projektbegleitung: Daniel Reitz, Reiner Mailänder

Einleitung

In den letzten Jahren wurden zwei Siedewasserreaktoren (SWR, Oskarshamn 1 und 2) und ein Druckwasserreaktor (DWR, Ringhals 2) in Schweden stillgelegt. Diese befinden sich derzeit im Rückbau. Die Firma Studsvik hat das Projekt NEA SMILE initiiert, mit dem Ziel, Betreiber von Leichtwasserreaktoren (LWR) und Aufsichtsbehörden weltweit beim Alterungsmanagement von Anlagen zu unterstützen. Durch die geplanten Untersuchungen an Material, welches reellen Betriebsbedingungen ausgesetzt war, können zusätzliche Daten zum Werkstoffverhalten und ein mechanistisches Verständnis der Materialalterung gewonnen werden. Mit fundierten Kenntnissen sollen insbesondere die Prozesse beim Übergang zum Langzeitbetrieb und bei Erneuerung von Betriebsgenehmigungen unterstützt werden. Gleichzeitig bietet die Probenahme auch die Möglichkeit, die Ergebnisse der während des

Betriebs durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen zu verifizieren.
Das Projekt SMILE wurde Anfang 2021 gestartet. Es ist ein auf fünf Jahre angelegtes Projekt unter der Leitung der schwedischen Firma Studsvik und seine erste Phase sollte planmässig Ende 2025 enden. Es umfasst experimentelle Untersuchungen und Tests von gealterten Materialproben aus LWR, die nach mehr als 40 Betriebsjahren stillgelegt wurden. Aufgrund von Verzögerungen im Projekt wurde beschlossen, zur Fertigstellung der Arbeiten das Projekt bis Ende September 2026 zu verlängern.
Am SMILE-Projekt sind derzeit 20 Organisationen aus den zehn Ländern Belgien, China, Tschechien, Deutschland, Japan, Schweden, Frankreich, Finnland, der Schweiz und den USA beteiligt.
Das Projekt gliedert sich in vier Teilprojekte. Das erste Teilprojekt umfasst die Datensammlung der zu untersuchenden Materialien, die Beschaffung der Proben, deren Einlagerung bei Studsvik (Abbildung 2) inklusive einigen Standarduntersuchungen und die Datenbank des Projekts. Die anderen drei Teilprojekte befassen sich jeweils mit den Alterungsphänomenen der spezifischen Werkstoffgruppen des Primärkreislaufes und den typischerweise betroffenen Komponenten:

Niedriglegierte Druckbehälterstähle:

- Bestrahlungsinduzierte Versprödung
- Versprödung durch thermische Alterung
- Langzeitstabilität von Guss- und Schmiedeungänzen
- Spannungsrisskorrosions- und Korrosionsermüdungs-Eigenschaften von bestrahlten Stählen des Reaktordruckbehälters (RDB)

Hochlegierte austenitische CrNi-Stähle (Chrom-Nickel-Stähle) bzw. Nickelbasislegierungen der Reaktorkern-Tragstrukturen, Reaktorkern-Stützstrukturen und Kerneinbauten:

- Bestrahlungsinduzierte Versprödung hochlegierter CrNi-Stähle und deren Schweissnähte

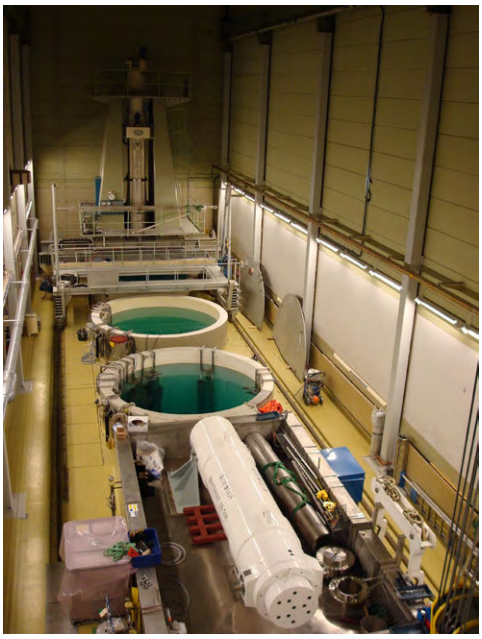


Abbildung 2: Blick in die Halle der Firma Studsvik, in welcher die für SMILE gewonnenen Proben in acht Meter tiefen Tanks gelagert werden. Im Vordergrund ein 29 Tonnen schwerer Transportbehälter. (Bild: Studsvik)

- Anfälligkeit für bestrahlungsinduzierte Spannungsrisskorrosion und Korrosionsermüdung
- Thermische Alterung von austenitischen Stahlgusskomponenten mit Bestrahlungseinfluss

Hochlegierte CrNi-Stähle und Nickelbasislegierungen der druckführenden Umschliessung ohne signifikante Bestrahlungseffekte:

- Widerstandsfähigkeit von Schweissnähten hochlegierter austenitischer CrNi-Stähle und Nickelbasislegierungen gegen Spannungsrisskorrosion in SWR und DWR
- Beständigkeit gegen Primärwasser-Spannungsrisskorrosion und thermische Stabilität der Nickelbasislegierungen 690/152/52 im DWR
- Korrosionsermüdung unter SWR- und DWR-Umgebungsbedingungen

Aufgrund neu zum Projekt hinzugekommener Organisationen können zusätzliche finanzielle Mittel dazu verwendet werden, weitere Arbeiten sowie zusätzliche Untersuchungen durchzuführen. Daneben haben sich Organisationen beteiligt, welche ihren Beitrag zum Projekt in Form von Sachbeiträgen (in-kind contributions) zur Verfügung

stellen, darunter Forschungsergebnisse, die für das NEA SMILE-Projekt relevant sind.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt NEA SMILE ist langfristig angelegt. Für die erste Projektperiode von fünf Jahren mussten die diversen Teilprojekte und Teilaufgaben durch die teilnehmenden Organisationen priorisiert werden, um die Arbeiten zu ermitteln, die innerhalb dieses Zeitraums mit den verfügbaren Ressourcen durchgeführt werden können.

Im Berichtsjahr 2025 konzentrierte sich wiederum ein Teil der Arbeiten von Studsvik auf das Teilprojekt 1, also auf die Entnahme, den Transport und die Dokumentation des im Zuge des Rückbaus der stillgelegten Reaktoren gewonnenen Probenmaterials. Das gesamte Probenmaterial ist mittlerweile für die weiteren Untersuchungen bei Studsvik vorhanden. Die Dokumentation der Proben sowie die Dosisberechnungen sollen bis zum Projektende abgeschlossen werden. Für die langfristige Archivierung der Daten und deren Bereitstellung für die Projektpartner wird eine Datenbank entwickelt.

Im Teilprojekt 2 geht es um die Untersuchung etwaiger Versprödungseffekte der niedriglegierten RDB-Werkstoffe aufgrund der Neutronenbestrahlung und thermischer Effekte. Im Berichtsjahr wurden die Proben des Reaktordruckbehälters von Oskarshamn 2 vorbereitet und es wurde mit den Versuchen begonnen. Der Abschluss dieser Versuche ist im ersten Quartal 2026 geplant. Weiterhin können aufgrund zusätzlicher freier Mittel im Projekt ergänzende Bestrahlungsproben von Ringhals 2 beim Forschungszentrum SCK-CEN in Belgien untersucht werden. Die Versuche wurden gestartet und sollen ebenfalls im ersten Quartal 2026 abgeschlossen werden.

Das Teilprojekt 3 befasst sich mit der Neutronenversprödung hochlegierter austenitischer Legierungen, welche im Reaktordruckbehälter im Wesentlichen beim Kernmantel und den Kerneinbauten Verwendung finden. Hier sind die Werkstoffuntersuchungen an den Materialien von Oskarshamn 1 und 2 abgeschlossen. Die Arbeiten umfassten die Ermittlung mechanisch-technologischer Eigenschaften wie Zugversuche, Härtemessungen und die Ermittlung der Bruchzähigkeit an verschiedenen Positionen. Ein weiterer Schwerpunkt sind Risswachstumsversuche unter simulierten SWR-/DWR-Bedingungen. Nachdem die Arbeiten am Material von Oskarshamn 2 bereits im Vorjahr abgeschlossen werden konnten, sind die umfangreichen Versuche an Material von Ringhals 2 noch am Laufen. Verzögerungen ergaben sich beim Transport von Probenmaterial in Länder ausserhalb Schwedens durch geänderte Vorschriften der schwedischen Aufsichtsbehörde. Die Versuche laufen ebenfalls im Jahr 2026 weiter und sollen noch in der laufenden Projektphase abgeschlossen werden.

Das Teilprojekt 4 widmet sich den Eigenschaften hochlegierter austenitischer Legierungen ohne Strahlungseinfluss. Das gesamte Probenmaterial befindet sind nun bei Studsvik und ein Teil der Versuche konnte im Berichtsjahr abgeschlossen werden. Bei einigen Untersuchungen gibt es jedoch grössere Verzögerungen, insbesondere bei den aufwändigen Risswachstumsversuchen. Die Versuche inklusive Erstellung der Berichte werden sich daher bis in das dritte Quartal 2026 erstrecken.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt NEA SMILE hängt vom Fortschritt beim Rückbau der drei Reaktoren ab, was zahlreiche Unwägbarkeiten mit sich bringt. Deshalb war allen Beteiligten von Anfang an bewusst, dass immer wieder Anpassungen des Arbeitsprogramms vorgenommen werden müssen. Trotz der Verzögerung der Probenentnahme aus Ringhals 2 wurden viele Ziele und Meilensteine für die ersten fünf Projektjahre erreicht. Ein Teil der Untersuchungen und Berichte wird jedoch erst in der Projektverlängerung bis zum Ende des dritten Quartals 2026 stattfinden. Ein weiterer Teil der von den Teilnehmenden gewünschten Untersuchungen kann erst in einer zweiten Phase des Pro-

jekts, welche ab dem vierten Quartal 2026 starten soll, umgesetzt werden.
Die Gesetzgebung zur Kernenergie in 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 sind Kenntnisse zum Alterungsverhalten der Strukturmaterialien von Kernkraftwerken unter Neutronenbestrahlung für die Überwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig.
Die im Rahmen des Projekts SMILE gewonnenen Erkenntnisse sollen auch dazu beitragen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Ein wesentlicher Vorteil dafür ist, dass das Projekt Experten und Expertinnen aus der ganzen Welt zusammenbringt; es schafft ein Forum für den Wissenstransfer zwischen den teilnehmenden Organisationen. Die ausgewählten Themen decken die schweizerischen Bedürfnisse ab und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen.
Die Bedeutung des Projekts ist auch daran ersichtlich, dass seit Beginn des Projekts bereits nach und nach zusätzliche Organisationen aus wichtigen, kernkraftwerksbetreibenden Ländern wie China, Frankreich und Finnland hinzugewonnen werden konnten.

Ausblick

In den drei ersten Quartalen im Jahr 2026 wird nach jetzigem Stand der Rest der geplanten Untersuchungen in den Teilprojekten durchgeführt und mit Berichten abgeschlossen. Daneben wird bereits intensiv an der Planung einer zweiten Projektphase gearbeitet, welche im vierten Quartal 2026 beginnen soll.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency (NEA) koordiniert, die zur Organisation for Economic Cooperation 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 Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend mit dem Ziel ausgewertet, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen, Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden beziehungsweise Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind. Im Hinblick auf Brandereignisse in Kernkraftwerken werden auch Experimente in einer speziell dafür ausgerüsteten Anlage durchgeführt.

1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Daniel Reitz

Einleitung

Das CODAP-Projekt (Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme) der Nuclear Energy Agency (NEA) ist ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind folgende Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Frankreich, Finnland, Niederlande, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweiz, Vereinigte Arabische Emirate 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-Projekts sind:

- Informationen zu Vorkommnissen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln,
- die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Vorkommnisse sowie der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen,
- allgemeine Hintergrundinformationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln,
- zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

Im Rahmen des CODAP-Projekts werden Datensätze zu Ereignissen in die Datenbank eingegeben, ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen herausgearbeitet. Das Projekt geht damit über eine reine Datensammlung hinaus und schafft so eine gemeinsame Basis für das Verständnis von Alterungs- und Schädigungsmechanismen mechanischer Ausrüstungen in Kernkraftwerken.
Das ENSI ist im Rahmen von CODAP für die nationale Koordination der Arbeiten verantwortlich. Es unterstützt die Kraftwerke bei der Erfassung von Vorkommnissen und prüft diese auf Vollständigkeit und Relevanz. Weiterhin ist das ENSI im CODAP-Ausschuss der NEA vertreten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2025 lag der Schwerpunkt des Projekts weiterhin auf der Sammlung, Kontrolle und Freigabe von Datensätzen zu Vorkommnissen. Es wurden gesamthaft 15 neue Datensätze in die Datenbank eingegeben.

Im Rahmen der Erfahrungsauswertung wurde im Projekt der neunte Erfahrungsbericht erstellt. In diesem Bericht steht das Thema Materialermüdung im Mittelpunkt und hierbei insbesondere die Ermüdung durch hoch- oder niederfrequente Vibrationen (sogenannte Vibration Fatigue). Diese treten in der Umgebung von Rotations- und Kolbenmaschinen auf und haben in der Vergangenheit dazu geführt, dass in Komponenten wie Rohrleitungen, Schweissverbindungen oder anderen Bauteilen Risse entstanden oder die Bauteilintegrität vollständig verloren ging.
Der Bericht gibt zunächst einen allgemeinen Überblick über dieses Schadensphänomen und seine Auswirkungen in Kernkraftwerken. Im Anschluss wird die allgemeine weltweite Betriebserfahrung vorgestellt, bevor wesentliche länderspezifische Vorkommnisse und die getroffenen Massnahmen erläutert werden. Der Erfahrungsbericht wurde im Berichtsjahr 2025 vom Projektteam fertiggestellt und liegt nun bei der NEA zur Prüfung und Publikation.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die CODAP-Datenbank ist die einzige länderübergreifende Datenbank zu Vorkommnissen an mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken weltweit. Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute über 5200 Datensätze. 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 und
- risikobasierten 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, so dass das Wissen aus früheren Vorkommnissen nicht durch den Personalwechsel verloren geht. Das CODAP-Projekt ist daher eine langfristig angelegte Initiative.

Ausblick

Das Projekt befindet sich derzeit in der Phase 5, welche noch bis Ende 2026 läuft. Mehrere zusätzliche Länder haben Interesse an einer Teilnahme bekundet.
Der Fokus liegt unverändert auf der Erfassung und Pflege von Vorkommnisdaten sowie dem internationalen Austausch zur Betriebserfahrung. Es soll mit der Erarbeitung eines zehnten Erfahrungsberichts begonnen werden, wofür derzeit mögliche Themen evaluiert werden.

1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt (International Common-Cause-Failure Data Exchange) wird seit 1998 unter der Federführung der Nuclear Energy Agency (NEA) betrieben. Das übergeordnete Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über Ereignisse, die als Common Cause Failure (CCF) bezeichnet werden. Dabei handelt es sich um Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten aufgrund 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 an diesem Austausch zurzeit

neun weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben werden. Die neunte Phase hat Anfang 2023 begonnen und dauert bis Ende 2026.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2025 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält 2196 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen (Stand: September 2024). Seit Anfang der laufenden Phase des Projekts (Januar 2023) hat sich die Anzahl Datensätze in der Datenbank um circa drei Prozent erhöht.
- **Berichte zu definierten Themen (sogenannte Topical Reports):** Im Rahmen des ICDE-Projekts werden regelmässig Workshops zu ausgewählten Themen organisiert. Dabei werden entsprechende Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert. Aus den Analysen werden Erkenntnisse zum besseren Verständnis der CCF-Ereignisse gesammelt. Die Ergebnisse der Workshops werden in Berichten zusammengefasst und dienen auch zur Verbesserung der Angaben in der ICDE-Datenbank. Berichte zum Thema Sicherheitskultur (Safety Culture) hinsichtlich CCF-Ereignisse sowie zum Thema Quantifizierung von CCF-Parametern aufgrund von Daten der ICDE-Datenbank sind in Bearbeitung. Die ersten Rückschlüsse der im Jahr 2025 durchgeführten Workshops zum Thema «Alterung» werden in einem Bericht zusammengefasst.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Aufgrund des hohen Schadenspotenzials von CCF-Ereignissen hat das ICDE-Projekt für das ENSI eine grosse Bedeutung. Deshalb informiert sich das ENSI regelmässig über den Stand der Erkenntnisse aus dem Projekt. Die Analysen bilden eine fundierte Grundlage, um die sicherheitstechnische Bedeutung von CCF-Ereignissen genauer zu bestimmen und – wo angemessen – das CCF-Risiko zu reduzieren. Die ausgewerteten Ereignisse fliessen zudem in die Behandlung solcher Ereignisse in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) ein.

Ausblick

Im Jahr 2026 werden die oben erwähnen Berichte weiterentwickelt. Ebenso soll das Thema «Alterung» als CCF-Ursache im nächsten Jahr weiter erforscht werden.

1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Amsha Proag

Einleitung

Das Ziel des Projekts NEA FIRE (Fire Incident Record Exchange) ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der teilnehmenden Nuclear Energy Agency (NEA)-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 NEA FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, die Niederlande, Schweden, die Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien, das Vereinigte Königreich und die Vereinigten Staaten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei der Datenerhebung zu Brandvorkommnissen mitsamt deren Charakteristika handelt es sich um ein fortwährendes Ziel. Die vorliegende Datenbank ist um einige im Berichtsjahr eingetretene Brandvorkommnisse gewachsen, wobei keines davon aus der Schweiz stammt. Zur Eintragung von Brandereignissen, die in Kernkraftwerken im Rückbau geschehen sind, wurden 2025 in der Datenbank Formatänderungen vorgenommen.

Im Rahmen der siebten Phase des Projekts NEA FIRE (2023 bis 2025) lag zudem ein Schwerpunkt auf der Erhebung von Grundursachen, die ein genaueres Verständnis der Entstehung eines Brandes in einem Kernkraftwerk bieten können. Solche Faktoren können zum Beispiel defekte Ausrüstung, unklare Vorschriften oder menschliche Fehler sein. Die Datenbank wurde erweitert, damit den eingetragenen Brandereignissen mehrere Grundursachen zugewiesen werden können. Ziel der Erfassung dieser zusätzlichen Informationen ist es, die zeitliche Tendenz der Ursachen zu analysieren.
Darüber hinaus wurde die Erhebung von in Forschungsreaktoren eingetretenen Brandfällen beschlossen, um die Datengrundlage auch für diese Anlagen zu verbessern. Auf Basis von früheren Ereignissen in Forschungsreaktoren unter anderem in Deutschland und Schweden wurden Attribute überarbeitet beziehungsweise hinzugefügt. Die Datenbank liegt nun bereit für die Eintragung neuer Datensätze aus allen Mitgliedsländern.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz unterhalten alle im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke 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.
Es ist für das ENSI wertvoll, über eine Plattform zu verfügen, auf der zeitnah und detailliert über Brandereignisse aus einer Vielzahl von Ländern ein Informationsaustausch stattfinden kann. Dank der Weiterentwicklung der Datenbank in den letzten Jahren können daraus auch weitere Informationen abgefragt werden, zum Beispiel wie oft andere Gefährdungen und Störfälle durch einen Brand verursacht wurden oder zu einem Brandfall geführt haben und mit welcher Häufigkeit spezifische Komponenten in Bränden ausfallen. Generell können die erhobenen Daten zur Prüfung der Realitätsnähe der in der Brand-PSA getroffenen Annahmen und somit zu einer besseren Bewertung von Brandrisiken dienen.

Ausblick

Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Im Laufe der achten Phase des Projekts (2026 bis 2028) sind zusätzlich in Kernkraftwerken im Rückbau und in Forschungsreaktoren eingetretene Brandereignisse in die Datenbank einzutragen.

1.2.4 NEA FAIR – Fire Assessment through Innovative Research

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR)
ENSI-Projektbegleitung: Amsha Proag

Einleitung

Das Ziel des Projekts NEA FAIR (Fire Risk Assessment through Innovative Research) ist die experimentelle Charakterisierung von Brandverläufen unter für Kernkraftwerke relevanten Bedingungen. Das von 2023 bis 2028 dauernde Projekt wird durch folgende Staaten und Organisationen unterstützt: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, die Schweiz, Spanien, Südkorea, das Vereinigte Königreich und die Vereinigten Staaten sowie die Europäische Organisation für Kernforschung (CERN).
Das Projekt befasst sich mit den folgenden Themen, die für die Brandrisikobewertung von Interesse sind:

- Brandausbreitung entlang von Kabeltrassen,
- Brände in geschlossenen, unzureichend belüfteten Räumen mit Schwerpunkt auf sauerstoffarme Umgebungen sowie
- komplexe Szenarien zur Untersuchung der Brandausbreitung zwischen einzelnen Zündquellen und der Rauchausbreitung zwischen mehreren Räumen.

Die Experimente werden in den Anlagen der GALAXIE-Plattform der ASNR (Autorité

de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection) in Cadarache, Frankreich, durchgeführt. Die Resultate werden dann in Zusammenarbeit mit den anderen Mitgliedsorganisationen analysiert und für die Kalibrierung numerischer Modelle verwendet, die zu einer verfeinerten Bewertung des brandbedingten Risikos dienen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der Versuchskampagne zum Einfluss der Kabelalterung auf Brandausbreitung wurden Kabel von der ASNR und vom finnischen Forschungsinstitut VTT zur Verfügung gestellt. Es geht darum, diese ungebrauchten Kabel beschleunigt in einigen Wochen in einen dem Alter von über 80 Jahren entsprechenden Zustand zu bringen, um den Brandverlauf bei gealterten Kabeln mit demjenigen bei neuen Kontrollkabeln zu vergleichen. Basierend auf einer thermischen Charakterisierung der Kabel bei der Universität Kantabrien und beim CERN wurden genaue Alterungsprotokolle festgelegt, die den Kabeln die gesamteingetragene Energie zuführen sollten, welcher sie im Laufe der Jahre in den Umgebungsbedingungen eines Kernkraftwerks (KKW) (Temperatur, Strahlung) ausgesetzt sind. Ausserdem wurde die Weiterentwicklung numerischer Modelle für Kabelbrand fortgesetzt (Klein-Hessling, 2025).

Die geplanten Versuche zum Brand in einer sauerstoffarmen Umgebung wurden in zwei mit kontrolliertem Luftdurchfluss ausgestatteten Messanlagen durchgeführt. Von den beiden Messanlagen ist die eine genau viermal grösser als die andere, was eine Bestimmung der Verhältnisse der physikalischen Kenngrössen des Brandes zu entscheidenden Parametern wie Gaskonzentrationen und Luftdurchfluss ermöglicht. Die erhaltenen Messdaten werden nun analysiert.

Im Rahmen der Versuchskampagne der Brandausbreitung von einer Zündquelle zu einer anderen wurden Informationen zu den in KKW geschehenen Vorkommnissen und den für die Sicherheitsanalyse relevanten Brandszenarien erhoben. So wurden gewisse Merkmale und Parameter erkannt, die sich in der Versuchsanlage untersuchen lassen sollten, darunter das Vorliegen von primären und sekundären Zündquellen, Ausbreitungsmechanismen und Raumkonfigurationen. In einem ersten Schritt sollen die Versuchsszenarien zur Bestimmung der Bedingungen, bei denen Ausbreitung innerhalb von grossen Räumen bei ausreichend verfügbarem Sauerstoff eintritt, führen, insbesondere des Abstands zwischen Zündquellen und der Wärmefreisetzungsrate. Basierend auf den Messungen werden erste numerische Modelle erstellt werden können. In einem zweiten Schritt soll unter den identifizierten Ausbreitungsbedingungen der Einfluss der Wände und der Belüftung bei Szenarien in begrenzteren Innenräumen bestimmt werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Jede Versuchskampagne fängt mit numerischen, anhand bestehender Modelle durchgeführten Simulationen sowie sogenannten Unterstützungstests an, also Tests zur Kalibrierung der Versuchsanlagen und der wichtigsten Parameter. Im Berichtsjahr sind diese numerischen und experimentellen Aktivitäten für alle Kampagnen gemäss der Projektplanung durchgeführt worden. Diese Tätigkeit dient insbesondere zur Identifizierung und Spezifizierung der Bedingungen für die eigentlichen Versuche. Erst als zweiter Schritt werden diese Versuche umgesetzt und ausgeführt, und danach die Resultate analysiert.

Das erste erwartete Ergebnis des Forschungsprojekts ist ein besseres Verständnis des Brandverlaufs unter für Kernkraftwerke relevanten Bedingungen und der entsprechenden Vorkehrungen zur Verhinderung einer schweren Brandentwicklung. Ein zweites erwartetes Ergebnis ist eine genauere numerische Abbildung der physikalischen Brandphänomene: In der probabilistischen Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke ist es wichtig, den Brand realistisch zu simulieren, um die Konsequenzen eines Brandes und dessen risikotechnische Auswirkungen

realistisch bestimmen zu können. In dieser Hinsicht ist die anlässlich dieses Projekts ermöglichte Wechselwirkung zwischen experimentellen Erkenntnissen und Modellrechnungen vielversprechend.

Ausblick

Im kommenden Jahr sind die ersten Versuche zur Kabelalterung sowie zur Brandausbreitung zwischen einzelnen Zündquellen vorgesehen. Auch dabei bereiten Unterstützungstests und Simulationen den Weg für aussagekräftige Tests vor.
Zudem wird für die Studie der Entstehungsbedingungen einer Zündung unverbrannter Gase und der eventuell folgenden Deflagration eine neue Messanlage gebaut, welche insbesondere Überdruckspitzen bis zu 0,5 bar aushalten sollte. Sie wird mit der benötigten Messinstrumentierung (Temperatur-, Druck- und Gaskonzentrationssensoren sowie thermische Hochgeschwindigkeitskameras) ausgerüstet und für die Versuchskampagne getestet. Von der ASNR wurden Simulationen dieses Zündungsprozesses ausgeführt, um den bei den Versuchen zu verwendenden Gaskonzentrationsbereich herauszufinden.

Zitierte Literatur

■ Klein-Hessling, W. (2025): Application of the COCOSYS Cable Fire Model to Long Cable Tray Fire Experiments in the DIVA and SATURNE Facilities. 18th International Seminar on Fire Safety in Nuclear Power Plants and Installations, Paris.

1.3 Externe Ereignisse

Neben den intern ausgelösten Ereignissen sind bei den Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch extern ausgelöste Ereignisse zu berücksichtigen. Ein Schwerpunkt liegt dabei auf Erdbeben, da diese Gefährdung gemäss probabilistischen Sicherheitsanalysen den grössten Risikobeitrag für die Schweizer Kernkraftwerke liefert. Die beschriebenen Projekte beschäftigen sich mit geologischen Aspekten, insbesondere aber mit den Auswirkungen von Erschütterungen auf Kernanlagen. Zudem unterstützt das ENSI Forschungsarbeiten zum Thema Flugzeugabsturz.

1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre of Finland
Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Basler & Hofmann AG
ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die 2019 gestartete vierte Phase des Forschungsprojekts IMPACT (Impact of an Aircraft Against a Structure), mit dem Zusatz NEREID (NEw Research Effort in the Impact Domain) läuft inklusive der Berichterstattung bis 2026. Das Technical Research Centre of Finland (VTT) und die finnische Aufsichtsbehörde STUK lancierten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I-III (2006 bis 2018) schlossen sich auch ausländische Partner an.
Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. Die Schwerpunkte der vierten Projektphase bestehen in der Durchführung von Versuchen in grösserem Massstab mit dementsprechend grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuchen mit schiefem Projektilanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. In einer übergeordneten Testmatrix sind diese Untersuchungsinhalte den drei in den vorherigen Projektphasen durchgeführten Versuchstypen zugeordnet: Durchstanzversuche mit Hartgeschossen, Versuche an biegeweichen Platten mit verformbaren Projektilen und Versuche an Platten mit kombiniertem Biege- und Durchstanzverhalten. Um die geometrisch skalierten Versuche an grösseren Platten durchführen zu können, hat VTT eine neue Versuchsanlage gebaut.
Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Fachexpertinnen und -experten von Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI aus Bochum) und Basler & Hofmann (B&H aus Zürich) an diesem Projekt. Bei IMPACT IV – NEREID arbeiten sieben Teams aus sechs Ländern (Kanada, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweiz) mit. Von den Ländern Kanada, Finnland und Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die neuen (revidierten) geometrisch skalierten Versuche wurden Ende 2024 in der vergrösserten Versuchseinrichtung durchgeführt. Die ersten geometrisch skalierten Tests mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten der GSX1-Versuchsreihe waren ein Referenztest (mit einer 2 m × 2 m Stahlbetonplatte) und ein hochskalierter Test (3.5 m × 3.5 m Stahlbetonplatte). Sie wurden unter Verwendung von Kohlenstoffstahl-Geschossen mit geringerer Wandstärke und somit geringerer Steifigkeit wiederholt, um eine bessere Skalierung der Aufpralllasten zu erreichen. Diese neue geometrisch skalierte Versuchsreihe mit der Bezeichnung GSX1R verwendet die gleichen Plattenabmessungen und den gleichen Skalierungsfaktor wie die erste Versuchsreihe GSX1. Die Verteilung der Biege- und Schubbewehrung wurde jedoch leicht optimiert, um eine genauere Skalierung zu erreichen. Das ENSI und seine Expertinnen und Experten führten im Berichtsjahr 2025 für die GSX1R-Versuche rechnerische Simulationen durch. Die beiden Simulationen mit unterschiedlichen

Berechnungsmodellen und -programmen reproduzierten die experimentellen Ergebnisse und ergaben Hinweise auf eine gewisse Skalierungsempfindlichkeit aufgrund des nichtlinearen Tragverhaltens der Stahlbetonplatten. Diese Empfindlichkeit soll in der nächsten Projektphase weiter erforscht werden.

An dem Projekttreffen im Mai 2025 nahm das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten teil. Bestandteil des Treffens war auch ein Workshop, in dem die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

Im Jahr 2025 wurden zwei Versuche mit Stahlbetonplatten und korrodierten Bewehrungen durchgeführt (CP1 und CP2). Um eine Degradation von Bewehrung und Beton zu erreichen, wurden die Platten vor den Impact-Versuchen künstlich gealtert (Abbildung 3). Die Perforations-Grenzgeschwindigkeiten sind bei den Durchstanzversuchen an künstlich korrodierten Platten etwas niedriger als bei ähnlichen Versuchen an unbehandelten Platten.

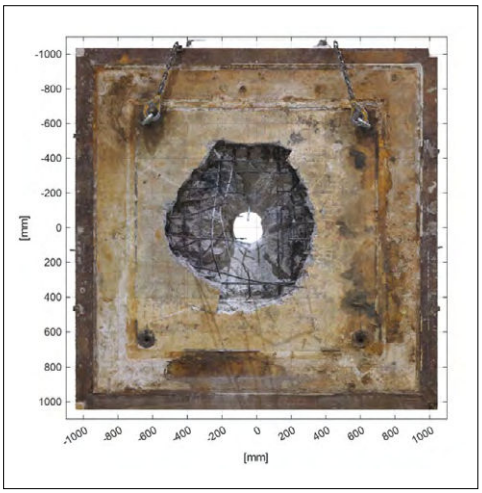


Abbildung 3: IMPACT IV–Test CP1 – Durchstanzversuch an einer künstlich korrodierten Platte, Rückseite der Platte. (Bild: VTT)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

VTT führte in der vierten Projektphase IMPACT IV – NEREID bisher insgesamt sechzehn Versuche mit Stahlbetonplatten in der alten Versuchseinrichtung und sechs Versuche mit Stahlbetonplatten in der neuen Versuchseinrichtung erfolgreich durch. Zwar kam es zu Verzögerungen infolge unvorhersehbarer Unwägbarkeiten beim Umgang mit der neuen Versuchsanlage. Nach den ersten erfolgreichen Versuchen verläuft das Projekt jedoch zufriedenstellend. Die realisierten Experimente der vierten Projektphase lieferten wertvolle Ergänzungen zu der in den vorherigen Projektphasen (IMPACT I – III) durchgeführten Forschung.

Mit der Beteiligung an IMPACT IV – NEREID wird sichergestellt, dass dem ENSI weiterhin der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden für die Einwirkung eines Flugzeugabsturzes zur Verfügung steht. Die Berücksichtigung der Erkenntnisse bei der Validierung der Berechnungsmodelle trägt zu einer realistischeren Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven bei. Auf diese Weise kann das ENSI sicherstellen, dass die angewandten Berechnungsmethoden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und kann die gewonnenen Erkenntnisse in der Aufsichtstätigkeit anwenden.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme am Projekt IMPACT IV – NEREID die Fachkompetenz zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen. Des Weiteren kann das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an internationalen Konferenzen vorstellen, was einen regelmässigen Austausch mit den Fachleuten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder garantiert. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Das geplante Testprogramm mit der neuen Versuchseinrichtung wurde bis Ende 2025 abgeschlossen. Im Jahr 2026 werden die einzelnen Berichte zum Projekt verfasst und damit die vierte Projektphase IMPACT IV – NEREID abgeschlossen. Die fünfte Phase des IMPACT Projekts wird voraussichtlich im Jahr 2027 starten.

1.3.2 Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1

Projektpartner: North Carolina State University (NCSU), Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS)
ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi, Tadeusz Szczesiak
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die sicherheitsrelevanten elektrischen Komponenten und dazugehörigen Schaltschränke werden auch auf Erschütterungen infolge eines Erdbebens und Flugzeugabsturzes (FLA) ausgelegt, wobei je nach Anforderungen sowohl die Standfestigkeit als auch die Funktionstüchtigkeit massgebend sein können.

Bei den Erschütterungen infolge Erdbeben werden in der Regel niederfrequente Anteile unter 10 Hz relevant. Einige der jüngsten Erdbeben weltweit wiesen aber aufgrund der Hartgesteinsböden höhere Frequenzanteile auf. Zudem können Einwirkungen wie FLA oder Absturz schwerer Lasten zu hochfrequenten Erschütterungen mit grossen Beschleunigungen führen, welche die Standfestigkeit und/oder Funktionstüchtigkeit der elektrischen Komponenten beeinträchtigen können. Dieser Sachverhalt wurde auch experimentell bestätigt.

Die Auswirkungen hochfrequenter Erschütterungen infolge von Erbeben und FLA sind bisher noch nicht ausreichend erforscht und deshalb in Sicherheitsanalysen möglicherweise nicht adäquat berücksichtigt. Aus der Sicht des ENSI ist es wichtig, in dieser praxisrelevanten und international diskutierten Frage Klarheit zu schaffen.

Basierend auf diesen Überlegungen hat das Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS) an der North Carolina State University (NCSU) im Auftrag des ENSI ein Forschungsprojekt zur Auswirkung der hochfrequenten Erschütterungen auf Schaltschränke mit elektrischen Komponenten gestartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die hochfrequenten seismischen und FLA-induzierten Erschütterungen breiten sich in der Struktur vom Aufprallort bis zum Standort der Schaltschränke aus und dringen in die Schaltschränke ein. Die Erschütterungen können zusätzlich durch sekundäre Stossvorgänge oder Resonanzeffekte in den Schaltschränken verstärkt werden und die Funktionalität von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen und Relais beeinträchtigen. Diese komplexen physikalischen Vorgänge sind noch nicht ausreichend erforscht. Aus diesem Grund hat das ENSI vor, für die Schaltschränke die derzeitige Praxis und die Methoden zur Bestimmung der Erschütterungen infolge Erdbeben und FLA systematisch zu untersuchen. Zugleich sollen die Nachweismethoden für Integrität und Funktionalität der Schaltschränke mit den darin verbauten elektrischen Komponenten hinterfragt werden.

Das Forschungsprojekt ist in zwei Phasen unterteilt. In der Phase 1 (2024 bis 2026) wird der Schwerpunkt auf der Erforschung des aktuellen Standes der Technik liegen. Neben Literaturstudien und Analyse der bereits durchgeführten experimentellen Studien ist die Durchführung mehrerer Vorberechnungen geplant, um realistische, aus verschiedenen Erdbeben- und FLA-Szenarien resultierende Erschütterungen zu ermitteln. In dieser Phase werden auch vereinfachte Versuche konzipiert, um den Einfluss geometrischer Nichtlinearitäten zu studieren, zum Beispiel Spalten und Zwischenräume bei der Befestigung der Schaltschränke oder zwischen den benachbarten Schränken.

Im Berichtsjahr 2025 wurde für ein Reaktorgebäude eines Kernkraftwerks eine Reihe von Finite-Elemente-Berechnungsmodellen mit zunehmender Komplexität entwickelt, um die Ausbreitung von Erschütterungen vom Aufprallort bis zum Standort der Komponenten numerisch zu untersuchen. Zunächst wurden Analysen unter Verwendung eines vereinfachten, konzentrierten Massenstabmodells (lumped-mass stick model) durchgeführt. Nachdem die Ergeb-

nisse der ersten Studie mit dem Stabmodell analysiert wurden, wurde die Komplexität des Modells erhöht, um ein detaillierteres 3D-Schalenmodell bilden zu können. Im nächsten Schritt wird die Material-Nichtlinearität in der Analyse berücksichtigt, um das Verhalten des Reaktorgebäudes bei einem Flugzeugaufprall realistischer zu simulieren. Weiterhin wurden Rütteltischversuche an vereinfachten Mehrmassenschwinger-Systemen (Multiple Degrees of Freedom Systeme, MDOF) durchgeführt, um die Auswirkungen von Spalten, Zwischenräumen und lokalen Nichtlinearitäten auf das dynamische Verhalten der Komponente besser zu verstehen (Abbildung 4). Zusammenfassend haben die ersten durchgeführten Versuche gezeigt, dass Spalten und Zwischenräume bei der Befestigung des Versuchskörpers am Rütteltisch zu einer Reduzierung der Beschleunigungen im Vergleich zu den Versuchen ohne Spalten führen. Dabei ist aber zu beachten, dass bei stärkeren Erschütterungen die offenen Spalten geschlossen werden können und es aufgrund lokalen Aufpralls auch zu einer Verstärkung der hochfrequenten Erschütterungen kommen kann.

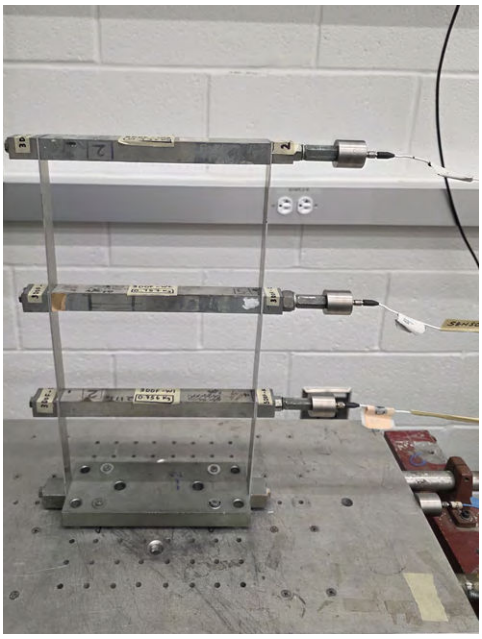


Abbildung 4: Rütteltischversuche an einem vereinfachten System. (Bild: CNEFS, NCSU)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die bisherigen Projektarbeiten wurden planmässig durchgeführt und haben gezeigt, dass zunächst noch weitere Rütteltisch-Versuche mit vereinfachten Systemen sinnvoll sind, um die später geplanten Experimente im grösseren Massstab besser konzipieren zu können. Aus diesem Grund wird die erste Projektphase um ein Jahr (bis Ende 2026) verlängert.

Das Projekt ist Teil des aktuellen Forschungsschwerpunkts «Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen». Die Forschungsarbeiten dienen dem ENSI dazu, die aktuell verwendete Methodik für die Überprüfung der Sicherheitsnachweise der Kernanlagen und deren Komponenten zu hinterfragen und weiterzuentwickeln. Bei diesen spielt die Thematik der hochfrequenten Erschütterungen infolge Erdbeben und FLA eine wichtige Rolle. Die Erkenntnisse aus diesem Forschungsprojekt können direkt bei den aktuellen und zukünftigen Aufsichtstätigkeiten des ENSI verwendet werden.

Das ENSI beabsichtigt, die Erkenntnisse aus diesem Projekt an internationalen Fachkonferenzen und Arbeitsgruppen zu präsentieren, um von den Diskussionen und dem Austausch mit den Fachexperten und -expertinnen sowie Aufsichtsbehörden anderer kernkraftwerksbetreibender Länder profitieren zu können.

Ausblick

Um die Ausbreitung von hochfrequenten Erschütterungen in einem nuklearen Gebäude infolge eines Flugzeugabsturzes vom Aufprallpunkt bis zum Standort der erschütterungsempfindlichen Komponenten numerisch zu untersuchen, wurde im Berichtsjahr 2025 eine Reihe von Berechnungsmodellen mit zunehmender Komplexität entwickelt. Im nächsten Schritt werden im Jahr 2026 die Auswirkungen von Material-Nichtlinearitäten berücksichtigt, um das Verhalten eines nuklearen Gebäudes bei einem Flugzeugaufprall bei den 3D-Analysen realistischer zu simulieren. Die aus diesen Analysen hervorgehende massgebende Einwirkung am Standort einer Komponen-

te sollte bei den experimentellen Studien verwendet werden. Zunächst werden auch noch weitere Rütteltisch-Versuche mit vereinfachten Systemen durchgeführt.
Schliesslich werden die gewonnenen Erkenntnisse bei der Planung neuer Experimente an weiteren vereinfachten Systemen sowie an Schaltschränken in der Phase 2 des Projekts genutzt.

1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Projektpartner: Schweizerischer Erdbebendienst (SED),
Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich)
ENSI-Projektbegleitung: Thomas van Stiphout
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben. Er ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung der seismischen Gefährdungsanalyse der Schweiz zuständig. Die Forschenden des SED beschäftigen sich auch mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnete Ziele der Forschungszusammenarbeit zwischen dem ENSI und SED sind der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die für das Projekt etablierte Gruppe der Forschenden steht ausserdem dem ENSI mit ihrer Fachexpertise beratend zur Verfügung.
Die Forschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen zur Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken sowie zum Sachplanverfahren und damit zu der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untertageanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Die Forschungsschwerpunkte sind in folgende Teilprojekte unterteilt:

1. Umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und der Erdbebenskalierung,
2. Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche (Kernkraftwerke, Zwischenlager, Oberflächenanlagen) wie auch in Tiefen von 300–900 m unter der Erdoberfläche (geologische Tiefenlager),
3. Erarbeitung wissenschaftlicher Grundlagen für die potenzielle Anwendung von zeitabhängigen Erdbebengefährdungsanalysen in der Schweiz.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1

Die Modellierung der Bodenbewegung an einem Standort aufgrund eines Erdbebens erfolgt üblicherweise in zwei Schritten: Im ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPEs) beschrieben. Im zweiten Schritt wird anhand von empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung (Amplifikation) der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA) wichtig.
Die Anwendung eines stochastischen Abminderungsmodells für die Schweiz ist sinnvoll, da ein solches die Eigenschaften der Ausbreitung seismischer Wellen in der regionalen geologischen und tektonischen Struktur abbildet. Auf Basis der im letzten Jahr durchgeführten Studien zur Dauer von Bodenbewegungen wurde ein sogenanntes «Duration Model» (ein Modell zur Beschreibung der Dauer der Bodenbewegungen) aus der Literatur gewählt, mit Schweizer Erdbebenaufzeichnungen aus den Jahren 1999 bis 2025 verglichen und mit diesem Daten-

satz neu kalibriert. Das daraus resultierende, schweizspezifisch kalibrierte Duration Model ist eine zentrale Komponente für das aktuell überarbeitete stochastische Modell.

Im Rahmen der Überarbeitung wurde im Jahr 2025 ein Verfahren zur Schätzung der Modellparameter (spektrale Inversion) implementiert. Hierfür wurden alle Schweizer Erdbebenaufzeichnungen der letzten 26 Jahre mit einer Magnitude > 2.5 im Inversionsprozess berücksichtigt. Die Ergebnisse zeigen eine deutliche Variabilität der Abminderung, die von der Herdtiefe des Erdbebens und der Dämpfung im Untergrund abhängt. Beide Faktoren wurden im früheren Modell (2013) noch nicht berücksichtigt. Mit der Integration dieser Faktoren im stochastischen Modell können die Unsicherheiten reduziert und es kann eine genauere Schätzung des Standortterms der Hochfrequenzdämpfung (kappa, κ_0) vorgenommen werden.

Genaue Scherwellenprofile sind von grosser Bedeutung für die Berücksichtigung von lokalen Standorteigenschaften bei der Erdbebengefährdungsanalyse. In den vergangenen Jahren wurde dazu eine Inversionsmethode entwickelt, um Scherwellenprofile auf Basis von passiven seismischen Daten (Ambient Noise) unter Verwendung von Einzelstationsdaten (H/V-Daten) und/oder Daten aus einem Verbund von Stationen zu berechnen. Mit dieser Methode nimmt der SED seit 2025 an einem internationalen Benchmark-Programm teil, um die Vorhersagegenauigkeit der Methode zur Inversion von H/V-Daten anhand eines Blindtests und gegenüber anderen Methoden zu vergleichen. Solche Benchmarks sind wichtig, um die Aussagekraft der Methoden besser einschätzen zu können. Entsprechende Resultate werden im Jahr 2026 vorliegen.

In der Praxis ermöglichen die in Teilprojekt 1 erarbeiteten Methoden zukünftig, die standortspezifische Abschätzung der Erdbebengefährdung zu verbessern. Im Weiteren dienen sie dazu, Unsicherheiten zu reduzieren sowie die seismische Charakterisierung von Standorten zu optimieren.

Teilprojekt 2

Die Charakteristika eines Erdbebensignals werden durch die Eigenschaften der Erdbebenquelle sowie durch Ausbreitungs- und Standorteinflüsse bestimmt. Für die Modellierung von Bodenbewegungen muss eine Vielzahl physikalischer Phänomene im Bereich der Quelle, der Wellenausbreitung in einer heterogenen Erdkruste und der Einfluss der lokalen Geologie berücksichtigt werden. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 2 liegt daher in der Entwicklung und Implementierung numerischer Programme für die Physik-basierte Modellierung, um Bodenbewegungen standortspezifisch zu simulieren. Frühere Arbeiten im Teilprojekt 2 haben gezeigt, dass Elemente wie das 3D-Geschwindigkeitsmodell, welches die Sedimente und geologische Schichtabfolge repräsentiert, die Topografie oder die Streuung der Erdbebenwellen in der heterogenen Erde einen signifikanten Einfluss bei der Physik-basierten Modellierung haben können.

Im Jahr 2025 wurden die in diesem Projekt entwickelten Programme und Modelle für die Physik-basierte Modellierung von seismischen Wellenformen für das Schweizer Mittelland angepasst und anhand von realen Erdbebendaten validiert. Zur Überprüfung der Modellierungen werden die berechneten seismischen Signale mit aufgezeichneten Signalen verglichen. Im Gegensatz zu früher erarbeiteten Modellierungen des Rhônetals im Wallis (siehe beispielsweise den ENSI-Erfahrungs- und Forschungsbericht 2023), für welches ein detailliertes geophysikalisches 3D-Modell des Untergrundes existiert, liegt ein solches für das Schweizer Mittelland nicht im gleichen Detaillierungsgrad vor. Dieses Vorgehen erlaubt es dem SED, die Bedeutung und Relevanz des geophysikalischen Modells und dessen notwendigen Detaillierungsgrad abzuschätzen. Die Resultate bestätigen frühere Ergebnisse, wonach die detaillierte Kenntnis der Topographie und der komplexen Geologie im Untergrund wichtig ist, um mit der Modellierung auch höhere Frequenzen und komplexe Wellenphänomene korrekt zu berücksichtigen.

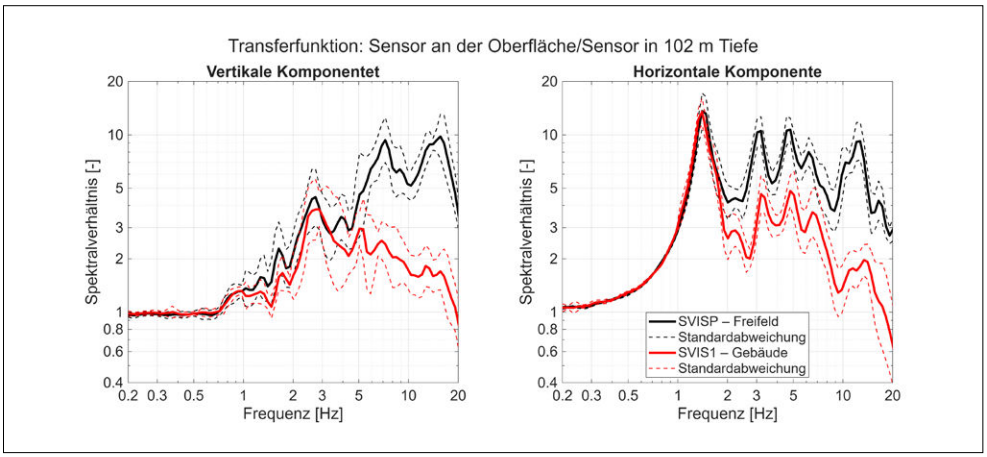


Abbildung 5: Untersuchung der Boden-Bauwerk-Interaktion an der Station SVIP/SVIS1 in Visp (VS). Die beiden Diagramme zeigen das Erdbebenspektralverhältnis (Verteilung der Energie eines Erdbebens über verschiedene Frequenzen) zwischen den Oberflächen- und Bohrlochsensoren in 102 m Tiefe, für die vertikale (links) und die horizontale (rechts) Komponente. In schwarz ist das Spektralverhältnis für die Station SVISP dargestellt, in rot das Spektralverhältnis für die Station SVIS1 (mit in ein Gebäude eingebetteter Oberflächenstation). (Bild: SED)

Der Einbezug der Boden-Bauwerk-Interaktion (BBI) ist ein zentraler Schritt bei seismischen Gefährdungsanalysen. In Visp (VS) bot sich dem SED und diesem Projekt an, diese BBI direkt zu ermitteln. Abbildung 5 zeigt die BBI an einer Station an der Oberfläche und im Bohrloch in Visp in 102 m Tiefe vor und nach dem Bau eines Gebäudes. Die Bohrlochstation wurde ursprünglich 2016 mit einem Oberflächensensor auf unbebautem Terrain installiert. Nachdem ein grosses Industriegebäude um den Oberflächensensor herum gebaut worden war, zeigen die Ergebnisse einen deutlichen Rückgang der Spektralverhältnisse bei hohen Frequenzen. Mit den Arbeiten im Teilprojekt 2 trägt das ENSI dazu bei, Physik-basierte Modellierungen der seismischen Wellenausbreitung weiterzuentwickeln. Dabei geht es aktuell darum, die für die Modellierung wichtigen Parameter und Einflussfaktoren zu identifizieren und die Grundlage für zukünftige robuste Modellierungen von Erdbeben zu ermöglichen. In Regionen mit wenigen Starkbeben-Aufzeichnungen (grosse Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden) können Physik-basierte Modellierungen dazu beitragen, die Gefährdungsgrundlagen zu verbessern.

Teilprojekt 3

Der Fokus von Teilprojekt 3 liegt auf zeitabhängigen Erdbebengefährdungsanalysen. Damit will das ENSI abklären, ob und wie die wissenschaftlichen Grundlagen genutzt werden können, beispielsweise um die Notfall- und Kommunikationsplanung zu verbessern.

Im Jahr 2025 wurde das entwickelte zeitabhängige Erdbebengefährdungsmodell eingesetzt, um die Relevanz der Erdbebengefährdung aufgrund Nachbebensequenzen abzuschätzen. Dabei wurden die Wahrscheinlichkeiten für Nachbeben mit einem schweizspezifischen Abminderungsmodell (siehe Teilprojekt 1) kombiniert, um die Grössenordnung der Erhöhung der Wahrscheinlichkeit für das Erreichen einer gewissen Bodenbeschleunigung aufgrund von Nachbeben zu ermitteln. Dies hilft dem ENSI, die Bedeutung und Relevanz entsprechender Nachbebensequenzen objektiv einzuordnen.

Die Arbeiten im Teilprojekt 3 erlauben es dem ENSI, den Stand von Wissenschaft und Technik in diesem Bereich aktiv zu verfolgen und bei Bedarf die kommunikative Abstimmung zwischen SED und ENSI auf Basis wissenschaftlicher Grundlagen weiterzuentwickeln.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen stellt die Erdbebengefährdung ein wichtiges Thema dar. Mit den Arbeiten in den drei Teilprojekten soll das vorhandene Fachwissen erhalten und weiterentwickelt werden. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten

erlauben es, die Einflüsse der seismischen Quellen, der Wellenausbreitung in der Erdkruste und des lokalen Standorts kontinuierlich besser zu beschreiben und zu beurteilen. Die Arbeiten in den Teilprojekten 1, 2 und 3 laufen nach Plan.

Die im Gesamtprojekt entwickelten Methoden und Ansätze sowie gewonnenen Erkenntnisse werden laufend für die weiteren Arbeiten des SED berücksichtigt, zum Beispiel für verbesserte Standortcharakterisierungen oder Gefährdungsanalysen. Ein übergeordnetes Ziel der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen ist die Reduktion der Unsicherheiten der seismischen Gefährdungsanalysen. Die im Teilprojekt 1 erarbeiteten Ergebnisse zur verbesserten Berücksichtigung der Standorteigenschaften arbeiten direkt diesem Ziel zu.

Die Forschungsbereiche zu neuen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen anwenden, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke sowie das beantragte geologische Tiefenlager.

Die Zusammenarbeit mit dem SED erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen, die aufsichtlichen Anforderungen anzupassen sowie bei Bedarf kurzfristig auf die Expertise beim SED zurückzugreifen.

Ausblick

Als nächste Schritte sind vorgesehen:

- In Teilprojekt 1 steht nach der diesjährigen Aktualisierung des stochastischen Modells im Jahr 2026 die Implementierung eines tiefenabhängigen 3D-Abminderungsmodells an, wobei Schweizer Erdbebendaten (mit Magnituden grösser 2 im Zeitraum 1999 bis 2025) berücksichtigt werden sollen. Daneben soll eine Beteiligung am Benchmark zur Vorhersage des Scherwellenprofiles mittels H/V-Daten mit der Inversionsmethode erfolgen.
- In Teilprojekt 2 soll das Physik-basierte Modell für das Mittelland unter anderem bezüglich der Implementierung von Daten aus dem 3D-Molasse/Geomol-Modell sowie der Berücksichtigung von realistischeren Quellmodellen weiterentwickelt werden. Zudem sollen die Ergebnisse der Studien zur Boden-Bauwerk-Interaktion bis zum Projektende im Sommer 2026 in einer Publikation zusammengefasst werden.
- In Teilprojekt 3 werden im Jahr 2026 einerseits Arbeiten zur Skaleninvarianz der Seismizität adressiert, andererseits die Arbeiten zu den zeitabhängigen Erdbebengefährdungsanalysen bis Mitte 2026 abgeschlossen.

1.3.4 Einfluss nichtlinearer Effekte auf Etagenantwortspektren in kerntechnischen Anlagen bei Erdbeben

Projektpartner: Rheinland-Pfälzische Technische Universität Kaiserslautern-Landau (RPTU), Fachgebiet Statik und Dynamik der Tragwerke
ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi, Yesim Biro
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Etagenantwortspektren (EAS), welche die Erdbebeneinwirkung auf Komponenten und Systeme in nuklearen Gebäuden repräsentieren, werden vor allem bei auslegungsüberschreitenden Erdbeben durch nichtlineares Verhalten der Struktur und die nichtlinearen Effekte der Boden-Bauwerk-Interaktion geprägt. Die entsprechenden numerischen Analysemethoden sollen hinterfragt, verbessert und ein praxisnahes Ingenieurmodell entwickelt werden, mit dem die EAS direkt aus der Freifeldbewegung (oder entsprechenden Uniform Hazard Spektren) am Standort berechnet werden können. Dabei sollen zugleich die aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten genauer quantifiziert und bewertet werden. Der Arbeitsplan des 2025 gestarteten Forschungsvorhabens umfasst sechs wesentliche Arbeitspakete (AP), die jeweils spezifische Aufgaben und Ziele haben. Diese Arbeitspakete mit zunehmender Komplexität sind eng miteinander verknüpft und tragen gemeinsam zur Erreichung der Gesamtziele des Projekts bei:

- **AP1:** Lineare numerische Simulationen und Berechnungen der EAS.
- **AP2:** Untersuchung der Einflüsse der nichtlinearen Effekte (Material-Nichtlinearitäten im Boden) bei steigenden Erdbebenintensitäten (ohne Abheben).
- **AP3:** Untersuchung der Einflüsse der Boden-Bauwerk-Interaktion (BBI) und des Abhebens bei den auslegungsüberschreitenden Intensitäten des Erdbebens.
- **AP4:** Erstellung von vereinfachten Ingenieurmodellen oder Verfahren zur Bestimmung der nichtlinearen EAS auf der Basis der numerischen Simulationen unter Berücksichtigung des nichtlinearen Verhaltens der Struktur und von Boden, BBI und Abheben.
- **AP5:** Erstellung eines Ingenieurmodells zur direkten Bestimmung der EAS auf Basis der Resultate des AP4 und Validierung des entwickelten Modells durch Vergleich mit experimentellen Daten.
- **AP6:** Dokumentation der Untersuchung in einem Bericht und allfällige Veröffentlichungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das erste Arbeitspaket AP1 mit dem Schwerpunkt «lineare numerische Simulationen» wurde im Jahr 2025 bearbeitet. Dabei wurden zwei unten beschriebene Methoden zur Berechnung der Etagenantwortspektren untersucht.

In der Regel werden die linearen Zeitverlaufsberechnungen unter Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-interaktion durchgeführt, um das dynamische Verhalten der Kernkraftwerks-Strukturen zu bestimmen. Die Verschiebungen, Geschwindigkeiten und Beschleunigungen des Bauwerks werden für repräsentative Stellen (in der Regel für verschiedene Etagen) berechnet, und aus diesen Ergebnissen werden die Etagenantwortspektren ermittelt. Alternativ können die EAS vereinfachend mit einem analytischen Verfahren direkt aus den Bodenspektren (Freifeldbewegung) unter Berücksichtigung von modalen Eigenschaften des Tragwerks ermittelt werden.

Im Jahr 2025 wurde das lineare Erdbebenverhalten von einem typischen Hilfsanlagengebäude untersucht. Bei der linearen Zeitverlaufsanalyse wurden zuerst die geeigneten Erdbebenzeitverläufe ausgewählt und in Übereinstimmung mit der als Uniform Hazard Spektrum gegebenen Erdbebeneinwirkung gebracht. Die Anwendung dieser Methode wurde anhand eines Beispiels validiert. Dabei wurde eine Stahlbetonkonstruktion mit drei Etagen untersucht, die einen Teil eines nuklearen Hilfsanlagengebäudes aus dem früheren Projekt NEA SMART2013 darstellt. Die lineare Antwort der Stahlbetonkonstruktion wurde mit den experimentellen Ergebnissen verglichen. Diese Analyse wurde mit der expliziten Methode der numerischen Integration im Zeitbereich im Finite-Elemente-Programm LS-DYNA durchgeführt. Dies ermöglichte eine detaillierte Analyse des Verhaltens komplexer Strukturen und ihrer Komponenten unter seismischer Belastung.

Die «Direkt-Spektrum-zu-Spektrum» genannte Methode ist ein analytisches Verfahren, um EAS aus Bodenantwortspektren und den modalen Eigenschaften des Tragwerks zu generieren. Die Anwendung der verschiedenen Ansätze wurde für eine moderate seismische Belastung untersucht und mit den aktuellen internationalen Normen und Standards verglichen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde im Jahr 2025 ins Leben gerufen und ist Teil des aktuellen Forschungsschwerpunkts «Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen». Im ersten Jahr der vierjährigen Projektlaufzeit wurden lineare numerische Simulationen des Erdbebenverhaltens eines Hilfsanlagengebäudes durchgeführt. Die Erkenntnisse aus diesen Simulationen und die dabei festgestellten Herausforderungen tragen zu einem besseren Verständnis und einer besseren Vorbereitung für die nächsten Projektphasen bei.

Mit dem vorliegenden Forschungsvorhaben sollen offene Fragen zum Verhalten der kern-

technischen Anlagen bei auslegungsüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen unter Berücksichtigung der nichtlinearen Effekte im Boden und an der Grenze Struktur-Boden (Abheben) geklärt werden. Durch die Entwicklung und Verbesserung numerischer Analysemethoden sowie die Schaffung eines praxisnahen Ingenieurmodells sollen präzisere und zuverlässigere Analysen ermöglicht werden. Die vom ENSI angewandten Modellierungsansätze und Berechnungsmethoden für die Analysen des seismischen Tragverhaltens wurden auf Basis der gewonnenen Erkenntnisse optimiert. Diese können direkt in der Aufsichtstätigkeit verwendet werden. Zudem werden die Erkenntnisse aus diesem Projekt an internationalen Fachkonferenzen und Arbeitsgruppen präsentiert, um von den Diskussionen und dem Austausch mit den Fachexperten und -expertinnen profitieren zu können.

Ausblick

Im nächsten Schritt werden im Jahr 2026 die Einflüsse der nichtlinearen Effekte (Material-Nichtlinearitäten im Boden) auf die EAS bei verschiedenen Erdbebenintensitäten untersucht. Das Projekt wird voraussichtlich bis Ende 2028 laufen.

1.3.5 NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake

Projektorganisation: Nuclear Energy Agency (NEA)
Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Basler & Hofmann AG, Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK) der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich)
ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi, Tadeusz Szczesiak
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Während des Le Teil Erdbebens, das sich in der Nähe des französischen Kernkraftwerks Cruas-Meysse (Département Ardèche) im Jahr 2019 ereignet hat, wurden sowohl die Bodenbewegungen an der Geländeoberfläche (free-field) als auch die Bewegungen an verschiedenen Stellen in den Gebäuden des Kernkraftwerks aufgezeichnet. Das Kernkraftwerk Cruas-Meysse ist seismisch basisisoliert, das heisst, sicherheitstechnisch wichtige Gebäude sind auf Federn gelagert, um seismisch induzierte Schwingungen zu reduzieren. Die aufgezeichneten Daten wurden im Rahmen eines internationalen Benchmark-Projekts als Grundlage für Vergleichsrechnungen genutzt, um die Ingenieurmodelle zur Untersuchung des Strukturverhaltens der seismisch isolierten nuklearen Anlagen beim Erdbeben zu validieren und Empfehlungen für die Praxis abzuleiten. Das im Jahr 2023 gestartete Projekt wird von der Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR) und EDF (Electricité de France) unter dem Schirm der NEA (Nuclear Energy Agency) organisiert.
Das ENSI hat beschlossen, sich nicht am ersten Projekthauptteil «Erdbebenausbreitung von der Quelle zum Standort des Kernkraftwerks» zu beteiligen, weil ähnliche Fragen im Zusammenhang mit den bereits abgeschlossenen Studien der Erdbebengefährdung für die Schweizer Kernkraftwerke detailliert untersucht wurden. Hingegen hat sich das ENSI entschlossen, bei der Phase 3 des Projekts «Untersuchungen und Blindrechnungen des Strukturverhaltens der Anlage» zusammen mit drei Teams der Expertinnen und Experten der ETH Zürich, Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI aus Bochum) und Basler & Hofmann (B&H aus Zürich) mitzuwirken.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der SMATCH-Benchmark wurde in drei Phasen durchgeführt:

- **Phase 1:** Anmeldungen (für Phase 2 und Phase 3), Bestimmung des Programms und Zeitplans
- **Phase 2:** Erdbebenausbreitung von der Quelle zum Standort des Kernkraftwerks Cruas-Meysse (Blindprognosen und Nachrechnungen)
- **Phase 3:** Untersuchungen des seismischen Strukturverhaltens der Anlage

(Blindprognosen, Kalibrierung und Nachrechnungen)

Die drei ENSI-Teams von ETH, SPI und B&H, die an der Phase 3 teilgenommen haben, entwickelten verschiedene Berechnungsmodelle mit unterschiedlicher Finite-Elemente-Software (FE) für strukturdynamische Analysen (Abbildung 6). Es wurden dabei Ansätze mit unterschiedlicher Komplexität verwendet. Zwei der drei Teams (SPI und ETH) haben basierend auf der bereitgestellten Kernkraftwerks-Geometrie mittels FE vollständige detaillierte 3D-Modelle für die wichtigsten Bauten aufgebaut, während das ENSI-Team B&H für alle betrachteten Bauten vereinfachte Berechnungsmodelle mit Stäben (lumped mass stick models) verwendete, um den Vergleich mit detaillierter Modellierung zu ermöglichen.

Im ersten Schritt der Phase 3 (Stage 1) im Jahr 2024 mussten die Teilnehmer seismische Zeitverlaufsanalysen durchführen, um die Beschleunigungen an den Sensorstandorten in den Gebäuden ohne vorherige Kenntnis der tatsächlichen Aufzeichnungen zu ermitteln. Diese Ergebnisse wurden im Berichtsjahr 2024 publiziert. Der zweite Schritt der Phase 3 (Stage 2) mit dem Fokus auf Verbesserung und Kalibrierung der durchgeführten seismischen Analysen begann im November 2024 und wurde im Jahr 2025 abgeschlossen.

Vergleiche zwischen den Blindprognosen für die Beschleunigungen und den effektiven gemessenen Werten zeigten trotz der Herausforderungen bei der Modellierung der komplexen Strukturen eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Dies zeigte, dass die durchgeführten numerischen Analysen trotz unterschiedlichen Modellierungsannahmen und -komplexitäten für die Analysen des dynamischen Strukturverhaltens eines seismisch basisisolierten Kernkraftwerks grundsätzlich geeignet sind.

Im zweiten Schritt der Phase 3 (Stage 2) haben die drei ENSI-Teams sich vor allem mit der Anpassung der Steifigkeiten und Dämpfungen der seismischen Isolierung und mit der genaueren Modellierung der unteren Bodenplatte (lower raft) unter Berücksichtigung der Interaktion mit dem umgebenden Untergrund befasst. Dabei hat die Anpassung der Steifigkeiten und Dämpfungen der seismischen Isolierung zur besten Übereinstimmung mit den Messdaten geführt.

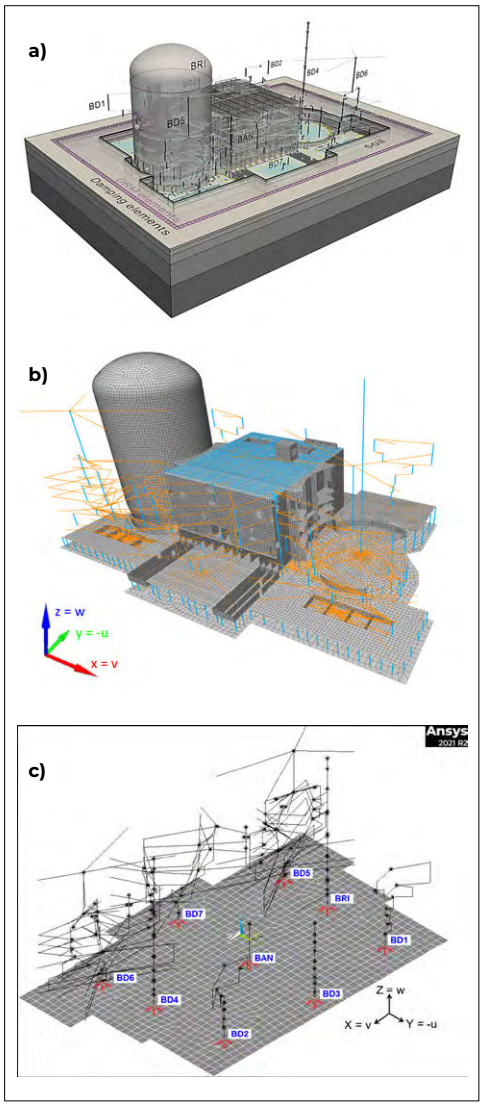


Abbildung 6: Berechnungsmodelle des Kernkraftwerks Cruas der ENSI-Teams: a) ETH b) SPI und c) B&H. (Teilbilder: jeweiliges ENSI-Team)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt ist Teil des aktuellen Forschungsschwerpunkts «Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen». Mit der Teilnahme am SMATCH-Benchmark festigte und erweiterte das ENSI seine Fachkompetenz in der Beurteilung der Erdbebensicherheit von Baustrukturen in Kernanlagen und insbe-

sondere von seismisch isolierten Baustrukturen. Die vom ENSI und seinen Expertinnen und Experten angewandten Modellierungsansätze und Berechnungsmethoden für die Analysen des seismischen Tragverhaltens wurden getestet und optimiert. Die gewonnenen Erkenntnisse können direkt in der Aufsichtstätigkeit verwendet werden.
Des Weiteren konnte das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an den Benchmark-Workshops sowie an der SMiRT-28 Konferenz in Toronto vorstellen, was einen wertvollen Austausch mit international tätigen Fachleuten ermöglichte.

Ausblick

Das im Jahr 2023 gestartete NEA Benchmark Projekt SMATCH wurde im Berichtsjahr 2025 erfolgreich abgeschlossen. Der finale Workshop wird im Februar 2026 in Avignon stattfinden.

1.3.6 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen

Projektpartner: Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich), Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK)
ENSI-Projektbegleitung: Milan Kovarbasic
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Eine zuverlässige und nachvollziehbare Vorhersage des Erdbebenverhaltens nuklearer Bauten und insbesondere die Bestimmung der Sicherheitsmargen ist für das ENSI von grosser Bedeutung. Im Zusammenhang mit der relevanten Erhöhung der zu berücksichtigenden Erdbebenlasten für die Schweizer Kernkraftwerke nach der Festlegung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 spielen nichtlineare Berechnungsmethoden eine wichtige Rolle.
Bei der Bestimmung der seismischen Tragfähigkeit von Stahlbetonstrukturen in nuklearen Bauten ist das Verhalten der vorwiegend auf Schub beanspruchten Stahlbetonwände (Schubwände) entscheidend. Trotz intensiver internationaler Forschungstätigkeit ist es aber immer noch nicht in jedem Fall möglich, das komplexe Last-Verformungs-Verhalten dieser Wände unter zyklischer Belastung und schliesslich die seismische Grenztragfähigkeit zufriedenstellend vorherzusagen.
Ziel des im November 2021 gestarteten Projekts ist die Entwicklung eines konsistenten mechanischen Materialmodells für die numerische Berechnung von Stahlbetonschalen unter zyklischer Belastung. Dieses Modell soll anschliessend in ein Rechenprogramm für die Finite-Elemente-Analyse (FEA) implementiert werden. Das FEA-Programm soll für die numerischen Simulationen des Verhaltens nuklearer Stahlbetonbauten bei Erdbeben verwendet werden können. Von besonderem Interesse ist das Verhalten von gedrungenen Schubwänden unter zyklischer Belastung, da diese in der Regel zur Abtragung der Horizontalkräfte in Nuklearbauten dienen.
Im neuen Materialmodell werden im Gegensatz zu herkömmlichen Materialmodellen hauptsächlich Standard-Materialeigenschaften als Eingabedaten verwendet. Diese Vorgehensweise erlaubt es, eine überschaubare Anzahl von nachvollziehbaren Parametern zu verwenden, die mit physikalischen Materialeigenschaften übereinstimmen und bei der Strukturplanung oder -bewertung zuverlässig bestimmt werden können. Die entsprechenden Algorithmen wurden bereits für unidirektionale, also monoton steigende Beanspruchungen an der ETH Zürich entwickelt, erweitert und validiert. Sie bilden die Grundlage für die im Projekt geplante Erweiterung der Modelle auf zyklische Belastung. Bei zyklischen Belastungen kommen zusätzliche nichtlineare Effekte ins Spiel, was die Komplexität der Berechnungen wesentlich erhöht.
Die Qualität des neuen Materialmodells wird durch den Vergleich der Simulationsresultate mit den Werten überprüft, die in repräsentativen Versuchen an Bauteilen ermittelt wurden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde nicht, wie im bereits angepassten Zeitplan vorgesehen, Ende 2025 abgeschlossen. Im Berichtsjahr 2025 wurden die Berechnungsroutinen von der Programmiersprache Python in Fortran übersetzt, wodurch die Rechenleistung verbessert wurde. Die Verifikation des Codes erfolgte durch den Vergleich der mittels FE-Simulationen an einfachen Modellen ermittelten Resultate mit Handrechnungen. Die Ergebnisse stimmten gut überein. Darüber hinaus ergab die Auswertung der im Herbst 2023 an Zug- und Druckgurten aus Stahlbeton durchgeführten Experimente, dass eine Verfeinerung der derzeitigen Modellannahmen erforderlich ist. Die bisherigen Ergebnisse des Projekts sind plausibel und vielversprechend, können jedoch zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch nicht direkt in der Aufsichtstätigkeit des ENSI verwendet werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Nach dem Projektabschluss wird das ENSI mit dem neuen mechanisch konsistenten nichtlinearen Materialmodell in der Lage sein, die in nuklearen Bauten hauptsächlich zur Abtragung der Erdbebenlasten beitragenden gedrungenen Stahlbetonwände realistischer abzubilden. Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der im Rahmen der Aufsichtstätigkeit durchgeführten unabhängigen Berechnungen werden dadurch verbessert. Die in diesem Projekt behandelten Themen sind von allgemeinem Interesse im nuklearen Erdbebeningenieurwesen. Das ENSI wird dank der gewonnenen Erkenntnisse massgeblich zu den Diskussionen in den internationalen Arbeitsgruppen und während der Fachkonferenzen beitragen können.

Ausblick

Das gesamte Projekt wird voraussichtlich bis Ende 2026 finalisiert werden können. Die noch ausstehenden Arbeiten umfassen weitere Testberechnungen des benutzerdefinierten Materialmodells (Usermat) unter zyklischer Beanspruchung. Als Nachweis der Erfüllung der Projektziele ist die Nachrechnung von repräsentativen Referenzversuchen an Schubwänden vorgesehen.

1.3.7 Experimental investigation of the seismic response of T-shaped and L-shaped RC walls and thick planar shell elements

Projektpartner: Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich), Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK) und Finnische Aufsichtsbehörde für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (STUK)
ENSI-Projektbegleitung: Milan Kovarbasic
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Gedrungene Schubwände sind wesentliche Trag- und Aussteifungselemente kerntechnischer Bauwerke zur Aufnahme seismischer Beanspruchungen. Eine zuverlässige und nachvollziehbare Vorhersage des seismischen Verhaltens dieser Stahlbetonwände ist daher von grosser Bedeutung für die Sicherheitsbewertung kerntechnischer Bauwerke. Aufgrund der typischerweise geringen Schubspannweite ist ihr seismisches Tragverhalten überwiegend schubdominiert und durch eine hohe Steifigkeit bei vergleichsweise geringen Verformungskapazitäten gekennzeichnet. In der Praxis weisen Schubwände in kerntechnischen Bauwerken häufig asymmetrische Querschnittsformen auf (zum Beispiel T- oder L-förmige Querschnitte). Diese geometrische Asymmetrie kann unter seismischer Beanspruchung zu komplexen Lastabtragungsmechanismen führen. Eine realitätsnahe Berücksichtigung des Tragverhaltens der asymmetrischen Schubwände unter zyklischer Belastung ist daher für die Beurteilung der seismischen Tragfähigkeit kerntechnischer Bauwerke erforderlich.

Kenntnisse über das Last-Verformungs-Verhalten gedrungener Schubwände unter zyklischer Belastung stammen in erster Linie aus experimentellen Untersuchungen. Solche Testdatenbanken sind sowohl für die Kalibrierung von Bemessungsformeln als

Abbildung 7: Versuchsanlagen der ETH Zürich: (a) ETH MAST; (b) ETH LUSET (Bild: ETH Zürich, Institut für Baustatik und Konstruktion)

auch für die Validierung numerischer Modelle von grosser Bedeutung. Bislang liegen nur wenige Testergebnisse von Schubwänden mit asymmetrischen Querschnitten, wie T- oder L-förmigen Querschnitten, vor. Zudem sind die bisher in der Literatur dokumentierten Versuche für konventionelle Bauwerke nur begrenzt auf kerntechnische Bauwerke übertragbar. Aufgrund dieses Datenmangels ist eine Bewertung der Zuverlässigkeit von Bemessungsformeln zur Vorhersage der Tragfähigkeit und der Versagensmechanismen solcher Wände sowie die Validierung numerischer Modelle erschwert.

In diesem Projekt wird das seismische Verhalten gedrungener Schubwände mit asymmetrischen Querschnitten experimentell erforscht. Die geplante Versuchsreihe wird im Versuchslabor der ETH Zürich durchgeführt. Das Forschungsprojekt ist in zwei Phasen unterteilt. In der Phase 1 werden grossmassstäbliche Versuche an einer T- und einer L-förmigen Schubwand in der ETH MAST-Versuchsanlage (Abbildung 7a) durchgeführt. Die für bestehende kerntechnische Bauwerke repräsentativen Schubwand-Versuchskörper werden bidirektional quasistatisch-zyklisch beansprucht. Die Projektphase 2 umfasst vier statische Versuche an Schalenelementen in der ETH LUSET-Versuchsanlage (Abbildung 7b). Diese Versuche sollen das Tragverhalten des kritischen Bereichs der Schubwandstege simulieren. Die Kombination von Versuchen an Schubwänden und Schalenelementen soll die Erkenntnisse über das seismische Tragverhalten von Schubwänden mit asymmetrischen Querschnitten verbessern und zugleich wertvolle Daten zur Kalibrierung von Bemessungsformeln sowie zur Validierung numerischer Modelle liefern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2025 wurde mit den Vorbereitungen für die Versuche der Projektphase 1 begonnen. Die Arbeiten verlaufen grundsätzlich nach Plan. Der erste Schritt mit dem Fokus auf die Bemessung der T- und L-förmigen Schubwand-Versuchskörper wurde abgeschlossen. Da das Projekt im August 2025 gestartet wurde, liegen derzeit noch keine Ergebnisse vor, die für Aufsichtstätigkeiten des ENSI angewendet werden können.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Bei der Bestimmung der seismischen Tragfähigkeit von Stahlbetonstrukturen in kerntechnischen Bauwerken spielt das Last-Verformungs-Verhalten der überwiegend schubbeanspruchten Stahlbetonwände eine entscheidende Rolle. Die Erkenntnisse dieses Forschungsprojekts tragen zur Schliessung bestehender Wissenslücken hinsichtlich der Versagensmechanismen sowie der Kraft- und Verformungskapazitäten gedrungener Schubwände mit asymmetrischen Querschnitten unter seismischer Beanspruchung bei. Des Weiteren ermöglichen sie eine realistischere numerische

Modellierung des Last-Verformungs-Verhaltens dieser Wände. Zusammenfassend wird im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der eigenen seismischen Analysen kerntechnischer Bauwerke verbessert. Das ENSI wird dank der gewonnenen Erkenntnisse massgeblich zu den Diskussionen in den internationalen Arbeitsgruppen und während der Fachveranstaltungen beitragen können.

Ausblick

Für das erste Halbjahr 2026 sind die Herstellung der Schubwandversuchskörper, deren Instrumentierung sowie eine initiale Beurteilung ihres Tragverhaltens auf Grundlage des Standes der Technik vorgesehen. Im zweiten Halbjahr 2026 werden zwei Versuche an Schubwänden durchgeführt. Schliesslich werden die aus diesen Versuchen gewonnenen Erkenntnisse in die Vorbereitung der Projektphase 2 (Schalenelementtest) genutzt.

1.4 Menschliche Faktoren

Menschliche Handlungen beeinflussen die Sicherheit von Kernanlagen in vielfältiger Weise. Im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs stehen drei Aspekte. Erstens geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Zweitens befasst sich die Forschung mit ethischen Fragen, indem das Handeln im Nuklearbereich, sowohl bei den Beaufsichtigten wie auch beim ENSI selbst, unter dem Aspekt der Verantwortung beleuchtet wird. Und drittens werden gegenseitige Abhängigkeiten und potenzielle Konflikte bei den Themen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit thematisiert.

1.4.1 Verantwortungsbasierte Sicherheit: Überdenken der menschlichen Handlungsfähigkeit in der nuklearen Sicherheit

Projektpartner: Universität Luzern, Theologische Fakultät, Institut für Sozialethik ISE
ENSI-Projektbegleitung: Claudia Humbel Haag
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Im September 2023 startete das Institut für Sozialethik der Universität Luzern ein Forschungsprojekt zum Thema «Verantwortung». Ausgehend vom Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi vom 11. März 2011 befasst sich das Projekt mit dem im Kontext der Analyse zu diesem Unfall viel diskutierten Fehlen einer Sicherheitskultur, die sich durch eine kontinuierliche, kritische Wachsamkeit gegenüber den eigenen Annahmen, Modellen und Risikokonzepten auszeichnet (IAEA 2015). Im Projekt wird argumentiert, dass eine solche Kultur ein Verständnis von Verantwortung voraussetzt, das mehr umfasst als die Pflicht, Rechenschaft für sein Handeln abzulegen. Der Ethiker Peter G. Kirchschläger (2014) schlägt ein Verantwortungskonzept vor, das über die blosse Rechenschaftspflicht hinausgeht, indem es Fürsorge und ethische Selbstverpflichtung miteinschliesst. Dieses Verständnis bildet die konzeptionelle Grundlage für die Auseinandersetzung mit dem Prinzip der Verantwortung im Projekt. Die zentrale Idee des Projekts «Verantwortung» lässt sich so mit der Aussage zusammenfassen, dass die Sicherheitskultur einer ständigen Wachsamkeit ein bestimmtes Verständnis von Verantwortung voraussetzt, da Verantwortung selbst eine grundlegende Voraussetzung für eine solche Kultur darstellt. Im Einklang damit geht das Projekt der Frage nach, wie Entscheidungsprozesse im Bereich der nuklearen Sicherheit gestaltet und überwacht werden müssen, damit verantwortungsvolle Entscheidungen getroffen werden können.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Sicherheitsforschung sind eine Reihe von Sicherheitskonzepten entwickelt worden, die in jüngerer Zeit auch in der nuklearen Industrie diskutiert und aufgenommen werden. Zu diesen Konzepten gehören der Ansatz «Safety-II» sowie das damit verwandte Konzept der organisationalen Resilienz. Im Berichtsjahr 2024 (ENSI 2025) wandte sich das Projekt dem Ansatz «Safety-II» zu und identifizierte dessen Bezug zur Verantwortung sowie dessen konzeptionelle blinde Flecken. Im aktuellen Berichtsjahr nahm das Projekt die organisationale Resilienz unter die Lupe und analysierte, inwieweit dieses Konzept durch eine verantwortungsbasierte Perspektive ergänzt werden muss.

Verständnis von organisationaler Resilienz

Der Psychologe Erik Hollnagel bezeichnet organisationale Resilienz als die Fähigkeit einer Organisation, sowohl erwartete als auch unerwartete Störungen zu bewältigen und dabei seine Kernfunktionen aufrechtzuerhalten. Resilienz ist somit die Fähigkeit einer Organisation, sich an veränderte Bedingungen anzupassen. Diese Fähigkeit kann trainiert werden, wenn in einer Organisation insbesondere vier Kernkapazitäten entwickelt und gefördert werden:

1. Vorwegnahme möglicher zukünftiger Entwicklungen
2. Überwachung relevanter interner und externer Signale
3. Reaktion auf Störungen und Chancen
4. Lernen aus Erfolgen und Misserfolgen

Werden diese Fähigkeiten in einer Organisation gefördert, so entwickeln die dort tätigen Menschen die Fähigkeit, adaptiv auf Störungen zu reagieren. Diese Fähigkeit wird von Hollnagel (2014) als Ressource für sinnvolle menschliche Anpassungen nach Störungen verstanden. Aus der Perspektive einer verantwortungsbasierten Sicherheit verweist das Projekt jedoch – neben den bereits formulierten theoretischen Limitierungen (ENSI 2025) – auf eine weitere Einschränkung, die dem Konzept der organisationalen Resilienz innewohnt: Die Tendenz zur Individualisierung von Resilienz. Sie verweist auf den Umstand, dass den agierenden Menschen an vorderster Front zwar Anpassungsfähigkeit zugeschrieben wird, die strukturellen, rechtlichen und auch die kulturellen Bedingungen, die eine solche Anpassung ermöglichen oder auch einschränken, hingegen nicht analysiert sind. Das Projekt schlägt daher vor, das Sicherheitskonzept «organisationale Resilienz» aus einer systemischen Perspektive zu betrachten, die berücksichtigt, wie Organisationen selbst die Wahrnehmungs-, Norm-, und Handlungsmöglichkeiten ihrer Mitglieder entwickeln können. Entsprechend wird eine systemtheoretisch fundierte Erweiterung des Konzepts der organisationalen Resilienz vorgeschlagen.

Eine systemtheoretische Erweiterung der organisationalen Resilienz

Der Soziologe Niklas Luhmann unterscheidet zwischen Risiko und Gefahr, um zu verdeutlichen, wie eine Gesellschaft Unsicherheiten handhabt. Diese Unterscheidung macht ausserdem deutlich, wie Organisationen Sicherheit schaffen und wie Sicherheitskulturen die in Systemen (zum Beispiel Organisationen) handelnden Menschen prägen. Risiken entstehen aus Entscheidungen, die unter Unsicherheit getroffen werden. Sie sind beobachterspezifisch: Für den Entscheidungsträger erscheint ein potenzieller Schaden als Risiko, während derselbe Schaden für die Betroffenen – im nuklearen Kontext typischerweise die Öffentlichkeit – als Gefahr wahrgenommen wird. Sicherheit ist somit kein objektiver Zustand; je nach Beobachterperspektive ist etwas sicher/unsicher oder risikoarm/hochgefährlich. Diese Einordung in sicher oder unsicher beziehungsweise risikoarm oder hochgefährlich kann zwar die Komplexität von Situationen reduzieren; zugleich entstehen durch diese Reduktion blinde Flecken. Was Mitarbeitende aufgrund von in der Organisation vorherrschender Normen und Sichtweisen nicht aussprechen, bleibt in den organisationalen Debatten und Kommunikationsprozessen unsichtbar. Dieses Nicht-Aussprechen schliesst sicherheitsrelevante Aspekte mit ein. Die Unsichtbarkeit sicherheitsrelevanter Aspekte resultiert daher aus individuellen Beobachtungspraktiken, die sich zu stabilen organisatorischen Mustern verfestigen (Luhmann 1993), welche dann wieder die individuellen Beobachterpraktiken beeinflussen. Eine verantwortungsbasierte Ergänzung der organisationalen Resilienz setzt hier an: Sie plädiert dafür, Entscheidungsprozesse explizit zu machen und sie und ihre identitätsstiftende Funktion einer systematischen Reflexion zu unterziehen.

Paradoxien als blinder Fleck

Als ein weiterer Aspekt zur Entwicklung einer verantwortungsbasierten Perspektive der Sicherheit sind im Projekt Paradoxien untersucht worden. Aus systemtheoretischer Sicht entstehen Paradoxien, wenn Beobachter Unterscheidungen treffen und dadurch bestimmte Möglichkeiten einbeziehen, während sie andere ausschliessen. Gebauer (2024) hat verschiedene Paradoxien identifiziert. Diese lassen sich in Kernanlagen exemplarisch beobachten:

- **Null-Fehler-Erwartung vs. Lernkultur**
  In Kernanlagen steht der gesellschaftliche und institutionelle Druck, Fehler zu vermeiden, im Widerspruch zur sicherheitsrelevanten Notwendigkeit, aus Fehlern zu lernen.
- **Effizienz vs. Gründlichkeit (ETTO-Prinzip, von «efficiency-thoroughness trade-off»)**
  Kernanlagen müssen kontinuierlich zwischen Effizienz und Gründlichkeit abwägen, da eine Maximierung eines Pols strukturell nicht möglich ist.
- **Systemisches vs. individuelles Lernen**
  In Kernanlagen muss zwischen systemischem und individuellem Lernen abgewogen werden. Kleinere Abweichungen können auf systemische Schwächen oder individuelles Fehlverhalten hinweisen. Oftmals bleibt die Zuordnung ungewiss, was das Risiko einer Über- als auch einer Unterregulierung birgt.

Organisationen sind naturgemäss anfällig für Paradoxien, da sie fortlaufend entscheiden müssen, was in einer vorliegenden Situation beispielsweise als «richtig», «angemessen» oder auch «sicher» gilt. Diese Entscheidungen gehen stets zulasten alternativer Optionen. Wer diese Entscheidungen reflektieren möchte, muss auch darauf achten, wie Paradoxien in Organisationen handelnde Menschen prägen und von ihnen geprägt werden.
Diese Paradoxien zeigen, dass Sicherheitskonzepte und organisatorische Fragen (wie Verantwortungszuweisungen, Organisationsstrukturen) hinsichtlich einer verantwortungsbasierten Sicherheit ebenfalls thematisiert werden müssen. Auch liefern sie Ansatzpunkte zur Identifizierung potenzieller blinder Flecken in diesem Kontext.

Beziehungspraktiken als blinder Fleck

Die organisationale Resilienz und die Paradoxieforschung konzentrieren sich in erster Linie auf Strukturen, Regeln oder Verfahrensweisen. Wenig Aufmerksamkeit erhält die Thematik der Beziehungen der handelnden Menschen in einer Organisation. Wie im Projekt jedoch argumentiert wird, entsteht organisationale Resilienz nicht allein durch Anpassungsfähigkeit und Paradoxiemanagement, sondern grundlegend durch die Art und Weise, wie Menschen zusammenarbeiten, Verantwortung teilen und Vertrauen aufbauen. Beziehungspraktiken verdienen daher ebenfalls Aufmerksamkeit. Sie müssen aktiv berücksichtigt und gestaltet werden, andernfalls bleiben die Bemühungen um organisationale Resilienz nicht wirksam. Entsprechend sind sie zentrale Elemente der Sicherheitsproduktion, und eine verantwortungsbasierte Perspektive verlangt ihre Berücksichtigung.

Komplementarität von organisationaler Resilienz und verantwortungsbasierter Sicherheit

Die verantwortungsbasierte Perspektive ersetzt das Konzept der organisatorischen Resilienz nicht. Es ergänzt es vielmehr um die Dimension der menschlichen Handlungsfähigkeit in der nuklearen Sicherheit. Während organisationale Resilienz die notwendigen organisationalen Fähigkeiten beschreibt, rückt die verantwortungsbasierte Perspektive die epistemischen, normativen und relationalen Bedingungen der menschlichen Handlungsfähigkeit in den Fokus. Gemeint ist damit, dass menschliche Handlungsfähigkeit nicht nur von funktionalen Abläufen abhängt, sondern auch von ausreichendem Wissen und Verständnis einer Sachlage, der Kenntnis von Regeln und Werten sowie von Beziehungsaspekten zwischen Personen, wie Machtverhältnisse, Abhängigkeiten, etc. Eine verantwortungsbasierte Perspektive vermag somit Bedingungen sichtbar zu machen, die beeinflussen, ob und wie Resilienz in einer Organisation entsteht.
Durch die Komplementarität von organisationaler Resilienz und verantwortungsbasierter Sicherheit behalten beide Perspektiven ihre Eigenständigkeit. Ihre Verschiedenheit ist ihr Mehrwert: Organisationale Resilienz benennt notwendige Fähigkeiten einer Organisation, verantwortungsbasierte Sicherheit reflektiert deren Bedingungen und Grenzen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Organisationale Resilienz ist, wie Safety-II, ein Sicherheitskonzept, das seit einigen Jahren in der Sicherheitsforschung entwickelt und in den Schweizer Kernanlagen diskutiert wird. Es unterstreicht die in der Richtlinie ENSI-G07 vertretene Sichtweise, nach der die in Kernanlagen agierenden Personen primär als Sicherheits- und nicht als Risikofaktor zu verstehen sind. Dadurch werden diese Menschen Trägerinnen und Träger von Verantwortung. Die Richtlinie ENSI-G07 verlangt daher, dass in den Kernanlagen ein Bewusstsein für Verantwortung geschult, vorhanden und reflektiert wird (Erläuterungen zur Richtlinie ENSI-G07, Kapitel 4.2 Bst. d), so dass sich bei den Menschen ein Verantwortungsgefühl entwickelt. Dieses Gefühl zeigt sich in Situationen, die Aufmerksamkeit und Verantwortungsbewusstsein erfordern (Erläuterungen zur Richtlinie ENSI-G07, Kapitel 4.4 Bst. b).

Mit diesem Projekt wird untersucht, wie der Mensch als Trägerin oder Träger von Verantwortung diesem Prinzip im arbeitstäglichen Alltag in den Kernanlagen gerecht werden kann. Es setzt sich mit den Herausforderungen auseinander, denen verantwortungsbewusst handelnde Menschen in Kernanlagen im Kontext von Resilienz ausgesetzt sind. Diese Herausforderungen der Verantwortung helfen, die Komplexität der Verantwortung für die Sicherheit zu beleuchten. Gleichzeitig beinhalten sie interessante Hinweise für relevante Fragestellungen im Kontext der Richtlinie ENSI-G07.

Ausblick

Die beiden ersten Teile des Projekts konnten planmässig bearbeitet werden. Im ersten Teil wurden die konzeptionellen Schwächen des Ansatzes «Safety-II» in Bezug auf eine verantwortungsbasierte Sicherheit untersucht. Der zweite Teil widmete sich dem Ansatz der organisationalen Resilienz und untersucht Fragestellungen, die durch eine Verknüpfung von adaptivem menschlichem Verhalten bei Störfällen mit verantwortungsbasiertem Verhalten relevant werden. Im Jahr 2026 tritt das Projekt nun in seine abschliessende Phase ein. Unter Verwendung derselben Analyseinstrumente – Verantwortungsethik und Systemtheorie – wird untersucht, wie sich die Aufsichtsbehörde und die Betreiber von Kernanlagen gegenseitig beeinflussen und wie deren Zugehörigkeit zu unterschiedlichen sozialen Systemen (regulatorisch, wirtschaftlich, politisch, rechtlich) deren Kommunikation prägen. Es ist das Ziel aufzuzeigen, wie bestehende Aufsichtsansätze durch eine verantwortungsbasierte Perspektive ergänzt werden können.

Zitierte Literatur

■ ENSI (2025). Erfahrungs- und Forschungsbericht 2024. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2024

■ Gebauer, A. (2024). Zwischen Kontrolle und Agilität – Wie sicherheitsorientierte Unternehmen Paradoxien managen. Gruppe. Interaktion. Organisation. Zeitschrift für Angewandte Organisationspsychologie (GIO), 55, 383–391. https://doi.org/10.1007/s11612-024-00759-z

■ Hollnagel, E. (2014). Safety-I and Safety-II: the Past and Future of Safety Management. Ashgate.

■ IAEA (2015): The Fukushima Daichii accident report by the director general: https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf (zuletzt abgerufen am 11. Dezember 2024)

■ Kirchschläger, P.G. (2014). Verantwortung aus christlich-sozialethischer Perspektive. In: Ethica, 22/1, S. 29–54.

■ Luhmann, N. (1993). Risk: A Sociological Theory. De Gruyter.

1.4.2 Safety – Security – Informationssicherheit: Förderung einer integrativen Sicherheit

Projektpartner: Fachhochschule Nordwestschweiz FHNW, Hochschule für Angewandte Psychologie, Institut Mensch in komplexen Systemen (MikS)
ENSI-Projektbegleitung: Nora Varesco Kager, Diego Birarda, Giuseppe Testa
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die nukleare Sicherheit hat zum Ziel, Mensch und Umwelt vor Gefahren von ionisierender Strahlung zu schützen. Dazu stützt sich die nukleare Sicherheit auch auf Vorkehrungen der Sicherung. Die Sicherung bezeichnet den Schutz der Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Entwendung (ENSI 2023). Damit legt die Sicherung, im Gegensatz zur nuklearen Sicherheit, als auslösendes Ereignis eine unbefugte Aktion von Menschen zugrunde. Eine mit zu berücksichtigende Spezialität der Sicherung betrifft die IT-Sicherheit, welche die Aufrechterhaltung der Vertraulichkeit, Integrität und Verfügbarkeit von Information bei der Anwendung von Informationstechnik bezeichnet.

Sicherheits- und Sicherungsaspekte dürfen nicht isoliert voneinander betrachtet werden (IAEA 2021). Die ganzheitliche Betrachtung steht im Vordergrund. Darunter versteht das ENSI die sogenannte Integrierte Aufsicht (ENSI 2023). Bei der integrierten Aufsicht geht es darum, alle Fachgebiete, die für die Beurteilung einer Kernanlage von Bedeutung sind, aufeinander abzustimmen. Mensch und Organisation spielen in allen drei Themenbereichen der nuklearen Sicherheit, Sicherung und IT-Sicherheit eine zentrale Rolle, weshalb das Forschungsprojekt vorerst auf die zwei ENSI-Sektionen «Mensch und Organisation» (MEOS) und «Sicherung und IT-Sicherheit» (SIKK) fokussiert.

Der Mensch kann in allen drei Themenbereichen als zentraler Schutzfaktor wirken. Beispielsweise kann er Abweichungen in Systemen frühzeitig erkennen und Gegenmassnahmen ergreifen (Sicherheit), verdächtige Handlungen identifizieren (Sicherung) oder umsichtig mit Zugangsdaten umgehen (IT-Sicherheit). Zum anderen sind aber auch Grenzen oder gar unbefugte Handlungen eines Menschen zu berücksichtigen. Beispielsweise könnten in Stresssituationen Informationen falsch interpretiert werden (Sicherheit), aber auch unbefugte Eingriffe in Systeme (Sicherung) bzw. Einsatz von Malware (IT-Sicherheit) stattfinden.

Auch organisationale Vorkehrungen wie Organisationsstruktur, Kultur, Rollen und Verantwortlichkeiten, Führung oder Managementsysteme durchdringen die drei Themenbereiche. So ist zum Beispiel der Aspekt der Verantwortung zentraler Bestandteil von Überlegungen zur Sicherheit, Sicherung und IT-Sicherheit. Art. 30 Abs. 4 KEV hält dazu fest, dass die Stelle für den technischen Betrieb der Kernanlage für die Entscheide in Bezug auf Sicherheit und Sicherung verantwortlich ist. Art. 31 Bst. a KEV führt weiter aus, dass für die organisationalen Abläufe eindeutige Zuordnungen der Verantwortlichkeiten und Kompetenzen zu beschreiben sind. Dies spiegelt sich beispielsweise in Aufgabenbeschreibungen von Sicherungsbeauftragten, IT-Sicherheitsbeauftragten oder Beauftragten für das Managementsystem wider. Gerade auch das Managementsystem einer Organisation kann über Festlegungen von Prozessschritten, Austauschgefässen oder Weisungen die Schnittstellen zwischen Sicherheit, Sicherung und IT-Sicherheit mitbeeinflussen.

Dieses Prinzip trifft auch auf das Managementsystem des ENSI zu. Im Rahmen einer Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission wurde dem ENSI empfohlen, die Formalisierung der Schnittstellen zwischen den Themenbereichen Sicherheit und Sicherung zu beleuchten und zu stärken. Dadurch sollen potenzielle Konflikte zwischen Massnahmen der Sicherheit und jenen der Sicherung identifiziert und somit verhindert werden, dass Wechselwirkungen entstehen, welche einen dieser Bereiche beeinträchtigen können (IRRS 2021).

Eine gemeinsame Betrachtung der Bereiche Sicherheit, Sicherung und IT-Sicherheit

hat das Potenzial, frühzeitig gegenseitige Einflüsse zu erkennen, diese aktiv mitzugestalten und dadurch ungewollte Konsequenzen zu vermeiden. Dabei kann eine Massnahme, welche der Sicherung dient, Aspekte der Sicherheit beeinflussen und umgekehrt. Ein solcher Einfluss kann sowohl positiv (Synergie) als auch negativ (Konflikt) sein. So können geschlossene Türen im Sinne einer Synergie sowohl der Rückhaltung von ionisierender Strahlung als auch der Vorbeugung von unbefugtem Zugriff dienen. Auch Konflikte sind denkbar, wenn etwa die zur Vorbeugung von Sabotage geschlossene Tür im Falle eines Brandes den Fluchtweg versperrt.

Das Forschungsprojekt thematisiert die Identifikation und Bearbeitung von Synergien und Konflikten zwischen den drei Themenbereichen, welche zum Beispiel im Hinblick auf zu verfügende Massnahmen auftreten können. Zudem wird eine prozessuale Perspektive eingenommen, um Anhaltspunkte für eine stärkere Verankerung solcher Konfliktprüfungen und Schnittstellen in bestehende ENSI-Prozesse zu prüfen. Im Zentrum steht somit die fachübergreifende Zusammenarbeit im ENSI mit dem Ziel, die Integrierte Aufsicht zu stärken. Das Projekt startete im Januar 2025 und soll bis Ende 2026 laufen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr gab es zwei Projektziele, welche umgesetzt wurden und auf Analyse bzw. Datenerhebung fokussierten.

Zum einen wurden bestehende Literatur sowie Prozessdokumente des ENSI systematisch analysiert. Die vom Forschungsteam durchgeführte Literaturanalyse weist auf uneinheitliche Herangehensweisen zur Integration der Themenbereiche Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit hin. Vielversprechend wäre hingegen eine Herangehensweise, in der Sicherungs- und Sicherheitsthemen durch verschiedene Fachbereiche frühzeitig gemeinsam in ihren gegenseitigen positiven und negativen Einflüssen betrachtet werden. Zudem fand eine vertiefte Besprechung von ausgewählten ENSI-Prozessdokumenten mit ENSI-Mitarbeitenden statt. Demnach ist in den Dokumenten erkennbar, dass die Schnittstelle zwischen den Themenbereichen gefördert werden soll. Die Analyse ergab jedoch auch Potenzial für eine deutlichere Verankerung einer solchen integrativen Herangehensweise in bestehende Arbeitsabläufe und für die Einführung von unterstützenden Koordinationsformaten und Hilfsmitteln.

Zum anderen widmete sich das Forschungsteam der Datenerhebung mit dem Ziel, eine Liste von beispielhaften Synergien sowie Ziel-/Massnahmenkonflikten zwischen den Themenbereichen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit zu erarbeiten. Dazu diente insbesondere eine Fokusgruppe, in der Vertretende der beiden involvierten Sektionen zielführende sowie herausfordernde Schnittstellen zwischen den drei Themenbereichen in ihrer Aufsichtstätigkeit diskutierten.

Eine beispielhafte Synergie zwischen den Themenbereichen, die identifiziert wurde, bezieht sich auf die Gestaltung von Mensch-Maschine-Schnittstellen. Als ein potenzieller Konflikt zwischen den Themenbereichen wurde der Umgang mit Informationen genannt. Dabei können sich eine restriktive Verteilung von Informationen für eine beschränkte Zugänglichkeit im Sinne der Sicherung und eine offene Informationsnutzung im Sinne einer involvierenden Zusammenarbeit und des Wissenstransfers im Sinne der Sicherheit gegenüberstehen. Die Teilnehmenden diskutierten auch über Voraussetzungen für die Identifikation und den Umgang mit solchen Synergien und Ziel- beziehungsweise Massnahmenkonflikten.

In Ergänzung zur Analyse und Datenerhebung fand während des ersten Projektjahres ein regelmässiger Austausch zwischen Vertretenden der zwei ENSI-Sektionen und den Forschenden in einer Kleingruppe statt. Dies diente der fortlaufenden Klärung von Begrifflichkeiten, Dokumenteninhalten und der Reflexion, inwiefern die gemachten Beobachtungen der Forschenden «den Kern der Sache» treffen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Liste der durch die Fokusgruppe diskutierten Synergien und Konflikte zwischen Sicherheit, Sicherung und IT-Sicherheit dient dem Forschungsteam als Ausgangslage, um Methoden und Hilfsmittel für die Identifikation und Bearbeitung solcher Wechselwirkungen zu entwickeln. Diese Methoden und Hilfsmittel sollen dazu beitragen, dass die Schnittstellen zwischen den Themenbereichen noch systematischer genutzt werden können, wie zum Beispiel bei der Bearbeitung von Freigabeanträgen von technischen Änderungen.

Beispielsweise ist die in der Fokusgruppe identifizierte Thematik der Gestaltung von Mensch-Maschine-Schnittstellen sowohl bei Systemen zur Steuerung der Anlagensicherung als auch bei jenen der Anlagensicherheit zentral. Sie unterstützt den Menschen dabei, seine (sicherheits- oder sicherungsrelevanten) Aufgaben korrekt auszuführen. Bei einer frühzeitigen Identifikation und anschliessender gemeinsamer Diskussion von Anliegen der Themenbereiche können Synergien erkannt werden und motivieren, eine Massnahme zu finden, welche den (widersprüchlichen) Anliegen gerecht wird oder zumindest eine Priorisierung der Anliegen erlaubt. Damit ergeben sich auch zusätzliche Gefässe, um das Verständnis über Menschen als Schutzfaktor oder potenzieller Gefahrenfaktor angemessen abzuwägen und damit der Berücksichtigung seiner Fähigkeiten als auch seiner Grenzen gerecht zu werden.

Zudem wird im Forschungsprojekt auch eine prozessbezogene Perspektive eingenommen. Die eingangs genannte IRRS-Empfehlung bezieht sich auf eine Stärkung der Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung in der Dokumentation des ENSI (IRRS 2021). In der Auseinandersetzung des Forschungsteams mit entsprechenden Dokumenten im engen Austausch mit ENSI-Vertretenden kann der entsprechende IST-Zustand thematisiert werden. Damit kann die Grundlage für die Identifikation von Anhaltspunkten für eine stärkere Verankerung in ENSI-Prozessen geschaffen werden.

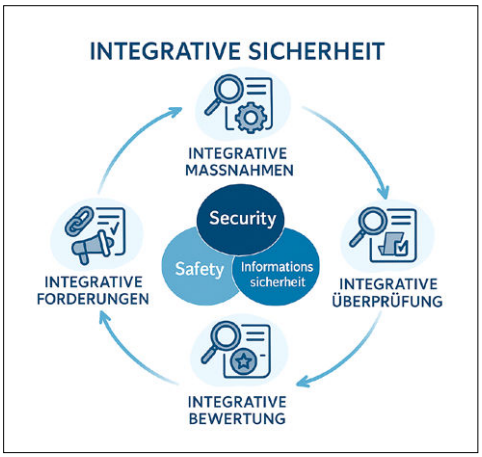


Abbildung 8: Integrativer Ansatz zur Bearbeitung von Anliegen der Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit. (Bild: FHNW)

Bereits bestehende Absichten und informellere Herangehensweisen zur Adressierung der Schnittstellen können als Treiber genutzt werden, um im Rahmen des Forschungsprojekts abgeleitete Empfehlungen umzusetzen.

Daraus soll sich eine verbesserte Grundlage entwickeln, um Konflikte, die zwischen Massnahmen der drei Themenbereiche entstehen können und beispielhaft durch die Fokusgruppe identifiziert wurden, frühzeitig zu erkennen. Eine Identifikation solcher Ziel- und Massnahmenkonflikte, aber auch der nachfolgende Umgang damit, kann beispielsweise auf die Formulierung von Forderungen oder die Bearbeitung von Anträgen der Kernanlagen wirken, und damit nachgelagert auch deren Umgang mit den Schnittstellen beeinflussen (Abbildung 8).

Eine stärker systematisierte Herangehensweise zur Identifikation und Handhabung der Schnittstellen zwischen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit bedingt, dass sich Mitarbeitende bewusst damit auseinandersetzen. Auch hier leistet das Forschungsprojekt einen wichtigen Beitrag, da durch den Prozess bereits eine Sensibilisierung der involvierten Mitarbeitenden stattfindet. Das Projekt bietet bereits während des Verlaufs regelmässige Gefässe zum Austausch zwischen den Themenbereichen. Dies fördert das Verständnis über die Aufgaben, Regelwerke und Überlegungen der Sektionen SIKK und MEOS und erleichtert es, sich den Schnittstellen in der Aufsichtstätig-

keit bewusster zu werden, so bei Freigabeanträgen oder im Berichtswesen. Synergien, wie ähnliche Anliegen zu den regulatorischen Anforderungen zum Thema Verantwortung, unterstützen die Bearbeitung.
Die bis anhin bewusste Fokussierung auf die Sektionen MEOS und SIKK sollte neben der Sensibilisierung ermöglichen, innerhalb des zeitlichen Projektrahmens möglichst konkrete Einsichten (etwa Hilfsmittel und prozessbezogene Anhaltspunkte) zur Stärkung der Schnittstellen zwischen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit zu gewinnen. Durch diese Eingrenzung werden jedoch weitere Themenbereiche noch nicht einbezogen. Eine Einbindung weiterer Sektionen – und damit weiterer Themenbereiche – innerhalb des laufenden Projekts ist erwünscht, beispielsweise bei allfälligen weiteren Fokusgruppen oder bei der Testung der entstehenden Hilfsmittel im Arbeitsalltag.

Ausblick

Im Berichtsjahr wurden bereits beispielhafte Synergien und Konflikte zwischen den Themenbereichen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit identifiziert. Diese bilden für das Forschungsteam die Ausgangslage, um im Jahr 2026 Methoden und Hilfsmittel zu entwickeln, mit denen solche Wechselwirkungen bei der Prüfung von Massnahmen im Arbeitsalltag besser erkannt und proaktiv thematisiert werden können.
Weitere Ziele bestehen darin, die Anwendung zu testen sowie zu erörtern, wo sich in den ENSI-Prozessen Chancen ergeben, die aktive Auseinandersetzung mit Konflikten und Synergien zwischen Sicherheit, Sicherung und Informationssicherheit deutlicher zu verankern.

Zitierte Literatur

■ ENSI (2016): Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI). ENSI-Bericht zur Aufsichtspraxis: Aufsicht über die Sicherheitskultur von Kernanlagen. ENSI-AN-8708. https://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2017/01/ENSI-Bericht-Aufsicht_Sicherheitskultur_Ausg_2_DE.pdf
■ ENSI (2023): ENSI-Bericht zur Aufsichtspraxis: Integrierte Aufsicht. ENSI-AN-8526. https://ensi.admin.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2021/05/ENSI-Bericht-Integrierte-Aufsicht-ENSI-AN-8526-M%C3%A4rz-2023.pdf
■ IAEA (2021): International Atomic Energy Agency. The nuclear safety and nuclear security interface: Approaches and national experiences. Technical Report Series No. 1000. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUBDOC_1000_web.pdf
■ IRRS (2021): Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Switzerland. https://ensi.admin.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2022/04/Final-Report-IRRS-Switzerland.pdf
■ Schein, E.H. (2010): Organizational culture and leadership (4th edition). Jossey Bass.

1.4.3 ROES III – Reliability of Operators in Emergency Situations

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Pascal Oswald

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 in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für ein Kernkraftwerk. Vor diesem Hintergrund bearbeitet das Paul Scherrer Institut (PSI) im Rahmen des Forschungsprojekts ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) folgende drei Hauptthemen:

■ **Errors of Commission (EOC) – Anwendung einer Schritt-für-Schritt Anleitung:**
Im Vorgängerprojekt ROES-II wurde eine anwenderorientierte, «kochbuchartige» Anleitung erarbeitet, mit welcher die vom PSI

entwickelte Methode Commission Errors Search and Assessment (CESA) zur Identifizierung und Quantifizierung von Errors of Commission (EOC), angewandt werden kann. EOC sind bewusste menschliche Handlungen, welche ungewollt einen Störfall negativ beeinflussen. Die CESA-Methode ist vom Betriebszustand unabhängig; die anwenderorientierte Anleitung aus dem Vorgängerprojekt ROES-II wurde jedoch in Bezug auf den Leistungsbetrieb entwickelt. Anhand der PSA-Studie eines ausgewählten Schweizer Kernkraftwerks soll die Anleitung für den Leistungsbetrieb erprobt werden. Ferner soll die Anwendbarkeit für die PSA im Nichtleistungsbetrieb geprüft werden.

■ **Abhängigkeitszuordnungen für HRA:**
Abhängigkeitsanalysen beziehen sich auf die Untersuchung der Auswirkung von Fehlhandlungen des Betriebspersonals auf die Wahrscheinlichkeit weiterer Fehlhandlungen in einem Unfallszenario. Ausserdem betreffen sie gemeinsame Faktoren oder Bedingungen, die die Durchführung mehrerer Bedienungshandlungen in einem Unfallszenario beeinflussen können. Als Beispiel wird in einem Unfallszenario mit einer unangebrachten Störfallvorschrift weitergearbeitet.
Auf der Grundlage internationaler Betriebserfahrung hat das Vorgängerprojekt ROES-II Empfehlungen zum Umgang mit Abhängigkeiten bei der Erstellung einer HRA abgeleitet. Um den Einfluss des erarbeiteten verfeinerten Verständnisses von Abhängigkeiten in der HRA in PSA-Analysen einzubinden, braucht es anwendungsorientierte Leitlinien. Das vorliegende Hauptthema konzentriert sich auf die Zuordnung von Abhängigkeitsgraden. Es werden anhand von etablierten Methoden neue Entwicklungen bei Leitlinien und Modellen für die HRA-Abhängigkeitsanalyse bewertet.

■ **HFE knowledge base (HFE Library):**
Bei der Bewertung und beim Vergleich von HRA-Methoden müssen Entwickler und Anwender sogenannte Human Failure Events (HFE), also durch menschliches Handeln hervorgerufene Fehlereignisse, definieren und diese anschliessend qualitativ und quantitativ untersuchen. Unterschiede in den Definitionen der HFE und Unterschiede bei der Anwendung der Methoden erschweren oftmals die Interpretationen solcher Bewertungen und Vergleiche. Eine zusätzliche Schwierigkeit besteht darin, dass sich qualitative Analysen von HFE hauptsächlich auf die von der Methode behandelten Inhalte beschränken und somit von der Methode nicht behandelte Einflüsse auf die Ausführung von Operateurhandlungen übersehen werden können. Gleichsam behandeln nicht alle HRA-Methoden dieselben Einflüsse auf die Ausführung von Handlungen.
Dieses Teilprojekt zielt darauf ab, eine Wissensdatenbank (HFE Library) zu erstellen, anhand welcher die Bewertung von und der Vergleich zwischen HRA-Methoden unterstützt werden kann. Übergeordnet zielt das Teilprojekt darauf ab, das Wissen über HFE umfassend zu repräsentieren und dieses Wissen mit quantitativen Resultaten zu verknüpfen. Ein wichtiges Merkmal der Wissensdatenbank ist eine Methodenneutralität bezüglich der Quantifizierung der HRA-Analysen. Das qualitative Verständnis von HFE und die mit ihnen verbundenen Herausforderungen bei Handlungsausführungen soll bei der Quantifizierung nicht durch derzeitige HRA-Methoden begrenzt sein.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Forschungsprojekt startete am 1. Oktober des Berichtsjahres. Für das Berichtsjahr wurden keine eigenständigen Projektziele definiert, sondern der Fokus lag auf dem geordneten Projektstart. Gemäss Projektplan wurde mit der Bearbeitung folgender Aufgaben begonnen:

■ **Abhängigkeitszuordnungen für HRA:**
Überprüfung der neusten Entwicklungen bezüglich Methoden und Leitlinien zur Behandlung von Abhängigkeitszuordnungen sowie die Durchführung einer umfassenden Literaturrecherche.

■ **HFE knowledge base (HFE Library):**
Untersuchung der Ziele der Wissensdatenbank (HFE Library) unter Einbezug der Ergebnisse des Vorgängerprojekts zur Er-

arbeitung detaillierter Spezifikationen für die Wissensdatenbank.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Es ist in der Fachwelt etabliert, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. Allerdings sind EOC risikotechnisch schwer fassbar, da sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Das PSI hat zur Identifikation von EOCs und zu derer Quantifizierung die CESA-Methode (Commission Errors Search and Assessment) entwickelt. Diese Methode besteht aus zwei separaten Modulen, eines zur Identifikation von EOC und eines zur Quantifizierung von EOC. In der Richtlinie ENSI-A05 (Fassung 2018) und dem dazugehörigen Erläuterungsbericht wird der Gebrauch der CESA-Methode zur Identifikation von EOC empfohlen. Ebenso wird auch im IAEA Safety Report No.127 für die Bewertung von EOC auf diese Methode und die damit durchgeführte Pilotstudie verwiesen. Gleichwohl liegt auch mit dieser Methode und den damit durchgeführten Pilotstudien noch kein breit angewendeter und etablierter Standard zur Bewertung möglicher EOC vor. Mit der Studie zu EOC im laufenden Forschungsprojekt ROES-III wird das CESA-Quantifizierungsmodul erprobt. Damit lassen sich Empfehlungen sowohl für die Identifikation von EOC-gefährdeten Situationen sowie auch die Quantifizierung deren Risikobeitrags im Rahmen des Gesamtumfangs einer PSA-Studie aufstellen. Die Empfehlungen werden in die Schritt-für-Schritt Anleitung integriert, siehe auch das erste Hauptthema oben. Diese kann zur Weiterentwicklung der in der Richtlinie ENSI-A05 akzeptierbaren Methoden zur Quantifizierung von EOC im Rahmen einer PSA-Studie beitragen.

Das Vorliegen von Abhängigkeiten zwischen mehreren Fehlerwahrscheinlichkeiten kann im PSA-Modell zur Unterschätzung der Wahrscheinlichkeit für die Eskalation (Verschlimmerung) eines Störfalls beitragen, wenn mehrere Handlungen zur Abwendung dieser Eskalation als möglich kreditiert sind. Derzeit hat sich in der Fachwelt noch kein umfassendes Verständnis etabliert, welche potenziellen Abhängigkeitsfaktoren in welchem Ausmass zu einer solchen Eskalation beitragen können. Das Schliessen dieser Wissenslücke hat einen direkten Einfluss auf HRA-Begutachtungen und kann zukünftig im Regelwerk (Richtlinie ENSI-A05) ihren Niederschlag finden.

Die Sammlung an kontextuellen Faktoren in einer Wissensdatenbank unterstützt Methoden-Evaluationen und erlaubt direkte Vergleiche neuer mit bereits vorhandenen HRA-Methoden. Anlagenspezifische Faktoren werden durch die Wissensdatenbank zwar weder vollumfänglich abgedeckt noch ersetzt, sie kann jedoch die Bewertung anlagenspezifischer HRA-Methoden unterstützen, indem die Abhängigkeit vom Fachwissen einzelner Gutachter reduziert wird. In diesem Zusammenhang kann anhand der Wissensdatenbank geprüft werden, ob szenario- und HFE-spezifische Faktoren einer anlagespezifischen HRA angemessen berücksichtigt wurden. Dies trägt direkt zur Beurteilung von Sicherheitsanalysen bei und unterstützt das ENSI damit in seiner regulatorischen Aufsichtstätigkeit.

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2026 dienen generell der Weiterentwicklung des Wissensstandes in den oben umschriebenen Hauptthemen. Die Schwerpunkte liegen insbesondere auf

- Der Erstellung der detaillierten Spezifikationen für die HFE-Wissensdatenbank;
- Der Überprüfung der jüngsten Entwicklungen für Abhängigkeitsanalysen und der dazugehörigen Literaturrecherche;
- Der Bereitstellung einer Erstfassung der Wissensdatenbank inklusive dazugehörigem Bericht.

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Störfälle bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für sogenannte deterministische Sicherheitsanalysen werden thermohydraulische 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.

1.5.1 STARS – Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalyse der Reaktoren in der Schweiz

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Nathan Lafferty, Werner Barten, Jiri Dus
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Aufgabe des STARS-Projekts (Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalyse der Reaktoren in der Schweiz) ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis zu auslegungsüberschreitenden Störfällen ein und umfassen sowohl Druckwasser- (DWR) als auch Siedewasserreaktoren (SWR). Das Forschungsprojekt legt die Basis für detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Für die Simulationen des thermomechanischen Verhaltens der Brennstäbe im Normalbetrieb und bei Störfällen werden am Paul Scherrer Institut (PSI) sowohl kommerzielle Programme wie FALCON als auch Eigenentwicklungen wie OFFBEAT und Frelax eingesetzt und weiterentwickelt. So wurden im Jahr 2025 neue Korrosionsmodelle oder Kriechkorrelationen in OFFBEAT integriert, um die Standardmaterialien für die Brennstab-Hüllrohre im Reaktoreinsatz und der anschliessenden Trockenlagerung besser zu modellieren. Das vom PSI entwickelte Modell GRSW-A für das Brennstoffschwellen und die Spaltgas-Freisetzung, das in FALCON integriert ist, wurde für die Chrom-dotieren Brennstoffe weiter ausgebaut. Der Einsatz dieses Modells für stationäre und störfallbedingte Vorgänge dieser Brennstoffe offenbarte wichtige Erkenntnisse. So konnte das frühere Versagen eines Brennstabsegments im japanischen Forschungsreaktor NSRR, welches im KKL abgebrannt worden war, auf asymmetrische Hüllrohrbeanspruchung bei einem simulierten Reaktivitätsstörfall zurückgeführt werden.

Das Brennstabverhalten während der Trockenlagerung wurde in den letzten Jahren intensiv im Rahmen des Projekts DRYstars untersucht (Kapitel 1.7.2). Die darin entwickelte Berechnungsmethode mit FALCON und dem Modul HYPE, welches das Verhalten von Wasserstoff im Hüllrohr simuliert, wurde im Rahmen des STARS-Projekts für eine Studie zum Kernkraftwerk Gösgen (KKG) eingesetzt. Die Herausforderung dieser Studie bestand darin, dass das KKG zum einen eine grosse Leistungsdichte und damit überdurchschnittliche Brennstab-Beanspruchung hat und zum anderen ein externes Nasslager für die verlängerte Lagerung der Brennelemente. Die Berechnungen bestätigten die Auslegungsanalysen der Hersteller, offenbarten auf der anderen Seite jedoch weiteren Entwicklungsbedarf vor allem bei der Validierung wichtiger Modelle im Bereich von hohen Brennstab-Abbränden. Einen wesentlichen Beitrag zur weiteren Validierung dieser Modelle bei der Berechnung der Trockenlagerung verspricht man sich von den durchgeführten Analysen des deutschen Projekts SPIZWURZ, bei dem das Wasserstoffverhalten in unbestrahlten Hüllrohrproben unterschiedlicher Materialien über mehrere Monate untersucht wird.

Reaktorkern

Die jährlichen neuen Kernbeladungen der Schweizer Reaktoren werden routinemässig von STARS auf die Einhaltung der Auslegungskriterien analysiert. Dafür werden die kommerziellen Programme CASMO/SIMULATE eingesetzt. Obwohl diese Programme eine hohe Qualitätssicherung aufweisen, müssen auch die einzelnen Modelle und Eingabeparameter verifiziert werden. Dies geschieht an den Reaktormessdaten, Physiktests beim Anfahren oder anhand von Nachbestrahlungs-Untersuchungen von entnommenen Brennstoffproben. Im vergangenen Projektjahr wurden CASMO/SIMULATE in der neuesten Version 5 für die Reaktoranalysen weiter getestet und mit Messdaten sowie mit numerischen Vergleichsrechnungen (Benchmarks) abgeglichen. Im Vergleich zur Vorgängerversion wurden nur minimale Abweichungen der Ergebnisse festgestellt.

Neu verfügbare Modellierungstechniken zur feineren Berechnung lokaler Phänomene wurden getestet und als sinnvoll bewertet. Die thermohydraulische Modellierung wurde in SIMULATE5 weiter verbessert und soll in der Zukunft weiteren Tests unterzogen werden. Die Validierung an den im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) durchgeführten Gammascans der Brennelemente wurde weiterverfolgt. Auch der Vergleich mit den best-estimate-Berechnungsverfahren wie nTRACER im Rahmen des NEA-Benchmarks Watts Bar konnte wichtige Einblicke in die Berechnungsleistung liefern. Weitere Anwendungen von verfeinerten Berechnungsprogrammen stellen die Analysen des 2-D-Benchmarks des koreanischen Forschungsinstituts KAIST dar, bei dem der Kern eines Druckwasserreaktors mit dem Code FEMCORE simuliert wird (Abbildung 9).

Für eine Schätzung der Nachzerfallswärme abgebrannter Brennelemente wurde das Modul SNF eingesetzt. Die Ergebnisse bestätigten die Erwartung, dass die Nachzerfallswärme in den Siedewasserreaktor-Brennelementen neben dem Abbrand auch von der spezifischen Massenverteilung entlang der Brennelementhöhe abhängt.

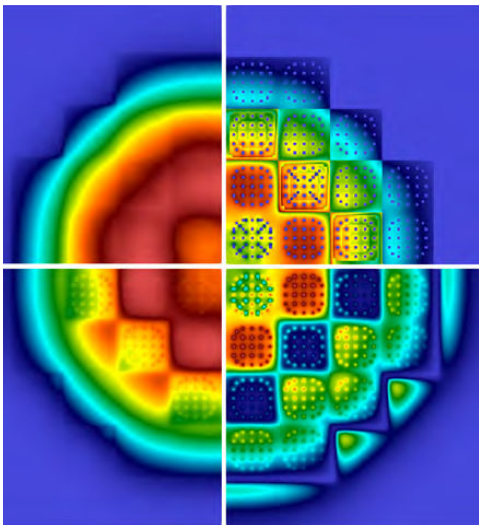


Abbildung 9: 2-D-Verteilungen von Neutronenflüssen (links) und Leistung (rechts) in einem Druckwasserreaktor-Benchmark des Koreanischen Forschungsinstituts KAIST, berechnet mit dem Code FEMCORE. (Bild: PSI)

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Der thermohydraulische Systemcode TRACE der U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) bleibt eine Schlüsselaktivität im STARS-Projekt zur Modellierung der Schweizer Kernkraftwerke. Die STARS-Gruppe leistet einen Beitrag zur Weiterentwicklung von TRACE, indem sie mit dem Code-Entwickler die bestehenden Modelle für Wasserdampf und flüssiges Wasser um Energiegleichungen für Tröpfchenfelder ergänzt. Dies verbessert die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der Modellierung der mehrphasigen Wärmeübertragung für Tröpfchen-Dampf-Strömungen und erhöht die Fähigkeit des TRACE-Codes, bestimmte Unfallbedingungen zu simulieren. Die Implementierung wurde anhand der experimentellen Daten im NEA-Projekt RBHT-II (Wiederbefüllung eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall, siehe Kapitel 1.5.2) evaluiert. Darüber hinaus wurde eine Sensitivitätsstudie durchgeführt, um die Auswirkungen unterschiedlicher Benutzereingaben auf die während der Wiederbefüllungs-Simulationen berechnete Oberflächentemperatur der Brennstab-Hüllrohre zu untersuchen. Weitere Entwicklungsbeiträge umfassen ein Standardformat für die Ausgabe von Simulationsdaten, um eine optimierte Kopplung mit anderen Simulationscodes zu ermöglichen.

Die Validierung von TRACE wurde ebenfalls mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Forschungsprogrammen fortgesetzt, die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen. Als Beispiel wurden mit TRACE mehrfache Dampferzeuger-Heizrohrbrüche im Rahmen eines Benchmarks, dem NEA International Standard Problem (ISP-52), detailliert untersucht. Die Erfahrungen mit der Validierung mit gemessenen Daten aus integralen Tests und zu spezifischen Fragestellungen ist zentral für die Weiterentwicklung von Systemcodes wie TRACE.

Um über diversifizierte thermohydraulische Simulationsprogramme zu verfügen, sammelt die STARS-Gruppe Erfahrungen mit dem von der finnischen VTT entwickelten Systemcode APROS. Mit diesem wurden passive Sicherheitssysteme simuliert, deren Strömung durch Auftriebseffekte mit Naturumlauf getrieben wird. Die ersten Ergebnisse wurden mit TRACE-Simulationen verglichen. Um die Fähigkeit beider Systemcodes zu bewerten, sollen deren Ergebnisse mit experimentellen Daten aus Versuchsanlagen wie PANDA (siehe Kapitel 1.5.7) validiert werden.

Durch die fortgesetzte Teilnahme am NEA-Projekt ATRIUM wurden die Methoden für Unsicherheitsanalysen angewendet, in diesem Fall für einen mittelgrossen Kühlmittelverlust-Störfall. Die Auswirkungen verschiedener Modellparameter innerhalb von TRACE, wie diejenigen, welche die kritische Strömung und den kritischen Wärmeübergang abbilden, wurden mit experimentellen Daten aus der japanischen ROSA/LSTF-Testanlage verglichen.

Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics, CFD) wurden ebenfalls durch sogenannte grobmaschige Berechnungen (coarse mesh) mit dem Code OpenFOAM für die Strömung in der Brennelement-Geometrie eines DWR fortgesetzt. Durch die effiziente Modellierung beispielsweise hinsichtlich der Zeitschrittsteuerung, der räumlichen Diskretisierung, des universellen Einflusses von Wänden und der Nachlauf-Turbulenz auf die Strömung können grundsätzlich mit deutlich geringerem Rechenaufwand für ausgewählte Anwendungen ähnlich genaue Ergebnisse wie mit feinmaschiger Diskretisierung erzielt werden. Darüber hinaus wird die Wirkung der Abstandhalter- und Mischflügel-Gitter in grobmaschigen CFD-Berechnungen mit integrierten einfachen Modellen berücksichtigt, die den Druckabfall und die Kühlmittelvermischung abbilden. Bei entsprechender Parameterwahl stimmen die Ergebnisse gut mit hochauflösenden CFD-Simulationen und experimentellen Daten aus der SUBFLOW-Anlage im PSI überein. Das gilt zumindest für die untersuchten einphasigen Strömungen.

Gekoppelte Modellierung und Multiphysik-Simulationen

Fortgeschrittene Methoden (künstliche Intelligenz, Meta-Modellierung und maschinelles Lernen) werden in der STARS-Gruppe aktiv eingesetzt und durch die Beteiligung in Gremien und Tagungen verfolgt. Die Entwicklung hoch aufgelöster DWR-Kernsimulationen, die neutronische und thermohydraulische Berechnungen koppeln, wurde fortgesetzt. In diesem Jahr lieferten durch maschinelles Lernen generierte Modelle, die anhand detaillierter Simulationen mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (CTF) trainiert wurden, die lokale thermohydraulische Rückkopplung für den Neutronentransportcode nTRACER. Diese Methode lieferte Werte zu lokalen Kühlmitteleigenschaften in guter Übereinstimmung mit vollständig gekoppelten detaillierten nTRACER/CTF-Berechnungen, mit denen sie vorher trainiert wurden, und dies bei geringerem Rechenaufwand.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die STARS-Gruppe am PSI fungiert dank ihrer Methoden und ihres hochqualifizierten Personals als technisches Kompetenzzentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren. Im Jahr 2025 unterstützte sie das ENSI gemäss Projektplan bei sicherheitstechnischen Be-

urteillungen, etwa im Zusammenhang mit Anlageänderungen wie neuen Kernbeladungen sowie bei der Bewertung neuer Analysen und Nachweiskriterien. Die dafür erforderlichen Arbeiten umfassten auch Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Rechenprogramme. Darüber hinaus führte die STARS-Gruppe im Rahmen der Aufsichtstätigkeit des ENSI weitere unabhängige Sicherheitsanalysen durch.

Dank ihrer Kapazitäten ist die STARS-Gruppe in der Lage, neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für stationäre Betriebszustände und Störfälle durchzuführen, sowohl für Systeme und Reaktorkerne als auch für andere Konfigurationen wie Lager und Behälter. Dies ermöglicht es dem ENSI, im Rahmen der Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit und Integrität der Sicherheitsbarrieren fundiert zu beurteilen. Die im Jahr 2025 abgeschlossenen Projektarbeiten erfüllten diesen Anspruch in vollem Umfang.

Die kontinuierliche Weiterentwicklung der Modelle sowie die laufende Verbesserung und Validierung der Berechnungsmethoden verliefen 2025 planmässig. Das ENSI erachtet diese Arbeiten als wesentlich, um im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit komplexe Neuanalysen bei Änderungen an Anlagen oder Methodenänderungen sachgerecht bewerten zu können.

Ausblick

Ziel bleibt es, Methoden bereitzustellen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und die Bearbeitung anspruchsvoller Fragestellungen zum weiterhin sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz ermöglichen. Dafür sind die fortlaufende Qualifizierung und Validierung dieser Methoden unerlässlich, insbesondere durch die aktive Mitarbeit in internationalen Forschungsprogrammen und Expertengremien.

Die Analysen neuer Reaktorbeladungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen weiterhin durchgeführt werden. Ein weiterer Schwerpunkt liegt auf nuklearen, thermohydraulischen und thermomechanischen Detailanalysen zum Verhalten von Brennelementen und die Validierung der dazu verwendeten Rechencodes mit verfügbaren Messdaten aus Testständen. Das PSI wird im kommenden Jahr die Validierung von TRACE mit gemessenen Daten aus integralen Tests und spezifischen Messungen aus internationalen Programmen fortsetzen. Darunter fallen Untersuchungen und Weiterentwicklungen, welche unter anderem das Tröpfchenverhalten besser modellieren. Weiterhin ist geplant, die Erfahrungen mit anderen Systemcodes wie APROS zu erweitern. Die Arbeiten zu möglichen CFD-Anwendungen werden mit OpenFOAM fortgesetzt.

Fortgeschrittene Methoden wie künstliche Intelligenz, Meta-Modellierung und maschinelles Lernen zur Quantifizierung der Unsicherheit und Effizienzsteigerung der Berechnungen sollen bei gekoppelten Modellierungen verstärkt eingesetzt und weiterentwickelt werden.

Darüber hinaus soll der Einsatz des neuen Kernsimulators SIMULATE5 für die Analyse von Kernbeladungen in den Schweizer Reaktoren weiter ausgebaut werden. Ebenso sind Untersuchungen zu lokalen Einflussfaktoren auf den Reaktorbetrieb vorgesehen, um die Sicherheit beim Einsatz von Brennelementen noch detaillierter zu bewerten. Schwerpunkte bilden dabei zusätzliche Validierungen der vorhandenen Rechencodes anhand von Betriebsdaten aus Schweizer Kernkraftwerken sowie im Rahmen internationaler Benchmarks wie Watts Bar. Zudem ist eine weitere Verfeinerung der Methoden zur Abbildung lokaler Phänomene in der Thermohydraulik und Neutronenphysik geplant. Im Bereich der Brennstoffsimulation soll neben den etablierten Programmen ein weiteres, recheneffektives getestet werden, das verfeinerte Analysen ermöglicht.

1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Pennsylvania State University (PSU)
ENSI-Projektbegleitung: Werner Barten, Andreas Gorzel

Einleitung

Bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) so weit absinken, dass die Brennelemente ganz oder teilweise aus dem Wasser ragen. In der Folge steigt die Temperatur der Brennelemente stark an. Die Notkühlsysteme sorgen anschliessend für die Wiederbefüllung des RDB. Dabei kühlt das zugeführte Kühlwasser die Brennstäbe stark ab. Dieser Vorgang ist sicherheitstechnisch von grosser Bedeutung, aber zur detaillierten quantitativen Modellierung der physikalischen Prozesse gibt es weiteres Verbesserungspotenzial.

Im Rahmen der ersten, 2023 abgeschlossenen Phase des Forschungsprojekts «Rod Bundle Heat Transfer» (RBHT) wurden 16 Experimente an der gleichnamigen Testanlage der Pennsylvania State University (PSU) durchgeführt. In der Ende 2023 begonnenen, ebenfalls auf drei Jahre angelegten zweiten Phase (NEA RBHT-II) wurden 16 weitere Experimente durchgeführt. Der zentrale Teil des Versuchsstandes besteht aus einer auf bis zu 1200 °C elektrisch aufheizbaren Brennelementstruktur. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik ausgestattet: Thermoelemente, optische Technik zur Tröpfchenmessung und Drucksensoren an den sieben Abstandhaltern. Das Zeitverhalten von Einlassströmung und Wiederauffüllen kann damit detailliert kontrolliert werden. Mit den Versuchsergebnissen sollen thermohydraulische Systemcodes und Unterkanalcodes weiter validiert und verifiziert werden.

Am Projekt NEA RBHT-II nehmen neben der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) als führender Institution weitere 16 Organisationen aus neun Ländern teil (Belgien, Tschechien, Frankreich, Deutschland, Italien, Südkorea, Spanien, Schweden, Schweiz), darunter das ENSI und das Paul Scherrer Institut (PSI) mit der Projektgruppe STARS.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mitte 2025 hat der zweite Workshop von RBHT-II stattgefunden, zudem gab es zwei virtuelle Treffen. Im Berichtszeitraum wurde unter anderem eine Methode zur Bestimmung der Strömungsregime aus den gemessenen Tröpfchenfeldern weiterentwickelt und angewandt. Die beiden 2024 gegründeten Arbeitsgruppen haben ihre vertieften Untersuchungen zu den sogenannten Benutzereffekten bei der Modellierung und zu Unsicherheitsanalysen fortgesetzt. Hinsichtlich der Benutzereffekte wurden Sensitivitätsuntersuchungen zur gewählten Zeitschrittweite, der räumlichen Nodalisierung und der Wahl der physikalischen Modelle in den Rechencodes durchgeführt. Dies bezog die mögliche Berücksichtigung von mehreren Tröpfchenfeldern bei den Modellen mit ein.

Nach den Messungen zu den elf im Jahr 2024 abgeschlossenen «offenen» Tests wurden am RBHT-Messstand 2025 auch die Messungen zu den fünf «blinden» Tests durchgeführt. Die Messdaten für die Modellierung der Wiederbefüllung des RDB ergänzen diejenigen der ersten Phase für einen grossen Bereich von thermohydraulischen Bedingungen (Heizleistungen, Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen). Die blinden Berechnungen unterscheiden sich dahingehend von den offenen Berechnungen, dass zunächst nur die Anfangs- und Randbedingungen der Messungen und nicht alle Messergebnisse (wie Brennstabtemperaturen, Bündelmassenstrom, Dampfgeschwindigkeit) zur Verfügung gestellt werden.

Von den Teilnehmern werden sieben verschiedene Systemcodes (APROS, ATHLET, CATHARE, MARS, RELAP5, TRACE und SPACE) und der Unterkanalcode COBRA-TF sowie seit kurzem der spezialisierte DRACCAR-Code für die Benchmark-Berechnungen verwendet. Unter anderem hat das

PSI im Projekt STARS verschiedene Rechnungen mit dem Systemcode TRACE sowie Sensitivitätsanalysen und Unsicherheitsanalysen durchgeführt. Die mit einer anspruchsvollen Erweiterung des Tröpfchenmodells durch die U.S. NRC und das PSI verbesserte Version des Codes TRACE wurde ebenfalls angewandt (siehe Kapitel 1.5.1).
Bei den Analysen wird der Einfluss der Abstandhalter mit verfeinerten Gütezahlen (englisch: figures-of-merit, FOM) untersucht. Damit soll auch der Einfluss der zeitlichen Entwicklung der Tröpfchengrösse während der Wiederbeflutungs-Transienten besser verstanden werden. Der Effekt der Abstandhalter (Spacer Grids, siehe Abbildung 10) unterscheidet sich, wenn diese trocken oder benetzt sind.
Insgesamt bleibt es anspruchsvoll, die Thermohydraulik der Wiederbeflutung nach einer grossen Leckage (LB-LOCA) exakt zu simulieren. Dies bezieht sich insbesondere auf sehr hohe oder sehr tiefe Flutungsraten und zeitabhängige Strömungsrandbedingungen.

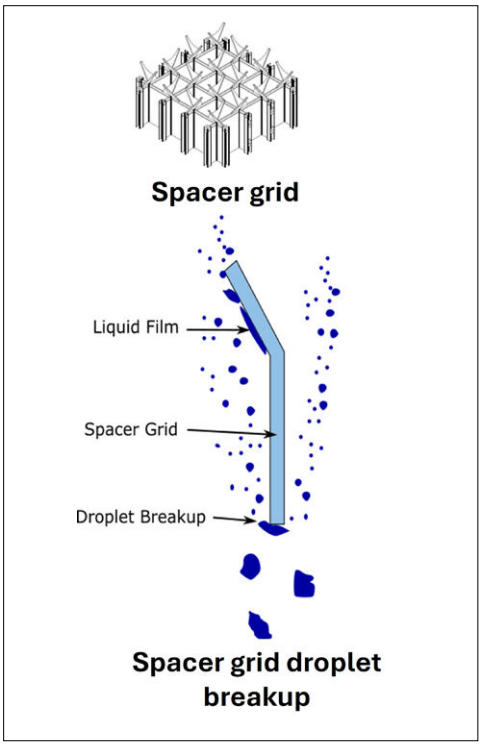


Abbildung 10: Schematisch dargestellter Teil eines Abstandhalters/ Mischflügelgitters (oben) und dessen Einfluss auf die Reduzierung der Tröpfchengrösse und der damit verbundenen Verbesserung der Wärmeübertragung (unten). (Bild: Pennsylvania State University)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Mit dem RBHT-Projekt wurden den Teilnehmenden neue, detaillierte Messungen für das thermohydraulische Verhalten eines Brennelements für Druckwasserreaktoren bei einem LOCA zur Verfügung gestellt. Das Vorhaben bot die Möglichkeit, die in der STARS-Projektgruppe des PSI verwendeten Simulationsprogramme TRACE und COBRA-TF weiter zu validieren und ihre Modellierung zu verbessern. Die Rechenprogramme werden im Rahmen des Projekts STARS (siehe Kapitel 1.5.1) und in Transientenanalysen für die Aufsichtstätigkeit des ENSI verwendet.
Die Teilnahme sowohl an den offenen als auch den blinden Vergleichsrechnungen (Benchmarks) ist sehr nützlich für eine Einschätzung der Vorhersagefähigkeiten der Teilnehmenden und ihrer Simulationsprogramme sowie für die Quantifizierung der Unsicherheiten. Benchmarks, insbesondere mit blinden Vorhersagen, sind für die Validierung besonders wertvoll. Die Verwendung desselben Codes (beispielsweise TRACE) durch verschiedene Organisationen trägt zu einer vertieften Bewertung der Möglichkeiten bei und hilft zusätzlich bei der Unterscheidung von Benutzereffekten.
Zusammenfassend wurde die Phase II des Projekts wie geplant fortgesetzt. Die vorgesehenen Experimente wurden durchgeführt. Die Messdaten wurden von den Teilnehmenden, auch dem PSI, intensiv genutzt. Die Möglichkeiten des Codes TRACE können dadurch vom PSI und auch vom ENSI besser eingeschätzt und zielgerichteter verwendet werden. Das gilt sowohl für die Standardversion (zwei Felder, flüssiges Wasser und Wasserdampf zur Modellierung des Kühlmittels) als auch für die verfeinerte Version mit einem oder mehreren zusätzlichen Tröpfchenfeldern für die Simulation der Wiederbeflutung nach einem LOCA mit Quantifizierung der Unsicherheiten.

Ausblick

Im nächsten Jahr sollen die Arbeiten zum Projekt NEA RBHT-II abgeschlossen werden. Damit soll das Projekt zur weiteren Verbesserung von Modellen und Korrelationen

für Computercodes beitragen. Dies schliesst Analysen der Arbeitsgruppen zu den Benutzereffekten und den Unsicherheitsanalysen mit ein. Im März 2026 soll dazu ein Workshop stattfinden, in dem die Ergebnisse der Berechnungen zu den «blinden» Tests sowie die Fortschritte der beiden Arbeitsgruppen präsentiert werden.

1.5.3 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden

Projektpartner: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH
ENSI-Projektbegleitung: Manuel Raqué
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Das Projekt befasst sich mit dem Nichtleistungsbetrieb von Druckwasserreaktoren (DWR). Hierbei ist der sogenannte Mitte-Loop-Betrieb, falls es zu Störungen kommt, herausfordernd hinsichtlich der Schutzzieleinhaltung. Beim Mitte-Loop-Betrieb während eines Revisions-Stillstands ist nicht nur die Kühlmittelmenge reduziert, sondern es werden auch Automatismen der Notkühlsysteme ganz oder teilweise ausser Betrieb gesetzt. Dies ist notwendig, um den Reaktordruckbehälter-Deckel abnehmen und im Anschluss die Brennelemente entladen zu können. Bei einem Kühlmittelverlust oder Ausfall der Nachwärmeabfuhr kann die Kernkühlung daher nur durch Handmassnahmen der Operateure sichergestellt werden. Eine quantitative Bestimmung der Wirksamkeit von Operateurhandlungen und der Auswirkung möglicher Fehler ist daher für die Reaktorsicherheit von grossem Interesse und wird im Rahmen dieses Forschungsprojekts mithilfe der sogenannten integralen deterministischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (IDPSA) untersucht. Eine solche Analyse, die deterministische mit probabilistischen Untersuchungen kombiniert, hat sich in den letzten Jahren zu einem Forschungsschwerpunkt der GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH) entwickelt. Die von der GRS verwendete Methode MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) zur Durchführung einer IDPSA ist eine Kombination aus Monte-Carlo-Simulation und der dynamischen Ereignisbaummethode. Mit ihr kann der Einfluss von Unsicherheiten (aleatorische und epistemische) auf das Verhalten dynamischer Systeme analysiert und quantifiziert werden. Durch die Weiterentwicklung und Anwendung der MCDET-Methode für Ereignisse im Mitte-Loop-Betrieb sollen quantitative Aussagen zur Wirksamkeit von Handmassnahmen für ein bestimmtes Unfallszenario abgeleitet werden. Das Projekt konzentriert sich auf ein konkretes Unfallszenario bei einem generischen Druckwasserreaktor.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der IDPSA ergaben sich für das angenommene Auslöseereignis «Ausfall der Nachwärmeabfuhr während Mitte-Loop-Betrieb durch Fehlanregung des Reaktorschutzes» 98 dynamische Ereignisbäume zur transienten Berechnung mittels der MCDET/ATHLET-Kopplung. Dies resultierte in über 11'000 Sequenzen, welche für die abschliessende Bewertung herangezogen wurden. Dabei wurden die folgenden Zielvariablen untersucht:

- Kühlmitteleintritt in das Containment: Zeitpunkt und Menge
- Mögliche Endzustände des Systems: Timeout (kein Erreichen des Auslegungsdrucks oder keine Kernbeschädigung innerhalb 50'000 Sekunden), primärer/sekundärer Auslegungsdruck und Kernschaden
- Zeitpunkt jedes Endzustands
- Karenzzeiten: Wie lange nach Operateureingriffen werden unerwünschte Endzustände erreicht? Wie viel schneller hätte das Personal handeln müssen, um unerwünschte Endzustände zu vermeiden?
- Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zielvariablen

Insgesamt bestätigen die Analyseergebnisse, dass es sich bei der Inbetriebnahme der Nachkühlkette und der Niederdruckredu-

zierstation um die wichtigsten Operateurmassnahmen handelt. Bei erfolgreicher Inbetriebnahme des Nachkühlsystems wird ein kontrollierter Endzustand erreicht. Der wahrscheinlichste kritische Endzustand ist ein Kernschaden mit fehloffenem Druckhalter-Sicherheitsventil. Menschliches Eingreifen kann dabei die Wahrscheinlichkeit eines Kernschadens erhöhen, wenn die Inbetriebnahme des Nachkühlsystems nicht erfolgreich ist.

Der wahrscheinlichste kritische Endzustand bei einem Ausfall der Rückschlagventile des Zusatzboriersystems ist das Erreichen des primären Auslegungsdrucks. Menschliches Eingreifen kann die Wahrscheinlichkeit dieses Szenarios verringern. Werden menschliche Massnahmen unterlassen, wird der primäre Auslegungsdruck in den meisten Fällen schneller erreicht.

Da sich gezeigt hat, dass die hohe Komplexität des betrachteten Störfallszenarios, insbesondere der Umfang der berücksichtigten diskreten und kontinuierlichen Unsicherheiten, bessere Werkzeuge und Methoden zur Erstellung und Bewertung der IDPSA erforderlich macht, wurden entsprechende Hilfsmittel entwickelt. Das erste solche Werkzeug, der EventTreeViewer, soll den Prozess der Analyse der generierten Sequenzen vereinfachen und es dem Benutzer ermöglichen, Fehler in der Struktur des generierten Ereignisbaums schnell zu identifizieren und deren Ursache zu verstehen. Das zweite Hilfsmittel, der sogenannte Mock-up Simulator, dient dazu, die Zeit zu reduzieren, die zum Erstellen einer MCDET-Eingabe ohne logische Fehler erforderlich ist. Ein solcher logischer Fehler könnte beispielsweise das irrtümliche mehrmalige Auslösen einer Verzweigung aufgrund der gegenseitigen Abhängigkeit der modellierten Verzweigungsbedingungen sein.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass die IDPSA erfolgreich abgeschlossen und die Ergebnisse ausgewertet wurden. Das Projekt demonstrierte den Mehrwert einer dynamischen PSA für die Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken, indem es System- und Prozessinteraktionen sowie Unsicherheiten hinsichtlich Dauer und Zeitpunkt menschlicher Eingriffe und Komponentenausfälle berücksichtigte. Dies ermöglichte, Aussagen über den kritischen Zeitpunkt von Aktionen und Ausfällen zu treffen. Die Komplexität der Analyse führte zu Verbesserungen der MCDET-Methodik selbst und zur Konzeption und Entwicklung spezifischer Werkzeuge sowohl für die Modellbildung als auch für die Ergebnisauswertung.

In den vergangenen Jahren ist der Nichtleistungsbetrieb aufgrund sicherheitstechnisch relevanter Ereignisse verstärkt in den Fokus gerückt. So hat die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) im Jahr 2019 aufgrund von Betriebserfahrungen aus nationalen und internationalen Ereignissen mit Ausfall oder Störung der Nachwärmeabfuhr während des Nichtleistungsbetriebs eine Stellungnahme erarbeitet. Weiterhin erlangt im Zuge der revidierten Richtlinie ENSI-A01 die Analyse von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb eine grössere Bedeutung. Speziell bei Störfällen im Mitte-Loop-Betrieb kommt den durchzuführenden Operateurhandlungen und der Verfügbarkeit von einzelnen Sicherheitssystemen eine grosse Bedeutung zu. Zudem bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der notwendigen Operateurhandlungen. Das Forschungsvorhaben diente dem ENSI dazu, unter Anwendung einer fortschrittlichen, dynamischen Analysemethode, vertiefte Erkenntnisse hinsichtlich kritischer Zeitfenster für Handmassnahmen beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb zu erlangen. Damit wird es dem ENSI möglich, die von den Betreibern im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführten Störfallanalysen im Nichtleistungsbetrieb detailliert und unabhängig zu bewerten.

1.5.4 Bestimmung der sensitiven Parameter bei Kühlmittelverlust-Störfällen in einem Siedewasserreaktor mittels Monte-Carlo-Simulation

Projektpartner: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
ENSI-Projektbegleitung: Maxim Schröder
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Das Projekt befasst sich mit der Anwendung und Weiterentwicklung fortgeschrittener Analysemethoden, welche eine verbesserte Identifikation kritischer Parameterbereiche in sicherheitsrelevanten Simulationen ermöglichen. Hier steht insbesondere die Anwendung adaptiver Monte-Carlo-Simulationsmethoden zur Analyse seltener Ereignisabläufe sowie die Identifikation potenzieller Cliff-Edge-Effekte im Fokus. Bei Cliff-Edge-Effekten können kleine Änderungen in einem oder mehreren Eingabeparametern zu erheblichen Veränderungen in der Zielvariable führen. Die Anwendung dieser Simulationsmethoden auf ein realistisches und komplexes Störfallszenario wie den Kühlmittelverlust-Störfall (KMV) soll Erkenntnisse zu einer genaueren Bewertung der Anlagensicherheit und zu zusätzlichen Indikatoren für den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken bieten.

Die Methoden zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse werden seit fast 45 Jahren bei der GRS entwickelt und kontinuierlich an die neuesten wissenschaftlichen Entwicklungen angepasst. Das in diesem Projekt verwendete Analysewerkzeug SUSA (Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis) dient zur Untersuchung von Unsicherheiten in den Simulationen mit Systemcodes wie ATHLET. Solche Simulationen sind wichtig sowohl bei deterministischen Sicherheitsanalysen (DSA) als auch bei probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA). Die hierbei verwendete Methodik basiert auf einer Monte-Carlo-Simulation und erlaubt auf der Basis einer überschaubaren Anzahl von Parameterkonstellationen und entsprechenden Simulationsläufen die Berechnung von Toleranzintervallen, die zum Nachweis der Akzeptanzkriterien herangezogen werden. Ausserdem lassen sich mit den Methoden der Sensitivitätsanalyse die Parameter mit den grössten Einflüssen auf das Simulationsergebnis ermitteln und die Konservativität der Resultate quantifizieren. Dabei können fortschrittliche Auswahlverfahren basierend auf Methoden des maschinellen Lernens genutzt werden, um mit praktikablem Aufwand kritische Zustände zu identifizieren. Mittels Bayes'scher Statistik kann zusätzlich die Wahrscheinlichkeitsverteilung seltener Ereignisse bestimmt werden.

Ein Akzeptanzkriterium bei einem Kühlmittelverluststörfall ist, das die maximale Hüllrohrtemperatur (peak cladding temperature, PCT) von 1200 °C nicht überschritten wird. Diese Anforderung muss mit einer 95 %-igen Konfidenz zu 95 % erfüllt sein (sogenanntes 95/95-Upper Limit). Die Sensitivitätsanalyse identifiziert die Parameter mit dem grössten Einfluss auf die Zielvariable. Eine besondere Herausforderung stellt die Identifikation der Cliff-Edge-Effekte dar. Klassische Monte-Carlo-Sampling-Methoden decken kritische Parameterbereiche oft nur unzureichend ab oder erfordern einen hohen Rechenaufwand. Die fortschrittlichen Auswahlverfahren ermöglichen hingegen eine gezieltere Analyse dieser kritischen Bereiche mit vertretbarem Rechenaufwand.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im aktuellen Berichtsjahr wurden zwei KMV-Störfälle identifiziert und mit unterschiedlichen Randbedingungen simuliert. Für die geplanten Unsicherheitsanalysen wurde der KMV-Störfall ausgewählt, der zur höchsten Hüllrohrtemperatur führte. Es wurden einige mit dem Störfallablauf verbundene Unsicherheiten identifiziert. Damit wurde ein KMV-Störfall eines generischen SWR der Baulinie 72 mit dem Systemcode ATHLET untersucht und die PCT als Nachweisziel ermittelt. Die Störfallanalyse umfasst die Untersuchung unterschiedlicher Szenarien aller am Reaktordruckbehälter (RDB) anschliessenden Leitungen und Bruchgrössen (von kleinen Lecks bis zum kompletten Abriss),

um die ungünstigsten Szenarien hinsichtlich der PCT und der Hüllrohrintegrität zu ermitteln. Ferner wurde das Anlagenmodell zur Durchführung von Unsicherheitsanalysen modifiziert. Hierzu wurden unterschiedliche Unsicherheitsparameter ermittelt und auf das Nachweisziel hin untersucht. Die Unsicherheitsanalysen wurden mit SUSA durchgeführt. Nach Erfahrungen der GRS mit KMV-Berechnungen für die SWR-Baulinie 72 ergeben sich die höchsten PCT bei einem 2F-Bruch (doppelendiger Abbruch einer am RDB anschliessenden Leitung; F steht für die Querschnittsfläche) in einer Hochdruck-Einspeiseleitung. Ein 2F-Bruch dieser Leitung hat das tiefste Wasserstands-Niveau im Reaktor mit hohen PCT als Konsequenz zur Folge.
Alle geplanten Arbeiten für 2025 wurden erfolgreich durchgeführt. Die Störfallsequenzen wurden ausgewählt, simuliert und die Ergebnisse der Simulationen dokumentiert. Der erste Satz von Unsicherheitsparameter wurde identifiziert und im ATHLET-Simulator implementiert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde im Juni 2025 gestartet. Die ersten Ergebnisse wurden dokumentiert. Darin findet sich der Vergleich der Störfallsequenzen von Bruchgrössen 0,025 F bis 2 F im Hinblick auf die zeitliche Entwicklung der PCT und das Wasserstands-Niveau im Reaktor. Zusätzlich wurde der Zeitpunkt des Ausfalls der externen Stromversorgung (loss of offsite power LOOP) variiert und zwei Sicherheits- und Abblaseventile (safety and relief valves SRV) als unverfügbar betrachtet. Das ENSI beurteilt die gewählten Randbedingungen als geeignet für die weiteren Untersuchungen. Der Satz der identifizierten Unsicherheitsparameter entspricht der bisherigen Erfahrung.

Ausblick

Im Jahr 2026 werden weitere Untersuchungen durchgeführt, um die Unsicherheiten detaillierter zu bestimmen. Die Unsicherheiten werden sowohl für den klassischen Monte-Carlo-Simulationsansatz als auch die adaptive Monte-Carlo-Simulationsmethoden quantifiziert und im Anlagenmodell berücksichtigt. Sowohl die klassische als auch die adaptive Monte-Carlo-Unsicherheitsanalyse werden gestartet.

1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Dario Müller
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit der PANDA-Forschungsanlage am PSI werden bei Störfällen im Containment auftretende thermohydraulische Phänomene untersucht. Das Projekt COMPARE (Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments) hat das Ziel, das für die Simulation schwerer Unfälle entwickelte Rechenprogramm MELCOR mit Daten aus zwei bereits durchgeführten PANDA-Experimenten zu überprüfen.
Basierend auf den vorgesehenen Vergleichsstudien sollen Aussagen bezüglich der Genauigkeit, der Zuverlässigkeit und des Anwendungsbereichs von MELCOR gemacht werden. Weiter sollen anhand der Vergleiche Nachteile von MELCOR identifiziert und Handlungsanweisungen formuliert werden, wie die möglichen Einschränkungen umgangen werden können und unter welchen Voraussetzungen MELCOR bestmögliche Resultate liefert.
COMPARE wurde im Juli 2022 gestartet und war zunächst auf drei Jahre ausgelegt. Die Laufzeit wurde Mitte 2025 um ein halbes Jahr verlängert, womit das Projekt Ende 2025 endete; ein Nachfolgeprojekt wurde bereits vereinbart.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2025 wurden umfassende Sensitivitätsstudien durchgeführt, um den Effekt der unterschiedlichen Nodalisierungen weitergehend zu prüfen. Unter Nodalisierung versteht man die Art und Weise, wie

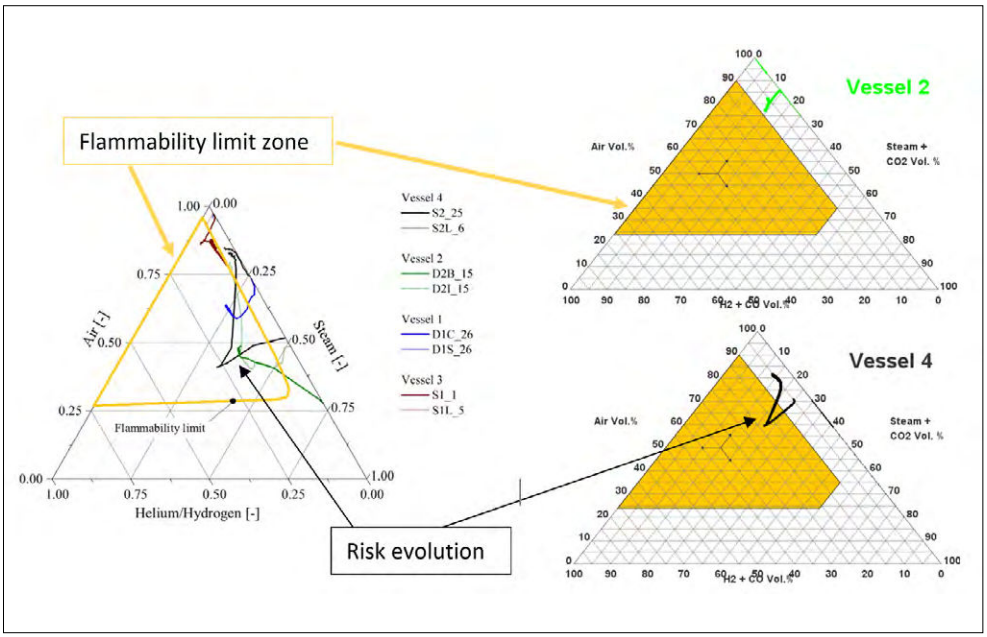


Abbildung 11: Shapiro-Diagramme aus MELCOR (links) und dem PANDA-Experiment (rechts). Zustände im gelb markierten Bereich beinhalten das Potenzial einer Wasserstoffverbrennung oder -explosion. (Bild: PSI)

die diskreten Segmente zur Berechnung der thermohydraulischen Vorgänge definiert und angeordnet sind. Das Verhalten von Wasserdampf und Helium in den Simulationen deutet darauf hin, dass die Verbindungen zwischen den Behältern das Systemverhalten dominieren und diese einer verfeinerten Analyse bedürfen. Die bis anhin gewonnenen Erkenntnisse werden in kommenden Studien im Rahmen von COMPARE-2 verwendet.

Weiter wurde eine detaillierte Überprüfung der numerischen MELCOR-Modelle in Bezug auf Unsicherheiten durchgeführt. Daraus ergab sich eine Liste von kritischen Parametern, welche die Genauigkeit und Robustheit der MELCOR-Vorhersagen erheblich beeinflussen. In erster Linie handelt es sich dabei um Parameter, die mit der Wärmeübertragung auf Strukturen, mit der Kondensation von Wasserdampf und mit der Modellierung von Strömungswegen zusammenhängen. Für jeden dieser Parameter wurden auf der Grundlage einer Literaturrecherche und aus früheren Studien geeignete Intervalle und Wahrscheinlichkeitsverteilungen festgelegt. Diese Parameter wurden dann in das Modell implementiert, und es wurde eine umfangreiche Reihe von Berechnungen durchgeführt (insgesamt über 100 Durchläufe). Die Diskrepanz zwischen den Simulationen und dem Experiment in Behälter 2 deutet darauf hin, dass die Modellparameter während der aktiven Einspeisung von Wasserdampf eine wesentlich wichtigere Rolle spielen, als dies während stabiler Phasen der Fall ist.

Einer der vorgesehenen Schwerpunkte des Projekts COMPARE war die Bewertung der Fähigkeit von MELCOR, die Ausbreitung von Wasserstoff in der Containmentatmosphäre adäquat zu modellieren. Deshalb wurden in einer weiteren Analyse die MELCOR-Berechnungen der Wasserstoffkonzentrationen mit den experimentellen Ergebnissen der PANDA-Anlage verglichen (siehe Abbildung 11). Es zeigt sich, dass MELCOR das Risiko für Wasserstoffexplosionen in Behälter 2 tendenziell unterschätzt, während für Behälter 4 grundsätzlich eine gute Übereinstimmung erkennbar ist.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Paul Scherrer Institut (PSI) hat die im Projektplan vorgesehenen Arbeiten durchgeführt und das ENSI regelmässig über den Stand des Projekts informiert. Das ENSI konnte sich so von der hochwertigen Arbeit des Forschungsteams überzeugen. Im Rahmen des Projektabschlussberichts wird das

PSI eine Liste mit Empfehlungen verfassen, welche im Umgang mit MELCOR zur besseren Modellierung der Containmentatmosphäre bei schweren Unfällen zu Hilfe genommen werden kann.
MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den Kernkraftwerks-Betreibern als auch vom ENSI als Rechenprogramm zur Simulation schwerer Unfälle und zur Risikoabschätzung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse eingesetzt. So hilft ein vertieftes Wissen über Unsicherheiten oder Herausforderungen bei der Modellierung dem ENSI bei der Bewertung von Störfallanalysen und von Massnahmen zur Beherrschung oder Eingrenzung von schweren Unfällen. Mit der im Projekt COMPARE erreichten Vertiefung des Verständnisses hinsichtlich der Aussagekraft von MELCOR-Resultaten wird die Beurteilungsgrundlage des ENSI verbessert und erweitert.

Ausblick

Das Projekt COMPARE wurde Ende 2025 abgeschlossen. Die Arbeit wird ab 2026 im Rahmen des Nachfolgeprojekts COMPARE-2 fortgesetzt, das bis 2028 dauern soll. Dabei werden die bisher gewonnenen Erfahrungen genutzt, um das Verständnis der Herausforderungen bei der Modellierung der Atmosphäre im Containment zu vertiefen. Betrachtet werden beispielsweise die natürliche Zirkulation, die Atmosphärenschichtung und Kondensationsprozesse unter Verwendung von Vergleichsdaten aus der THAI-Forschungsanlage, betrieben von Becker Technologies in Hochheim am Main (Deutschland). Auf diese Weise werden auch mögliche Skalierungseffekte aus den Erfahrungen mit PANDA berücksichtigt. Als zusätzliches Thema wird der Aerosoltransport im Containment in die Analyse in COMPARE-2 einbezogen.

1.5.6 APRI – Accident Phenomena of Risk Importance

Projektpartner: KTH Royal Institute of Technology, Stockholm
ENSI-Projektbegleitung: Dario Müller
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Das Forschungsprogramm zu Interaktionen der Kernschmelze mit Wasser und Anlagestrukturen (Accident Phenomena of Risk Importance, APRI) an der Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm wird seit 1996 vom ENSI unterstützt. Ziel des Forschungsprojekts ist es, eine vertiefte wissenschaftliche Grundlage über das Verhalten der Kernschmelze bei schweren Unfällen in Kernkraftwerken zu schaffen und so zur Lösung von existierenden oder neu auftretenden Fragestellungen beizutragen. Das früher hier unter MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) geführte Programm lief bis Mai 2025, wobei die Forschungsunterstützung des ENSI ab diesem Zeitpunkt im Rahmen des Projekts APRI weitergeführt wurde. Dabei handelt es sich um ein durch verschiedene Quellen (schwedische Betreiber, Aufsichtsbehörden und EU-Forschungsgelder) finanziertes Projekt, welches bis Ende 2026 läuft.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Ziel von APRI ist, die Unsicherheiten bei der Bestimmung der Risiken durch schwere Unfälle zu reduzieren. Im gegenwärtigen Projekt APRI-12 liegt der Fokus auf den folgenden drei Themenbereichen:

- das Schmelzen des Schüttbetts und die Schichtung der Kernschmelze (Corium) in der unteren Kalotte des Reaktordruckbehälters (RDB);
- der Versagensmechanismus des RDB und die Dynamik bei einem Durchbruch der Schmelze;
- die Wechselwirkung der ausgeworfenen Schmelze mit Strukturen unterhalb des RDB.

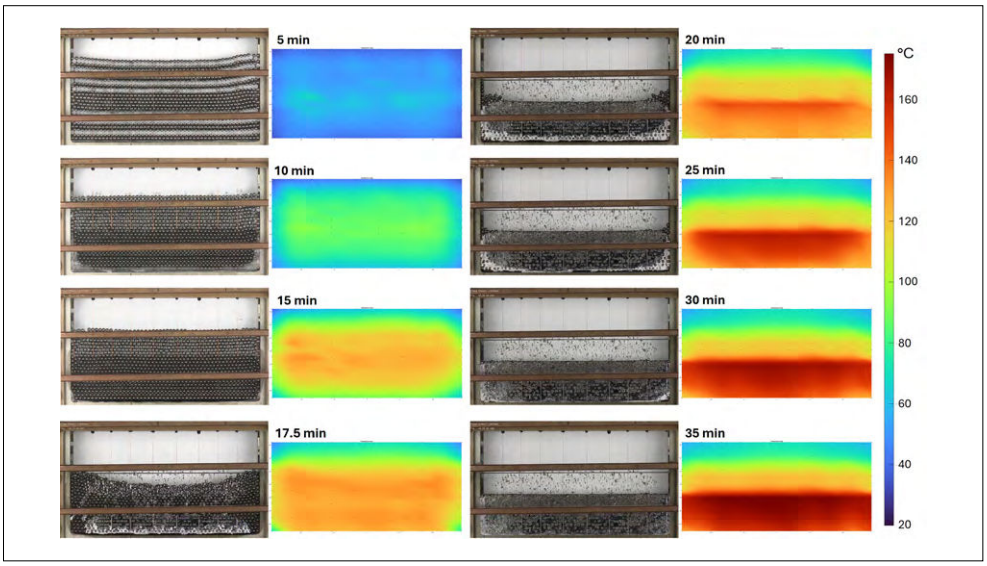


Abbildung 12: Aufnahmen des SPS-2-Experiments zu unterschiedlichen Zeitpunkten. Rechts davon ist jeweils das dazugehörende Temperaturprofil abgebildet. (Bild: KTH)

Die komplexen Prozesse beim Schmelzen des Schüttbetts in der unteren RDB-Kalotte waren bereits im Rahmen des MSWI-Projekts von wesentlichem Interesse. So wurde das Phänomen mit der Anlage SEMICO-2 und einer sphärischen Versuchsanordnung untersucht, wobei diese Experimente den gesamten Ablauf vom Ausdampfen des Schüttbetts bis zum erneuten Schmelzen des Coriums umfassten. Die Resultate dieser Versuche wurden verwendet, um die Rechencodes zur Simulation dieser Abläufe weiterzuentwickeln. Die neuen Untersuchungen im APRI-Projekt fokussieren dagegen hauptsächlich auf den Schmelzvorgang des Schüttbetts. Dafür wurde eine neue Versuchsanordnung konzipiert, worin mit unterschiedlichen Materialkonfigurationen die Prozesse analysiert werden. Eines der durchgeführten Experimente (SPS-2) betrachtete eine Kombination von Zinn-Bismut-Kügelchen und Paraffin-Zylindern und untersuchte das Verhalten der unterschiedlichen Bestandteile während des Schmelzvorgangs und bei der Bildung von unterschiedlichen Schichten (Abbildung 12).

Für die Bestimmung von Risiken bei schweren Unfällen sind Informationen über die Art des RDB-Versagens – genauer der Ort und der Mechanismus – von grosser Bedeutung. Die KTH entwickelte einen systematischen Ansatz, um thermomechanische Analysen der Belastungen des RDB durchzuführen. Es zeigte sich, dass ein zuverlässiges Modell zum Beschreiben des Kriechversagens sehr wichtig ist. Daher schlägt die KTH die Verwendung eines neuen Modells (das sogenannte L-M-Modell) vor, welches das Kriechversagen substanziell besser beschreiben kann. Weiter werden auch die unteren RDB-Durchdringungen bei einem Siedewasserreaktor berücksichtigt. Mittels Daten aus einer MELCOR-Simulation und der Finite-Elemente-Analyse werden die Versagensmodi genauer untersucht.

Um das komplexe Verhalten der Kernschmelze nach dem Austritt aus dem RDB und die Wechselwirkungen mit den darunterliegenden Strukturen zu beschreiben, wählt die KTH ein schrittweises Vorgehen. In einer ersten Phase konzentriert sich die Forschung auf die experimentelle Untersuchung der Ausbreitung des Coriums direkt unterhalb des RDB. Mit der COSIN-Anlage führte die KTH zwei Tests durch, bei denen die horizontale Ausbreitung der Kernschmelze zwischen zylindrischen Strukturen untersucht wurde. Das Forschungsteam verglich diese Ergebnisse anschliessend mit älteren Experimenten ohne solche Strukturen (Abbildung 13). Es hat sich insbesondere gezeigt, dass das Ausbreitungsverhalten wesentlich von der Temperatur der Schmelze abhängt.

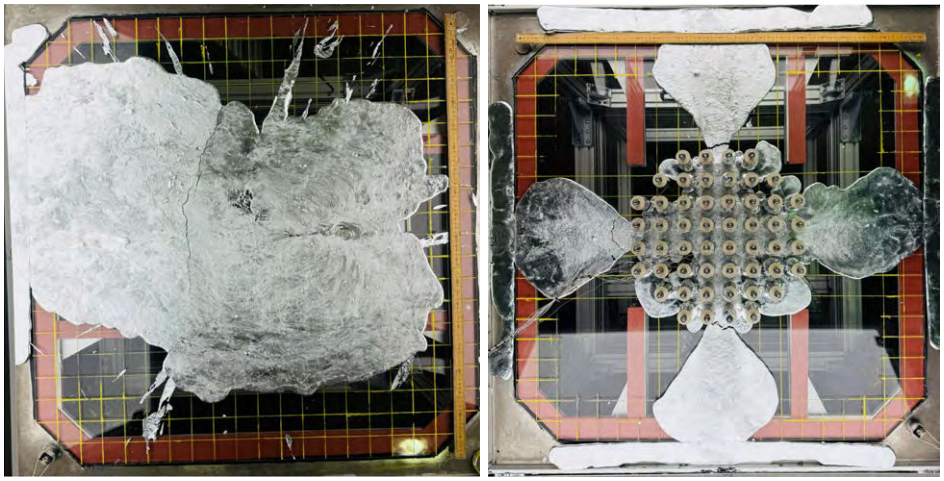


Abbildung 13: Resultate der Experimente zur Ausbreitung von Schmelze mit der COSIN-Anlage ohne (links) und mit (rechts) Strukturen, wie sie unterhalb des RDB auftreten. (Bild: KTH)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die KTH hat im Rahmen des Projekts MSWI die Rechenprogramme, welche mit Daten aus den Experimenten getestet wurden, dem Projektplan entsprechend weiterentwickelt. Die systematischen und sorgfältigen Studien führen zu tiefergehenden Erkenntnissen in einem Bereich, in dem immer noch sehr grosse Unsicherheiten bestehen. Diese Forschungsarbeiten werden als Teil von APRI weitergeführt.

Ein genaueres Verständnis der Eigenschaften der Kernschmelze hilft dem ENSI bei der Bewertung der von den Schweizer Kernkraftwerksbetreibern durchgeführten Analysen schwerer Reaktorunfälle und kann so zur Weiterentwicklung von Massnahmen zur Beherrschung oder Eingrenzung von schweren Unfällen beitragen.

Ausblick

Auch im Jahr 2026 wird das Projekt APRI weitere Experimente durchführen, um aufgrund der daraus gewonnenen Daten und Erkenntnisse die Unsicherheiten bei der Quantifizierung des Risikos durch Kernschmelzen bei schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren zu verringern. Die Studien werden in den drei Themenbereichen des Arbeitsplans weiter ausgebaut oder initiiert: Experimente und Simulationen der Schmelze von Schüttbetten, gekoppelte thermomechanische Analysen von RDB-Versagensmodi und weitere Experimente zur Wechselwirkung zwischen Corium und den Strukturen ausserhalb des RDB.

1.5.7 NEA PANDA – Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: Werner Barten, Pascal Noti

Einleitung

Die PANDA-Anlage am Paul Scherrer Institut (PSI) ist die letzte grössere inländische experimentelle Forschungsanlage insbesondere für thermohydraulische Phänomene im Containment bei schweren Unfällen. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik instrumentiert. In der Anlage können sowohl integrale Tests zum Containment-Verhalten als auch spezifische Tests mit einzelnen Containment-Systemen durchgeführt werden (siehe auch das Projekt COMPARE, Kapitel 1.5.5). Dies wird durch den Aufbau der Anlage mit verschiedenen Behältern ermöglicht, die für die Untersuchung fortschrittlicher Siedewasserreaktoren (SWR) konzipiert wurde.

Im auf vier Jahre angelegten Forschungsprojekt NEA PANDA (Experiments Addres-

sing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors) sollen mehrere Testreihen durchgeführt werden. Bei dem Teil der Experimente, den das ENSI insbesondere verfolgt, soll das Verhalten der Druckabbaukammer (DAK) beim Abblasen aus dem Reaktordruckbehälter eines Siedewasserreaktors untersucht werden. Zu den Experimenten sind auch Berechnungen vorgesehen, mit denen unter anderem die Zuverlässigkeit und Vorhersagefähigkeit der verwendeten Codes mit bewertet werden können. Am Projekt NEA Panda nehmen neben dem PSI als führende Institution bisher elf Organisationen aus acht weiteren Ländern teil (Kanada, Finnland, Frankreich, Deutschland, Südkorea, Spanien, Schweden, USA).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die untersuchten Themen des Projekts umfassen:

1. Erweiterung der Datenbasis für grossskalige Gasströmung im Containment,
2. Erweiterung der Datenbasis hinsichtlich des Einflusses eines aktivierten Containment-Sprühsystems von Druckwasserreaktoren (DWR),
3. Systemtests insbesondere für kleine modulare Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR) und
4. Erweiterung der Datenbasis zum Verhalten der SWR-Druckabbaukammer, die ebenfalls für passive Containment-Kühlung von fortgeschrittenen DWR relevant ist.

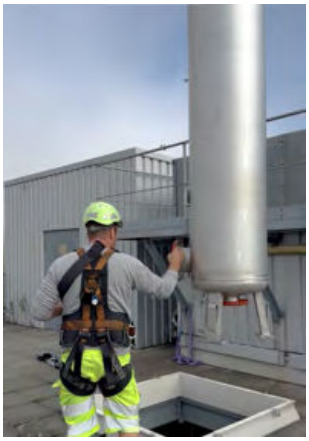
In den Jahren 2022 und 2023 wurden die Experimente zum ersten Thema durchgeführt. Dazu wurde der Einfluss interner Containment-Strukturen auf die Gasströmung untersucht. Zudem wurden Einflüsse der Wärmestrahlung betrachtet. Insbesondere der Wasserdampf in der Containment-Atmosphäre absorbiert die Wärmestrahlung, und dessen Temperatur wird dabei leicht erhöht. Dies wiederum verändert die lokale Dichte, somit die Auftriebskräfte und damit die Konvektion und Vermischung der Gasatmosphäre (Luft, Helium, Dampf). Zu ausgewählten Aspekten werden ebenfalls numerische Fluiddynamik-Analysen (Computational Fluid Dynamics, CFD) der Teilnehmenden durchgeführt.

Die Experimente zum zweiten Thema wurden auf das Nachfolgeprojekt NEA PANDA-2 verschoben, weil die Beteiligung geringer war als erwartet.

Die Experimente zum dritten Thema betreffen einerseits die passive Containment-Kühlung sowie andererseits die Wärmeübertragung von einer Aussenwand des Containments auf den Wasserpool durch Konvektion. Die Experimente zur passiven Containment-Kühlung sind im 2. und 3. Quartal 2025 durchgeführt worden und umfassen fünf Untersuchungen. Die Experimente zur Wärmeübertragung von einer Aussenwand des Containments auf den Wasserpool wurden vorbereitet. Sie erfordern einen Umbau der PANDA-Anlage (siehe Abbildung 14).

Weiterhin wurde die 40-jährige PANDA-Anlage auch für das vierte Thema modernisiert. Die Modernisierung schliesst die Installation der benötigten Temperatur- und Drucksensoren und des optischen Systems zur Geschwindigkeitsmessung mittels injizierter kleiner Partikeln (particle image velocimetry, PIV) mit ein. Schliesslich konnten 2025 auch die verbleibenden Experimente des vierten Themas zum Abblasen in die SWR-DAK durchgeführt werden (Abbildung 15). Dies schliesst die vorgesehenen Experimente im Containment ab, bei denen sowohl unter- als auch oberhalb des Wasserspiegels zeitlich hochaufgelöste Messungen durchgeführt werden. Von den Projektteilnehmenden wurden Analysen mit CFD-Codes durchgeführt. Die CFD-Modellierung zeigt eine gute Vorhersagbarkeit in bestimmten Kondensationsregimen.

Ein erster Vorschlag für ein Nachfolgeprojekt NEA PANDA-2 mit weiterführenden Experimenten wurde im Rahmen des Workshops im 4. Quartal 2025 besprochen.



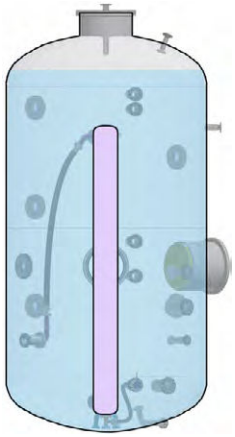


Abbildung 14:
Foto vom Einbau des Containment Simulators (CS, links) und schematische Darstellung des eingebauten CS (rechts). Bei diesem Setup wird der konvektive Wärmetransport (Naturkonvektion) von der Oberfläche eines SMR-Containments untersucht.
(Bilder: PSI)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt verbessert die numerischen Werkzeuge für die Berechnung des transienten Containment-Verhaltens während Störfällen. Die Sicherheitsfunktion der Druckabbaukammer eines SWR spielt eine wesentliche Rolle für die Beherrschung von verschiedenen Auslegungs- und auslegungsüberschreitenden Störfällen. Die Zusammenarbeit zwischen den Experimentierenden und Modellierenden trägt zur Qualität der Experimente, zur Validierung der verwendeten Codes und deren Anwendung bei. Insgesamt erhöhen die Ergebnisse des Projekts die Zuverlässigkeit der Berechnungen in den Nachweisen für die Beherrschung von konkreten Störfällen. Das Projekt ist um etwa ein Jahr verzögert, wobei die Arbeiten zu den verschiedenen Themen des Projekts an die Verfügbarkeiten der Teilnehmenden und der teilweise neu installierten Infrastruktur zeitlich angepasst wurden. Das PANDA-Projekt ist stark international vernetzt und umfasst auch die Ausbildung und Förderung junger Fachleute.

Ausblick

Die finalen Resultate der Experimente bezüglich der passiven Containment-Kühlung werden im ersten Quartal 2026 erwartet. Mit einem möglichen Benchmark parallel zu PANDA-2 können sie zur Validierung und Weiterentwicklung der Rechenwerkzeuge beitragen. Für die Experimente der Wärmeübertragung von einer Aussenwand kann nach der Verifikation der installierten Instrumente das Testprozedere im März 2026 festgelegt werden. Die Experimente und deren Auswertung werden voraussichtlich im 2. Quartal 2026 abgeschlossen sein. Insgesamt wird der Projektabschluss von NEA PANDA im Juni 2026 erwartet. Anschliessend kann das Nachfolgeprojekt NEA PANDA-2 starten.

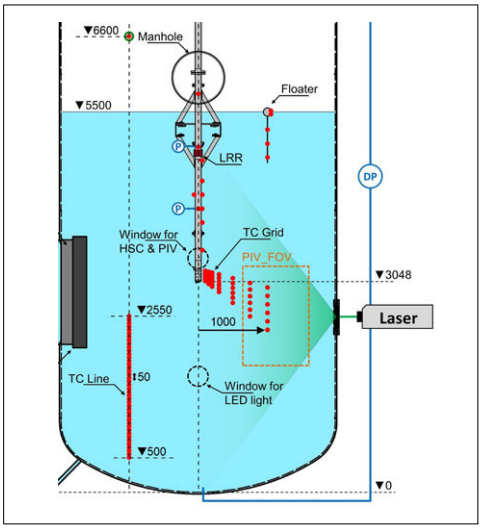


Abbildung 15:
Schematische Darstellung der SWR-Druckabbaukammer. Bei diesem Versuchsaufbau wird die Konvektion untersucht, welche durch den abgeblasenen Dampf und dessen direkte Kondensation induziert wird.
(Bild: PSI)

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 wird die Wirkung von verschiedenen Arten ionisierender Strahlung erforscht, ebenso wie weitere Faktoren, welche diese Wirkung beeinflussen. Dazu kommt die Entwicklung eines Roboters für die ferngesteuerte Messung von Strahlenbelastungen im Normalbetrieb von Kernkraftwerken wie auch bei Störfällen. 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 am PSI

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleitung: David Wittwer
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des Paul Scherrer Instituts (PSI) betreibt verschiedene von der schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS akkreditierte Prüfstellen sowie eine Kalibrierstelle und eine vom METAS ermächtigte Eichstelle. Unter anderem gehört zu ihren Aufgabengebieten:

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

Aufgrund dieser Kernkompetenzen und der nachfolgenden Gründe führt diese Abteilung des PSI für das ENSI Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie, der Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt anspruchsvolle technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.
Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum messtechnisch zuverlässigen Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung von Materialien, die aus kontrollierten Zonen zum allgemeinen Gebrauch oder zur konventionellen Entsorgung entnommen werden, 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, in denen Messmethoden weiter oder neu entwickelt werden müssen. Beispiele sind Freimessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung von Inkorporationen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Radiochemische und spektrometrische Innovationen

Im Berichtsjahr konzentrierte sich das PSI auf den Ausbau und die Weiterentwicklung analytischer Methoden zur Bestimmung von Radionukliden. Die Schwerpunkte lagen auf höherer Sensitivität, verbesserter Selektivität und der Fähigkeit, Proben aus Stilllegung, Umweltüberwachung und biologischer Dosimetrie robuster zu analysieren.
Eine zentrale Neuerung war die Einführung eines ICP-QQQ-MS-Systems (Agilent 8900). Solche hochentwickelten massenspektrometrischen Verfahren sind besonders für langlebige Radionuklide attraktiv, da sie tiefere Nachweisgrenzen und kürzere Messzeiten

ermöglichen. Während der Berichtsperiode wurden Infrastruktur und Betriebsprotokolle eingerichtet sowie erste Messkampagnen durchgeführt. Erste Resultate zeigen, dass Uran in Trinkwasser zuverlässig bestimmt werden kann und Plutoniumisotope direkt in Stilllegungsproben messbar sind. Auch ^{90}Sr wurde zuverlässig detektiert. Die formale Methodenvalidierung ist eingeleitet.
Für asbesthaltige Materialien aus dem Rückbau wurde ein komplettes analytisches Verfahren fertiggestellt. Die Kombination von verschiedenen Extraktionsharzen erlaubt eine sichere und quantitative Bestimmung von ^{90}Sr, Plutonium und Americium/Curium. Das Verfahren wurde bereits publiziert und das Projekt gilt als abgeschlossen.
Im Bereich der ^{36}Cl-Analytik wurden wichtige Fortschritte erzielt. Da ^{36}Cl ein reiner Beta-Strahler ist, erfordert seine Bestimmung die vollständige chemische Extraktion aus Polyvinylchlorid-Materialien (PVC). Um Verluste bei der chemischen Behandlung quantifizieren zu können, wurde ein eigenes Standardreferenzmaterial hergestellt, das sowohl ^{35}S als auch ^{36}Cl in definierten Mengen enthält. Die beiden Nuklide lassen sich aufgrund unterschiedlicher Energien der Betateilchen gleichzeitig mittels Flüssigszintillation quantifizieren. Für die vollständige Zersetzung von Proben, die ^{36}Cl enthalten, wurde ein neues Mikrowellen-Aufschlussgerät installiert, das in Kürze mit dem Standardreferenzmaterial getestet werden soll.
Die Analyse von Plutonium in Urin wurde durch eine neue Methode verbessert, welche eine frühe Phosphatfällung und eine dreistufige chromatographische Trennung nutzt. Die Methode ermöglicht die parallele Bestimmung weiterer Actinoide. Das Projekt wurde abgeschlossen und die Methode routinemässig eingesetzt.
Innovativ waren die Fortschritte zur elektrochemischen Separation von Actinoiden. Im Rahmen einer Dissertation wurde ein Verfahren erarbeitet, bei dem Pu(IV) elektrochemisch auf anodisierten Kohlenstofffasern abgeschieden und kontrolliert wieder freigesetzt wird. Es bietet eine Alternative zu klassischen chromatographischen Methoden und ist insbesondere für die Spurenanalytik attraktiv. Die Arbeit umfasste zudem Anwendungen auf reale Proben, Untersuchungen von Radionukliden im Femtomolarbereich und resultierte in mehreren Publikationen. Ein neuer Doktorand setzt die Arbeiten fort, unter anderem zur selektiven Entfernung von ^{60}Co aus Proben, um die Identifikation von Spurenelementen in Gammaspektren zu verbessern.
Die Radioanalytikgruppen nahmen zudem an mehreren internationalen Vergleichsstudien teil, darunter Procorad, IAEA-Almera und bilaterale Vergleiche mit Labor Spiez. Im Dosimetriebereich nahm das PSI zusätzlich an nationalen ^{3}H/^{14}C-Ringvergleichsmessungen teil.

Unterstützung bei aeroradiometrischen Übungen (ARM)

Aeroradiometrie bleibt ein zentraler Bestandteil der schweizerischen radiologischen Notfallvorsorge. Das PSI unterstützte im Berichtsjahr sowohl nationale als auch internationale Messkampagnen. Die Ergebnisse der zivilen und militärischen Übungen des Vorjahres sowie der internationalen Übung AGC24 wurden im PSI-Bericht 25-01 dokumentiert.
Ein wichtiger Meilenstein war die Teilnahme am 1st Advanced Aerial Data Analysis Workshop der IAEA. Dort verglichen Expertenteams aus mehreren Ländern vollständige Rohdatensätze früherer Messflüge. Die Schweizer Delegation analysierte unter anderem Daten der Fukushima-Mission von 2011 und erstellte daraus Dosisleistungs- und Kontaminationskarten. Die internationale Zusammenarbeit stärkt gemeinsame Bewertungsstandards und demonstriert die hohe Auswertungsqualität des Schweizer Systems.
2025 fanden sowohl die nationale Übung ARM25 als auch die internationale Übung AGC25 in der Schweiz statt. AGC25 war eine multinationale, einwöchige Kampagne mit Teams aus fünf Ländern. Neben Helikoptern kamen erstmals auch Drohnen für die Quellensuche zum Einsatz. PSI-Fachleute

waren massgeblich an Planung, Durchführung und Auswertung beteiligt.

Weiterentwicklung von Dosimetern und Strahlenschutzinstrumenten

Im Bereich der Mess- und Dosistechnik wurden zahlreiche Entwicklungen vorangetrieben. Ein Schwerpunkt lag auf Monte-Carlo-basierten Sensitivitätsanalysen von Messsystemen und der Anpassung an neue internationale Normen.

Für Freigabemonitoren wurde die zeitabhängige Sensitivität bei langkettigen Zerfallsreihen wie denjenigen von ^{232}Th und ^{238}U untersucht. Da Proben häufig nicht im säkularen Gleichgewicht vorliegen, wurde mittels Monte-Carlo-Modellen gezeigt, wie sich diese Ungleichgewichte der Aktivitäten von Mutter- und Tochternukliden auf die Messbarkeit auswirken. Die Modelle wurden durch Experimente validiert und publiziert. Ausserdem wurden neue Messungen zur Anpassung der simulierten Energieschwellen des Freimessmonitors HWM-1800 am PSI durchgeführt, um Änderungen am Gerät (wie reparierte und neu kalibrierte Detektoren) zu berücksichtigen. Ziel der neuen Messungen ist es, die Simulationen zur Vorhersage der Empfindlichkeiten für ^{26}Al zu validieren, um Aluminiumteile aus dem Zerfallslager am PSI zu charakterisieren.

Für Förderbandsysteme zur Detektion von Kontaminationen wurde ein Kalibrier- und Validierungskonzept konform mit der Richtlinie ENSI-G13 und gemäss der ISO 7503-3 entwickelt. Die Untersuchungen zeigten, dass reine Gammaspektrometrie für viele Parameterkombinationen nicht ausreichend sensitiv ist. Durch vergrösserte Detektionsflächen konnten jedoch mehrere Parameterkombinationen wieder messbar gemacht werden. Das Projekt wurde abgeschlossen und in einem PSI-Bericht beschrieben.

Ein detailliertes MCNP-Massenmodell des Neutronbestrahlungsraums des Kalibrierlabors wurde erstellt. MCNP, der Monte-Carlo N-Particle Code, ist ein verbreitetes reaktorphysikalisches Programm zur Simulation nuklearer Prozesse. Mit dem Modell wurde der Beitrag der gestreuten Neutronen in Bezug auf die Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$ simuliert und damit die Ergebnisse von Messungen in guter Übereinstimmung reproduziert. Zudem wurden fluenzbasierte Umrechnungsfaktoren neu berechnet. Moderne Transportmodelle führen zu energieabhängigen Abweichungen von historischen Werten, was insbesondere auf aktualisierte Wirkungsquerschnitte zurückgeführt wird.

Ein weiteres Projekt befasste sich mit dem neuen Kleinteilemonitor DCM-300E. Erste Messungen lieferten Sensitivitäts- und Nachweisgrenzen für verschiedene Nuklide. Das Ansprechverhalten des Systems wurde zudem mit einem bestehenden Kontaminationsmonitor verglichen.

Ein Quellenscannerprojekt zielte darauf ab, Emissionsraten weitflächiger Referenzquellen genauer zu bestimmen. Erste Resultate zeigen, dass damit korrigierte Emissionsraten die Konsistenz der Messresultate zwischen verschiedenen Messsystemen erheblich verbessern. Zusätzlich liefern die Scans Aktivitätsverteilungskarten, die zur Beurteilung der Quellenhomogenität beitragen.

Im Bereich der Neutronendosimetrie wurde das Neutron Reader for Dosimetry (NERD)-System (Abbildung 16) vollständig evaluiert

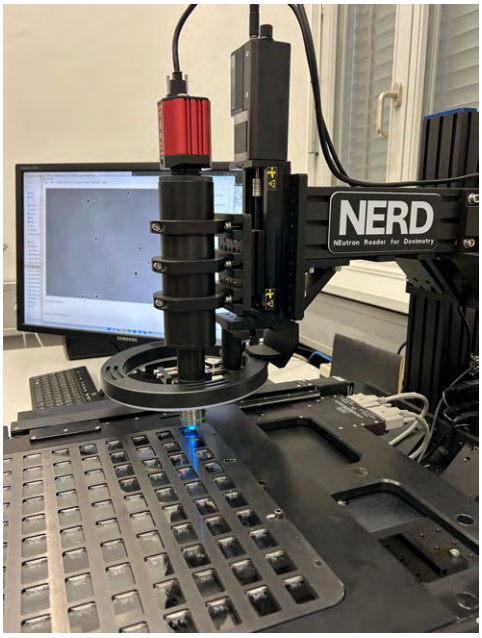


Abbildung 16: Das Neutron Reader for Dosimetry (NERD)-System im Einsatz. (Bild: PSI)

und erfüllt somit die Anforderungen der Dosimetrieverordnung. Die Zulassung des Systems wurde beantragt. Neue Arbeitsplatzmessungen im Kernkraftwerk Beznau wurden durchgeführt, um die Charakterisierung von Neutronendosimetern zu untersuchen.

In der Neutronendosimetrie wird unter anderem eine Folie aus dem Kunststoff Polyallyldiglykolcarbonat (PADC) als Detektor eingesetzt. Zur Untersuchung langfristiger Trends in der Personenneutronendosimetrie wurden PADC-Vergleichsdaten aus den Jahren 2015 bis 2024 ausgewertet, wobei eine winkelabhängige Unterschätzung von 20–70 % bei 30–60 ° bestätigt wurde, jedoch ohne falsch-positiv Messung und mit einer minimalen Nachweisgrenze unter 0,1 mSv.

Für die Umweltüberwachung wurden PADC-Detektoren mit ^{6}Li- oder ^{10}B-Konvertern als Alternative zu uran- und thoriumhaltigen Track-Detektoren geprüft. Erste Ergebnisse sind vielversprechend und wurden veröffentlicht.

Das photonendosimetrische System myOSL 4.0 wurde evaluiert und dessen Zulassung beantragt.

Fachbegleitung von Studierenden

Mehrere Doktorarbeiten wurden mit den folgenden Projekten betreut:

- Entwicklung eines simulierten Arbeitsplatz-Neutronreferenzfeldes; Vergleich von FLUKA- (Fluktuierende Kaskade) und MCNP-Modellen sowie umfassende Messkampagnen.
- Modellierung der Detektorantwort von PADC-Detektoren.
- Elektrochemische Separation von Radionukliden. Das Projekt wurde erfolgreich abgeschlossen.
- Weiterentwicklung elektrochemischer Trennmethoden, insbesondere zur Reduktion eines ^{60}Co-Hintergrunds in Gammaspektren, insbesondere von Proben aus Kernkraftwerken.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik laufen gemäss Plan. Sie fördern die nukleare Sicherheit und stärken die Rechtssicherheit. Dies gilt insbesondere für die Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen oder die Weiterentwicklungen in der Neutronendosimetrie. Auch wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssicherung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen und Messaufgaben geleistet.

Viele der Arbeiten sind stark auf die Praxis ausgerichtet und die Ergebnisse werden unmittelbar genutzt. Zum Beispiel müssen beim Rückbau von Kernanlagen grosse Mengen an Materialien sowie Räumen/Gebäuden von der Bewilligungspflicht und Aufsicht nach Strahlenschutzverordnung befreit werden. Dazu werden unterschiedliche Messmittel, wie zum Beispiel Freimessanlagen, In-situ-Gamma-Spektrometrie, radiochemische Verfahren und spektrometrische Verfahren zur Probenanalyse verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation angepasst werden müssen. Die Erkenntnisse aus der Forschung des PSI ermöglichen dem ENSI eine sachgerechte Bewertung der durch die Betreiber eingesetzten Methoden und Verfahren. Ein weiteres Beispiel ist die Ermittlung der Strahlenexposition von Personen und Umwelt durch dosimetrische Messungen. Dazu werden unterschiedliche Dosimeter verwendet, die kontinuierlich hinsichtlich ihrer Messgenauigkeit und Empfindlichkeit weiterentwickelt werden. Das ENSI muss diese Messmittel und Methoden beurteilen und kann dabei auf das Wissen des PSI zurückgreifen. Die Weiterentwicklung und das Erarbeiten von radiochemischen Methoden, darunter auch Schnellmethoden, sind ebenfalls wichtig für den Notfallschutz. Ein weiterer Aspekt ist die wissenschaftliche Betreuung der Aeroradiometrie, die weiterhin gewährleistet sein muss.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durch-

führen lassen kann. Bedeutend ist auch die Ausbildung von Nachwuchskräften, die 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 2026 werden die Arbeiten zu folgenden Themen weitergeführt:

1. Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie: Experten der Abteilung beteiligen sich aktiv in Arbeitsgruppen, die sich mit der Revision von für den Schweizer Strahlenschutz relevanten Normen (zum Beispiel von der International Electrotechnical Commission, IEC) befassen. Auch arbeiten sie in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrienetzwerks EURADOS und des deutsch-schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz aktiv mit.
2. Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden: Dabei wird die Forschung und Entwicklung zur Verbesserung von bestehenden Prozessen vorangetrieben, praxisorientierte, angewandte Forschung auf wissenschaftlicher Grundlage betrieben und die Entwicklung und Einführung neuer Radioanalytik-Methoden untersucht.
3. Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken: Die Eigenschaften und Limiten von aktuell verwendeten sowie in der Zukunft eingesetzten Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern werden anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft und untersucht.
4. Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen: Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI begleitet, die weiterhin die erhaltenen Messergebnisse interpretieren sowie einen unabhängigen Bericht erstellen. In den kommenden Jahren liegt der Fokus auf der Umsetzung der durch das PSI neu erarbeiteten Kalibriermethodik.
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 Untersuchungen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.
6. Fachbegleitung von Studierenden: Zurzeit sind drei Doktorarbeiten im Bereich der Elektrochemie und der Neutronendosimetrie in Arbeit.

1.6.2 Metabolomic Signature of Patients Undergoing Radiotherapy: Can We Quantify Radiation Exposure Biologically?

Projektpartner: Inselspital, Universitätsspital Bern
ENSI-Projektbegleitung: Luana Hafner
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Wirkung von ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper ist in vielen wissenschaftlichen Forschungsgebieten ein aktuelles Thema. In der Medizin und Biologie werden zum Beispiel Chromosomenschäden untersucht. Eine bekannte Methode hierfür ist die Biodosimetrie, mit welcher der Nachweis und die Quantifizierung einer Strahlenbelastung anhand biologischer Indikatoren erbracht werden können. Für die Biodosimetrie werden aktuell vor allem zwei Methoden herangezogen: Messung der Zeit bis zum Erbrechen und die Chromosomanalyse. Diese Methoden sind entweder sehr ungenau oder sehr zeitaufwändig.

Da eine Strahlenexposition im menschlichen Körper zu biochemischen Prozessen führt, strebt das Forschungsprojekt an, eine Biodosimetrie-Methodik auf Basis von Metaboliten, also Stoffwechsel-Produkten, zu erforschen. Dadurch verspricht man sich eine

schnellere und möglicherweise genauere Methode zur Dosisbestimmung. Diese Methodik würde ein wertvolles Werkzeug bei radiologischen Unfällen darstellen, da die Messung von Metaboliten in medizinischen Laboratorien zum Standard gehört.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt beinhaltet die systematische Analyse (Screening) von Metaboliten aus Blut- und Urinproben von Radiotherapiepatientinnen. Die Proben wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten während der Therapie entnommen, um mögliche Biomarker für eine Strahlenexposition zu identifizieren. Ferner soll die Korrelation von den Biomarkern mit der Strahlenexposition bestimmt werden.

Die Blutproben wurden von den Forschenden bereits im Jahr 2023 mittels Hochleistungs-Flüssigkeitschromatographie (Abbildung 17) und Massenspektrometrie untersucht. Dabei wurden die Metaboliten vor der Radiotherapie mit denjenigen nach der Radiotherapie verglichen. Es wurden fünf Metabolite identifiziert, die nach der Radiotherapie statistisch signifikant reduziert waren. Dabei handelt es sich um Metabolite aus dem Purin-, Glukose- und Aminosäuren- Stoffwechsel. Weiter konnte ein breiteres Spektrum von Metaboliten identifiziert werden, die sich zwischen bestrahlten und nicht-bestrahlten Personen unterscheiden. Im Jahr 2024 wurden die Metaboliten in den Urinproben analysiert, wobei jedoch keine signifikanten Änderungen der Metabolite festgestellt wurden.

Im Jahr 2025 war nun geplant, den Ethikantrag für eine zweite Analyse der Metaboliten bei einer geringeren Strahlenexposition nach einer Computertomographie einzureichen und dann mit der Probensammlung für diese Analyse zu starten. Aufgrund der Ergebnisse aus der ersten Studie sollen in der zweiten Studie keine Urinproben analysiert, sondern der Fokus auf die Blutproben gerichtet werden. Es war geplant, dass die Resultate der zweiten Studie bis Ende 2025 vorliegen.

Abbildung 17: Messgerät für die im Projekt eingesetzte Hochleistungs-Flüssigkeits-chromatographie. (Bild: Inselspital Bern)

Der Ethikantrag wurde 2025 von der kantonalen Ethikkommission Bern akzeptiert und die Forschenden konnten die ersten Patientinnen für die zweite Studie gewinnen. Die Rekrutierung der Patientinnen dauert allerdings länger als erwartet, da ein Grossteil wegen relevanten Vorerkrankungen (zum Beispiel Diabetes) oder anderen Kriterien ausgeschlossen werden musste, oder sie der Blutentnahme für die Studie nicht zugestimmt haben. Die Analyse konnte darum noch nicht gestartet werden.

Die Resultate aus der ersten Studie wurden in einer wissenschaftlichen Publikation zusammengefasst und im International Journal of Radiation Biology publiziert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz gibt es heute keine Möglichkeit für biodosimetrische Auswertungen. Allfällige Proben werden zur Untersuchung ins Ausland geschickt. Dieser Prozess ist ressourcenintensiv und nur für Einzelfälle tragbar. Für einen Notfall in der Schweiz ist der vorgängige Aufbau einer solchen Messkompetenz essenziell. Die Analyse von Metaboliten ist im Vergleich zur häufig angewandten Chromosomanalyse weniger zeitaufwändig und würde im Fall eines nuklearen Unfalls die Triage und die adäquate Behandlung von Patientinnen und Patienten beschleunigen. Des Weiteren würde die Dosiswirkungsanalyse von Veränderungen in Biomarkern das Verständnis für die Wirkung ionisierender Strahlung auf den Körper erweitern. Falls das Projekt bei hohen Dosen aussagekräftige Resultate hervorbringt, könnte dies neue Dosimetrierungsmethoden und weitere For-

schung zu Strahlenwirkungen bei tieferen Dosen ermöglichen.
Die Akzeptanz des Ethikantrags sowie der Start der zweiten Studie sind positiv zu bewerten. Aufgrund von Problemen bei der Rekrutierung der Patientinnen hat das Projekt einige Monate Verzögerung im Zeitplan. Die Resultate der Blutproben aus der ersten Studie sind vielversprechend und sprechen für eine Weiterführung der Studie. Eine vollständige Beurteilung der Resultate des Projekts kann aber erst nach Abschluss der zweiten Studie erfolgen.

Ausblick

Im Jahr 2026 soll die Rekrutierung der Patientinnen für die zweite Studie abgeschlossen werden. Sobald alle Blutproben gesammelt sind, sollen diese ausgewertet werden. Ziel ist, dass ein Student ihm Rahmen seiner medizinischen Doktorarbeit bei dieser Blutanalyse mitarbeitet.

1.6.3 Bewertung des erhöhten Krebsrisikos durch ionisierende Strahlung im Niedrigdosisbereich und Kontamination durch Nanopartikel

Projektpartner: Universitätsspital Zürich / Universität Zürich
ENSI-Projektbegleitung: Luana Hafner
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Wirkung von ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper ist in vielen wissenschaftlichen Forschungsgebieten ein aktuelles Thema. Dabei ist es unter anderem wichtig, Auswirkungen von zusätzlichen Faktoren in Kombination mit ionisierender Strahlung zu betrachten, wie beispielsweise von Medikamenten, Hitze oder auch Nanopartikeln. Nanopartikel könnten zum einen zelluläre Prozesse stören und zum anderen Zellorganellen schädigen. So kann die Bildung reaktiver Sauerstoff-Verbindungen (chemische Radikale) gefördert werden, welche Zellsubstanzen angreifen. Im Unterschied zu früheren Zeiten sind Nanopartikel, vor allem solche aus Metallen und Metalloxiden, heutzutage viel weiterverbreitet. In diesem als Doktorat konzipierten Projekt soll die kombinierte Wirkung von ionisierender Strahlung und Nanopartikeln untersucht werden, die bisher kaum erforscht ist.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In diesem Projekt sollen Nanopartikel in Zellen eingeschleust werden, um in Kombination mit Strahlungsdosen von 1–100 mSv die Reaktion der Zellen und deren Mutationsrisiko zu bestimmen. Dafür sollen genetische Untersuchungen (Genexpression, DNA- und Chromosomen-Schäden) durchgeführt werden. Für den Nachweis einer Mutation in einem Genabschnitt wird ein mutationsaktiviertes Reportersystem CherryOFF-GFP verwendet, welches die Mutation mittels Fluoreszenz sichtbar macht.
In der ersten Phase der Studie lag der Fokus auf der Implementierung und Validierung dieses Reportersystems in etablierten Tumorzellen, in denen Mutationen bekannt sind. Dafür wurde zunächst eine Sequenzvalidierung erfolgreich durchgeführt und danach der CherryOFF-GFP-Reporter sowie die entsprechenden Kontrollplasmide, mit denen der Erfolg des Experiments überprüft werden kann, in zwei kolorektale Karzinomzelllinien (Dickdarmkrebs-Zelllinien) eingebracht. Dabei konnten die korrekten Expressionsmuster des Reporters in allen generierten Zelllinien nachgewiesen werden.
Anschliessend wurden erste quantitative Experimente mit gentransferierten kolorektalen Karzinomzellen durchgeführt, die einer einmaligen hohen Strahlendosis ausgesetzt waren. Damit konnte die Reportergenaktivierung funktionell nachgewiesen werden.
Zusätzlich zu den Reportergenstudien wurden ebenfalls Untersuchungen zur zellulären Aufnahme von Goldnanopartikeln (50 nm Durchmesser) durchgeführt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die doppelte Exposition (Nanopartikel und ionisierende Strahlung) wird in der Gesellschaft mit Zunahme der Nanopartikel in der

Umwelt häufiger auftreten. Aktuell betrifft diese Doppelbelastung vor allem Standorte mit Schwermetall-Kontaminationen und Standorte mit erhöhter Strahlenexposition, wie beispielsweise Kernanlagen. Arbeiten an diesen Standorten könnten das Induktionsrisiko der biologischen Prozesse verstärken und fördern, die bei niedriger Strahlenexposition Karzinogenese (Krebsentstehung) verursachen. Für die Aufsicht sowie für den Schutz von Mensch und Umwelt ist es daher wichtig, die biologischen Wirkungsmechanismen einer Co-Exposition von Nanopartikeln und ionisierender Strahlung im Niedrigdosisbereich (< 100 mSv) zu untersuchen und zu verstehen. Mit diesem Forschungsprojekt soll eine Wissenslücke gefüllt und die Strahlenrisikobeurteilung des ENSI in Stellungnahmen und Gutachtenbeiträgen sowie insbesondere auch in der Kommunikation gefestigt werden.
Das Projekt hat zwar 2024 mit ersten Vorbereitungen angefangen, die eigentliche Projektarbeit hat aber erst im Mai 2025 mit dem Start der Doktorandin begonnen. Der Zeitplan des Projekts wurde entsprechend angepasst. Mit der Entwicklung des Reportersystems und dem Start der Untersuchungen zur Aufnahme von Nanopartikeln in Zellen liegen die Forschenden somit im neuen Zeitplan. Die aktuellen Ergebnisse liefern die methodische Grundlage für weitere Experimente zur Quantifizierung der mutationsinduzierten Reportergenaktivierung.

Ausblick

Im Jahr 2026 soll die Entwicklung des methodischen Systems zur Bestimmung von Mutagenese weitergeführt werden. Zudem soll ein effizienter Arbeitsprozess für die Nanopartikel-Aufnahme entwickelt werden. Für beides werden verschiedene Nanopartikel und Zellsysteme betrachtet. Ausserdem soll mit einer quantitativen Analyse der Mutationshäufigkeit in zellulären Systemen, welche mit Nanopartikeln kontaminiert sind, nach einer Strahlenexposition von 50–100 mSv begonnen werden.

1.6.4 Radiation Resistant Detection Droid

Projektpartner: OST Ostschweizer Fachhochschule, Dezernat Brände und Explosionen der Kantonspolizei Bern (BEX)
ENSI-Projektbegleitung: Alexander Käser
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Im Strahlenschutz gilt im Hinblick auf die Dosisakkumulation durch ionisierende Strahlung das sogenannte ALARA-Prinzip (As Low As Reasonably Achievable). Demnach ist die Strahlenexposition von Personen auf ein unter vernünftigen Gesichtspunkten erreichbares Minimum zu reduzieren. Eine effektive Massnahme zur Umsetzung dieses Prinzips im Rahmen der behördlichen Aufsicht von Kernanlagen ist der Einsatz fernsteuerbarer technischer Systeme, insbesondere in Bereichen mit erhöhter Ortsdosisleistung. Der Einsatz solcher Systeme ermöglicht es, Aufenthalte von Aufsichtspersonal in strahlenexponierten Bereichen zu reduzieren oder vollständig zu vermeiden. Vor diesem Hintergrund entwickelt das ENSI gemeinsam mit seinen Projektpartnern einen fernsteuerbaren, strahlenresistenten Roboter, der sowohl für Inspektionen in Kernanlagen während des Normalbetriebs als auch für einen möglichen Einsatz im Störfall vorgesehen ist. Der Markt für speziell strahlengehärtete Robotersysteme ist derzeit stark eingeschränkt; entsprechende kommerzielle Lösungen sind nur in sehr begrenztem Umfang oder gar nicht verfügbar. Insbesondere mobile, strahlungsresistente Kamerasysteme stehen aktuell in der Schweiz nicht zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Projektbeginn erfolgte im Juni des Berichtsjahres. In der ersten Projektphase liegt der Schwerpunkt auf der Definition der Systemanforderungen des Roboters, welche im weiteren Projektverlauf schrittweise umgesetzt und realisiert werden sollen. Aus Sicht des ENSI besitzt dabei die Strahlenresistenz der Kamera- und Elektronikkomponenten oberste Priorität. Der Roboter muss entwe-

der über inhärent strahlungsresistente oder entsprechend abgeschirmte Systeme verfügen, um einen sicheren Einsatz in Bereichen mit hoher Ortsdosisleistung zu gewährleisten. Darüber hinaus soll der Roboter in der Lage sein, Orts- und Kontaktdosisleistungen zu messen und die entsprechenden Messdaten zu übermitteln sowie Wischprobenahmen zur Bestimmung radioaktiver Kontamination durchzuführen. Eine zusätzliche technische Herausforderung stellt die Funkfernsteuerung innerhalb von Kernanlagen dar, da die baulichen Gegebenheiten, insbesondere dicke Stahlbetonwände, die drahtlose Signalübertragung erheblich beeinträchtigen können.

Für den Projektpartner BEX (Dezernat Brände und Explosionen der Kantonspolizei Bern) ist es von zentraler Bedeutung, dass der Roboter mit einem Greifer ausgestattet und in der Lage ist, Hindernisse zu überwinden oder zu entfernen, um den operativen Einsatzbereich zu erweitern. Das zu entwickelnde System soll vom BEX betrieben und auch in dessen Aufgabengebiet eingesetzt werden. Die Einsätze für das ENSI sollen in Zusammenarbeit mit dem BEX erfolgen, welches die Steuerung des Systems übernehmen wird.

In mehreren Fachgesprächen und Workshops haben die Projektpartner die technischen Möglichkeiten sowie deren praktische Umsetzung gemeinsam erörtert und bewertet. Neben der Festlegung der Systemanforderungen kommt auch der konstruktiven Auslegung des Roboters eine wesentliche Bedeutung zu. Grundsätzlich werden drei unterschiedliche Realisierungsansätze in Betracht gezogen: der Erwerb eines kommerziell verfügbaren Roboters welcher nachträglich mit einer Abschirmung ausgestattet wird, eine vollständige Neuentwicklung des Systems oder ein hybrider Ansatz, bei dem der Roboter aus kommerziell erhältlichen Komponenten aufgebaut wird, die jedoch projektspezifisch angepasst und modifiziert werden können.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Der Strahlenschutz hat das Ziel, Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung zu schützen. Ein wesentlicher Beitrag zur Erreichung dieses Ziels kann durch den Einsatz ferngesteuerter technischer Systeme geleistet werden. Insbesondere ermöglichen solche Systeme Tätigkeiten in Bereichen mit hoher Ortsdosisleistung, die aus Strahlenschutzgründen derzeit nur eingeschränkt oder gar nicht von Personen betreten werden können. Die Erfahrungen aus vergangenen Ereignissen zeigen den hohen Nutzen solcher Technologien. So haben sich beim Reaktorunfall in Fukushima Roboter als unverzichtbare Hilfsmittel erwiesen, da sie unter extremen Strahlenbedingungen eingesetzt werden konnten und damit wichtige Erkundungs-, Mess- und Unterstützungsaufgaben übernommen haben, ohne Personal einer erhöhten Strahlenexposition auszusetzen. Das ENSI will die im Rahmen dieses Forschungsprojekts entwickelte Technik in den Schweizer Kernanlagen einsetzen, um bisher nur schwer (bzw. selten) zugängliche Stellen mit hoher Strahlenbelastung häufiger und genauer überwachen zu können, ohne Personal deshalb zu belasten.

Ausblick

In den nachfolgenden Projektphasen wird der Roboter auf Grundlage der zuvor definierten Anforderungen und Bewertungskriterien schrittweise realisiert. Parallel dazu erfolgt die Entwicklung und Programmierung der Bedien- und Steuersoftware. Darüber hinaus ist vorgesehen, die Strahlenresistenz des Roboters im Rahmen gezielter Tests in einer Bestrahlungsanlage zu verifizieren, um die Einsatzfähigkeit der Komponenten unter realistischen Strahlenbedingungen nachzuweisen.

1.7 Entsorgung

Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den überwiegenden Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine und die Prozesse, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Zum Forschungsbereich Entsorgung gehören zudem die der geologischen Tiefenlagerung vorgelagerten Arbeiten, insbesondere Transport und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern

Projektpartner: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth
ENSI-Projektbegleitung: Bernd Roith
Bericht der Forschenden in Anhang A

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 100 Behälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

Bevor ein T/L-Behälter ins Zwischenlager gebracht werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage dafür sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route) und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie ENSI-G05 «Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung» festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzzielen, die bei den unterschiedlichen Bauarten für jeden einzelnen T/L-Behälter erfüllt sein müssen: Unterkritikalität von Kernmaterialien und hochradioaktiven Abfällen, Wärmeabfuhr, Dichtheit und Integrität sowie Abschirmung zur Begrenzung der Strahlenexposition.

Schon seit vielen Jahren ist die Finite-Elemente-Analyse ein Forschungsschwerpunkt am Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth. Deren Grundprinzip ist die Diskretisierung einer Geometrie, die nicht mehr analytisch berechenbar ist, durch ein Netz aus kleinen, einfach numerisch zu berechnenden Strukturen, den Finite-Elementen, die in Summe das Verhalten der Gesamtstruktur hinreichend genau abbilden. Auf Basis dieser Methode hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit dem Namen Z88 konzipiert. Sie wurde im Rahmen der vergangenen Forschungsprojekte an die Bedürfnisse des ENSI angepasst und wird entsprechend der neuen Zielsetzungen im aktuellen Projekt weiterentwickelt.

Motivation für die Entwicklung des unabhängigen Simulationswerkzeugs Z88ENSI ist die Bestimmung der existierenden Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) sowie in Transportkonfiguration (horizontal liegender Behälter). Berücksichtigt werden dabei alle Arten von Wärmetransport-Mechanismen (Leitung, Konvektion, Strahlung). In der aktuellen Version der Software Z88ENSI werden als Randbedingungen zum einen die Wärmeleistung homogen auf die Schachtwände des Tragkorbs aufgebracht. Zum anderen werden je nach betrachtetem Anwendungsfall entweder eine Konvektions- oder Konvektions- und Strahlungsrandbedingung für die Aussenflächen des Behälters definiert. Dadurch kann die Temperatur an der Schachtwand auf Basis der Umgebungstemperatur des Behälters an der Aussenwand bestimmt werden. Weiter lassen sich mit dem Programm verschiedene Kühlrippen-Geometrien auf der Behälteroberfläche berücksichtigen. Ein entscheidender Unterschied zu ande-

ren kommerziellen Softwarelösungen liegt in der Abbildung der Spalten im Behälterinneren, zum Beispiel zwischen Tragkorb und Behälterkörper. Durch die Entwicklung von thermischen Spaltbedingungen werden diese Spalten nicht durch Finite-Elemente abgebildet, sondern durch Koppelbedingungen überbrückt, wobei die thermischen Eigenschaften der Spalte durch analytische Gleichungen berücksichtigt werden. So können die Berechnungsdauer und die Komplexität der Berechnungen verringert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die fünfte Projektphase wurde 2025 gestartet und ist auf vier Jahre geplant. Kerninhalt des Projekts ist die Erweiterung der stationären Berechnungssoftware auf die Lösung von instationären Berechnungen, wie diese für die Temperaturen bei den Beladungen von Transport- und Lagerbehältern auftreten. Nachfolgend sind die unterschiedlichen Arbeitspakete aufgelistet, die das Projekt umfasst:

- Integration von inhomogener Wärmeleitfähigkeit: Dazu soll die temperaturabhängige Wärmeleitfähigkeit der unterschiedlichen Materialien innerhalb einer Berechnung berücksichtigt werden;
- Automatisierte Parameterstudien inklusive Eingaben und Ausgaben;
- Integration einer instationären Berechnung der bei der Beladung von Transport- und Lagerbehältern auftretenden Temperaturen;
- Integration eines Oberflächenbeiwerts zur Berücksichtigung von Kühlrippen und einer Erhöhung der wärmeabgebenden Oberfläche;
- Validierung der Berechnungssoftware anhand der EPRI-Performance Tests.

Im aktuellen Projektjahr lag der Schwerpunkt der Arbeiten auf der Validierung der Software. Dafür werden reale Tests aus einem Projekt des Electric Power Research Institute (EPRI) verwendet, welches der Überprüfung von Berechnungssoftware zur Einhaltung der zulässigen Temperaturen in einem Transport- und Lagerbehälter dient. Im Rahmen des EPRI-Projekts ist ein instrumentierter Transport- und Lagerbehälter der Bauart TN-24P mit bestrahlten Brennelementen in den USA beladen worden. Anhand der realen Beladung und den angebrachten Temperatursensoren kann jede Berechnungssoftware validiert werden. Dazu sind sechs unterschiedliche Szenarien des EPRI-Tests in der Software Z88ENSI analysiert worden. Die Berechnungen umfassen stationäre Berechnungen, weshalb die aktuelle Software verwendet werden konnte. Da verschiedene Parameter anhand der Tests vorgegeben sind, ist die Simulation angepasst worden. Zusammenfassend berechnet Z88ENSI die gleichen Ergebnisse, wie die von EPRI verwendete Software.

Zusätzlich zum Forschungsprojekt hat die Universität Bayreuth im Berichtszeitraum ein komplett neues Behältermodell integriert, damit die unabhängige Begutachtung seitens ENSI auch für die neuen Bauarten möglich ist. Da die Konstruktion der neuen Bauart nicht mit den bisherigen Modellen vergleichbar ist und sich dadurch Anpassungen an den Spaltbedingungen ergeben, war die Entwicklung des Modells mit einer Erweiterung der Spaltbedingungen verknüpft. Diese Integration hat zu Verzögerungen im Forschungsprojekt geführt. Dies erfolgte in Absprache mit dem ENSI und dessen Priorisierungen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Universität Bayreuth konnte aufgrund der Priorisierung des ENSI den Plan des Forschungsprojekts für das erste Projektjahr nicht vollumfänglich erfüllen. Die dargestellten Ergebnisse der Validierung sind plausibel und decken sich mit vergleichbaren internationalen Untersuchungen.

Das ENSI setzt die Software Z88ENSI laufend für die Beurteilung von Anträgen der Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen von neuen Behälterbauarten gemäss Richtlinie ENSI-G05 ein. Mit diesem Werkzeug ist das ENSI in der Lage, unabhängig und eigenständig die Temperaturen an allen wichti-

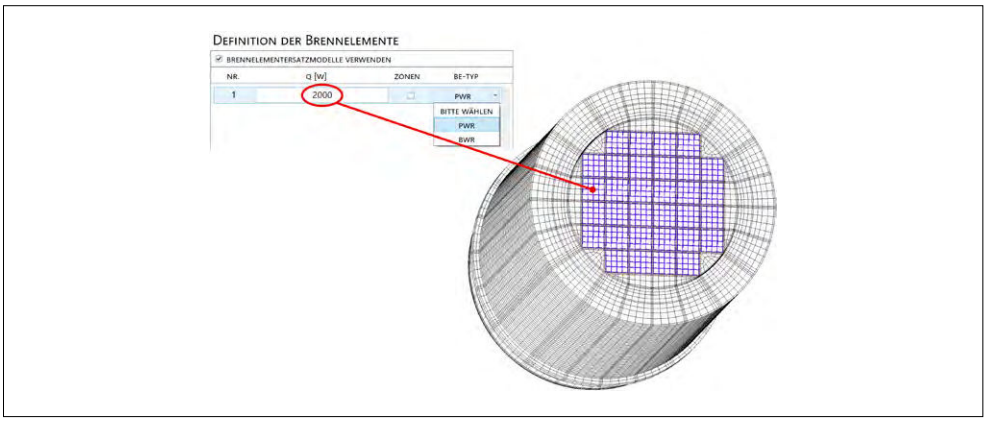


Abbildung 18: Modell eines Transport- und Lagerbehälters in Z88ENSI mit der Möglichkeit, die Eigenschaften der einzelnen Brennelemente auszuwählen. (Bild: ENSI)

gen Komponenten (Dichtungen, Aussenoberfläche, Tragkorb) der einzulagernden Transport- und Lagerbehälter zu bestimmen. Dabei können die realen Beladungen berücksichtigt werden (Abbildung 18), und dies im Rahmen der Überprüfungen für die Einlagerungsfreigabe, da die Berechnungszeit und die Anwendung optimiert sind. Die Software ist erstmals zur Beurteilung einer neuen Transport- und Lagerbehälterbauart im Jahre 2024 eingesetzt worden. Die Integration neuer Bauarten dient zur unabhängigen Begutachtung weiterer neuerer Transport- und Lagerbehälterbauarten, weshalb Verzögerungen innerhalb des Projektplans vertretbar sind.
Durch den Kompetenzerhalt an der Universität Bayreuth kann das ENSI auch in anderen Bereichen auf deren Unterstützung zurückgreifen. Hervorzuheben ist die Überprüfung des sogenannten Stellplatzkonzepts bei der Anordnung der Transport- und Lagerbehälter im Zwischenlager. Zentral ist dabei die Abfuhr der Wärme aus der Lagerhalle. Die Software soll zudem in anderen Forschungsprojekten zum Einsatz kommen.

Ausblick

Die fünfte Projektphase umfasst die oben beschriebenen Arbeitspakete. Im nächsten Projektjahr soll mit der Integration eines Unterprogramms für instationäre Temperaturverläufe begonnen werden. Damit sollen die höchsten Temperaturen während der Abfertigung von Transport- und Lagerbehältern bestimmt werden.

1.7.2 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

Projektpartner: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleitung: Jiri Dus

Einleitung

Die Aufgabe des Projekts DRYstars (Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland) ist die Entwicklung von Analysemethoden und Rechenprogrammen für die Beurteilung der Sicherheit der in allen Schweizer Kernkraftwerken praktizierten trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. Dabei sollen die spezifischen Materialien und Formen der Zwischenlagerung bei den Schweizer Anlagen, zum Beispiel die zwischenzeitliche Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen (KKG), berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Berechnungsprogramme. Die Untersuchung möglicher Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung infolge späterer Verfügbarkeit des geologischen Tiefenlagers sind für die regulatorische Aufsicht ebenfalls von Interesse.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die dritte Phase des Projekts begann im vierten Quartal 2025 mit der Initiierung der geplanten Doktorarbeit. Im Rahmen der Einarbeitung wurden neben der Literaturrecherche die bisherigen Arbeiten im DRYstars gesichtet und die entwickelten

Routinen kennengelernt. Die etablierten Berechnungswerkzeuge und Modelle in FALCON/HYPE sowie CASMO/SIMULATE wurde vom abgetretenen Projektleiter übergeben. Dank der gleichzeitig stattfindenden Fertigstellung der Auftragsanalysen für die Trockenlagerung im KKG konnte eine optimale Einführung in die Berechnungsmethodik erfolgen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Es besteht eine enge Kooperation zwischen den Projekten DRYstars und STARS (siehe Kapitel 1.5.1), das mit modernsten und zum Teil vom PSI entwickelten Methoden den Einsatz der Brennelemente in allen Schweizer Kernkraftwerken analysiert. Diese Zusammenarbeit bietet eine exzellente und für DRYstars unverzichtbare Wissensbasis, was sich vor allem bei den Auswirkungen der Reaktor-Leistungsgeschichten auf die Trockenlagerung offenbarte. Dieses Wissen ist vonnöten, um die Einhaltung der heute gültigen Sicherheitskriterien für die Zwischenlagerung unabhängig zu überprüfen und Sicherheitsmargen im Hinblick auf mögliche Schadensmechanismen abzuschätzen. Die bisherigen Projektergebnisse an ausgewählten Brennelementen konnten die Einhaltung aller etablierten Sicherheitskriterien bestätigen.

Das Projekt schloss Ende 2024 seine zweite Phase ab, in der die meisten der gesteckten Ziele erreicht wurden. Die Berechnungsmethode konnte im Jahr 2025 erfolgreich für die Analysen des KKG und des internationalen Projekts SPIZWURZ im Rahmen der Projekts STARS angewendet werden. Die erfolgreiche Initiierung der dritten Phase von DRYstars wird vom ENSI als essenziell für die Weiterentwicklung der Berechnungsmethoden angesehen.

Ausblick

Nach wie vor bestehen offene Fragen zum Verhalten der Brennstäbe bei der Zwischenlagerung, bedingt durch die Unsicherheiten der wenigen verfügbaren Proben. Nationale und internationale Untersuchungen laufen weiter, weshalb auch die Analysen im Rahmen von DRYstars fortgeführt werden müssen. In der dritten Phase sollen neuartige Berechnungsmethoden entwickelt werden, um die Gesamtheit der Brennstäbe in Schweizer Reaktoren zu analysieren. Dies ist wichtig, da neue Modelle etwa zur Hydridreorientierung oder Spaltgasfreisetzung die Sicherheitsbewertung beeinflussen und Wechselwirkungen zwischen Phänomenen besser abgebildet werden können.

1.7.3 Experimente im Felslabor Mont Terri

Projektpartner und ENSI-Projektbegleitung: siehe einzelne Experimente (Kapitel 1.7.4 bis 1.7.9)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri bei St-Ursanne im Jura (www.mont-terri.ch/) ist für das schweizerische Entsorgungsprogramm von zentraler Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinustons, zu den Interaktionen zwischen dem tonigen Wirtgestein und den technischen Barrieren und damit für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers in diesem Wirtgestein. Das ENSI ist seit dem Jahr 2003 als Projektpartner mit eigener Forschung vertreten.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 22 Partnerorganisationen aus zehn Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Niederlande, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und USA) an Experimenten im Felslabor Mont Terri. Die Projektpartner sind Forschungsinstitute, Aufsichtsbehörden und Entsorgungspflichtige.

Das ENSI arbeitet unter anderem mit Forschungspartnern des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED), der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule (RWTH) Aachen, des British Geological Survey (BGS) und der Universität Göttingen zusammen. Damit deckt das ENSI im Felslabor Mont Terri eine breite Themenpalette ab.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2025 (Forschungsphase 30 des Felslabors) folgende Experimente:

1. CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen
2. FS-B: Folgen der Aktivierung einer Störung
3. FS-E: Räumliche Verteilung von hydromechanischen Veränderungen während der Selbstabdichtung von Störungszonen
4. PF-A: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche – Überwachung, Simulation und Überprüfung
5. PD-A: Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen
6. ML: Unterscheidung von Brüchen und Gesteinsverformung in Tongestein durch maschinelles Lernen
7. RM: Neuer Ansatz zur Bestimmung der Mineralogie des Opalinustons
8. SW-A: Durchführung eines Versiegelungsexperiments
9. GT: Gastransport-Modelle und Reaktion des Opalinustons auf Gasdruck
10. DR-C: Diffusion in einem Wärmegradient

Die Arbeiten zu den Experimenten 2, 5 sowie 7 bis 10 werden in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.4 bis 1.7.9 beschrieben. Die Ergebnisse der in ihrem Umfang beziehungsweise Aufwand seitens ENSI beschränkten Experimente 1, 3, 4, und 6 (CD-A, PF-A, FS-E, ML) sind nachfolgend kurz zusammengefasst.

CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen

Der Opalinuston ist durch ein komplexes, stark hydraulisch-mechanisch gekoppeltes Verhalten gekennzeichnet. Ein gutes Verständnis der dabei ablaufenden Prozesse ist eine wesentliche Grundlage für die Beurteilung der Sicherheit von geologischen Tiefenlagern. Das CD-A-Experiment betrachtet die Entwicklung solcher gekoppelten Prozesse im Umfeld des Ausbruchs von Kavernen im Opalinuston. Dabei wird die langfristige Deformation zweier parallel aufgefahrener Nischen, die verschiedenartig belüftet werden, verfolgt und verglichen. Beide Nischen wurden im August/September 2019 aufgefahren und instrumentiert. In einer Nische mit direkter Verbindung zu einem Hauptstollen des Felslabors wird der Opalinuston aufgrund der kontinuierlichen Belüftung des Felslabors an den Wänden der Nische entsättigt. In der zweiten Nische wird die Entsättigung durch Aufrechthalten einer hohen Luftfeuchtigkeit mittels Installation einer gasdichten Zutrittstüre vermieden. Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen werden die Deformation sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet. Unter der Leitung der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) sind neben dem ENSI weitere vier Projektpartner am Experiment beteiligt.

Die Ergebnisse der im Jahr 2021 installierten Sensoren werden fortlaufend ausgewertet. Ausserdem werden Laserscans der Tunneloberfläche durchgeführt, um die Deformation der nicht mit Spritzbeton ausgekleideten Wände zu beobachten. In der geschlossenen Nische ist eine über die Jahre kontinuierliche Konvergenz des Tunnels (zunehmende Wassersättigung) zu beobachten, während die offene Nische einen dem Jahresgang folgenden Wechsel von divergentem Verhalten im Winter (sinkende Wassersättigung) und konvergentem Verhalten im Sommer (zunehmende Wassersättigung) zeigt. Mit verschiedenen Messungen wurde die Ausdehnung der Auflockerungszone um die Nischen bestimmt. Während die anfängliche Ausdehnung der Auflockerungszone in beiden Nischen sowohl in horizontaler als auch vertikaler Richtung 20 bis 50 cm betrug, konnten nach 1,5 Jahren in beiden Nischen keine eindeutigen Hinweise auf eine Ausweitung der Auflockerungszone in horizontaler Richtung festgestellt werden. Dagegen betrug die Ausdehnung der Auflockerungszone in vertikaler Richtung 140 cm in der offenen und 50 cm in der geschlossenen Nische, was auf einen erheblichen Einfluss der klimatischen Bedingungen auf ihre

strukturelle Entwicklung hindeutet. Ein dazu passendes Muster zeigt sich auch in den Permeabilitätsmessungen in horizontaler und vertikaler Richtung: In der geschlossenen Nische ist eine erhöhte Permeabilität nur in den ersten 50 cm nachzuweisen, während der Bereich erhöhter Permeabilität in der offenen Nische etwa 1 m mächtig ist. Ausserdem ist die maximale Permeabilität in der offenen Nische deutlich höher als in der geschlossenen Nische. Das Experiment wird noch mehrere Jahre weiterlaufen.

PF-A: Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche

Das PF-A-Experiment knüpft an das frühere PF-Experiment an und zielt darauf ab, die langfristige Entwicklung von Gebirgsschäden und strukturell bedingten Überbrüchen in gesättigtem Opalinuston zu untersuchen. Über beide Experimente wurde in den Erfahrungs- und Forschungsberichten der letzten Jahre bereits ausführlich berichtet. Für das Experiment wurden im Jahr 2020 ein subhorizontales Bohrloch (BPF-7) mit einem Durchmesser von 600 mm (Experimentbohrung) und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen (BPF-1-6, Durchmesser: 131 mm) durch die im Felslabor vorhandene Hauptstörungszone erstellt.

Im April, August und Dezember 2025 wurden jeweils photogrammetrische Modelle der Experimentbohrung erstellt. Die Modelle zeigen eine weitere Zunahme von Konvergenzen und Gebirgsschäden um die Experimentbohrung BPF-7. Diese Veränderungen führten zu erwarteten Dehnungsschäden an den fiberoptischen Messkabeln, welche momentan ersetzt werden. Die geophysikalischen Messungen wurden weitergeführt und sechs aktive seismische Transmissionsmessungen und zwei elektrische Widerstandstomographien durchgeführt. Diese zeigen weiterhin Veränderungen der geophysikalischen Zustände oberhalb der ungestützten Experimentbohrung. Die Erkenntnisse aus den photogrammetrischen Modelldaten während der Ventilations-, Wiederaufsättigungs- und Sättigungsphase bis August 2024 wurden veröffentlicht (Ziegler et al. 2025).

Das entwickelte hydromechanisch-gekoppelte dreidimensionale numerische Modell für ungesättigtes, zerklüftetes Gestein wurde anhand von Laborexperimenten und analytischen Lösungen validiert. Das Modell wird zur Untersuchung des ungesättigten Strömungsverhaltens des Gebirges (Matrix und Brüche kombiniert) eingesetzt. Des Weiteren wurde ein hydromechanisches Modell entwickelt, mit dem Trocknungsrisse in tonreichen Gesteinen erfasst werden können. Dieses Modell wurde im Code MOOSE (Multiphysics Object-Oriented Simulation Environment) in Zusammenarbeit mit Experten der RWTH Aachen entwickelt. Es wird derzeit im Rahmen von Vergleichsrechnungen (Benchmarking) durch verschiedene Stellen getestet. Teile dieser Arbeit wurden beim Mont Terri Technical Meeting 2025 und auf dem Symposium der American Rock Mechanics Association (ARMA-2025) vorgestellt. Eine Publikation in einer Fachzeitschrift ist derzeit in Vorbereitung.

Felsmechanische Laborversuche an Proben des Opalinustons aus dem untersuchten Bereich im Felslabor Mont Terri werden an drei Instituten (RWTH Aachen, Sapienza Università di Roma, Montanuniversität Leoben) durchgeführt. Eine erste Serie von hydromechanisch-gekoppelten Triaxialversuchen an Proben aus dem stark zerscherten Bereich der Hauptstörung des Opalinustons wurde erfolgreich abgeschlossen. Die Versuchsergebnisse zeigen, dass dieser Bereich mit zunehmender effektiver Spannung von dilatativer zu konstanter volumetrischer Scherung übergeht und dies zu einem kritischen Zustand führen kann. Denn bei einer möglichen Reaktivierung der tektonischen Scherflächen wird die Scherfestigkeit des stark beanspruchten Bereichs der Hauptstörung des Opalinustons im Vergleich zur Scherfestigkeit des intakten Opalinustons signifikant reduziert. Eine Publikation darüber wurde eingereicht. Des Weiteren wurden direkte Scherversuche an «intakten» Proben des stark beanspruchten Bereichs der Hauptstörung des Opalinustons an künst-

lich erzeugten Proben von Scherbrekzien und an einer tektonischen Scherfläche des Opalinustons durchgeführt.
Im Februar 2025 wurde eine weitere Bohrung (BPF-A04) durch die Hauptstörungszone und das angrenzende Gebirge im Felslabor Mont Terri erstellt, um Proben für mechanische Mikro- und Nano-Indentationsversuche zu gewinnen. Diese Versuche dienen dazu, die Härte, den E-Modul und gegebenenfalls viskoelastische Eigenschaften von Materialien und dünnen Schichten zu bestimmen. Die Bohrkerne wurden computertomographisch mit einer räumlichen Auflösung von 60 µm gescannt und die Daten werden aktuell analysiert. Die mechanischen Versuche daran werden im Jahr 2026 durchgeführt.

Zitierte Literatur

■ Ziegler, M., Wang, R., Loew, S. (2025). Progressive failure of a circular excavation drilled through faulted clay shale – Experimental setup, rock mass structures and damage evolution at excavation boundary. SSRN. http://dx.doi.org/10.2139/ssrn.5429158

FS-E: Räumliche Verteilung von hydromechanischen Veränderungen während der Selbstabdichtung von Störungszonen

Die grosskalibrige Bohrung BPF-7 des PF-A-Experiments (siehe oben) durchquert die Hauptstörung im Opalinuston des Felslabors Mont Terri. Mit dem im Juli 2022 gestarteten und ursprünglich bis 2024 angesetzten Experiment sollte der Prozess der Selbstabdichtung dieser Störungszone durch räumlich hochauflösende Verformungsmessungen mittels Glasfaser-Messtechniken sowie durch kleinräumige Bestimmungen der lokalen hydraulischen Durchlässigkeit verfolgt werden. Dabei geht es um die hydromechanischen Prozesse, die infolge der geplanten natürlichen Aufsättigung ablaufen. Nach der Installation von fünf Messlinien wurde die Belüftung des Bohrlochs abgestellt, was zu einer Wiederaufsättigung der zuvor ausgetrockneten Gesteinspartien im Bohrloch führte. Im Februar und Juni 2024 wurden Messkampagnen durchgeführt. Die Auswertung der in den Messkampagnen gesammelten Daten soll 2026 abgeschlossen werden.

ML: Unterscheidung von Brüchen und Gesteinsverformung in Tongestein durch maschinelles Lernen

Ziel des ML-Experiments ist es, maschinelle Lernroutinen (ML) zu entwickeln, zu testen und zu implementieren, um digitale geologische Oberflächenaufnahmen wie 3D-Modelle und Orthofotos effizient auszuwerten. Solche Auswertungen beinhalten beispielsweise das automatisierte Erkennen von Diskontinuitäten, die Unterscheidung verschiedener Diskontinuitätstypen (Schichtung, Klüfte, tektonische Störzonen, bauinduzierte Brüche), das Extrahieren von geometrischen Informationen und Interpretationen zu Spannungsfeld und Gebirgsverhalten. Das ML-Experiment wird seit 2024 im Rahmen eines Doktorats an der WSL (Eidgenössische Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft) und der ETH Zürich durchgeführt. Die wissenschaftliche Leitung liegt bei swisstopo, das ENSI und weitere Projektpartner unterstützen das Experiment.
Während in der Startphase des Experiments unterschiedliche Ansätze von maschinellen Lernroutinen getestet und erfolgreich auf Orthofotos aus optischen Bohrloch-Aufnahmen angewendet wurden (Wang et al. 2025), stand der Fokus der Arbeiten im Jahr 2025 auf der Generalisierung der entwickelten ML-Routinen auf verschiedenartige Datensätze. Konkret soll das Modell unter verschiedenen Bedingungen, einschliesslich variabler Bildauflösung, Bohrlochausrichtung und Lithologie, robust funktionieren. Parallel dazu wurde an der Entwicklung von ML-Routinen zur strukturgeologischen Analyse von in 3D streuenden Datensätzen von Felsaufschlüssen gearbeitet. Im weiteren Verlauf des Projekts soll die Generalisierung der Modelle weiter verbessert und die Analyse von in 3D streuenden Datensätzen optimiert werden, mit dem Ziel, diesen Ansatz auf 3D-Modelle von Felsoberflächen in Tunneln auszuweiten.

Das ENSI ist mit dem Fortschritt des Projekts zufrieden. Mit dieser Forschung wird die teilweise automatisierte ingenieurgeologische Analyse von optischen und geometrischen Datensätzen im Untertagebau vorangetrieben und zugleich werden deren aktuelle Grenzen aufgezeigt. Eine effiziente maschinenunterstützte Datenauswertung und -analyse wird beim zukünftigen Bau eines geologischen Tiefenlagers einen hohen Stellenwert haben, um umfangreiche Datensätze rasch auswerten, analysieren und als Entscheidungsgrundlagen für die Ausführung verwenden zu können.

Zitierte Literatur

Wang R., Ziegler M., Volpi M., Manconi A. (2025): Advanced identification of geological discontinuities with deep learning. In: Applied Computing and Geosciences 27, S. 100256. DOI: 10.1016/j.acags.2025.100256.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung

Projektpartner: swisstopo und Schweizerischer Erdbebendienst SED
ENSI-Projektbegleitung: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte FS-B-Experiment basiert auf den Ergebnissen des FS-Experiments. Es soll das Verständnis dafür verbessern, wie sich in tonreichen Gesteinen nach der Aktivierung einer Störung ihre Permeabilität und Spannung verändern. Als Erweiterung zum FS-Experiment liegt der Fokus auf den Auswirkungen einer zyklischen Aktivierung und Deaktivierung auf die Permeabilität.

Das Projekt gliedert sich in folgende vier Teile (Tasks):

- Task 1 – Projektmanagement und Planung
- Task 2 – Charakterisierung der Störung vor der Aktivierung
- Task 3 – Monitoring aufeinanderfolgender Aktivierungszyklen
- Task 4 – Datenanalyse und geomechanische Modellierung

An dem Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR, Deutschland), Chevron, U.S. Department of Energy, Lawrence-Berkeley Laboratory (Principal Investigator), ETH Zürich, Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR, Frankreich), Japan Atomic Energy Agency JAEA, swisstopo sowie die Erdölfirmen TOTAL und Shell als externer Sponsor beteiligt. Das Experiment wird in unmittelbarer räumlicher Nähe zum CS-D-Experiment (CO_2: Studying Caprock and Fault Sealing Integrity) der ETH Zürich durchgeführt. Daher werden beide Experimente so aufeinander abgestimmt, dass man das Beobachtungsinstrumentarium des jeweils anderen Experiments ebenfalls nutzen kann, um die Ausbeute an Messergebnissen zu optimieren.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2026 soll ein neuer Test durchgeführt werden, bei dem eine langsame Reaktivierung der sogenannten Mont-Terri-Hauptstörung über einen längeren Zeitraum mit Fokus auf Kriechprozesse geplant ist. Diese ist eine grössere Störungszone im Opalinuston mit Versatz der Gesteinsschichten.

Die dafür notwendigen Bohrungen wurden dieses Jahr abgeteuft. Anschliessend wurde den Bohrungen Zeit gegeben, sich an den Formationsdruck im umgebenden Gebirge anzugleichen. Dadurch können die transienten, durch die Bohrung induzierten Spannungen und Drücke abklingen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für die Einlagerung hochaktiver Abfälle ins Wirtgestein spielt die Wärmeproduktion durch den Nachzerfall eine wichtige Rolle. Die daraus resultierende Aufheizung des Gesteins führt zu dessen Ausdehnung und zum Anstieg der Porenwasserdrücke. Solche Effekte könnten zur Reaktivierung von Störungszonen führen.

Das FS-B-Experiment dient dazu, die gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse im Bereich von Störungszonen besser zu ver-

stehen. Damit können insbesondere Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen, die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Anstiegs des Porenwasserdrucks sowie das zeitabhängige Selbstabdichtungsvermögen gezogen werden. Die bisher gewonnenen Ergebnisse machen einen sehr vielversprechenden Eindruck. Insbesondere die flächenhafte Beobachtung der Reaktivierung der Störungszone wird ein verbessertes Verständnis der ablaufenden Prozesse ermöglichen und Aufschluss über den Wirkungsradius geben.
Mit der Beteiligung an dem Experiment baut das ENSI seine Kompetenzen in diesem Bereich aus, um die Einflüsse auf die Barrierenwirksamkeit im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuchs einschätzen zu können. Ergänzend werden mathematische Modelle eingesetzt, um ausgewählte Tests nachzuvollziehen und deren Einfluss auf die Eigenschaften der Störungszone zu analysieren. Basierend auf den Ergebnissen der Experimente und den Berechnungen ist das ENSI in der Lage, die Integrität des Opalinustons als geologische Barriere für die radioaktiven Abfälle im Rahmen der Beurteilung des Sicherheitsnachweises zu beurteilen. Es kann mögliche Folgen für die Ausbreitung der radioaktiven Stoffe im Umfeld des geologischen Tiefenlagers durch die Aktivierung einer Störung besser abschätzen. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung mit den Projektpartnern.

Ausblick

Im Jahr 2026 soll der neue über einen Zeitraum von etwa einem Jahr geplante Test mit lang andauernden und geringen Druckanstiegsstufen beginnen. Nach derzeitiger Planung wird der Druck relativ schnell auf 3 MPa angehoben und anschliessend wird der Druck in Monatsschritten um 0.1 MPa erhöht werden.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: PD-A-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen

Projektpartner: Division of Earth and Planetary Sciences, Universität Kyoto
ENSI-Projektbegleitung: Meinert Rahn

Einleitung

Untersuchungen an kleinen Störzonen innerhalb des Opalinustons der Bohrungen der Nagra in der Nordschweiz zeigen, dass bei der Bildung oder Reaktivierung dieser Störungen Fluide involviert waren. Die entstandenen Hohlräume sind oft durch mehrphasige Kalzitausfällungen verfüllt worden. Versuche, diese Kalzitausfällungen zu datieren, wie in Kalzitfüllungen an anderen Lithologien der Nordschweiz erfolgreich durchgeführt (Looser et al. 2021, Madritsch et al. 2024), sind bisher gescheitert. Die Ausfällungen zeigen aber, dass zumindest lokal Porenwässer aktiviert wurden und chemische Veränderungen in den Störzonen stattgefunden haben.
Im Einlagerungsbetrieb eines geologischen Tiefenlagers soll Störungszonen ausgewichen werden. Störungszonen mit beschränktem vertikalem oder nur horizontalem Versatz können mit seismischen Methoden von der Oberfläche aus nicht detektiert werden: Sie würden damit erst beim Auffahren der untertägigen Hohlräume entdeckt und es stellt sich in den Einlagerungsbereichen die Frage, ob der angefahrenen Störungszone ausgewichen oder die Einlagerung auf der Höhe der Störungszone unterbrochen werden soll. Mit Hilfe struktureller, chemischer und isotopischer Signaturen können Aussagen zur geologischen Geschichte der Störung gemacht werden (Zwingmann et al. 2019; Looser et al. 2021; Madritsch et al. 2024), sodass eine entsprechende Störung im Idealfall sicherheitstechnisch eingeordnet werden kann (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.).
Das PD-A-Experiment als Nachfolger des früheren PD-Experiments untersucht anhand von Opalinuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri, welche chemischen

und mineralogischen Prozesse in einer Störungszone aufgrund physikalischer Deformation stattfinden. Dazu wurden Opalinuston-Proben künstlich, das heisst durch unterschiedlich lange Mahlvorgänge bei verschiedenen Temperaturen zerschert und der Einfluss auf ausgewählte sensitive chemische Systeme betrachtet. Die Resultate am Opalinuston wurden mit den Resultaten zu anderen Tonproben (Rochester Shale, Brett 1983) verglichen. Die Proben wurden mittels unterschiedlicher Mühlen unter trockenen und nassen Bedingungen gemahlen und so die Deformationsprozesse in Störungszonen simuliert (den Hartog et al. 2012). Die beim Mahlen auftretenden Effekte, wie die Freisetzung von Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind nicht ausreichend verstanden. Durch die im Experiment definierten und kontrollierten Vorgänge werden die Effekte quantitativ erfasst und damit auch die Möglichkeiten einer Detektierbarkeit solcher Störungszonen aufgrund veränderter chemischer Muster evaluiert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Proben für das Experiment stammen aus der Bohrung BFS-1 des Felslabors Mont Terri. Beprobt wurde ursprünglich sowohl ungestörter als auch durch die Hauptstörung zerscherter Opalinuston. Aufgeteilt in eine grosse Anzahl von Subproben wurde 2023 und 2024 eine Reihe von Mahlexperimenten an der Universität Bern durchgeführt. Danach wurden die Proben mittels verschiedener analytischer Verfahren an den Universitäten Kyoto und Frankfurt sowie beim kanadischen geologischen Dienst untersucht und bei der australischen Commonwealth Scientific and Industrial Research Organisation (CSIRO) mit der Kalium-Argon-Methode datiert. Die Mahlvorgänge führten zu einer deutlichen Reduktion der rechnerisch bestimmten Alter, was auf den Verlust von radiogen entstandenem Argon-40 aufgrund des Mahlvorgangs hindeutet (Abbildung 19). In einer zweiten und dritten Versuchsreihe wurde der Einfluss der Deformation auf die Wasserstoff-Isotopensignatur und auf die

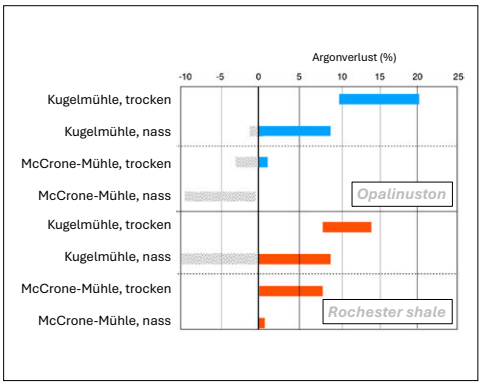


Abbildung 19: Einfluss verschiedener Mahlsysteme auf die Menge an radiogen produziertem und in der Struktur der Tonminerale eingelagertem Argon-40 in zwei tonreichen Gesteinen (Opalinuston, Rochester Shale). Bei trockenen Mahlgängen sind die Ar-Verluste deutlich höher und weisen darauf hin, dass dabei die Tonplättchen deutlich häufiger deformiert/zerrieben werden. (Bild: H. Zwingmann)

Strontium-Isotopensignatur untersucht. Während sich die Freisetzung des mineralogisch nicht gebundenen Edelgases Argon als guter Indikator für stattgefundene Deformation erweist, zeigen die Deuterium-Verhältnisse nur geringe (Abbildung 20) und die Strontium-Resultate praktisch keine Veränderungen.

Eine Versuchsreihe mit zusätzlich beigefügtem Quarz in den Proben (zur Verstärkung der Kornzerscherung durch harten Quarz) ergab, dass der Quarzzusatz selbst signifikante chemische Veränderungen auslöste, aber diese vermutlich durch chemische Verunreinigungen des Quarzes zu erklären sind. Diese Versuche wurden nach einer ersten Mahlserie abgebrochen.

Eine Mineralneubildung, wie sie für die Datierung von Störungszonen notwendig wäre, konnte nicht beobachtet werden. Der Vergleich der Daten zu den Argon-, Wasserstoff- und Strontium-Systemen im Opalinuston und dem gleichermassen behandelten Rochester Shale (Brett 1983) zeigt Unterschiede, für die vermutlich die Mineralogien der beiden Gesteine verantwortlich sind. Der Rochester Shale enthält deutlich mehr Quarz und Illit, hingegen weniger Kaolinit. Kaolinit könnte beim Mahlen eine dämpfende Wirkung haben.

Die gesammelten Erkenntnisse zeigen vorläufig, dass Argon als Edelgas empfindlich auf Deformation reagiert, wohingegen die Deformation auf das Deuterium nur einen beschränkten und auf das Strontium scheinbar keinen Einfluss hat.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für das ENSI sind die im Opalinuston ablaufenden Prozesse von zentraler Bedeutung. Bei der zukünftigen Lagerplatzierung im Untergrund stehen nur beschränkte Möglichkeiten der Erkundung und Abklärung zur Verfügung. Auch in den tektonisch ruhig gelagerten Standortgebieten der Nordschweiz finden sich Anzeichen von Deformation. Es wäre sinnvoll, die Deformationsstrukturen vor Ort mit analytischen Methoden im Hinblick auf deren vergangene und zukünftige geologische Entwicklung einschätzen zu können. Das PD-A-Experiment und sein Vorläufer haben sich darum intensiv mit den Prozessen der Deformation in Opalinuston beschäftigt und anhand der Systeme von Argon, Deuterium und Strontium herauszufinden versucht, wie stark diese Elemente durch Zerscherung des Gesteins mobilisiert werden. Für das ENSI sind dies wichtige Erkenntnisse für die zukünftig zu fordernden Massnahmen in der untertägigen Datenerhebung am Ort des geologischen Tiefenlagers während Bau- und Betriebsphase.

Ausblick

Das Ende 2024 abgeschlossene PD-Experiment wurde ab Frühjahr 2025 als PD-A-Experiment weitergeführt. Ein erster Fachartikel zu Resultaten des Experiments ist in Vorbereitung.

Gemäss aktueller Planung sollen die Arbeiten bis Ende 2027 abgeschlossen werden. Nach der aktuell laufenden Sichtung der Resultate der verschiedenen chemischen Systeme sind weitere, klärende Mahlexperimente und die Analyse dieser Proben vorgesehen, um die vorliegenden ersten Resultate zu erhärten. Weitere Versuche mit künstlichen Quarz-Opalinuston-Gemischen sollen nicht mehr durchgeführt werden. Der Vergleich mit dem mineralogisch anderen Rochester Shale (Zwingmann et al. 2019) hat interessante Differenzen im Verhalten der beiden Tone ergeben. Diese sollen anhand der Daten weiter aufgelöst und interpretiert werden.

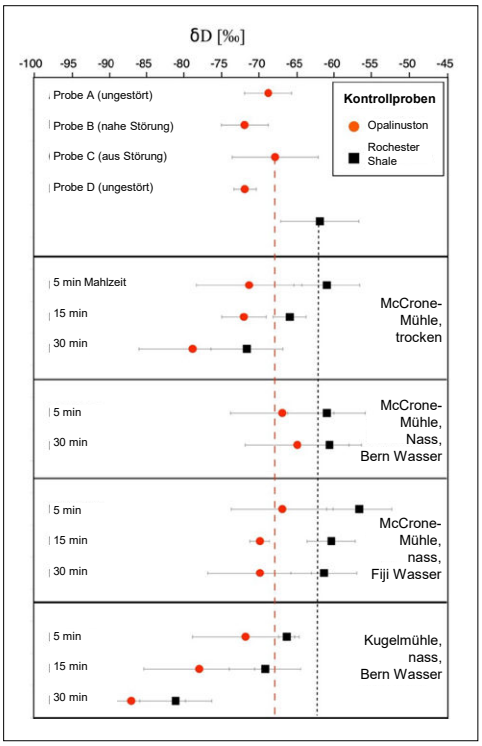


Abbildung 20: Resultate der Mahlexperimente mit Opalinuston und Rochester Shale. Beide Proben wurden jeweils mit zwei Mühlen trocken und nass (Laborwasser aus Bern und Fiji-Mineralwasser) während Zeitintervallen zwischen 5 und 30 Minuten gemahlen. Die Resultate zeigen, dass bei den nassen Mahlgängen in der McCrone-Mühle kein signifikanter Einfluss durch das Mahlen entsteht, wohingegen die Kugelmühle auch bei nassem Mahlen das Wasserstoff-Isotopenverhältnis sichtbar beeinflusst. (Bild: H. Zwingmann)

Zitierte Literatur

■ Brett C.E., 1983. Sedimentology, facies, and depositional environments of the Rochester Shale (Silurian; Wenlockian) in western New York and Ontario, Journal of Sedimentary Petrology, vol.53, pp.947–971.

■ den Hartog S.A.M., Niemeijer A.R., Spiers C.J. (2012): New constraints on megathrust slip stability under subduction zone P-T conditions. Earth and Planetary Science Letters 353–354, 240–252.

■ Looser N., Madritsch H., Guillong M., Laurent O., Wohlwend S., Bernasconi S.M. (2021): Absolute age and temperature constraints on deformation along the basal décollement of the Jura fold-and-thrust belt from carbonate U-Pb dating and clumped isotopes. Tectonics 40/3, e2020TC006439. DOI: 10.1029/2020TC006439.

■ Madritsch H., Looser N., Schneeberger R., Wohlwend S., Guillong M., Malz A. (2024): Reconstructing the Evolution of Foreland Fold-And-Thrust Belts Using U-Pb Calcite Dating: An Integrated Case-Study From the Easternmost Jura Mountains (Switzerland). Tectonics 43/5, e2023TC008181. DOI: 10.1029/2023TC008181.

■ Zwingmann H., den Hartog S.A.M., Todd A. (2019): The effect of sub-seismic fault slip processes on the isotopic signature of clay minerals–Implications for K-Ar dating of fault zones. Chemical Geology 514, 112–121.

1.7.6 Felslabor Mont Terri: RM-Experiment – Neu-Evaluation der Mineralogie des Opalinustons

Projektpartner: Geowissenschaftliches Zentrum der Georg-August-Universität Göttingen
ENSI-Projektbegleitung: Meinert Rahn

Einleitung

Im Rahmen der Forschungsarbeiten am Felslabor Mont Terri haben die Nagra und diverse Projektpartner eine grosse Menge an mineralogischen Analysen des Opalinustons veröffentlicht (zum Beispiel Nagra 2020). Daten aus dem Opalinuston der Nagra-Bohrungen in der Nordschweiz wurden in Nagra (2024) zusammengefasst. Es ist seitens ENSI bereits im Gutachten zu Etappe 1 des Sachplanverfahrens (ENSI 33/070, 2010) angemerkt worden, dass die Nagra den Begriff «Tonmineralgehalt» sehr weit fasst und darunter auch Schichtsilikate subsummiert, die kaum (Kaolinit) oder nicht (Illit, Chlorit) quellfähig sind. Es ist aufgrund ihres ähnlichen mineralogischen Grundaufbaus schwierig, die Schichtsilikate quantitativ analytisch aufzutrennen. Die Nagra hat dazu eine entsprechende Routine entwickelt, wie die von ihr rapportierte Gesamtgesteins-Mineralogie hergeleitet wird. Diese ist seitens ENSI bisher nicht im Detail hinterfragt worden (und für die aktuelle Standortwahl auch von untergeordneter Wichtigkeit).

Das RM-Experiment geht basierend auf einer neuen Methode (Lünsdorf et al. 2019, 2023) der Frage der Mineralogie des Opalinustons nach. Dabei werden die Proben zunächst disaggregiert, in verschiedene Korngrössen- und Schwereklassen getrennt und Körnerpräparate hergestellt, die dann zunächst mit Ramanspektroskopie vorsortiert und mittels Röntgendiffraktometrie und Elektronenmikrosonde weiter analysiert werden. Aufgrund der Automation des Verfahrens können pro Teilprobe mehrere tausend Analysen erstellt und die Resultate bezüglich deren Brauchbarkeit vorsortiert werden. Die Vollständigkeit der mineralogischen Erhebung kann mit einer Gesamtgesteinsanalyse verglichen werden, welche durch Röntgenfluoreszenz ermittelt wird. Es wird erwartet, dass das Verfahren ein Resultat liefert, das mit ca. 5 % Genauigkeit an die Gesamtgesteinsanalyse herankommt. Insbesondere die Tonfraktion des Opalinustons (das heisst, Körner kleiner als 2 µm) und die unter den Tonmineralen verbreiteten Verwachsungen (Smektit/Illit-Wechsellagerungen) sind Aspekte, die im Verfahren mit analytischen Routinen zu lösen sind.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In einer ersten Phase des Projekts wurde 2025 eine tonreiche Opalinustonprobe genommen, mithilfe derer die für die Bestimmung der Mineralogie notwendigen Automationsschritte entwickelt werden müssen. Es zeigte sich, dass bereits die ersten Behandlungsschritte an der Probe nach neuen Lösungen verlangt haben, da die Probe nicht einfach mit Wasser verarbeitet werden kann, ohne dass das Gestein aufquillt und disaggregiert. Aus dem disaggregierten Tonstein wurden 5 Korngrössenfraktionen abgetrennt (< 2 µm, 2–15 µm, 15–20 µm, 30–64 µm, 64–125 µm) und für die vier gröberen Fraktionen wurden auch Schweretrennungen durchgeführt. Für die schweren Körner der Kornfraktion 2–15 µm wurden unter dem Raman-Spektrometer 5000 Analysen durchgeführt und diese ausgewertet. Mithilfe einer Datenbank werden die gemessenen Spektren Mineralphasen oder Mischungen aus Mineralphasen zugeordnet. Durch den Vergleich werden auch der Grad der Übereinstimmung festgelegt und drei Kategorien der Güte unterschieden. Mehr als 3000 Analysen fielen unter die Kategorie mit unsicherer Zuordnung und sind meist nicht brauchbar (weil beispielsweise durch Oberflächenstrukturen oder Verwachsungen verfälscht). Unter den klar zuordenbaren Mineralphasen dominiert in der feinkörnigen Schwerefraktion

der Siderit (Abbildung 21). Der Prozentsatz unbrauchbarer Analysen nimmt mit abnehmender Korngrösse zu.

Für die leichte Kornfraktion liegen zurzeit erst vorläufige Resultate vor und hier wird aufgrund der Verwachsungen unter den Tonmineralen (Smektit/Illit-Wechsellagerungen) mit den meisten Anpassungen hinsichtlich der Erkennungsroutinen gerechnet.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Tonsteine sind in der Natur fast ausschliesslich Mischungen von quellbaren Tonmineralen, nicht quellbaren Schichtsilikaten und anderen Mineralen, darunter hauptsächlich Silikate (Quarz, Feldspäte), Karbonate (Kalzit, Dolomit) und wenig organisches Material. Die Mineralogie tonreicher Gesteine bestimmt, welche Sorptionseigenschaften vorhanden sind (langfristige Rückhaltung der radioaktiven Stoffe) und wie ausgeprägt das Quellverhalten des Gesteins ist (langfristiges Abdichten von Störungszonen). Folglich ist die Mineralogie eines Tonsteins ein Gradmesser für seine sicherheitstechnische Eignung als Wirtgestein für ein geologisches Tiefenlager.

Mit dem RM-Experiment beschäftigt sich das ENSI erstmals intensiv mit der Analytik für die Bestimmung der Mineralogie. Das Hauptgewicht der angewandten Methodik liegt in der Vielfalt der Analysemethoden und der Möglichkeit, für verschiedene Teilproben Tausende von Analysen durchzuführen und diese von vorgegebenen Routineprogrammen auswerten zu lassen. Aufgrund der grossen Datenmengen wird angestrebt, die Mineralogie mit der unabhängig bestimmten Gesamtgesteinsanalyse zu vergleichen. Die Berechnungsschemata dazu müssen noch entwickelt werden.

Ausblick

Das 2025 gestartete RM-Experiment wird in einer ersten Phase eine Routine für die quantitative Bestimmung der Mineralogie der tonreichen Fazies des Opalinustons entwickeln. In einer zweiten Phase sollen dann auch Proben aus der sandigen und karbonatischen Fazies des Felslabors Mont Terri einbezogen werden. Es wird davon ausgegangen, dass die tonige Fazies die höchsten methodischen Ansprüche stellt und in der zweiten Phase durch die weiteren Proben das entwickelte Verfahren bestätigt und verfeinert werden kann. Aktuell ist geplant, das Experiment bis Ende 2026 zu beenden, jedoch sind mit der methodischen Entwicklung auch grössere zeitliche Unsicherheiten verbunden.

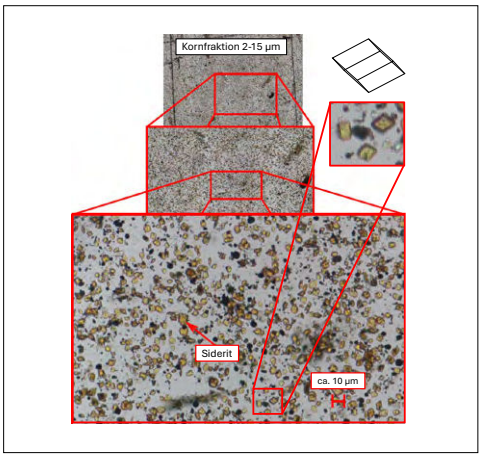


Abbildung 21: Präparat der Schweranteile der Korngrössenfraktion 2–15 µm des Opalinustons. Durch Vergrössern des Bildausschnitts werden die einzelnen Mineralkörner und deren optische Eigenschaften sichtbar. Die Schwerefraktion der 2–15 µm grossen Körner des Opalinustons wird von Siderit (Eisenkarbonat, braune Farbe) dominiert. Bei weiterer Vergrösserung lässt sich für viele Körner die für den trigonalen Siderit typische rhomboedrische Kornform erahnen. (Bild: K. Lünsdorf)

Zitierte Literatur

■ Lünsdorf, N. K., Kalies, J., Ahlers, P., Dunkl, I., von Eynatten H. (2019): Semi-Automated Heavy-Mineral Analysis by Raman Spectroscopy. Minerals. 9(7):385. https://doi.org/10.3390/min9070385

■ Lünsdorf, N. K., Lünsdorf, J. O., Újvári, G., Dunkl, I., Wolfram, L., Hobrecht, A., et al. (2023): From outcrop to spectrum – An automated approach to modal mineralogy of silt-sized sediment applied to Central European loess. Journal of Geophysical Research: Earth Surface, 128, e2023JF007364.

■ Nagra (2020): Multi-scale Petrographic and Structural Characterisation of the Opalinus Clay. Nagra Arbeitsbericht. Unter Mitarbeit von M. Mazurek und L. Aschwanden. Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle. Wettingen (NAB 19-44).

■ Nagra (2024): Geosynthesis of Northern Switzerland. Nagra Technical Report. Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NTB 24-17).

1.7.7 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements

Projektpartner: Verbundprojekt des Karlsruher Instituts für Technologie (KIT), der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH und der TU Bergakademie Freiberg (TUBAF)
ENSI-Projektbegleitung: Manuel Sentís

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Insbesondere Siegelelemente limitieren den Wasserfluss im Tiefenlager und stellen eine räumliche Trennung der Abfälle sicher. Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hat hierfür das sogenannte Sandwich-System entwickelt. Dessen Funktionsprinzip basiert auf einer gleichmässigen Aufsättigung durch Wechsellagen aus hydraulisch dichten Segmenten und hydraulisch leitenden Potenzialausgleichs-Schichten (Abbildung 22).

Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Entwicklung von präferenziellen Fliesspfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen des Dichtelements über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden. Im Labormassstab wurden bereits Versuche zum Nachweis der Funktion durchgeführt. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins laufen aktuell. 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.

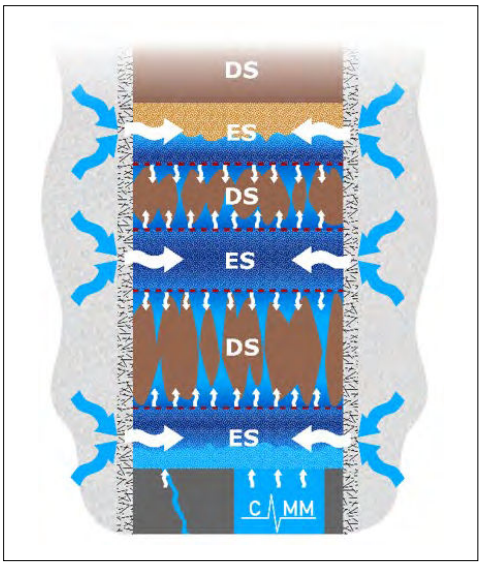


Abbildung 22: Das Sandwich-System. DS = Dichtsegmente, ES = Äquipotenzialsegmente. (Bild: Wieczorek et al., 2024)

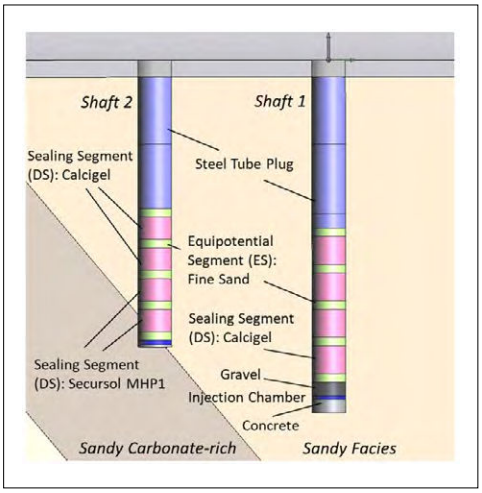


Abbildung 23: Versuchsaufbau der beiden Schächte (Shaft 1 & Shaft 2) im Felslabor Mont Terri. (Bild: Wieczorek et al., 2024)

Das SW-A-Experiment ist ein Zusammenschluss des Sandwich-Hauptprojekts (Sandwich-HP) und der internationalen Beteiligung der Mont-Terri-Partner. Ein Vorprojekt (Emmerich et al. 2019) von Mitte 2017 bis Mitte 2019 beinhaltete unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri (Hauptprojekt). Von 2019 bis 2023 lief das Hauptprojekt (Sandwich-HP: 7/19-6/23, Wieczorek et al. 2024). Für dieses wurden in zwei Schächten im Felslabor Mont Terri Versuche aufgebaut und durchgeführt (Abbildung 23). Seit Mitte 2023 läuft das Hauptprojekt Teil 2 (Sandwich-HP2: 7/23-6/27), in dem der Schwerpunkt auf

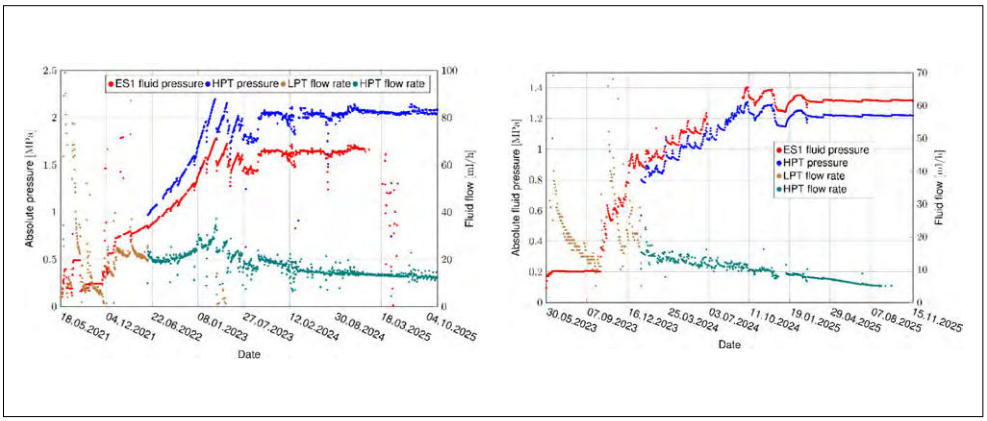


Abbildung 24: Hydrationsverlauf (Druck und Durchfluss) der beiden Versuchsschächte im Sandwich-Experiment. Links: Schacht 1, rechts: Schacht 2. Dargestellt sind der absolute Fluiddruck (linke y-Achse, MPa) im ES1 (Equi-potential Segment 1; hydraulisch definierter Abschnitt/Verteilsegment des Systems) sowie der Druck am HPT (Hydration Pressure Tank; Druck-/Speicherbehälter zur Vorgabe und Regelung des Bewässerungsdrucks). Zusätzlich sind die Durchflussraten (rechte y-Achse, ml/h) am LPT (Low Pressure Tank; Niederdruck-/Vorratsbehälter/Reservoir der Hydrationsanlage) und am HPT dargestellt. Die Zeitreihen dokumentieren die Entwicklung von Druckaufbau und Bewässerungsbetrieb in beiden Schächten über den Projektverlauf. (Bild: Wieczorek et al., 2024)

Datenauswertung und Modellierung liegt. Des Weiteren werden im Hauptprojekt Teil 2 auch Versuche auf der Mesoskala durchgeführt. Die Versuche in den beiden Schächten laufen während des zweiten Teils weiter. Das SW-A-Experiment wird durch die internationalen Beteiligungen der Mont-Terri-Partner und durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) in Deutschland gefördert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die druckbeaufschlagte Aufsättigung der Dichtsysteme in beiden Versuchsschächten wurde im Jahr 2025 fortgesetzt. Dabei wurden im Wesentlichen konstante Bewässerungsdrücke an den Hydration Pressure Tanks (HPT) von rund 2.1 MPa (absolut) in Schacht 1 bzw. 1.2 MPa (absolut) in Schacht 2 gehalten (Abbildung 24). Im Berichtsjahr wurden zudem betriebliche Arbeiten durchgeführt, darunter eine Wartung im Juni 2025 mit Installation fehlender Kabelboxen für PP-Sensoren (Porenwasserdruck-Sensoren) zur Vermeidung von Leckageeinflüssen auf die DAS-Elektronik (DAS steht für «Data Acquisition System), Systemchecks der Bewässerung und des DAS sowie Inspektion der Backup-Bewässerungsleitungen. Zudem erfolgte ein kurzzeitiger Druckabfall im Juli 2025 infolge eines unbeabsichtigten Flüssigkeitsrückflusses während eines Nachfüllvorgangs am HPT von Schacht 1.

Für Schacht 1 deuten die verfügbaren Messdaten insgesamt auf eine weit fortgeschrittene bis vollständige Sättigung des unteren Dichtsegments DS1 (Dichtsegment 1) hin, unter anderem ERT/TDR-Signale (Electrical Resistivity Tomography und Time Domain Reflectometry), ansteigende Porenwasserdruck- und Spannungs-/Stress-Trends sowie direkte Sensorreaktionen auf Druckänderungen. Für DS2 (Dichtsegment 2) zeigt sich ebenfalls eine weit fortgeschrittene Aufsättigung; gleichzeitig wird jedoch weiterhin kein Porenwasserdruck in DS2 beobachtet, was auf verbleibende ungesättigte Bereiche hindeuten kann. Die aus dem Injektionsverlauf abgeleiteten Flüssigkeitsmengen deuten darauf hin, dass die Hydrationsfront (mindestens) den unteren Bereich von DS3 erreicht haben könnte. Ein scheinbarer Widerspruch zwischen Volumenbilanz und lokalen Sensorsignalen könnte mit einem Flüssigkeitstransport durch das Wirtgestein und einer möglichen hydraulischen Verbindung beider Schächte zusammenhängen; dies soll 2026 durch Gasmessungen in beiden Schächten weiter untersucht werden.

Für Schacht 2 weisen RH (Relative Humidity)- und Porenwasserdrucksensoren sowie ERT/TDR-Messungen darauf hin, dass Flüssigkeit im Berichtsjahr auch den oberen Bereich von DS1 erreicht hat. Radiale und axiale Spannungen im Bereich von DS1 zeigen Hinweise auf das Erreichen von (nahezu) Gleichgewichtswerten. Die ERT/TDR-Messungen deuten zudem erhöhte Wassergehalte in Teilen von DS3/DS4 (Dichtsegment 3 und 4)

an, die jedoch nicht eindeutig einer Bewässerung über die Druckkammer zugeordnet werden können; auch hier wird als mögliche Erklärung eine hydraulische Verbindung der Schächte diskutiert.

Im Laborprogramm wurde der Versuch HTV-9 im Jahr 2025 abgeschlossen (Druckerhöhung auf ES3 Anfang Januar 2025, Beendigung der Fluidzufuhr Anfang Februar 2025, Öffnung und Demontage/Probenahme ab Februar 2025). Zudem wurde die Modellierung des In-situ-Systems sowie die Arbeit im Rahmen der DECOVALEX-2027 Sandwich-Task (https://decovalex.org/D-2027/sandwich) im Berichtsjahr intensiviert (Abschluss/Weiterführung von Step-0-Arbeiten, Start von Step-1-Simulationen).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hauptziel des SW-A-Experiments ist die Erforschung der Funktionalität des Sandwich-Dichtsystems unter möglichst realistischen Gegebenheiten oder Randbedingungen. Dies beinhaltet auch die Erprobung der Machbarkeit vertikaler Verschlussbauwerke und der Funktionsweise moderner Mess- und Überwachungstechnik. Im Rahmen der Erarbeitung weiterer Vorgaben für ein geologisches Tiefenlager durch das ENSI fliessen Erkenntnisse und Erfahrungen hieraus ein. Für die Beurteilung des Rahmenbewilligungs- und des Baubewilligungsgesuchs für ein geologisches Tiefenlager der Nagra muss das ENSI die von der Nagra geplanten Verschlussbauwerke beurteilen können. Hierfür ist es notwendig, die Langzeitsicherheit mittels Computermodellen zu untersuchen. Im Zuge des SW-A-Experiments werden Parameter ermittelt und Referenzdaten erhoben, die gebraucht werden, um besagte Computermodelle zu erstellen und verfeinern.

Aktuell verläuft das Experiment planmässig, inklusive der Aufsättigung der beiden Schächte. Im Verlauf des Experiments können ENSI-Mitarbeitende sowie ENSI-Expertinnen und -Experten durch den Vergleich mit Resultaten internationaler Fachleute ihre Fähigkeiten in Bezug auf Berechnungen verbessern.

Ausblick

Die Bewässerung der beiden Schächte wird weiter fortgesetzt, wobei zusätzliche Messdaten erfasst und die Funktionsfähigkeit der Mess- und Überwachungstechnik kontinuierlich überprüft wird. Zur Klärung der Hypothese einer möglichen hydraulischen Verbindung der beiden Versuchsschächte ist vorgesehen, 2026 Gasmessungen in beiden Schächten durchzuführen. Parallel dazu werden die Auswertung der Messreihen (insbesondere ERT/TDR sowie Druck- und Spannungsdaten) sowie die weiterführende Modellierung im Rahmen des Projekts (teils als DECOVALEX-Arbeiten) fortgesetzt.

Zitierte Literatur

- K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wieczorek, O. Czaikowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Bossart, J. Hansmann, M. Gruner, M. Hofmann, Martin, J. Aurich, C. Rölke, T. Popp, R. Diedel, M. Schellhorn, S. Häußer, U. Glaubach, T. Wilsnack, G. Kemper, J.L. García-Siñeriz, M. Villar, C. Gutiérrez-Álvarez, R. Iglesias (2019): Joint Project: Vertical Hydraulic Sealing System Based on the Sandwich Principle – Preproject (Sandwich-VP)/Verbundprojekt: Vertikales hydraulisches Dichtsystem nach dem Sandwich-Prinzip – Vorprojekt (Sandwich-VP). Advance online publication. https://doi.org/10.2314/KXP:1692488228
- K. Wieczorek, K. Emmerich, T. Nagel, E. Bakker, R. Diedel, M. Furche, J. L. García-Siñeriz, U. Glaubach, J. Hesser, M. Hinze, M. Hofmann, D. Jaeggi, F. Königer, J. C. Mayor Zurdo, L. Räbiger, M. Rey Mazón, C. Rölke, P. Schädle, R. Schuhmann, H. Shao, S. Tuñón, M. V. Villar Galicia, T. Wilsnack, R. Yeatman (2024): Sandwich-HP: Vertical Hydraulic Sandwich Sealing System – Final Report; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH. Technical Report GRS-745. https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-745

1.7.8 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen

Projektpartner: Solexperts, British Geological Survey (BGS) und Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich)
ENSI-Projektbegleitung: Manuel Sentís

Einleitung

Gas entsteht in einem geologischen Tiefenlager hauptsächlich aufgrund von Metallkorrosion der Abfälle und Lagerteile, die vor allem Wasserstoff freisetzt. Da der Opalinuston ein dichtes Wirtgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann, verursacht die Gasbildung einen Druckanstieg, der die Sicherheitsbarrieren beeinträchtigen kann.

Nach heutigem Kenntnisstand gibt es vier grundlegende Gastransportmechanismen im Tonstein. Dazu zählt neben dem diffusiven Transport, dem visko-kapillaren Zweiphasenfluss und dem dilatanzgesteuerten auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 25).

Aus den Resultaten vergangener Experimente ist nicht ersichtlich, in welchem Bereich der Druckwerte die verschiedenen Transportmechanismen auftreten. Das Ziel dieses Projekts ist es, mittels einfacher Experimente die Gastransportmechanismen und insbesondere den dilatanzgesteuerten Gastransport vertiefter zu untersuchen. Am Projekt beteiligen sich derzeit die Organisationen gemäss Tabelle 1. Um den Gastransport zu untersuchen, wird Helium sowohl in Laborversuchen als auch im In-Situ-Experiment verwendet, weil Helium im Vergleich zu Wasserstoff nicht reaktiv ist und die Moleküle ähnlich gross sind. Betreffend Diffusionsuntersuchungen wurde ebenfalls Wasserstoff und zusätzlich Methan verwendet, da experimentelle Resultate über Methan vorhanden sind.

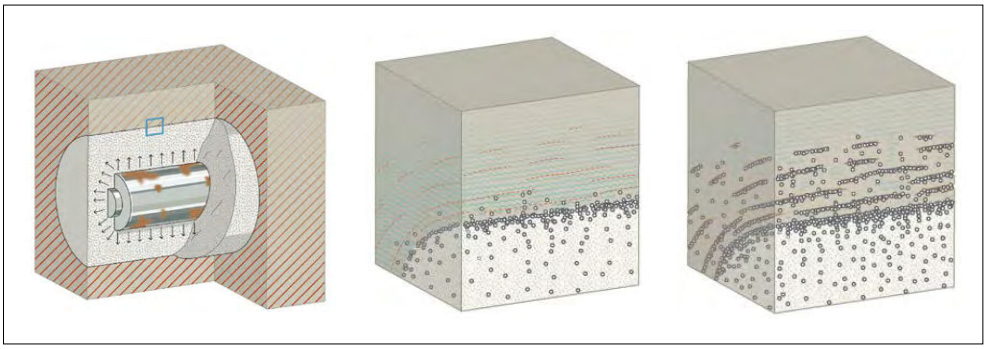


Abbildung 25: Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weisse Punkte). Mitte: Vergrösserung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt. (Bild: ENSI)

Teilnehmer	Aufgabe
Amphos21, Spanien	Modellierung
BASE (Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, Deutschland; neu seit 2019)	Projektbegleitung, Finanzierung
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse In-kind-Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche und Begleitung des Felslaborexperiments
ENSI (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat)	Principal Investigator (PI), Projektleitung, Finanzierung
ETHZ/SED (Eidgenössische Technische Hochschule Zürich, Schweizerischer Erdbebendienst)	Projektbegleitung, Doktorarbeit, Unterstützung mit der Instrumentierung des In-Situ-Experiments
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
SCK CEN (belgisches Kernenergiezentrum)	Durchführung von Diffusionsexperimenten im Labor
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Bundesamt für Landestopografie swisstopo	Diverse In-kind-Leistungen im Felslaborexperiment

Tabelle 1: Teilnehmende Organisationen am GT-Experiment im Felslabor Mont Terri.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2025 lag der Schwerpunkt auf der Fortführung der zweiten Gasinjektion im In-situ-Experiment (GT2) und der Durchführung einer zusätzlichen Druckstufensequenz (GT2b), um die Reaktion des Opalinustons im relevanten Druckbereich systematisch zu erfassen. Die Projektkoordination erfolgte über ein Haupttreffen am 12. Mai 2025 sowie regelmässige weitere Zusammenkünfte (mindestens monatlich).

Im Feldexperiment wurden 2025 zunächst Arbeiten zur Sicherstellung der Integrität des Injektionssystems (unter anderem Leckageprüfungen und Pumpenarbeiten) umgesetzt. Anschliessend wurde die Druckstufensequenz ab 6. Mai 2025 gestartet und mit mehreren Stufen bis zum Druckabfall am 16. September 2025 durchgeführt. Die im Oktober 2025 präsentierten Auswertungen zeigen, dass sich mit den Druckstufen eine belastbare Beziehung zwischen Gasdruck und Fluss für die im vorangehenden Test gebildete leitfähige Struktur ableiten lässt; ab der zweiten Stufe nimmt der Fluss im Wesentlichen linear mit dem Gasdruck zu. Begleitend wurden deutliche Faseroptik-Signaturen (wie ausgeprägte Kompressions-/Extensionsmerkmale) beobachtet, die auf die mechanische Reaktion des Wirtgesteins hinweisen.

Parallel dazu wurde die modellbasierte Interpretation im Rahmen der ETH-Doktorarbeit weiterentwickelt (gekoppelte Ansätze mit den Rechenprogrammen TOUGH-/FLAC3D, Permeabilitätskopplung und Vergleich mit Faseroptik-Dehnungsdaten).

In-Situ-Experiment

Im Jahr 2025 wurde der Bericht zum Feldexperiment vom British Geological Survey finalisiert, in dem die wesentlichen Zusammenhänge und Schlussfolgerungen aus der ersten Gasinjektion detailliert dargestellt und ausgewertet sind. Demnach wurden während der ersten Gasinjektion zwei charakteristische Ereignisse beobachtet: Das erste Ereignis wird als Bildung dilatanter Gaswege interpretiert, gestützt durch kurzzeitige Deformationssignaturen in Extensometer- und Faseroptik-Daten. Das zweite Ereignis verlief deutlich rascher und energiereicher und wird als Übergang zu einem rissdominierten Prozess interpretiert. Erhöhte Heliumkonzentrationen in mehreren Beobachtungsbohrlöchern bestätigen zudem, dass Gas die Beobachtungsbohrlöcher erreichte und zur Galerie entwich.

Das In-situ-Experiment im Felslabor Mont Terri wurde sorgfältig geplant und besteht aus einer Anordnung von insgesamt neun Bohrlöchern (Abbildung 26), die senkrecht zur Schichtung des Opalinustons ausgerich-

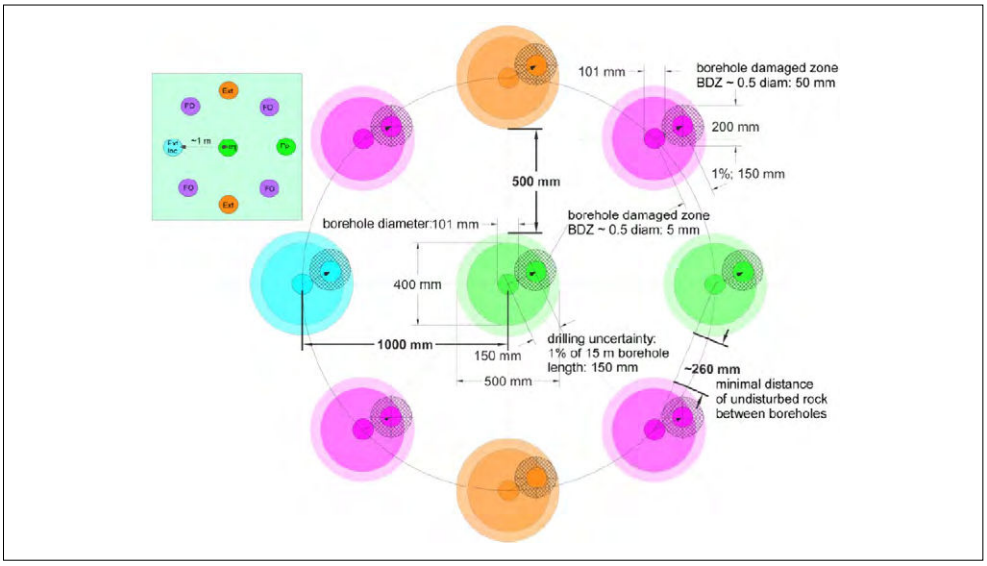


Abbildung 26: Auslegung des In-Situ-Experiments. Schnitt senkrecht zu den Bohrlöchern. FO: Beobachtungsbohrloch, Pp: Porenwasserdruck-Bohrloch, Ext: Bohrloch mit Extensometer und Inklinometer. In der Abbildung werden die Abweichungen aufgrund der Bohrarbeiten gezeigt. (Bild: Solexperts)

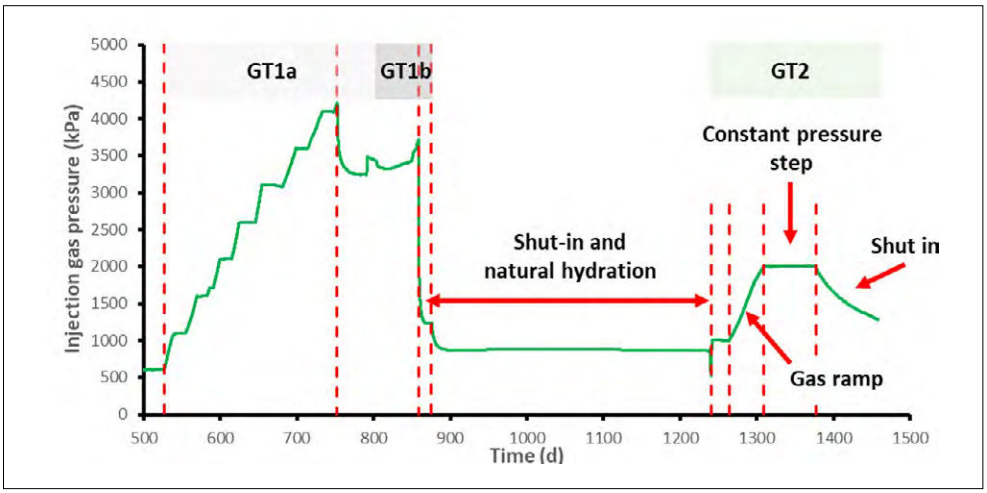


Abbildung 27: Zeitlicher Verlauf des Injektionsgasdrucks (kPa) während des Feldexperiments. Dargestellt sind die Phasen der ersten Gasinjektion (GT1a, GT1b) mit anschliessendem Druckabfall (Shut-in) und natürlicher Wiederaufsättigung sowie die zweite Gasinjektion (GT2) mit Gasrampe, konstanter Druckstufe und abschliessendem Shut-in. Ein erster Versuch der zweiten Gasinjektion (GT2a, Anfahr-/Rampenphase) war aufgrund einer Leckage nicht erfolgreich im Sinne einer stabilen Gasinjektion. Danach wurde die Druckstufensequenz GT2b (konstante Druckstufen) durchgeführt und mit einem Shut-in abgeschlossen. Die roten gestrichelten Linien markieren die Übergänge zwischen den Testabschnitten. (Bild: Solexperts)

tet sind. Das zentrale Bohrloch BGT-10 dient der Gasinjektion und ist mit einem Dreifach-Packer-System ausgestattet, das eine präzise Druck- und Flusskontrolle ermöglicht. Die acht umliegenden Beobachtungsbohrlöcher sind rund 1 m vom Injektionsbohrloch entfernt und verfügen über unterschiedliche Instrumentierungen, um eine Vielzahl von Messparametern zu erfassen (darunter Faseroptik, Deformationsmessungen).

Im Berichtsjahr 2025 wurde die zweite Gasinjektion (GT2) weitergeführt und das Injektionssystem nach dem Druckabfall technisch instand gesetzt und für den weiteren Betrieb vorbereitet (Abbildung 27). Nach einem Druckabfall Ende Januar 2025 erfolgte Anfang Februar 2025 die Ausserbetriebnahme und der Rückbau des Injektionssystems; anschliessend wurden im Frühjahr 2025 Leckageprüfungen sowie Instandhaltungsarbeiten am Pumpsystem durchgeführt (unter anderem Installation/Wechsel einer Pumpe und erneute Dichtheitsprüfungen), bevor das System Anfang Mai 2025 wieder mobilisiert und vor Ort geprüft wurde.

Auf dieser Basis wurde im Mai 2025 eine zusätzliche Sequenz mit konstanten Druckstufen (GT2b, Abbildung 28 links) gestartet. Gemäss Versuchsplan wurde der Gasdruck in Stufen von jeweils 200 kPa erhöht (mehrere Schritte über die Monate Mai bis August 2025); die Druckstufensequenz wurde im September 2025 mit einem Druckabfall abgeschlossen.

Die beim Projekttreffen im Oktober 2025 vorgestellten Zwischenauswertungen zeigen, dass mit den Druckstufen eine robuste Beziehung zwischen Gasdruck und Fluss für die im Gestein ausgebildete leitfähige Struktur abgeleitet werden kann (Abbildung 28 rechts); nach einer komplexen ersten Stufe zeigt sich ab Stufe 2 ein annähernd linearer Zusammenhang. Die Faseroptik-Messungen lieferten zudem klare Signaturen der mechanischen Reaktion des Wirtgesteins, insbesondere ein ausgeprägtes Kompressions-/Extensionsmuster in einem charakteristischen Tiefenbereich (um ~12 m), das für die weitere Interpretation relevant ist.

Laborversuche

Im Jahr 2025 konnten die Laborversuche nicht wie geplant vorangetrieben werden, da bei der Probenvorbereitung und der anschliessenden hydraulischen Vorprüfung nach der Wiederaufsättigung unerwartete Probleme auftraten. In zwei aufeinanderfolgenden Versuchen zeigte sich zu Beginn der hydraulischen Tests eine direkte Kommunikation zwischen Injektionsanschluss (am Probenende) und «Guard-Ring» (separater Ringraum am Probenende zur unabhängigen Porenwasserdruck-Messung und zur Kontrolle von Seitenwandfluss), was auf eine Fehlstelle oder eine (mikro-)frakturierte Probe hindeutet. Die Apparatur wurde zwischen den Versuchen sorgfältig überprüft, ohne Hinweise auf einen apparativen Defekt.

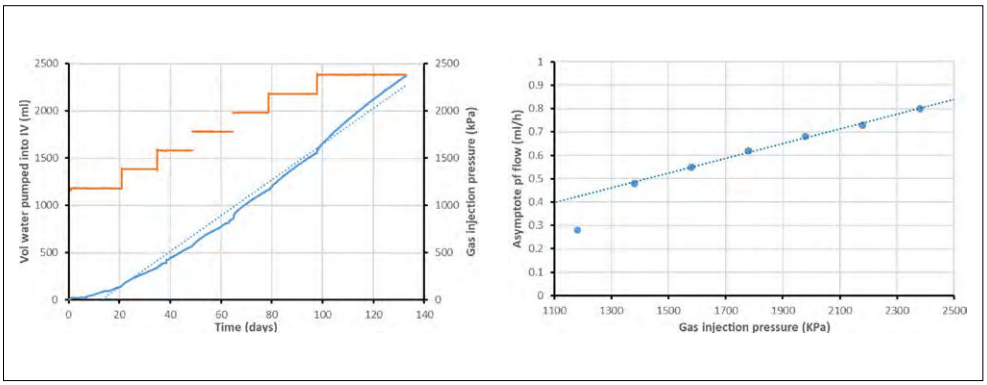


Abbildung 28: Ergebnisse der Druckstufensequenz GT2b. Links: Zeitlicher Verlauf des kumulativ gepumpten Wasservolumens (blau) sowie der im Injektionsgefäss (IV, injection vessel) eingestellten Injektionsgasdruck-Stufen (orange). Rechts: Asymptotischer Gasfluss in Abhängigkeit vom Injektionsgasdruck (Druckstufen 2–7) mit linearer Trendlinie. Die annähernd lineare Beziehung deutet darauf hin, dass im betrachteten Druckbereich ein konsistentes Transportregime dominiert und der Gastransport über einen bereits etablierten, leitfähigen Pfad / Struktur erfolgt, sodass der Fluss mit zunehmendem Druck proportional ansteigt. (Bild: BGS)

Aufgrund der nicht plausiblen Messantworten wurden die Versuche gemäss Qualitätssicherung abgebrochen, was insbesondere aufgrund der langen Versuchsdauer pro Ansatz von mindestens 100 Tagen sehr aufwändig ist. Ein entsprechender Ansatz (Test 5a/b) wurde am 10. Juni 2025 gestartet, konnte jedoch nicht erfolgreich bis zur Gasinjektionsphase geführt werden; die Abklärung der Ursachen und die Planung des weiteren Vorgehens wurden als nächste Schritte aufgenommen. Dazu gehören auch die Probenanalyse nach Ausbau und Optimierung des Protokolls unter Berücksichtigung der begrenzten Verfügbarkeit von Probenmaterial des Opalinustons.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Ergebnisse zeigen, dass die Mechanismen des Gastransports stark von den lokalen Spannungsbedingungen und der Gasinjektionsrate abhängen. Während die diffusionsähnliche Bewegung durch lokale Dilatation gekennzeichnet ist, führt ein Anstieg des Gasdrucks zu einem Übergang in einen frakturbasierten Mechanismus. Dieser Übergang wird durch die Schichtflächen des Tons erleichtert, die als bevorzugte Fliesswege dienen. Die Wechselwirkungen zwischen diesen Mechanismen verdeutlichen die komplexe Dynamik des Gastransports und ihre Abhängigkeit von den physikalischen und mechanischen Eigenschaften des Tons. Diese Erkenntnisse sind wichtig für die Bewertung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager.

Die Gastransportberechnungen des ENSI für geologische Tiefenlager basieren auf den Mechanismen der Diffusion und des Zweiphasenflusses. Das GT-Experiment trägt dazu bei, zu klären, ob und in welcher Form die Dilatanz in den Gastransportberechnungen des ENSI berücksichtigt werden sollte.

Ausblick

Im Jahr 2026 wird sich das Projektteam weiterhin intensiv mit der Interpretation und Modellierung der Ergebnisse der zweiten Gasinjektion beschäftigen. Diese Aufgaben werden durch die Doktorarbeit und verschiedene Vergleichsrechnungen (Benchmarks) im Rahmen des Projekts DECOVALEX unterstützt, das seit 2024 läuft und voraussichtlich bis 2027 andauert (siehe Kapitel 1.7.11). Parallel dazu werden im Jahr 2026 neue Laborversuche, wie beispielsweise Rissbildungstests oder Tests zur Bestätigung spezifischer Aspekte, konzipiert und evaluiert. Diese Labortests, zusammen mit den Ergebnissen des In-Situ-Experiments, bilden die Grundlage für die weiteren Phasen des DECOVALEX-Arbeitspakets HyMAR, das 2024 gestartet wurde.

Das langfristige Ziel besteht darin, die Ergebnisse des In-Situ-Experiments mithilfe neuer Erkenntnisse weiter zu interpretieren und zu modellieren. Abhängig von diesen Interpretationen wird das Projektteam mögliche weitere Phasen des Experiments in Betracht ziehen.

1.7.9 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten

Projektpartner: Bundesamt für Landestopografie swisstopo
ENSI-Projektbegleitung: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte DR-C-Experiment untersucht den Einfluss eines Wärmegradienten auf die Diffusion verschiedener Radionuklide im Opalinuston. Durch den Einschluss der Radionuklide in den Tiefenlagerbehältern über lange Zeit wird die Diffusion der Radionuklide im Referenzfall nur zu einem geringen Anteil durch die erhöhte Temperatur im Nahfeld beeinflusst. Denn zum Zeitpunkt des Versagens der Tiefenlagerbehälter werden die erhöhten Temperaturen von deutlich über 100 °C am Tiefenlagerbehälter bereits abgeklungen sein. Im Fall eines frühzeitigen Versagens eines Tiefenlagerbehälters können erhöhte Temperaturen jedoch eine Rolle spielen. Ziel des Experiments ist es daher, das Prozessverständnis für dieses Szenario zu verbessern. Da das Experiment in der sandigen Fazies des Opalinustons stattfindet, kann mit ihm ausserdem die Datenbasis zur Diffusion in dieser Fazies verbessert werden.

Das Projekt wird von der belgischen Aufsichtsbehörde FANC geleitet, daneben sind das ENSI und das Bundesamt für Landestopografie swisstopo, der französische Endlagerprojektant ANDRA (Agence nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs), das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE, Deutschland), die zur Helmholtz-Gemeinschaft gehörenden Forschungszentren in Leipzig (Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung, UFZ) und in Karlsruhe (Karlsruher Institut für Technologie, KIT) sowie das belgische Forschungszentrum für Kernenergie (SCK CEN) beteiligt. Seit dem Berichtsjahr beteiligt sich auch der britische Endlagerprojektant (Nuclear Waste Services) am Experiment. Die Arbeiten begannen 2018 und derzeit wird ein Abschluss im Jahr 2028 erwartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Experiment werden zwei parallele Bohrlöcher benötigt, von denen eines geheizt und das andere nicht geheizt wird (Abbildung 29). Durch den Vergleich der Diffusionslängen kann man dann den Einfluss des Temperaturgradienten ermitteln. Im Jahr 2023 erfolgten in den zwei Referenzbohrlöchern BDR-C1 (heated) und BDR-C2

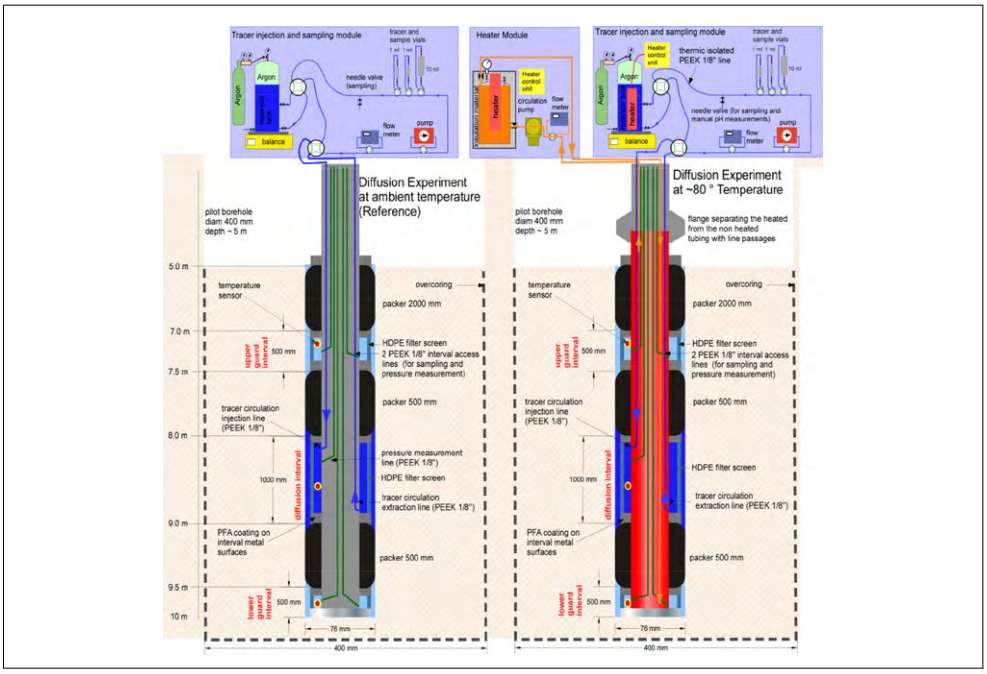


Abbildung 29: Darstellung des DR-C-Experiments mit zwei parallelen Bohrungen, von denen eine nicht geheizt (links) und die andere auf 80 °C geheizt wird (rechts). (Bild: FANC)

die hydraulischen Tests. Dazu wurden Pulstests und Tests mit konstantem Druckaufschlag durchgeführt, um die hydraulische Anbindung zu prüfen. In diesem Jahr wurde der Antrag für die strahlenschutzrechtliche Bewilligung eingereicht, der notwendig ist, da die Diffusion mit einem Mix an Radionukliden untersucht werden soll. Die Bewilligung wurde am 28. November 2025 erteilt. Anfang des Jahres wurde auch die Zieltemperatur von 80 °C in der geheizten Bohrung erreicht. Zusätzlich wurden Berechnungen zur Abschätzung der Transportdistanz der verschiedenen Radionuklide im Temperaturgradienten vorgenommen. Diese ergaben, dass die Bohrungen nach etwa zwei Jahren überbohrt werden müssen, damit alle eingesetzten Radionuklide wieder entfernt werden können. Damit sind alle Voraussetzungen für die Injektion der Tracer im Diffusionsexperiment vorhanden. Die Injektion ist für Januar 2026 geplant.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für die Langzeitsicherheit der eingelagerten radioaktiven Abfälle ist nach dem Versagen des Behälters die Diffusion der wichtigste Transportprozess. Die Diffusion sorgt dafür, dass Radionuklide, die aus der Abfallmatrix freigesetzt werden und schlecht sorbieren, sehr langsam im Opalinuston transportiert werden und erst nach einer sehr langen Zeit von einigen 10'000 Jahren in die Biosphäre gelangen können. Mit Hilfe des Experiments werden Diffusionskoeffizienten für erhöhte Temperaturen (etwa 80 °C) ermittelt. Das ist wichtig, da die Diffusion mit steigender Temperatur beschleunigt wird. Diese Daten werden in die Sicherheitsanalysen des ENSI einfliessen, um die möglichen Konsequenzen eines frühzeitigen Behälterversagens zu berücksichtigen. Das DR-C-Experiment verbessert damit das Prozessverständnis und die Datenbasis für den Radionuklid-Transport. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am DR-C-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern, insbesondere mit anderen Aufsichtsbehörden.

Ausblick

Im Jahr 2026 wird das eigentliche Experiment mit der Injektion der ausgewählten Radionuklide beginnen. Daran schliesst sich die Beobachtungsphase an.

1.7.10 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

Projektpartner: Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen, Lehrstuhl für Ingenieurgeologie und Hydrogeologie
ENSI-Projektbegleitung: Ernando Saraiva
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Analyse der Standsicherheit von Tunnelbauwerken erfordert aufgrund der in der Regel komplexen Untergrundverhältnisse und der während der Bauzustände auftretenden dreidimensionalen Spannungs- und Verformungszustände numerische Berechnungsverfahren. Entscheidend für die Qualität numerischer Analysen im Tunnelbau ist die Übertragung des zugrunde gelegten Gebirgsmodells und der darin festgelegten felsmechanischen Parameter in eine angemessene Beschreibung (konstitutive Modellierung) des Gebirges und die Bestimmung der dafür erforderlichen Modellparameter. In der Geomechanik steht eine grosse Bandbreite von Materialmodellen zur Verfügung, die bestimmte Bedingungen und Zustände berücksichtigen. Mit Hilfe eines Materialmodells kann beispielweise der Zusammenhang zwischen Verschiebungen und Spannungen im Gebirge spezifiziert werden. Die felsmechanischen Parameter werden überwiegend mittels Labor- und Feldversuchen bestimmt. Die Gültigkeit eines Materialmodells hängt deshalb auch von der Übertragbarkeit der Versuchsbedingungen auf die Verhältnisse vor Ort ab.

Ziel des Forschungsprojekts, das seit 2018 an der RWTH Aachen durchgeführt wird, ist die Integration von bestehenden und neuen hydromechanisch (HM) gekoppelten Labor- und Feldexperimenten sowie numerischen Simulationen zur Entwicklung, Implementierung und Validierung eines Material-

modells für den Opalinuston in der Nordschweiz. Dabei sind insbesondere Aspekte zu berücksichtigen, die bis heute für den Opalinuston nicht oder nur unvollständig untersucht wurden. Das Materialmodell soll die wesentlichen Aspekte des Stoffverhaltens des Opalinustons abbilden, unter anderem das nichtlineare, elastische Verhalten und die Anisotropie der elastischen und plastischen Eigenschaften.

In der ersten Phase des Projekts (Februar 2018 bis März 2022) wurde ein HM-gekoppeltes Materialmodell entwickelt und anhand von Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri kalibriert. Diese Projektphase wurde mit der Dissertation von Lisa Winhausen (Winhausen 2022) abgeschlossen. Das Modell wird seit April 2022 hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons weiterentwickelt. Dafür werden im Labor eine Reihe von mehrstufigen Kriechexperimenten mit unterschiedlichen Belastungspfaden durchgeführt. In der Abbildung 30 sind die typischen Phasen von Kriechphänomenen schematisch dargestellt.

In der zweiten Projektphase, die von April 2022 bis März 2025 lief, wurden Proben des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri bei Raumtemperatur (30 °C) und erhöhter Temperatur (60 °C) geprüft. Dabei wurden die Proben parallel und senkrecht zur Schichtung belastet. Die zweite Projektphase wurde mit der Dissertation von Lina Gotzen abgeschlossen (Gotzen submitted), die im Jahr 2025 eingereicht wurde und im Jahr 2026 veröffentlicht werden soll. Im April 2025 startete die dritte Projektphase, die im Rahmen eines Postdoktorats bis März 2028 abgeschlossen werden soll.

Folgende Hauptaktivitäten sind bis zum Abschluss der dritten Projektphase im März 2028 geplant:

- Weiterentwicklung und Anwendung von Versuchsprotokollen für die Durchführung von triaxialen thermisch-hydromechanisch (THM) gekoppelten Kriechversuchen an Proben des Opalinustons.
- Anwendung dieser Protokolle auf Testkonfigurationen unter Berücksichtigung der Materialanisotropie sowie unterschiedlicher Temperaturen und maximaler Versenkungstiefen.
- Durchführung von Kriechversuchen an Probenmaterial des Opalinustons aus den Tiefenbohrungen der Nagra in der Nordschweiz.
- Weitere Identifizierung und Analyse von möglichen Kriechmechanismen des Opalinustons auf der Grundlage des Kriechverhaltens und mikrostruktureller Untersuchungen.
- Weitere Kalibrierung, Verifizierung und Validierung des entwickelten HM-gekoppelten Materialmodells mit den Daten aus den laufenden Laborversuchen.
- Numerische Simulationen unter Verwendung des kalibrierten Modells.
- Entwurf einer neuen triaxialen Versuchsanordnung zur Untersuchung des undrainierten Entlastungsverhaltens von gering durchlässigen Tonsteinen mit dem Ziel, mögliche Entsättigungsprozesse im Nahfeld des Tunnels zu charakterisieren.

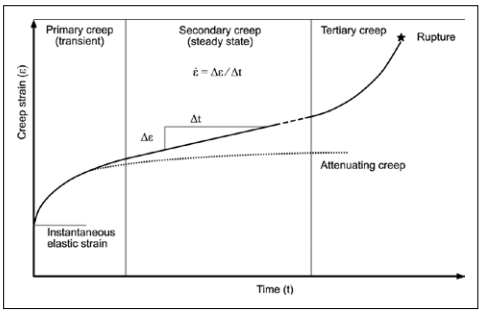


Abbildung 30: Schematischer Verlauf der drei typischen Phasen von Kriechphänomenen (primäres, sekundäres und tertiäres Kriechen) unter konstanten effektiven Spannungsbedingungen bis zum Kriechversagen. (Bild: RWTH Aachen)

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2025 wurde die Kampagne der mehrstufigen Kriechversuche fortgesetzt und weitere Versuche erfolgreich abgeschlossen. Die im Jahr 2025 gestarteten Kriechversuche mit dem Probenmaterial aus den Tiefbohrungen der Nagra in der Nordschweiz (Trüllikon 1-1 und Bözberg 2-1) sind noch nicht beendet.

Die Versuchsergebnisse liefern Erkenntnisse über das spannungsabhängige Kriechverhalten des Opalinustons und dessen Abhängigkeit von der Orientierung der Schichtung zur Belastungsrichtung (Strukturanisotro-

pie). Die Versuchsergebnisse zeigen ein stark anisotropes Kriechverhalten, wobei die Dehnungsakkumulation bei S-Proben (Belastung senkrecht zur Schichtung) unter identischen Spannungsbedingungen sowohl während des primären als auch sekundären Kriechens drei- bis fünfmal schneller als bei P-Proben (Belastung parallel zur Schichtung) erfolgte.

Die im Labor während des Kriechversagens gemessenen Spannungsbedingungen zeigen keine Abnahme der Festigkeit, da alle Werte innerhalb der natürlichen Probenvariabilität der Kurzzeitfestigkeit lagen (Abbildung 31). Dies unterstreicht die Schwierigkeit der Zeitskalierung in Laborkriechversuchen und die Notwendigkeit, neben den reinen Kriechversagensspannungen auch die mikrostrukturellen Mechanismen sowie die Entwicklung der Kriechraten bei verschiedenen Differenzspannungen zu untersuchen.

Die Testergebnisse zeigen zwei unterschiedliche Arten von Kriechverhalten in Abhängigkeit von den Spannungsbedingungen. Bei geringen Differentialspannungen wurde ein Kriechverfestigungseffekt beobachtet, der mit einer allgemeinen Verfestigung einherging und zu einer Erhöhung der Steifigkeit führte. Im Gegensatz dazu wurde bei höheren Differentialspannungen ein durch Schwächung bedingtes Kriechen beobachtet, das mit einer Kriechexpansion einherging und das Potenzial für ein Kriechversagen birgt. Dieses kritische Kriechverhalten trat auf, wenn eine bestimmte, von der Anisotropie unabhängige Spannungsschwelle überschritten wurde, die als Langzeitfestigkeit bezeichnet wird (Abbildung 32). Darüber hinaus wurde eine von der Anisotropie abhängige Dehnungsschwelle identifiziert, welche die Zeit bis zum Versagen im Verhältnis zur quasi-stationären Kriechrate unter bestimmten Spannungsbedingungen kontrollierte. Ein Einfluss erhöhter Temperaturen (bis zu 60 °C) auf das Kriechverhalten konnte anhand der bisherigen Versuchsergebnisse nicht festgestellt werden.

Die nach den Kriechversuchen durchgeführten mikrostrukturellen Untersuchungen zeigen ein halb-sprödes, dominantes Scher-

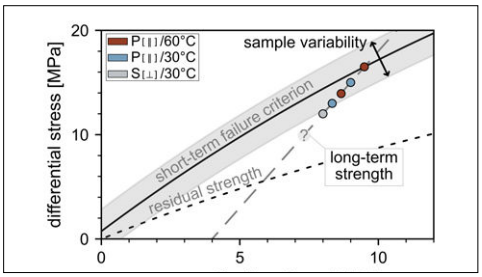


Abbildung 31: Spannungsbedingungen beim Kriechversagen der getesteten Proben des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri im Zusammenhang mit dem Kurzzeitversagenskriterium nach Winhausen et al. 2022. (Bild: Forscherbericht der RWTH Aachen 2025)

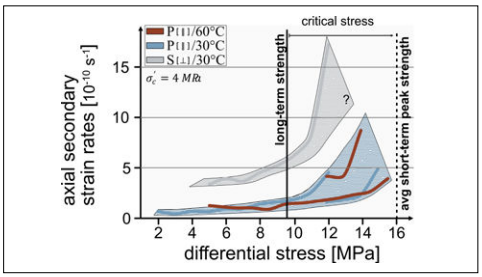


Abbildung 32: Entwicklung der sekundären Kriechraten von P- und S-Proben während der mehrstufigen Kriechphasen bei einer effektiven Druckspannung von 4 MPa im Zusammenhang mit den kurz- und langfristigen Spannungsbedingungen. (Bild: Forscherbericht der RWTH Aachen 2025)

versagen bis hinunter auf die Kornskala. Die experimentelle Beobachtung legt nahe, dass das durch Schwächung bedingte Kriechverhalten bei höheren Differenzialspannungen und damit auch das Kriechversagen durch zeitabhängige Mikrorisse verursacht werden, ähnlich wie beim Kurzzeitversagen.

Das bestehende, an der RWTH Aachen entwickelte Materialmodell (Khaledi et al. 2023) wird für Simulationen im multiphysikalischen Finite-Elemente-Code MOOSE verwendet. Eine modifizierte Version des Modells weist eine reduzierte Anzahl von Modellparametern auf (13 im Vergleich zur ursprünglichen Modellversion mit 19 Modellparametern). Das bestehende Materialmodell wurde im Jahr 2025 anhand von Kriechversuchen an Probenmaterial aus dem Felslabor Mont Terri und den Tiefbohrungen in der Nordschweiz kalibriert. Die Kriechverformungen aus den untersuchten Proben wurden in das Modell integriert. Derzeit werden weitere Kalibrierungsverfahren für numerische Simulationen durchgeführt. Im Jahr 2025 wurden zwei Publikationen (Gotzen et al. 2025a; Gotzen et al. 2025b) im Rahmen der von Lina Gotzen erfolgreich abgeschlossenen Dissertation veröffentlicht, eine weitere Publikation wurde eingereicht.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das HM-gekoppelte Materialmodell des Opalinustons wurde planmässig bis Ende März 2022 entwickelt und damit die erste Phase des Projekts erfolgreich abgeschlossen. Das Modell berücksichtigt das wesentliche Materialverhalten des Opalinustons aus der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri. Zudem berücksichtigt das Materialmodell die Kopplung zur Hydraulik, insbesondere das poro-elastische Verhalten, die Veränderung der Porosität und Permeabilität infolge Materialversagens sowie die durch Entlastung verursachte Entsättigung. Dank der gezielten Durchführung von geomechanischen Tests und der dazu durchgeführten Mikrostrukturanalyse deformierter Proben, die für die Weiterentwicklung des Materialmodells erheblich sind, konnten wichtige zusätzliche Aspekte in das Materialmodell implementiert werden. Die Kombination aus den unter kontrollierten Bedingungen durchgeführten Laborversuchen an Proben des Opalinustons und den komplexen numerischen Modellierungen haben die Arbeiten zur Erstellung eines neuen Materialmodells für Opalinuston weit vorangebracht. Die weitere Entwicklung des Materialmodells hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons läuft planmässig.

Zur Beurteilung der bautechnischen Machbarkeit eines Tiefenlagers im Opalinuston ist sowohl für die Bauphase als auch für die Langzeitentwicklung ein Verständnis der Prozesse, welche für das Verhalten des Gebirges um die Untertagebauwerke bestimmend sind, von grosser Bedeutung. Insbesondere spielen dabei die hydromechanischen Eigenschaften des Opalinustons eine zentrale Rolle, da Tongesteine aufgrund ihrer geringen hydraulischen Durchlässigkeit sowie der Sättigung des Gebirges ein stark hydromechanisch gekoppeltes Verhalten aufweisen.

Ein umfassendes Verständnis dieses Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

- für die Vorhersage der kurz- und langfristigen Entwicklung der durch den Lagerstollenvortrieb gestörten Bereiche (Auflockerungszone) im Opalinuston,
- für die Dimensionierung des Ausbaus der Lagerstollen, und
- für die Entwicklung von Modellen für die Prognose des Gebirgsverhaltens und des Systemverhaltens (Interaktion Tunnelausbau-Opalinuston).

Ein belastbares Materialmodell des Opalinustons ist wichtig für die aktuellen und zukünftigen felsmechanischen und bautechnischen Beurteilungen des ENSI und in der Aufsicht über die weiteren Projektierungsphasen bis zum Betrieb eines Tiefenlagers. Das ENSI will dabei unabhängige Berechnungen mit einem eigenen Modell durchführen. Das entwickelte Materialmodell wird vom ENSI bereits in der aktuellen Aufsichtstätigkeit eingesetzt. Damit können die Berechnungen der Nagra für die Beurteilung des Gebirgs- und Systemverhaltens anhand von Vergleichsberechnungen überprüft werden.

Ausblick

Im Jahr 2026 werden weitere mehrstufige Kriechversuche bei erhöhten Temperaturen bis zu 60 °C an Probenmaterial aus den Tiefenbohrungen der Nagra in der Nordschweiz durchgeführt. Ein neuer radialer Verformungssensor wird in die Versuchseinrichtung eingebaut, um detailliertere Ergebnisse zum volumetrischen Kriechverhalten von Proben, die parallel zur Schichtung des Opalinustons belastet werden, zu erhalten. Darüber hinaus zielt die Konstruktion und Montage einer neuen Versuchsanordnung darauf ab, das undrainierte Entlastungsverhalten von Opalinuston zu untersuchen.

Nach Abschluss der derzeit laufenden Kalibrierungen des Materialmodells werden Simulationen durchgeführt, um das Gebirgsverhalten rund um den Ausbruchquerschnitt eines Tunnels zu modellieren und verschiedene Szenarien zu bewerten, darunter undrainiertes elastisches und plastisches Verhalten sowie zeitabhängige Konsolidierungs- und Kriechphänomene.

Zitierte Literatur:

- Gotzen, L.; Winhausen, L.; Jalali, M.; Khaledi, K.; Amann, F. (2025a): The long-term strength and creep behavior of fully saturated shaly Opalinus Clay. In: Engineering Geology, 348, S. 107961. DOI: 10.1016/j.enggeo.2025.107961.
- Gotzen, L.: Winhausen, L.; Jalali, M. (2025b): Time-dependent deformation behavior of Opalinus Clay at elevated temperatures. The 59th U.S. Rock Mechanics/Geomechanics Symposium, American Rock Mechanics Association. Santa Fe, New Mexico, 08.06.2025.
- Gotzen, L. (submitted): Time-Dependent Deformation Behavior of Opalinus Clay under Drained THM Coupled Conditions, Dissertation, Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, Aachen, Fakultät für Georessourcen und Materialtechnik.
- Khaledi, K.; Winhausen, L.; Jalali, M.; Amann, F. (2023): Constitutive modeling of clay shales in undrained conditions and its experimental verification for Opalinus Clay. In: International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences 171, S. 105588. DOI: 10.1016/j.ijrmms.2023.105588.
- Winhausen, L. (2022): A combined laboratory and microstructural investigation of the coupled hydro-mechanical failure behavior of Opalinus Clay, Dissertation, Rheinisch-Westfälischen Technische Hochschule Aachen, Aachen (online).
- Winhausen, L.; Khaledi, K.; Jalali, M.; Urai, J. L.; Amann, F. (2022): Failure mode transition in Opalinus Clay: a hydro-mechanical and microstructural perspective. In: Solid Earth 13, 5, S. 901–915. DOI: 10.5194/se-13-901-2022.

1.7.11 DECOVALEX-2027

Projektorganisation: Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL)
ENSI-Projektbegleitung: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX zielt darauf ab, das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen zu vertiefen und die numerische Modellierung dieser Prozesse weiterzuentwickeln. 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.

Im April 2024 begann die bis Ende 2027 laufende Phase IX. Neben dem ENSI nahmen am Projekt achtzehn finanzierende Organisationen teil (Tabelle 2). Diese können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen.

Für DECOVALEX-2027 wurden acht Aufgaben (Tasks) definiert:

- **Task A:** SANDWICH (hydraulic-mechanical coupled process interactions between the host rock and the shaft seal)
- **Task B:** SAFENET-2: THM Fracture Mechanics – From Lab to Field Scale
- **Task C:** BATS II (Brine Availability Test in Salt – Phase 2)
- **Task D:** ANALOG – Multiscale Long-term Radionuclide Transport at Cigar Lake Uranium Ore Body
- **Task E:** Repository Modelling and Performance Assessment
- **Task F:** HyMAR: Hydro-Micromechanics of Argillaceous Rocks
- **Task G:** BaSISS – Bentonite and Sand Sealing Systems
- **Task H:** FRESCIP – Fractured Rock Extrapolation, Suitability Criteria and Inflow Prediction

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task F HyMAR vorgeschlagen. Dieser basiert auf dem Gastransport-Experiment (GT) im Felslabor Mont Terri, welches vom ENSI geleitet wird. An dem Task beteiligen sich die Organisationen Andra/CIMNE-UPC, BGR, NWS/Quintessa, University of Ottawa, DOE/LBNL, ENSI/SED und CAS.

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA/ UPS CIMNE	Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs	Frankreich	Betreiber
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	Deutschland	Aufsichtsbehörde
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH	Deutschland	Betreiber
BGR/UFZ/ GRS	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CAS	Chinese Academy of Sciences	China	Forschungseinrichtung
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
COVRA	Centrale organisatie voor radioactief afval	Netherlands	Betreiber
DOE	U.S. Department of Energy und Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
DynaFrax	Experts in Dynamics of Rock Fractures for GeoCoupledProcess Modelling and GeoHazardRisk Analysis	Deutschland	Forschungseinrichtung
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.	Spain	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	Forschungseinrichtung
KIGAM	Korea institute of Geoscience and mineral resources	Korea	Forschungseinrichtung
NWMO	Nuclear Waste Management Organization	Kanada	Betreiber
NWS	Nuclear Waste Services	Grossbritannien	Betreiber
SSM	Swedish Radiation Safety Authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
SURAO	Czech Radioactive Waste Repository Authority (Správa úložišť radioaktivních odpadů)	Tschechien	Betreiber
Taipower	Taiwan Power Company	Taiwan	Betreiber

Tabelle 2: Am Projekt DECOVALEX-2027 teilnehmende Organisationen.

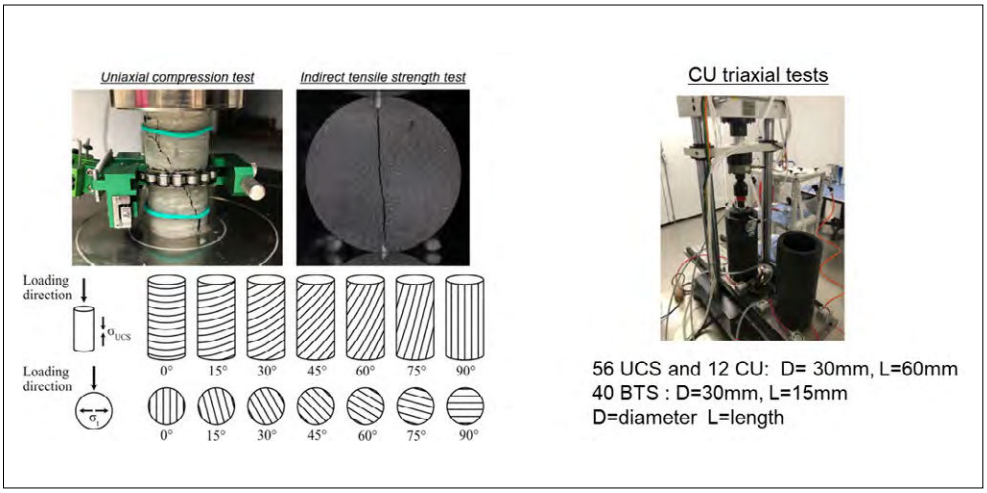


Abbildung 33: Illustration der Labortests an Opalinuston (Bild: RWTH Aachen, angepasst von Winhausen et al. 2023)

Das Ziel des Tasks ist die Entwicklung und Kalibrierung geeigneter Stoffmodelle (Subtask 1). Darauf aufbauend folgen Modellierungen von Labor-Gasinjektionsversuchen (Subtask 2) und anschliessend die Simulation des in-situ GT-Experiments (Subtask 3). Basierend auf den zur Verfügung gestellten Daten der Laborversuche an der RWTH Aachen (Abbildung 33), nämlich einaxiale Druckfestigkeitstests (UCS), Scherfestigkeitstests im Triaxialversuch (CU) und Zugfestigkeitstests (BTS), haben die Teams Stoffmodelle für ihre jeweils verwendeten Programme zur Simulation der gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse entwickelt.

Die Stoffmodelle basieren häufig auf dem Mohr-Coulomb- oder dem Drucker-Prager-Ansatz und berücksichtigen die Veränderung der Materialeigenschaften unter Belastung (Verfestigung durch plastische Deformation/Entfestigung durch Schädigung). Zum Einsatz kamen ein anisotroper Mohr-Coulomb-Ansatz (BGR, LBNL), ein Generalized Hoek-Brown-Ansatz (UPC/CIMNE-Andra), ein Drucker-Prager-Ansatz (Amphos21) sowie der COMBA-Ansatz (ENSI/

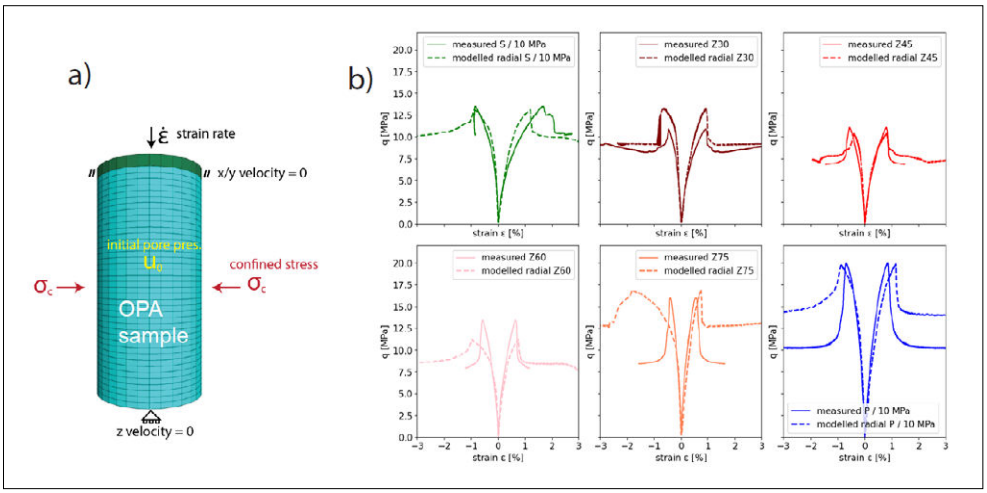


Abbildung 34: Das verwendete Modell (a) und der Vergleich der berechneten und gemessenen Daten eines Triaxialversuches des Teams ENSI/SED. (Bild: SED)

SED; Columnar-Basalt-Modell mit Mohr-Coulomb-Joints)

Die Teams haben ihre Stoffmodelle auf die UCS-, BTS- und CU-Tests angewendet. Die Ergebnisse stimmen im generellen Verlauf mit den Messdaten überein. Insbesondere für den UCS-Test und den CU-Test konnten die meisten Teams eine gute Übereinstimmung erreichen. Die aus den CU-Simulationen abgeleitete maximale Differentialspannung, maximale Verformung und der maximale Porenwasserdruck stimmen für alle Teams sehr gut mit den Messdaten überein. Grössere Abweichungen treten beim BTS-Test auf. Beispielhaft sind in Abbildung 34 das für die Berechnung eines Triaxialversuchs verwendete Modell (a) und die Ergebnisse des Teams ENSI/SED (b) dargestellt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX ist für das ENSI von grosser Bedeutung, um Kompetenzen zu erhalten und auszubauen, insbesondere in Bezug auf sicherheitsrelevante Themen für den Nachweis der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Die Bearbeitung der Aufgaben stärkt die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeitsicherheit relevanten Modellierung von gekoppelten thermisch-hydraulisch-mechanischen Prozessen im Opalinuston. Da aufgrund der Prüfarbeiten der Rahmenbewilligungsgesuche nicht genügend eigene Ressourcen verfügbar sind, hat das ENSI ein Modellierungsteam des SED (Schweizerischer Erdbebendienst) mit dieser Aufgabe beauftragt. Der Informationsfluss wird durch regelmässige Fachsitzungen mit dem Modellierungsteam sowie durch die Teilnahme an den DECOVALEX-2027-Workshops sichergestellt.

Ausblick

Im kommenden Jahr werden vertiefte Kalibrierungen sowie erste Ergebnisse zur Modellierung der Gasinjektionsversuche (Subtask 2) erwartet.

Referenzen

L. Winhausen, K. Khaledi, M. Jalali, M. Brettthauer and F. Amann (2023). The anisotropic behaviour of a clay shale: strength, hydromechanical coupling and failure processes. Solid Earth, 128, https://doi.org/10.1029/2023JB027382

1.7.12 BenVaSim II – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal

ENSI-Projektbegleitung: Manuel Sentís

Einleitung

BenVaSim steht für Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH^{2}M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und

Geomechanik). Um eine gute Vergleichbarkeit sicherzustellen, werden, wann immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen bevorzugt. BenVaSim II ist das Nachfolgeprojekt von BenVaSim I (2017 bis 2021). Es wurde im Jahr 2023 gestartet und wird drei Jahre dauern. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen aus Deutschland, der Schweiz und den USA, die verschiedene Rechenprogramme verwenden (siehe Tabelle 3).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Projekt wurde vereinbart, drei Modelle im Rahmen von BenVaSim II zu betrachten: Modell 1.4, Modell 2 und Modell 3. Das ENSI hat sich auf die Modelle 1.4 und 3 konzentriert. Modell 1.4 (Abbildung 35) ist ein eindimensionales Modell, das bereits in BenVaSim I verwendet wurde. Es wurde gemäss der unteren Figur in Abbildung 35 vereinfacht. Die Modelle 2 und 3 sind zweidimensional. Die drei Modelle beinhalten verschiedene Rechenfälle und berücksichtigen eine Vielzahl von kombinierten Prozessen, wie thermohydraulische (TH), thermomechanische (TM), hydromechanische (HM), thermohydromechanische (THM), hydromechanische im Zweiphasenfluss (H^2M), thermohydromechanische im Zweiphasenfluss (TH^2M) und thermohydraulische Prozesse im Zweiphasenfluss (TH^2).

Das ENSI entschied sich während der Vorbereitung und der Prüfung des Rahmenbewilligungsgesuchs der Nagra, die numerische Modellierung im Rahmen von BenVaSim extern zu vergeben. Das ENSI beteiligt sich an den technischen Diskussionen. Das NGI (Norwegian Geotechnical Institute) unterstützt seit August 2024 das ENSI mit der Modellierung der oben erwähnten numerischen Modelle 1.4 und 3 im Rechenprogramm COMSOL. Im Jahr 2025 wurden zwölf BenVaSim-Sitzungen von der Technischen Universität (TU) Clausthal organisiert, in denen der Fortschritt beim Benchmark präsentiert wurde, insbesondere bezüglich der verschiedenen Szenarien der Modelle 1.4, 2 und 3.

Im Jahr 2025 hat das NGI die Resultate von Modell 3 (3.1, 3.2 und 3.3) verfeinert und vor allem auf Modell 1.4 konzentriert. Alle Szenarien von Modell 1.4 wurden vom NGI modelliert. Modell 1.4 beinhaltet zwei zeitabhängige, linear vorgegebene Quellterme im Behälter: (i) eine Wärmequelle, deren Heizleistung linear von einem Maximum von 1.5 W bei t = 0 Jahren bis auf 0 W bei t = 10'000 Jahren abnimmt (anschliessend kein Wärmeeintrag mehr), und (ii) eine Gasquelle mit einer maximalen Gasgenerationsrate von 10^{-9} kg/s, die linear zwischen t = 5000 Jahren und t = 10'000 Jahren ansteigt und linear bis t = 15'000 Jahren wieder abnimmt. Diese zeitliche Vorgabe steuert den charakteristischen Verlauf der berechneten Grössen und erklärt insbesondere die markanten Änderungen um 10'000 Jahre.

In Abbildung 36 und Abbildung 37 werden beispielhaft Vergleichsresultate für Modell 1.4, Szenario TH^2M, an einem Punkt in 15 m Distanz dargestellt; die vom NGI für das ENSI berechneten Resultate sind jeweils rot markiert. Abbildung 36 zeigt den zeitlichen Verlauf des Porengasdrucks am Punkt auf der rechten Seite. Nach einer anfänglichen Plateauphase (≈ 4 MPa) folgt ein erster Druckanstieg auf etwa 6–7 MPa, anschliessend eine Entlastungsphase bis nahe 0 MPa sowie ein zweiter ausgeprägter Peak um

Teilnehmende im Forschungsprojekt BenVaSim II	Verwendetes Rechenprogramm
Technische Universität (TU) Clausthal (Projektleitung)	FTK 4.0 (FLAC3D 7.0 + TOUGH3)
Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR)	OpenGeoSys
Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE)	PFLOTRAN
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)	Code Bright
Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL)	FLAC3D-TOUGH2
Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI	COMSOL

Tabelle 3: Teilnehmende am Projekt BenVaSim II.

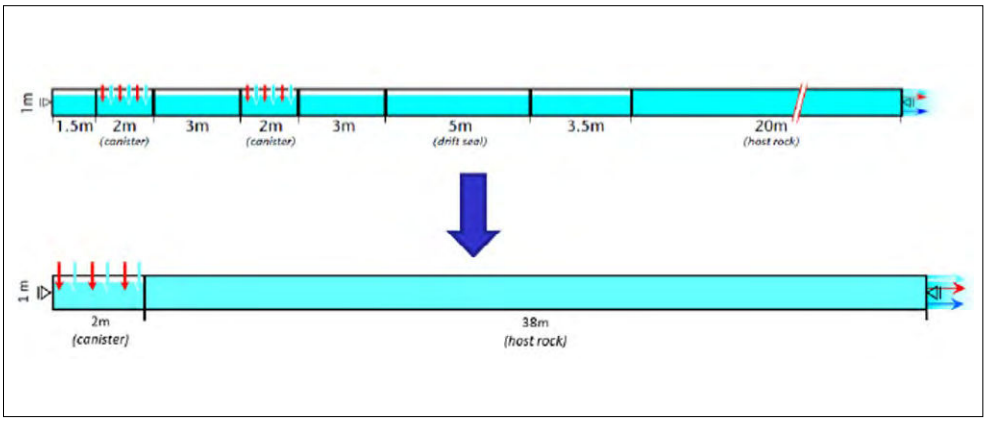


Abbildung 35: Modell 1.4 des BenVaSim-II-Benchmarks. Das ursprüngliche Modell im oberen Teil besteht aus zwei Behälterbereichen, einem Streckenverschluss und dem Wirtgestein. Das vereinfachte Modell im unteren Teil besteht aus einem Behälterbereich und einem Wirtgestein. Die Anfangs- und Randbedingungen sind in beiden Modellen gleich. Die unbeschrifteten Abschnitte im oberen Teil stellen die Verfüllung dar. (Bild: BenVaSim-Projekt)

ca. 10'000 Jahre (bis etwa 15 MPa). Der erste Anstieg ist vor allem durch den Wärmeeintrag (thermisch-hydraulische Kopplung) geprägt; die spätere ausgeprägte Spitze steht im Zusammenhang mit der Gasproduktion und dem dadurch erhöhten Gasdruck, bevor nach dem Abklingen der Quelle eine Druckrelaxation einsetzt. Die NGI-Kurve liegt dabei insgesamt im Bereich der übrigen Teams. Abbildung 37 zeigt für denselben Punkt den Temperaturverlauf mit einer Erwärmung von ca. 25 °C auf rund 43 °C (Maximum um ca. 100 Jahre) und anschliessender Abkühlung zurück auf ca. 25 °C ab etwa 10'000 Jahren; dies reflektiert den zeitlich begrenzten Wärmeeintrag und die anschliessende Wärmeableitung in das umgebende Gestein. Die Resultate stimmen nahezu überein.

Mit diesen Ergebnissen der Modelle 3.1, 3.2 und 1.4 wurden die ENSI-Projektziele für das Jahr 2025 erfüllt. Aus der Perspektive des Projekts verläuft das Vorhaben gut, da verschiedene Resultate für die Modelle 1.4, 2 und 3 präsentiert wurden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt BenVaSim II hat zwei Jahre hinter sich und es wurden gute Resultate erzielt. Die Vorgehensweise ähnelt der von BenVaSim I und basiert auf technisch einfach zu implementierenden Modellen, die es ermöglichen, sich auf die physikalischen Prozesse zu konzentrieren. Aus Sicht des ENSI ist diese Herangehensweise geeignet, um Simulationswerkzeuge zu vergleichen und gegebenenfalls zu verifizieren. Dadurch werden in Zukunft mehrere voneinander unabhängige Simulatoren verfügbar sein, die in ihrer grundlegenden Funktionalität verifiziert sind und zur Analyse der gekoppelten mechanischen und hydraulischen Prozesse in Tongesteinen eingesetzt werden können. Diese Weiterentwicklung wird die Beurteilung der Prozesse in Tiefenlagern stärken. Solche verifizierten Simulatoren werden daher in Etappe 3 des Sachplans für geologische Tiefenlager eingesetzt. Sie ermöglichen zuverlässige modelltheoretische Untersuchungen im Rahmen standortbezogener Tiefenlagersystem-Analysen zur Überprüfung von Gesuchen der Nagra.

Für das ENSI bieten diese Benchmarks, die auf technisch einfach zu implementierenden Modellen basieren, zudem eine gute Gelegenheit, die selbst verwendeten Rechenwerkzeuge im Hinblick auf thermohydromechanische Modellierungen mit anderen Teilnehmenden zu vergleichen. Dadurch erweitert das ENSI seine interne Fachkompetenz.

Ausblick

Als nächste Schritte sind die Finalisierung der Rechenfälle zu Modell 3 (insbesondere 3.4 und 3.5) sowie die Erarbeitung und Konsolidierung der finalen Resultate für alle Rechenfälle vorgesehen. Der BenVaSim-II-Abschlussbericht ist bis Ende Juli 2026 vorgesehen. Das NGI wird das ENSI während dieser finalen Phase unterstützen.

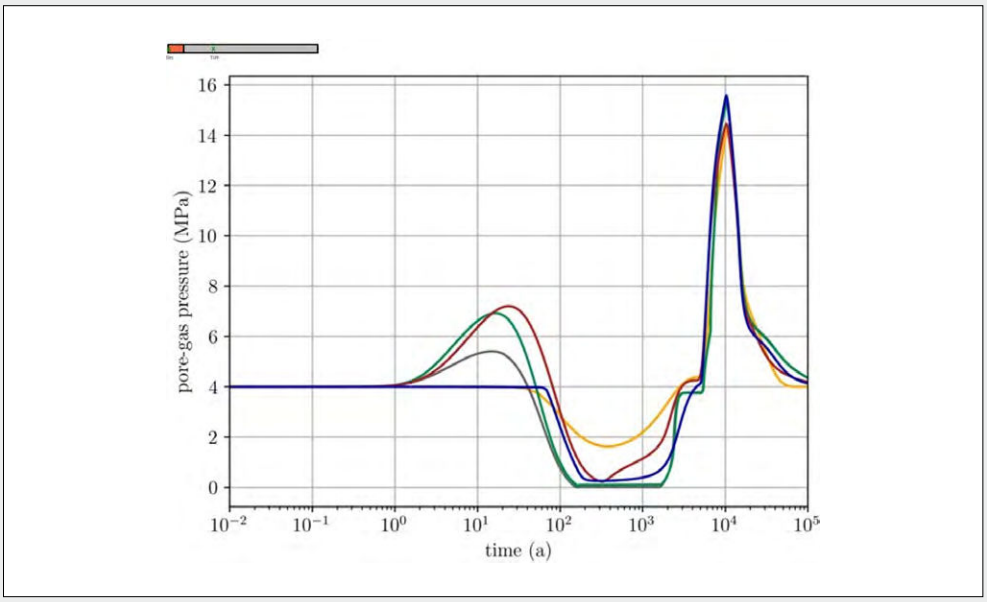


Abbildung 36: Resultate des Porengasdruckverlaufs (MPa) in Abhängigkeit der Zeit (logarithmische Skala) für Modell 1.4, Szenario TH²M, an einem Punkt in 15 m Distanz. Die vom NGI für das ENSI berechneten Resultate sind in rot dargestellt und liegen im Allgemeinen im Bereich der übrigen Resultate. Der Verlauf spiegelt die im Text beschriebenen zeitabhängigen Quellterme wider: ein früher Druckanstieg infolge des Wärmeeintrags sowie eine ausgeprägte Druckspitze im Zeitraum der Gasproduktion mit anschliessender Relaxation. (Bild: BenVaSim-Projekt)

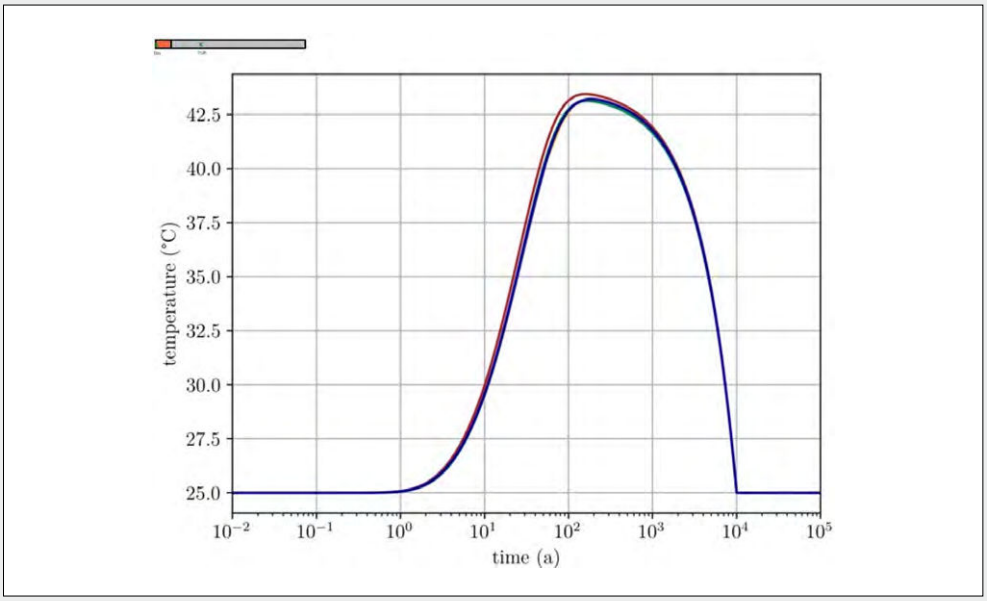


Abbildung 37: Resultate des Temperaturverlaufs (°C) in Abhängigkeit der Zeit (logarithmische Skala) für Modell 1.4, Szenario TH²M, an einem Punkt in 15 m Distanz. Die vom NGI für das ENSI berechneten Resultate sind in rot dargestellt und stimmen im Allgemeinen gut mit den übrigen Resultaten überein. Der Verlauf wird im Wesentlichen durch den im Text beschriebenen zeitabhängigen Wärmeeintrag bestimmt: Erwärmung bis zum Maximum und anschliessende Abkühlung infolge Wärmeleitung in das umgebende Gestein. (Bild: BenVaSim-Projekt)

1.7.13 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)
ENSI-Projektbegleitung: Bastian Graupner

Einleitung

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Radioactive Waste Management Committee (RWMC) sind über 20 Länder vertreten, in dem unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung. Sie 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 sowohl im RWMC als auch an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanten und Forschungsinstitutionen aus 17 (IGSC) beziehungsweise 11 Ländern (Clay Club) vertreten sind.

Ziel des Clay-Clubs ist es, den internationalen Stand der Forschung in Tongesteinen 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 (unter anderem Felslabors) in den verschiedenen Ländern. Der Clay Club unterstützt im Rahmen seiner Tätigkeit gezielt Forschungsarbeiten, mit denen offene Fragen zu grundlegenden Aspekten des Sicherheitsnachweises in Tongesteinsformationen angegangen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht zum Forschungsprojekt CLAYWAT (Binding state and mobility of WATer in CLAY-rich media) wurde durch die NEA im Juli 2025 veröffentlicht und steht zum Herunterladen auf ihrer Website zur Verfügung. Mit dem Projekt ClayWat wurden verschiedene Methoden zur Charakterisierung der Porenraumarchitektur und zur Bestimmung der Interaktion von Wassermolekülen mit der Tonoberfläche angewendet und deren Ergebnisse für die 12 verschiedenen Tonsteinformationen verglichen. Ein Ergebnis ist, dass die Porosität am einfachsten über den Wasserverlust durch die Probenerhitzung ermittelt werden kann. Dabei ist zu beachten, dass bei erhöhten Temperaturen neben der Verdampfung des Wassers auch Oxidationsreaktionen (zum Beispiel Pyrit) und die Verflüchtigung organischer Stoffe eine Rolle spielt. Ausserdem hat sich die cryo-NMR-Methode (Kernspinresonanz-Spektroskopie an gefrorenen Proben) als sehr geeignet für die Ermittlung der Porengrössenverteilung erwiesen. Im Vergleich zu den ebenfalls angewendeten Methoden wie H_2O Isotherme oder Quecksilber-Intrusion liegt der Vorteil der cryo-NMR darin, dass keine Trocknung der Proben notwendig ist, so dass Artefakte wie Risse, die zu einer Verfälschung der Porengrössenverteilung führen würden, vermieden werden können.

Im Projekt «Untersuchung von Druckanomalien in Tongesteinen» wurde die Bohrung Stadel-3 (Schweiz) mit den gemessenen Daten des Porenwasserdrucks im Opalinuston genauer untersucht. Ausserdem wurden Modellierungen für den Boom Clay (Belgien) durchgeführt, um abzuschätzen, wie lang die Formation Druckveränderungen verzögern kann. Dieses Jahr werden die Daten weiterer Formationen analysiert.

Vom 15. bis 16. Oktober 2025 fand das Jahrestreffen des Clay Clubs in Belgien statt. Dabei wurden detaillierte Informationen über

die Eigenschaften des Boom Clays und das Untersuchungsprogramm bereitgestellt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Der Clay Club der 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. Ausserdem liefern die Forschungsprojekte des Clay Clubs Ergebnisse, die über die nationalen Forschungsprogramme hinausgehen und den Vergleich zwischen den verschiedenen Tongesteinsformationen erlauben. Damit stellen diese eine wichtige Ergänzung zu den nationalen Forschungsprojekten dar.

Ausblick

Im Jahr 2026 wird das Projekt zu Druckanomalien in Tongesteinen ein bestimmendes Thema für den Clay Club sein.

1.7.14 ICDP DOVE – Drilling Overdeepened Alpine Valleys

Projektpartner: Forschungsgemeinschaft International Continental Scientific Drilling Program –Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE)
ENSI-Projektbegleitung: Andreas Dehnert

Einleitung

Alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eis- und Warmzeiten 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 Eisvorstössen ersetzt worden (Preusser et al. 2011; Doppler et al. 2011). Während der Vorstösse wurden die Täler im nördlichen Alpenvorland zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder mit Lockersedimenten aufgefüllt. Um die Dynamik der glazialen Erosion verstehen und genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein. Glaziale Übertiefungen (übertiefte Täler oder Becken, glaziale Tröge, overdeepened valleys) finden sich in allen drei Standortgebieten oder angrenzend daran. Glaziale Übertiefungen sind erosiv geschaffene Hohlformen, die unter die lokale fluviatile Erosionsbasis greifen. Ihre Entstehung wird nach heutigen Erkenntnissen im Wesentlichen auf die Einwirkung von unter hohem Druck stehenden subglazialen Schmelzwässern auf den von Gletschern überfahrenen Untergrund zurückgeführt. Die nach dem Rückzug der abschmelzenden Gletscherzungen freiwerdenden Täler, Becken und Tröge werden mit Schmelzwasser geflutet und formen Seen, die nach und nach mit Sedimenten aufgefüllt werden. Sofern inzwischen vollständig verfüllt, sind sie in der heutigen Landschaft häufig nicht zu erkennen. Bei erneuten Gletschervorstössen können die Sedimente wieder ausgeräumt werden. Anhand von Befunden aus Bohrungen ist aber bekannt, dass diese Ausräumung nicht immer vollständig ist, das heisst, ältere Sedimente können als Zeugen der früheren Vorstösse erhalten bleiben.

Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist es mitentscheidend zu wissen, wie zukünftige Gletschervorstösse den Untergrund verändern werden. Die in den glazial übertieften Tälern erhaltenen Sedimente können dazu verwendet werden, die geologische Vergangenheit zu rekonstruieren und Vorhersagen für die zukünftige Vereisungs- und Landschaftsgeschichte zu entwickeln. Hierzu sind nicht nur Übertiefungen in unmittelbarer Standortnähe von Bedeutung, sondern auch aus dem gesamten Alpenraum. Das Projekt Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) hat in einer ersten Projektphase sechs glaziale Übertiefungen auf der Alpennordseite untersucht, mit dem Ziel, neue Erkenntnisse zu gewinnen über:

- die Ausdehnung und die zeitliche Abfolge von vergangenen Vorlandvergletscherungen,
- den Einfluss atmosphärischer Zirkulationsmuster und
- den Entstehungsprozess von glazialen Übertiefungen.

Das DOVE-Projekt wird von einem internationalen Forschungsteam mit Unterstützung des International Continental Scientific Drilling Program (ICDP; www.icdp-online.org) als Dachorganisation umgesetzt. Das Projekt ist in seiner Multidisziplinarität der Untersuchungsmethoden und seinem länderübergreifenden Untersuchungsgebiet einmalig. Weiterführende Informationen können der Projekt-Website www.dove-icdp.eu entnommen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektphase 1 wurde von den Forschenden im Berichtsjahr zum überwiegenden Teil abgeschlossen. Sie umfasst die Analysen von sechs Bohrstellen, nämlich Tannwald (D), Basadingen (CH), Schäftlarn (D), Freilassing/Neusillersdorf (D), Bad Aussee (A) und Gaisbeuren (D). Diese zielen auf die sedimentäre Auffüllung von glazial überprägten Trögen entlang des nördlichen Alpenbogens ab. Das verfügbare Bohrkernmaterial umfasst insgesamt rund 1750 m eiszeitliche Lockersedimente und 40 m darunter liegenden Felsuntergrund. Details zu den Lokalitäten finden sich im Bericht des Vorjahres.

Alle Kerne der Phase 1 konnten in glaziale Abfolgen verschiedener Hierarchien unterteilt werden, die jeweils einen Gletschervorstoss und -rückzug darstellen. Die Identifizierung dieser Sequenzen in den Bohrkernen hängt von der Erkennung von Eisrandsedimenten (ice-contact sediments) und von indirekten Beweisen für Gletscherüberschiebungen ab. Von den Forschenden wurde erfolgreich eine neue Methode auf Basis der Computertomographie und von automatisierten Bilderkennungsverfahren entwickelt und angewendet (Schuster et al. 2025).

Die Lumineszenzdatierung von schlecht gebleichten Sedimenten ist eine Herausforderung (Mueller et al. 2024). Durch unvollständige Bleichung wird das vor der Ablagerung bereits angereicherte Lumineszenzsignal nicht vollständig gelöscht, was zur Überschätzung des wahren Ablagerungsalters führt. Man könnte sagen, die Stoppuhr wird nicht auf null zurückgestellt. In Anbetracht des erwarteten Altersbereichs im DOVE-Projekt wurden auch kaliumreiche Feldspäte verwendet. Diese weisen jedoch häufig einen langsamen Signalverlust (fading) auf, was eine Unterschätzung des Ablagerungsalters zur Folge hat. Um diese beiden Phänomene adäquat korrigieren zu können, wurde von den Forschenden eine komplexe Messprozedur an einzelnen Feldspatkörnern entwickelt. Nach ausgiebigen Tests und Kontrollmessungen am Bohrkern «Freilassing/Neusillersdorf» (Firla et al. 2024) wurde die Methodik auf die verbleibenden fünf Standorte übertragen. Details zu den aufwändigen Lumineszenz-Untersuchungen finden sich in Firla (2025). Eine weitere Veröffentlichung in einer wissenschaftlichen Fachzeitschrift ist für das Jahr 2026 vorgesehen (Firla et al. in Vorb.).

Neben den Lumineszenzdatierungen wurde im Projekt auch die Datierung mit kosmogenen Radionukliden angewandt. Trotz grosser Anstrengungen seitens der Forschenden an der Universität für Bodenkultur Wien konnten keine Altersinformationen gewonnen werden. Die Konzentrationen der untersuchten Radionuklide ^{10}Be und ^{26}Al waren im Allgemeinen sehr niedrig, teilweise im Bereich des Laborhintergrundwertes. Insbesondere sandiges Material wies nur sehr geringe Nuklidkonzentrationen auf. Die niedrigen Konzentrationen werden von den Forschenden als Ergebnis hoher Abtragungsraten oder subglazialer Sedimentproduktion mit Einarbeitung grosser Mengen erodierten Felsuntergrunds gedeutet.

Pollenanalysen und (U-Th)/He-Datierungen an feinkörnigen Sedimenten, welche in der Nordschweiz zuvor erfolgreich angewandt wurden (Dehnert et al. 2012; Tomonaga et al. 2025), erlaubten keine verwertbaren

Schlussfolgerungen. Die ausgewählten Pollenproben wiesen einen überraschend geringen Gesamtpollengehalt auf. Die wenigen identifizierbaren Palynomorphen (kleine organische Partikel) deuten auf voreiszeitliche Alter (neogen bis mesozoisch) und damit auf intensive Einarbeitung von erodiertem Molasse-Felsuntergrund. Während die Probenahme und die ^{4}He-Messungen erfolgreich waren, war es nicht möglich, Kernsegmente zu identifizieren, welche ausschliesslich auf eine am Ort erfolgte Helium-Produktion schliessen lassen. Die Isotopenprofile deuten auf eine Mischung aus Produktion am Ort und ^{4}He-Emission aus dem Felsgestein hin. Unter diesen Randbedingungen war es den Forschenden nicht möglich, Alterseinstufungen für die Sedimente abzuleiten.

Wie eingangs erwähnt, ist von mehr als einem Dutzend Eisvorstössen in das nördliche Alpenvorland auszugehen (Preusser et al. 2011; Doppler et al. 2011). Mit Phase 1 des Forschungsprojekts DOVE wurden nun erstmals sechs markante glaziale Übertiefungen mit denselben Methoden und Verfahren systematisch analysiert. Aufgrund der seit 2021 gewonnenen Einblicke kommen die Forschenden zur Schlussfolgerung, dass die meisten Sedimente im marinen Isotopenstadium 6 (MIS 6) abgelagert wurden, welches gleichbedeutend mit der vorletzten Eiszeit vor rund 190'000 bis 130'000 Jahren vor heute ist. Dies deutet auf einen starken Erosions- und Ablagerungsimpuls während dieser Eiszeit mit zwei bis drei separaten Eisvorstössen hin. Einige Übertiefungen enthalten ältere Sequenzen (MIS 8; etwa 300'000 bis 240'000 Jahre vor heute). Die Vorstösse des MIS 6 haben somit möglicherweise bereits bestehende, von älteren Vergletscherungen gebildete Becken erneut (teilweise) ausgeräumt. Die Erosions- und Auffüllungsmuster während der letzten Eiszeit, dem MIS 2, unterscheiden sich dagegen deutlich von denen des MIS 6 und älterer Gletscherzyklen, da viele Übertiefungen seit dem letzten Gletschermaximum im MIS 2 vor rund 20'000 Jahren ungefüllt blieben und heute noch Seen enthalten. Dies deutet auf einen geringeren Sedimentfluss seitdem hin und unterstreicht die Intensität des MIS 6, das offenbar eine Schlüsselrolle bei der Landschaftsentwicklung am Nordrand der Alpen spielte.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Ermittlung der Art und Weise sowie des Zeitpunkts der Ausräumung der übertieften Täler ist, zusammen mit der Datierung der Deckenschotter, ein zentrales Thema der Forschung zur Landschaftsentwicklung im frühen und mittleren Pleistozän (Eiszeitalter). Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist die mögliche Tiefenerosion durch Gletscher ein wichtiger Parameter. Wann die zum Teil bis unter Meeresniveau reichenden Übertiefungen im nördlichen Alpenvorland entstanden sind, insbesondere wann und wie oft diese später ausgeräumt und teils weiter vertieft wurden, war bislang nicht systematisch bekannt. Das DOVE-Projekt konnte zeigen, dass das nördliche Alpenvorland durch glaziale Tiefenerosion insbesondere während der vorletzten Eiszeit (MIS 6) markant geprägt wurde.

Die erreichten Ergebnisse des Forschungsprojekts sind für das ENSI essenziell für das Verständnis der Tiefenerosion von Gletschern, für deren Quantifizierung, sowie für die quartäre Landschaftsdynamik. Sie fliessen in die Beurteilung des Standortvergleichs im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein. Neben den für das ENSI wichtigen Fragestellungen hat das Projekt ICDP DOVE auch einen hohen Stellenwert für die internationale Quartärforschung (Weiterentwicklung des Stands von Wissenschaft und Technik).

Die erste Phase des ICDP DOVE-Projekts hat glaziale Übertiefungen auf der Alpennordseite untersucht. Mit Ausnahme der nachträglich ins Projekt aufgenommenen Gaisbeuren-Bohrung sind die Arbeiten zu Phase 1 abgeschlossen. Der Grossteil der Forschungsarbeiten wurde von jungen Wissenschaftlern und Wissenschaftlerinnen ausgeführt. Im Rahmen des Projekts konnten im Berichtsjahr Sebastian Schaller (Universität

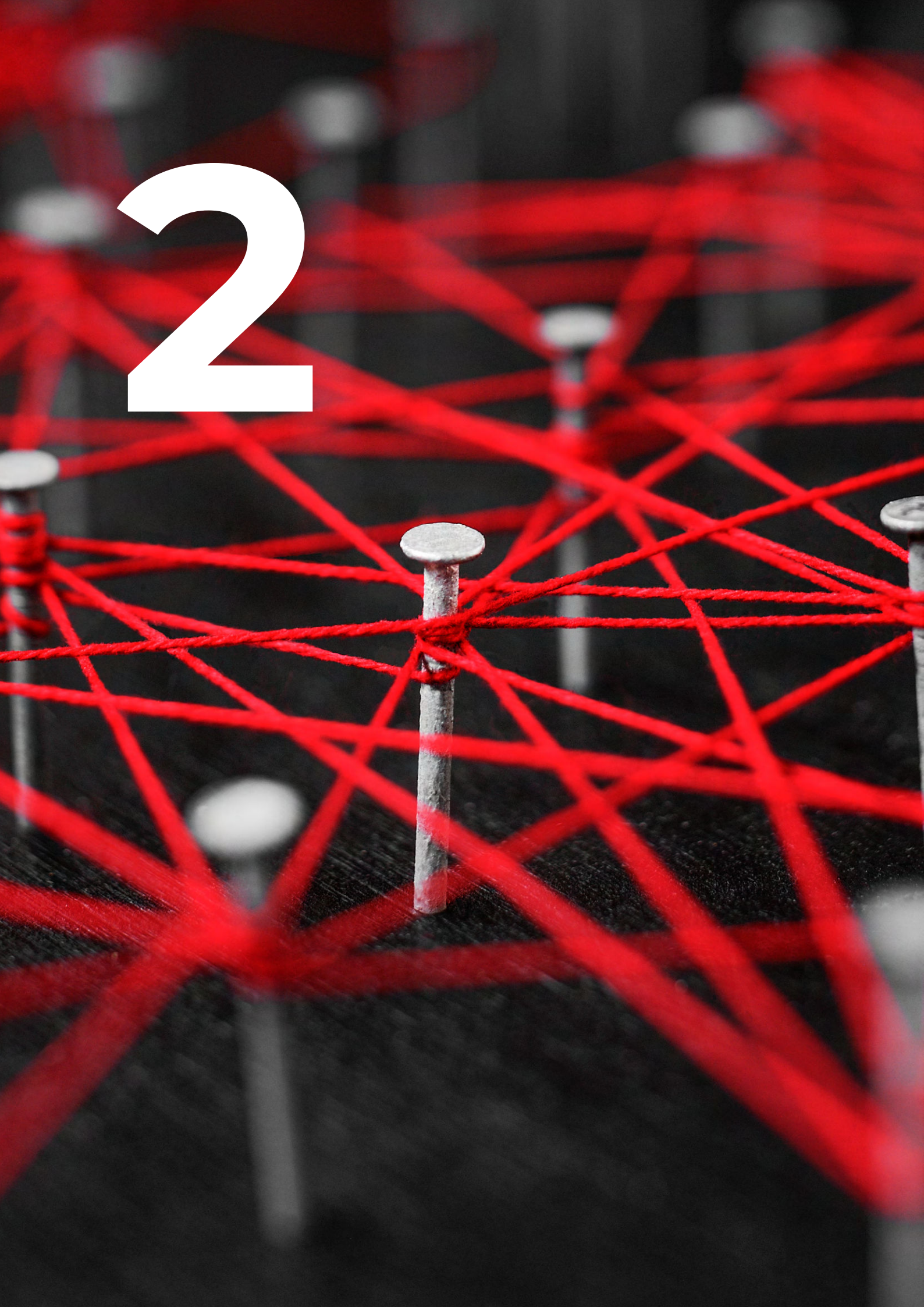
Bern), Bennet Schuster (Universität Freiburg im Br.), Sahra Beraus (Leibniz Universität Hannover) und Gustav Fira (Universität für Bodenkunde Wien) ihre Promotionsarbeiten erfolgreich abschliessen.

Ausblick

Im März 2025 wurde mit einem Treffen aller Projektpartner in Bovec (Slowenien) die zweite Projektphase weiter konkretisiert, die sich auf glaziale Übertiefungen der Alpensüdseite beschränken wird. Zusammen mit den wissenschaftlichen Kollegen und Partnern aus Frankreich, Italien und Slowenien wurden die Lokationen Les Burettes, und Sainte-Hélène-du-Lac (Frankreich), Garda (Italien) und Bovec (Slowenien) ausgewählt. Eine Beschreibung der Phase-2 wurde dem ICDP-Programm zur Prüfung vorgelegt und im Juni 2025 gutgeheissen. Dies bedeutet, dass vermutlich Ende 2026 mit einer Bohrung am südlichen Ende des Gardasees die systematischen Untersuchungen glazialer Übertiefungen auf der Südseite der Alpen gestartet werden können. Die Ergebnisse der Abschlussarbeiten der Phase 1 sowie Planungsdetails der Phase 2 werden im März 2026 an einem Projekttreffen in Pont-en-Royans (Frankreich) vorgestellt respektive weiter ausgearbeitet.

Zitierte Literatur

- Dehnert, A., Lowick, S. E., Preusser, F., Anselmetti, F., Drescher-Schneider, R., Graf, H. R., Heller, F., Horstmeyer, H., Kemna, H. A., Nowaczyk, N. R., Züger, A., Furrer, H. (2012): Evolution of an overdeepened trough in the northern Alpine Foreland at Niederweningen, Switzerland. Quaternary Science Reviews 34, S. 127–145.
- Doppler, G., Kroemer, E., Rögner, K., Wallner, J., Jerz, H., Grottenthaler, W. (2011): Quaternary Stratigraphy of Southern Bavaria. E&G Quaternary Science Journal 60, 2/3, S. 329–365.
- Firla, G. (2025): The infill chronology of overdeepened basins on the northern side of the European Alps, Dissertation, Universität für Bodenkultur, Wien, Institut für Angewandte Geologie.
- Firla, G., Lüthgens, C., Neuhuber, S., Schmalfuss, C., Kroemer, E., Preusser, F., Fiebig, M. (2024): Analyzing complex single grain feldspar equivalent dose distributions for luminescence dating of glacially derived sediments. Quaternary Geochronology 85, S. 101627.
- Firla, G., Schaller, S., Schuster, B., Gegg, L., Anselmetti, F. S., Preusser, F., Fiebig, M., Lüthgens, C. (in Vorb.): Penultimate glaciation as key driver of overdeepened glacial landscape shaping along the northern forland of the European Alps.
- Mueller, D., Gegg, L., Fülling, A., Buechi, M. W., Deplazes, G., Preusser, F. (2024): Luminescence dating of glacially sourced deposits from northern Switzerland: Comparing multigrain aliquots and single grains of quartz and feldspar. Quaternary Geochronology 82, S. 101551.
- Preusser, F., Graf, H. R., Keller, O., Krayss, E., Schlüchter, C. (2011): Quaternary glaciation history of northern Switzerland. E&G Quaternary Science Journal 60, 2–3, S. 282–305.
- Schuster, B., Mair, D., Schmid, T. C., Gegg, L., Buechi, M. W., Schaller, S. Anselmetti, F. S., Preusser, F. (2025): Automated X-ray computed tomography-based analysis of clast fabric in drill-cores of glacial diamicts using deep learning models. Boreas, Artikel bor.70023.
- Tomonaga, Y., Buechi, M. W., Deplazes, G., Kipfer, R. (2025): First dating of an early Chibanian (Middle Pleistocene) glacial overdeepening in the Alpine Foreland using the 4He/U-Th method. In: Geology 53, 1, S. 40–44.



2

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 den internationalen Partnern im Gegenzug Betriebserfahrungen aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrungen.

Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) mit Sitz in Wien und die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) mit Sitz in Paris.

- Das internationale System zum Austausch von Betriebserfahrungen IRS (Incident Reporting System) sammelt weltweit Berichte über 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 siebenstufige internationale Ereignisskala INES (International Nuclear and Radiological Event Scale) wurde zur Einstufung jeder Art von radiologischen Ereignissen erstellt und dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit.

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 INES-Stufe 2 zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits veröffentlicht aktuelle Meldungen über ihre News-Website (www-news.iaea.org/).

Im Kalenderjahr 2025 wurden der IAEA drei Vorkommnisse der INES-Stufe 0 (Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung), ein Vorkommnis der INES-Stufe 1 (Anomalie), sechs Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und fünf Vorkommnisse der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Von diesen fünfzehn Vorkommnissen ereigneten sich vier Vorkommnisse (zweimal INES 0 und zweimal INES 2) je in einem Kernkraftwerk. Die weiteren der IAEA gemeldeten Vorkommnisse traten in anderen Anlagen, während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transports radioaktiver Quellen auf.

Im Jahr 2008 wurde das European Clearinghouse on Nuclear Power Plants Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten (https://joint-research-centre.ec.europa.eu/scientific-activities-z/clearinghouse_en) gegründet. Die Schweiz ist ebenfalls Mitglied. 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 (siehe auch Kapitel 3):

- Working Group on Policy and Licensing (WGPL)
- Working Group on Leadership and Safety Culture (WGLSC)
- Working Group on New Technologies (WGNT)
- Working Group on Reactor Oversight (WGRO)
- Working Group on Supply Chain (WGSUP)
- Expert Group on Operating Experience (EGOE)

Zusätzliche wichtige Hinweise liefern auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesell-

Bild: iStock/francis-black

schaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Deutschland. Im Jahr 2025 wurden von der GRS drei Weiterleitungsnachrichten zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken in Deutschland mit Empfehlungen veröffentlicht. Diese betrafen Brände durch Heiss- und Seilsägearbeiten bei Rückbauarbeiten, das Herbeiführen eines nicht der Sicherheitsspezifikation entsprechenden Anlagenzustands aufgrund von Freischaltungen sowie das Driften von Lastmessbolzen an Zwischenlagerkranen.

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

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Interne Fachspezialistinnen und Fachspezialisten werten diese Meldungen aus. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, fordert das ENSI die Betreiber der Kernanlagen auf, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

Im Jahr 2025 wurden – wie oben bereits angeführt – weltweit zwei INES-2-Vorkommnis-Meldungen in Kernkraftwerken (KKW) an die IAEA gemeldet. Betroffen waren die KKW Cattenom-3 und Gravelines-1 in Frankreich. Beide Vorkommnismeldungen haben ihre Ursache in erhöhten Einzeldosen, die bei Arbeiten in der kontrollierten Zone akkumuliert wurden. Aus den Vorkommnissen resultieren keine neuen Erkenntnisse respektive erforderlichen Massnahmen für die Schweizer KKW.

3

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der kontinuierlichen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung in der Schweiz und weltweit sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht. Das ENSI setzt sich damit auch auf internationaler Ebene für hohe Sicherheitsstandards ein.

Die Strategie Internationales aus dem Jahr 2024 definiert den Umfang des internationalen Engagements des ENSI, die zu bearbeitenden Themen und die zu erzielende Wirkung. Das Hauptanliegen der internationalen Zusammenarbeit des ENSI besteht in einer ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie einer Stärkung der Nuklearaufsicht in der Schweiz. Dies wird durch aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch, durch internationale Überprüfungsmissionen und die Unterstützung anderer Bundesorgane erreicht. Zudem sollen die internationalen Tätigkeiten des ENSI auf die kontinuierliche Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung und Unabhängigkeit der nuklearen Aufsicht auf globaler Ebene einwirken. Das ENSI positioniert sich dabei als zuverlässiger, kompetenter und richtungsweisender Akteur.

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) arbeitet 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, sind es über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Zudem nehmen ENSI-Expertinnen und -Experten an internationalen Symposien teil und empfangen am ENSI-Sitz in Brugg Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen. Für verschiedene Gremien führt das ENSI periodisch auch Veranstaltungen in der Schweiz durch.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf die Artikel 87 und 104 des Kernenergiegesetzes (KEG) und Artikel 2 Absatz 2 des ENSI-Gesetzes (ENSIG). Die bilaterale und multilaterale Zusammenarbeit ist in Staatsverträgen geregelt (SR 0.732).

Der internationalen Zusammenarbeit des ENSI liegen auch verschiedene internationale Übereinkommen zugrunde, welche die Schweiz ratifiziert hat. Zu diesen gehören:

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety),
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management),
- OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks,
- das geänderte Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials and its 2005 Amendment),
- Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context, bekannt als Espoo Convention),
- 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 internationalen Diskussionen im Jahr 2025 zur nuklearen Sicherheit waren stark von geopolitischen Entwicklungen geprägt.

Bild: iStock/kertlis

Insbesondere der anhaltende Krieg in der Ukraine rückte Fragen der Sicherheit nuklearer Anlagen in Konfliktgebieten sowie der Aufrechterhaltung des Völkerrechts in den Fokus. Diese Entwicklungen verdeutlichten, dass nukleare Sicherheit zunehmend untrennbar mit geopolitischer Stabilität, internationalem Recht und multilateraler Zusammenarbeit verbunden ist. Darüber hinaus nahmen auf internationaler Ebene Diskussionen über die Entwicklung neuer Reaktortechnologien und die Fortschritte beim Bau von geologischen Tiefenlager einen breiten Raum ein. Ein Schwerpunkt des Jahres 2025 war für das ENSI die Verabschiedung einer langfristigen Strategie für die Sicherheitsstandards der IAEA durch die vom ENSI präsidierte IAEA Commission on Safety Standards. Diese Strategie soll sicherstellen, dass die globalen Sicherheitsnormen auch in einer sich rasch wandelnden technologischen und politischen Umgebung relevant und wirksam bleiben.

Nachfolgend sind die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 2025 zusammengefasst.

3.1 Internationale Übereinkommen

Internationale Übereinkommen sind völkerrechtliche Verträge, das heisst Willensübereinstimmungen zwischen mehreren Staaten, in denen sich diese zu einem bestimmten Verhalten verpflichten. Die Schweiz hat verschiedene internationale Übereinkommen unterzeichnet und das ENSI engagiert sich laufend in den entsprechenden Gremien.

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS)

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit CNS (Convention on Nuclear Safety) hat zum Ziel, weltweit einen hohen Standard an nuklearer Sicherheit zu erreichen und aufrechtzuerhalten. Die Sicherheitsvorgaben des Übereinkommens stützen sich auf die IAEA Safety Standards. Die darin enthaltenen Verpflichtungen betreffen unter anderem den Standort, die Auslegung, den Bau, den Betrieb, die finanziellen und menschlichen Ressourcen, die Qualitätssicherung und die Notfallschutzplanung. In Kernkraftwerken sollen wirksame Vorkehrungen gegen mögliche radiologische Gefahren getroffen werden, um Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen.

Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die heute 98 Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze der Konvention umzusetzen und alle drei Jahre einen Staatenbericht zu erstellen. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft. Der gegenseitige Informations- und Erfahrungsaustausch sowie die Publikation der Überprüfungsresultate sollen längerfristig zu einer Angleichung der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke und damit zu einer Verbesserung der nuklearen Sicherheit weltweit führen.

Im Berichtsjahr hat die Schweiz ihren Länderbericht zur Prüfung anlässlich der 10. Überprüfungskonferenz, die im April 2026 in Wien stattfinden wird, eingereicht. In den vergangenen Jahren hat sich die Schweiz aktiv dafür eingesetzt, Massnahmen zur Verbesserung der Effizienz der Überprüfungsprozesse zu erarbeiten und umzusetzen. Neben der Präsentation ihres Länderberichts und der aktiven Teilnahme am Peer-Review-Prozess wird die Schweiz an der 10. Überprüfungskonferenz zudem eine Funktionsträgerin als Vorsitzende einer Ländergruppe stellen.

3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention)

Ziel des 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 aufrechtzuerhalten. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1997 unterzeichnet und 2000 ratifiziert.

Abbildung 1:
Seit 2003 hat die Schweiz an allen Überprüfungskonferenzen der Joint Convention teilgenommen, um ihre Bemühungen im Bereich der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu dokumentieren.
(Bild: Dean Calma, IAEA)

Das Übereinkommen sieht alle drei Jahre eine Überprüfungskonferenz vor. Seit 2003 wurden nunmehr acht solche Konferenzen im regulären Rhythmus durchgeführt. Wie bei der CNS müssen alle 92 Vertragsparteien im Hinblick auf jede Konferenz einen Bericht erstellen, in welchem sie darlegen, wie das Übereinkommen in ihrem Hoheitsgebiet umgesetzt wird. Im Rahmen der Überprüfungskonferenzen werden die Berichte der Vertragsparteien geprüft und diskutiert, die Schlussfolgerungen werden veröffentlicht.
Die 8. Überprüfungskonferenz der Joint Convention fand im März 2025 in Wien statt. Die ausserordentliche Konferenz sowie die organisatorische Konferenz zur Vorbereitung der Überprüfungskonferenz 2025 wurden bereits im März 2024 durchgeführt, noch unter der Leitung des ehemaligen Direktors des ENSI, Hans Wanner.
An der Überprüfungskonferenz präsentierte die Schweiz ihren achten Länderbericht und stellte sich den Fragen zum Stand und Fortschritt bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Als Ergebnis des Peer-Review-Prozesses kamen die Vertragsstaaten zum Schluss, dass die Schweiz die Verpflichtungen der Joint Convention erfüllt. Die Länder beurteilen auch einzelne Aspekte der Sicherheit von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen. Dabei erhielt die Schweiz eine «herausragende Leistung» für ihren Aktionsplan Radium. Dieser befasst sich mit der Untersuchung und Sanierung von potenziellen Altlasten aus der Verwendung von Radiumleuchtfarben in der Uhrenindustrie.
An der Überprüfungskonferenz hat die Schweiz zudem eine Funktionsträgerin gestellt, als Vorsitzende einer Ländergruppe. Diese Funktion hat es dem ENSI ermöglicht, den Peer-Review-Prozess mitzugestalten und die Positionen der Schweiz aktiv einzubringen.

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

Das OSPAR-Übereinkommen – benannt nach den beiden Vorläuferverträgen, der Oslo-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach Ratifizierung durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Dänemark, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Niederlande, Norwegen, Portugal, Spanien, Schweden und die Europäische Union verpflichten sich, die durch menschliche Aktivitäten verursachte Meeresverschmutzung zu bekämpfen. Die Konvention verbietet beispielsweise das Versenken von Abfällen und das Verbrennen von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Radioactive Substances Committee (RSC) von OSPAR. Es befasst sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die

Nordsee und den Nordostatlantik. Ziel von OSPAR im Bereich radioaktiver Stoffe ist es, die künstliche Einleitung von Radioaktivität weiter zu reduzieren und, so weit wie technisch möglich, zu minimieren. Zuletzt wurde auf dem Ministertreffen 2021 eine neue Umweltstrategie für den Nordatlantik 2030 verabschiedet. Das darin formulierte dritte strategische Ziel befasst sich konkret damit, die Verschmutzung der Meeresumwelt durch radioaktive Stoffe zu vermeiden.

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 zum Schutz von friedlich genutztem Kernmaterial während des internationalen Transports abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1987 ratifiziert. Bis heute sind 165 Staaten Vertragsparteien des Übereinkommens und 138 seines Zusatzprotokolls. Das Übereinkommen und sein Zusatzprotokoll (A/CPPNM) vom 8. Mai 2016 dienen der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und zur Bekämpfung des Schmuggels von Kernmaterial. Nach dem A/CPPNM sind alle Unterzeichnerstaaten verpflichtet, ihre Kernanlagen und den innerstaatlichen Transport von Kernmaterial für friedliche Zwecke entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen. Im Berichtsjahr fanden keine Aktivitäten in diesem Rahmen statt.

3.1.5 Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüber-schreitenden Rahmen (Espoo-Konvention)

Das Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention) wurde am 25. Februar 1991 in Espoo (Finnland) unterzeichnet. Für die Schweiz ist die Espoo-Konvention seit dem 10. September 1997 in Kraft. Alle Nachbarstaaten der Schweiz sind der Espoo-Konvention beigetreten.

Die Espoo-Konvention verpflichtet die Ursprungspartei (Staat, in dem ein Vorhaben geplant wird), die Umweltauswirkungen eines Vorhabens auf den Nachbarstaat (betroffene Partei) zu prüfen. Darüber hinaus sieht die Konvention vor, dass die Ursprungspartei die betroffene Partei über alle Vorhaben informiert, die erhebliche nachteilige grenzüberschreitende Umweltauswirkungen haben können. Sie gibt der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit, sich am Verfahren der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) zu beteiligen. Darüber hinaus räumt die Espoo-Konvention der Öffentlichkeit der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit ein, im Rahmen der UVP zum Vorhaben Stellung zu nehmen. Schliesslich sieht die Espoo-Konvention vor, dass die Ursprungspartei bei ihrer Entscheidung auch die Ergebnisse der Konsultationen im Nachbarstaat beziehungsweise in den Nachbarstaaten (betroffene Parteien) berücksichtigt.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

Auch im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung ist ein koordiniertes Vorgehen notwendig, um Probleme anzugehen und gemeinsame Lösungen zu finden. Die Schweiz, vertreten durch das ENSI, ist diesbezüglich in verschiedenen multilateralen Organisationen aktiv.

3.2.1 Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA)

Die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) mit Sitz in Wien fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 180 Mitgliedstaaten. Schwerpunkte ihrer Arbeit sind die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Kontrolle von spaltbarem Kernmaterial. Darüber hinaus fördert die IAEA Forschung und Technologie für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, der Lebensmittelsicherheit, der Landwirtschaft und der Umweltüberwachung. Oberstes Organ der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedstaaten, die in der Regel einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in

Abbildung 2: Im Rahmen der 69. IAEA Generalkonferenz hat Marc Kenzelmann, Direktor des ENSI, an einer Podiumsdiskussion zum Thema geologische Tiefenlager und die Rolle der Aufsichtsbehörden teilgenommen. (Bild: ENSI)

zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B). Das andere politische Entscheidungsgremium ist der Gouverneursrat, der aus 35 Mitgliedern besteht. Der Gouverneursrat tagt fünfmal pro Jahr und ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA zuständig.

Das ENSI war Teil der Schweizer Delegation an der 69. Generalkonferenz der IAEA in Wien. An der Konferenz vom 15. bis 19. September 2025 nahmen gemäss der IAEA mehr als 3100 Personen aus 155 Ländern teil, was einer Verdoppelung innerhalb von vier Jahren entspricht. Die Generalkonferenz hat das Budget 2026 der IAEA sowie ihren Jahresbericht 2024 verabschiedet. Weiter wurde das iranische Atomprogramm sowie der Krieg in der Ukraine besprochen. Die Schweiz setzte sich dafür ein, dass die nukleare Sicherheit und Sicherung in der Ukraine durch die kontinuierliche Präsenz der IAEA an allen fünf Nuklearstandorten gewährleistet bleibt, und fordert sicheren, ungehinderten Zugang für das IAEA-Personal sowie die Einhaltung der «7 Säulen» (The Seven Indispensable Pillars) und «5 Prinzipien» (The Five Concrete Principles) der nuklearen Sicherheit.

Das ENSI nutzte die Möglichkeit, sich mit zahlreichen Aufsichtsbehörden auszutauschen und damit die Sicherheit und Sicherung der Schweizer Kernanlagen zu fördern. Neben den offiziellen Plenardiskussionen und Side-Events der Konferenz tauschte sich die Schweizer Delegation auch in bilateralen Gesprächen aus. Im Berichtsjahr gab es einen Austausch mit den Aufsichtsbehörden von Japan, Spanien, Kanada, Deutschland, Frankreich, den Niederlanden, Polen, Finnland, Belgien, Slowenien, Dänemark und der Türkei.

3.2.1.1 IAEA-Sicherheitsstandards

Das Sicherheitsniveau kerntechnischer Anlagen soll weltweit vergleichbar sein. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Sicherheitsstandards festgelegt (www.iaea.org/resources/safety-standards). Sie spiegeln den Stand von Wissenschaft und Technik wider und werden aktualisiert, wenn neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung vorliegen. Die Sicherheitsstandards umfassen alle Bereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie sind in drei Stufen gegliedert:

- In den 2006 veröffentlichten **Fundamental Safety Principles** werden zehn Grundprinzipien der nuklearen Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» dargelegt.

■ 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** wiederum konkretisieren die Safety Requirements und schlagen Massnahmen und Vorgehensweisen vor, mit denen die Safety Requirements erfüllt werden können. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert.

Abbildung 3: In seiner Funktion als Präsident der Commission on Safety Standards steht Marc Kenzelmann in regelmässigem Austausch mit dem Präsidenten der IAEA, Rafael Grossi, wie hier im März 2025. (Bild: Dean Calma, IAEA)

Die Safety Principles und Requirements werden vom IAEA-Gouverneursrat und die Safety Guides vom IAEA-Generaldirektor verabschiedet. Für die ständige Weiterentwicklung der Safety-Standards ist die Commission on Safety Standards (CSS) zuständig. Die Schweiz ist durch Rosa Sardella, Leiterin des Bereichs Strahlenschutz des ENSI, in den Gremien der CSS vertreten. Im Jahr 2023 wurde ENSI-Direktor Marc Kenzelmann anlässlich eines Treffens mit IAEA-Generaldirektor Rafael Mariano Grossi zum neuen Präsidenten des CSS der IAEA für die Amtsperiode 2024 bis 2027 ernannt. Hauptaufgabe des Gremiums ist die Erarbeitung und Aktualisierung von Sicherheitsstandards für die nukleare und radiologische Sicherheit auf der Basis neuester Erkenntnisse von Wissenschaft und Technik. In Fragen zur nuklearen Sicherheit nimmt die CSS ausserdem eine beratende Rolle gegenüber dem IAEA-Generaldirektor ein.

Im Mai 2025 hat die CSS den sogenannten «Long-term Plan», eine Strategie zur langfristigen Weiterentwicklung der IAEA Safety Standards, einstimmig verabschiedet. Dessen Ziel ist, die weltweit geltenden IAEA Safety Standards auf das sich rasch verändernde Umfeld auszurichten und zukunftsorientiert wirksam zu halten. Der Plan umfasst die Überprüfung der Fundamental Safety Principles, die Optimierung des Erarbeitungs- und Revisionsprozesses der Safety Standards, die Sicherstellung eines ausgewogenen Umgangs mit Technologieneutralität und angemessenem Detailgrad sowie die Eliminierung von Doppelungen. Auch die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen wird gestärkt. Auf dieser Grundlage wird eine Roadmap für die kommenden Jahre entwickelt, die bei der Frühlingssitzung der CSS 2026 vorgestellt werden soll.

Der CSS sind fünf Fachausschüsse angegliedert, die sich aus Expertinnen und Experten der Mitgliedstaaten zusammensetzen und mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten. Dies sind das Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), das Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), das Waste Safety Standards Committee (WASSC, Entsorgung radioaktiver Abfälle), das Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transport nuklearer Güter) und das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist in allen fünf Fachausschüssen vertreten.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Die Anforderungen berücksichtigen auch die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi.

Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll auch im Bereich der Sicherung weltweit auf

einem vergleichbar hohen Niveau sein. Im Bereich Sicherung gibt es die IAEA Nuclear Security Series, 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), in dem auch das ENSI vertreten ist, ist für die Herausgabe und Überprüfung aller Publikationen der Nuclear Security Series verantwortlich.

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. Insgesamt wurden seit 2006 weltweit bereits über 150 Missionen des Integrated Regulatory Review Service (IRRS) durchgeführt. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Artikel 2 Absatz 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es (das ENSI) lässt sich periodisch durch externe Expertinnen und Experten überprüfen, ob es die Anforderungen der IAEA erfüllt.»
IRRS-Missionen dienen der Stärkung der behördlichen Aufsicht und der staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Auf der Grundlage von Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden erstellt das Expertenteam – erfahrene Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörden der IAEA-Mitgliedstaaten – einen Bericht, in dem Verbesserungsmöglichkeiten, aber auch gute Praktiken aufgezeigt werden. Weniger als vier Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das überprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.
Die Schweiz war die erste westliche Aufsichtsbehörde, die bereits 1998 überprüft wurde. Die Empfehlungen dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 haben massgeblich dazu beigetragen, dass das ENSI heute eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Im November 2011 wurde die Schweiz erneut überprüft und im April 2015 fand die Folgemission statt. Die letzte ganzheitliche IRRS-Überprüfungsmission in der Schweiz war im Oktober 2021. Im Berichtsjahr hat die Schweiz bei der IAEA einen Antrag auf Durchführung einer IRRS-Folgemission eingereicht. Dem Antrag wurde stattgegeben und 2027 wird die IAEA die IRRS-Folgemission in der Schweiz durchführen.
Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten und Expertinnen für mehr als 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Mehrere Missionen wurden von Vertreterinnen oder Vertretern des ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch die Teilnahme an internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Im Berichtsjahr haben ENSI-Expertinnen und -Experten an IRRS-Missionen in Spanien, China und Ungarn teilgenommen.

3.2.1.3 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

IPPAS-Missionen (Integrated Physical Protection Advisory Service) 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. Grundsätzlich werden bei einer IPPAS-Mission die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates mit den relevanten internationalen Instrumenten und Veröffentlichungen der IAEA zur nuklearen Sicherung verglichen. Insbesondere werden die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates dem A/CPPNM sowie der sogenannten Nuclear Security Series (NSS) gegenübergestellt. Die NSS bietet internationale Konsensleitlinien zu allen Aspekten der nuklearen Sicherung.
Seit dem Bestehen des Programms (1996) wurden in mehr als 60 Ländern insgesamt über 100 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission findet auf Anfrage eines Mitgliedstaates statt. Die IPPAS-Missionen bestehen aus dem verbindlichen allgemeinen Teil (Review of Nuclear Security Regime for

Nuclear Material and Nuclear Facilities) und fünf wählbaren Themen-Modulen:

1. Nuclear Facility Review
2. Transport Review
3. Security of Radioactive Material
4. Computer Security Review
5. Nuclear Material Accounting and Control

Im Jahr 2023 fand in der Schweiz eine IPPAS-Folgemission statt, die in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und dem Bundesamt für Energie (BFE) organisiert wurde. Zusätzlich wurde in der IPPAS-Mission 2023 der Schutz von radioaktivem Material betrachtet. Sowohl bei der IPPAS-Mission im Jahr 2018 als auch bei der Nachfolgemission im Jahr 2023 kamen die Experten und Expertinnen zum Schluss, dass sich die nukleare Sicherung in der Schweiz auf einem guten Niveau befindet. Im Rahmen der Folgemission wurden neue Empfehlungen, Anregungen und gute Praxis festgestellt. Massnahmenumsetzungspläne befinden sich nun in der Umsetzung.

3.2.1.4 IAEA-Datenbanken

Im Bereich der Kernenergie unterhält die IAEA mehr als 20 Datenbanken über Kernkraftwerke, den Brennstoffkreislauf, die Behandlung radioaktiver Abfälle und andere Themen. Die meisten dieser Datenbanken sind öffentlich zugänglich. Das ENSI arbeitet an zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken mit. Dies sind das Power Reactor Information System (PRIS) und das International Nuclear Information System (INIS).

PRIS besteht seit mehr als 50 Jahren und ist als Informationsquelle für Kernkraftwerke einzigartig. Die Basisdaten über die Kernkraftwerke der Welt werden von diversen Organisationen genutzt, darunter die IAEA, die OECD, die Europäische Kommission, das World Energy Council, das International Centre for Theoretical Physics (ICTP), die European Association for Power and Heat Generation, die World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Die IAEA verwendet die Datensätze von PRIS für die jährlichen Veröffentlichungen «Nuclear Power Reactors in the World», «Country Nuclear Power Profiles» und «Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States».

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System, INIS) wurde 1970 durch die Zusammenführung bereits bestehender Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und des Vereinigten Königreichs, geschaffen. Seitdem wurde die Datenbank ständig erweitert und funktional verbessert. INIS ist frei unter www.iaea.org/resources/databases/inis zugänglich.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Nuclear Energy Agency (NEA) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre 33 Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis von Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsgrundlage dienen. Die Kernkompetenzen der NEA liegen in den Bereichen Reaktorsicherheit, Aufsicht über kerntechnische Anlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und Haftung, wirtschaftliche und gesellschaftliche Fragen sowie Information der Öffentlichkeit. Die NEA fördert eine Vielzahl von Forschungsprojekten auf diesen Gebieten.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit sind zwei Kommissionen tätig. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) befasst sich hauptsächlich mit Fragen der nuklearen Aufsicht und das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen verfügen über eine Reihe von ständigen Arbeitsgruppen und Sondergruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist dies das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH), im Bereich

Stilllegung und Altlastenmanagement das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). Wissenschaftliche Datenbanken unterstützen die Aktivitäten. Die gesamte Organisation wird vom Steering Committee for Nuclear Energy geleitet und überwacht.

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 Jahr 2025 hat das Steering Committee auf seiner Frühjahrssitzung in Paris insbesondere über laufende und geplante Aktivitäten der Agentur gesprochen, darunter die Rolle der NEA bei der Sicherstellung stabiler Lieferketten für medizinische Radioisotope und die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit im Nuklearbereich. Auf der 150. Sitzung im Oktober 2025 wurde zudem die historische Entwicklung der NEA reflektiert und in einer Policy Briefing-Session die Anwendung von fortschrittlichen Recycling- und Behandlungstechnologien für abgebrannte Brennelemente sowie strategische Perspektiven zur Nutzung der Kernenergie und zu Innovationen wie künstlicher Intelligenz erörtert.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) ist ein Forum für Vertreterinnen und Vertreter der Nuklearaufsichtsbehörden. Es tagt zweimal jährlich und diskutiert aktuelle Fragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Daraus leitet der Ausschuss Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft werden.

Es gibt fünf Arbeitsgruppen, in denen auch das ENSI vertreten ist:

- Die Working Group on Policy and Licensing (WGPL) konzentriert sich auf politische und bewilligungsrechtliche Fragen. Es ist ein Gremium für den Erfahrungsaustausch bei der Entscheidungsfindung im Rahmen von Richtlinien, Genehmigungen und Zulassungen. Zur Erfüllung dieser Aufgabe sammelt und analysiert die WGLP Informationen, um anwendbare Methoden und Werkzeuge zu entwickeln.
- Die Working Group on New Technologies konzentriert sich auf neue Reaktoren und innovative Konzepte zur Unterstützung der bestehenden Flotte. Darüber hinaus sollen Informationen über das Vorgehen der einzelnen Mitgliedsstaaten bei der Definition von Sicherheitsnachweisen für neue Reaktorkonzepte, sogenannte Advanced Reactors, zusammengetragen werden. Ziel ist es, ein aus regulatorischer Sicht vollständiges Anforderungsspektrum für Sicherheitsnachweise und Werkstoffe für neue Reaktorkonzepte zu erarbeiten, unter anderem auch für nicht-leichtwassergeführte Reaktoren.
- Die Working Group on Supply Chain hat die Aufgabe, sich mit Fragen der Versorgungskette zu befassen, mit denen die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke und die neu geplanten Leistungsreaktoren konfrontiert sind.
- Die Working Group on Reactor Oversight konzentriert sich auf die Identifizierung und den Austausch von Best Practices im Bereich der behördlichen Inspektion und Aufsicht. Dies soll zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken im Alltag beitragen.

Die Aufgabe der Working Group on Leadership and Safety Culture besteht darin, verschiedene praktische Ansätze zur Entwicklung und Aufrechterhaltung einer effektiven Führung und einer gesunden Sicherheitskultur zu diskutieren. Die zu erarbeitenden Aufgaben sind der Einfluss der Aufsichtsbehörden auf die von ihnen beaufsichtigten Organisationen (und umgekehrt) aus der Sicht der Sicherheitskultur und der Führung. Darüber hinaus werden die Themen Vertrauen und Sicherheitskultur vertieft.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) befasst sich mit den sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Ziel ist es, die Mitgliedstaaten dabei zu unterstützen, die technische und wissenschaftliche Kompetenz zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen aufrechtzuerhalten und weiterzuentwickeln. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und berichtet darüber. Es fördert die Koordinierung von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten und initiiert eigene Programme in Bereichen von gemeinsamem Interesse. Die CSNI trifft sich zweimal jährlich, um aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und Forschung zu diskutieren, laufende Projekte zu besprechen und neue Projekte zu beschliessen. Im Jahr 2025 wurde die NEA Strategic Roadmap for Nuclear Reactor Safety Research veröffentlicht. Hintergrund dieser Initiative ist die Entwicklung einer langfristigen Perspektive für die Forschung zur Reaktorsicherheit mit dem Ziel, die dafür nötige Infrastruktur zu erhalten.

Dem CSNI sind folgende ständigen Arbeitsgruppen zugeordnet:

- Die Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGMA) 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 dabei helfen, die bei Störfallen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln.
- Die Working Group on Electrical Power Systems (WGELEC) setzt sich mit Sicherheitsfragen zu elektrischen Systemen von kerntechnischen Anlagen auseinander. Die Tätigkeit der Arbeitsgruppe zielt darauf ab, die Sicherheitsleistung kerntechnischer Anlagen zu erhöhen und die Wirksamkeit der Regulierungspraxis in den NEA-Mitgliedsländern zu verbessern. Die Arbeitsgruppe befasst sich mit allen Ausrüstungen, die sich in einer kerntechnischen Anlage befinden und der Erzeugung, Übertragung und Verteilung der für die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen erforderlichen Elektrizitätsversorgung dienen. Im Zentrum stehen Fragen zu spezifischen Gerätetypen bis hin zum Gesamtverhalten einer kerntechnischen Anlage.
- Die Hauptaufgabe der Arbeitsgruppe für externe Ereignisse, die Working Group on External Events (WGEV), besteht darin, das Verständnis über externe Gefahren zu verbessern und Ansätze für Analyse und Aufsicht zu teilen. Unter anderem beschäftigt sich die WGEV mit der Kombination von seismischen Gefahren, die zusammen mit anderen Gefahren, wie zum Beispiel Überschwemmungen, auftreten können.
- Die Working Group on Fuel Safety (WGFS) befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmittelverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents, LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA).
- Die Working Group on Human and Organisational Factors (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. Zurzeit befasst sie sich mit folgenden Themen: Reaktion des Nuklearsektors auf die Corona-Pandemie, Verfahren zur Identifizierung menschlicher und organisatorischer Faktoren in der Ereignisanalyse und regulatorische Aufsicht und ihre Auswirkungen auf die Sicherheitskultur.
- Die Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE) fokussiert sich auf die Integri-

tät und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie auf die Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Die Arbeitsgruppe umfasst drei Untergruppen. Sie beschäftigen sich mit den Themen Integrität und Alterung von Metallstrukturen und Metallkomponenten, Integrität und Alterung von Betonstrukturen und Erdbebeningenieurwesen.

- Die Working Group on Risk Assessment (WGRISK) hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse in Bezug auf potenzielle Risikofaktoren und damit verbundene Risikominderungsstrategien voranzutreiben.
- Die Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCS) beschäftigt sich mit Anlagen und Themen des Brennstoff-Kreislaufs wie der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen.

Das ENSI ist im CSNI selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCS vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Arbeitsgruppen und Forschungsprojekte.

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das Committee on Radiation Protection and Public Health (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 Informationen und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie IAEA (International Atomic Energy Agency), WHO (World Health Organisation), ILO (International Labour Organisation), ICRP (International Commission on Radiological Protection), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere ad-hoc-Expertinnen- und -Experten sowie 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). Die verantwortliche Person stellt auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereit.

Im Zusammenhang mit den Herausforderungen, die Small Modular Reactors (SMR) an den Strahlenschutz und die öffentliche Gesundheit stellen, ist auch eine entsprechende Arbeitsgruppe Teil des CRPPH. Das Ziel der Arbeitsgruppe ist die Untersuchung und Berichterstattung im Hinblick auf die Einführung von Kernkraftwerken mit geringerem Wirkungsgrad. Die Task-Force besteht aus Expertinnen und Experten aus Kanada, Deutschland, der Slowakei, der Schweiz, dem Vereinigten Königreich und den Vereinigten Staaten.

3.2.2.5 Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)

Das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) wurde im Jahr 2018 auf Anregung zahlreicher Mitgliedsländer gegründet. Das CDLM ist federführend für die Aktivitäten der NEA in den Bereichen Stilllegung von Kernanlagen und Altlastenmanagement. Es besteht aus Vertreterinnen und Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Expertinnen und Experten. Im CDLM erfolgt ein regelmässiger Austausch von Erfahrungen und Lehren aus Stilllegung und Altlastenmanagement. Das CDLM hilft der NEA auch bei der Sammlung, Analyse und Verbreitung wichtiger Informa-

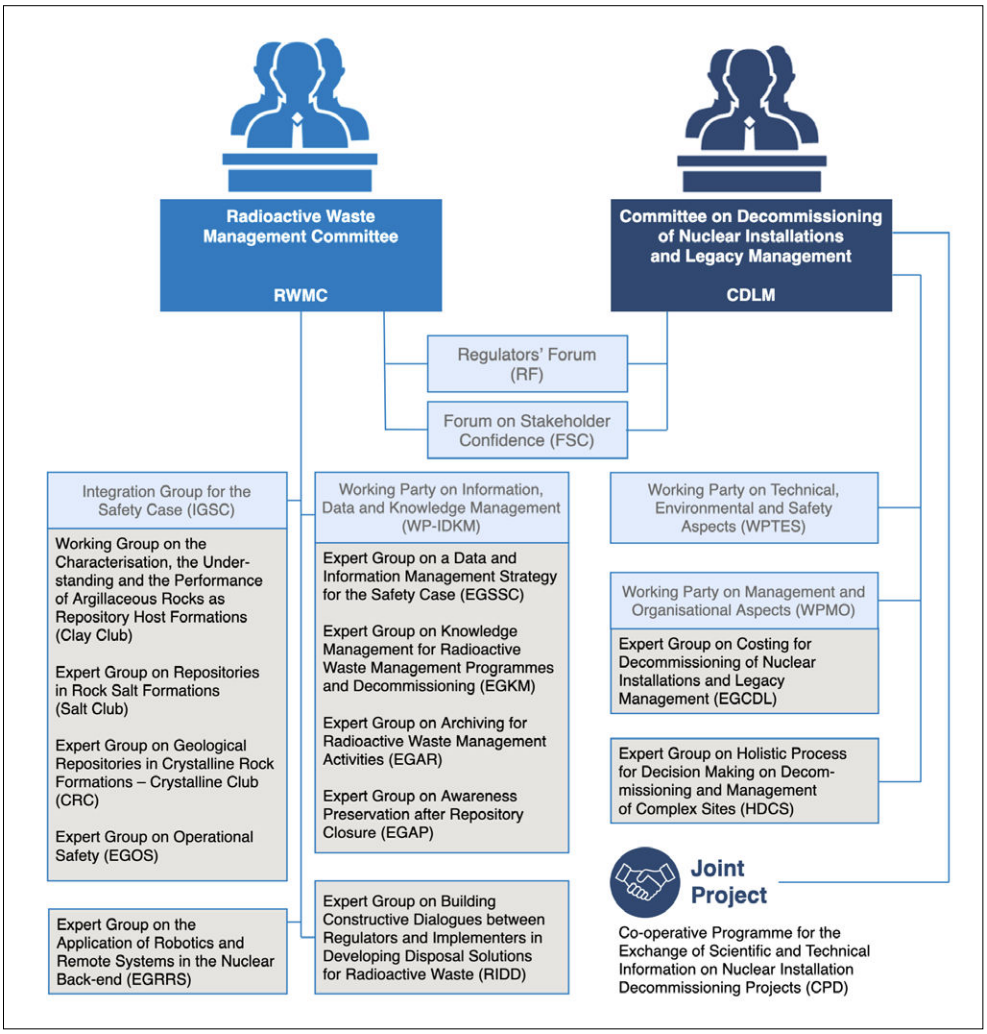


Abbildung 4: Darstellung des RWMC und CDLM. (Bild: NEA, 2024, OECD Publishing, Paris)

tionen auf nationaler und internationaler Ebene und trägt dazu bei, das Wissen und die Erfahrungen von Expertinnen und Experten in diesen Bereichen sicherzustellen.
Das CDLM arbeitet eng mit dem Radioactive Waste Management Committee (RWMC) zusammen, um die sichere und effiziente Entsorgung aller radioaktiven Abfälle nach dem derzeitigen Stand der Technik sicherzustellen. Das Regulators' Forum (RF) unterstützt das CDLM dabei, regulatorische Herausforderungen und rechtliche Probleme in den Bereichen von Stilllegung und Altlastenmanagement zu bearbeiten.
In Verbindung mit den Aktivitäten des Committee on Radiological Protection and Public Health (CRPPH) werden praktische Leitlinien für den Strahlenschutz beim Management von kerntechnischen Altstandorten und der Stilllegung entwickelt, um die Sicherheit der Arbeitnehmer und der Öffentlichkeit sowie den Umweltschutz zu verbessern.

3.2.2.6 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das Radioactive Waste Management Committee (RWMC) hilft den Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat Einsitz 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 in den Unterarbeitsgruppen der IGSC-Working Group on Measurements and Physical Understanding

of Water Flow through Argillaceous Media (Clay Club) und -Expert Group on Operational Safety (EGOS).
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 Expertinnen und Experten.

3.3 Behördenorganisationen

Austausch und Koordination ist nicht nur auf multinationaler Staatenebene notwendig, sondern auch zwischen den jeweiligen Aufsichtsbehörden. Zu diesem Zweck wurden verschiedene Behördenorganisationen ins Leben gerufen.

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leitungen 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 19 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. Polen ist seit Herbst 2023 das neuste Vollmitglied, nachdem es seit 2008 den Beobachterstatus trug. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten, Belarus, Armenien, und die USA nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Neben Russland ist seit 2021 auch Kanada und seit 2023 Japan zu einem assoziierten Mitglied der WENRA geworden. Die russischen und belarussischen Aufsichtsbehörden Rostechnadzor und Gosatomnadzor sind seit 2022 aufgrund der Situation in der Ukraine nicht mehr zu den WENRA Aktivitäten eingeladen.
Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen 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, sogenannte 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). 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. Dazu wurden sie 2014 zuletzt revidiert und eine Umstrukturierung zur Optimierung läuft zurzeit. Die Working Group on Research Reactors (WGRR), 2017 als ad-hoc-Gruppe ins Leben gerufen, wird seit 2021 als dritte Arbeitsgruppe der WENRA weitergeführt. Sie beschäftigt sich mit der Entwicklung eines harmonisierten Konzepts für die nukleare Sicherheit der in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren.
Im Jahr 2024 trat die neue WENRA-Strategie in Kraft. Angesichts der neuen Rahmenbedingungen und Herausforderungen beschloss die WENRA, ihre Aktivitäten auf eine begrenzte Anzahl strategischer Ziele auszurichten:

Abbildung 5: Das ENSI nimmt an den beiden jährlichen Plenarsitzungen der WENRA teil, hier im April 2025 in Bled, Slowenien. (Bild: WENRA)

- die Festlegung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen zu wichtigen Themen, die von allen WENRA-Mitgliedern anzuwenden sind,
- die Festlegung und Verabschiedung von Best Practices für die regulatorische Zusammenarbeit bei der Überprüfung und Bewertung neuer Technologien und
- die Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses oder einer WENRA-Position zu schwierigen Fragen.

Die WENRA hielt ihre regulären halbjährlichen Plenarsitzungen im April und November des Berichtsjahres ab. Ein Schwerpunkt der Diskussionen war die Frage, wie die WENRA ihren Einfluss durch den Aufbau engerer Beziehungen zu anderen Ländern ausweiten könnte. Es wurde anerkannt, dass dies eine engere Zusammenarbeit mit anderen Ländern zu wichtigen Themen, die mit der WENRA-Strategie in Einklang stehen, erfordern würde. Gleichzeitig wurde vereinbart, dass die bestehenden Kriterien zur Bewertung von Anträgen neuer Beobachter und assoziierter Mitglieder für die Aufnahme in die WENRA weiterhin angemessen sind. In beiden Sitzungen wurden Updates zur Situation in den vom Krieg betroffenen kerntechnischen Anlagen in der Ukraine gegeben und Diskussionen über die Harmonisierung der SRL geführt.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) wurde 2007 von der EU eingesetzt. Ihre Aufgaben ähneln denjenigen der WENRA. Sie umfassen 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 Behördenvertreterinnen und -vertreter teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.
Im Jahr 2023 wurde von der EU-Kommission beschlossen, dass ENSREG-Beobachterinnen und -Beobachter, wie die Schweiz, nur an bestimmten Traktanden teilnehmen dürfen. Im Jahr 2025 konzentrierte sich die ENSREG (Europäische Gruppe der Regulierungsbehörden für nukleare Sicherheit) stark auf die Ergebnisse ihrer zweiten Topical Peer-Review (TPR-II) zum Thema Brandschutz und veröffentlichte einen zusammenfassenden Bericht. Darüber hinaus standen die nukleare Sicherheit der Ukraine inmitten bewaffneter Konflikte, die Planung künftiger Konferenzen und die Einrichtung von Arbeitsgruppen für kleine modulare Reaktoren (SMR) sowie die Zusammenarbeit im Regulierungsbereich im Mittelpunkt.

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)

Die European Nuclear Security Regulators Association (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 Sicherung 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. Anlass 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 einmal pro Jahr. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- sich über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherung auszutauschen,
- aktuelle Sicherungsprobleme oder Ereignisse zu diskutieren,
- ein umfassendes Verständnis über die fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes zu entwickeln und
- eine gemeinsame Basis der nuklearen Sicherung innerhalb Europas zu fördern.

Die ENSRA hat insgesamt 16 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, das Vereinigte Königreich, Litauen, die Niederlande, Norwegen, Polen, die Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn.

Im Jahr 2025 konzentrierten sich die europäischen Diskussionen zur nuklearen Sicherung, insbesondere innerhalb der ENSRA, stark auf die Schaffung wirksamer Cybersicherheitsmassnahmen. Während ihrer Plenarsitzung im April 2025 verabschiedeten die WENRA-Mitglieder ein gemeinsames Positionspapier von ENSRA und WENRA zu den wichtigsten Grundsätzen für die Schaffung wirksamer Cybersicherheitsmassnahmen im zivilen Nuklearbereich.

3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)

Die Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA) ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde 2007 gegründet. 56 Behörden aus 32 Ländern sind Mitglied der HERCA. Die Vereinigung besteht aus einem Board of Heads (BoH), das sich jährlich zweimal trifft, und den Arbeitsgruppen:

- Working Group Emergencies (WGE),
- Working Group on Medical Applications (WGMA),
- Working Group on Veterinary Applications (WGVA),
- Working Group on Research and Industrial Sources and Practices (WGRISP),
- Working Group Natural Radiation Sources (WG NAT) und
- Working Group on Education and Training (WGE&T).

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies (WGE) von besonderem Interesse. Im Jahr 2014 wurde ein gemeinsamer HERCA-WENRA-Ansatz (HWA) zum europäischen Notfallschutz verabschiedet. Der Bericht beinhaltet einen gemeinsamen Ansatz zur weiteren Verbesserung der Reaktion und grenzüberschreitenden Koordination für mögliche Unfallszenarien, darunter schwere Unfälle wie der in Fukushima-Daiichi 2011.

Im Jahr 2022 wurde die neue HERCA-Strategie mit den Schwerpunkten Kooperation, Effizienz und Stakeholder verabschiedet und eine Umfrage in den Mitgliedsländern zu den Erwartungen an HERCA durchgeführt.

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 Fachkompetenz zur Verfügung. Finanziell trägt die Schweiz nur noch zum Chernobyl Shelter Fund bei.

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland, Österreich, Frankreich und Italien dient dem gegenseitigen Informationsaustausch über die Sicherheit von Kernanlagen und über die Aufsicht. Besondere Bedeutung kommt der grenzüberschreitenden Abstimmung zum Schutz der Bevölkerung bei einem Notfall zu. Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.

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 Frankreichs und der Schweiz ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) und auf schweizerischer Seite Vertreterinnen und Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie (BFE), des Bundesamts für Gesundheit (BAG), der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) sowie ein Delegierter oder eine Delegierte 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 Beobachterinnen und Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll angesehen.

Anlässlich der 34. Hauptsitzung der CFS in Paris Ende Juni 2025 tauschten sich die schweizerische und französische Delegation über Themen wie Langzeitbetrieb, Tiefenlager und Notfallübungen aus. Es war das erste Mal, dass die ASNR in ihrer neuen Zusammensetzung am Haupttreffen der CFS teilnahm. Die ASNR entstand Anfang 2025 aus der Fusion zwischen der Autorité de sûreté nucléaire (ASN) und dem Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Das nächste Treffen wird 2026 in der Schweiz stattfinden.

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

Die Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertreterinnen und Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK (Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung radioaktiver Abfälle) vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird.

Die Hauptsitzung der DSK tagte im Oktober 2025 in Hamburg. Neben dem gegenseitigen Informationsaustausch zur Sicher-

Abbildung 6: Das ENSI pflegt einen regelmässigen Austausch mit Deutschland im Rahmen einer jährlichen Plenarsitzung, wie hier im Oktober 2025 in Hamburg, sowie in Arbeitsgruppen. (Bild: ENSI)

heit der Kernanlagen war auch der aktuelle Stand der Endlagerung von radioaktiven Abfällen Thema der Gespräche. Zudem informierten sich die Delegationsvertreter und -vertreterinnen gegenseitig über den Fortschritt der Kernanlagen, die sich in Stilllegung befinden. Die nächste DSK-Hauptsitzung wird 2026 in der Schweiz stattfinden.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes ab. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt des Informationsaustausches bei den Vorgängen in der Schweiz.

Das 24. bilaterale Treffen von Nuklearexperten und Nuklearexpertinnen in Österreich im Berichtsjahr fokussierte sich auf Themen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Notfallschutzes sowie der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Bereich der internationalen Zusammenarbeit thematisierten die teilnehmenden Behörden und Ämter die Übungen im Notfallschutz, den Informationsfluss im Fall eines Vorkommnisses sowie die Umsetzung der internationalen Konventionen. Nächstes Jahr findet das 25. bilaterale Treffen Schweiz-Österreich in der Schweiz statt.

3.4.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (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. Im Rahmen der siebten Sitzung der CIS wurde im Juli 2019 eine Vereinbarung zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit mit dem Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione (ISIN) unterzeichnet, welche das 2011 verabschiedete Abkommen ersetzt. Der Grund für den Wechsel auf italienischer Seite: Die nuklearbezogenen Aufgaben des ISPRA, des italienischen Instituts für Umweltschutz und -forschung, wurden an das Inspektorat für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ISIN übergeben.

Das 11. Zusammenkommen der Commissione Italo-Svizzera fand im Juli 2025 in Versoix (Genf) statt. Im Rahmen der Gespräche wurde die Bedeutung der finanziellen und politischen Unabhängigkeit der nuklearen Aufsichtsbehörden hervorgehoben. Zu-

Abbildung 7: Eine hochrangige Delegation der polnischen Nuklearaufsichtsbehörde PAA war vom 17. bis 19. November 2025 in der Schweiz zu Besuch. (Bild: ENSI)

gleich wurde auf die Herausforderung hingewiesen, qualifizierten Nachwuchs für den nuklearen Bereich zu gewinnen. Darüber hinaus wurden die Themen Entsorgung, Strahlenschutz und Notfallschutz besprochen. Die nächste Sitzung der Commissione Italo-Svizzera wird im Frühjahr 2027 in Italien stattfinden.

3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr gab es zahlreiche weitere Treffen mit ausländischen Delegationen. Sie trugen dazu bei, die internationale Kooperation der Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung weiter zu untermauern.

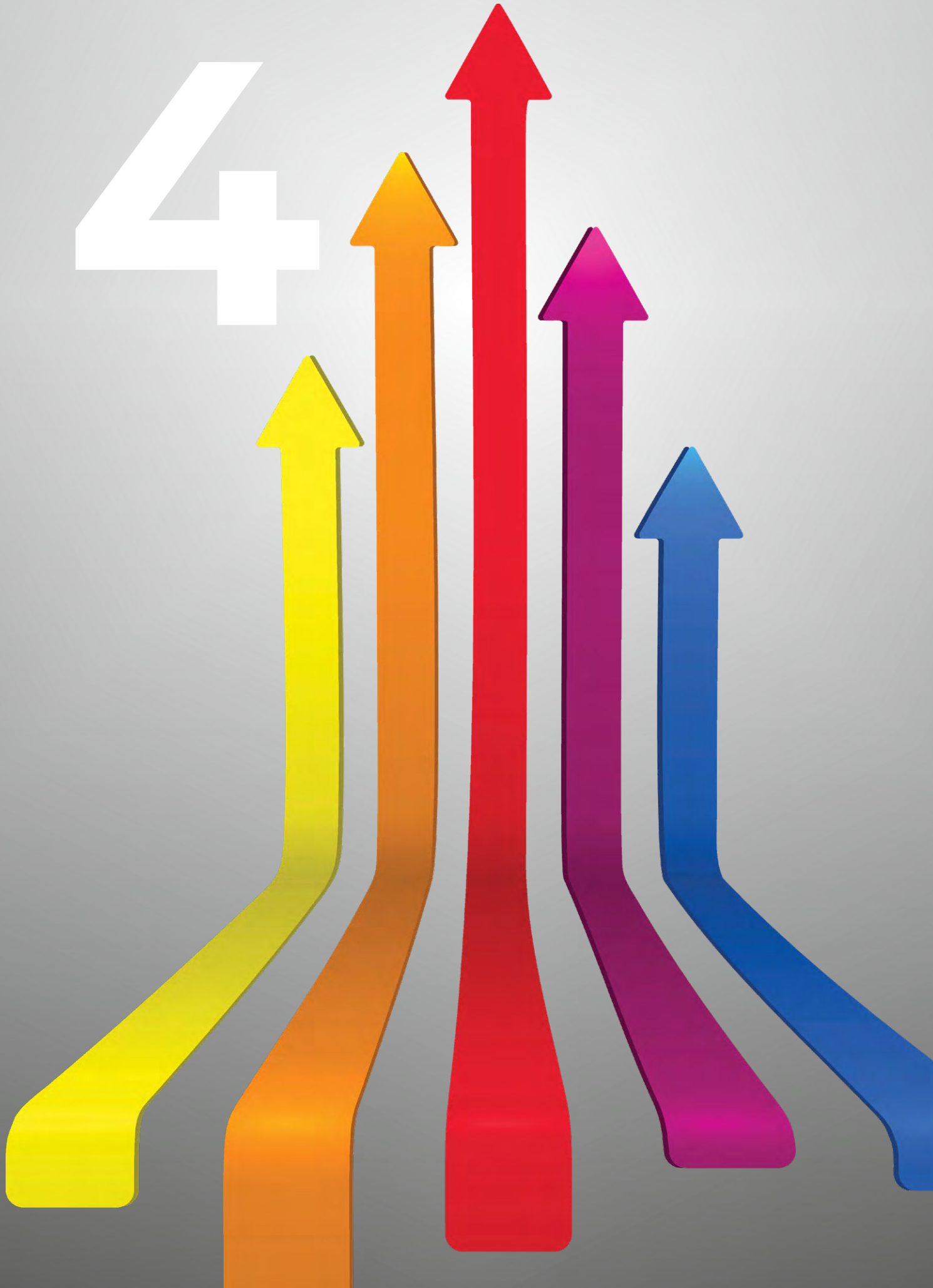
3.5.1 Besuch der polnischen Aufsichtsbehörde (PAA) in der Schweiz

Eine hochrangige Delegation der polnischen Nuklearaufsichtsbehörde Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) war vom 17. bis 19. November 2025 in der Schweiz zu Besuch. Der Austausch fand im Rahmen des polnischen Kernkraftwerkprogramms und der Vorbereitung des bevorstehenden Beginns des Bewilligungsprozesses für den Bau des ersten Kernkraftwerks Polens statt. Ein Erfahrungsaustausch über Aufsichtstätigkeiten, Sicherheitskultur, Forschung und Tiefenlagerung für radioaktive Abfälle stand auf dem Programm.

Bereits 2017 war die polnische Aufsichtsbehörde mit einer Delegation beim ENSI zu Besuch, nachdem die beiden Behörden 2016 eine Absichtserklärung (Memorandum of Understanding, MoU) unterzeichnet hatten. Der dreitägige Besuch der PAA in der Schweiz startete beim ENSI in Brugg. Dort tauschten sich die beiden Nuklearaufsichtsbehörden über ihre regulatorischen Tätigkeiten, unter anderem zum Thema Inspektionen, und die Sicherheitskultur aus.

Das ENSI erläuterte weiter in St-Ursanne beim Felslabor Mont Terri die Forschung in Zusammenhang mit dem geologischen Tiefenlager und die schweizerische Vorgehensweise zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle. Die Besichtigung des für den Bau eines Tiefenlagers für die radioaktiven Abfälle der Schweiz vorgesehenen Gebiets in Stadel und die Präsentation des Bauvorhabens der Nagra in Anwesenheit einer Vertreterin des Bundesamts für Energie rundeten den dreitägigen Besuch der polnischen Nuklearaufsichtsbehörde PAA ab.

4



4. Änderungen rechtlicher 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 Anlagenbegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagenbegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2025 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr verabschiedete das ENSI die Neuausgaben der Richtlinie ENSI-G14 «Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung von Kernanlagen infolge emittierter radioaktiver Stoffe und Direktstrahlung» und der Richtlinie ENSI-B11 «Notfallübungen». Zudem wurde die externe Anhörung zu einer punktuellen Revision der Richtlinie ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen» durchgeführt. Die Richtlinie ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen» wurde aufgrund der Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G14 zurückgezogen. Auf Verordnungsstufe wurde die Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11) ergänzt, die Verordnung des EDI vom 26. April 2017 über die Aus- und Fortbildungen und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz (Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung; SR 814.501.261) teilrevidiert sowie die Verordnung vom 8. November 2023 über die Personensicherheitsprüfungen (VPSP; SR 128.31) geändert.

4.1 Verordnungen

4.1.1 Kernenergieverordnung

Im Oktober 2021 überprüfte ein internationales Expertenteam das ENSI im Rahmen einer Integrated Regulatory Review Service (IRRS)-Mission der IAEA und empfahl, auch für andere Kernanlagen als Kernkraftwerke eine Pflicht für eine nach dem Risiko abgestufte periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) vorzusehen. Eine umfassende systematische Sicherheitsbewertung für andere Kernanlagen als Kernkraftwerke, namentlich für das Zentrale Zwischenlager (ZZL) und das Paul Scherrer Institut (PSI), ist zwar auf Stufe Richtlinie verankert. Da die Richtlinien des ENSI jedoch rechtlich nicht verbindlich sind, rügte das Expertenteam der IRRS-Mission 2021, es fehle eine genügende rechtliche Vorgabe. Mit der Einführung von Art. 33a KEV wurde diese Empfehlung umgesetzt und eine rechtlich verbindliche Grundlage geschaffen. In Abs. 2 von Art. 33a KEV wird das ENSI beauftragt, die detaillierten Anforderungen an die umfassende Sicherheitsbewertung in Richtlinien zu regeln. Der bisherige Art. 33a KEV wurde neu zu Art. 32a. Die Änderungen traten am 1. Juli 2025 in Kraft.

4.1.2 Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung

Die Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung wurde teilrevidiert mit dem Ziel, sie an aktuelle Anforderungen und Entwicklungen anzupassen und eine zeitgemässe Ausbildung zu ermöglichen. Bei Tätigkeiten im Bereich der Kernanlagen wurde die Formulierung bei der Ausbildung zum Strahlenschutz-Sachverständigen (K 1) an die veränderten Studienabschlüsse der Bologna-Reform (Bachelor und Master) angepasst. Es wurde explizit klargestellt, dass mit dem Begriff «erfolgreich abgeschlossener Ausbildung an

Bild: iStock/Chillim

einer Hoch- oder Fachhochschule» ein Masterabschluss gemeint ist, der als Äquivalent zum vormals einzigen Abschluss «Diplom» gilt. Diese Anpassung stellt eine Verschärfung der Anforderungen und Voraussetzungen dar. Die Aufsichtsbehörde kann jedoch in Ausnahmefällen die Teilnahme an Lehrgängen gestatten, obwohl die Anforderungen nicht erfüllt sind, wenn durch eine entsprechende Vorbildung oder Arbeitserfahrung gleichwertige Voraussetzungen gegeben sind. Somit ist es weiterhin möglich, mit bestimmten Bachelor-Abschlüssen an der K 1-Ausbildung teilzunehmen. Geeignete Bachelorabschlüsse, wie beispielsweise in Physik oder Chemie, können im Rahmen einer Einzelfallprüfung zu einer Zulassung zur Ausbildung führen, wenn mit zusätzlichen Ausbildungen oder einschlägiger Arbeitserfahrung im Umgang mit radioaktiven Stoffen die besondere Eignung belegt werden kann. Im Rahmen der Überarbeitung der Richtlinie ENSI-B13 «Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals» kann das ENSI die Anforderungen betreffend die Ausnahmen vom Masterabschluss präzisieren. Um auf den Fachkräftemangel im Anwendungsbereich K 3 «Strahlenschutzfachkräfte» reagieren zu können, wurde der Anwendungsbereich K 8 «Strahlenschutzassistentinnen und -assistenten» neu eingeführt. Damit ist der Einstieg in die Strahlenschutzausbildung ohne Vorbildung in einem technischen Beruf möglich. Die Teilrevision trat am 1. August 2025 in Kraft.

4.1.3 Verordnung über die Personensicherheitsprüfungen (VPSP)

Gemäss Art. 24 Abs. 1 KEG müssen sich Personen, die in Funktionen eingesetzt werden, die für die nukleare Sicherheit und die Sicherung der Kernanlage wesentlich sind, einer periodischen Zuverlässigkeitskontrolle unterziehen. Nach Art. 15 Abs. 4 der am 1. Januar 2024 in Kraft getretenen VPSP war das ENSI die entscheidende Stelle; die Zuverlässigkeitskontrollen wurden durch die beaufsichtigten Kernanlagen eingeleitet. Die Trennung von einleitender und entscheidender Stelle hat sich als problematisch erwiesen, weil zwischen dem ENSI und der geprüften Person keine rechtliche Beziehung besteht, insbesondere kein Arbeitsverhältnis. Da gemäss Art. 22 KEG der Bewilligungsinhaber für die Sicherheit der Anlage und des Betriebs verantwortlich ist, obliegt es ihm als Arbeitgeber auch, die vertraglichen Beziehungen zur geprüften Person zu gestalten und insbesondere Auflagen gegenüber dieser zu definieren und durchzusetzen. Deshalb wurde Art. 15 Abs. 4 VPSP dahingehend geändert, dass neu die Kernanlagen sowohl einleitende als auch entscheidende Stellen sind. Das ENSI wird beauftragt, Richtlinien über die Beurteilung des Sicherheitsrisikos durch die entscheidenden Stellen zu erlassen. Diese Lösung entspricht nicht nur besser der grundsätzlichen Kompetenzverteilung zwischen Kernanlagen und ENSI, sondern ist in der Praxis auch einfacher umzusetzen. Diese Änderung trat am 15. April 2025 in Kraft.

4.2 Richtlinien

4.2.1 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G14: «Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung von Kernanlagen infolge emittierter radioaktiver Stoffe und Direktstrahlung»

Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G14 berücksichtigt sowohl die Erfahrungen aus der Aufsichtspraxis als auch die aktuellen nationalen und internationalen Grundlagen, insbesondere der International Commission on Radiological Protection (ICRP) und der International Atomic Energy Agency (IAEA). Zudem wurden die nach der Verabschiedung der Richtlinie ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz» in der Richtlinie ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen» verbliebenen Strahlenschutzziele für die Umgebungsbevölkerung in die Richtlinie ENSI-G14 integriert. Die Richtlinie ENSI-G14 wurde im Mai 2025 verabschiedet und ist ab diesem Zeitpunkt gültig. Während einer Übergangsfrist von zwei Jahren sind Dosisberechnungen gemäss der Ausgabe Februar 2008 der Richtlinie ENSI-G14 zulässig. Die Richtlinie ENSI-G14 kann vom Bundesamt für Gesundheit BAG im Rahmen von

Bewilligungen auch in dessen Bereich vollständig oder teilweise als anwendbar erklärt werden. Die obsolet gewordene Richtlinie ENSI-G15 wurde in der Folge zurückgezogen. Der Rückzug der Richtlinie ENSI-G15 führte zu Fremdänderungen in folgenden Richtlinien: ENSI-B02 «Periodische Berichterstattung der Kernanlagen», ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen», ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke», ENSI-G03 «Geologische Tiefenlager», ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz» sowie ENSI-G17 «Stilllegung von Kernanlagen».

4.2.2 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B11: «Notfallübungen»

Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B11 berücksichtigt die im Mai 2016 eingeführte Notfallklassierung in der Schweiz durch eine Präzisierung der Übungsziele für ausgewählte Übungstypen, beispielsweise bei Werksnotfallübungen. Ferner formuliert sie Anforderungen für Anlagen im Nachbetrieb und in der Stilllegung. Die Richtlinie beinhaltet zudem Neuerungen und Erkenntnisse aus den Einsatzstrategien der Kernkraftwerke und regelt beispielsweise die Beübung zusätzlicher Notfallräume über neue Anforderungen. Erfahrungen aus den Übungstätigkeiten der vergangenen Jahre wurden in der Richtlinie berücksichtigt. Die Richtlinie ENSI-B11 wurde im Oktober 2025 verabschiedet und ersetzt die Ausgabe vom Juli 2018.

5

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 Sicherung abdeckt. Sie setzt damit die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens zur nuklearen Sicherheit um.
Das ENSI verfolgt konsequent seine im Jahr 2023 aktualisierte **Forschungsstrategie** und setzt die Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

- Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, insbesondere Fragen der Alterung von Materialien,
- Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen,
- Entsorgungsfragen zur Realisierung der geologischen Tiefenlagerung inklusive der Verpackungsanlage sowie zur langfristigen Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen sowie
- Strahlenexposition von Menschen.

Im seinem aktuellen Leistungsauftrag hat der ENSI-Rat festgelegt, dass das ENSI den Umfang der regulatorischen Sicherheitsforschung in der Schweiz vergrössern soll. Dabei sollen insbesondere auch Forschungsthemen aus dem Bereich von «Mensch und Organisation» (M&O) verstärkt einbezogen werden. Dementsprechend baut das ENSI sein Forschungsprogramm aus und engagiert sich mittlerweile insgesamt in über 50 Forschungsprojekten.
Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat neben den fachlich-qualitativen Aspekten vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis eine hohe Priorität.
Das Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke,** das heisst Betrieb über 40 Jahre hinaus, ist angesichts der unbefristeten Betriebsbewilligungen der Schweizer Kernkraftwerke vordringlich für deren Sicherheit in den kommenden Jahren. Dabei stehen die Komponenten des Kühlkreislaufs im Mittelpunkt, vor allem nicht austauschbare Komponenten wie der Reaktordruckbehälter. In diesem Bereich laufen verschiedene Forschungsarbeiten zur Integrität von Strukturmaterialien in Leichtwasserreaktoren. Generell kooperiert das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren im Rahmen verschiedener Forschungsprojekte insbesondere sehr eng mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) und der Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD).
Bei den sicherheitstechnisch wichtigen Arbeiten der **Erdbebenforschung** ist vor allem die Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) hervorzuheben, für welche die nächste Projektphase bis Mitte 2030 vereinbart werden konnte. Im Fokus der Arbeiten stehen die Entwicklung von Bodenbewegungs- und Abminderungsmodellen sowie die numerische Simulation von Bodenbewegungen. Die Ergebnisse sind auch relevant für die Gefährdungsbeurteilung eines geologischen Tiefenlagers. Unabhängig davon, dass bei der Erdbebenforschung in der Schweiz in den letzten Jahren bereits ein hoher Standard erreicht wurde, ist eine kontinuierliche Fortsetzung entsprechender Arbeiten geplant. So wird die bestehende Zusammenarbeit mit der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich) im Bereich der Bautechnik seit August 2025 durch ein weiteres Projekt ergänzt, welches das Erdbebenverhalten von gedrungenen Stahlbeton-Wänden mit besonderer Geometrie untersucht. Die dafür durchgeführten Experimente befassen sich mit aussergewöhnlich dicken Wänden, wie sie in Kernanlagen vorkommen.
Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** waren bislang vor allem auf Fragen zur geologischen Tiefenlagerung ausgerichtet. Wegen der Arbeiten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch der Nagra wurde der Arbeitsumfang hier jedoch vorläufig reduziert. Im Jahr 2025 war das ENSI noch an

Bild: iStock/kirsty-pargeter

zehn Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt, wobei es sich hierbei teilweise um weiterlaufende Messungen ohne intensive Aktivitäten handelte. Neu gestartet wurde das RM-Experiment (Reassessing the Opalinus Clay Mineralogy). Darin soll die Mineralogie des Opalinustons mittels einer an der Universität Göttingen entwickelten Methode neu untersucht werden, um die Analysen der Nagra zu überprüfen. Fortgesetzt werden soll das PSI-Projekt DRYstars, welches die langfristige Trockenlagerung abgebrannter Brennelemte untersucht. Das ENSI wird bis 2027 stark mit der Beurteilung der Rahmenbewilligungsgesuche der Nagra beschäftigt sein. Danach ist wieder mit verstärkter Aktivität bei der Forschung zur geologischen Tiefenlagerung zu rechnen.

Ein relativ neuer Forschungsschwerpunkt des ENSI liegt im Bereich der **Strahlenexposition von Menschen.** Durch den Einsatz technischer Mittel lässt sich die Strahlenexposition reduzieren. Das ENSI strebt in Zusammenarbeit mit der Ostschweizer Fachhochschule (FH-OST) in Rapperswil die Entwicklung einer strahlenresistenten, ferngesteuerten Technik zur Optimierung der Strahlenexposition im Normalbetrieb und bei Störfällen an. Im Zentrum dabei steht die Realisierung der benötigten Fähigkeiten eines Roboters (ferngesteuertes Manövrieren in Kernanlagen, Durchführen von Wischtests, Messungen der Ortsdosisleistung, etc.) sowie die Verwendung strahlungsresistenter Komponenten wie Steuerungschips oder Kameras. Seit dem Sommer 2025 wird an diesem Projekt gearbeitet. Das ENSI wird zudem die langjährige und sehr gute Zusammenarbeit mit dem PSI zur Strahlenschutzforschung fortsetzen, welche auch einen Fokus bei der Ausbildung hat. Darüber hinaus wurde eine neue Doktorarbeit am Tropeninstitut in Basel, die sich mit dem Krebsrisiko durch Strahlung befasst, durch das ENSI initiiert.

Im Rahmen der Forschung zu menschlichen und organisatorischen **(M&O)** Themen startete das PSI im Herbst 2025 die dritte Phase des Projekts ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations). In diesem Projekt geht es um die Verbesserung der Analyse menschlicher Zuverlässigkeit als Teil der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) von Kernkraftwerken. Ein Schwerpunkt liegt auf dem Identifizieren von Fehlhandlungen des Betriebspersonals, welche einen Störfallablauf negativ beeinflussen können. Zugleich sollen Wahrscheinlichkeiten für solche Fehlhandlungen ermittelt werden. Damit laufen mittlerweile bereits drei Forschungsprojekte mit M&O-Thematik.

Neben den oben aufgeführten Schwerpunktthemen 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. Der Kompetenzerhalt in diesem Bereich ist für das ENSI von zentraler Bedeutung, und verschiedene Arbeiten sind unmittelbar aufsichtsrelevant. Zu diesem Zweck wurden Forschungsverträge mit dem PSI und der deutschen Gesellschaft für Reaktor- und Anlagensicherheit (GRS) abgeschlossen, die sich schwerpunktmässig mit Fragen der numerischen Strömungssimulation befassen.

Das ENSI wird die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute internationale Zusammenarbeit aufrechterhalten. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die internationale Vernetzung des ENSI seit Jahren hervorragend; sie wird durch die zusätzlichen Beteiligungen an Projekten der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) noch weiter gestärkt. Das ENSI wird sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der Internationalen Atomenergieagentur IAEA, der OECD-NEA und der Vereinigung WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) beteiligen. Dazu gehören die Teilnahme am 10. Review Meeting der CNS (Convention on Nuclear Safety), welches im April 2026 in Wien durchgeführt wird, und die Weiterführung des Schweizer Vorsitzes bei der IAEA Commission on Safety Standards (CSS)

durch den Direktor des ENSI. Ferner wird sich das ENSI auf die IRRS-Folgemission der IAEA, die 2027 in der Schweiz stattfinden soll, vorbereiten.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Fuels & Materials

ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies 174

INOWAC – Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials 184

PROACTIV-III – Fracture toughness, warm pre-stress and crack arrest – experiment & Modeling 192

External Events

IMPACT IV – NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures 198

Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1 207

Seismological research concerning Swiss nuclear installations 215

Influence of nonlinear effects on in-structure response spectra of nuclear facilities during earthquakes 225

NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake 233

Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading 245

Experimental investigation of the seismic response of T-shaped and L-shaped RC walls and thick planar shell elements 253

Human Factors

Responsibility-Based Safety: Rethinking Human Agency in Nuclear Safety 257

Safety, Security, Information Security: Enhancing Integrative Safety 270

System Behaviour and Accident Sequences

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland 279

Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation 292

Testing of the Adaptive Monte Carlo Simulation Methodology for Localising critical parameter ranges in LOCAs in BWR 302

COMPARE 308

Project – APRI-12: Studies on debris remelting, vessel failure and melt-structure interactions during reactor severe accidents 317

Radiation Protection

Radiation Protection Research at PSI 328

Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically? 337

Assessing enhanced cancer risks of low dose ionizing radiation – nanoparticle contamination 342

ENSI Inspection Robot 346

Waste Management and Disposal

Extension of Z88ENSI: Transient simulation of 3D-temperature fields inside dual-purpose casks 352

Further Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay 358

ASSET

Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies

Author and Co-author(s): H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, A. Das, T. Babinský
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: 5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address:
+41 (0)56 310 44 02,
hans-peter.seifert@psi.ch
www.psi.ch und http://www.psi.ch/lnm/
Duration of project:
January 1, 2024 to December 31, 2026

Abstract

The ASSET project deals with critical material ageing (stress corrosion cracking (SCC) and environmental-assisted fatigue (EAF)) concerns for the safe long-term operation (LTO) of LWRs and consists of two ongoing activities from LEAD-II on SCC in Alloy 182/82 and its mitigation as well as three new activities on SCC and EAF of stainless steels (SSs) in PWRs and SCC of additively manufactured (AM) SS. Sub-project II of LEAD-II (Synergies between ageing mechanism) and sub-project-V of ASSET (K_I-dependence of SCC crack growth in Alloy 182/82) were finished in 2025 and the main results published at international conferences and summarized in the annual report 2024. The other sub-projects revealed the following main conclusions:

Sub-project-I – SCC initiation & mitigation by cavitation peening: As-peened Alloy 182 shows significantly lower SCC susceptibility than as-machined samples in PWR and BWR-HWC environment. The surface microstructure and compressive surface peening stresses showed a high stability after 1 year exposure in hydrogenated HTW at 320°C. The oxide films and oxidation behavior of as-machined and peened samples were very similar with slightly more defective and thicker films in as-machined samples.

Sub-project-II – SCC initiation & growth in SS in PWR: 100 ppb of O_2 and gentle periodic partial unloading significantly accelerated SCC initiation and subsequent short crack growth in notched cold-worked SS samples (as a surrogate for weld heat-affected zones at weld roots) with respect to hydrogenated HTW and pure constant load/displacement. Temporary O_2 excursions (e.g., during stillstand and start-up) and thermo-mechanical extra-loading from stratification thus can significantly enhance SCC in PWRs.

Sub-project-III – EAF of in SS: Long static load hold times of 48 h at 150 MPa tensile stress did not affect the EAF life of SS in hydrogenated HTW for strain amplitudes from 0.3 to 0.7 % and strain rates of 10^{-3} and $2 \cdot 10^{-4}$ s^{-1}. There was no evidence for SCC and pure cyclic loading tests are thus adequate for typical EAF conditions.

Sub-project-IV – SCC of AM SS: Two batches of AM SS were fabricated by laser power bed fusion and their SCC susceptibility evaluated by accelerated short-term tests in oxygenated HTW. First results revealed no evidence for an increased SCC susceptibility of AM SS and, in general, the behaviour of AM SS was even slightly better than of conventionally fabricated SS in these accelerated short-term SCC initiation tests.

1. Introduction

In light of the current nuclear legislation and the increasing age of the Swiss nuclear power plant fleet (41 to 56 years), the focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed on the assess-

ment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment structures in the context of material ageing [1]. There is no legal limitation on operating lifetime of nuclear plants in Switzerland. Furthermore, KKB-I (56 y) is one of the oldest operating light water reactors (LWRs), and thus a pilot plant since there is no precedence of service experience beyond this age. KKB-I is expected to operate until 2033. Consequently, the safe long-term operation (LTO) and lifetime extension beyond 60 years of the existing LWRs in the context of material ageing remain critical issues both in Switzerland and internationally. Several LWRs in the US have successfully applied for a 2nd license renewal for 80 years since 2019 with initial technical discussions now underway regarding LTO beyond 80 years.

The ASSET project [2] deals with critical material ageing (stress corrosion cracking (SCC) and environmental-assisted fatigue (EAF)) concerns for the safe LTO of Swiss LWRs. ASSET is the follow-up project of LEAD-II [3] and comprises a mix of two ongoing (30 %) and three new activities (70 %). The new activities are driven by the recent SCC incidents in stainless steel (SS) piping in the French pressurized water reactor (PWR) fleet and the growing interest in advanced additive manufacturing (AM) technologies for spare parts/replacements, repairs and maintenance. They have the following background and motivation:

Sub-project I & V: SCC of Alloy 182/82 dissimilar metal welds (DMWs) and irradiation-assisted SCC (IASCC) of SS reactor internals are two of the biggest concerns in the context of LTO of the international and Swiss boiling and pressurized water reactor (BWR and PWR) fleet [2]. Due to the high SCC rates in Alloy 182/82 in some critical welds in hydrogenated high-temperature water (HTW), some additional mitigation of SCC is needed for LTO. Reliable flaw tolerance evaluations and integrity assessment of these critical welds require an accurate knowledge of the K_I-dependence of SCC rates over a very broad K_I-range.

Sub-project II and III: The recent numerous SCC incidents in SS piping in the primary circuit of French PWRs and some other isolated international PWRs [2,4] raised concerns about the broader and more generic SCC susceptibility in the primary PWR circuit than previously assumed. The cracking was regarded as specific for the most recent French PWR design and were very likely enhanced by thermo-mechanical extra loading due to thermal stratification due to vortex penetration and a very specific pipe design in these reactors. (Temporary) thermo-mechanical extra loading -static and cyclic, involving bending and torsion, though without a clear fatigue contribution -played a crucial but unquantified role. A potential additional contribution from temporarily elevated low levels of dissolved oxygen cannot be ruled out, since the affected plants were using non-deaerated make-up water and the crack locations were not far from the injection points.

Sub-project IV: New AM technologies also attract growing interest in the nuclear sector for the production of spare parts and replacements, repairs and maintenance, and claddings or coatings [5]. This will require a certain regulatory preparedness from the ENSI side. The AM process can produce significantly different and often geometry- and build-up-process-dependent microstructures, properties, and initial defect characteristics (type, size, distribution) that potentially affect both material ageing and degradation during service as well as their in-service inspection response. A pending but crucial issue is the accelerated qualification (and codification) of such AM materials for service and LTO in LWR, and in particular, their ageing behaviour (SCC, fatigue, thermal ageing, irradiation damage) under service conditions.

2. Goals, performed work and results

Sub-project II of LEAD-II (synergies between ageing mechanism) and sub-project-V of ASSET (K_I-dependence of SCC crack growth in Alloy 182/82) were finished in 2025 and the main results published at international con-

ferences [6, 7] and summarized in the annual report of 2024. The primary focus of testing in 2025 was placed to sub-projects I to IV and their status and preliminary results form the main body of this report.

2.1 Sub-Project-I

This activity is related to SCC mitigation by cavitation peening (CP) induced high compressive surface residual stresses (RS). CP is a relatively new "shot-less" and contamination-free, rather flexible peening method that can be also applied for operating (& irradiated) components [3]. Successful mitigation requires a surface free of deeper surface-breaking defects, and sufficient penetration depth and magnitude of compressive RS such that the total stress is below the SCC stress threshold. CP results in a highly deformed surface layer with nano/ultrafine grains, and high hardness and strength that can increase SCC susceptibility in absence of the beneficial compressive peening RS. The compressive RS must be durable without significant surface plastic straining during service. The primary objectives of this activity were thus to evaluate the durability of compressive RS and associated microstructural changes in LTO/HTW environments, and to demonstrate and quantify the SCC mitigation effect of CP. For this purpose, two Alloy 182 as-welded weld overlays (WOL) on thick RPV plates were fabricated. Two 13 mm thick Alloy 182 weld plates were cut from these welds and subjected to a final industrial surface finishing by face milling (hereby termed as "as-machined" surfaces). Two parts from these plates were then subjected to a CP treatment by Framatome in the USA using peening parameters for Alloy 182 control rod drive mechanism (CRDM) housings in PWRs. The 13 mm thickness represents the minimum required for a representative residual stress state, unaffected by sample thickness.

The stability of the surface microstructures and RS were evaluated by flat coupon specimens with original plate thickness and surface conditions that were subjected to thermal aging in air and steam at 400°C for 2 months, and to hydrogenated, neutral high-purity HTW at 320°C at the Ni/NiO boundary for 3 to 12 months. The surface RS were directly characterized by micro-hole drilling and X-Ray Diffraction (XRD) methods, as well as indirectly by microhardness and EBSD measurements. XRD RS indicated some relaxation of the compressive RS in CP specimens in the depth region from 300 to 1000 µm, in line with a reduction of hardness and dislocation density by recovery in this zone. Additional RS measurements by the micro-hole drilling method did not confirm this trend. The small temperature dependence of YS and UTS of Alloy 182 between room temperature and 350°C and its high creep resistance restrict the amount of RS relaxation. The changes in RS appear to be smaller than the local RS variations from the inhomogeneity of the weld metal and the peening process. The exposure in HTW did not seem to change the thickness of the highly deformed surface layer and surface hardness, but microscopic changes will be further analyzed by TEM/FIB, SEM/EBSD and nanoindentation in the future. The stability of the surface defect structure and compressive RS profiles in the CP samples are thus very high in HTW and the experiments did not confirm our anticipated concerns at the beginning of the project. [8, 9]

The oxidation behavior, oxide films formed and their protectiveness and, in particular, the potential precursor processes and initiation sites for SCC initiation (e.g., stress-/strain-assisted local oxide penetration along grain boundaries (GBs) or slip bands by selective oxidation) are also being investigated. Various microscopy, electrochemical and spectroscopy methods are currently being used for this purpose. The oxide films formed on the as-machined and CP surfaces in hydrogenated HTW are found to be very similar. They consist of a dual layer structure: a protective, compact, inner layer formed at the metal/oxide interface, and an outer layer formed by the precipitation of dissolved ions at the oxide/solution interface. The films consist of mixed spinels of ferrites and chromites ($NiFe_2O_4$, $NiCr_2O_4$, $FeCr_2O_4$) and NiO

for all oxidized surfaces, as indicated by micro-Raman spectroscopy. The highest Cr content in the film is observed close to the metal/oxide interface. Chemical composition profiles, measured by Glow Discharge-Optical Emission Spectroscopy (GD-OES) at Uni Manchester and FH Biel, indicate a parabolic growth law, and slightly thinner oxides and marginally higher Cr contents – thus more protective and with fewer defects – on peened surfaces compared to machined ones. This is attributed to the accelerated short-circuit diffusion of Cr in the more severely deformed and thicker surface layer of peened samples that have a higher dislocation and GB density as well as with higher vacancy concentration, likely resulting in a finer nano-grained inner oxide film. TEM, SEM/EBSD, and other techniques will be employed to investigate whether stronger local oxide penetration along GBs or deformation bands occurs in the peened surface that could serve as SCC initiation sites. This will involve 3-point bending samples (with different stress states along the surface) that were tested in recirculation. [8, 9]

For all exposure times in HTW, the as-machined surfaces had a marginally higher EIS impedance modulus ("film resistance") at very low frequencies $\leq 10^{-2}$ Hz than the CP specimens, likely due to the thicker oxide film. The oxide defect density, measured by Mott Shottky analysis, was marginally higher in the as-machined samples, in line with the higher amount of oxide precipitates on these surfaces. Overall, there was little difference in oxidation and uniform corrosion behavior between the as-machined and CP samples. This indicates that the oxidation behavior is governed by the first few µm of the highly deformed nano-, ultrafine-grained surface layer that is not very different for these two surfaces. On the other hand, the impedance modulus at low frequencies and the defect densities are continuously and strongly (1 order of magnitude after 12 months) decreasing and increasing with exposure time, respectively, for both surfaces. The oxide films in HTW thus appear to become less protective and more defective with exposure time. [9]

SCC initiation and subsequent in-depth crack growth beyond the compressive RS layer are being studied using 3-point bending slow rising load-constant load tests with 13 mm thick as-machined, as-peened and HTW-aged specimens in simulated PWR (320°C) and BWR/HWC (290°C) environments at the Ni/NiO phase transition boundary. The loading rate, maximum load, and hold times are varied appropriately. The specimens are instrumented with a DCPD system, allowing for the on-line and in-situ monitoring of SCC initiation and subsequent crack growth. To date, 17 SCC tests in PWR and BWR environments have been performed, with test durations ranging from 20 to 60 days. Post-test evaluation and analysis of these complex tests are ongoing. Detection of SCC initiation using DCPD is possible, and as-peened CP specimens demonstrate significantly lower SCC susceptibility, indicated by a higher initiation load or longer initiation time. The situation remains unclear for pre-oxidized CP specimens. The stress-strain state during loading and deformation of these samples changes and redistributes in a complex way. Therefore, these tests are currently bring supported by FEM analysis. While the strong surface YS gradient has already been successfully implemented in the analysis, challenges remain in incorporating representative residual stress profiles in mechanical equilibrium. Similar RS profiles could be introduced by strong gradients of body forces and inhomogeneous plastic deformation, but some further optimization is still necessary. The FEM analysis is essential to derive more quantitative data on SCC (e.g., critical SCC initiation stress/strain) from these tests. [8]

2.2 Sub-Project-II

The goal of this sub-project is to clarify if temporary O_2 and mechanical transients play a detrimental role for accelerated SCC initiation and subsequent short crack growth under PWR conditions or not, and if yes, whether it can be mitigated by optimized operation procedures or designs.

In 2025, a small ECP test matrix was first performed to evaluate the role of low O_2 levels on ECP of SS in PWR environment. In hydrogen-free environment, a few ppb of O_2 can shift the ECP by several hundreds of mV and produce an aggressive SCC enhancing occluded crevice environment. In case of massive H_2 addition (typical for stationary PWR power operation) and molar H_2 to O_2 ratios > 5 to 10, the ECP is very low, even in case of 100 ppb of O_2 in the inlet. Tests with periodic changes between oxygenated and hydrogenated HTW showed that an increased ECP can persist for 1 (at 290°C) to 2.5 days (at 210°C) after switching to hydrogenated, oxygen-free water and an occluded crevice environment can persist for additional 1 to 2 days (for out-diffusion in the crack crevice). A SCC promoting environment could thus persist for at least one week and enhance SCC initiation.

A small test matrix investigating the role of low O_2 levels on the SCC initiation and short crack growth was started with sharply notched fracture mechanics samples under constant and periodical partial unloading (PPU, $R = 0.5$, $\Delta t_{hold} = 12$ h) with on-line crack growth monitoring by DCPD. The PPU results in moderate periodic plastic straining at the notch root, but the applied rare PPU cycles produce no significant direct fatigue contribution. For the first phase, a 20 % cold-worked (CW) wrought 316L SS is used as a realistic surrogate for the weld heat-affected zone (HAZ) at the weld root. In the second phase, two real 316L SS weld sections from welds with little and strong constraints and repairs will be used and are provided by VTT/TVO as a collaboration with VTT and the Finish SAFER LOAD program. Some testing challenges with real weld HAZ can be avoided by the homogenous CW wrought SS. Additionally, passively loaded U-bend specimens from the first VTT weld from the weld root and middle position and of the 15 % CW base metal were exposed together with the fracture mechanics samples. So far, 3 long-term tests with test duration of 2 months with 2 samples per test were performed in oxygenated PWR water with 100 ppb O_2 and hydrogenated PWR water with 2.2 ppm H_2 at 290°C.

The 100 ppb O_2 results in 500 to 650 mV higher ECP values than in hydrogenated HTW. Intergranular SCC (IG SCC) initiation was observed after 510 and 600 h under constant load and after 330 and 370 h under PPU loading. The PPU loading thus results in about a factor of 1.6 shorter initiation times. The resulting subsequent stationary IG SCC growth rates at approximate K_I-values of 30 MPa·m$^{1/2}$ were $6 \cdot 10^{-10}$ m/s (constant load) and $1.6 \cdot 10^{-9}$ m/s (PPU) and were in the typical long crack SCC growth rate range for this hardness, temperature and K_I-values in oxygenated PWR water. The PPU SCC rates were only moderately higher than under constant load, roughly by a factor of 2. The IG SCC engagement along the notch root was incomplete and tended to be higher for PPU, although further tests are necessary for statistically solid conclusions. The crack path was fully IG without any fatigue striations and some IG branching was observed in metallographic cross sections (Figure 1). In PPU loading a few very localized TG quasi-cleavage features with striations were observed. These very rare, localized and isolated features covered much less than 1 % of the fractured surface area and were likely uncracked islands/grains between two growing IG crack front parts with delayed failure by (environmentally assisted) fatigue. The simultaneously tested smooth U-bend specimens (constant displacement) did not reveal any clear indications of IG SCC after 3400 h total exposure time, despite the very high applied strain of 22 %. This further confirms that the gentle cyclic extra loading and low-temperature creep under constant load enhance IG SCC in addition to the multiaxial strains in the notched specimens. In the first test in hydrogenated PWR water under PPU loading, no IG SCC was observed by DCPD under PPU loading after 1450 h. The IG SCC initiation times in hydrogenated HTW are thus at least a factor of 5 (or much more) longer than in oxygenated HTW.

The first preliminary tests confirmed that low levels of O_2 and thermo-mechanical extra-loading may significantly enhance IGSCC

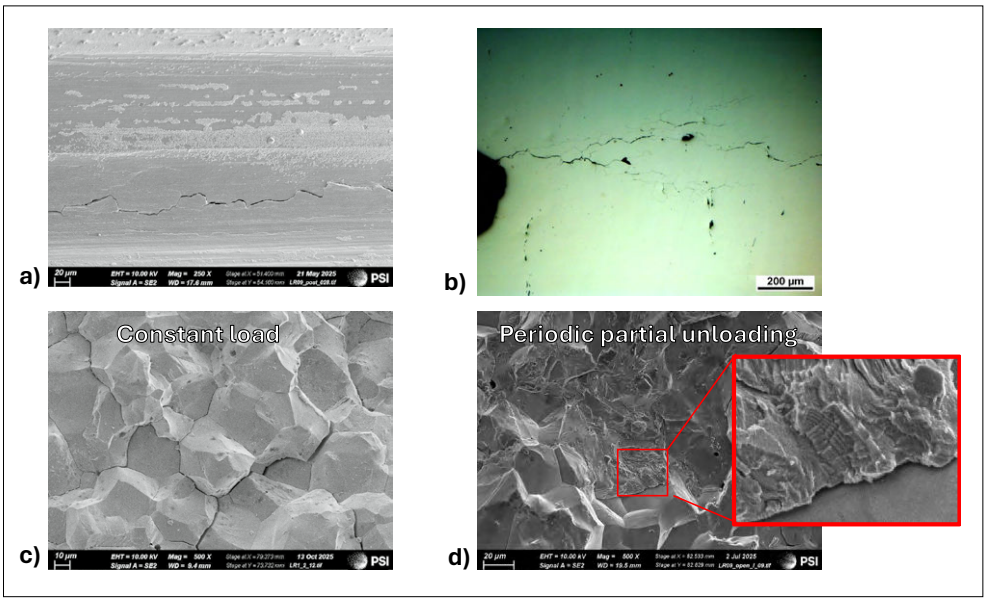


Figure 1:
IG SCC at notch root (a) with IG branching on polished cross section (b) in PWR water with 100 ppb O_2. Corresponding IG fracture surfaces under constant load (c) with rare local TG fatigue islands under PPU loading (d).

initiation. The accelerating effect of oxygen is in line with BWR service experience, observations on long SCC crack growth and SCC initiation under static load.

In future tests, lower oxygen levels and higher notch strains as well different temperatures (290, 220 and 150°C) will be included as well as real weld HAZ samples and tests with changes between oxygenated and hydrogenated HTW in a second step. The CONNECT-NM project ASSIST will start in 2026 and in this framework other European institutes and companies will contribute to this specific test matrix. In Fall 2025, the multiple servo-pneumatic loading system was installed and tested in one loop, which allows the simultaneous testing of eight tensile samples under load control at the same time. The first test with flat tapered tensile and notched flat tensile samples under constant load and PPU loading over a broad range of stress ranging from 400 to 1200 MPa was started this December.

2.3 Sub-project III

The focus of this sub-project is placed to potential EAF ↔ SCC interactions on the EAF side and EAF testing under more realistic conditions with thermo-mechanical loading. This shall help to eliminate existing uncertainties and, if possible, to reduce degree of conservatism in current EAF evaluation procedures (e.g., NUREG/CR-6909) as well as to improve transferability to components. Temperature has a strong effect on both EAF and SCC in HTW. Long static load hold times between phases with thermomechanical cycling may retard or enhance EAF initiation due to e.g., corrosion-induced chemical or mechanical blunting (low-temperature creep) of crack-tips, oxide-induced crack closure, cyclic plasticity (additional hardening, softening or localisation due to creep, recovery, (static and dynamic) strain ageing), increased H-uptake or SCC crack growth. In the first phase, potential adverse or beneficial effects of static load hold periods and mean stress on EAF under isothermal and thermo-mechanical fatigue (TMF) conditions are currently evaluated. This is done by block sequence tests with strain-controlled isothermal or TMF cycles and stress-controlled static load hold times at constant temperature with hollow cylindrical specimens. In the second phase, EAC under ripple loading conditions (at very high load ratio R > 0.9 to 0.95) will be investigated in materials with high strength. Our tests are unique, since they involve long hold times of 48 h and stress-controlled static load periods as well as periods with thermo-mechanical cycling. The hold period is long enough to reveal potential effects.

A first batch of isothermal static load hold tests was performed in hydrogenated, neutral high-purity HTW at 300°C with 150 ppb dissolved H_2 (HWC) using a solution annealed 316L SS (elastic limit and YS at 300°C of 100 and 150 MPa, respectively). The load sequence consisted of blocks of 360 strain-controlled saw tooth cycles at a strain ratio R_ε of -1 (≈ zero mean stress) that were interrupted by stress-controlled hold periods at constant tensile stress with a duration of 48 h and stresses (σ) of 150 MPa (σ > YS, ca. 75 % of maximum (or saturated) peak stress at maximum of initial cyclic hardening). The cyclic blocks involved 3 different strain apmplitudes of 0.3, 0.5 and 0.7 % and two different strain rates of 10^{-3} and $2{\cdot}10^{-4}$ s^{-1}. The slower strain rates result in a stonger environmental reduction of fatigue life. For the highest strain amplitude of 0.7 %, physical EAF intiation likely occurs during the first cyclic block (at D < 0.1) and EAF life is dominated by crack growth. For the smallest strain amplitude slightly above the fatigue and EAF thresholds, physical EAF intiation under pure cyclic loading occurs late in EAF life (D > 0.5) and initation covers a relevant part of the EAF life. At the high constant tensile stress level of 150 MPa, micro-cracks are open with full access of the environment to the crack-tip during the static load period, maximizing corrosion effects. The stress level above the YS also causes significant low-temperature creep during the static load period. This stress level is high compared typical hoop stresses in pressurized components and in the range of surface residual stress at weld roots or at ground or machined surfaces. With the strain ratio R_ε of -1, oxide-induced closure effects are possible. The EAF lives were not affected by the long hold periods at all tested strain amplitudes and strain rates indicating that the hold periods have neither an effect on the physical EAF initation and subsequent crack growth (Figure 2). Also the cyclic stress-strain curves and cyclic hardening/softening behaviour were not affected by hold time. There was little difference in the micro-crack morpology or density along the cirumference and gauge section with and without hold times.

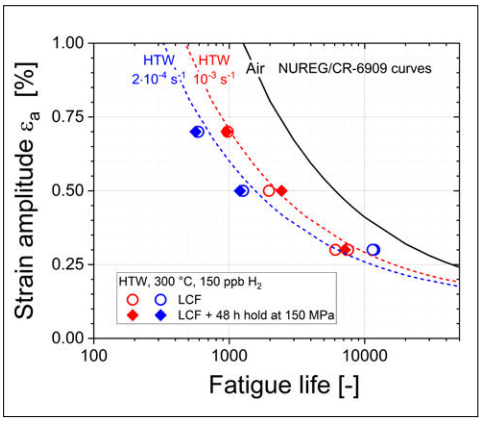


Figure 2: Absence of static load hold time effects on EAF lives of 20 % CW SS in BWR/HWC with 150 ppb H_2 at 300°C for different strain amplitudes and rates. The EAF lives excellently correlate with EAF predictions of NUREG/CR-6909 (dashed curves).

The same applies to the fractographical apperance of the EAF cracks. All showed transgranular EAF with clear striations. The much longer tests with hold times showed more pronounced oxidation of the crack flanks with thicker oxides and more precipiates, in particular close to the intiation sites with the longest exposure periods. There was no evidence for SCC, as it might be expected for stress levels in the range of the YS and (cyclic) hardended SS in hydrogenated HTW. The future tests will involve similar block sequence tests with temporary thermal cycling between 150 and 300°C.

2.4 Sub-project IV

This small activity is driven by the growing interest of the nuclear community in AM methods for spare parts, obsolete replacements, repairs and maintenance or addition of new functionalities (coating, claddings) [5]. AM and conventionally fabricated LWR structural materials have very different microstructures despite similar chemical compositions and thus potentially can have quite different properties, defect characteristics and NDE responses. The main issue in this context is the accelerated qualification (and codification) of such materials for service for safety-critical components. A particular concern is their unknown ageing behavior (SCC in particular) under service conditions. The main goals are twofold: (i) the characterization of the SCC behavior of AM materials under LWR conditions, and (ii) to gain own practical experience and know-how and to

build-up own judging competences to support ENSI as independent experts, if needed. A small in-kind Round Robin SCC test program ("POEAM Round Robin") on AM SS in BWR and PWR environments with an accelerated test method with slow constant extension rate tests (CERT) and flat tapered tensile samples was finished in 2025 and the main results published at the Environmental Degradation in 2025 [10]. The used technique was validated in this project for fast material screening but also showed some limitations with regard to transferability to components. An extension of this work is currently performed within the newly established in-kind collaboration project CAISAM with VTT, Framatome, University of Manchester and PSI as project partners. SCC initiation tests with two AM SS materials are currently being performed in BWR and PWR environments. Two 316L SSs batches were additively produced by laser powder bed fusion (LPBF), one at VTT and one at Framatome. All specimens (flat tapered tensile, tensile and U-bend) were manufactured by VTT and testing, as well as (extended) materials characterization was started in February 2025. PSI is finishing its test matrix in BWR/NWC environment in 2025, while some partners just recently started their test program. VTT observed slightly smaller SCC threshold stresses in oxygenated BWR environment than PSI.

First results revealed no evidence for an increased SCC susceptibility of AM SS and, in general, the behaviour of AM SS was even slightly better than of conventionally fabricated SS in these accelerated short-term SCC initiation tests (Figure 3). However, a direct and solid comparison of SCC susceptibility of AM and conventional SS is rather challenging, e.g., due to slight variations in chemical compositions and different strength levels as well as due to overall low SCC susceptibility of SS in hydrogenated HTW and of non-sensitized SS in oxygenated HTW. Simple LPBF build-ups with tests sample geometries may significantly differ from more complex components, and, e.g., underestimate plastic shrinkage strains and residual stresses with regards to bigger and more complex component geometries. Furthermore, there is a high degree of freedom for LPBF process and control parameters that result in a much stronger variation of potential microstructures than in conventional components. Future testing is currently under discussion with our partners and might include SCC initiation experiments with forged SS and SCC crack growth tests, where SCC crack growth through different microstructural region and locations and orientations can be studied.

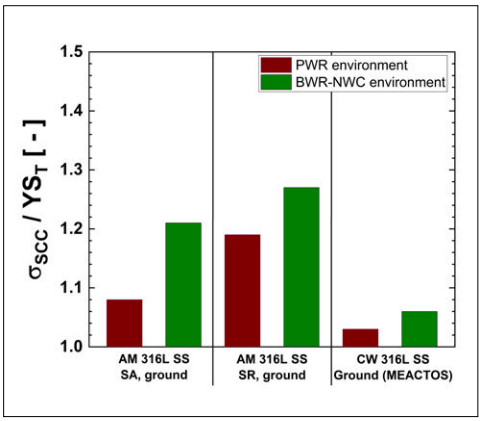


Figure 3: Comparison of the SCC threshold stress σ_{SCC} normalized by the yield stress YS of ground AM (solution annealed (SA) or stress relief (SR) heat treated) and conventionally fabricated SS (MEACTOS) in BWR (oxygenated) and PWR (hydrogenated) environment. The SCC susceptibility for all non-sensitized SS is low in both environments and usually slightly lower for the AM grades [10]. The apparent higher SCC susceptibility in PWRs is a testing artefact of the CERT technique and not confirmed in static load tests.

3. National Collaborations

The collaboration is focused to the Swiss nuclear community. Close thematic links exist to the ENSI projects INOWAC (SCC mitigation by Zn & Pt injection), PROACTIV-III (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) and to the **swissnuclear** project Mod-WRS (modelling of weld residual stress in DMWs). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project presentation and semi-annual project meetings, as well as in the frame of the annual meetings of the IGW group (**swissnuclear** projects on structural material ageing). Within the "On-Call Contract" with ENSI, we have performed two bigger expertise tasks in 2025.

4. International Collaborations

Our own research activities are mainly discussed and coordinated within the following international groups and networks: International Co-operative Group on Environmen-

tally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC, https://www.icg-eac.org), WP 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, https://efcweb.org/), TA-4 (System and Component Integrity) in the NUGENIA Alliance (https://snetp.eu/nugenia/) and EG2 (Mechanical Systems) of the ETSON network (https://www.etson.eu/). Sub-project III is linked to the EU H2020 project INCEFA-SCALE [11] and in-kind OECD/NEA EAF data base project. Sub-project IV on SCC of AM SS is connected to the international in-kind projects POEAM Round Robin and CAISAM. For sub-project II, a collaboration with information and material exchange was established with VTT and the Finish SAFER LOAD program. Unfortunately, our EU Horizon Europe proposals ATESSA and POEAM were not supported. Within CONNECT-NM (https://www.connect-nm.eu/), a co-funded European partnership dedicated to nuclear materials research, our ASSIST project proposal on SCC in SS is supported and will start in 2026. Furthermore, we are currently supporting two international projects of EPRI for the development of updated SCC disposition lines for SSs and Alloy 182 in BWR environment. In 2025, we have supported a pre-study group of EPRI on SCC of LAS that made a proposal to the EPRI management and members for a new R&D program in this field.

5. Assessment of 2025 and Perspectives for 2026

5.1 Assessment of 2025

The overwhelming part of goals and milestones for the second project year were achieved. Sub-project II of LEAD-II and sub-project V of ASSET as well as the PSI Fellow project linked with sub-project I were all terminated in 2025. The planned seminar on SCC of SS had to be postponed from fall 2025 to spring 2026 due to two bigger urgent on-call tasks for ENSI in summer 2026. ASSET contributes to the education of young specialists and preservation of expertise. It generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe LTO. Its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The gained expertise could be directly applied in several on-call tasks for ENSI.

5.2 Perspectives for 2026

The main testing focus in 2026 is placed on sub-projects II to IV on SCC and EAF of SS and AM SS. ASSET can be finished as planned with the final report in April 2027. INCFEA-Scale will be finished in March 2026 and sub-project I in fall 2026. The newly started sub-projects II to IV will continue in the follow-up project of ASSET. The international ASSIST project will start in 2026 and significantly support sub-projects II and III. Important milestones will be the half day seminar on SCC of SS for ENSI and the Swiss utilities with the main outcome from the literature surveys in Spring 2026 and several journal papers from the various sub-projects in 2026, as well as the preparation of a follow-up project that will start in 2027. As already agreed with ENSI in 2025, this project will also include a tenure track position as a key element for the sustainable preservation of excellence in the context of the generation change that our research group is facing around 2030.

6. Publications

In total, 11 conference/workshop papers/presentations [6–10] and the final LEAD-II report [3] were published in 2025 (see [11] for complete list).

7. References

[1] Forschungsstrategie des ENSI, ENSI AN-11956, ENSI, Mai 2023.

[2] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig,** "Project proposal: ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies", PSI AN-46-23-03, 10.08.2023.

[3] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, S. Suman, A. Baykal, A. Das,** LEAD-II – Final Report, LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation, PSI, 16.04.2025.

[4] **F. Foct et al.,** Understanding of EDF recent SCC operating experience on the SIS and RHR systems, 22th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Paper ED2025-00039, Long Beach, CA, USA, August 10–14, 2025.

[5] 2020 Workshop on Advanced Manufacturing Technologies (AMTs) for Nuclear Applications, December 7 to 10, 2020, US NRC, https://www.nrc.gov/public-involve/conference-symposia/amt-workshop/2020/index.html

[6] **H.P. Seifert, A. Das,** K_I-dependence of SCC crack growth in Alloy 182 & 82 weldments in oxygenated HTW, EUROCORR 2025, 7–11 September 2025, Stavanger, Norway.

[7] **H.P. Seifert, S. Suman, B.A. Baykal, P. Spätig,** EAC of a thermally-aged and irradiated RPV steel in oxygenated high-temperature water, EUROCORR 2025, 7–11 September 2025, Stavanger, Norway.

[8] **A. Das, S. Ritter, H.P. Seifert,** Mitigating SCC in Ni-Based Alloy 182 Welds: Performance of Cavitation Peened surfaces in Hydrogenated HTW, ICG-EAC 2025, 10–16 May 2025, Le Pouliguen, France.

[9] **A. Das, D. Engelberg, S. Ritter, H.P, Seifert,** Understanding oxide formation on cavitation peened Alloy 182 in hydrogenated high-temperature water, EUROCORR 2025, 7–11 September 2025, Stavanger, Norway.

[10] **M. Grimm et al.,** "Accelerated Environmentally-Assisted Crack Initiation Testing of Additively Manufactured 316L Stainless Steel in LWR Environments: Results of an International Round Robin Initiative", 22th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Paper ED2025-00061, Long Beach, CA, USA, August 10–14, 2025.

[11] **H.P. Seifert et al.,** ASSET Projektüberblick, PPT-File, ENSI-PSI Jahresprojektpräsentation 2025, 28.11.2025, OHSA/E13, PSI.

INOWAC

Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials

Author and Co-author(s): S. Ritter, T. Wang, H.P. Seifert
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address: +41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch
www.psi.ch and http://www.psi.ch/lnm
Duration of project: April 1, 2023 to March 31, 2026

Abstract

The INOWAC project addresses the important topic of ageing of structural materials in light water reactors (LWRs) in the context of long-term operation (LTO). Its main objective is to investigate the mitigation of stress corrosion cracking (SCC) through optimisation of water chemistry. Proactive SCC mitigation in Alloy 182 and stainless steels is crucial and indispensable for safe and economical LTO.

Zinc (Zn), even when added in small amounts to the reactor coolant system, has proven effective in reducing shutdown dose rates in light water reactors (LWRs). A limited number of studies suggest that Zn injection at concentrations higher than those typically applied in plants may also reduce the environmental degradation of structural materials. This effect is attributed to the incorporation of Zn into the tetrahedral sites of Fe- and Ni-rich spinel structures (e.g. Fe_3O_4), leading to the formation of more stable and protective oxide scales. The effectiveness of Zn injection in mitigating SCC initiation has been demonstrated for steam generator tubes made of Alloy 600 in pressurised water reactors (PWRs). However, knowledge of the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other LWR structural materials in primary reactor coolant systems, as well as of the Zn concentrations required for effective SCC mitigation, remains limited. Moreover, the mechanisms governing SCC initiation and propagation under Zn injection for different materials are still poorly understood. Given the application of Zn in Swiss reactors, it is essential to thoroughly investigate its potential impact on SCC behaviour in order to exploit possible mitigation effects. The ZINC project was therefore initiated and yielded promising SCC mitigation results, although at Zn concentrations slightly higher than those currently applied in LWR plants. Within the framework of the INOWAC project, these findings are being verified at lower, plant-relevant Zn concentrations and longer exposure times, with a particular focus on stainless steels. In addition, towards the end of the project, the effectiveness of online NobleChem (OLNC) technology will be further evaluated by investigating the combined application of Pt and Zn.

Experiments are being conducted in sophisticated high-temperature water loop systems equipped with autoclaves and loading devices that simulate boiling water reactor (BWR) and PWR conditions. These facilities enable a systematic investigation of the effects of Zn injection on SCC initiation and crack propagation behaviour. The materials studied in the current project include a Ni-based weld metal (Alloy 182) and a cold-worked stainless steel (AISI 316L). In addition, the properties of the oxide films formed on the specimens are characterised in detail to gain new phenomenological insights into the underlying mechanisms.

During the third project year, the focus was on SCC initiation and short-crack growth tests on stainless steel at different Zn concentrations under BWR hydrogen water chemistry and PWR conditions. In addition, stainless steel coupons exposed to Zn-containing and Zn-free high-temperature water were investigated in greater detail. Further-

more, experiments combining Zn and OLNC water chemistries were initiated.

1. Introduction

Stress corrosion cracking (SCC) of Alloy 182/82, as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals and piping, are among the most significant concerns in the context of long-term operation (LTO) of the international and Swiss boiling water reactor (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet [1]. The very recent and "surprising" SCC incidents in stainless steel piping in several French PWRs have once again highlighted the importance of SCC mitigation measures, as well as the need to maintain a high level of SCC expertise in Switzerland. Proactive mitigation of these phenomena is crucial and indispensable for safe and economical LTO.

At present, the most promising water chemistry-based SCC mitigation methods are online NobleChem (OLNC, for BWRs) and zinc (Zn) water chemistry (for BWRs and PWRs). However, for Zn injection, the mitigation effect at plant-typical Zn concentrations of 5 to 15 ppb is still unclear. These water chemistry methods offer a major and highly valuable advantage over other mitigation approaches, such as peening or weld overlays, in that they provide a generic (for Ni alloys, stainless steels, and low-alloy steel components) and rather global mitigation effect throughout the reactor coolant system. In addition, they are proactive and cost-effective. In contrast, other methods generally provide mitigation only for the specific components treated.

Zn injection, even at very low concentrations in the reactor coolant system, has been demonstrated to be an effective method for reducing shutdown dose rates in light water reactors (LWRs) [2]. In addition, a limited number of studies have suggested that Zn injection may also have a beneficial effect in minimising the degradation of structural materials [3–5]. This effect is attributed to the ability of injected Zn ions to substitute into the tetrahedral sites of the Fe_3O_4 spinel structure, thereby forming a more stable and protective oxide scale. The effectiveness of Zn injection in mitigating SCC initiation in steam generator tubes (Alloy 600) has been demonstrated in both plant experience and laboratory studies [5–7]. However, very little is known about the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other structural materials in a reactor system. Moreover, the mechanisms by which Zn injection affects SCC initiation and propagation in different materials remain poorly understood.

To address these knowledge gaps, the ZINC project was conducted and revealed very promising SCC mitigation results, at least at relatively high Zn concentrations of ≥ 15 ppb (mostly around 40 ppb). To confirm these findings at lower, more plant-relevant Zn concentrations of 10 to 15 ppb, to quantify the mitigation effect, and to gain further insight into the underlying mechanisms, additional investigations are required. Some of these investigations are being carried out within the framework of the INOWAC project [8].

The present report briefly describes the project content and objectives, as well as the work performed during the third project year. It also provides a preview of selected new results.

2. Structure, goals and work programme of the INOWAC project

2.1 Structure and objectives

The structure of the INOWAC project is based on the very good experience from former ENSI-PSI projects (e.g., SAFE, LEAD, NORA or ZINC). The project tasks (Table 1) are covered by a project leader, a Post-Doc and a PhD student. The "core team" is supported by scientific specialists and technical staff of

Tasks	Subject	Share
Task 1	Assessment of Zn water chemistry in terms of SCC mitigation and oxide film properties	approx. 80 %
Task 2	Effect of combined Pt and Zn injection (OLNC)	approx. 20 %

Table 1: Subjects and share of the two main tasks of the INOWAC project.

the Component Safety (BTS) Group and from other groups of the Laboratory for Nuclear Materials (LNM).

The general topic of the project is the continuation of the systematic investigation of the effect of Zn addition on the SCC initiation and propagation behaviour and on the oxide film of Alloy 182 and stainless steel in (simulated) BWR and PWR environments, to confirm the results from the ZINC project also at lower, more plant relevant Zn concentrations, as well as for longer exposure times. More phenomenological insights and a better basic understanding will be gained. The final objective is to be able to quantify a potential mitigation effect of Zn, e.g. also in the context of SCC disposition lines. A second (smaller) task will be to answer some remaining open questions concerning the OLNC technology, especially investigating a possible impact of combined Pt and Zn additions.

The project supports the safe LTO of the Swiss nuclear power plants also by preserving an independent expertise (available to the ENSI) and by educating young experts in the field of water chemistry and plant ageing management. The topic is relevant to both types of reactors currently available in the Swiss LWR fleet, BWR and PWR. The project fulfils most of the criteria defined in the ENSI research strategy [9]. In addition, the project represents a cross-cutting activity which contributes to the work of several areas at the ENSI.

In the course of the SAFE, LEAD, NORA and ZINC projects, facilities for performing sophisticated SCC, water chemistry and solution injection experiments, analytics of the oxide films and cracks have already been developed and qualified. Some facilities had to be modified and optimised, and some components be renewed, but the INOWAC project could profit from the existing infrastructure and did not need to start from scratch.

2.2 Work programme

The planned work programme was included in the Research and Experience Report 2023 [10] and the actual work programme is discussed in more detail and adjusted, if necessary, during the periodic project meetings with the ENSI representatives.

During the third project year the focus was on performing exposure and SCC tests at different Zn concentrations with the stainless steel and on the characterization of its oxide layer. Ting Wang, who started working as a Post-Doc on April 1, 2024, completed her training. In the following Section a small selection of new results is presented and discussed very briefly.

3. Results from experimental work

The focus of the work during the second half of the project was on the stainless steel. Therefore, only results from those investigations are presented in the current Chapter.

3.1 Materials and experimental procedure

3.1.1 Materials and specimens

A 20 % cold-worked (CW) stainless steel type AISI 316L was used for the experimental investigations. The chemical composition of the material is shown in Table 2. For the SCC initiation and crack growth tests, compact tension (CT) specimens were prepared in the orientation, which corresponds to the one most prone to cracking. The CT specimens were used in the as-received state without pre-crack. More details about the specimen preparation and material can be found in [11, 12]. For the exposure tests, coupons ($13 \times 10 \times 4\,mm^3$) were machined from the steel. Two different surface conditions of the coupons were prepared prior to testing. One surface was ground with 180-grit SiC paper, to replicate some kind of an as-received surface condition of industrial components and the other surface was ground up to 0.1 µm, followed by OPS solution (0.02 µm) polishing.

3.1.2 Experimental procedure

The experiments were carried out in stainless steel autoclaves with integrated loading system. A constant water flow through the autoclave was provided by refreshing high-temperature water loops, which simu-

Material	Fe	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	Nb	N
AISI 316L	Bal.	0.021	0.25	1.90	11.30	16.70	2.10	–	0.0175

Table 2:
Chemical composition of the 20 % CW AISI 316L stainless steel (in wt.-%).

Environment	Temperature [°C]	Pressure [bar]	DH [ppb]	Redox potential [mV_{SHE}]	B / Li [ppm]	pH_T	Zn [ppb]
BWR-HWC	274	90	253	-534	–/–	5.63	0, 10, 15 or 40
PWR	320	130	830	-813	600/2.25	7.46	0, 10, 15 or 40

Table 3:
Most important parameters of the two test environments.

late BWR-HWC or PWR primary water conditions. Table 3 shows the parameters of the two test environments. All environmental parameters, including dissolved hydrogen (DH), conductivity, temperature, flow rate, electrochemical corrosion potential (ECP), etc., were carefully controlled and continuously recorded during tests to sustain the target environmental conditions.

In order to study the effect of Zn injection on the SCC behaviour, combined slow rising and constant load SCC initiation and growth tests with CT specimens (see loading procedure in Figure 1 and [11] for more details) were conducted in Zn-free high-temperature water (BWR-HWC or PWR conditions) as reference and with 5, 10, 15 or 40 ppb Zn dosing. The time to crack initiation and crack growth rate (CGR) were measured in-situ by direct current potential drop technique. To get insights on the oxide film properties, two weeks-long coupon exposure tests were performed in the same high-temperature water environments. Concentrated Zn acetate solution was injected into the feedwater flow to achieve the target Zn concentration.

After the tests, the CT specimens were sectioned and the cracks were examined using scanning electron microscopy (SEM). The surfaces and cross-sections of the coupons were analysed by SEM and scanning transmission electron microscopy with energy-dispersive X-ray spectroscopy (STEM-EDS) to compare the properties of oxide films formed with and without Zn addition. The ultimate objective is to draw conclusions regarding the protectiveness of the oxide layer in relation to SCC initiation susceptibility.

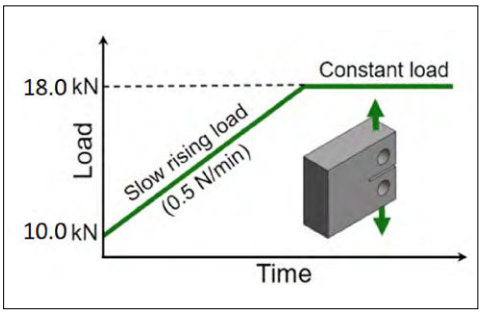


Figure 1:
Schematic of the loading procedure of the combined slow rising and constant load SCC initiation and growth tests with CT specimens.

3.2 Selected results

The SCC initiation tests generally indicated a low susceptibility of the stainless steel, and under BWR-HWC conditions, no crack initiation was observed in the absence of Zn addition. Consequently, SCC mitigation through Zn could not be further investigated, and the test series was discontinued. In the PWR environment, "early" crack initiation occurred in Zn-free water. The addition of 5 ppb Zn did not produce any observable SCC mitigation, whereas tests with 15 and 40 ppb Zn showed a clear delay in SCC initiation (see Figure 2a). Cracks initiated later during the slow rising load phase and at significantly higher notch strains compared with Zn-free or 5 ppb Zn-containing high-temperature water. This SCC behaviour is similar to that observed in tests with Alloy 182 [11, 13] and confirms the beneficial effects of Zn water chemistry on crack initiation. In contrast, even 40 ppb Zn injection had no effect on CGRs after initiation during the constant load phase (see Figure 2b). This observation differs from the results obtained with Alloy 182, which exhibited slower CGRs after the addition of 10, 15, or 40 ppb Zn in BWR-HWC and PWR water.

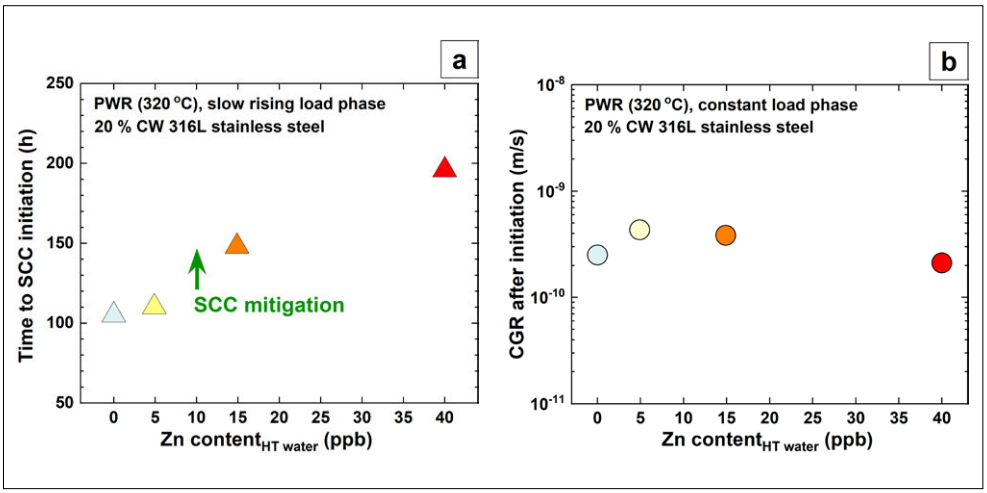


Figure 2:
Results from the SCC initiation and crack growth tests in PWR environment without or with, 5, 15 or 40 ppb of Zn (mean values from two specimens). (a) Time to SCC initiation during the slow rising load phase. (b) CGR after SCC initiation during the constant load phase.

The reason for this discrepancy is not yet understood and remains under investigation.

The exposure tests with 316L stainless steel coupon specimens revealed clear differences in oxide film morphology between Zn-treated and Zn-free surfaces. SEM analysis of the surface showed fewer large oxide crystals in the outer oxide layer and the outer layer appeared smoother on Zn-treated surfaces, regardless of surface condition (OPS polished vs. ground). Additionally, the inner oxide layer was thinner and more homogeneous with Zn addition. The Zn concentration (15 or 40 ppb) did not produce a substantial difference, consistent with findings reported in last year's research report [14]. Similar observations were made for Alloy 182 [15].

To gain further insight into the oxide film composition, high-resolution STEM-EDS analyses were performed on cross-sections of ground coupons exposed to Zn-free and 40 ppb Zn-containing PWR water. The elemental maps for the 40 ppb Zn specimen are shown in Figure 3. The high-angle annular dark-field (HAADF) image (Figure 3a) indicates that the inner oxide film has an average thickness of approximately 50 nm, significantly thinner than that observed under Zn-free conditions (approx. 150–300 nm). The corresponding elemental distribution maps (Figure 3b–f) show notable compositional differences compared with the Zn-free oxide. Similar to the Zn-free coupons, Fe is enriched in the outer oxide layer, but its signal decreases toward the inner oxide and increases again near the oxide/metal interface. Cr is absent in the outer oxide layer and increases sharply from the outer/inner oxide interface into the substrate. Ni is depleted throughout the oxide layer but shows a slight increase in the inner oxide film, with pronounced enrichment at the oxide/metal interface, which is not observed in Zn-free oxides. This suggests that Zn may inhibit Ni incorporation into oxide phases or displace Ni from spinel structures. Zn is clearly incorporated into the inner oxide layer and, to a lesser extent, the outer layer (Figure 3f), indicating efficient incorporation of Zn species into the duplex oxide film. Oxide film studies of coupons exposed to BWR-HWC environments showed very similar results.

Based on the above SEM and STEM-EDS analyses, it can be concluded that the presence of Zn in the high-temperature water environment results in (i) a significantly reduced inner oxide layer thickness, (ii) suppression of Fe oxidation and outward diffusion, (iii) stabilisation of a Cr-rich, Zn-containing inner oxide, and (iv) depletion of Ni in the oxide layer. These effects lead to a less pronounced outer oxide layer and a more compact inner oxide film compared with those formed in Zn-free environments. This may explain the higher protectiveness of Zn-containing films with respect to SCC initiation susceptibility. The observations are also consistent with those made for the Alloy 182 specimens [11].

Further studies of the oxide films, including electrochemical impedance spectroscopy measurements, are currently ongoing to better elucidate the effects of Zn injection on the properties and composition of the oxide layers.

4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level take place within the Swiss nuclear community and the ETH domain. The ENSI is regularly informed on the project status and results during the semi-annual project meetings. The Swiss utilities are also invited to these meetings as observers and additionally they are informed on the latest results during the annual ENSI-PSI project presentation meeting. Close collaboration and links also exist with the ENSI project ASSET.

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities [e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, http://www.icg-eac.org/, S. Ritter is acting as Scientific Secretary and Webmaster), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, http://www.ecg-comon.org/, S. Ritter is acting as Executive Committee member and Webmaster), Working Party 4 "Nuclear Corrosion" of the European Federation of Corrosion (EFC, http://www.efcweb.org/), S. Ritter is Chair of the Working Party 4 and Chair of the Science and Technology Advisory Committee), etc.]. Our research activities are regularly presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as member in the SNETP-NUGENIA alliance (Technical Area 4 – System and Component Integrity, http://www.snetp.eu/nugenia) and the BTS-Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). Finally, the project leader is one of the driving forces in running an international (in-kind) project on SCC initiation testing of additively manufactured stainless steel in LWR environments involving four European partner organisations ("CAISAM").

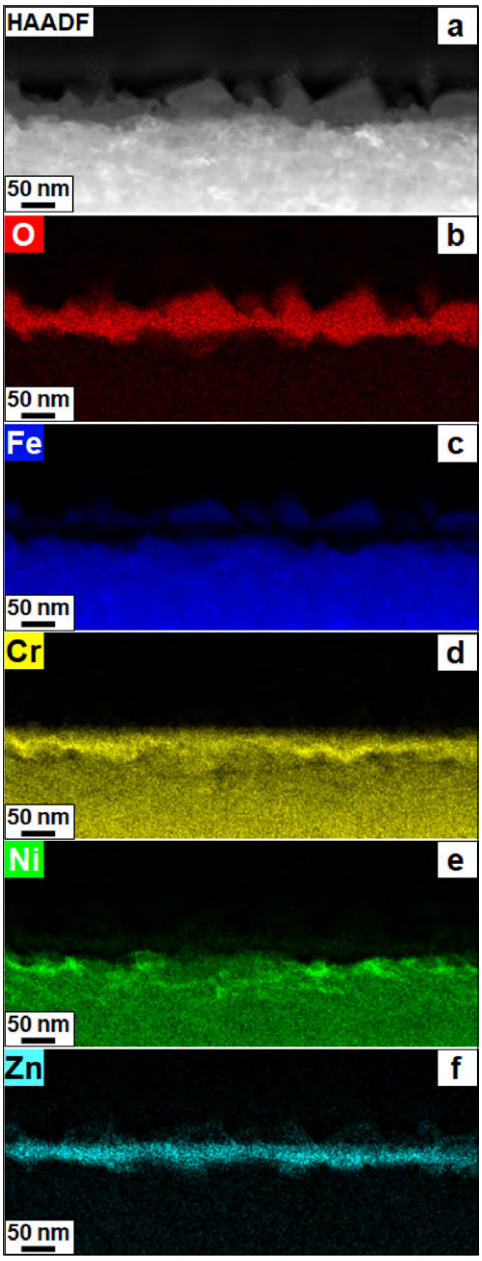


Figure 3: Cross-sectional STEM-EDS analysis of the oxide film formed on the ground surface of the 20 % CW 316L stainless steel coupons after two weeks of exposure to PWR environment with 40 ppb Zn injection. (a) HAADF STEM image showing the oxide layer structure; (b-f) elemental maps for O, Cr, Fe, Ni and Zn extracted from the STEM-EDS spectrum imaging dataset.

6. Assessment of 2025 and perspectives for 2026

6.1 Assessment of 2025

During the third year of the project, the exposure and SCC testing programme was continued as planned. The testing focused on stainless steel. SCC initiation and crack growth tests using CT specimens were per-

formed under BWR-HWC and PWR conditions. In the BWR-HWC environment, no SCC could be initiated, even without Zn addition, due to the low SCC susceptibility of the stainless steel. In the PWR environment, however, SCC mitigation by Zn addition could be assessed. During the second half of 2025, the high-temperature water loop and autoclave were equipped with a Pt injection system to enable OLNC applications, and the combined Pt and Zn injection testing campaign was initiated. In parallel, oxide film characterisation activities progressed well. Several seminars and courses, as well as two international conferences, were attended by the INOWAC team (e.g. Swiss Corrosion Science Day 2025, ICG-EAC Meeting 2025, EUROCORR 2025, etc.). Two project status meetings were held on April 25 and October 31, respectively, and the annual ENSI-PSI project presentation meeting took place on November 28. Potential topics for a follow-up project were presented to and discussed with ENSI. Finally, it can be concluded that the major goals and milestones of the third project year were achieved.

6.2 Perspectives for 2026

During the final three months of the project, the exposure tests with combined Pt and Zn injection will be completed and the specimens will be characterised. An electrochemical corrosion test campaign using stainless steel coupon specimens will complete the experimental programme of the INOWAC project. Furthermore, three journal papers are planned for publication, and the project results will be presented at national and international meetings and conferences (e.g. Swiss Corrosion Science Day 2026, April 2026, PSI; Fontevraud 11, September 2026, France). On March 27, a summary of the most important project results will be presented at the final seminar (being held at ENSI) and the final report will be prepared. Finally, a proposal for a follow-up project will be submitted to ENSI in early 2026.

7. Publications

In 2025, several conferences, workshops and meetings have been attended by the INOWAC team and one manuscript has been prepared to be submitted to a journal during the first quarter of 2026. All presentations and publications are listed below in chronological order.

- T. Wang, A. Mackiewicz, H.P. Seifert, and S. Ritter, “Unraveling the Role of Zinc Water Chemistry on Oxide Film Properties of 316L Stainless Steel in Boiling Water Reactor Environment”, In: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., Le Pouliguen, France, May 11–16, 2025.
- S. Ritter, T. Wang, A. Mackiewicz, and H.-P. Seifert, “Effect of Zinc Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Initiation of 316L Stainless Steel in High-Temperature Water”, In: 23rd Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor System (NPC 2025), Paper No. 1222, Busan, Republic of Korea, ISBN: 979-11-955566-7-0(95550), September 22–25, 2025.
- T. Wang, A. Mackiewicz, H.-P. Seifert, and S. Ritter, “Unravelling the Role of Zinc Water Chemistry on Oxide Film Properties of 316L Stainless Steel in Boiling Water Reactor Environment”, In: 23rd Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor System (NPC 2025), Paper No. 1220, Busan, Republic of Korea, ISBN: 979-11-955566-7-0(95550), September 22–25, 2025.
- S. Ritter, “Mitigating SCC in LWR Structural Alloys via Online NobleChem and Zinc Water Chemistry”, In CEA Seminar, CEA Saclay, France, November 6, 2025.

8. References

[1] S. Ritter (Ed.), "Nuclear Corrosion: Research, Progress and Challenges", EFC Publications No. 69, Woodhead Publishing, UK, ISBN: 978-0-12-823719-9, 2020.

[2] G. Romeo, "Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Water Reactors", **Nuclear Technology,** 1983, **63**(1), 110–120.

[3] D.-S. Lim, S.-H. Jeon, B.J. Bae, J. Choi, K.M. Song, and D.H. Hur, "Effect of Zinc Addition Scenarios on General Corrosion of Alloy 690 in Borated and Lithiated Water at 330°C", **Corrosion Science,** 2021, **189,** 109627.

[4] H.-S. Kim, H.B. Lee, J. Chen, C. Jang, T.S. Kim, G.L. Stevens, and K. Ahluwalia, "Effect of Zinc on the Environmentally-Assisted Fatigue Behavior of 316 Stainless Steels in Simulated PWR Primary Environment", **Corrosion Science,** 2019, **151,** 97–107.

[5] X. Guo, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Ritter, "Effect of Zinc Water Chemistry on the Corrosion and Stress Corrosion Cracking Behavior of Structural Materials in Light Water Reactors – a Review", **PPCHEM,** 2023, **25**(3).

[6] K. Norring and J. Engström, "Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR Environment: Studies at Studsvik since Mid 1980s", **Energy materials,** 2008, **3**(2), 113–118.

[7] M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey, "The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690", In: **9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors,** TMS, 1999.

[8] S. Ritter and H.P. Seifert, "Project Proposal: INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials", In: **PSI Aktennotiz,** Report No. AN-46-23-01, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, January 2023.

[9] "Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI", In: **ENSI Report,** ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.

[10] S. Ritter, A. Mackiewicz and H.P. Seifert, "Erfahrungs- Und Forschungsbericht 2023 – INOWAC Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials", In: **ENSI Research Report,** Report No. ENSI-AN-11899, ENSI, Brugg, Switzerland, May 2024.

[11] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.P. Seifert, and S. Ritter, "Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment", **Corrosion Science,** 2023, **221,** 111364.

[12] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, "Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water", **Corrosion Reviews,** 2023, **41**(3), 387–398.

[13] S. Ritter, K. Chen, A. Mackiewicz, and H.P. Seifert, "Erfahrungs- Und Forschungsbericht 2022 – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials (Zinc)", In: **ENSI Research Report,** Report No. ENSI-AN-11545, ENSI, Brugg, Switzerland, April 2023.

[14] S. Ritter, T. Wang, A. Mackiewicz, and H.P. Seifert, "Erfahrungs- Und Forschungsbericht 2024 – INOWAC Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials", In: **ENSI Research Report,** Report No. ENSI-AN-12210, ENSI, Brugg, Switzerland, May 2025.

[15] A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, "Effect of Zinc Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal and Its Oxide Film Properties", In: **Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2023),** Paper No. 152, Juan les Pins, France, September 25–28, 2023.

PROACTIV-III

Fracture toughness, warm pre-stress and crack arrest – experiment & Modeling

Author and Co-author(s): K. Freytag, Ph. Spätig, A. Heyer
Institution: PSI Center for Nuclear Engineering and Sciences
Address: CH-5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail: +41 56 310 41 37, koen.freytag@psi.ch
Duration of project: 1.4.2025–31.3.2028

Abstract

The field of application of PROACTIV-III is the evaluation of the lifetime and structural integrity of the primary cooling circuit of nuclear systems as they exist in the Swiss context. The project consists of three subprojects dealing with (SP-I) the determination of crack arrest toughness using small specimens, (SP-II) to investigate the warm pre-stress (WPS) effect and potential crack arrest under pressurized thermal shock (PTS) conditions, and (SP-III) to research the potential of probabilistic safety analysis of nuclear systems. While we are searching for a PhD candidate for SP-I, within the first months of SP-II the design modification of an experimental testing system for the characterization of the WPS effect under mechanically approximated PTS conditions has been finalized. In SP-III, probabilistic modelling using the xLPR piping code has been used to contribute to the NEA OpEx-Modeling project, evaluating the capability of probabilistic approaches for predicting leak rates caused by stress corrosion cracking in welded piping.

Project goals

PROACTIV-III is a continued research effort focused on the evaluation of the lifetime and structural integrity of the primary cooling circuit of nuclear systems as they exist in the Swiss context. The project consists of three subprojects.

Sub-Project-I (SP-I) deals with the determination of arrest toughness using small specimens. The objectives of the research are: i) to develop techniques to measure arrest toughness of the low-alloys RPV steels with small fracture specimens whose size and geometry are like those of the irradiated ones in surveillance capsules, and ii) to apply these techniques to irradiated specimens. The reference steel JRQ will be used in this project because several Charpy specimens irradiated to fluence and temperature representative of commercial reactor are available at PSI. The challenges that this project carries are fundamentally scientific ones that constitute the topic of the PhD to be prepared at EPFL under the direction of Prof. P. Spätig. **To the date of writing of this report we are still searching for a PhD candidate.**

In SP-II the objective is to investigate the warm pre-stress (WPS) effect and potential crack arrest under loss of coolant accidents (LOCA) or pressurized thermal shock (PTS) conditions. Building on the expertise gained in PROACTIV-II, the pressureless thermal shock experiments using a thick-walled cylindrical mock-up are to be modified to enable laboratory conditions that mechanically approximate the PTS boundary conditions. Finite element simulations will be used to optimize the specimen geometry and mechanical loading configuration. The relatively small size of the specimens enables us to perform a statistically significant number of tests and allow further investigation of the WPS effect in PTS safety evaluations. The research will be performed by a postdoctoral appointee, Anthony Heyer, who has started at PSI on the 1st of August 2025.

In SP-III a continued research effort on probabilistic safety analysis of nuclear systems is pursued within international projects, including the NEA OpEx-Modeling project, in which a comparison is pursued between crack growth and leak flow rate modeling and data from operational experience, and

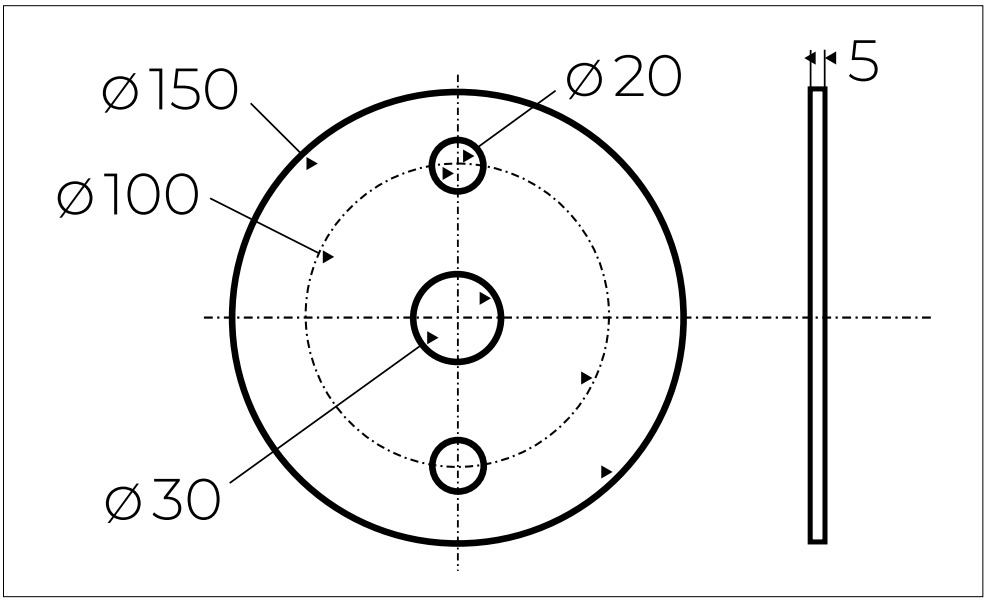


Figure 1:
Current mPTS ring specimen dimensions.

including the follow-up to the APAL project, which dealt with the identification of possible improvements in the power plants' hardware, software and procedures which have an impact on pressurized thermal shock (PTS) in reactor pressure vessels.

The project contributes to maintaining the independent expertise of PSI in the field of structural integrity in nuclear systems, including the education of young experts. It is a continuation of the efforts of the BTS group to provide the Swiss society with the knowledge needed to support ENSI in its regulatory function.

Work carried out and results obtained

SP-II Warm pre-stress and crack arrest

Since the effective beginning of the work in SP-II, with the start of the Post-Doc Anthony Heyer, the following preparatory work has been done:

- FE based design of the mPTS specimens
- Design of mPTS experimental testing system
- Design of experiment regarding the determination of a reference fracture toughness curve of the thermally embrittled steel.
- Evaluation of the KTA 3201.2-D2 rule for the determination of the WPS effect.

FE Design of mPTS Specimens

The objective of the finite-element (FE) design phase is to define a thick-walled cylindrical specimen geometry that remains experimentally feasible. The specimen must combine thermal-shock loading similar to that observed during loss-of-coolant accidents (LOCA) in pressurized water reactors (PWRs) with controllable mechanical pre-loading that simulates the effect of internal pressure in reactor pressure vessels (RPVs).

The mPTS ring specimens (Figure 1) feature an inner diameter of 30 mm, an outer diameter of 150 mm (resulting in a 60 mm wall thickness), and an axial thickness of approximately 5 mm. The inner and outer diameters follow the dimensions established in Proactiv-II, while the axial thickness has been significantly reduced from 20–150 mm to approximately 5 mm. This axial thickness reduction dramatically lowers the radial force required to reach realistic stress-intensity factor (SIF) levels. The target SIF of $K \approx 20\ \mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}$ is achieved with only 22–39 kN of applied radial force, depending on crack initial length, representative of the SIF observed at axial cracks in RPVs subjected to internal pressure [1]. This force level renders the actuator dimensioning feasible for a laboratory-scale facility. However, the reduced

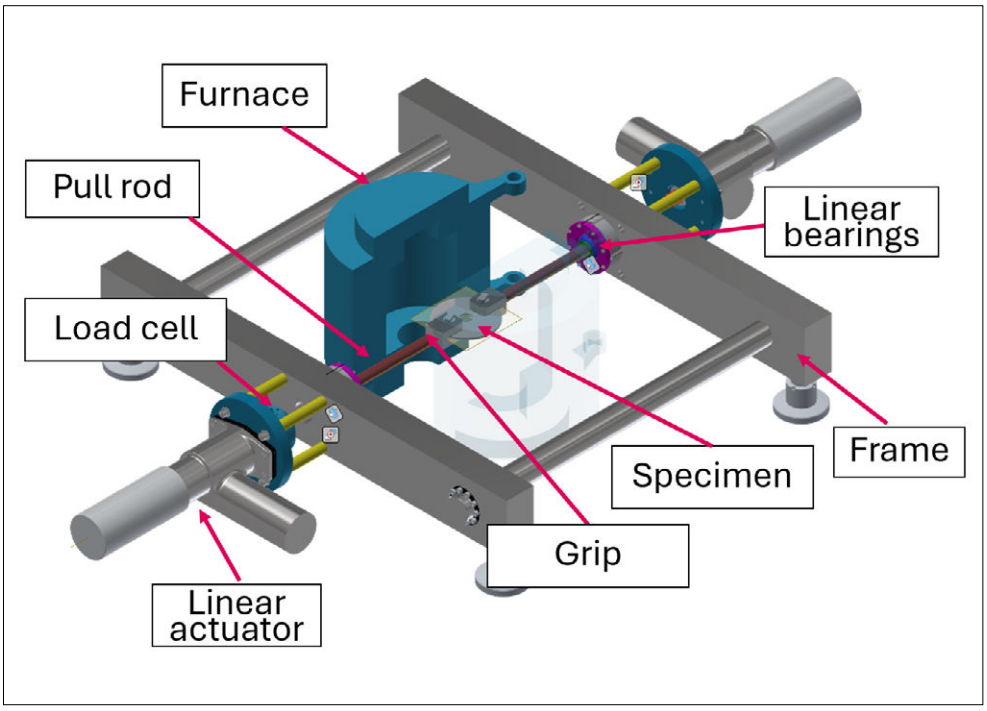


Figure 2: layout of the mPTS facility (cooling subsystem not shown).

axial thickness (5 mm) results in a geometry approaching plane-stress conditions along the crack front, unlike the plane-strain conditions characteristic of the much taller RPV walls.

Thermomechanical simulations demonstrated that plane-strain conditions yield approximately 43 % higher thermal SIF at the crack tip compared to plane-stress conditions. The simulations also revealed that the maximum K of 56 MPa√m occurs at approximately 100°C inner-wall temperature and is reached within 5 seconds under water cooling, in agreement with [2]. However, this value is significantly lower than that encountered during medium loss-of-coolant accidents (MLOCA), which can exceed 100 MPa√m [1].

Several approaches are envisioned to bridge this gap including a higher mechanical preload (up to 100 kN), time-dependent F(t) loading paths to compensate for the difference or elevated initial specimen temperature to enhance thermal-shock severity. Through these methods, the K-transient can be adjusted to match realistic LOCA severity despite the small-scale geometry.

Design of mPTS Testing System

The mechanically loaded Pressurized Thermal Shock (mPTS) facility extends the existing Proactiv-II thermal-shock rig by integrating a symmetric mechanical loading system capable of applying up to 100 kN of radial tensile force during thermal transients. The system presented in Figure 2 includes:

- Twin 100 kN electromechanical linear actuators for pulling while keeping the specimen centered with high-precision load cell and dedicated control software.
- A custom loading frame designed to operate safely at loads up to 100 kN.
- Full integration with the existing PROACTIV-II furnace (including the opening/lifting mechanism) and the internal cooling subsystem.

A detailed technical specification has been issued to different manufacturers. Two quotations have been requested: (1) actuators, controls, and software only; and (2) a complete mPTS system, including frame design and full integration. Quotations are expected by the end of 2025, with manufacturing planned to begin in Q1 2026 and assembly and pre-testing targeted for Q3 2026.

DOE of Reference Fracture Curve

The reference material remains the 17MoV8-4 model steel representing end-of-life (EoL) reactor pressure vessel (RPV) conditions. Historical heat treatments (KS22[3], WPS3 [4], A&T [2]) have exhibited inconsistent ductile-to-brittle transition temperatures, with scatter exceeding 100°C, rendering comparisons with actual EoL RPV steel uncertain. To address this issue, a structured three-phase Design of Experiments (DoE) has been initiated to identify an optimal EoL-simulating heat treatment.

Phase 1 (ongoing – Q1 2026): Nine conditions are being investigated, combining three cooling rates (water quenching → martensite; fast air cooling → bainite; slow furnace cooling → ferrite/pearlite) with three tempering temperatures (610–700°C, 7 h hold). Characterization includes microstructure, prior-austenite grain size, carbide type, size and distribution, and HV10 hardness.

Phase 2 (Q2–Q3 2026): Fracture-toughness testing (ASTM E1921 master-curve T_0 and upper-shelf K_{IJ}) will be performed on the four most promising heat-treatment candidates using compact-tension specimens (CT-0.18T). The most suitable heat treatment will be selected following this phase.

Phase 3 (Q3–Q4 2026): Detailed Warm Pre-Stress (WPS) mapping will be conducted using load–cool–fracture (LCF), load-unload-cool-fracture (LUCF), and load-partial-unload-cool-fracture (LPUCF) sequences on the selected heat treatment. This phase aims to quantify beneficial WPS effects and evaluate the predictive capabilities of existing models (e.g., Chell, Wallin).

The final selected heat treatment will be applied to all ring specimens for the mPTS experimental campaign scheduled throughout 2027.

SP-III Probabilistic safety analysis

In our continued efforts to perform research in the field of probabilistic safety analysis, we pursue an active participation in the international OECD/NEA-CSNI project OpEx-Modeling on stress corrosion crack growth and comparison of models with operating experience. In this collaborative project, crack findings from operating nuclear power plants are used as a starting point. The data is reconstructed and anonymized. Models are proposed, parameters are estimated, and fracture mechanics simulations are performed. The simulations results obtained with different model combinations allow for a comparison with field observations. The OpEx-Modeling project is ongoing, and results will be published in due time.

The contribution from the PROACTIV-III project consists of simulations performed with the xLPR code [5]. An important preliminary conclusion is that xLPR predicts crack propagation and leak rates within a 95% certainty range within which the observations from operational experience fall, this although it was not calibrated specifically for the materials considered in the cases simulated. However, many of the cases studied in the OpEx-Modeling have boundary conditions (temperate and pressure) that are outside of the range for which xLPR was calibrated. Such calibration requires an extended experimental effort that goes far outside the limits of the PROACTIV-III project.

In a second international collaborative project, PROACTIV-III is to contribute to the OECD/NEA-CSNI project in which a benchmark evaluation of warm pre-stress models in RPV structural integrity codes is performed. The contribution is to consist of simulations perform with the NRC FAVPRO code [6]. This collaboration is being prepared, cases being selected by the consortium and first simulations are expected to be run in 2026.

A third part of SP-III is participation in a follow-up project to the APAL project [7], which is being prepared and awaiting the EU call for projects.

National Cooperation

All cooperation within this project is of international nature.

International Cooperation

In the frame of the project PROACTIV we are represented in the International Group of Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM) by P. Spätig who joined the Group in 2021 as Individual Member, representative of PSI; the European Network of Excellence NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association), the European Technical Safety Organizations Network (ETSON) and the PARTRIDGE II consortium (Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk-Informed Decision Guidance – Phases I & II). P. Spätig was the PSI principal investigator of the European project FRACTESUS with the main objective to evaluate the applicability of small fracture specimen test techniques in codes and standards to address various national regulatory authority concerns. P. Spätig is also PI for the running European project INCEFA-SCALE to improve to the understanding of the transferability of laboratory-scale fatigue data to component scale. PROACTIVE-III includes direct involvement in the follow-up project to APAL (Advanced Pressurized Thermal Shock Analysis for Long Term Operation) which deals with the identification of possible improvements in the power plants' hardware, software and procedures which have an impact on pressurized thermal shock (PTS) in reactor pressure vessel, and in the NEA OpEx project, in which a benchmark comparison is pursued between crack growth and leak flow rate modeling and data from operational experience.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

SP-I is awaiting the search for a PhD candidate, being so this sub-project suffers a considerable delay.

In SP-II, finite element analyses were carried out to evaluate the thermomechanical behaviour of the ring specimen, confirming its feasibility and identifying strategies to approximate LOCA loading conditions. The technical specification of the mPTS facility was completed, and construction will be done in 2026. A structured Design of Experiments was launched to address remaining uncertainties in the behaviour of the 17MoV8-4 reference material, and the first heat-treatment and characterization activities were initiated. In parallel, the evaluation of the KTA 3201.2-D2 WPS rule highlighted inconsistencies with the underlying Chell model, emphasizing the need for experimental validation. Looking ahead to 2026, efforts will focus on manufacturing and assembling the mPTS facility, and on fracture-toughness and WPS experiments in preparation for the mPTS campaign scheduled for 2027.

In SP-III further contributions will be made to the CNSI NEA OpEx-Modeling and WPS-Benchmark projects including probabilistic simulations using xLPR. Interest to participate in the follow-up project to APAL has been indicated to the project consortium leaders.

Publications

No publications have been printed till the date of writing of this report. The following publications are in the making:

- Stephan Faust, Klaus Heckmann, Keiko Chitose, Afaf Bouydo, Ralph Doering, Xinjian Duan, Koen Freytag, Robert Lammert, Bengt Lydell, Changsik Oh, Ahti Oinonen, Do Jun Shim, Andrey Shipsha, **International activity on comparison of stress corrosion model predictions with operating experience, part 1: Description of Methodology,** Fontevraud 11 – International Symposium on Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs' Safety, Performance and Reliability
- Stephan Faust, Klaus Heckmann, Keiko Chitose, Afaf Bouydo, Ralph Doering, Xinjian Duan, Koen Freytag, Robert Lammert, Bengt Lydell, Changsik Oh, Ahti Oinonen, Do Jun Shim, Andrey Shipsha, **International activity on comparison of stress corrosion model predictions with operating experience, part 2: Crack growth in Ni-based welds,** Fontevraud 11 – International Symposium on Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs' Safety, Performance and Reliability

References

[1] G. Qian and M. Niffenegger, **Integrity analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by considering constraint effect,** Eng. Fract. Mech., vol. 112–113, pp. 14–25, Nov. 2013, doi: 10.1016/j.engfracmech.2013.09.009.

[2] D. F. Mora, G. J. Mao, and M. Niffenegger, **Investigation on crack initiation, propagation, and arrest in thick-walled cylinders under thermal-shock loading,** Eng. Fract. Mech., vol. 315, p. 110775, Feb. 2025, doi: 10.1016/j.engfracmech.2024.110775.

[3] K. Kussmaul and U. Mayer, **Investigation of Dynamic Crack Propagation and Arrest for Pulse Loaded specimens Made from a Modified MoV-Steel (KS22) by Means of a Hopkinson-Pressure-Bar,** J. Phys. IV, vol. 07, no. C3, pp. C3-993-C3-998, Aug. 1997, doi: 10.1051/jp4:19973167.

[4] K. Kerkhof, **SMILE Project – Deliverable 1: Characterization of the material WPS3 (17 MoV 8 4 mod.),** 2003.

[5] **xLPR,** https://www.epri.com/xlpr

[6] **FAVPRO,** https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/safetycodes

[7] **APAL,** https://www.apal-project.eu

IMPACT IV

NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures

Author and Co-author(s):
J. Attinger[1], S. Ghadimi (ENSI),
M. Borgerhoff[2], M. Stadler[2]
Institution:
[1] Basler & Hofmann AG, Consulting Engineers, Zurich, Switzerland
[2] Stangenberg & Partners Consulting Engineers, Bochum, Germany
Address:
[1] Forchstrasse 395, CH-8032 Zurich, Switzerland
[2] Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
+41 44 387 12 43,
jan.attinger@baslerhofmann.ch,
www.baslerhofmann.ch
Duration of project: 2019 until 2025

Abstract

The fourth phase of the international research project "Impact of an aircraft against a structure", IMPACT IV – NEREID (NEw Research Effort in the Impact Domain), led by the VTT Technical Research Centre of Finland, investigates the structural response of reinforced concrete (RC) structures under high-velocity impact loading, such as aircraft crashes. Initiated in 2003 by VTT and STUK, the program now includes seven partner institutions from six countries. The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) participates together with its experts from Stangenberg & Partners Consulting Engineers (SPI) and from Basler & Hofmann AG (B&H) in this research project.

The IMPACT IV – NEREID campaign focuses on new impact scenarios and on assessing geometric-scaling effects to improve the predictive capability of numerical models. A newly commissioned impact facility in Espoo enables testing of RC slabs of up to 3.5 m × 3.5 m. The first geometrically scaled test series (GSX1) examined scaling with a factor of $\lambda = 1.75$ between small- and large-scale slabs. While the initial tests confirmed general scaling trends, the use of stiff carbon-steel projectiles resulted in higher impact loading and excessive slab damage. Consequently, a revised series (GSX1R) was conducted in late 2024 with softer projectiles and precisely scaled reinforcement, resulting in controlled combined bending and punching failures without perforation or severe scabbing.

Numerical simulations performed by SPI (SOFiSTiK) and B&H (LS-DYNA) reproduced the experimental results with high accuracy. The SOFiSTiK's layered-shell analyses, using the Riera method for obtaining the impact force-time history in a decoupled approach, proved effective in predicting reaction forces, displacement histories, and reinforcement strains. The LS-DYNA explicit simulations, incorporated a fully coupled interaction between the projectile and the slab as well as a detailed concrete material model. These analyses additionally captured realistic cracking and damage patterns. Both modelling approaches successfully validated the scaling behaviour for $\lambda = 1.75$ observed in the tests, thereby increasing confidence in the current numerical methodologies.

The impact forces and displacements generally followed the expected scaling laws. However, displacements and reinforcement strains near the slab centre, where the most pronounced plastic deformations occurred, showed deviations from perfect scalability in both the experiments and the simulations, reflecting localized nonlinear effects that were not fully captured by geometric scaling.

ENSI's involvement in the IMPACT project ensures access to the latest experimental data and enhances its expertise in assessing the impact resistance of nuclear structures.

Project goals

The IMPACT IV – NEREID project aims to expand the experimental database and deepen the understanding of the physical phenomena associated with aircraft impacts on reinforced concrete structures. Its purpose is to validate and complement the results obtained in previous phases of the IMPACT program. By participating in this international research initiative, ENSI ensures it has continuous access to the latest scientific developments in impact testing, aircraft crash simulations, and associated numerical calculation methods. The validation of these computational models enables a more realistic assessment of the structural failure mechanisms and safety margins of reinforced concrete structures subjected to impact loading.

By contributing to the IMPACT IV – NEREID project, ENSI is strengthening and broadening its technical expertise in evaluating the structural integrity of nuclear structures and installations subjected to impact loads. Moreover, the project provides ENSI with opportunities to present and publish its research findings at international conferences, fostering regular scientific exchange with experts and nuclear regulators worldwide. This collaboration constitutes a significant contribution to the overall safety and regulatory oversight of nuclear facilities.

During the current reporting period which concludes the fourth phase of the IMPACT project, the primary focus was on analysing the experimental results of the geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX1 and the revised GSX1R series) and on performing numerical simulations of the corresponding large-scale (GSX1R-L) and reference (GSX1R-S) slab tests. These investigations aimed to validate the scaling behaviour and improve the numerical modelling of reinforced concrete slabs under impact loading.

Work carried out and results obtained

The geometrically scaled test series GSX1 and its revised version GSX1R were carried out and numerically analysed between 2023 and 2025. The tests were performed at the new large-scale impact facility of the VTT Technical Research Centre of Finland, equipped to handle square RC slabs with a maximum span of 3.5 m × 3.5 m, see Figure 1. ENSI together with its experts from **Basler & Hofmann** and **Stangenberg & Partners** contributed detailed finite-element analyses using **LS-DYNA** and **SOFiSTiK,** respectively. The following sections summarize the methodology, key findings, and interpretation of the geometrically scaled tests and simulations, focusing on the combined bending and punching response of the slabs.

Initial GSX1 Test Series

The first geometrically scaled test series GSX1 consisted of a small-scale reference slab (GSX1-S) and a large-scale slab (GSX1-L) with a scaling factor of $\lambda = 1.75$. The smaller specimen measured 2.0 m × 2.0 m with a thickness of 0.25 m, while the large slab spanned 3.5 m × 3.5 m at a thickness of 0.438 m. Both were reinforced with orthogonal grids of steel rebars and contained shear reinforcement in the form of closed stirrups. The slabs were impacted at their centre by stiff carbon-steel tubular projectiles with velocity of approximately 143 m/s. Scaling the missile mass with λ^3 led to a mass of 50 kg for the small scale to 268 kg for the large scale.

The original GSX1 experiments (documented by Fedoroff et al. in [1]) revealed that the substitution of stainless-steel projectiles used in previous test phases by stiffer carbon-steel projectiles led to a much more brittle impact behaviour. The projectiles did not deform as expected and generated higher impact forces and more severe slab damage, including complete scabbing of the rear concrete cover and the formation of a punching cone. This excessive damage caused the loss of several displacement sensors and rendered the assessment of scaling effects uncertain. Nevertheless, the results demonstrated that

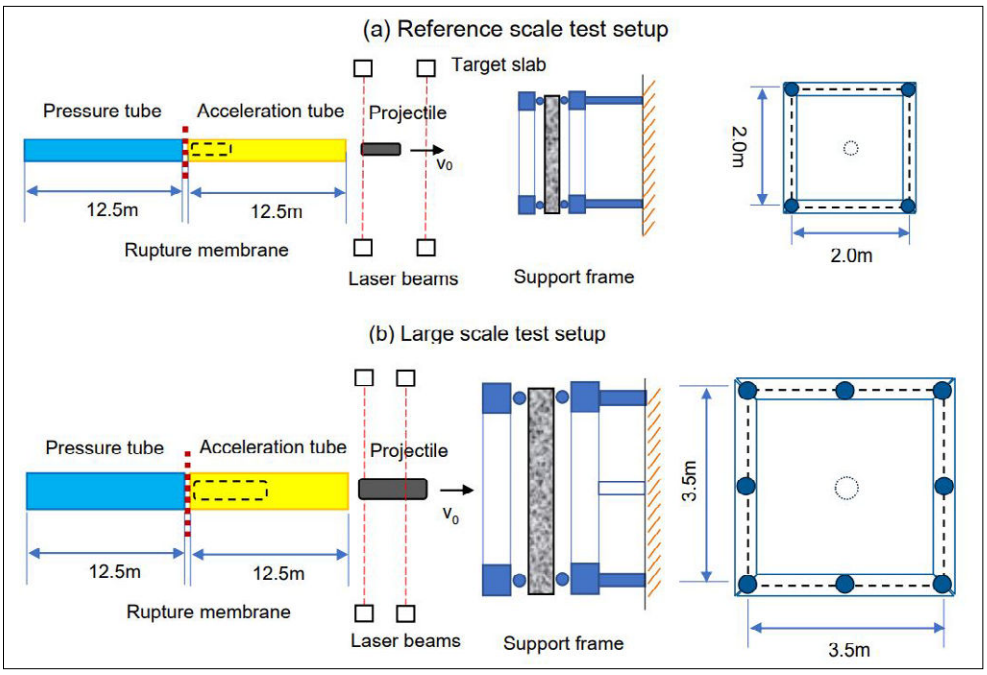


Figure 1: Test setup and scaling concept of GSX1 and GSX1R [5].

the fundamental scaling laws for global quantities such as force and impulse were generally met.

Revised GSX1R Test Series

In light of the issues encountered during the initial GSX1, the test series was repeated in late 2024 as the revised GSX1R campaign, maintaining the same geometric scaling but optimizing the material and reinforcement parameters. The reinforcement ratio of the large slab was recalibrated to match the scaling factor of 1.75 exactly. The projectiles were redesigned with reduced wall thicknesses (4.57 mm for the small-scale and 8.00 mm for the large-scale missiles) to ensure more ductile behaviour leading to lower impact forces. This adjustment was critical to avoid the overly hard impacts observed in GSX1. The revised experiments were conducted under nearly identical boundary and loading conditions, ensuring a direct comparison between the two series.

The GSX1R tests exhibited significantly improved reproducibility. The RC slabs showed combined bending and punching failure characterized by flexural cracking, moderate scabbing at the rear face, and limited spalling on the front. Complete perforation did not occur. The observed damage patterns indicated a balanced interaction between flexural and shear mechanisms, as was intended in the experimental design.

Numerical Simulations

The experimental campaign was accompanied by an extensive program of numerical simulations, which served both to interpret the test results and validate the model parameters. The simulations were performed independently by two teams of external experts using different modeling approaches and solvers: **SOFiSTiK** (implicit, by **Stangenberg & Partners**) and **LS-DYNA** (explicit, by **Basler & Hofmann**). Both approaches aimed to reproduce the same set of experiments (GSX1R-S and GSX1R-L) and to evaluate the sensitivity of the structural response to geometric scaling.

SOFiSTiK Layered-Shell Simulations [4]

The SPI analyses employed the **SOFiSTiK** finite-element software, using a multi-layered shell model to represent the reinforced concrete slabs. The FE models shown in Figure 2 included a nonlinear constitutive law for the concrete and embedded reinforcement layers representing both the flexur-

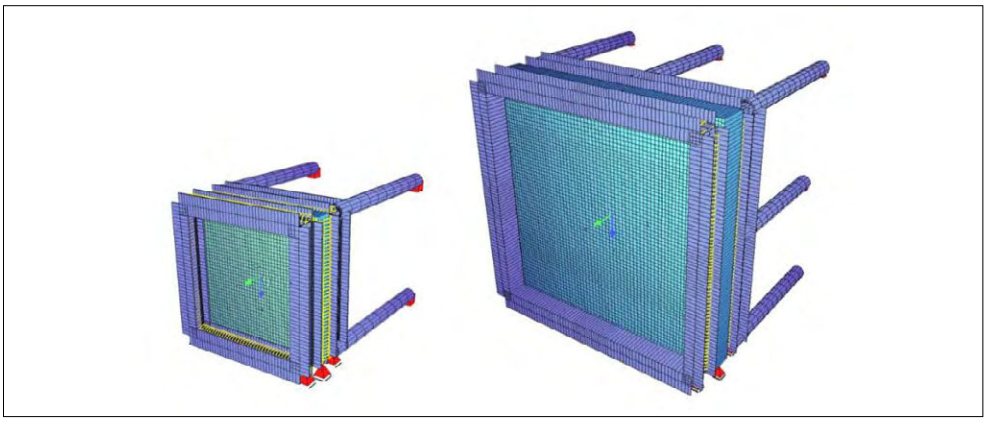


Figure 2:
Finite element models of GSX1R-S (left) and GSX1R-L (right) using SOFiSTiK [4].

al and shear reinforcement. The impacting projectile was not explicitly modelled but instead the impact load was applied via force time history computed with the Riera method [6]. The maximum calculated projectile impact forces for GSX1R dropped to approximately 60 % of the previous obtained forces in GSX1, reflecting the reduced wall thickness and thus softer impact of the revised missile design.

The FE models included the surrounding steel support frame and back-pipes, modelled as beam elements, and were validated against measurements of displacements, strains, and support forces. A total simulation time of 120 ms was used, with variable time-step integration and Rayleigh damping set to 1 % of critical damping between 30 and 80 Hz.

The results demonstrated good agreement between the measured and simulated responses for most key quantities. The displacements in the slab centre of GSX1R-L were slightly larger than the scaled predictions from GSX1R-S, indicating a minor size effect in the plastically deformed zone. The bending reinforcement strains in the central region exhibited similar deviations, while the outer regions showed nearly perfect scalability. Support forces, however, matched the scaling law very closely, differing by less than 6 %. These findings confirm that the global structural response largely follows the theoretical scaling law, while local nonlinearities near the impact zone introduce relevant scale sensitivity.

SPI also performed a parametric numerical study incorporating additional scaling factors ($\lambda = 0.5$, 1.0, 1.75, and 5.0) to further investigate the influence of geometric scaling. The resulting logarithmic correlations of displacement, strain, and reaction-force ratios revealed that the deviations from the theoretical scaling law can be well approximated by linear trends in double-logarithmic space, see Figure 3. These results indicate that the magnitude of deviation increases progressively with larger geometric scales ($\lambda > 1.75$), reflecting the growing influence of size effects at higher scaling factors.

Overall, the **SOFiSTiK** analyses demonstrated the feasibility of accurately reproducing the observed impact behaviour in the tests, thereby confirming that the layered-shell modeling approach combined with a decoupled load excitation provides an efficient and reliable method for simulating reinforced concrete slab impacts.

LS-DYNA Explicit Simulations [3]

Parallel to the **SOFiSTiK** analyses, **Basler & Hofmann** performed detailed explicit simulations using **LS-DYNA.** In contrast to the decoupled load approach of SPI, these models featured a coupled projectile-slab interaction, enabling direct calculation of contact forces and deformation of the missile.

The finite-element models shown in Figure 4 comprised the concrete slab, its bending and shear reinforcement, the steel projectile, and support rods. Owing to symmetry, only half of the test setup was modelled. The concrete

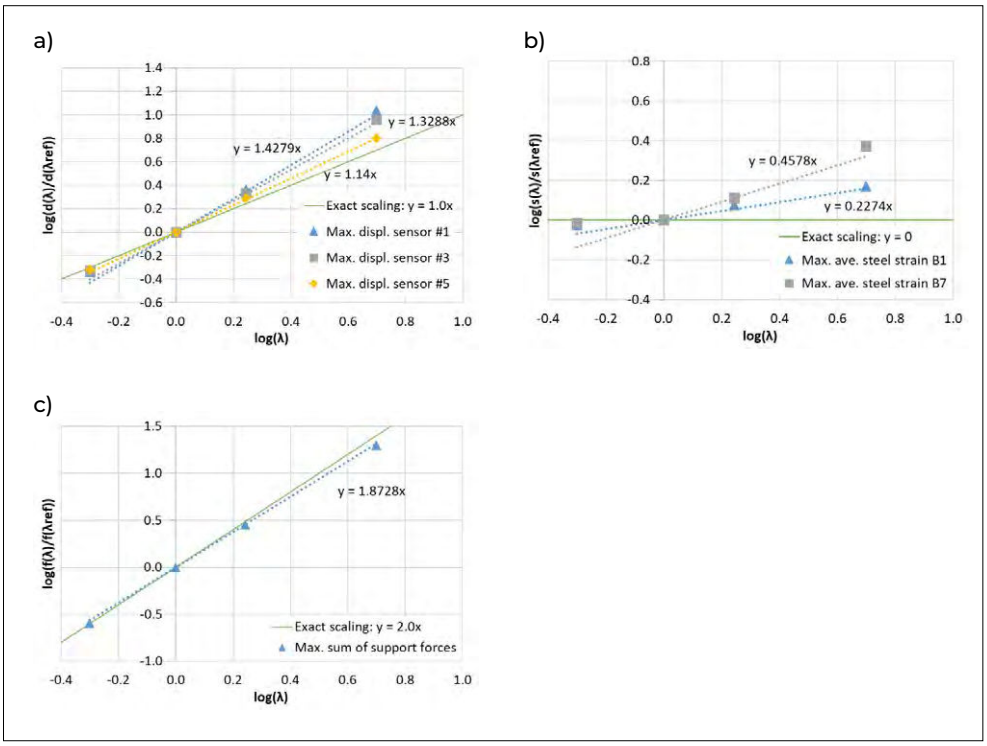


Figure 3: Logarithmic deviations of maximum displacements a), strains b) and support forces c) from perfect scaling according to SPI simulation study [4].

was represented using the Winfrith Concrete Model (MAT 84/85), a formulation with Mohr–Coulomb failure surface and fracture-energy-based crack modeling. This model was chosen for its robustness in impact simulations without requiring element erosion. The reinforcing steel and projectile components were modelled using the Plastic-Kinematic Model (MAT 03), incorporating strain-rate effects through Cowper-Symonds parameters $D = 40.4\ s^{-1}$ and $q = 5.0$.

The impact forces extracted from contact interfaces ranged between 2 and 6 MN with an impact duration of about 12 ms. The computed impulse (≈ 38 kNs) closely matched the theoretical projectile momentum, confirming conservation of momentum. When the small-scale results were scaled in time (λ) and force (λ^2), they agreed almost perfectly with the large-scale results, demonstrating close adherence to scaling laws.

Displacement histories at selected sensor points showed that both the amplitude and oscillation frequency scaled as expected, see Figure 5. The maximum deflections occurred around 15 ms, slightly after the impact peak. The support reactions, oscillating between ±5 MN, reproduced the measured force-time histories with good agreement, see Figure 6. The damage patterns observed in the LS-DYNA simulations correspond closely to those seen in the experiments. Diagonal flexural cracks developed through the slab thickness. Rear-face spalling was moderate, and no full perforation occurred. In the numerical model, due to the absence of an erosion criterion, concrete scabbing cannot be captured. However, the overall failure mechanism and damage progression were accurately captured.

The study concluded that the Winfrith Concrete Model is well suited for reproducing the bending-dominated impact response of RC slabs without extensive material calibration. The LS-DYNA simulations successfully confirmed the scale-insensitive behaviour for λ = 1.75 for various key quantities.

Concluding Remarks

The GSX1 and GSX1R investigations within the IMPACT IV – NEREID project represent a major advancement in understanding the scaling behaviour of reinforced concrete structures under high-velocity impact. Through

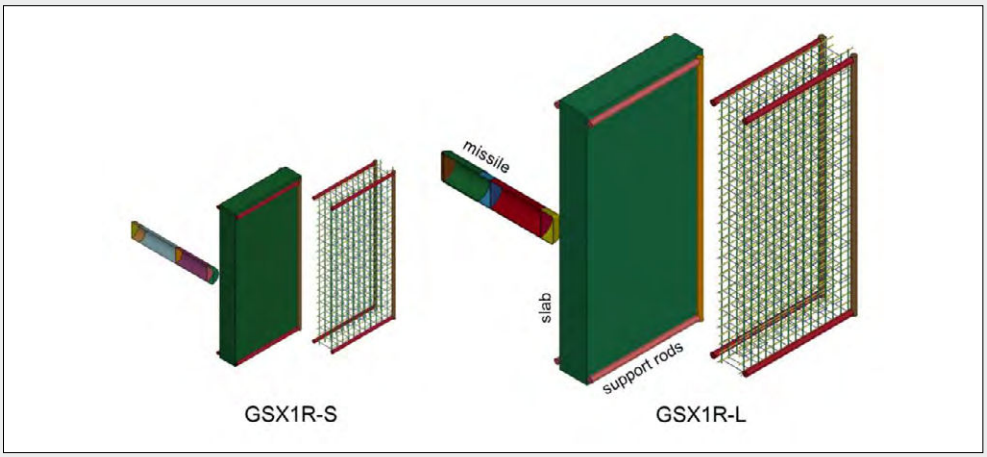


Figure 4:
LS-DYNA finite element models of GSX1R-S and GSX1R-L showing projectile, slab, and support frame [3].

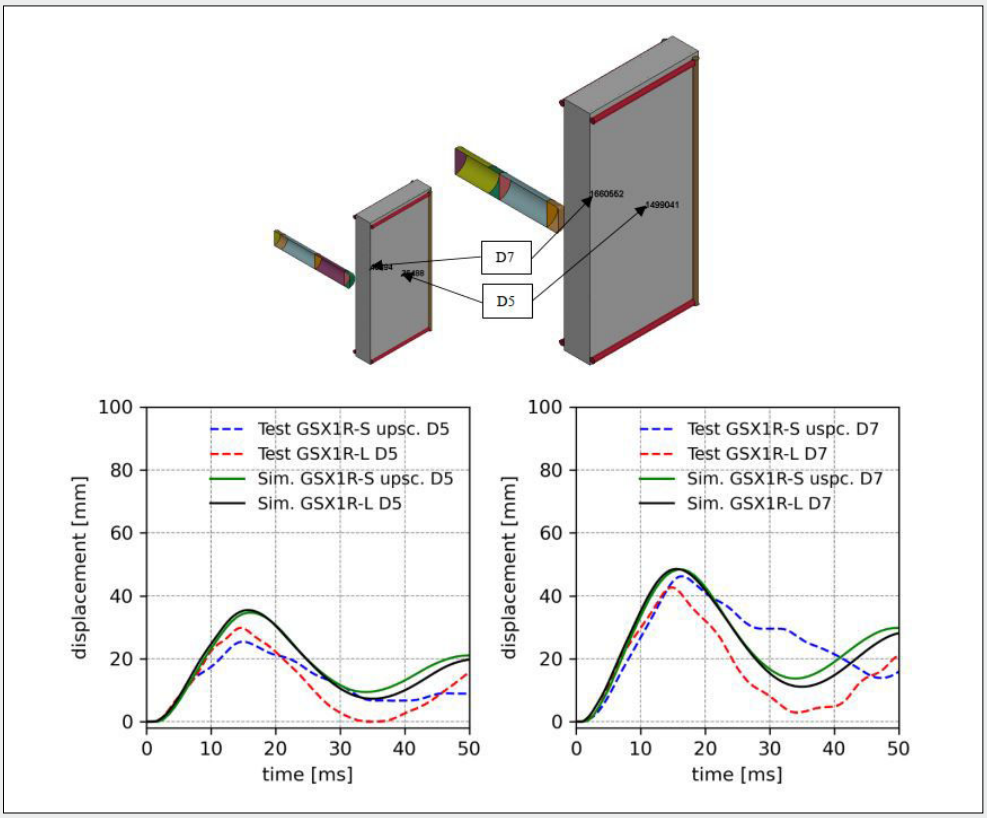


Figure 5:
Comparison of measured and simulated displacement histories [3].

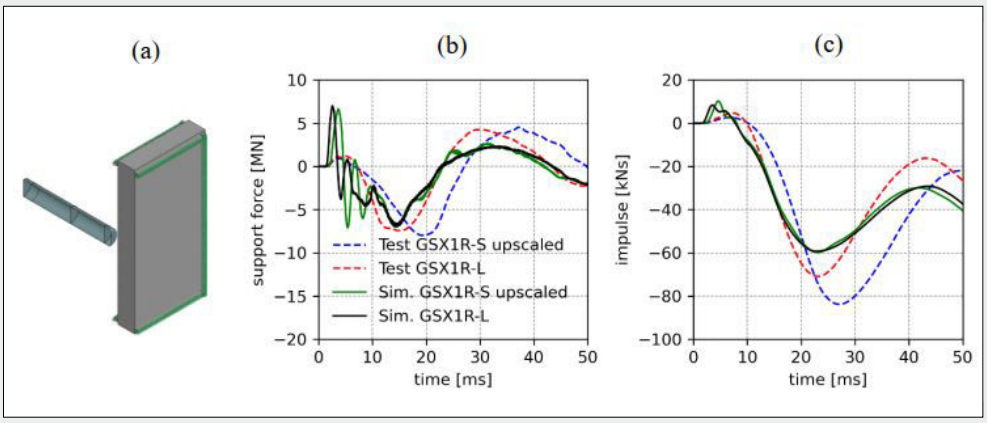


Figure 6:
Comparison of measured and simulated force time histories [3].

Figure 7:
Crack and damage pattern for GSX1R-L test and simulation [3].

a combination of experimental and numerical work, ENSI and its experts successfully demonstrated that the combined bending and punching response of RC slabs can be reproduced for different scales.

National Cooperation

Basler & Hofmann AG from Switzerland, Zurich is involved in the IMPACT IV – NEREID project as consultants of ENSI.

International Cooperation

The ENSI team also includes the experts of Stangenberg & Partners (SPI) from Germany, in addition to the national experts from Basler & Hofmann (B&H). Since 2022, seven teams from six countries (Canada, Germany, Finland, France, Japan, and Switzerland) are involved in the IMPACT IV – NEREID project. The nuclear supervisory authorities are represented from Canada, Finland and Switzerland. From Germany, the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) is involved, which advises the German nuclear supervisory authorities.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The IMPACT IV – NEREID project continues to pursue its overarching goal of expanding the experimental database and deepening the understanding of physical phenomena associated with aircraft impacts on reinforced concrete structures. The project specifically aims to validate and refine existing computational models, complementing the findings of previous IMPACT phases, thereby improving the accuracy of impact simulations used in safety assessments. Through its participation, ENSI gains direct access to

state-of-the-art experimental data and modeling methodologies, ensuring that its regulatory evaluations align with the latest international research standards.

During the current reporting period, ENSI and its experts focused on analysing and interpreting the results of the geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX1 and the revised GSX1R series) and on conducting advanced numerical simulations of the corresponding small- and large-scale slab tests (GSX1R-S and GSX1R-L). These studies investigated the scaling behaviour of reinforced concrete slabs under impact loading, thereby enhancing the accuracy of numerical prediction tools, and thus directly contributing to the project's central objective of improving the assessment of structural failure mechanisms and safety margins. By advancing both experimental and computational capabilities, the project reinforces ENSI's technical expertise in evaluating the structural safety of nuclear installations subjected to impact scenarios.

The IMPACT IV – NEREID project was completed in 2025. This included the revised GSX1R test series, which comprised two additional force-plate tests of the used carbon-steel projectiles. Additionally two punching tests on artificially corroded reinforced concrete slabs were carried out in 2025. The last TAG meeting focused on possible content for a further phase of the IMPACT project, which is being pursued by the partner institutions. Research on curved reinforced concrete structures, steel-concrete-steel structures, and buried structures under impact loading has proven to be of primary interest. The investigations into scale sensitivity begun in the IMPACT IV – NEREID project shall be supplemented in greater depth by further experiments. No contractual agreement was reached on this matter during the reporting year.

Publications

- **S. Ghadimi Khasraghy, B. Wilding, C. Schneeberger, M. Borgerhoff, M. Stadler, P. Zwicky (2022):** Bending damage of reinforced concrete slabs subjected to soft missile impact: Numerical simulation of inclined impacts, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- **S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, P. Zwicky (2022):** Punching failure of reinforces concrete slabs subjected to hard missile impact: Simulation of influence of slab thickness & shear reinforcement in LS-DYNA, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- **M. Borgerhoff, F. Riesner, H. Stangenberg, C. Schneeberger (2022):** Interaction of bending and punching in reinforced concrete slabs subjected to impacts of deformable projectiles in IMPACT III project tests, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- **M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, J. Rodriguez, C. Schneeberger (2022):** Discussion of numerical simulation methods for impact analyses of reinforced concrete structures, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- **B. Wilding, S. Ghadimi Khasraghy, P. Zwicky (2024):** Punching damage of reinforced concrete slabs subjected to hard missile impact: Numerical simulations of inclined impacts in LS-DYNA, Transactions, SMiRT-27, Yokohama
- **B. Wilding, S. Ghadimi Khasraghy, P. Zwicky (2024):** Combined bending and punching damage of reinforced concrete slabs under impact loading: Simulation of geometrically scaled tests in LS-DYNA, Transactions, SMiRT-27, Yokohama
- **A. Darraba, S. Ghadimi Khasraghy, B. Lafon, B. Wilding (2024):** Effect of impact location on the punching shear resistance of a concrete wall: analytical and numerical interpretation with EUROPLEXUS and LS-DYNA, Transactions, SMiRT-27, Yokohama
- **M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, S. Ghadimi Khasraghy (2024):** Combined bending and punching damage of reinforced concrete slabs under impact loading: Simulation of geometrically scaled tests with the layered shell model in SOFiSTiK, Transactions, SMiRT-27, Yokohama

References

[1] A. Fedoroff, A. Darraba, S. Ghadimi Khasraghy, C. Heckötter, G. Sagals, S. Sawada, G. Soares, F. Tarallo, A. Vepsä: **Combined Bending and Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs under Impact Loading: Tests on Influence of Scale Effect,** SMiRT-27, Yokohama, March 3–8, 2024

[2] S. Ghadimi, M. Borgerhoff, J. Attinger: **Discussion of Numerical Simulations of Impact Tests on Reinforced Concrete Structures Within IMPACT IV – NEREID Project,** SMiRT-28, Toronto, August 10–15, 2025

[3] J. Attinger, S. Ghadimi: **Impact Loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Numerical Evaluation of the Size-Effect using LS-DYNA,** SMiRT-28, Toronto, August 10–15, 2025

[4] M. Borgerhoff, S. Ghadimi, M. Stadler, H. Stangenberg: **Impact Loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Numerical Evaluation of the Size-Effect Using the SOFiSTiK Layer Model,** SMiRT-28, Toronto, August 10–15, 2025

[5] A. Fedoroff, A. Darraba, S. Ghadimi Khasraghy, C. Heckötter, A. de la Meslière, Y. Nikaido, N. Pfeiffer, G. Sagals, A. Vepsä: **Impact loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Experimental Evaluation of the Size-effect**, SMiRT-28, Toronto, August 10–15, 2025

[6] Riera, J. D.: **On the Stress Analysis of Structures subjected to Aircraft Impact Forces,** Nuclear Engineering & Design 8, 1968, 415–426

Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1

Author and Co-author(s): Aditya Nayak, Saran Srikanth Bodda, Abhinav Gupta, Sara Ghadimi (ENSI), Tadeusz Szczesiak (ENSI)
Institution: CNEFS, NC State University, USA
Address: 915 Partners Way, Raleigh, NC 27606, United States
Phone, E-mail, Internet address: +1 919-624-7877, agupta1@ncsu.edu, https://ccee.ncsu.edu/cnefs/
Duration of project: 2024 to 2026

Abstract

The continued functionality of safety-relevant digital control systems and electrical components during and after an external event such as an earthquake or airplane crash (APC) is important in order to assure the safe operational condition of a nuclear power plant. Sensitive electrical systems, like relays, may be affected by high-frequency excitations even at low amplitude accelerations. Some of the relatively recent earthquakes worldwide have exhibited high-frequency content due to the presence of hard rock soil profiles. Additionally, high-frequency impact loading resulting from APC need to be studied further as APC induced vibrations can propagate from the impact location through structures into their interior and influence the functionality of safety-related electrical systems.

The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is collaborating with the Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS) at North Carolina State University on a research program to study the earthquake and APC-induced high-frequency vibrations and their propagation to interior of NPPs with a focus on understanding the corresponding effects on the in-structure response spectra (ISRS) calculated for the cabinet location as well as the response spectra calculated inside the cabinets, i.e. in-cabinet response spectra (ICRS). The scope of the project is divided into two phases. The Phase-1 work (2024–2026) focuses on reviewing existing literature and on conducting analyses to evaluate an appropriate set of motions that realistically represent vibrations due to APC impact scenarios. This Phase-1 work also focuses on designing and conducting a few simplified experimental studies to further understand the influence of geometric nonlinearities, such as gaps in the mounting arrangement of cabinets on their dynamic response.

Typically, electrical equipment is seismically qualified using generic shake table testing. In these tests, high acceleration values account for most failures. However, a major drawback is the limitation of shake table test frequencies, which are typically in the low-frequency range. Observations made in some recent studies indicate that electrical equipment in Nuclear Power Plants (NPPs) are susceptible to functional failure when subjected to high-frequency motions even at low-amplitude accelerations. This vulnerability is particularly critical in the context of an APC impact, as the resulting vibrations are characterized by a substantial high-frequency content. Consequently, it is essential to investigate the propagation of vibrations at different locations in the containment internal structure and evaluate the frequency content of the resultant floor motions. In 2025, simulations of APC impact are performed using finite element (FE) models of a NPP containment building. This study employs different containment building models with varying complexities to under-

stand how different modeling aspects influence the results. This computational study provides a comprehensive understanding of the vibrational characteristics at the location of electrical cabinet during an APC impact.
Another consideration that needs to be studied is the effect of gap-closures and localized nonlinearity on the dynamic response of the electrical components when subjected to floor motions. For this purpose, simplified experimental studies are also conducted on Multi-Degree-of-Freedom (MDOF) shear building models bolted to a shake table. These experiments aim to develop a better understanding of the effects resulting from the presence of gaps within the mounting system.

Project goals

The aim of this project is to understand the characteristics of seismic and APC-induced high-frequency vibrations propagating through a NPP structure and reaching the electrical cabinet and its components. Such high-frequency vibrations can propagate through the structure into electrical cabinets and adversely affect the functionality of safety-related electrical systems and relays. Therefore, the current approaches to develop in-structure response spectra (ISRS) at the cabinets location as well as in-cabinet response spectra (ICRS) induced by both seismic and APC loads need to be studied [1]. The scope of this project is divided into two phases. The Phase-1 work (2024–2026) focused on reviewing existing literature and on conducting different types of analyses to evaluate an appropriate set of floor motions at the base of the cabinets that realistically represent ISRS resulting from different seismic and APC scenarios. This Phase-1 work also includes a preliminary exploratory experimental study by designing a handful of simplified experiments to understand the influence of localized geometric nonlinearities, such as gaps at the mounting locations of an electrical cabinet or other equipment, on the propagation of high-frequency vibrations into the cabinet.

Work carried out and results obtained

Propagation of High-frequency Vibration to the Internal Structure of a NPP due to APC Impact

To characterize the motions at the location of electrical cabinets, the APC impact on a containment structure model is simulated and the resultant floor motions within the internal structure are analyzed. To begin with, analyses are performed employing a simplified lumped-mass stick model of a NPP containment building in SAP2000. The stick model included both the containment external structure (CES) and the containment internal structure (CIS), as shown in Figure 1(a). The foundation and its interaction with the surrounding soil are modeled by employing translational and rotational springs in the two orthogonal horizontal directions at the foundation node, while the vertical direction is fixed. The CES and the CIS do not have any connections at higher elevations and are connected solely at the basemat. The lumped masses in the stick model of the CIS correspond to various floors of the structure. After the results from the initial study using the stick model are analyzed, the model complexity is increased to incorporate a more detailed 3D shell model for CES in SAP2000, as illustrated in Figure 1(b).
The next step includes incorporating the effects of material non-linearities during analysis to simulate a more realistic behavior of the containment model during APC impact. For this purpose, ABAQUS is selected as the FE software for analysis, as it provides several established models to represent the plastic behavior of materials, such as Concrete Damage Plasticity (CDP) and simple elastoplastic models. Additionally, it has the capability to perform explicit analysis, which is more suitable for scenarios with high loading rates and pronounced non-linearities. Hence, an ABAQUS model of the containment building is developed in the reporting year 2025, as shown in Figure 2, for subsequent APC impact analyses. However, before performing non-linear analysis, the ABAQUS model must be validated through linear analysis by com-

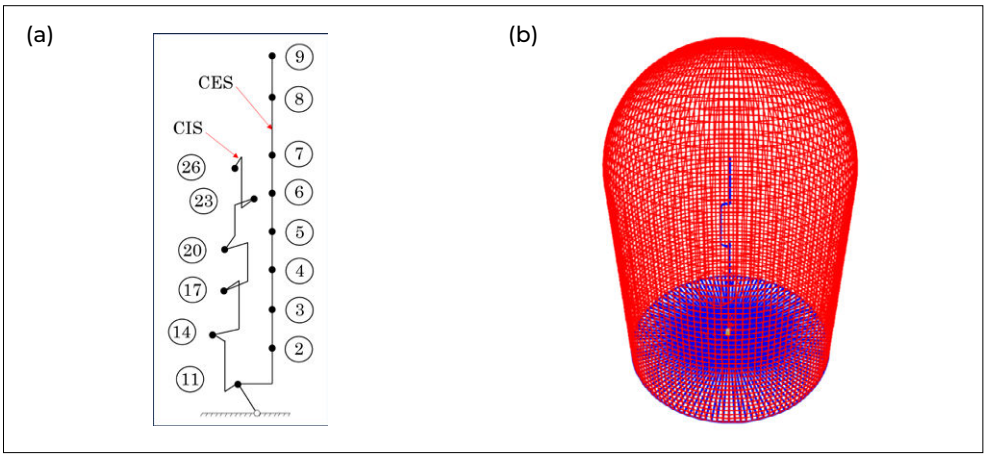


Figure 1:
FEA Model in SAP2000: (a) external and internal stick model, and (b) external 3D shell and internal stick model.

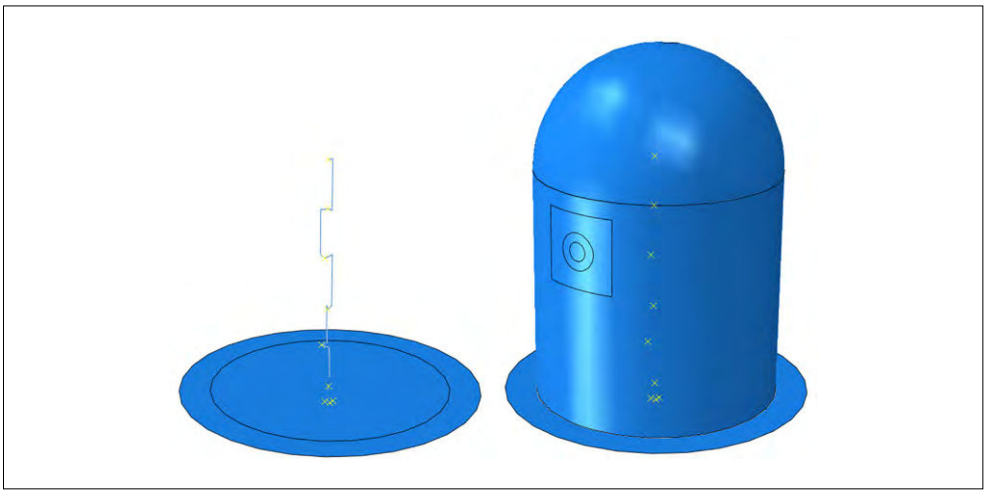


Figure 2:
FEA Model in ABAQUS.

paring its response with that of the existing SAP model. This report presents the results of the linear validation analysis. The nonlinear analyses using ABAQUS model will be performed in 2026.

Airplane Crash Impact Load Functions

To simulate the APC impact, the impact forces are applied as load-time functions on the containment model. In this study, APC impact load time-histories are characterized in accordance with the Riera [2] approach for two different types of airplanes. The two different airplanes include a commercial plane and a military jet. The impact velocity considered for the commercial plane is 100 m/s, which is the typical landing and take-off speed for such planes. However, the impact with the military jet is considered at a much higher velocity of 215 m/s. Figure 3 shows the normalized load-time functions for the considered airplanes. As seen in this figure, the military airplane has a higher peak force which is 22 % higher than that of the commercial airplane impact due to the higher velocity of impact [3].

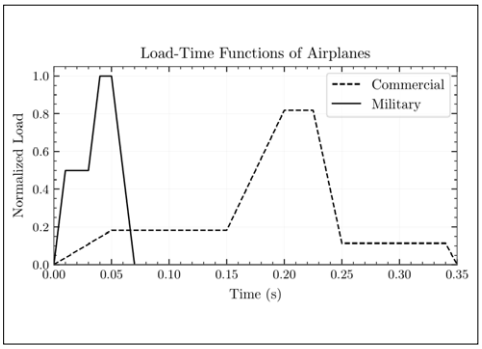


Figure 3:
Impact load-time functions for commercial and military airplanes.

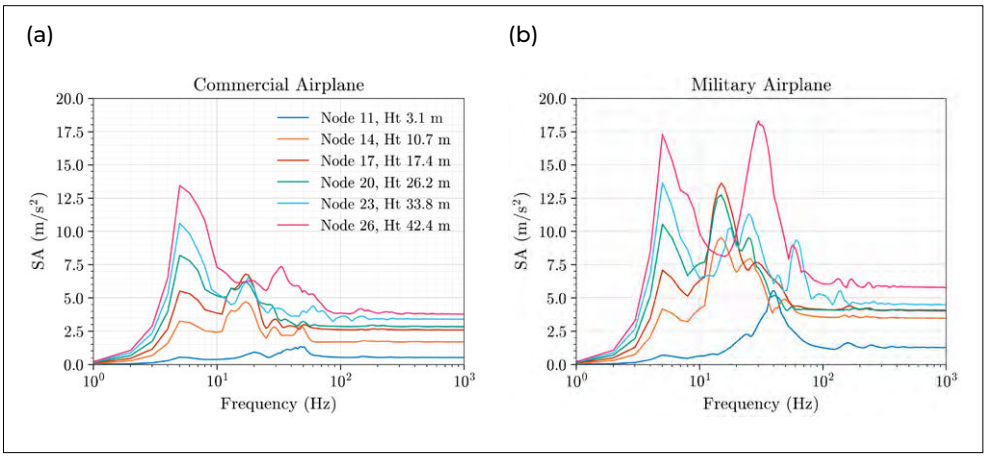


Figure 4: FRS at different heights for simplified external and internal stick models for impact with (a) the commercial airplane and (b) the military airplane.

Results of APC Analyses with the Simplified Stick Models

For impact analyses, the APC loads are applied on the stick model of CES. The loads are considered to be distributed uniformly over the specified lengths of impact, which are considered to be 6 m and 3 m for the commercial and the military airplane, respectively, based on the approximate diameter of circular fuselage areas. Analyses are performed considering the impact forces applied at different heights along the CES model. The impact locations are specified as the 1/3rd height, the mid-height, and the 2/3rd height of the CES. The impact load is directed along the X-axis, with X and Y representing the two orthogonal horizontal directions and Z indicating the vertical direction. Since the loading is applied in the X-axis, the resulting responses are also predominant in the same direction, and therefore, the floor motions are developed and studied only in that direction.

Results are obtained by performing implicit dynamic time-history analysis in SAP2000 considering 5 % structural damping in all modes. The acceleration time-histories at the lumped masses across various floor levels in the CIS are obtained. The locations examined are Nodes 11, 14, 17, 20, 23, and 26, at elevations of 3.1, 10.7, 17.4, 26.2, 33.8, and 42.4 m from the foundation, respectively. Using the acceleration time-histories, floor response spectra (FRS) curves are generated considering 5 % structural damping.

Figure 4 presents the responses at various heights in the CIS for impact at mid-height. It is noted that the FRS plots at higher elevations exhibit peaks predominantly around 5 Hz, corresponding to the model's fundamental low-frequency modes. In addition, the FRS curves at lower elevations exhibit significant responses in the higher frequency range above 10 Hz. The FRS consistently show at least one significant peak in the high-frequency region, with some plots displaying multiple peaks in the high-frequency region. At lower elevations, these peaks exhibit higher values than those in the low-frequency region (below 10 Hz), indicating that the higher frequency modes govern the floor acceleration responses.

A comparison of the FRS from the two airplanes reveals that APC impact at a higher velocity (military jet case) results in vibrations with more prominent response peaks in the high-frequency region as compared to impact at a lower velocity (commercial plane case), irrespective of the floor elevations.

APC Analyses with 3D CES Shell and internal stick model in SAP2000

In the more detailed shell model of the CES, the APC impact loads are applied as surface pressure over a predetermined region of impact based on the fuselage area of the airplanes [4]. The areas of impact loading for commercial and military airplanes are taken as 27 m² and 6.5 m², respectively. The impact regions are assigned such that the surface

normal at the center of the impact region is oriented in the X direction, at the mid-height of the CES.

During analyses with this model, the mesh size of the CES shell is identified as a critical parameter that significantly influences the dynamic response, particularly in the high-frequency region. To accurately capture the effects of the APC impact and ensure proper wave propagation through the structure, the shell elements are specified with an approximate size of 0.5 m in the immediate impact region, and the mesh size then gradually increases to 1 m for the rest of the model.

While performing implicit dynamic time-history analysis, 5 % Rayleigh damping is specified at 5 and 30 Hz. These frequencies for Rayleigh damping are chosen based on the observation that the FRS plots show response peaks at these frequencies. The resulting spectral acceleration plots for impact with the commercial airplane are presented in Figure 5(b). Comparing the results from the 3D CES shell model with those from the stick model (see Figure 5), a reduction in the SA values is observed, characterized by an approximate 41–48 % decrease in peak values. The only exceptions to this trend are the high-frequency responses for Node 11 and Node 26, which exhibit a 50 % and 10 % increase in peak values, respectively.

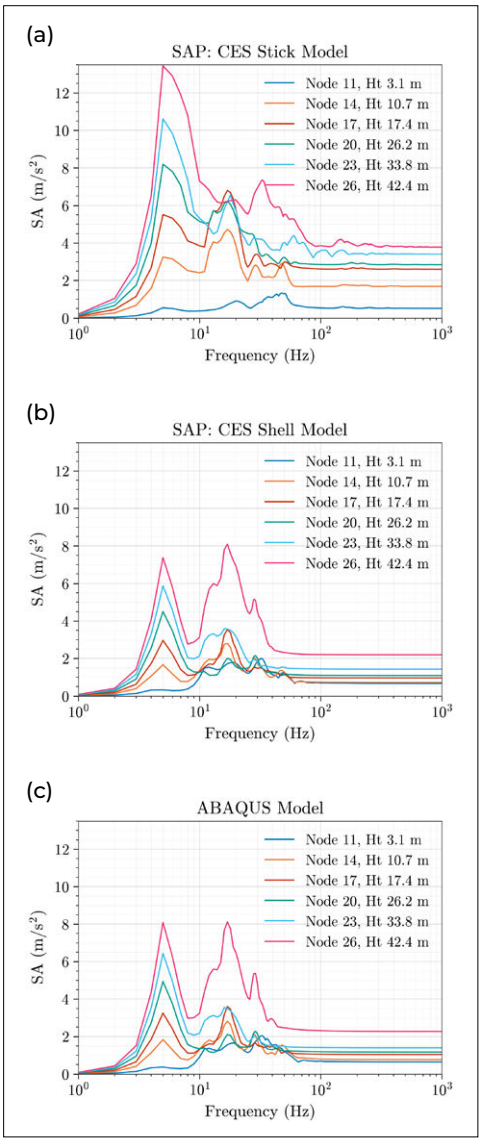


Figure 5:
FRS in CIS stick model due to commercial airplane impact for (a) the SAP model with CES stick model, (b) the SAP model with 3D CES shell model, and (c) the ABAQUS model.

APC Analysis with 3D CES Shell and internal stick model in ABAQUS

The ABAQUS model utilizes a 3D shell model for the CES and a lumped-mass stick model for CIS. The APC impact loads are again applied as surface pressures over designated regions of impact on the CES. Since the initial goal is to verify the ABAQUS model, it is configured with similar material and section properties as the corresponding SAP2000 model. The mesh size is also defined to be consistent with the SAP2000 model. However, a key difference is that the ABAQUS CES model incorporates the detailed rebar layout within the cylindrical shell wall.

Similar to the SAP2000 model, implicit dynamic time-history analysis is performed with 5 % Rayleigh damping at 5 and 30 Hz. The FRS curves (see Figure 5) obtained from the ABAQUS simulation demonstrate a strong similarity to those from the SAP2000 model, indicating a desirable level of agreement between the two finite element models. Consequently, the ABAQUS model will be utilized in the upcoming year to perform further analyses incorporating material non-linearities in the model.

Experiments on Bolted Connections with small MDOF buildings

During the IRIS Phase 3 experimental program conducted under the OECD/NEA framework, the acceleration records ob-

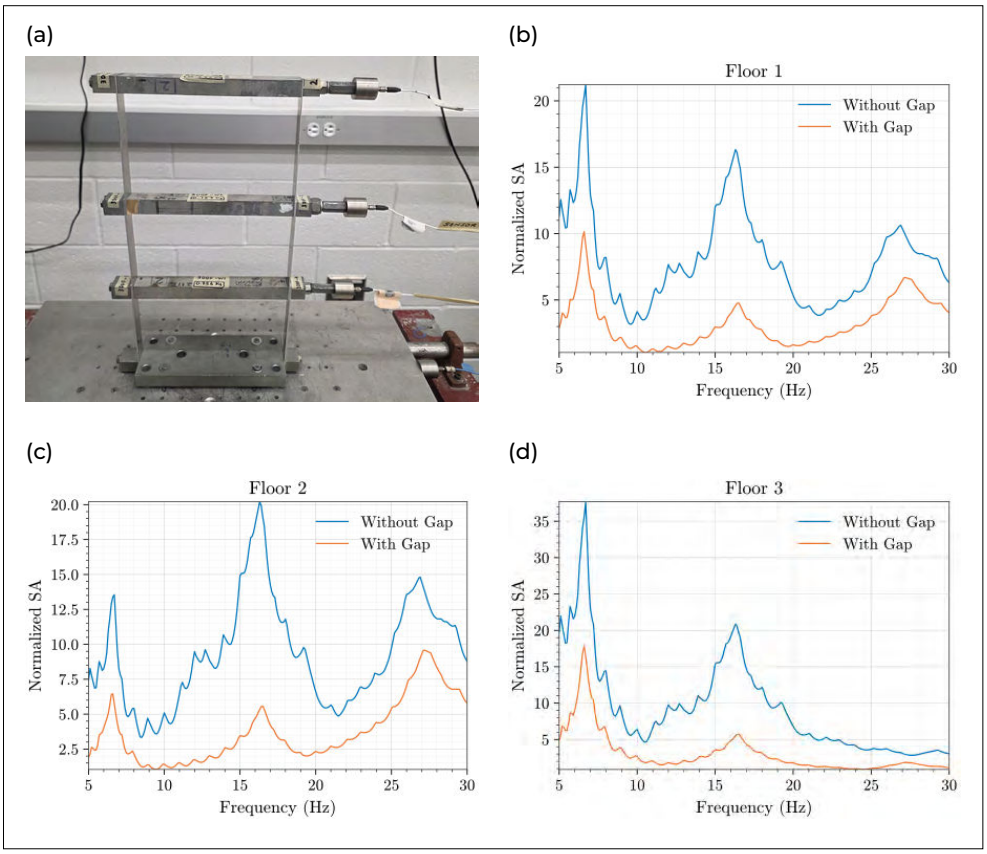


Figure 6: (a) Experimental setup of MDOF building model mounted to shake table; and comparison of normalized SA at (b) the 1st floor, (c) the 2nd floor, and (d) the 3rd floor of the 3DOF system between without gap and with gap (1.12 mm) cases.

tained at the bolted pseudo-equipment suggested a filtering effect on the transmitted vibrations [5]. Multiple studies have also indicated that geometric nonlinearities, such as a gap in the cabinet mounting arrangement, may filter out the high-frequency excitations resulting in much lower spectral values of ICRS [6,7]. Conversely, Singh and Gupta [7] noted that such small gaps may also cause increased amplifications within the cabinet due to localized impacts.

To study these phenomena, small MDOF shear building models are designed and mounted onto a shake table, and then subjected to harmonic excitations with varying frequencies. Accelerometers are used to record acceleration data at different floor levels of the MDOF system, and the data is subsequently analyzed to determine the frequency response. Next, horizontal gaps are introduced in the bolted connection, and the building is again subjected to the same set of input motions. The response spectrum plots are compared between cases with and without gaps.

Figure 6 shows the response of a 3DOF system at the three floor levels for both scenarios with and without gaps. The natural frequencies for the three modes of the 3DOF shear building model are found to be 6.6, 16.4, and 27.2 Hz, respectively. The setup with a gap has a 1.12 mm horizontal gap in each of the four bolted connections. The plots show spectral accelerations at the floor levels normalized with respect to the spectral acceleration at the shake table to account for differences in amplitude in the input signals. As observed in Figure 6, the presence of a gap in the system reduces the amplitude of the response across the entire measured frequency range at all floor levels. This reduction is particularly prominent for the response peaks occurring at the modal frequencies of the structure. Several laboratory-tested cases, incorporating varying gap distances, yielded similar results, highlighting that gaps reduced the measured response at the structure. It is

important to note that in these cases the existing gaps were not closed. Small gaps can potentially amplify the acceleration due to local impacts once the existing gap is closed. Therefore, further investigation is required to determine whether the localized impacts occurring in the cases with gaps cause higher amplifications in response. The current MDOF models utilize a very heavy mass as the base plate of the building. This heavy mass reduces the vibrations caused by localized impacts, particularly affecting the response at higher frequencies. Subsequent tests will involve different mounting arrangements with lighter base plates to investigate responses at frequencies higher than the natural frequencies of the building modes. Further tests, in the upcoming year, will also involve additional MDOF buildings with higher natural frequencies to study the effects of gaps in these scenarios.

National Cooperation

None.

International Cooperation

This project is conducted in collaboration with the Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS) at NC State University, USA.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

This report presents the results obtained from the initial investigations into the propagation of high-frequency APC induced vibrations to the locations of electrical components and systems located at various floors of the internal structure of a containment building. The results obtained from simulation-based studies of APC impact on containment building and some preliminary experiments on simple shear building models are presented in this report. Analyses are conducted using containment building models of an NPP with varying degrees of complexity. Employing different models facilitates an understanding of how various modeling aspects, such as the type of elements, damping considerations, and material properties, influence the results. The results obtained in this study demonstrate the presence of significantly high-frequency vibrations in the FRS plots across various elevations within the CIS specially in case of a military airplane impact.

During 2026, the APC impact analysis will be expanded to include material non-linearities, such as plasticity and concrete crushing, providing a more realistic assessment of the containment structure's behavior under APC and seismic loads. Future work will also involve a more in-depth study to understand the influence of different modeling parameters on the analysis results.

Additionally, this report presents the preliminary results from simple experiments conducted to understand the effects of geometric nonlinearities in the cabinet mounting arrangement on vibration propagation. The experiments involve testing simple 3DOF shear building models bolted onto a shake table and subjected to harmonic motions with varying frequencies. By introducing horizontal gaps of 1.12 mm in the bolted connection system, the resultant change in structural response is investigated. Results show that the presence of gaps reduces the response amplitude across the measured frequency range, particularly at modal frequencies.

Further tests will be conducted in the following year to investigate whether localized impacts resulting from the closure of gaps can cause any undesirable amplification in the higher frequencies. Additional small-scale experiments involving MDOF systems with higher natural frequencies and different types of mounting arrangements are planned to acquire a better understanding of the effects of gap closure. The insights gained from these preliminary tests will be utilized to design a more realistic and effective large-scale experiment.

Publications

■ Nayak, A., Bodda, S. S., Gupta, A., Ghadimi Khasraghy, S., & Szczesiak, T., **Floor Response Spectra in the Internal Structure due to Airplane Impact,** Transactions, SMiRT 28 – 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2025.

■ Bowman, H., Bodda, S. S., Gupta, A., Ghadimi Khasraghy, S., & Szczesiak, T., **Influence of Localized Nonlinearties on High-Frequency Vibrations in Electrical Cabinets,** Transactions, SMiRT 28 – 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2025.

■ Ghadimi Khasraghy, S., Hak, S., Szczesiak, T., Rangelow, P., **Numerical Simulation of Impact-Induced High-Frequency Vibrations,** Transactions, 28 – 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2025.

References

[1] Ghadimi Khasraghy, S., Szczesiak, T., Gupta, A., Rangelow, P., and Wilding, B.: **Impact Induced High Frequency Vibrations: Options for a Unified Approach for the Design of Components,** Transactions, SMiRT 27 – 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2024.

[2] Riera, J. D. (1968). **On the stress analysis of structures subjected to aircraft impact forces.** Nuclear Engineering and Design, 8(4), pp. 415–426.

[3] Nayak, A., Bodda, S. S., Gupta, A., Ghadimi Khasraghy S., & Szczesiak T**., Floor Response Spectra in the Internal Structure due to Airplane Impact,** Transactions, SMiRT 28 – 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2025.

[4] Rawsan, A. (2021). **Response of nuclear containment wall subjected to impact and thermal loads.** Ph.D. thesis, IIT (BHU) Varanasi

[5] Hervé, G. (2016). **Description of IRIS Phase 3 Project.** EDF, Revision C.

[6] Vlaski, V., Moersch, J., and Sallmann, M.: **Comparative Study for Reduction of APC Induced Vibrations,** Transactions SMiRT 25 – 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2019.

[7] Singh, S., and Gupta, A.: **Seismic Response of Electrical Equipment subjected to High-Frequency Ground Motions,** Nuclear Engineering and Design, 374(2021) 111046.

Seismological research concerning Swiss nuclear installations

Author and Co-author(s): S. Wiemer, M. Koroni, L. Mizrahi, J. Sunny, P. Janusz, P. Bergamo
Institution: Swiss Seismological Service
Address: Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address: +41 44 633 3857, stefan.wiemer@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

This report summarizes the key achievements of the 2025 ENSI-funded project "Seismological research concerning Swiss nuclear installations", conducted by the Swiss Seismological Service (SED). The project, structured into three subprojects, aims to advance regional and local seismic hazard evaluation, with a focus on nuclear power plants and underground waste repositories in Switzerland.

Subproject 1 continued working on the update of the Swiss stochastic ground motion model, with the goal of integrating an additional decade of new seismic data and of reducing its associated uncertainties. In particular, we addressed the limitations of the existing model in ground motion duration and depth-dependent attenuation. A revised duration model, calibrated to Swiss data, significantly improved predictive accuracy. Additionally, a spectral inversion procedure to retrieve the parameters for the stochastic model was implemented. Preliminary results highlighted the need for a 3D attenuation framework, and ongoing work on depth-dependent kappa estimation promises more robust site-specific hazard characterization. Participation in the international OSCAR benchmark further advanced the SED expertise in site characterization methods for instrumented sites.

Subproject 2 delivered significant advancements in physics-based ground motion modeling. High-fidelity spectral-element workflows were developed for the Swiss Foreland and high-hazard regions like the Rhône Valley, integrating 3D velocity/attenuation models and realistic topography. These simulations demonstrated the relevance of shallow subsurface structures and topographical features in affecting the local ground motion. A hybrid approach, combining deterministic spectral-element method with machine learning-based generative models, was initiated to extend the band of prediction towards higher frequencies. Subproject 2 also tested the workflow for realistic simulations of nonlinear soil response, developed in the previous years, on New Zealand sites where nonlinearity was actually observed. Finally, a real-world experiment of soil-structure interaction was carried out at a Swiss strong-motion station.

Subproject 3 focused on time-dependent seismic hazard and earthquake early warning. By coupling the suiETAS epidemic-type aftershock sequence model with the Swiss stochastic ground motion model, subproject 3 quantified non-monotonic exceedance probabilities for critical ground motion thresholds at nuclear facilities. Mainly earthquake sequences within 5 km radius of a site might potentially increase the likelihood of exceeding operational and safe shutdown earthquake thresholds.

Project goals

This research project addresses one of the key natural hazards for nuclear facilities, i.e. earthquakes. Specifically, the project aims to advance regional and local seismic hazard assessment in Switzerland, with a particular focus on nuclear facilities – including power plants and underground nuclear waste repositories. This research project is divided into three subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The subprojects are:

- **Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland** (subproject 1);
- **Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion** (subproject 2);
- **Time-dependent earthquake forecasting** (subproject 3).

The goals of subproject 1 in 2025 were to calibrate a ground motion duration model from the literature to Swiss earthquake data and to set up a spectral inversion procedure for processing ground motion data from Switzerland over the past 25 years. These goals form part of the broader objective of updating the Swiss stochastic model ([1]). In 2025, the aim of subproject 2 was to set up physically realistic spectral-element domains representative of the Swiss Alpine and Foreland regions, and to compare the ground motion simulation results with actual earthquake recordings. The goal of subproject 3 was to quantify the implication of time-dependent earthquake probabilities on the seismic hazard for nuclear facilities.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 aims to improve the ground-motion modelling in Switzerland by updating the 2013 Swiss stochastic ground motion model [1] through the incorporation of an additional decade of earthquake recordings. We expect the update to yield a decrease in the level of uncertainty of the Swiss stochastic model. The physics-based stochastic model allows for more accurate and realistic predictions of strong ground motion, particularly with respect to magnitude scaling beyond the limits of the original calibration dataset. The current update focuses on two key components: the ground motion duration model and the depth- and spatial-dependence of path attenuation.

Regarding the first topic, we followed on last year's work that had identified the duration model by Afshari & Stewart (2016) [2] as a suitable candidate. In 2025, we systematically compared the model in [2] with Swiss events with ML > 3, analyzing the geometric mean of horizontal components of processed waveform data. Results show that the original model by Afshari & Stewart underpredicts durations relative to our data, with validation using the area metric from Sunny et al. (2022) [3]. Analysis of this model in [2] across various parameters revealed a significant trend between residuals and path variables, which were therefore recalibrated. The calibrated version for Switzerland showed no statistically significant correlation between residuals and hypocentral distance (Figure 1); consequently, we adopt this revised version of [2] as our final duration model that will inform the updated stochastic model.

As far as path attenuation is concerned, interesting insights were provided by the preliminary results of the spectral inversion process, implemented following the parametric Generalized Inversion Theory (GIT) [4]. The GIT spectral inversion is the procedure enabling the estimation of the parameters for the stochastic ground motion model. The procedure has been applied to the processing of Swiss earthquake records from 1999 to the present with Mw ≥ 2.5. The preliminary GIT results confirm the earlier findings from 2024 (this project) that suggested a depth dependence in ground motion attenuation; we consistently observed an overprediction of intensity values by the 2013 Swiss stochastic model ([1]) for very shallow events. These findings highlight the need for more complex modelling of path attenuation. In the next year, we will develop an approach to integrate the Swiss 3D quality factor (QS) model by Lanza et al. (2023) [5] into the stochastic framework. This line of research is expected to contribute to a more robust characterization of site-specific kappa values (κ0) in the future stochastic model.

Moreover, as a continuation of the work for a reliable estimation of the site term, Dr. P. Janusz (SED) has joined the international benchmark OSCAR (One-Station methods for site ChARacterisation Benchmark). The benchmark aims to conduct a blind test of

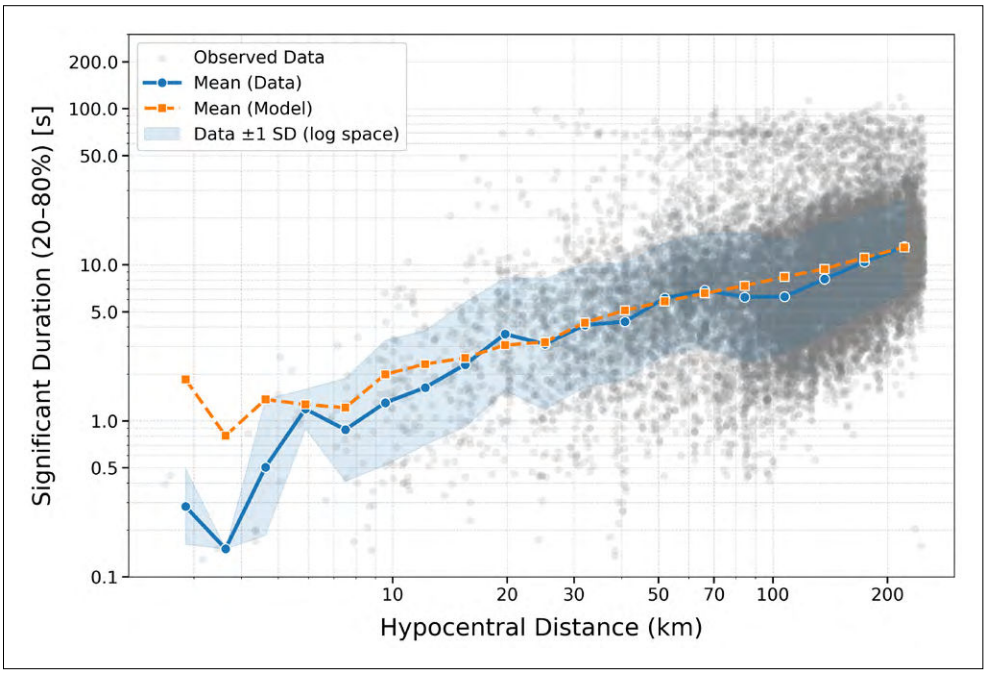


Figure 1: Comparison of observed significant durations with predictions from the calibrated duration model of Afshari & Stewart (2016), tuned specifically to Swiss ground motion data. The orange line represents the mean of the model-predicted significant durations, while the blue-circled line shows the binned mean of the observed data.

Tasks	Where we stood	Accomplishments in 2025	Future perspectives
1.1.d. – Assessment of the significant-duration model for Switzerland	Selected initial model; computed significant durations for Swiss events, ML > 3	Fully Swiss data-calibrated Afshari & Stewart (2016) duration model.	Re-calibration of updated duration model will be required after integration into stochastic model.
1.1 – New stochastic model for Switzerland	Pre-processing workflow defined and implemented	Set-up of spectral inversion framework and application to events with $M_W \geq 2.5$	Extend the spectral inversion to $M_W \geq 2$; integrate 3D Qs model
1.4.a – Assess ways to implement H/V inversion from earthquakes and ambient vibrations	Development of the inversion software Neopsy (Phase III).	Participation in OSCAR Benchmark Phase 1 – Blind test: data preparation and preliminary inversion.	Participation in OSCAR Benchmark Phase 2 and 3 – Informed Inversion and Complex Scenarios

Table 1: Table of advancement in 2025 for subproject 1.

H/V inversion (i.e., single-station measurements) for six unknown sites to evaluate the robustness of the methods used in the community, as well as to establish guidelines on the proper use of single-station measurements for the estimation of S-wave velocity profiles. Twenty-nine international teams submitted their predictions of the first phase of the benchmark, where only raw seismic data were provided. In the second phase (beginning of 2026), additional geological constraints will be revealed, allowing for more informed inversion. For the benchmark, SED uses the surface wave inversion tool Neopsy [6], developed in Phase III of the ENSI-F project, to further test it as well as to promote its use in the seismological community.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

The purpose of subproject 2 is to advance numerical modelling of strong ground motion at Swiss sites through novel techniques that improve deterministic, physics-based and hybrid simulations. The state-of-the-art deterministic simulations allow for testing effects of input 3D models and for reducing uncertainty in ground motion models due to their exact solution of seismic wave propagation in complex structures. Within this scope, we implemented and validated high-fidelity spectral-element (SEM) workflows that resolve shallow-crust complexity, account for scattering by explicitly using 3D velocity and attenuation models and incorporate realis-

tic topography and soft sediments in regions of interest. The outcomes provide robust inputs for scenario simulations, quantify how shallow structure and scattering shape amplitudes and durations, and establish a reproducible workflow that can be updated as new observations become available.

In 2025, we constructed and validated spectral-element domains representative of Swiss Foreland and alpine settings, embedding 3D velocity and attenuation models tuned to hazard-relevant frequencies [7]. Figure 2 shows the correspondence between synthetics and observations in terms of peak ground motion parameters for various stations in the Rhône Valley and a spectral comparisons at the seismic station HAMIK (Hämikon, LU), in the Swiss molasse basin. While discrepancies remain, the simulations can reproduce ground motion predictions (central row, right panel) or observed data (top and bottom panels) satisfactorily; in the latter case (bottom panel) we highlight the match with real data in terms of fundamental frequencies (peaks on spectral plot) up to the maximum resolution of the simulations (10 Hz). Overall, however, the comparisons in Figure 2 show that the simulations need better attenuation and scattering models to match the observations in terms of amplitude.

The meshing workflow enforces frequency-dependent resolution and preserves impedance contrasts, ensuring numerically stable forward wavefield simulations on HPC systems. This provides a reusable environment for scenario simulations (rupture size, mechanism, stress drop, location), enabling systematic exploration of source variability while holding the structural model fixed and providing adequate hazard-relevant input for better informed hazard assessments. The resulting time series and intensity measures could be directly usable for PSHA post-processing and for benchmarking empirical models. Building on previous work during ENSI project Phase III and IV [8, 9], where 3D simulations with increasing complexity were performed, including topography and near-surface velocity layering of soft sedimentary basins, we explicitly incorporated surface topography, soft sediments, and lateral heterogeneity in a more flexible and accurate simulation workflow, and quantified their effects on ground-motion metrics, including significant duration.

In high-hazard regions such as the Rhône Valley, SEM simulations with explicit topography, sediment thickness, and lateral velocity contrasts [10] reveal spatially coherent amplification and duration patterns controlled by slope, basin geometry, and near-surface impedance. These studies provide calibration targets for existing 3D models and site properties that influence strong-motion predictions in priority Swiss regions. The corresponding publication [11] was submitted by 1 December to the BSSA Special Issue. Due to her expertise in topographic effects in ground motion, particularly in numerical simulations, Dr. M. Koroni is participating in the international BENTO benchmark, coordinated by ISTerre in Grenoble.

In parallel, in collaboration with the Swiss Data Science Center, we developed a generative modelling pipeline for high-frequency waveform synthesis to complement the deterministic SEM simulations ([12]). Trained on KiK-net datasets, the models learn conditional relationships between magnitude, path metrics (hypocentral distance), and site descriptors (Vs30). The method is transferable to Swiss datasets through fine-tuning with local site metadata and available recordings, augmented by deterministic simulations where data are sparse. This hybrid physics-based and machine-learning-based framework will be developed for the Swiss domain and will support future local hazard analyses and PSHA.

Moreover, still in the framework of subproject 2, we analysed the impact of soil-structure interactions on local amplification factors, using data from the seismic borehole installation in Visp [13]. Here, we compared the site response observed at the seismic station originally installed in the free-field (station SVISP) with the response after a 5-storey building was constructed (station SVIS1). The results show a significant decrease in ampli-

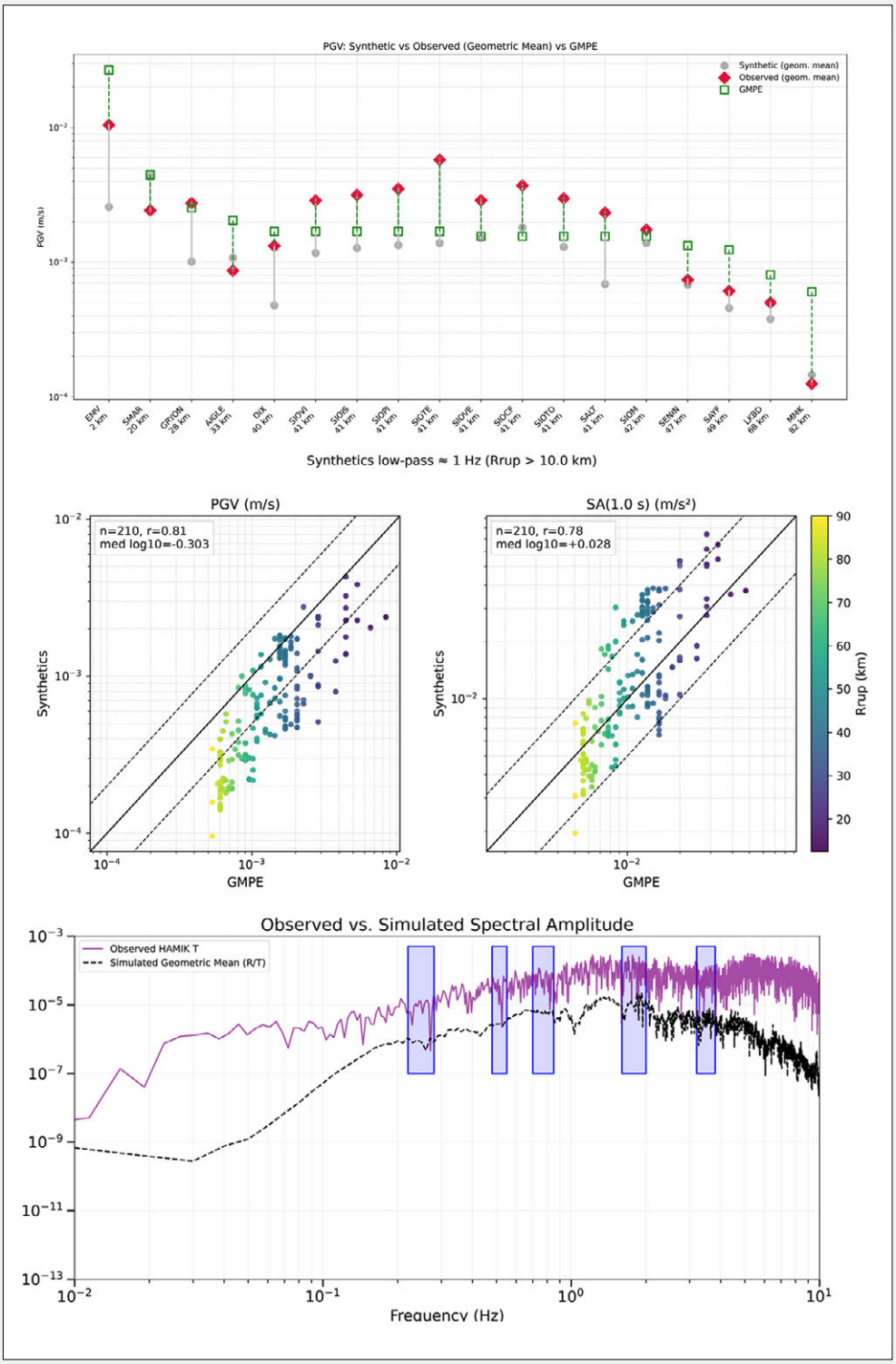


Figure 2: Comparison of observed ground motion with synthetic simulations and empirical GMPE predictions for two simulation setups. Top panel, Rhône Valley: observed PGV from the 2005 Vallorcine event is shown together with synthetic and GMPE [16] values (the latter at the Swiss reference rock condition) at stations with available data. Solid and dashed lines indicate logarithmic amplitude differences between synthetic – observed and GMPE – observed values, respectively ($\Delta = \log_{10}$ (model/observation)). Central row: scatter plots illustrate the alignment of simulated amplitudes with Swiss GMPE scaling for PGV and SA (1.0 s, 5 %). The stations are sorted by rupture distance. Bottom panel, Swiss Foreland: high-frequency (10 Hz) simulation example comparing observed and simulated amplitude spectra at a selected station (HAMIK, Hämikon, LU).

Tasks	Where we stood	Accomplishments in 2025	Future perspectives (until mid-2026)
2.1a – Increase waveform complexity (source/path/site) for deep facilities	Initial Swiss Plateau benchmarks to ~1 Hz; Molasse 3-D model in progress; depth-level receivers not routine.	Small-domain Foreland model to ~10 Hz with Qs/Qp; surface & depth receivers; first spectra vs data.	Integrate forthcoming 3-D Molasse/Geomol models; routine depth-level IMs for repository use cases.
2.1b – Region/site-specific hybrid applications	Rhône Valley setup assembled; basic Swiss Plateau run; limited detailed site models.	Rhône Valley SEM @~1 Hz with topography + shallow Vs; first-order PGV match for a local Mw~4.4 event.	Sensitivity to velocity/attenuation choices; extend to additional Swiss sites with borehole/ambient-noise constraints.
2.1c – Scaling from small to large magnitudes	Point-source workflow established; finite-source not yet in production.	Prepared workflow for finite/heterogeneous sources; directivity test cases defined with SEM solver.	Implement finite-fault ruptures in Rhône/foreland domains; quantify scaling/directivity impacts on IMs.
2.2a – Improve site characterization (beyond Vs, f0, geometry)	Routine kappa/attenuation estimation at many stations; joint Qs-Vs workflow available.	Used accurate simulations to interpret 2-D resonance, trapped waves, and scattering in Rhône benchmarks.	Inject measured Q/scattering into meshes; deliver site-specific IMs with uncertainty bounds.
2.2b – Compare synthetics with observed ground motion & ambient vibrations	3-D Visp model available; validation framework defined.	PGV validation shows order-of-magnitude agreement; duration and spectral-shape trends consistent.	Multi-site calibration (surface & depth), including foreland domains with attenuation.
2.1e. – Soil-structure-interactions	Data preparation for SVISP/SVIS1 borehole site (Visp, VS).	Comparison of site response at Visp station before and after the building construction; analysis of the influence of damping, lateral propagation.	Updating the site response and κ estimation using more earthquake recordings. Final summary of the results and publication preparation.
2.3d. – Non-linear soil behavior	Development of a multi-step procedure to model non-linear soil behavior with CPT data [12].	Validation of the procedure using data from New Zealand [13] where nonlinearity was actually observed.	Final summary of the results and publication preparation. Application of the procedure to vulnerable sites in Switzerland.

Table 2: Table of advancement in 2025 for subproject 2.

fication, related to increased attenuation. As for non-linear soil behavior, we focused on the validation of the multistep procedure developed to assess site-specific non-linear site response with CPT data ([14]). We used strong motion recordings from New Zealand stations, where nonlinearity was observed. The obtained results ([15]) validate our procedure, so that the latter can be applied in Switzerland to predict the soil behavior during very strong motion.

3. Time-dependent earthquake forecasting

Subproject 3 aims to develop a time-dependent seismic hazard model for Switzerland, including the specification of forecast visualization products based on the needs of the user of the forecast, and to revisit earthquake early warning (EEW) capabilities in Switzerland.

Building on the work carried out in the previous years, in 2025 the focus was on the study of the time-dependence of reaching certain ground motions as a consequence of time-dependent earthquake occurrence probabilities. To pursue this goal, we combine the recently developed suiETAS model [17] for seismicity with the Swiss Stochastic Ground Motion model (SSGM) [1]. The Swiss Epidemic-Type Aftershock Sequence (suiETAS) model describes earthquake occurrence as a combination of a spatially variable background rate and aftershock cascades triggered by past earthquakes, with the triggering relationships described by a set of parameters calibrated on Swiss seismicity. Forecasts are generated by simulating 10^5 possible future catalogs based on past events and background activity; to translate these forecasts into shaking probabilities, ground motions are calculated using SSGM [1] applied to the simulated catalogs. The final exceedance probabilities and their uncertainties are then derived through sampling from the 10^5 catalogs as well as the ground motion distributions.

Tasks	Where we stood	Accomplishments in 2025	Future perspectives
3.1: A time-dependent, site-specific probabilistic seismic hazard model for nuclear sites in Switzerland for communication and emergency planning at ENSI.	The earthquake probability model was fully established and connected with a preliminary ground motion model for a preliminary analysis of scenario calculations.	The earthquake probability model is now connected with the Swiss Stochastic Ground Motion model, and the scenario calculations have been refined and consolidated in a report to ENSI.	The outputs of this task can be used by ENSI to define communication strategy in case of an ongoing seismic sequence.
3.2: Specification and implementation of visualization of time-dependent forecasts based on user needs	A joint workshop with ENSI and SED has been held to discuss ENSI's needs in terms of communication products for operational earthquake forecasting.	The results of the 2024 workshop were used to advance other tasks.	
3.3: Revisit the capabilities of EEW in CH, given the improvements in seismic networks and processes ("blind time" reduction, frequency of strong shaking)	A comprehensive study had been conducted at the SED.	The results of the existing study have been summarized and incorporated into a report on time-dependent hazard in Switzerland.	Given the recent improvements in EEW in Switzerland, it may be worthwhile reassessing the usefulness of such alerts for ENSI in a more in-depth analysis.

Table 3:
Table of advancement in 2025 for subproject 3.

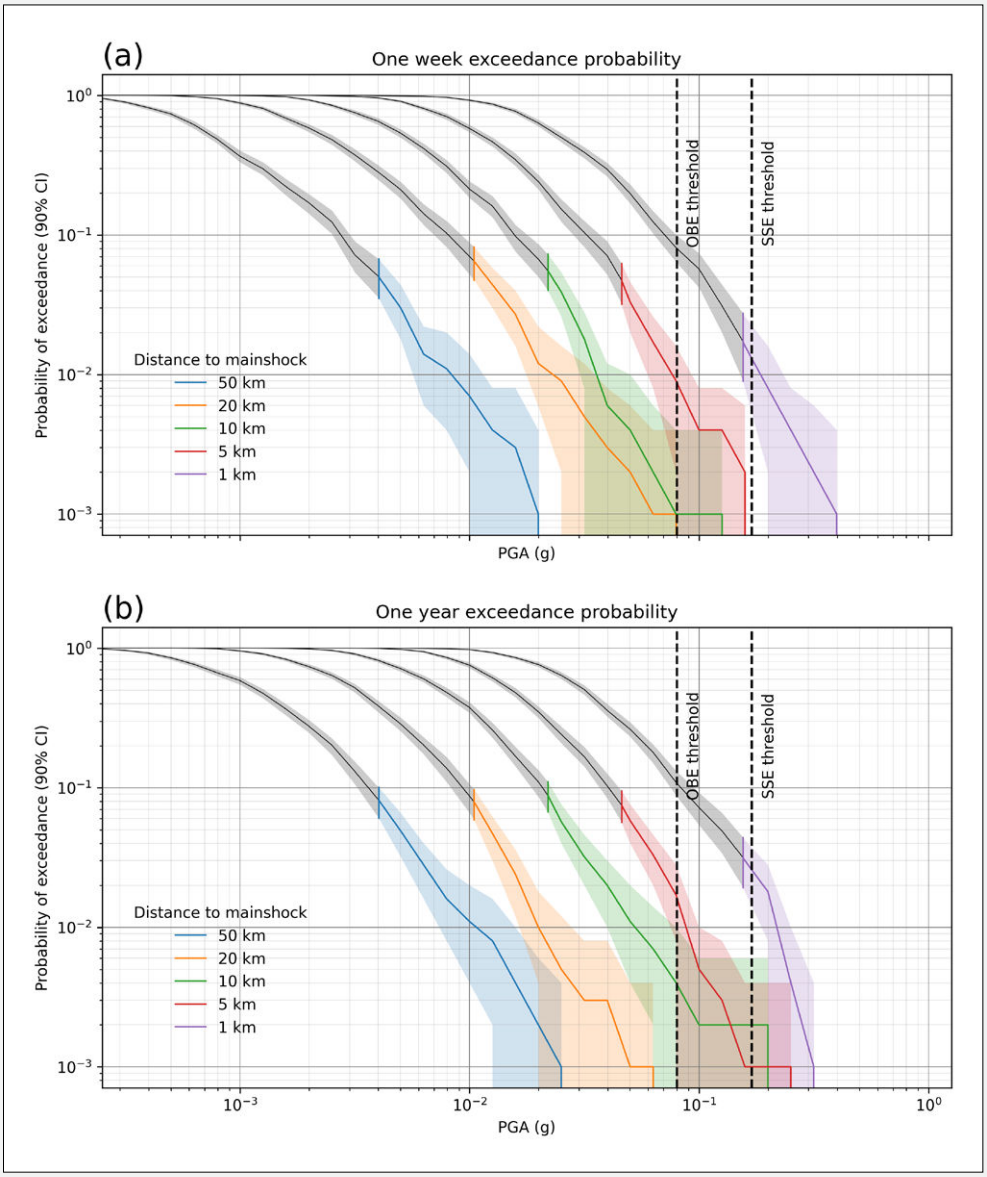


Figure 3:
Exceedance probability as a function of PGA value after a scenario event with magnitude 6.0. Different colored lines represent PGA values at locations at different distances from the scenario event. Shaded areas represent 90 % confidence intervals, which include uncertainty from both GMM and ETAS forecasts. Vertical colored lines indicate the shaking levels that would have been achieved during the scenario event itself. (a) and (b) show exceedance probabilities within a week and a year after the scenario event, respectively.

Figure 3 visualizes the probability of exceeding certain ground motions within a week or a year after a scenario event of magnitude 6.0, at different distances from a location of interest. The probability that ground motions due to potential aftershocks exceed the observed PGA value generated by the mainshock remains roughly constant between 50 and 5 km distance and then decreases at even shorter distances. The results indicate that the distance dependence of the probability to reach certain PGA values due to potential aftershocks may provide useful basis for emergency planning and communication by ENSI and SED. At a 5 km distance, the scenario event alone is not expected to exceed the OBE or SSE thresholds. However, a high number of aftershocks is expected nearby, leading to a non-negligible probability of threshold exceedance over time – 0.9 % within one week and 1.7 % within one year for OBE, and 0.1 % within one year for SSE. While these probabilities remain low in absolute terms, they are much higher than background levels.

Moving to a much shorter time horizon, Switzerland's Earthquake Early Warning capabilities have significantly improved over the past decade. The integration of new real-time algorithms and the densification of the seismic network have led to faster and more reliable warnings. The recent study of [18] suggests that alerts could precede damaging ground motion by several seconds. These advancements may warrant a renewed in-depth assessment of whether EEW could provide actionable benefits at nuclear sites, especially when combined with other time-dependent tools.

All findings that result from subproject 3 are aimed at enabling ENSI to define a clear communication strategy that is consistent with the communication from SED, in light of the plan that forecasts and alerts similar to the ones discussed in this report are to be shared with the public.

National Cooperation

The work in subproject 1 (update of the Swiss stochastic model) benefitted from the internal collaboration with F. Lanza, A. Altindal and C. Cauzzi (SED). The work in subproject 2 benefitted of synergies with the High-FEM project and collaboration with the Swiss Data Science Center and the Swiss National Supercomputing Centre.

International Cooperation

The work in subproject 1 (update of the Swiss stochastic model) benefitted from the cooperation with prof. B. Edwards (University of Liverpool, UK) and Dr. Ming-Hsuan Yen (GFZ Berlin). As for research regarding non-linear site response, we established collaborations with the Institute of Geological and Nuclear Sciences Limited in New Zealand and the United States Geological Survey, in order to collect the benchmark strong motion recordings. The progress of the work is supported and discussed with experts from the University Gustave Eiffel (France) and the University of California San Diego (USA). Dr. P. Janusz gave an invited talk on the topic at an online workshop organized by the US Nuclear Regulatory Commission. The OSCAR and BENTO benchmarks is an initiative of the Institut des Sciences de la Terre (Grenoble, France).

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

Subproject 1 achieved two significant milestones for the review of the Swiss stochastic model, i.e. the calibration of the duration model and the set-up of the spectral inversion procedure. In 2026 we plan to apply the spectral inversion procedure to all Swiss events with $M_W \geq 2$ (1999–2025) and to integrate first a depth-dependent and then a 3D attenuation model. We expect this integration to decrease the epistemic uncertainties of the Swiss stochastic model. Moreover, we will continue participating in the next stages of the international benchmark OSCAR for H/V inversion.

In 2025, subproject 2 delivered an end-to-end physics-based workflow: Rhône Valley

SEM to ~1 Hz with topography and shallow structure, plus a foreland small-domain path toward ~10 Hz with attenuation. In 2026 we will finalize top (i) extend applications to foreland targets using forthcoming 3D Molasse/Geomol models and site/borehole profiles, (ii) upgrade sources to finite, heterogeneous ruptures to capture scaling and directivity, (iii) constrain scattering and Q via targeted small-domain tests and coda-based metrics, and (iv) tighten calibration with observed ground motion and ambient vibrations at multiple Swiss sites (surface and depth). Outputs: intensity measures with uncertainties which will be provided as a novel methodology and workflow for optimized local seismic hazard assessments in peer-reviewed publications. Moreover, we will summarize our results on soil-structure interaction for the borehole site in Visp. Finally, we will publish the results of the validation of the non-linear procedure and continue to assess the effects of non-linearity at vulnerable Swiss sites.

In subproject 3, Task 3.4 foresees research on scale-invariance of seismicity and second-order temporal fluctuations of seismic hazard. Several hypotheses regarding these two aspects of seismicity shall be tested, and their impact on time-dependent seismic hazard assessed.

Publications

■ Bergmeister, A., Palgunadi, K. H., Bosisio, A., Ermert, L., Koroni, M., Perraudin, N., Dirmeier, S., & Meier, M.-A. (2025). High-resolution seismic waveform generation using denoising diffusion. Manuscript under review at JGR: Machine Learning and Computation

■ Janusz, P., Bergamo, P., Fäh, D., Sunny, J., Wiemer, S. (2025). The effect of the structure on the earthquake recordings at the seismic borehole array. SGM 2025, Bern.

■ Janusz, P., Bergamo, P., Bonilla, L.F., Manea, E., Hill, M. & Fäh, D. (2025). Simulating site-specific nonlinear site response in low-to-moderate seismicity areas – insight from Switzerland (No. EGU25-8822), Presented at the EGU25, Copernicus Meetings. doi:10.5194/egusphere-egu25-8822

■ Koroni, M., Diehl, T., Bergamo, P., & Sunny, J. (2025). Toward Physics-Based Local Hazard Assessment: High-Frequency 3D Spectral-Element Simulations in the Swiss Foreland. In 23rd Swiss Geoscience Meeting (SGM25), Bern, Switzerland.

■ Koroni, M., Ermert, L. A., Bergamo, P., Sunny, J., & Fäh, D. (2025). Physics-based simulations in alpine valleys with surface topography and near-surface crustal velocities to assess their effect on ground motion. Manuscript submitted to Bulletin of the Seismological Society of America.

■ Koroni, M., Ermert, L. A., Bergamo, P., and Fäh, D.: Physics-based modelling of ground motion in alpine valleys including strong surface topography and 3-D basin structure: A case study of the Rhône valley (CH), EGU General Assembly 2025, Vienna, Austria, 27 Apr–2 May 2025, EGU25-5638, https://doi.org/10.5194/egusphere-egu25-5638, 2025.

■ Sunny, J., Bergamo, P., Edwards, B., & Fäh, D. (2025). Towards the development of the next-generation stochastic model for Switzerland: Integrating new data, models and advanced methodologies. IAGA/IASPEI Joint Scientific Meeting 2025, Lisbon, Portugal.

References

[1] Edwards B., and D. Fäh: **A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland.** Bull. Seismol. Soc. Am., 103(1), 78-98, 2013.

[2] Afshari K., and J.P. Stewart: **Physically parameterized prediction equations for significant duration in active crustal regions.** Earthquake Spectra. 2016 Nov; 32(4):2057-81.

[3] Sunny J., et al.: **Ranking and Selection of Earthquake Ground-Motion Models Using the Stochastic Area Metric.** Seismological Society of America. 2022 Mar 1; 93(2A):787-97.

[4] Edwards B., et al.: **The acquisition of source, path, and site effects from microearthquake recordings using Q tomography: Application to the United Kingdom**. Bulletin of the Seismological Society of America. 2008 Aug 1; 98(4):1915-35.

[5] Lanza F., et al.: **Tomography of P- and S-wave attenuation of Switzerland and surrounding regions: imaging seismotectonic pro-cesses in the Central Alps.** 21st Swiss Geoscience Meeting, Mendrisio, 2023.

[6] Hallo M., et al.: **Joint multizonal transdimensional Bayesian inversion of surface wave dispersion and ellipticity curves for local near-surface imaging.** Geophysical Journal International, 2021, 226(1), 627–659. https://doi.org/10.1093/gji/ggab116

[7] Koroni M., et al.: **Toward Physics-Based Local Hazard Assessment: High-Frequency 3D Spectral-Element Simulations in the Swiss Foreland.** In 23rd Swiss Geoscience Meeting (2025), Bern, Switzerland.

[8] Imperatori W. and Mai P.-M.: **The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and ground motion variability.** Geophys. J. Int. doi:10.1093/gji/ggv281

[9] Panzera F., et al.: **Reconstructing a 3D model from geophysical data for local amplification modelling: The study case of the upper Rhone valley, Switzerland,** Soil Dynamics and Earthquake Engineering, Volume 155, 2022,107163, ISSN 0267-7261, https://doi.org/10.1016/j.soildyn.2022.107163.

[10] Koroni M., et al.: **Physics-based modelling of ground motion in alpine valleys including strong surface topography and 3-D basin structure: A case study of the Rhône valley (CH),** EGU General Assembly 2025, Vienna, Austria, EGU25-5638, https://doi.org/10.5194/egusphere-egu25-5638, 2025.

[11] Koroni M., et al.: **Physics-based simulations in alpine valleys with surface topography and near-surface crustal velocities to assess their effect on ground motion.** Submitted to Bulletin of the Seismological Society of America.

[12] Bergmeister A., et al.: **High-resolution seismic waveform generation using denoising diffusion.** Manuscript under review at JGR: Machine Learning and Computation.

[13] Janusz P., et al.: **The effect of the structure on the earthquake recordings at the seismic borehole array**. In 23rd Swiss Geoscience Meeting (2025), Bern, Switzerland.

[14] Janusz P., et al.: **Multistep procedure for estimating non-linear soil response in low seismicity areas – a case study of Lucerne, Switzerland.** Geophysical Journal International, 2025, vol. 239, 2, pp. 1133–1154. doi:10.1093/gji/ggae324

[15] Janusz P., et al.: **Simulating site-specific nonlinear site response in low-to-moderate seismicity areas – insight from Switzerland.** 2025; No. EGU25-8822, Presented at the EGU25, Copernicus Meetings. doi:10.5194/egusphere-egu25-8822, 2025

[16] Cauzzi, C. et al.; **New predictive equations and site amplification estimates for the next-generation Swiss ShakeMaps**, **Geophysical Journal International,** Volume 200, Issue 1, January 2015, Pages 421–438, https://doi.org/10.1093/gji/ggu404

[17] Mizrahi L., et al.; suiETAS: **Developing and testing ETAS-based earthquake forecasting models for Switzerland.** Bulletin of the Seismological Society of America 114(5), 2024, 2591–2612.

[18] Massin, F., et al.: **Status of Earthquake Early Warning in Switzerland.** Frontiers in Earth Science 9, 707654, 2021

Influence of nonlinear effects on in-structure response spectra of nuclear facilities during earthquakes

Author and Co-author(s): F. Kerner,
H. Sadegh-Azar
Institution: RPTU University
Kaiserslautern-Landau
Address: Paul-Ehrlich-Straße Geb. 14,
67663 Kaiserslautern, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
+49 631 205-2471,
felix.kerner@bauing.rptu.de,
hamid.sadegh-azar@rptu.de,
https://bauing.rptu.de/ags/sdt
Duration of project: 2025–2028

Abstract

The structures, systems and components (SSCs) of nuclear facilities are designed to withstand external hazards such as earthquakes. This research project aims to address open questions regarding the effects of materials and interface nonlinearities on the evaluation of the seismic responses of the SSCs. Nonlinear effects mainly consist of the material nonlinearities (of the structure and/or the soil) and the soil-structure interaction (SSI) including effects like uplift and sliding of the foundation. Numerical models as well as practical engineering models are usually employed and investigated to determine the dynamic response of nuclear structures. The displacements, velocities and accelerations are calculated for specific locations within the considered structure and the resulting in-structure response spectra (ISRS) or the enveloped floor response spectra (FRS) are determined from these results. This can be achieved through the application of two different methods. For nuclear structures the ISRS (or FRS) are usually determined by using time history numerical simulations with spectrum-compatible ground motions and considering the SSI. The alternative direct spectra-to-spectra method is an analytical way to generate ISRS directly from input seismic ground motion spectra and the modal properties of the considered structure.

In the 2025 reporting year, the application of the time history method is validated by modelling a tested ¼ scale, three-story reinforced concrete (RC) structure representing a part of a nuclear auxiliary from the SMART2013 benchmark. The elastic behaviour of the RC structure is simulated and compared with experimental results for a selected seismic loading. The analysis is performed using the explicit method for numerical integration in the time-domain with the finite element program LS-DYNA. Moreover, the application of the direct spectra method is compared for different design codes and standards for a selected spectrum with peak ground acceleration (PGA) of 0.2 g.

Project goals

The primary objective of this research project is to address open questions regarding the effects of materials and interface nonlinearities on the evaluation of the seismic response of nuclear facilities. The investigation focuses on the influence of the nonlinear effects of the structure and soil-structure interaction (SSI) on floor (FRS) or in-structure response spectra (ISRS) through the development and improvement of numerical analysis methods, as well as practical engineering models.

Remark: The more general term ISRS is used subsequently in this report.

The focus lies on specific scientific and technical objectives:

- Investigation of how nonlinear material properties and nonlinear structural behaviour influence seismic response or the structure. The goal is to gain a deep understanding of nonlinear effects for different earthquake intensities and to quantify their influence on ISRS.
- Evaluation and quantification of the uncertainties that arise when determining ISRS

for different earthquake intensities, including those beyond design.

- Investigation of the uncertainties that arise in the determination of structural properties such as natural frequencies and damping behaviour. The aim is to understand the effects of these uncertainties on the ISRS and to develop suitable corrective measures for their post-processing.
- Investigation of the influence of uplift in SSI and their effects on ISRS. Particular attention is paid to the consideration of nonlinear effects and the resulting soil damping during uplift and the subsequent ground impact.
- Development and verification of methods for smoothing, broadening and clipping ISRS from numerical simulations (e.g. according to KTA and EPRI), taking uncertainties into account.
- Development of simplified engineering approaches for determining ISRS from time history calculations for different earthquake intensities considering nonlinear effects.
- Comparison and further development of existing simplified approaches for the direct determination of ISRS from the input seismic ground motion using analytical methods.
- Performing simulations and comparing them with experimental data from previous research projects and the available literature to verify and validate the accuracy and applicability of the developed models and methods.

The research project will be carried out by the RPTU Kaiserslautern over a period of four years, starting in 2025. The project mainly consists of six work packages (WPs), each with a specific task and objective. These packages are closely interlinked and together they contribute to the achievement of the overall objectives of the project. Current works in the reporting year 2025 mainly address WP1: the linear numerical simulations and ISRS, while also considering the challenges and requirements of the future work packages.

The details and objectives of the six work packages are as follows:

WP1: Linear numerical simulations and ISRS

As part of the first work package detailed 3D models of typical nuclear structures are being created and validated. Different benchmark models of nuclear auxiliary buildings are being used to ensure sufficient data is available for validation and evaluation of the floor accelerations. Subsequently, a reactor building with all relevant essential structures, including its foundation, will be modelled. Elastic seismic response of these models is verified for fixed base and flexible Winkler-type foundation, in order to capture some of SSI effects. The influence of the characteristics of different earthquake time histories (comparison of synthetic and real time histories, energy content, power spectral density) is examined. According to the design and operational requirements given in the form of uniform hazard spectra (UHS), the representative earthquake time histories are being selected and adjusted to fit properly the UHS (matching procedure). The hazard consistent time histories are used as input motions for the seismic analysis in order to determine the dynamic response of the investigated structure. The displacements, velocities and accelerations of the structure are calculated. With these output parameters the ISRS at different floor elevations and at specific components locations are determined. These spectra are smoothed, broadened and clipped in accordance with current guidelines (e.g. KTA, EPRI). The obtained raw and modified ISRS are compared with those of existing direct method of the FRS in order to examine the accuracy and applicability of the various methods.

WP2: Investigation of the influence of nonlinear effects (structure and soil material nonlinearities) for different earthquake intensities

Within the scope of the second work package the nonlinear effects at different earthquake intensities are being examined. The selected time histories are being adjusted for intensities up to the design base earthquake (DBE) and beyond design basis event (BDBE = 1.5 DBE). In the numerical model

realistic nonlinear material models are employed for the soil and the RC structure. As in WP1, different foundation assumptions (fixed base and flexible foundation) are examined. Time history analyses are carried out in order to investigate the influence of a) the structure and soil material nonlinearities and b) the foundation type (fixed-base or flexible) on the calculated ISRS. The determination and specification of the nonlinear effects relevant for design extension cases are captured and discussed separately, following an investigation and qualification of aleatory and epistemic uncertainties.

WP3: Soil-structure interaction (SSI) and uplift effects

In WP3 the foundation conditions are discussed in more detail. When modeling the foundation, a rigid foundation (fixed base) and a realistic flexible foundation (including properly SSI effects) are assumed. In order to incorporate nonlinear dynamic SSI into the numerical model, an infinite soil domain must be implemented. Subsequently, the effects of SSI and uplift for different earthquake intensities are determined. These effects are evaluated in detail (e.g. uplift and subsequent ground impact, foundation stiffness, soil properties). The associated uncertainties are subsequently determined.

WP4: Development of engineering models or methods for determining ISRS from numerical simulations considering nonlinear effects

The development of a practical engineering model or method for determining ISRS from numerical simulation considering nonlinear effects is the focus of WP4. The aim is to evaluate the material nonlinearities of the reinforced concrete structure and of the soil, SSI and uplift. Based on the above obtained results and covering the possible deviations and uncertainties, a further development and refinement of methods for smoothing, broadening and clipping of the ISRS based on the numerical simulations is being pursued.

WP5: Engineering model for direct determination of ISRS

In this WP a practical engineering model for the direct determination of ISRS is being developed. The results of the numerical simulations and analyses of nonlinear effects and SSI are considered. The goal is to validate the developed model through comparison with experimental data from previous benchmarks in combination with existing methods.

WP6: Documentation and publication

Finally, the results will be documented in detail in reports. Publications of research results will be available in special journals and presented at conferences.

Work carried out and results obtained

Direct spectra-to-spectra method

The direct spectra-to-spectra method is an analytical approach that generates FRS directly from input seismic ground motion and the modal properties of the primary structure. The procedure for determining the FRS differs in the various norms and standards. In KTA 2201.3 [1] the spectral accelerations are greatly simplified, based on the acceleration a_G of the primary structure at the position of the component, the natural frequencies of the primary structure, and a defined spectrum amplification factor V, which is determined by the damping of the primary and secondary structures (Figure 1).

In the current Eurocode 8 [2] the floor acceleration value for non-structural elements can be calculated with a simple semi-empirical formula, where a_g is the design ground acceleration for a rock site, S is a factor to account for other soil site conditions, z/H is the ratio between the height of the non-structural element above the ground level relative to the total height of the building and T_a/T_n is the relationship between the period of the non-structural element and the natural period of the building.

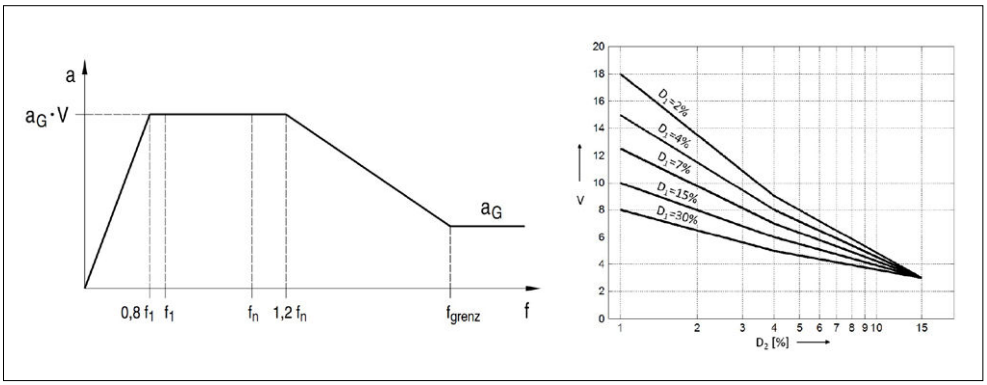


Figure 1: Response spectrum and amplification factor according to KTA [1].

$$S_a = a_g S \left(\frac{3\left(1+\frac{z}{H}\right)}{1+\left(1-\frac{T_a}{T_n}\right)^2} - 0.5 \right) \geq a_g S$$

This formula has been critically questioned by numerous authors [3–5], because it is an oversimplified formula for the determination of FRS. It does not account for damping of the secondary structure or differentiate between the elastic and inelastic behaviour of the primary structure. Therefore, various authors develop new formulas or refine existing ones, such as Vukobratović [5], who further developed the formula by Yasui et al. [6]. This formula has been partially incorporated into the new Eurocode. By utilising the modal participation factor, mass factor and different behaviour factors the new formula in the second generation of EC8 accounts for multiple modes and nonlinear behaviour.

$$S_{ap,ij} = \frac{\Gamma_i \phi_{ij}}{\left|\frac{T_{ap}}{T_{p,i}}\right|^2 - 1} \sqrt{\left(\frac{S_{ep,i}}{q'_D}\right)^2 + \left[\left(\frac{T_{ap}}{T_{p,i}}\right)^2 \frac{S_{eap}}{q'_{ap,D,i}}\right]^2}$$

$$\left|S_{ap,ij}\right| \leq AMP_i * \left|PFA_{ij}\right|$$

To highlight the differences between the formulas in international standards Figure 2 shows the calculated accelerations for KTA, EC8 first generation, draft of EC8 second generation [7] and SIA 261 [8] based on a design spectrum of EC8 type 1 for soil type A with PGA of 0.2 g. The fundamental period of vibration of the non-structural component in this example is 0.24 s. In comparison, the FRS of a simplified numerical model with 5% damping and linear elastic material is presented. The new Eurocode 8 matches the numerical SDOF quiete well and shows significant improvements in all areas of the response spectrum compared to the first generation of EC8. Although the EC8 response spectrum is conservative, it may not provide a realistic estimate of the response across the entire frequency range.

Time history method

Numerical simulations using linear and nonlinear time-history analysis with spectrum-compatible ground motions are essential part of engineering practice for determining FRS and ISRS. Within the scope of this work, the analysis is performed using the explicit method for numerical integration in the time-domain with the finite element program **LS-DYNA.** This allows detailed analysis of linear and nonlinear behaviour of complex structures and their components under seismic loading. Nonlinear effects mainly consist of the material nonlinearities (of the structure and/or the soil) and the soil-structure interaction including effects like uplift and sliding of the foundation.

In order to obtain a validated numerical model, two different benchmark tests conducted in recent years, KAERI 2020 and SMART2013, have been selected for analysis. These benchmark models of nuclear auxiliary buildings are used because sufficient data is available for the validation and evaluation of the floor accelerations. Both benchmark series have in common, that the structures are subjected to earthquake ground motion

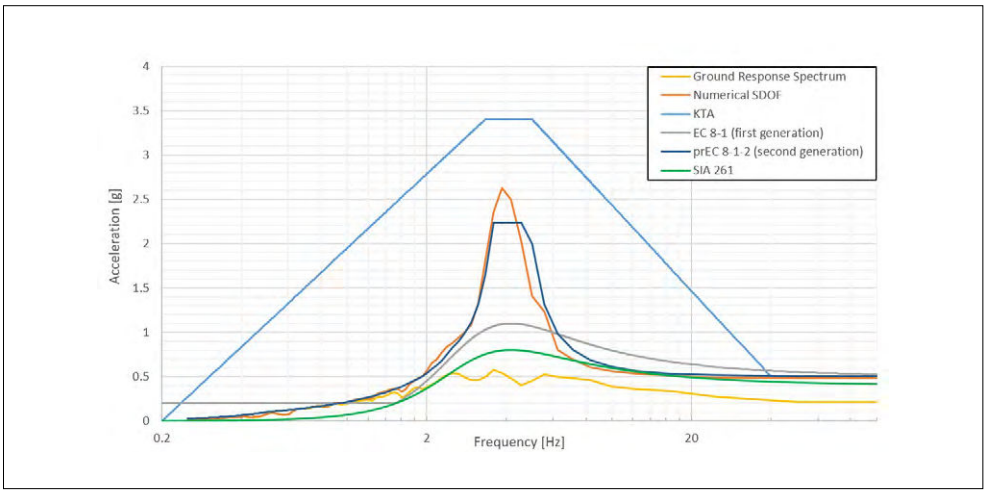


Figure 2: Comparison of direct FRS obtained using different methods.

input, which gets scaled as the experiment progresses. Accordingly, the effects of changing structural properties in the course of the experiments due to structural damage and the resulting changes in natural frequencies and damping behaviour can be observed. If the undamaged structure is assumed as the basis for each simulation, the numerical results will not match the experimentally obtained results. This report discusses the results from SMART2013.

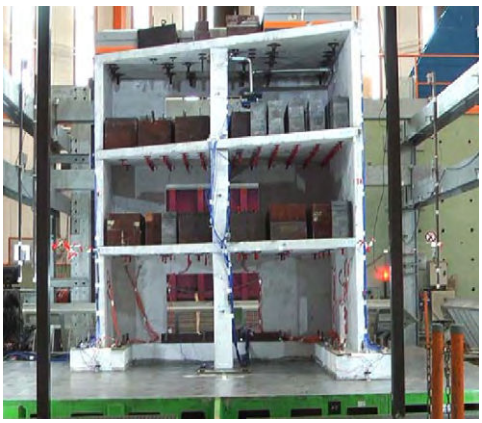


Figure 3: SMART2013 structure and experimental setup [9].

SMART2013

The SMART2013 benchmark was organized between 2012 and 2014 by the French Alternative Energies and Atomic Commission (CEA), Electricité De France (EDF) and International Atomic Energy Agency (IAEA). The three-story reinforced concrete structure represents a part of a nuclear auxiliary building at a scale of ¼. Various international teams participated in the benchmark, along with two teams from ENSI. Several modified real and synthetic earthquake time histories were applied to the shaking table with eight hydraulic actuators. The real earthquake data is based on Northridge (California) event of 1994. The structure with a height of 3.65 m and the experimental setup is displayed in Figure 3.

The previous benchmark SMART2008 showed that the interaction with the shaking table on which the structure is mounted cannot be neglected [9]. This is because the dynamic behavior of structure and therefore also the natural frequencies are related with the shaking table.

The Azalée Shaking Table has a length, width, and height ratio of 6 m × 6 m × 2 m. It consists of a lattice-shaped aluminum sheet metal base frame. The total mass of the table is 23.6 t. Based on the geometry in [10], a simplified FE model with shell elements is created. In order to investigate the natural modes of the table, two tests were carried out in 1989 and 2000, in which the table was mounted on four air cushions. The natural frequencies determined experimentally and numerically are listed in Table 1.

The drive movement of the shake table is generated by eight hydraulic cylinders, four of which are located on the underside and four on the horizontal cylinder mountings, each in the center of the table's side sur-

faces. The system for generating the movement of the shaking table influences the model shapes of the shaking table. The shaking table, the structure and the hydraulic cylinders together form the dynamic system, with nonlinear and frequency-dependent (e.g. oil flow) properties varying for different earthquake excitations [9].

The sum of these influencing factors results in the actual experimentally determined natural frequencies of the shaking table or, in connection with the structural response, also the natural frequencies of the building. It is very difficult to capture the various components and their interactions numerically, which is why simplifications are necessary for numerical implementation. In this simulation, the horizontal cylinder mounts are neglected.

The natural frequencies of the structure are determined from experimental results obtained from a white noise run and a seismic run. The experimentally determined natural frequencies are shown in Table 2. In order to calibrate the numerical model in the elastic range, modal analyses were carried out. Considering the additional mass applied to the floors of the structure to achieve the correct total mass scaling and the shaking table with respective boundary conditions, natural frequencies similar to those calculated experimentally are obtained. Due to the asymmetrical cross-section, torsional effects influence the modal forms. The first modal form acts primarily in the x-direction at a frequency of 6.21 Hz; the second modal form acts primarily in the y-direction at a frequency of 9.77 Hz. Both modal shapes also include torsion of the overall structure. The torsional mode is reached at a frequency of 17.23 Hz. In Figure 4, the modal forms are displayed.

For the seismic run 7 the elastic behaviour of the reinforced concrete structure was compared to the experimental results. The bi-axial horizontal acceleration is a synthetic seismic input with a PGA equal to 0.1 g, corresponding to 50 % of the design spectrum from the SMART2008 project. The earthquake excitation is applied directly to all sides of the shaking table in LS-DYNA using the effective seismic input method [11]. However, this neglects the effects and interactions of the hydraulic cylinders with the shaking table.

The reinforced concrete structure is modelled by using a combination of solid, shell and beam elements. The shaking table is modelled using 182,400 shell elements. The building consists of 9,331 solid and 13,099 shell elements. The reinforced concrete structure is modelled using the Concrete EC2 model for the shell elements and the Winfrith Concrete model for the solid elements with smeared reinforcement ratio according to the experimental data. The contact surfaces between the foundation and the shaking table are modelled as a tied interface. This assumption is confirmed by the measured vertical displacements between these surfaces for Run 7 [9].

The resulting ISRS in the x- and y-direction for a damping of 5 % in column C are presented in Figure 5. These diagrams compare the response spectra calculated using the output acceleration in the respective storeys with those calculated from experimental signals. The colours indicate the floor level at which the acceleration was measured. In the x-direction there is an accurate agreement with the experimental results. The estimated resonance frequencies are close to the ones in the experiment, with a slight frequency shift of mode 1 being observed. The maximum simulated acceleration values do not match with the experimental ones and show an increasing deviation for higher floors. Due to torsional effects, the second mode also influences the response spectrum in the x-direction. In this case, the simulation results correspond well with the experimental results. The same frequency shift of mode 1 and difficulty in capturing the maximum acceleration values are observed in the y-direction. An additional phenomenon is observed in the experiment that cannot be identified in the simulation at a frequency of 17 Hz resulting from the interactions between the hydraulic cylinders with the shaking table.

Similar characteristics are observed for the other columns of the reinforced concrete structure. The calculated results are in line

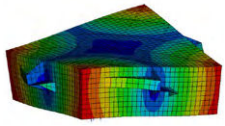
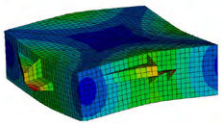
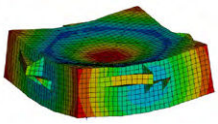
	Mode 1	Mode 2	Mode 3
Experimental from [10]	80.5 Hz	95.7 Hz	116.2 Hz
Numerical	80.78 Hz	97.68 Hz	127.44 Hz
Mode shape			

Table 1:
Natural frequencies shaking table for SMART2013 setup.

	Mode 1	Mode 2	Mode 3
Smart2013 White Noise Run [9]	6.3 Hz	8.0 Hz	16.1 Hz
Smart2013 Seismic Run [9]	6.7 Hz	7.8 Hz (9.8 Hz)	16.2 Hz
Structure	19.71 Hz	35.61 Hz	64.60 Hz
Structure + Mass	8.15 Hz	14.88 Hz	29.12 Hz
Structure + Mass + Shaking Table + Boundary Condition	6.21 Hz	9.77 Hz	17.24 Hz

Table 2:
Experimental and numerical natural frequencies of the structure.

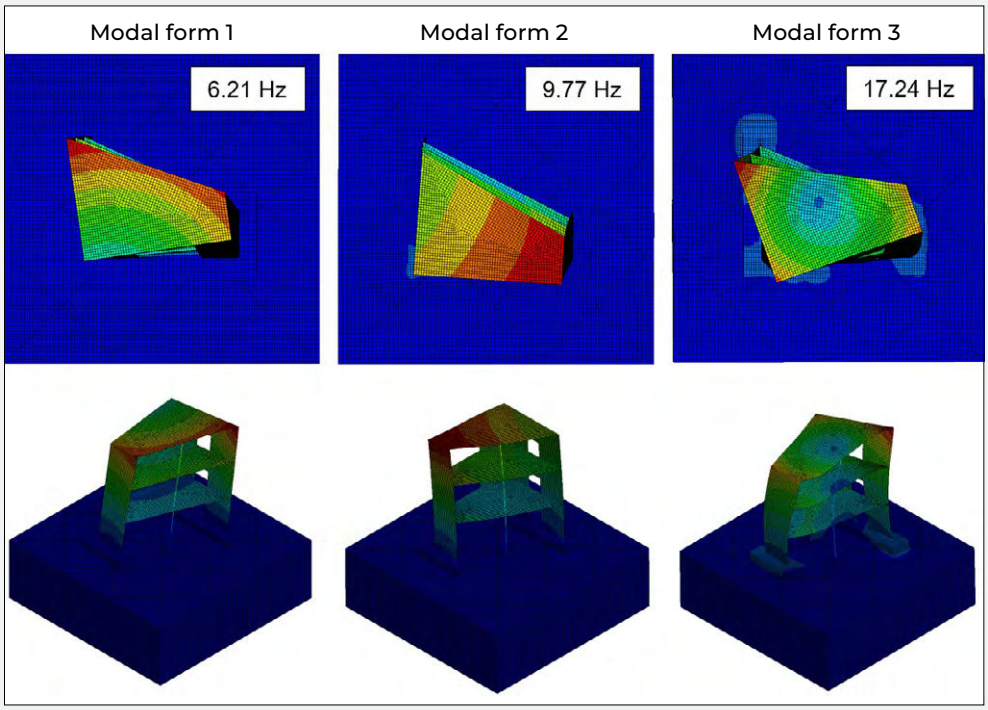


Figure 4:
SMART2013 modal forms from numerical simulation considering Structure + Mass + Shaking Table + Boundary Conditions.

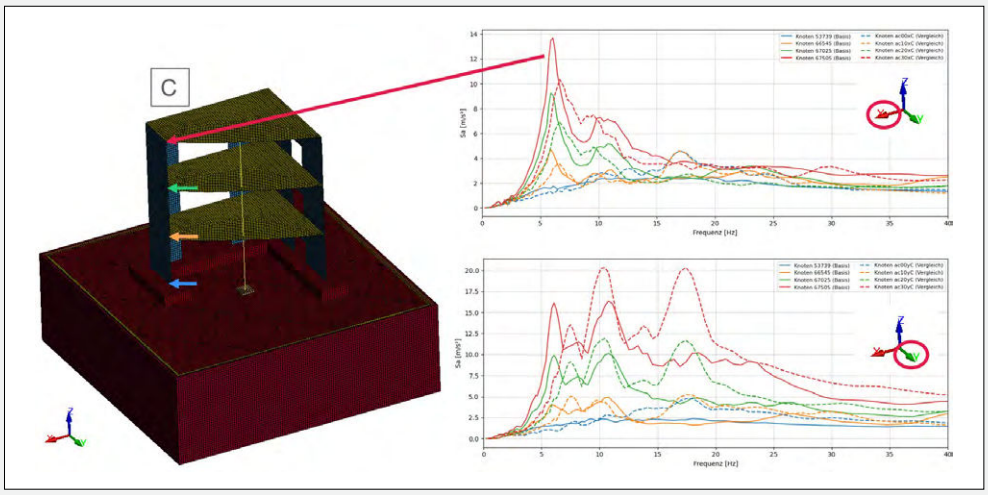


Figure 5:
Calculated ISRS in x- and y-direction with D = 5 % in column C.

the experimental ones, and the basic dynamic behaviour of the structure can be simulated well in the LS-DYNA finite element program. It can be observed that when simulating shaking table tests, the influence of the shaking table and the interaction between it and the structure cannot be neglected. As part of the following investigations this benchmark and later on a reactor building with all relevant essential structures including the foundation will be considered with fixed base assumption as well as soft bearing, analysing SSI effects.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss institutions, universities, and other research projects.

International Cooperation

This project is a cooperation between ENSI and RPTU University Kaiserslautern-Landau.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

Over the last year, mainly the first WP has been addressed in form of modelling and validation of a benchmark model of a nuclear auxiliary building, considering the challenges and requirements of the future work packages. The time history method for calculating the ISRS for nuclear buildings can be extended to consider material nonlinearities of the soil and the structure, SSI and uplift effects, which will be a major focus of the research project in WP2 and WP3 over the next two years. In short-term, the focus of 2026, after completion of the WP1, will be on examining the selection and generation of input acceleration time histories, because this plays a crucial role in evaluating the amplification factor in the resonance region when investigating ISRS.

References

[1] **KTA 2201.3:** Design of Nuclear Power Plants Against Seismic Events; Part 3: Civil Structures (2013)

[2] DIN EN 1998-1 – Eurocode 8: Design of structures for earthquake resistance – Part 1: General rules, seismic actions and rules for buildings (2010)

[3] **Petrone, C.; Magliulo, G.; Manfredi, G.:** Seismic demand on light acceleration-sensitive nonstructural components in European reinforced concrete buildings. In: Earthquake Engineering & Structural Dynamics 44 (2015), Heft 8, S. 1203–1217. https://doi.org/10.1002/eqe.2508

[4] **Oropeza, M.; Favez, P.; Lestuzzi, P.:** Seismic response of nonstructural components in case of nonlinear structures based on floor response spectra method. In: Bulletin of Earthquake Engineering 8 (2010), Heft 2, S. 387–400. https://doi.org/10.1007/s10518-009-9139-0

[5] **Vukobratović, V.; Fajfar, P.:** A method for the direct estimation of floor acceleration spectra for elastic and inelastic MDOF structures. In: Earthquake Engineering & Structural Dynamics 45 (2016), Heft 15, S. 2495–2511. https://doi.org/10.1002/eqe.2779

[6] **Yasui, Y.; Yoshihara, J.; Takeda, T. et al.:** Direct Generation Method For Floor Response Spectra. In: Transactions of the 12th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 12) (1993)

[7] prEN1998-1-2 – Eurocode 8: Design of structures for earthquake resistance – Part 1–2: Buildings (2025)

[8] **SIA 261:** Actions on Structures (2003).

[9] **Thunell, B.:** SMART 2013 – Low-level experimental data review and elastic model calibration (2014)

[10] **Le Maoult, A.; Queval, J.-C.; Bairrao, R.:** Dynamic Interaction Between the Shaking Table and the Specimen During Seismic Tests, in Advances in Performance-Based Earthquake Engineering (2010), DOI:10.1007/978-90-481-8746-1

[11] **Basu, U.:** Soil-Structure Interaction, https://lsdyna.ansys.com/soil-structure/ [Accessed 12.12.2025]

NEA SMATCH

Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake

Author and Co-author(s): J. Attinger[1], M. Borgerhoff[2], S. Ghadimi (ENSI), C. Kanellopoulos[3], P. Rangelow[1], M. Stadler[2], B. Stojadinovic[3], T. Szczesiak (ENSI), R. Zinn[2]
Institution:
[1] Basler & Hofmann AG, Consulting Engineers, Zurich, Switzerland
[2] Stangenberg & Partners Consulting Engineers, Bochum, Germany
[3] ETH Zurich, Department of Civil, Environmental and Geomatic Engineering, Zurich, Switzerland
Address:
[1] Forchstrasse 395, CH-8032 Zurich, Switzerland
[2] Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Germany
[3] Stefano-Franscini-Platz 5, CH-8093 Zurich, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address:
+49 234 96130 0,
borgerhoff@stangenberg.de,
www.stangenberg.de
Duration of project: 2023 until 2025

Abstract

The main structures of the Cruas-Meysse Nuclear Power Plant (NPP) in France are supported by a seismic base isolation system. On November 11, 2019, the 4.9 magnitude (Mw) so-called Le Teil earthquake occurred at approximately 15 km from the Cruas NPP. The free-field and in-structure accelerations were measured and recorded by the NPP's seismic instrumentation. The PGA of the recorded free-field motion was about 0.04 g. The earthquake excitation and resulting seismic response of the base-isolated NPP is the subject of the international benchmark project SMATCH, which is organized by IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, now ASNR / Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection) and EDF (Électricité de France) under the umbrella of NEA (Nuclear Energy Agency) of the OECD. The benchmark consists of phases 1 (Announcement and participants registration), 2 (Characterisation of the seismic ground motion at Cruas site), 3 (Assessment of the seismic response of the Cruas base-isolated NPP) and 4 (Synthesis, lessons learnt and recommendations). The phases 2 and 3 are each divided into a blind prediction (Stage 1) and a subsequent calibration analysis based on the measured value recordings (Stage 2). The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) supported the participation of three teams in Phase 3 of the SMATCH benchmark: Basler & Hofmann (B&H), Stangenberg & Partners (SPI) and ETH Zurich (ETH). This is a joint report by all three ENSI teams on Stage 2 of Phase 3.

The blind numerical prediction of the structural dynamic response of the Cruas-Meysse NPP in Stage 1 of Phase 3, carried out in 2024, was subject of the 2024 annual report. As an essential component, the finite element (FE) models had to be created in the respective calculation software of the individual ENSI teams based on the geometry of the NPP structures provided by the SMATCH organizers. Comparisons between the results of the blind prediction calculations and the measured values showed largely satisfactory agreement. However, the deviations of the acceleration response spectra determined by FE analysis from those obtained from the recorded time histories indicated that the correct assumption of the stiffnesses and dampings of the seismic isolators is of primary importance for the computational determination of the structural accelerations.

Consequently, in the calibration calculations of Stage 2 of Phase 3 discussed in this report, best-estimate adjustments of the stiffnesses and dampings of the seismic isolators were made based on the response spectra of the

recorded data. A more comprehensive adaptation of the response spectra could be achieved using a nonlinear force-displacement curve to model the stiffnesses of the seismic isolators.

Soil-structure interaction (SSI) was considered by the ENSI team SPI using frequency-independent springs based on impedance functions for the foundation level and the application of foundation input motion (FIM). On the other hand, the ENSI team ETH model employed the domain reduction method (DRM) to introduce seismic motion into the local soil domain, generating vertical propagating S- and P-waves that produce the prescribed three-component free-field motion at the ground surface. ENSI team B&H did not model SSI and instead directly prescribed the motion at the NPP foundation. Due to the seismic base isolation, the consideration of SSI proved to be practically irrelevant for the decisive horizontal excitations of the NPP buildings in the fundamental vibration modes. The calibration calculations of the DRM model showed that the higher-frequency vibration modes were strongly influenced by the assumed soil stiffness. Following calibration, the higher-frequency vibration modes observed in the recorded data were also successfully captured.

Project goals

On November 11, 2019, the 4.9 magnitude (Mw) so-called Le Teil earthquake occurred at approximately 15 km from the French Cruas-Meysse Nuclear Power Plant (NPP) resulting in surface motion with PGA of about 0.04 g. Inspired by this event, the SMATCH benchmark was launched according to [1] with the objective of evaluating the efficiency of engineering practices in predicting seismic ground motion at the Cruas NPP site (Phase 2), and in predicting the seismic response of the building structures of this base-isolated NPP (Phase 3). The seismic base isolation is designed to achieve a fundamental horizontal eigenfrequency of 1 Hz and to remain effective for free-field PGA levels of up to 0.2 g. The SMATCH benchmark is based on the free-field and in-structure accelerations recorded at control points within the NPP structures during this earthquake.

ENSI specifically limited its participation in the SMATCH benchmark to Phase 3 of the project, focusing on the structural response of the NPP structures to the seismic excitation. In Stage 1 of this phase, seismic time history analyses had to be carried out for the given free field motion without prior knowledge of the recorded measurements in order to obtain the accelerations at the sensor positions in the buildings. These calculations and the 3D FE computational models used for this purpose, which are based on the input geometry of the NPP provided by the SMATCH organizers, were published in the 2024 annual report. This report describes the numerical simulations performed in Stage 2 of Phase 3, using computational models calibrated on the basis of the identified deviations between the blindly predicted acceleration response spectra and those determined from the recorded measurement data.

By supporting the participation of three teams consisting of experts from **Basler & Hofmann** (B&H), **Stangenberg & Partners** (SPI) and **ETH Zurich** (ETH) in the SMATCH benchmark, ENSI ensures its competence in performing soil-structure interaction (SSI) analyses and assessing the safety of systems, structures and components (SSC), such as emergency diesel generators or vibration-isolated components, during and after an earthquake. The presentation of the project findings at benchmark workshops and international conferences offers the opportunity for regular exchange with experts and nuclear regulatory authorities from other countries and thus makes a significant contribution to the safety of the Swiss nuclear facilities.

Work carried out and results obtained

Description of the SMATCH benchmark

The subject of the SMATCH benchmark was the nuclear island of the Cruas NPP, which is built on a seismic base isolation, see Figure 1. The common foundation of the buildings

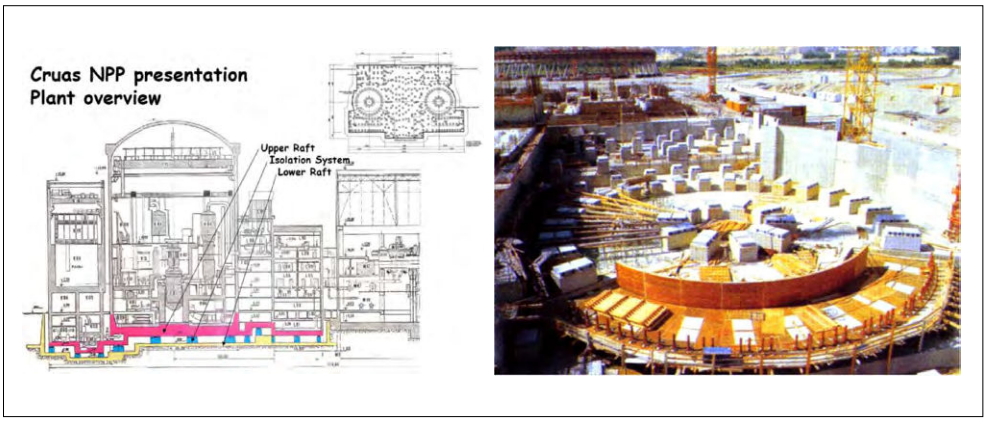


Figure 1:
Seismic base isolation of the Cruas NPP according to [2]: Layout (left) and construction (right).

Sensor	Building	Elevation [m]
EAU_001	Reactor Building	-3.94
EAU_002	Reactor Building	19.15
EAU_003	Auxiliary Building	-0.9

Table 1:
Positions of the EAU system sensors (see also Figures 8, 9, and 10).

(upper raft) is supported by 1812 laminated elastomeric bearings arranged in groups of two, four and eight on 401 reinforced concrete (RC) pedestals. The pedestals are placed on a lower raft founded on the ground.

The main task in Phase 3 of the SMATCH benchmark was to calculate the structural dynamic response of the NPP to the Le Teil earthquake in 2019. The blind prediction results of the structural analyses in Stage 1 (Phase 3.1) were presented in the 2024 annual report. These results include a description of the 3D-FE calculation models, the modal analysis of the seismically isolated system, the acceleration-time histories, response spectra, transfer functions and time-frequency graphs for a total of 7 positions in the buildings (3 sensors of the so-called EAU seismic instrumentation according to Table 1 and shown in Figures 8, 9, and 10, respectively, and additionally 4 corner points of the upper raft).

During the Le Teil earthquake with a magnitude of 4.9 (Mw), the free-field accelerations at the RAN sensor and the acceleration-time histories at the three sensor locations in the buildings of the Cruas NPP were measured. The structural acceleration records were made available to the benchmark participants at the beginning of Stage 2 (Phase 3.2) to compare them with the results predicted in Phase 3.1 and, on this basis, to calibrate the computational model with the aim of improving the numerical simulation of the NPP's seismic response.

FE models of the Cruas NPP nuclear island

The geometry data of the Nuclear Island (NI) of the Cruas NPP was provided by the SMATCH organizers as a **Code_Aster** software input file. A detailed description of the Finite Element (FE) models created by the three ENSI teams based on this data can be found in the 2024 annual report. The lower part of the model included the lower and upper foundation rafts, which are connected by seismic supports consisting of elastomeric bearings placed on RC pedestals, see Figure 1. One of the two reactor buildings (BRI) and the auxiliary building (BAN), which house the acceleration sensors EAU_001 to EAU_003, were modelled as 3D structures using shell elements. The other buildings founded on the upper raft (BD1 to BD7) were represented by stick models with concentrated masses modelled using beam elements.

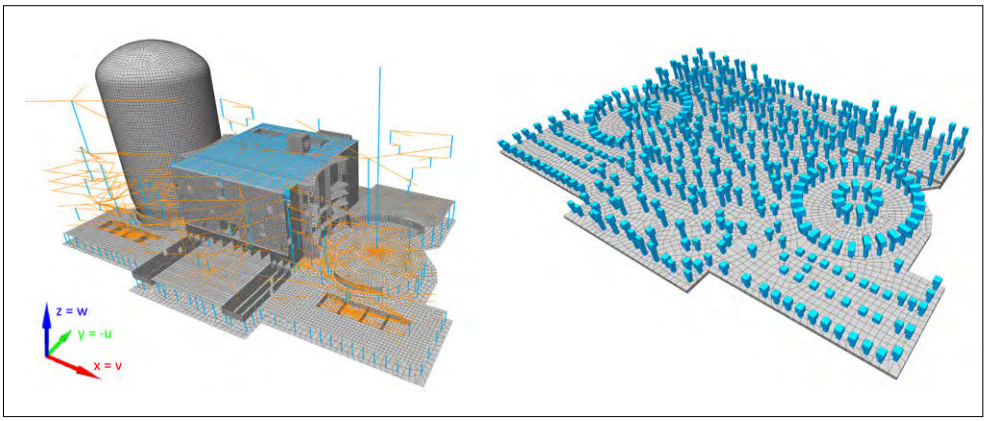


Figure 2:
3D FE model by ENSI team SPI in SOFiSTiK (left) with detailed modelling of the seismic isolation system between lower and upper raft (right).

SPI model

The 3D FE model of the NI of the Cruas NPP created by the ENSI team SPI using the structural analysis software **SOFiSTiK** [3] is shown in Figure 2 on the left. The seismic base isolation devices are simulated by spring elements located on RC pedestals, see Figure 2 on the right.

The Soil-Structure Interaction (SSI) is represented by constant springs and dampers at the mass centre of the lower raft, which is assumed to be rigid. The properties of the soil springs and dampers are determined based on impedance functions at the level of the lower raft (z = -11 m). Both the Foundation Input Motion (FIM), which reflects the free-field motion modified by kinematic interaction effects associated with the embedded foundation, and the impedance functions are evaluated using the SSI code **SASSI** [4], based on a simplified representation of the Cruas NPP model as a massless, rigid foundation, as shown in Figure 3. Above the lower raft, the SSI model consists of a rigid support grid resting on the base isolation and representing the upper raft, and the buildings, which are modelled by sticks with concentrated masses.

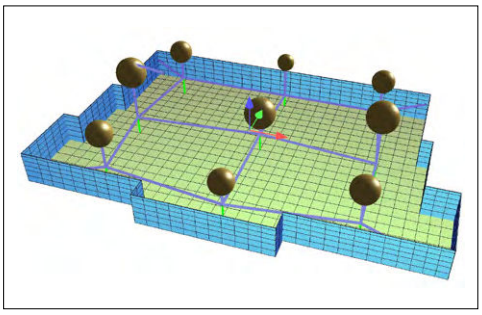


Figure 3:
Simplified overall model of the Cruas NPP in SASSI.

ETH model

The ENSI team ETH developed two 3D FE models of the NI of the Cruas NPP using the FE simulation software **Real-ESSI** [5] and **OpenSees** [6] (the latter used exclusively for the eigenvalue analysis of the fixed-base model). The fixed-base model, excited at its base by the free-field acceleration records while neglecting SSI effects, is shown in Figure 4 on the left. The main FE model shown in Figure 4 on the right is a Domain Reduction Method (DRM) based model introducing vertically propagating, three-component seismic waves through the provided horizontal soil layer profile matching the free-field acceleration records.

The seismic isolators located at the top of each RC pedestals are represented using three linear elastic spring elements and three dashpots in the x, y, and z directions of the model, respectively (Figure 5).

B&H model

The ENSI team B&H developed a simplified computational model of the NI of the Cruas NPP for use with the FE simulation software **Ansys APDL** [7]. In this model, the foundation slab above the seismic isolation (upper raft) is modelled as a rigid body with shell elements, while all buildings are represented by stick models, see Figure 6. Under each building, a spring is implemented to represent the stiff-

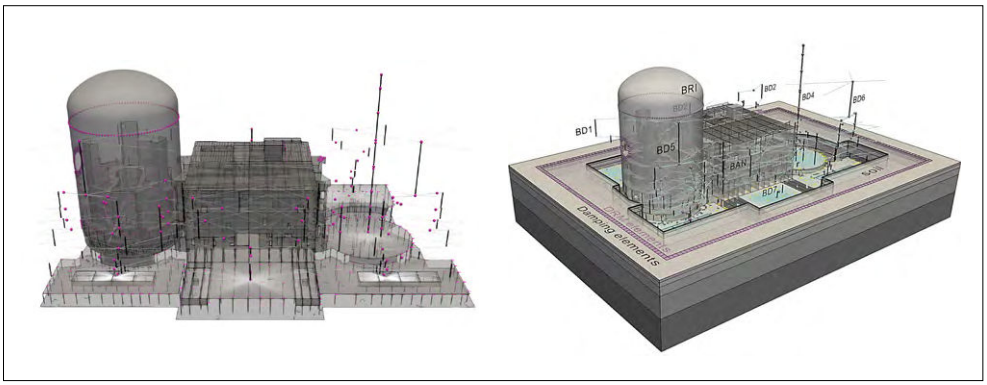


Figure 4:
3D FE models by ENSI team ETH in Real-ESSI (fixed base model on the left and DRM model on the right).

ness and damping characteristics of the corresponding seismic isolators.

The FIM is applied at the lower ends of the springs representing the seismic isolation. No additional springs or elements are included to represent the impedance of the soil layers beneath the foundation. Consequently, the model neglects inertial SSI effects and focuses exclusively on the structural response and dynamic behaviour of the bearings.

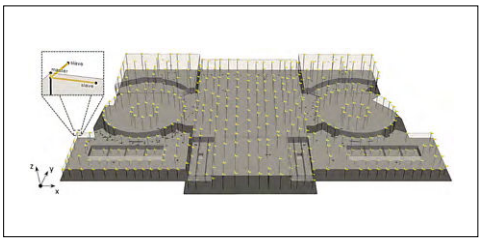


Figure 5:
Seismic isolators modelled with 3 springs and dashpots in x, y, and z direction.

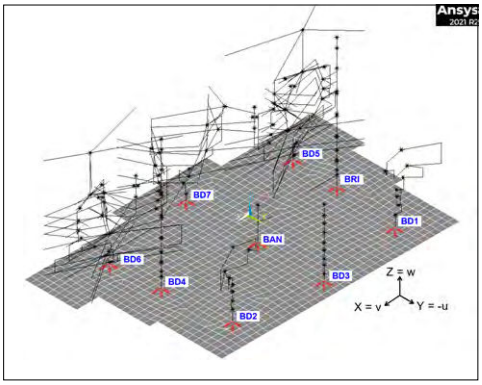


Figure 6:
FE model by ENSI team B&H in Ansys.

Dynamic properties of the seismic isolation assumed in Phase 3.1

As outlined in the 2024 annual report, the dynamic properties of the seismic isolators assumed in the blind prediction calculations in Phase 3.1 were based on a shear modulus of the elastomer $G_d \approx 2.6$ MPa at a shear strain of $\gamma = 0.065$. This modulus was determined from the maximum horizontal displacement of the elastomeric bearings $\Delta x = 2.6$ mm, which was recorded during the Le Teil earthquake in 2019.

Based on the results of a modal analysis also provided by the SMATCH organizers in Phase 3.1, the ENSI teams ETH and B&H calibrated the horizontal stiffness of the isolators with the aim of achieving a match with the eigenmodes and eigenfrequencies resulting from this analysis. The successful adjustments yielded the shear moduli $G_d = 3.175$ MPa (ETH) and $G_d = 3.05$ MPa (B&H). The damping ratio of the isolators was assumed to be $\zeta = 7\%$ for both the horizontal and vertical directions.

Numerical results achieved in Phase 3.1

The results of the blind prediction calculations in Phase 3.1 are documented in detail in the 2024 annual report in the form of transfer functions based on the modal analyses, as well as acceleration response spectra at the positions of the seismic instrumentation sensors EAU_001 to EAU_003, see Table 1.

In the horizontal directions u and v, the calculations by B&H and ETH showed the best agreement with the measured accelerations within the range of the fundamental frequencies at all sensor positions. This was due to the calibration of the horizontal stiffnesses of the isolators based on the modal

analysis results by the SMATCH organizers. It was noticeable that the response spectra of the calculated accelerations for all sensors showed different maxima in both horizontal directions. However, for the measured accelerations, this observation only applied to the higher-positioned sensor EAU_002 in the reactor building. Furthermore, the horizontal response spectra measured in the reactor building in the frequency range above 4 Hz were not well captured by the blind predictions.

Therefore, the appropriate assumption of the stiffnesses and dampings of the seismic isolators is of crucial importance for the computational determination of the structural accelerations. Deriving the shear modulus of the elastomer, which is fundamental to the stiffness of the isolators, based on dynamic tests on individual bearings obviously leads to an underestimation of the overall stiffness of the base isolation.

Calibration computations (Phase 3.2)

The computational parameters of the FE models used by the ENSI teams were calibrated by comparing the eigenfrequencies and response spectra calculated in Phase 3.1 with the measurements of the seismic instrumentation. As part of the calibration, various parametric studies were carried out, and the resulting effects were evaluated.

SPI calibration

The changes made by the ENSI team SPI between phase 3.1 and phase 3.2 for developing the final **SOFiSTiK** model are listed below.

- Adjustments to the horizontal stiffness of the seismic isolators increase the fundamental frequencies and the amplitudes of the spectral peaks:
  - Direction u (increase by factor 1.4): $G_d = 3.56$ MPa, $K_{h,u} = 21.95$ MN/m
  - Direction v (increase by factor 1.7): $G_d = 4.32$ MPa, $K_{h,v} = 26.66$ MN/m
- Changing the damping ratio of the isolators in the vertical direction from $\zeta = 7\%$ to $\zeta = 2\%$ had no influence on the response spectra.
- The reduction in the damping ratio of the RC structure from $\zeta = 2\%$ to $\zeta = 1\%$ due to the comparatively low seismic load led to an increase in the spectral accelerations, particularly in the horizontal directions above 4 Hz. The spectral peak at 1.6 Hz remained unaffected.
- Considering the incoherence of the earthquake excitation according to the Abrahamson soil model only affected the vertical accelerations in the frequency range above 6 Hz, which were decreased by approximately 15 % according to the computation conducted with the **SASSI** model as shown in Figure 3. This parameter is considered when calculating the resulting vertical spectra.

ETH calibration

The ENSI team ETH selected the **Real-ESSI** DRM model for calibration as it consistently underestimated the recorded data and considered the finite stiffness of the lower raft foundation and the surrounding soil layers. The effective horizontal stiffness of the isolators had to be calibrated because laminated steel-neoprene bearings exhibit nonlinear behaviour. This means that an equivalent linear approach requires different effective horizontal stiffness values depending on the distortion level. After calibration, final effective horizontal stiffness values were selected as $K_{h,u} = 21.3$ MN/m and $K_{h,v} = 30.5$ MN/m.

Furthermore, the ENSI team ETH considered an investigation into the influence of soil stiffness on the structural response to be worthwhile. Since soil improvement or stiffening by neighbouring NPP buildings was considered likely, the shear wave velocity of the soil layers in the DRM model was progressively increased. The final chosen profile assumed a constant shear wave velocity of $V_S = 1000$ m/s for the first four layers down to a depth of $z = 17.0$ m.

B&H calibration

Based on the linear analyses in Phase 3.1, the ENSI team B&H concluded that the differences in the stiffness of the seismic base isolation in the two horizontal directions are primarily due to the variation in displacement

amplitudes between the two directions, leading to different degrees of distortion and stiffness values of the bearings. To address this problem, a nonlinear elastic force-displacement relationship was incorporated into the **Ansys** model in Phase 3.2, ensuring that stiffness changes with strain are accurately captured. The implemented trilinear force-displacement curve for all 1812 elastomeric bearings is shown in Figure 7.

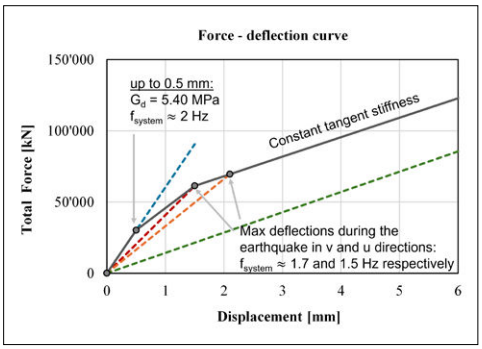


Figure 7: Nonlinear force-displacement curve used as input in the Ansys model in Phase 3.2.

Numerical results

The response spectra obtained from the calibrated models for a damping ratio of 5 % in the directions u, v and w of the local coordinate system of the NPP are shown in Figures 8 to 10 for the locations of the sensors EAU_001 to EAU_003. These diagrams compare the response spectra calculated by the three ENSI teams using different FE models and programs, with the response spectra determined from the measured accelerations. Following the adjustments made by the ENSI team SPI, the best-estimate computation with **SOFiSTiK** (horizontal) and **SASSI** (vertical) achieved good agreement between the calculated and measured spectral accelerations – apart from some remaining deviations for accelerations in the frequency range above 4 Hz.

The results obtained by the ENSI team ETH with the calibrated **Real-ESSI** DRM model indicated that the model successfully captured both the lower-frequency fundamental vibration modes in the u and v directions, as well as the higher-frequency modes in the u, v, and w directions.

The implementation of the nonlinear force-displacement curve in the **Ansys** model significantly improved the acceleration spectra computed by the ENSI team B&H. In addition to more accurate capture of the first peak at 1.5 Hz in the v-direction, high-frequency peaks up to 10 Hz at sensor location EAU_002 were also better captured, indicating a general improvement in the modelling of higher-frequency response components. Nevertheless, the amplification in the v-direction between 1.5 Hz and 2 Hz is overestimated, possibly due to simplifications in the reactor building model, where sensor EAU-002 is located.

Study including nonlinear elastic behaviour of elastomeric bearings

In addition to the calibration computations, the ENSI team SPI investigated how considering the nonlinear behaviour of the elastomeric bearings affects the calculated accelerations in the frequency range above 4 Hz. The study includes calculations with two nonlinear elastic force-displacement laws for the elastomeric bearings. The two resulting work laws WL1 and WL2 are shown in Figure 11 in comparison to the linear stiffness K = 15.68 MN/m assumed in Phase 3.1. The course of the curves beyond the displacement of 2.6 mm at $\gamma = 0.0065$ is irrelevant for the investigation, since this displacement range is not reached. Since the hyperelastic material model in **SOFiSTiK** does not account for hysteretic energy dissipation, a predefined damping of $\zeta = 7\,\%$ was introduced.

The horizontal displacements of the nonlinear computation with work law 1 compared to the linear calibration computation are shown in Figure 12 for the sensor EAU_001. The maximum displacements remain below 2 mm and therefore do not reach the maximum displacement of 2.6 mm documented in [1].

The response spectra at the location of the sensor EAU_002 according to Figure 13 show that the accelerations calculated with nonlinear spring characteristics in the frequency range above 4 Hz are larger than those calculated linearly and better match the measured values. A possible reason for this

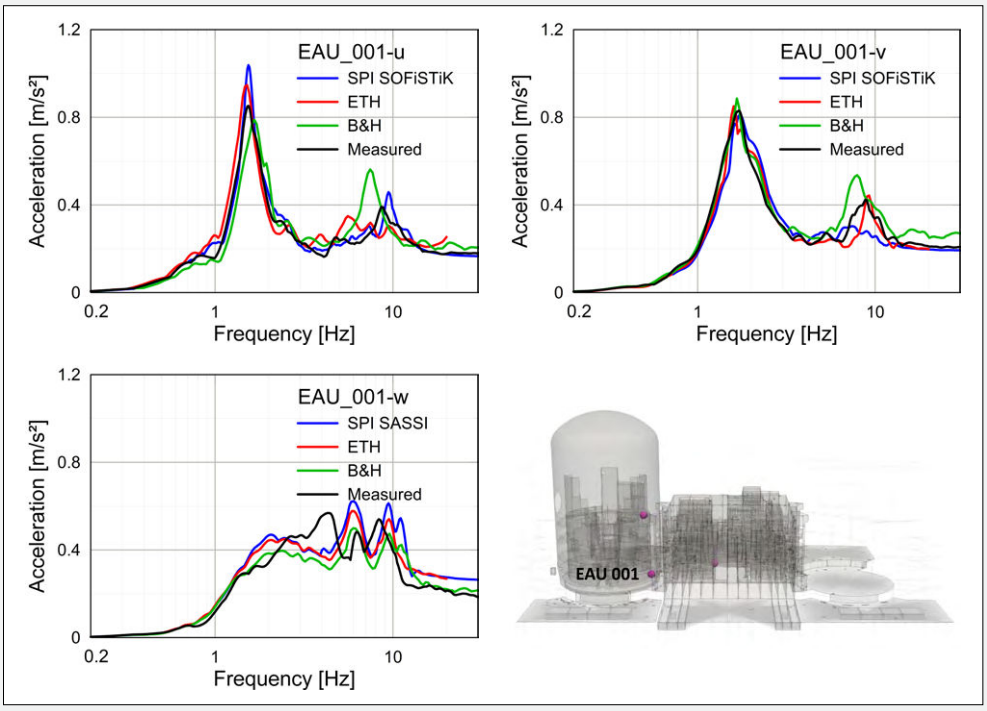


Figure 8:
Calibration computation, response spectra ζ = 5 % at the EAU_001 sensor location.

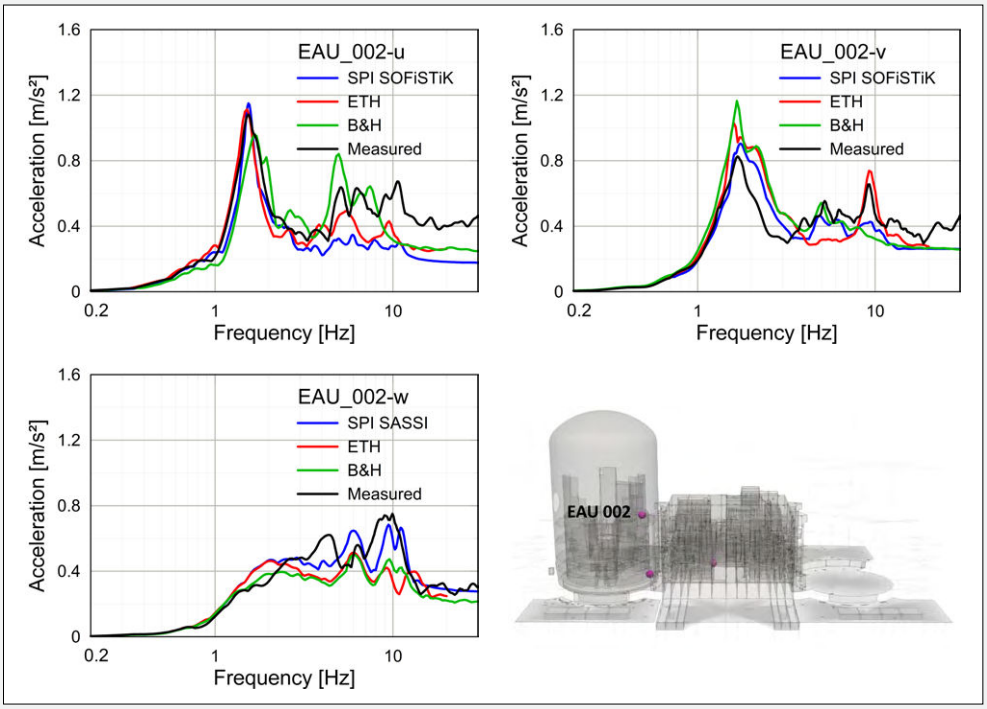


Figure 9:
Calibration computation, response spectra ζ = 5 % at the EAU_002 sensor location.

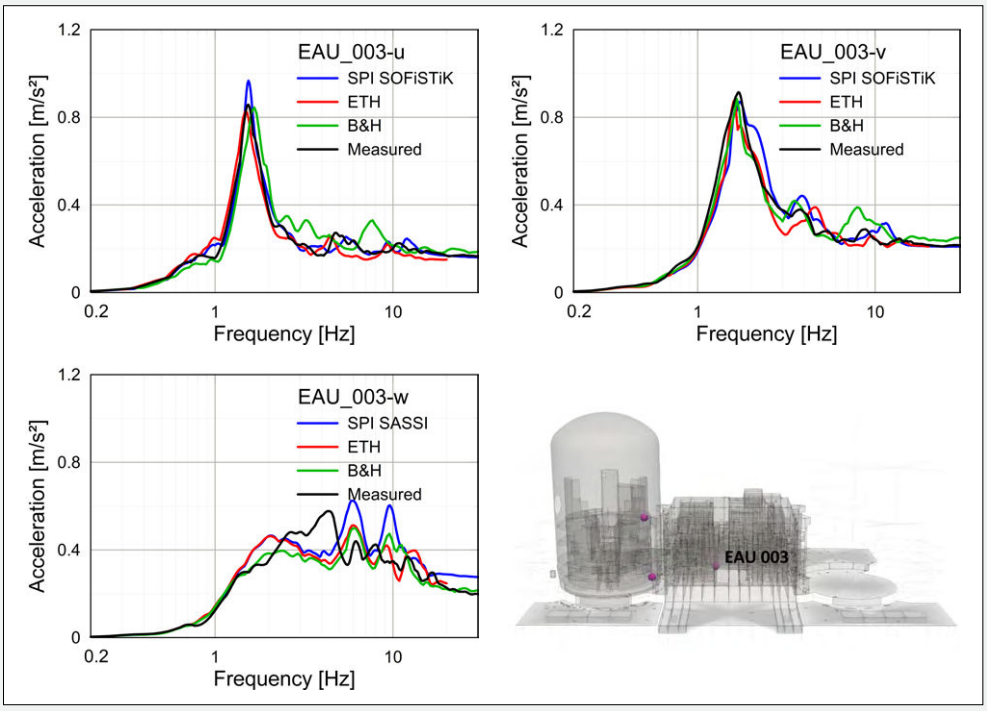


Figure 10:
Calibration computation, response spectra ζ = 5 % at the EAU_003 sensor location.

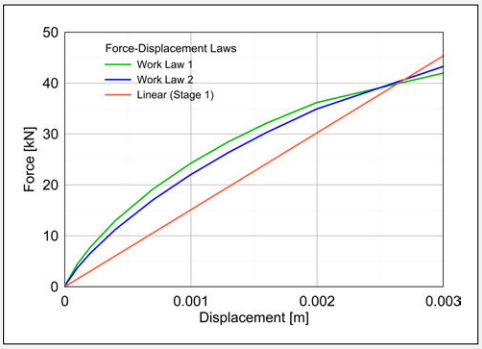


Figure 11:
Force-displacement laws for a single bearing.

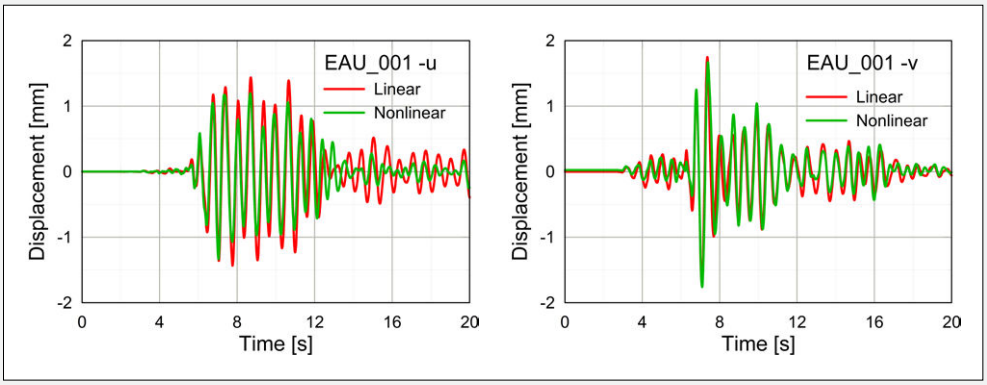


Figure 12:
Sensor location EAU_001, displacements obtained by linear and nonlinear modelling of isolators.

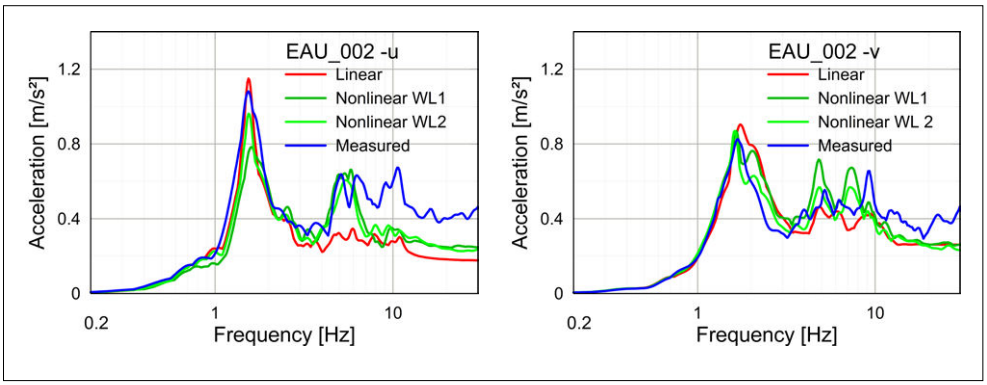


Figure 13: Comparison of response spectra ζ = 5 % at the EAU_002 sensor location obtained by linear and nonlinear modelling of isolators.

interesting effect could be that, for very low displacements, the stiffness of the isolators is high.

Conclusions of the benchmark

Numerical analyses were performed as part of the SMATCH benchmark for the French Cruas-Meysse NPP to assess the efficiency of engineering practices for calculating the seismic response of the base-isolated NPP. The ENSI teams SPI, ETH and B&H carried out numerical simulations as dynamic time history analyses, using various 3D FE, 3D DRM and simplified computational models of the NPP with and without consideration of SSI effects, based on the input geometry provided by the SMATCH organizers. The **SOFiSTiK, Real-ESSI, Ansys APDL** and **SASSI** software solutions were used for this purpose. The objective was to predict the seismic response at three sensor locations within the NPP where the earthquake was recorded.

The comparison of the results of the blind predictions in Phase 3.1 of the benchmark with the measurement data showed partly good agreement, but also more or less significant deviations in individual frequency ranges. Therefore, in Phase 3.2, calibration calculations were performed in which

- the stiffness and damping values of the isolators were adjusted in the **SOFiSTiK** model,
- the incoherence of the earthquake excitation was considered in the **SASSI** model,
- the effective horizontal stiffness of the isolators was calibrated in the **Real-ESSI** DRM model,
- the influence of soil stiffness on the structural response was regarded by increasing the shear wave velocity of the upper layers in the **Real-ESSI** DRM model,
- a nonlinear elastic force-displacement relationship of the elastomeric bearings was introduced into the **Ansys** model ensuring that stiffness changes with strain are accurately captured.

Furthermore, SPI conducted a study in which the isolators in the **SOFiSTiK** model were represented using a nonlinear elastic formulation, similar to the approach used by B&H in **Ansys**. Both simulation assumptions showed that accurate modelling of the realistic, nonlinear behaviour of seismic bearings is crucial in order to capture the response of a base-isolated structure to small earthquake displacements, especially in the higher frequency range.

ETH concluded that the fundamental vibration modes are primarily influenced by the horizontal stiffness of the isolators (stiffer springs amplify spectral acceleration amplitudes), while the higher-frequency modes are strongly affected by the assumed soil stiffness (stiffer soil profiles increase spectral acceleration amplitudes). Using a more realistic, stiffer soil profile than initially provided significantly improved the accuracy of the **Real-ESSI** DRM model.

According to B&H's conclusions, the analysis demonstrated that simplified modelling of the superstructure using stick models effectively captures the global response while significantly reducing modelling effort

and computational time. However, a more detailed assessment of individual building components requires a refined superstructure model to better capture local mode shapes.

National Cooperation

From Switzerland, Basler & Hofmann AG (Zurich) and ETH Zurich were involved in the NEA SMATCH benchmark.

International Cooperation

The experts from Stangenberg & Partners (Germany) also supported ENSI in this benchmark.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The successful continuation of the investigations in 2025, dedicated to the calibration and best estimate assessment, has confirmed that the participation of ENSI together with its three expert teams in Phase 3 of the SMATCH benchmark project has led to a valuable expansion of technical expertise and practical experience with numerical earthquake simulations of nuclear power plants, particularly regarding the effects of seismic base isolation on the vibration transmission to SSC's. The realism of FE-based computations could be significantly increased by benchmarking against real measurements and subsequently calibrating them, as well as by identifying the causes of deviations between the calculated and the measured structural responses.

The processing of Phase 3.2 was completed in February 2025 with the submission of the calibration calculation results. During Workshop 3 on April 4, 2025, the participants of the benchmark project had the opportunity to present and discuss their results online. The presentation of the complete results of the ENSI teams was achieved at the SMiRT-28 conference in Toronto. The SMATCH Benchmark will be concluded in a final Workshop 4 on February 26 and 27, 2026 in France, which will include a site visit to the Cruas-Meysse NPP.

Publications

- **M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, M. Stadler, T. Szczesiak, R. Zinn:** SMATCH Benchmark: Seismic Response Analyses of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to the Le-Teil Earthquake Using the SOFiSTiK Software, Proceedings, SMiRT-28, Toronto, Canada, August 10–15, 2025
- **E. Eleftheriou, J. Attinger, P. Rangelow, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak:** SMATCH Benchmark: Seismic Response Analysis of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to the Le-Teil Earthquake Using the Ansys APDL Software, Proceedings, SMiRT-28, Toronto, Canada, August 10–15, 2025
- **C. Kanellopoulos, B. Stojadinovic, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak:** SMATCH Benchmark: Seismic Response Analysis of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to Le-Teil Earthquake Using the Real-ESSI Software, Proceedings, SMiRT-28, Toronto, Canada, August 10–15, 2025

References

[1] EDF/ASNR/Egis: SMATCH Benchmark, Seismic Base Isolated Nuclear Power Plant Shaken by a Real Earthquake, https://smatch-benchmark.org/.

[2] Viallet, E., Berger, J., Traversa, P., El Haber, E., Hervé-Secourgeon, E., Hervé-Secourgeon, G., Zuchowski, L., Dupuy, G.: "2019-11-11 Le Teil Earthquake – The Ultimate Missing Piece of Experience Feedback Related to a Nuclear Power Plant Built on Seismic Base Isolation: A Real Earthquake", SMiRT-26, Berlin/Potsdam, Germany, July 10–15, 2022.

[3] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK Analysis Programs, Version 2024-9 Build 1091, Oberschleissheim, Germany.

[4] Ostadan, F.: SASSI 2010, A System for Analysis of Soil-Structure Interaction, Version 1.0, May 2010.

[5] Jeremic, B., Jie, G., Cheng, Z., Tafazzoli, N., Tasiopoulou., P, Pisano, F., et al.: The Real-ESSI simulator system (version 24.04). University of California, Davis, 2024, http://real-essi.info.

[6] McKenna, F., Scott, M. H., and Fenves, G. L.: “Nonlinear finite-element analysis software architecture using object composition”, Journal of Computing in Civil Engineering (2010), 24 (1), 95–107.

[7] Ansys Academic Research Mechanical APDL, Release 2021 R2.

Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading

Author and Co-author(s): Simon Karrer, Dr. Karel Thoma, Prof. Dr. Walter Kaufmann
Institution: ETH Zürich,
Institute of Structural Engineering (IBK)
Address: Stefano-Franscini-Platz 5
Phone, E-mail, Internet address:
044 633 36 59, karrer@ibk.baug.ethz.ch,
www.kaufmann.ibk.ethz.ch
Duration of project: 2021–2026

Abstract

Recent earthquakes have shown that the performance of reinforced concrete structures, in particular shear walls, differed from what had been anticipated. To date, the international research community still lacks a reliable method for predicting the load-deformation behaviour of reinforced concrete shear walls under cyclic loading. This project aims at developing a non-linear finite element analysis (FEA) tool for the modelling of reinforced concrete (RC) members subjected to seismic excitations. In contrast to existing software programs, mainly standard material properties are used as input, and the FEA is based on consistent mechanical models. The quality of the tool will be assessed by the comparison of the simulations against published experiments. Further evaluation aspects of the tool are the computing power and the number of parameters used in the models, where it is desirable to use a small number of parameters that correspond to standard material properties reliably known in structural design or assessment.

In 2025, the Python code of the RC material model was translated into FORTRAN, and the first simple FEA was carried out as part of the code verification. The code validation is pending. Furthermore, the experiments on axially loaded RC members conducted in 2023 were published. The experimental campaign yielded interesting results, which led to the development of refined mechanical models used for the RC material model. In addition, the investigation into interlocking cracks in RC membrane elements demonstrated the advantage of the **Cracked Membrane Model with fixed, interlocked cracks** compared to the **Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks.** However, it also revealed that the current model assumptions need to be refined.

Project goals

Importance of the project and outline of the content

This project aims at developing a consistent mechanical material model for reinforced concrete (RC) shells under cyclic loading and at implementing this material model into a non-linear finite element analysis (FEA) framework for the analysis of RC structures. This FEA-tool is intended to be used for the simulation of RC buildings subjected to seismic excitations. The behaviour of shear walls under cyclic loading is particularly interesting since shear walls are commonly used as lateral load-resisting members in structures. Still, their performance in recent earthquakes was not as anticipated [1], [2]. The load-deformation behaviour of these members is often inadequately predicted by existing software programs. Intensive international research is being conducted in this field, and there are promising approaches [3], [4], [5]. Nevertheless, the international research community still lacks a reliable and robust method for predicting the behaviour of RC shear walls under seismic excitation.

The state of the art, on which this project builds up, consists of two pillars. The consistent mechanical models for RC developed, extended and validated under the direction of Prof. P. Marti and his successor Prof. W. Kaufmann at **ETH Zurich** represent the first pillar. The relevant mechanical models are (i) the **Tension Chord Model (TCM)** [6], (ii) the **Pull-Out Model (POM)** for under-reinforced members [7], (iii) the **Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R,** see Figure 1) [8], (iv) the **Cracked**

Membrane Model with fixed, interlocked cracks (CMM-F) [9] and (v) the generalisation of these models to layered shell elements for out-of-plane loading and inclined reinforcement [10]. So far, these models have been formulated mainly for unidirectional, i.e., monotonically increasing load.

The second pillar of the project is the implementation of the aforementioned mechanical models as a **unidirectional RC material model (CMM-Usermat-U)** for monotonically loaded shell elements into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL** [11]. It was implemented at the **Lucerne University of Applied Sciences and Arts (HSLU)** under the direction of Dr. K. Thoma [12]. Extensive validations of the **CMM-Usermat-U** in combination with a layer model (plane stress state) against experiments on plate, shell and beam tests showed a very good agreement between test and calculation results for monotonically increasing loads [13], [14], [15], [16] (see Figure 2). The observed load-deformation behaviour, the failure mechanisms, the generalised stresses and the local strains of the test specimens matched well with the FE-calculations.

Within the framework of this project, the mechanical models **(TCM, POM, CMM-R, CMM-F)** will be extended for cyclic loading, and the **CMM-Usermat-U** will be evolved to the **cyclic RC material model (CMM-Usermat-C).**

Goals for the year 2025

The project is divided into five work packages (see Figure 3). The first and second work packages were completed last year. The goal for 2025 was to complete the remaining work packages. The third work package consists of the implementation of the **CMM-Usermat-C** into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL.** The fourth work package involves integrating the **CMM-Usermat-C** into **COMPAS FEA2,** an environment developed to streamline simulation input and output. In the fifth work package, ENSI experts will be introduced to the newly developed software.

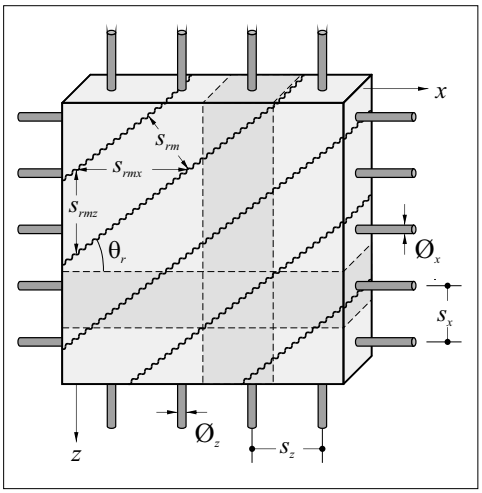


Figure 1: Representation of Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R) [8].

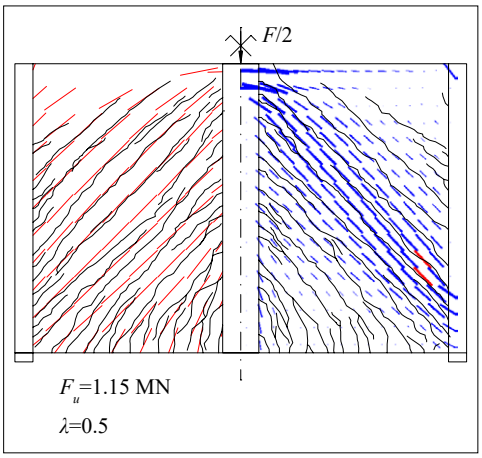


Figure 2: Simulation of a plate test carried out by Leonhardt and Walther [17]: Crack pattern and principal concrete compressive stress in the main girder [15].

Assessment of the project goals

The project development can be assessed on a quantitative level by validating the material model against published experiments, by the number of parameters used in the model and by the computational performance of the algorithms. These three assessment aspects are discussed in the following.

Validation of the material model on published experiments: Load-displacement curves are the most relevant outputs of the analyses. Comparing these curves against experimental data is a good measure to assess the performance of the material model. A significant advantage of implementing the material models **CMM-Usermat-U** and **CMM-Usermat-C** – compared to classical FEA analyses – is the possibility to provide and hence compare detailed results (e.g. steel stresses at the crack σ_{sr}, concrete prin-

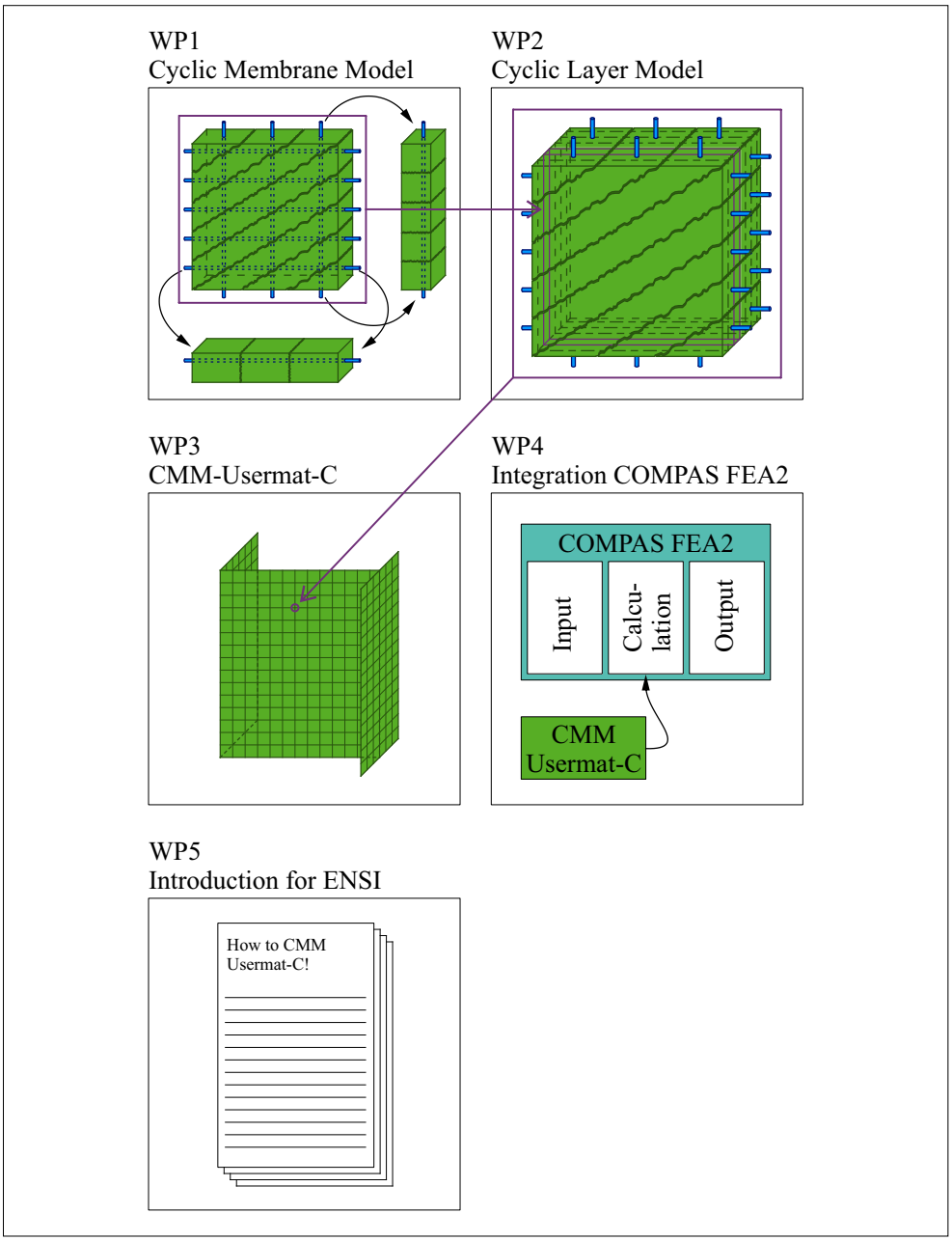


Figure 3: Organisation of the project into five work packages.

cipal compressive stresses σ_{c3}, principal compressive directions θ and crack spacings s_{rm}). These additional, mechanically based results enable an in-depth interpretation and plausibility checks of the FEA and yield valuable insight particularly regarding failure modes, enabling a detailed validation against corresponding experimental observations.

Number of Parameters: Cyclic non-linear FEA of RC structures has been used for a long time. However, the underlying material models for RC (e.g. [18], [19]) are mostly highly parameterised approaches to adapt the material model to the respective problems and experimental results. This leads to a priori unknown material parameters, which were fitted for a specific case, but lead to unsatisfactory results for other structures. This was exemplified by a "blind prediction competition" carried out and evaluated by the **Pacific Earthquake Engineering Research Center (PEER)** at **UC Berkeley** [20], [21]. One of the core statements from the competition was that the RC material model is of central

importance, especially with regard to the consideration or definition of plastic zones. The competition conducted by the **PEER** illustrated the weakness of strongly parameterised RC material models. It is important to note that if parameters have to be estimated, the predictions of different users, calculated with the same material model, typically vary strongly.

Computational Performance: The computational performance of the algorithms is crucial for the extension of the existing **CMM-Usermat-U** to the **CMM-Usermat-C,** as significantly more computing steps have to be executed and more memory capacity has to be available. The algorithm for the **CMM-Usermat-U** generally converges stably and is fast. It can be used as a benchmark for the newly developed **CMM-Usermat-C** algorithm.

Work carried out and results obtained

The implementation of the **CMM-Usermat-C** into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL** was on the agenda for the year 2025. In addition, the experimental campaign of cyclically loaded RC members conducted in 2023 was published and the effect of interlocking cracks in RC membrane elements was investigated.

Implementation of the CMM-Usermat-C into the FE solver Ansys Mechanical APDL

The Python code of the **CMM-Usermat-C** (WP1 and WP2) was translated into FORTRAN. During a FEA, the **CMM-Usermat-C** is called by the **Ansys Mechanical APDL** solver and returns, for a given strain state, the stress state and the stiffness matrix, whereby the stiffness is the numerical derivative of the stress-strain curve. In the present case, the complex-step derivative [22] was used for numerical differentiation. Using the complex-step derivative, the stress and stiffness are calculated simultaneously; the stress is calculated in the real part, and the stiffness is calculated in the imaginary part of a complex number. In order to be able to use the complex-step derivative, the transition from real to complex numbers had to be implemented in parallel with the translation from Python to FORTRAN. The implementation of the **CMM-Usermat-C** is finished and simple FEA were conducted (see Figure 4).

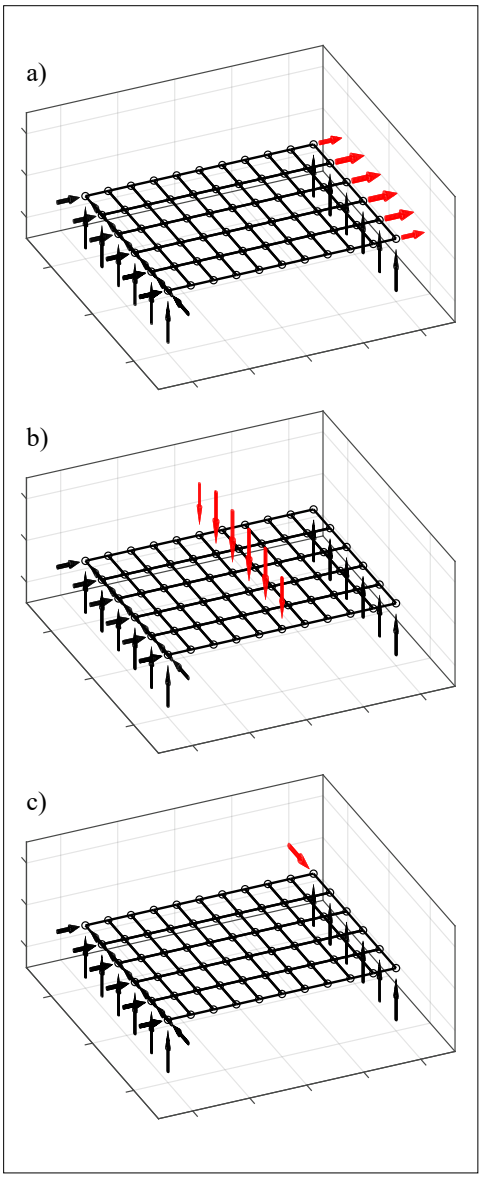


Figure 4: Verification of CMM-Usermat-C: a) simple tension simulation, b) simple bending simulation, c) simple shear wall simulation. The red arrows represent the action force; the black arrows represent the support condition.

Experiments on cyclically loaded RC chord elements

The experimental campaign and the key findings are summarised below. Note that the results from the experimental campaign were recently published in a Journal article [23] and the test data is publicly accessible [24].

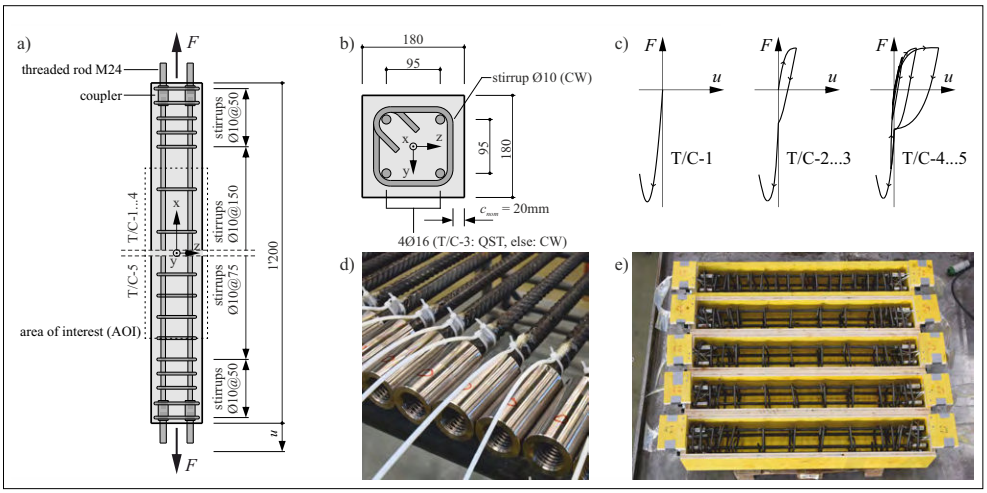


Figure 5:
RC test specimens:
a) elevation,
b) cross-section,
c) schematic loading protocols (Force F vs. displacement u),
d) longitudinal reinforcing bars with installed glass fibres and screwed-on couplers,
e) formwork with placed reinforcement before casting.

Five geometrically identical test specimens, T/C-1...5 (Figure 5a, b), were produced and tested in the laboratory of IBK at ETH Zurich. The tests differed by the spacing of the stirrups (Figure 5a,e), the steel type of the longitudinal reinforcement (see Figure 5b) and the loading protocol (Figure 5c). For the first time worldwide, the crack closure was measured and documented by means of a bespoke test setup including state-of-the-art measuring techniques. The following observations were made:

- Cracks closed sequentially over a range of loading, rather than at a single load level;
- Depending on the loading protocol, high compressive forces were required to fully close the cracks;
- As long as main cracks remained open – even in compression – the load-deformation behaviour was governed by the reinforcement;
- Bond shear stress reversal was observed during unloading from tension and subsequent reloading in compression.

The experimental exploration of the cyclically loaded RC members will be used to improve the future modelling of such elements. In fact, a second journal article describing the enhanced modelling of RC chords is in preparation.

Investigation on interlocking cracks in RC membrane elements

In the framework of a Master's thesis [25], the effect of interlocking cracks in RC membrane elements was investigated. In particular, it was examined whether the **CMM-F** can reproduce the load-deformation behaviour observed in experiments more accurately than the **CMM-R.**

For cyclic simulations according to the **CMM-F,** the shear stiffness in the zero-crossing range (low shear stress and small shear strain) corresponds much better with the results of experiments than in simulations using the **CMM-R** (see Figure 6). The **CMM-F** assumes that there are two crack families, with the crack angle changing sign relative to the strong reinforcement direction. For simplification purposes only one crack family is assumed to be active. When transitioning from positive to negative shear strain, a change from one crack family to the other is assumed. However, this model assumption proved to be insufficient, as it results in an offset of the shear force at the zero crossing, which was not observed in the experiments. Furthermore, the implications of concrete deformations in the **CMM-F** were examined. If these were to be neglected, the iterative process for solving the **CMM-F** equations could be circumvented. The crack opening, without considering concrete deformations, deviated by only 1% from the iterative solution. The crack slip deviated from the iterative

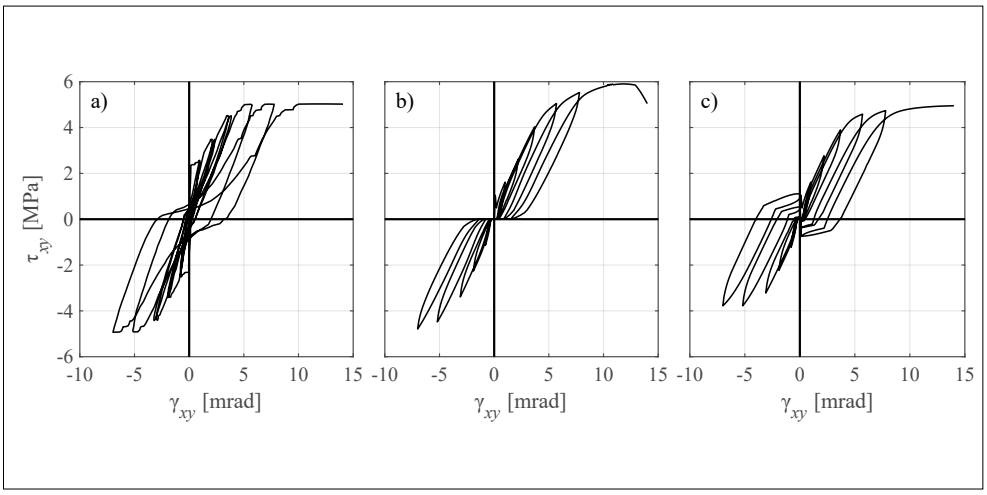


Figure 6: Membrane element subjected to cyclic loading: a) Experiment SR-8 [26], b) simulation with the CMM-R, c) simulation using the CMM-F with fixed crack angle = 40°. Adapted from [25].

solution by up to 12 % for small shear strains and by around 4 % for large shear strains. For common problems, it seems thus justified to neglect concrete deformations.

National Cooperation

As last year, the project was presented to a group of civil engineers as part of the **CAS ETH in Seismic Evaluation and Retrofitting 2025–2026.**

International Cooperation

None.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The translation of the **CMM-Usermat-C** code from Python to FORTRAN was time-consuming, but it provided the opportunity to re-check the entire code for errors. During code testing, it was ascertained that the FOTRAN code is approximately 20 times faster than the Python code. However, the relevant computational performance of the code can only be assessed at the end of Work Package 3 when entire structures are simulated. The verification of the code was conducted by comparing simple simulations with hand calculations. The comparisons were satisfactory. The code validation is pending. It is planned to compare simulations with experimental results of RC shear walls (ENSI benchmark tests [27]).

The evaluation of the experiments on RC members subjected to cyclic axial loading led to interesting results. This experimental research formed the basis for refining the mechanically consistent RC models used in the **CMM-Usermat-C.**

The investigation on interlocking cracks in RC membrane elements demonstrated the advantage of the **CMM-F** – compared to the **CMM-R** – but also revealed that the current model assumptions lead to unintended shear stress offsets. Therefore, the model assumptions have to be revised.

It is planned to finish the project in 2026.

Publications

- Karrer S, Thoma K, Kaufmann W. "Experimental investigation of reinforced concrete members subjected to reversed cyclic axial loading." **fib** Structural Concrete, 2025, DOI: 10.1002/suco.70408.
- Karrer S, Thoma K, Kaufmann W. "Open research data – Experimental investigation of reinforced concrete members subjected to reversed cyclic axial loading." ETH Research Collection, Version 1.0, 2025, DOI: 10.3929/ethz-b-000731659.
- Karrer S, Thoma K, Kaufmann W. "Experimental investigation of the transition from tension to compression in reinforced concrete chords." 15th fib International PhD Symposium in Civil Engineering, Budapest, 2024.

■ In 2023, the project was described in a blog post [28] to promote the research at the Chair of Structural Engineering – Concrete Structures and Bridge Design to the public, particularly the engineering community.

References

[1] F. Dashti, R. P. Dhakal, and S. Pampanin, "Seismic Performance of existing New Zealand Shear Wall Structures", presented at the NZCI Conf, Rotorua, New Zealand, 2015, p. 13.

[2] R. Jünemann, J. C. de la Llera, M. A. Hube, J. A. Vásquez, and M. F. Chacón, "Study of the damage of reinforced concrete shear walls during the 2010 Chile earthquake", **Earthquake Engng Struct. Dyn.**, vol. 45, no. 10, pp. 1621–1641, Aug. 2016, doi: 10.1002/eqe.2750.

[3] F. Dashti, R. P. Dhakal, and S. Pampanin, "Numerical simulation of shear wall failure mechanisms", presented at the NZSEE Conf, Auckland, New Zealand, 2014, p. 12.

[4] A. Rosso, J. P. Almeida, and K. Beyer, "Stability of thin reinforced concrete walls under cyclic loads: state-of-the-art and new experimental findings", **Bull Earthquake Eng**, vol. 14, no. 2, pp. 455–484, Feb. 2016, doi: 10.1007/s10518-015-9827-x.

[5] D. M. V. Ruggiero, **The Behaviour of Reinforced Concrete Subjected to Reversed Cyclic Shear**. in Dissertation. Department of Civil Engineering, University of Toronto, 2015.

[6] P. Marti, M. Alvarez, W. Kaufmann, and V. Sigrist, "Tension Chord Model for Structural Concrete", **Structural Engineering International**, vol. 8, no. 4, pp. 287–298, Nov. 1998, doi: 10.2749/101686698780488875.

[7] J. Mata-Falcón, D. T. Tran, W. Kaufmann, and J. Navrátil, "Computer-aided stress field analysis of discontinuity concrete regions", in **Computational Modelling of Concrete Structures**, CRC Press, 2018.

[8] W. Kaufmann, "Strength and Deformations of Structural Concrete Subjected to In-Plane Shear and Normal Forces", Doctoral thesis, ETH Zurich, Zurich, Switzerland, 1998. doi: 10.3929/ethz-a-001945805.

[9] A. Beck, "Paradigms of shear in structural concrete: Theoretical and experimental investigation", Doctoral Thesis, ETH Zurich, 2021. doi: 10.3929/ethz-b-000482684.

[10] H. Seelhofer, **Ebener Spannungszustand im Betonbau: Grundlagen und Anwendungen**. in IBK-Bericht, no. 320. Zürich: vdf Hochschulverl. an d. ETH, 2010.

[11] "Ansys Mechanical APDL". Canonsburg, USA.

[12] P. Roos, "FEM Modelle für Stahlbetonplatten – Verifizierung des Schichtenmodells anhand von Bauteilversuchen", Hochschule Luzern Technik & Architektur, Horw, 2014.

[13] K. Thoma, P. Roos, and M. Weber, "Finite-Elemente-Analyse von Stahlbetonbauteilen im ebenen Spannungszustand", **Beton- und Stahlbetonbau**, vol. 109, no. 4, pp. 275–283, 2014, doi: 10.1002/best.201300087.

[14] K. Thoma, P. Roos, and G. Borkowski, "Finite Elemente Analyse von Stahlbetonplatten", **Beton- und Stahlbetonbau**, vol. 109, no. 12, pp. 895–904, 2014, doi: 10.1002/best.201400047.

[15] K. Thoma, "Finite element analysis of experimentally tested RC and PC beams using the cracked membrane model", **Engineering Structures**, vol. 167, no. 15, pp. 592–607, July 2018.

[16] K. Thoma and F. Malisia, "Compressive membrane action in RC one-way slabs", **Engineering Structures**, vol. 171, pp. 395–404, Sept. 2018, doi: 10.1016/j.engstruct.2018.05.051.

[17] F. Leonhardt and R. Walther, **Wandartige Träger. Bericht über Versuche an wandartigen Trägern mit unterschiedlicher Belastung, Lagerung und Bewehrung mit Schlussfolgerungen**. in Deutscher Ausschuss für Stahlbeton, no. 178. Berlin, Deutschland: Ernst und Sohn, 1966.

[18] V. Birtel and P. Mark, "Parameterised Finite Element Modelling of RC Beam Shear Failure", p. 15, 2006.

[19] P. Mark and M. Bender, "Computational modelling of failure mechanisms in reinforced concrete structures", **Facta universitatis – series: Architecture and Civil Engineering,** vol. 8, no. 1, pp. 1–12, 2010.

[20] M. Schoettler, "A Full-Scale, Single-Column Bridge Bent Tested by Shake-Table Excitation", 2012, doi: https://datacenterhub.org/resources/7268.

[21] V. Terzic, M. J. Schoettler, J. I. Restrepo, and S. A. Mahin, "Concrete Column Blind Prediction Contest 2010: Outcomes and Observations", p. 145.

[22] W. Squire and G. Trapp, "Using Complex Variables to Estimate Derivatives of Real Functions", **SIAM,** vol. 40, no. 1, pp. 110–112, 1998.

[23] S. Karrer, K. Thoma, and W. Kaufmann, "Experimental investigation of reinforced concrete members subjected to reversed cyclic axial loading", **Structural Concrete**, 2025, DOI: 10.1002/suco.70408.

[24] S. Karrer, K. Thoma, and W. Kaufmann, "Open Research Data – Experimental investigation of reinforced concrete members subjected to reversed cyclic axial loading", 2025. [Online]. Available: https://doi.org/10.3929/ethz-b-000731659

[25] N. Lüscher, "Investigation of interlocking cracks in reinforced concrete membrane elements", ETH Zurich, Zurich, Master's Thesis at the Chair of Prof. Dr. W. Kaufmann, June 2025.

[26] D. M. Ruggiero, E. C. Bentz, P. M. Calvi, and M. P. Collins, "Shear Response under Reversed Cyclic Loading", **Structural Journal,** vol. 113, no. 6, pp. 1313–1324, Jan. 2016, doi: 10.14359/51689033.

[27] K. Beyer, "Benchmark tests for reinforced concrete walls", EPFL, Lausanne, Switzerland, Oct. 2013.

[28] Simon Karrer, "Developing a material model for reinforced concrete structures subjected to cyclic loading", kfm research. [Online]. Available: https://concrete.ethz.ch/blog/developing-a-material-model-for-reinforced-concrete-structures-subjected-to-cyclic-loading/

Experimental investigation of the seismic response of T-shaped and L-shaped RC walls and thick planar shell elements

Author and Co-author(s): L. Pledger, B. Stojadinovic, K. Thoma
Institution: ETH Zürich, Institute of Structural Engineering (IBK)
Address: Stefano-Franscini-Platz 5, CH-8093 Zürich, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address: +41 79 838 56 65; liam.pledger@ibk.baug.ethz.ch; https://ibk.ethz.ch/
Duration of project: 8/2025–01/2028

Abstract

Existing nuclear facilities in Switzerland are between 40- and 60-years old. The reinforced concrete (RC) walls within these structures are typically squat, with heights typically smaller than lengths. While the plant and neighbouring facilities have large wall densities to limit deformations in the event of an earthquake, there is still uncertainty regarding the load-deformation response and deformation capacity of the walls. In addition, there are a limited number of experimental tests of (a) non-rectangular RC walls, and (b) squat RC walls subjected to bi-directional loading. This lack of data makes it difficult to assess the effectiveness of design equations to predict the resistance and failure mode of such walls, as well as to validate the existing finite element software for squat, non-rectangular RC walls.

In this study, the experimental testing is divided into two phases. Phase 1 involves bi-directional large-scale testing of a T-shaped and an L-shaped wall in the ETH MAST facility. These walls have been designed such that the reinforcement and geometric properties are representative of walls in existing nuclear facilities. The large-scale testing will provide insight into the crack behaviour, strength, failure mode, and deformation capacity of these walls.

The second phase of the project includes testing of 4 large-scale RC panels in the ETH LUSET facility. The RC panels are subjected to shear and torsion to assess the local behaviour of panels within a RC wall under complex stress and strain boundary conditions. These RC panels have reinforcement representative of walls within the nuclear facilities. The results from the test will provide more information regarding the shear behaviour and failure mechanisms of such wall panels suitable for verification, validation and calibration of finite element models.

Insights and data obtained from the tests can be used to improve modelling and understanding the behaviour of squat non-rectangular RC walls to help in designing new and assessing existing nuclear facility structures.

Project goals

The use of the ETH MAST and ETH LUSET test facilities provides an opportunity to test large-scale squat RC walls and RC panels under bi-directional cyclic loading protocols. The testing will provide information regarding the seismic response and behaviour of squat T-shaped and L-shaped RC walls including their out-of-plane behaviour, failure mechanism, and deformation capacity. The testing and instrumentation will enable modelling of non-rectangular RC walls and assist in validating existing finite element software. The experimental project can be divided into two phases:

Phase 1 of the project involves quasi-static cyclic testing in the ETH MAST facility. A large-scale T-shaped and L-shaped squat RC wall will be subjected to bi-directional cyclic loading. The walls will have a shear span-to-depth ratio of 0.5 and reinforcement ratios and detailing representative of existing nuclear facilities in Switzerland. The expected

outcomes of this test phase are to identify the shear and torsional behaviour of non-rectangular walls subjected to bi-directional loads. The experiments and instrumentation of the walls will also establish the boundary conditions for the critical portions of the wall web near 1) the flange and 2) the free end, in preparation for the second experimental phase.

Phase 2 involves static testing of RC shear panels in the ETH LUSET facility. Four planar shell elements will be tested using an incrementally increasing cyclic loading protocol aimed at reproducing a specific stress state in the centre of the element. The two targeted stress states will be obtained from Phase 1: one from the corner region of the wall web near the free end and the other from the corner region near the flange. Two specimens will be 250 mm thick, slightly thicker than the walls tested in Phase 1. The other two shell elements will be scaled up to study the effect of larger, 400 mm, element thickness. The goals of this test phase are to investigate the effects of (a) wall thickness and (b) boundary conditions on the cyclic response of planar shell elements.

Work carried out and results obtained

Preliminary design and reinforcement detailing of the L-shaped and T-shaped walls have been completed and are shown in Figures 1 and 2. The walls will be cast, instrumented, and then tested in the MAST facility at ETH (Figure 3) under bi-directional loading.

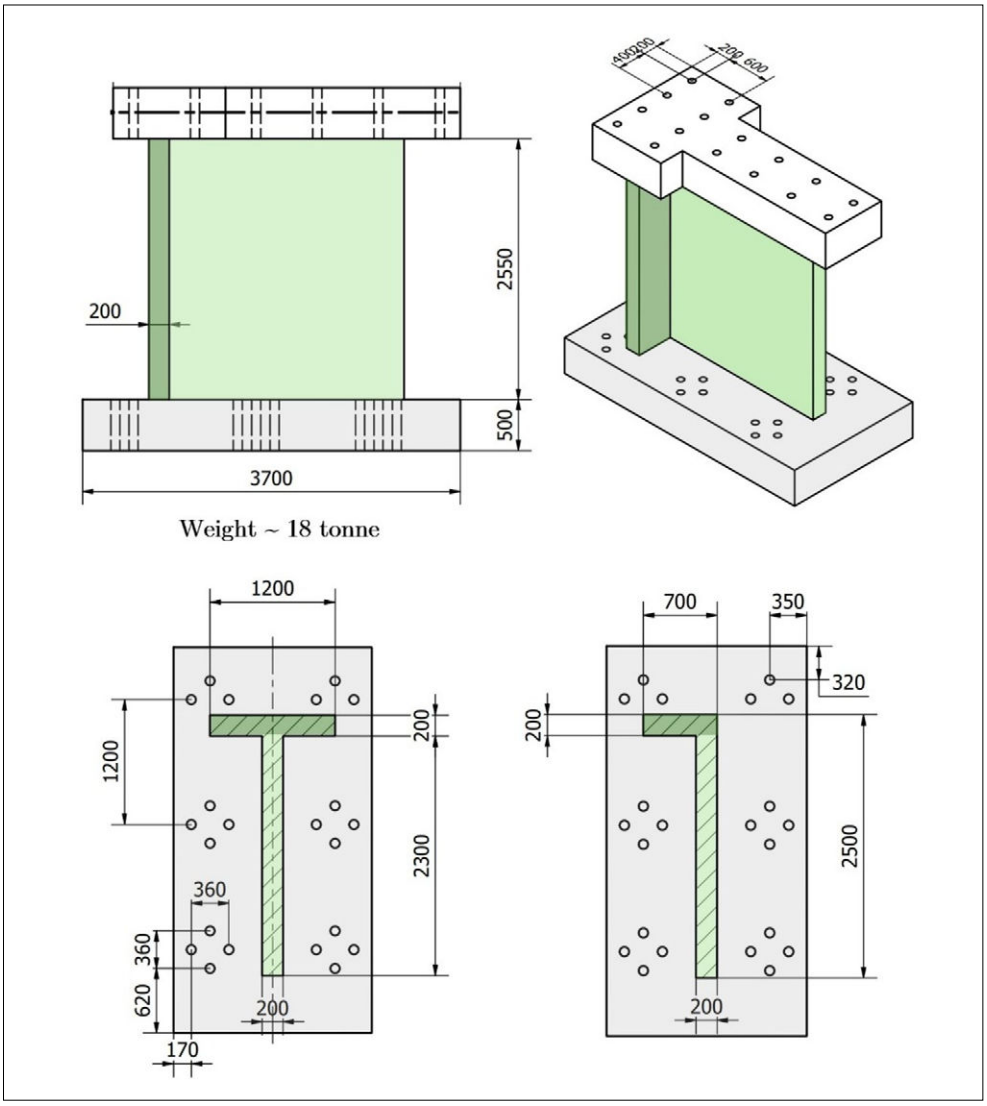


Figure 1: Dimensions and size of squat T-shaped and L-shaped RC walls to be tested. (All dimensions are in mm)

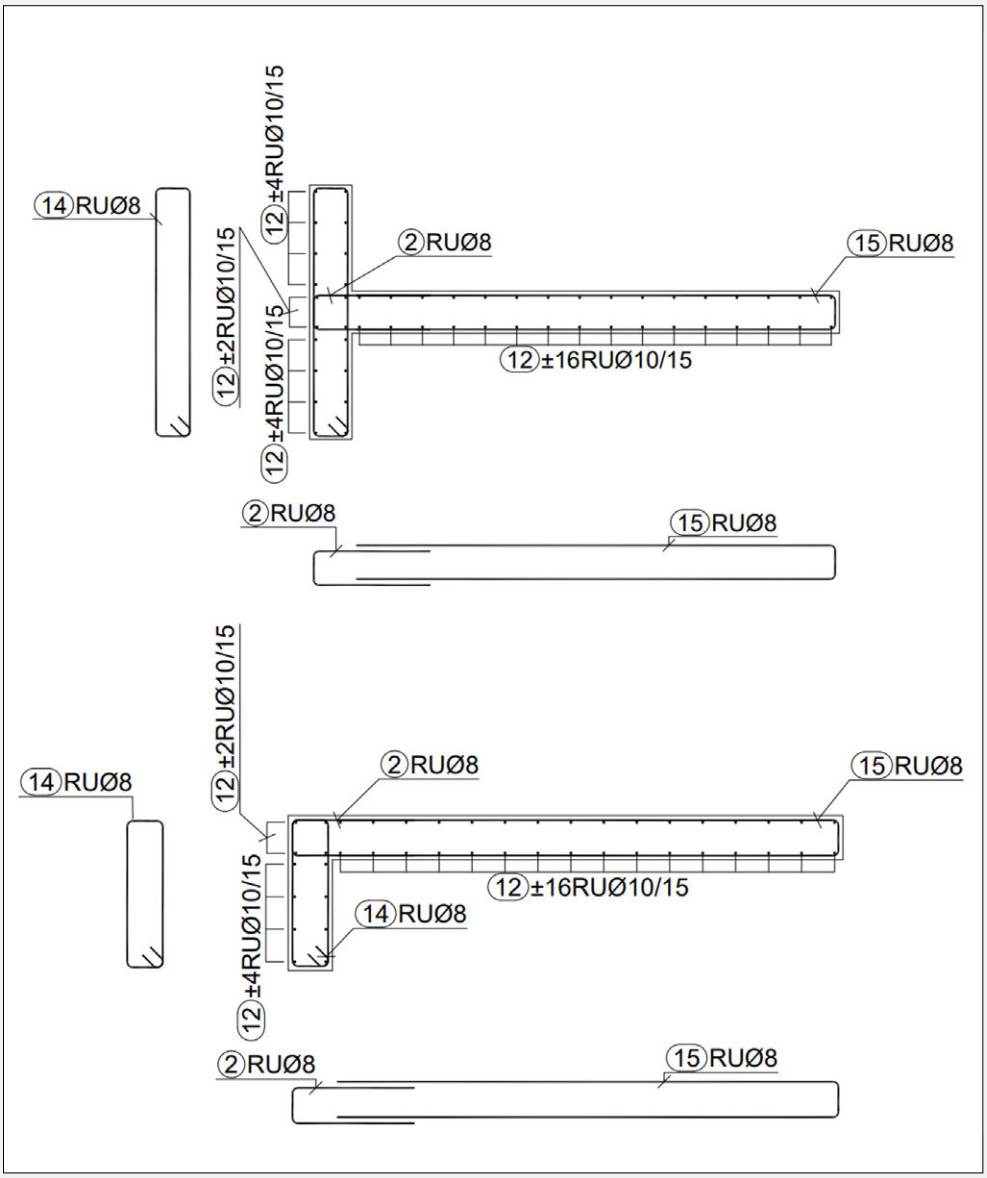


Figure 2: Reinforcement detailing of the T-shaped and L-shaped squat RC walls.

Figure 3: ETH MAST Facility. Testing of a squat rectangular RC wall conducted by Pizarro [1].

National Cooperation

This project is closely linked with ENSI Project **"Material model for reinforced concrete under cyclic loading",** with the goal of using the developed material model to simulate the behaviour of the experimental tests (and using the results from the experiment to improve the material model).

The project currently involves collaboration from two different Chairs at ETH Zürich, with the Chair of Structural Engineering (Dr. Karel Thoma), and the Chair of Structural Dynamics and Earthquake Engineering (Prof. Stojadinovic and Liam Pledger).

International Cooperation

One international partner, Finish Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), will take part in the testing Phase 1 and Phase 2 of the project.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The preliminary design and detailing of the RC walls were successfully completed in Q4/2025. The next stages in Q1–Q2/2026 include construction of the two walls and their instrumentation. Modelling of the walls will span the duration of the year and will involve using different modelling techniques and software, and comparing blind-prediction results with experimental results. Testing of the walls in ETH MAST is planned for Q2–Q4 of 2026, and the results will be used to plan Phase 2 of the project, testing RC shell elements in ETH LUSET.

Publications

A conference paper abstract has been submitted to the 18th European Conference on Earthquake Engineering in September 2026 outlining the planning phase of these tests and summarizing past experimental tests of squat **rectangular** RC walls.

■ L. Pledger & B. Stojadinovic, "Load-deformation response of squat RC shear walls", in **Proceedings of the 18th European Conference on Earthquake Engineering, Sep 14–18, 2026**

References

[1] D. Pizarro, "Seismic behaviour, performance, and design of reinforced concrete shear walls with low aspect ratios", Ph.D. dissertation, ETH Zürich, 2024. https://doi.org/10.3929/ethz-b-000698503

Responsibility-Based Safety: Rethinking Human Agency in Nuclear Safety

Author and Co-author(s):
Joshua Samuel Schibli
Institution: Institut für Sozialethik ISE, Universität Luzern
Address: Frohburgstrasse 3, 6002 Luzern
Phone, E-mail, Internet address:
+41 41 229 57 77, joshua.schibli@unilu.ch,
https://www.unilu.ch/fakultaeten/tf/institute/institut-fuer-sozialethik-ise/
Duration of project: 3 years

Abstract

This project report presents the main results of the research project **Responsibility**, which is now entering its final stage. Taking the Fukushima Daiichi accident as a paradigmatic case, this report starts from the widely discussed diagnosis of a missing safety culture grounded in a "constant sense of unease" and argues that such a culture would presuppose a substantively rich concept of responsibility. Responsibility is understood here as an ongoing obligation to **take more into account (plus respicere):** the rule-transcending uniqueness of concrete situations, attitudes and dispositions rather than actions alone, our constitutive relations to the world, the socio-material orders that shape us, and the ambiguity inherent in complex socio-technical systems.

Part I develops the conception of Responsibility-based Safety through an analysis of aporias of responsibility (after Derrida) in the nuclear safety context. Part II examines Safety-II, identifying both its contributions and its conceptual blind spots. Part III turns to Organizational Resilience, arguing – drawing on systems theory – that Organisational Resilience must be complemented by a responsibility-based perspective to account for the epistemic, normative, and relational conditions under which resilience can emerge.

Part IV of the project, which is currently under development, explores how responsibility ethics and systems theory can serve as analytical tools to complement established supervisory approaches in nuclear safety. The aim is again not to replace existing oversight concepts but to broaden what supervisory practice is able to take into account.

Project Goals

On 11 March 2011, the Fukushima Daiichi nuclear power plant was struck by a massive earthquake followed by an exceptionally high tsunami. These events caused a complete loss of power (Station Blackout), triggering core meltdowns in three reactors, hydrogen explosions, and a large-scale release of radioactive material. Subsequent investigations have shown that the accident and its escalation resulted from a complex interplay of mutually reinforcing human, technical, and organizational factors. The event, therefore, cannot be explained through simple linear causal chains [1]. For the purposes of this report, however, one factor repeatedly emphasized in the literature is foregrounded: the absence of a safety culture grounded in a **constant sense of unease** – that is, a culture of continuous, critical vigilance toward one's own assumptions, models, and risk conceptualizations. Instead of regularly questioning design bases, historical evidence, or new scientific findings, operators and regulators developed a sense of confidence in the correctness and completeness of their analytical frameworks. This complacency prevented the updating of risk assessments, led to warnings being dismissed as hypothetical, and delayed the identification of systemic vulnerabilities. Without a cultivated readiness to be disturbed by one's own safety thinking, the system remained unprepared for the unexpected, and its resilience was severely weakened [2].

The central intuition of the project **Responsibility** can be condensed into the claim that

such a safety culture of **constant unease** presupposes a particular conception of responsibility, respectively that responsibility itself constitutes a fundamental enabling condition for such a culture. Responsibility, understood in this sense, demands that we **take more into account** (Latin **plus respicere**) [3]. This obligation encompasses several dimensions:

■ **Taking into account the rule-transcending uniqueness of the concrete.** Following Peter Kirchschläger, this refers to the insight that no general norm – ethical, legal, or theological – can ever fully grasp the moral complexity of a concrete situation. Norms are necessary but remain abstract; concrete human life (including professional life in the nuclear safety domain) is singular, multilayered, and never fully predictable. Rules must therefore not be applied mechanically; they must be critically reinterpreted, adapted, or even exceeded in light of the specific situation. Responsibility, in this view, always requires answering to the concrete, not merely deriving obligations from abstract rules [4].

■ **Taking into account attitudes and not only actions.** Whereas the modern concept of duty focuses primarily on correct actions, responsibility also concerns the attitudes and dispositions from which such actions arise. In nuclear safety, this means that fulfilling procedural requirements is not sufficient: operators and regulators are also responsible for cultivating a posture of critical vigilance, openness to uncertainty, and receptivity to weak signals. Although such attitudes cannot be mandated as rules, individuals and organizations remain responsible for fostering them, for they decisively shape how risks are perceived, interpreted, and acted upon [5].

■ **Taking into account our relation to the world.** Embedded in the very notion of **responsibility** is the idea of **responding.** We do not appear as ready-made ethical subjects, but constitute ourselves as such only within our relations to the world. This implies, among other things, reflecting on how the world shapes us – our identities, patterns of thought, and affective dispositions – and how these, in turn, shape our responses [6].

■ **Taking into account orders and structures, not only attitudes and actions.** Because subjects are intersubjectively constituted, responsibility for one's actions and attitudes necessarily entails responsibility for the socio-material orders within which one becomes who one is. Responsibility cannot be grounded solely in causal chains; rather, it presupposes a reflexive self-constitution. If responsibility is to exist at all, it must take responsibility for the very conditions that enable it – hence for others and for the social order as a **conditio sine qua non.** Only by acknowledging the social as constitutive for oneself can responsibility be exercised toward oneself [7]. This implies that, in the field of nuclear safety, responsibility extends not only to the tasks one performs, but also to the conditions under which work is carried out and professional identity is formed.

■ **Taking into account ambiguity.** Ambiguity is inherent to complex socio-technical systems: signals are uncertain, interpretations diverge, and the boundary between normal and degraded performance is often unclear. A responsibility-based safety culture does not try to eliminate this ambiguity but remains responsive to it. This entails holding open multiple possible interpretations, resisting premature certainty, and acknowledging the limits of one's knowledge. Such ambiguity-responsiveness is essential for detecting emerging risks and preventing complacency in seemingly stable systems [8].

This enumeration is by no means exhaustive – and, in a sense, any claim to exhaustiveness would contradict the imperative of **plus respicere.** Yet in its very incompleteness, it illustrates that responsibility is not something one can assume once and then consider settled. There is always a **more** that must be taken into account, always a further claim to which one must respond. A responsibility-based safety culture cannot therefore be established once and for all; it must be enacted and renewed continuously. It cannot be reduced to general rules that actors simply follow, nor can it relieve individuals of the burden of decision. What it can offer are

conceptual tools for discerning what needs to be taken into account in a concrete situation, what is at stake, and to which claims we are called to respond.

The project **Responsibility** proceeds as follows. In the first part, it examines the characteristics of situations in nuclear safety in which responsibility is enacted, expanding the range of what is typically considered ethically relevant and showing how normative dimensions permeate diverse decisions. The second part analyzes two concepts frequently invoked in Swiss nuclear safety discourse – Safety II and Organizational Resilience. The methodological aim is to interrogate these concepts for internal tensions, illuminate what they exclude (and how the excluded proves constitutive), identify blind spots, and place a responsibility-based perspective alongside them – not to replace these concepts, but to complement them and thereby **take more into account.** The final part extends this method to supervisory practices, again showing how responsibility can enrich and recalibrate established approaches.

Work carried out and results obtained

Part I: Responsibility Beyond Accountability

As already indicated in the introduction, the concept of responsibility employed in this project goes beyond mere **accountability.** As ethicist Peter G. Kirchschlaeger points out, "accountability" lacks several crucial aspects of responsibility: the characteristics of care, the temporal dimension of care as ongoing, and the ethical self-binding essence of responsibility [9]. For example, when we speak of a parent's responsibility for a child, we do not merely attribute the child's actions to the parent. Instead, we refer to a caring relationship that is not limited in time (a parent's responsibility does not end after 5 p.m.) and involves an ethical commitment.

This broader understanding of responsibility provides a framework for analytically addressing the challenges responsibility presents, and for identifying the moments in which responsibility becomes relevant in the first place. The central aporia of responsibility, as described by Derrida, arises from the fact that one is not engaged in a single relationship of care but multiple, often conflicting ones. Derrida expresses this as follows:

First Aporia: "I cannot answer the call [...] of another without sacrificing [...] the other others to it [10]."

In other words, we are confronted with demands from different sides that cannot be harmoniously reconciled, that remain contradictory, and that we cannot meet all at once – and yet we must respond, yet we must take responsibility. This underscores the central tension of responsibility: it is never entirely resolvable, and yet it demands action. This ethical complexity is not an abstract issue but a practical reality, particularly in the nuclear safety domain.

What makes this tension unique in nuclear safety is the kind and scale of the risks involved. Professionals in this field must navigate not only immediate, visible demands but also those arising from hypothetical, low-probability scenarios with catastrophic potential. In this context, some of Derrida's "other others" take a particularly distinct form: they represent the distant and abstract potential victims of a failure that may never occur, yet whose possible suffering must guide decisions made today. This dual focus creates a distinct ethical burden, requiring professionals to balance concrete, immediate responsibilities with far-reaching and probabilistic ones.

For instance, consider the issue of approving routine maintenance schedules. A decision to extend the operating interval of critical components might seem responsible from the standpoint of efficiency and resource allocation, particularly under budgetary or staffing constraints. However, this same decision introduces a small but significant risk that could, under exceptional circumstances, result in catastrophic failure. Balancing the immediate, practical concerns of resource management against the abstract but potentially devastating consequences of a low-

probability event illustrates the profound ethical complexity inherent in nuclear safety. Moreover, even when the explicit aim is simply to optimize safety, questions of resource distribution inevitably arise: investing additional funds in preventive maintenance may enhance the robustness of a single plant, yet these same resources might arguably yield greater safety gains if allocated elsewhere – for example, to emergency preparedness, regulatory capacity, or modernisation of ageing infrastructure. Responsibility therefore requires not only weighing risks within a specific decision but also reflecting on the broader opportunity costs and distributive implications of pursuing safety in one domain rather than another. Ultimately, such reflections also require acknowledging that the normative claims at stake in nuclear safety are never abstract or purely technical: they are, in the final analysis, grounded in the lives and vulnerabilities of concrete beings – human (and, where relevant, non-human) – whose protection these decisions are meant to secure.

Responsibility resists simplification into fixed rules or blind adherence to established protocols. A decision deemed responsible in one instance – such as extending maintenance intervals – could be deemed irresponsible in another, depending entirely on the specific context and demands of the situation. Responsibility requires professionals to transcend predefined guidelines, not in the sense of disregarding rules, but by interpreting and applying them in ways that do justice to the specific demands of each situation.

At its core, responsibility is about doing justice to the rule-transcending uniqueness of the concrete. It requires a careful, context-sensitive engagement that embraces the complexity and inherent uncertainties of every decision. While responsibility concepts cannot offer universally applicable rulebooks, they can sharpen our understanding of where ethical challenges arise, what demands these situations impose, and how conflicts of responsibility can be navigated. These insights not only illuminate the dynamics of decision-making but also deepen our understanding of how safety is actively created – a theme that will be further explored in the following sections.

The Aporias of Responsibility

Philosophers understand **aporia** to mean the impossibility of solving a philosophical question because contradictions lie within the matter itself or the concepts used to clarify it. When we speak of aporias of responsibility, we refer to unsolvable questions that we must nonetheless engage with and that arise from the very essence of responsibility. One such aporia, already discussed, is: I cannot answer the call of another without sacrificing the other others to it. This aporia draws attention to situations where individuals must formulate their own ethical responses, navigating conflicting demands. A second aporia is the following:

Second Aporia: The singular rule must require and affirm the general case [11].

In nuclear safety, rules such as the Nuclear Energy Act, Radiation Protection Act, Environmental Protection Act, ENSI Guidelines, emergency plans, as well as the informal norms and tacit practices that shape everyday work, provide the framework for action. These rules are indispensable for ensuring consistency and predictability in addressing safety concerns. Yet, everyday practice often reveals the limitations of rigid adherence to them. Responsible professionals in nuclear safety cannot operate as automatons, applying rules mechanically. Instead, they must interpret and adapt these rules to the unique demands of the situation at hand, taking the risk of acting in the **hic et nunc.**

Professionals face a dual responsibility: to the continuity of past practices and to the integrity of future safety outcomes. This includes acknowledging that any present decision may effectively function as a precedent that shapes how future situations will handled – just as past decisions continue to structure the possibilities, expectations, and constraints of the present. This balancing act requires professionals to engage with rules

as if inventing them anew, allowing the specific case to reaffirm the underlying principle of the rule itself. In doing so, they must consider both the uncatchable past and the uncertainties of the future.

This dynamic approach to rules necessarily excludes a simplistic continuity. In a rapidly changing world, responsibility requires professionals to constantly reinterpret and find new ways of engaging with established norms. A decision that might seem justified under current conditions may need to be re-evaluated as circumstances evolve. Responsibility in this sense demands that rules be both adhered to and creatively reinterpreted to meet the unique demands of the moment.

Swiss regulatory practice illustrates this challenge well. Compared to more rigid systems, such as in Germany, Swiss regulations more often allow for well-founded exceptions when justified. These moments of deviation from established rules, far from undermining safety, exemplify responsible decision-making. They show how professionals actively create safety by navigating the tension between adhering to established practices and adapting to new challenges. At the same time, such moments are not without risk: deviations introduce the possibility of failure, underscoring the dual nature of taking responsibility in relation to safety – it can either strengthen safety or lead to unintended consequences.

If we aim to understand how people create safety, it is precisely these moments – where professionals engage with the tensions between continuity and reinvention – that deserve our attention.

Third Aporia: I must decide and at the same time consider an essential undecidability [12].

People who work in nuclear power plants develop a uniquely close relationship with their workplace – an almost intuitive familiarity. Many have spent years or even decades in the same plant, learning to notice subtle cues: the way a room feels, smells, or sounds when everything is running smoothly, and when it isn't. This intimate knowledge often allows them to sense that something is wrong before they can rationally explain why. These moments underscore the third aporia of responsibility: decisions in nuclear safety must not only rely on calculated, rational deliberations but also account for an essential undecidability – an element of uncertainty and intuition that resists full rationalization.

This aporia reveals itself in situations where something feels "off" but cannot yet be quantified or proven. Such moments call for professionals to take responsibility, acting on both their technical expertise and a non-rational sense of the situation. While calculations, risk assessments, and protocols remain indispensable, these alone cannot fully capture the complexity of safety decisions. Responsible action in these cases requires acknowledging the limits of knowledge and embracing the necessity of acting despite them.

Beyond individual intuition, this aporia highlights a broader challenge: every decision involves ignorance, inability, and uncertainty. In nuclear safety, this challenge is compounded by the high stakes and the illusion of control often fostered by well-established rules and procedures. The Fukushima disaster serves as a stark reminder of this. The Director General's report analysing the causes of the disaster points to a widespread belief in Japan at the time that nuclear power plants were inherently safe and could withstand even rare, high-impact external events. This overconfidence led to a failure to introduce necessary safety improvements in a timely manner. As the report notes: "Because of the basic assumption that nuclear power plants in Japan were safe, there was a tendency for organizations and their staff not to challenge the level of safety [13]."

This belief in infallibility reflects the danger of ignoring undecidability in decision-making. Responsible action requires not only following protocols but continually questioning them. Professionals must actively resist the comfort of self-assured knowledge and cultivate a mindset of critical awareness. This includes acknowledging that decisions

are never made with perfect knowledge or certainty and that responsibility can never be fully realized. Instead, responsible decision-making demands ongoing reflection on one's assumptions and actions, as well as a willingness to adapt in the face of new information or changing circumstances.

Fourth Aporia: I must decide under the conditions of an urgency that blocks the horizon of knowledge [14].

In nuclear safety, decisions in particularly safety-critical moments are often made under conditions of urgency that block the horizon of knowledge. This urgency demands immediate action, leaving no time to gather complete information or fully deliberate potential outcomes. Professionals must act despite the impossibility of knowing all the consequences. This experience is not merely an absence of knowledge but an active confrontation with the limits of what one can calculate, predict, or understand, particularly within the constraints of a given timeframe.
This aporia is most pronounced in emergency scenarios, where decisions must be made under extreme time pressure. For example, during a sudden system malfunction, operators may need to decide whether to initiate a shutdown or continue operations. In such moments, the urgency to act overshadows the ability to fully analyse the situation, forcing professionals to rely on immediate judgment and limited data.
However, this aporia is not confined to emergencies. In routine contexts, the same urgency arises in subtler forms. Consider an engineer tasked with approving a maintenance strategy for a critical component. While protocols and available data provide a basis, operational deadlines often require decisions before further analysis can be completed. Similarly, a regulatory body evaluating a new safety protocol must act within a limited timeframe, balancing the need for thoroughness with practical constraints.
In both cases, urgency actively shapes decisions, not just by limiting what can be known in principle but by constraining what can realistically be known within the available time. Gaining insight into how individuals navigate decision-making under such conditions is essential for advancing our understanding of safety.
A final remark on the aporias: Up to this point, the text has proceeded as if these aporias could be neatly distinguished. Yet in practice they collapse into one another in the moment of decision – variations of a single aporetic structure, differently clothed. This also casts the use of examples in a particular light. They offer orientation, but they necessarily remain provisional. In every case one could describe **further** elements that might have to be taken into account; and none of the examples can exhaust the situations in which responsibility is enacted. For responsibility demands precisely an openness to what unsettles the given, to what interrupts established frames of reference, and thus always harbors the possibility of a surplus of meaning that has not yet been apprehended.

Part II: Safety-II Reconsidered Through Responsibility

What is safety? The definitions that engineers use to work with are often quite vague. Jim Armstrong distinguishes two approaches: safety is defined either as freedom from "unacceptable risk" or as "freedom from risk that is no greater than the marginal risk." However, what is meant by "unacceptable" or "limit" is rarely specified in terms of necessary and sufficient conditions. And even when such conditions are defined, they are almost always controversial, as evidenced by the vast amount of literature on "acceptable" risk [15].
Leveson offers a different approach, defining safety as "freedom from accidents and losses." Yet, this definition provides little clarity: is a system safe because it has not yet caused any accidents or losses, or because it cannot? And what does it even mean to claim that a system cannot cause accidents or losses? [16].
Armstrong concludes that the noun "safety" refers to a nebulous and moving target.

There is always a degree of dislocation in the relationship between the words "acceptably safe," "absence of accidents," etc., and what they are supposed to describe. Furthermore, these words are context-dependent: they vary in their meaning from one area of human activity to another, in relation to history, points of view, and thus also in relation to changes in moral standards [17].

And yet, we need the term. It provides a way to address something (what?) that we can influence, lower, and increase. But how should we talk meaningfully about safety? The concepts of Safety-I and Safety-II provide insights.

Safety-I & Safety-II: How to Speak and Think About Safety

While most statements about safety involve a degree of epistemological uncertainty, one case stands out: when a system fails – or almost fails – we can say with certainty that it was unsafe at that moment. Unsurprisingly, this has led to a dominant perspective where safety is understood as the absence of accidents: a system is safe when as little as possible goes wrong. This view, while valid, raises an important question: how do we achieve this?

Traditionally, safety improvements have relied on analysing accidents. The key questions are: What happened? Why did it happen? What can we do to provide it in the future? Over time, the focus of these analyses has shifted: from technological failures to human errors and, more recently, to organizational shortcomings. Despite these shifts, the underlying approach has remained consistent: examine what went wrong, learn from past mistakes, and implement measures to prevent recurrence. This method aligns actual practice – "work-as-done" – with what is expected – "work-as-imagined."

This approach corresponds to what Hollnagel and Shorrock refer to as Safety-I [18]. Safety-I prioritizes the analysis of errors and adverse events to identify their causes and develop preventive measures. Over the past decades, this approach has contributed to making systems in various fields demonstrably safer. However, it is inherently focused on rare and often random events, which means it provides insight into only a small fraction of a system's overall functioning. As Marit de Vos aptly illustrates, this is akin to trying to understand what makes a happy marriage by studying divorces alone [19]. While analysing failures provides valuable lessons, it overlooks the vast majority of time when things go well.

In response to these limitations, Hollnagel and Shorrock introduced a different perspective, which they call Safety-II. This concept shifts the focus to understanding how systems operate successfully most of the time. It emphasizes "work-as-done," examining the variability and adaptability in everyday processes that enable systems to function under a range of conditions. Safety-II defines safety not as the absence of failures but as the ability to ensure that as much as possible goes well. This approach looks at the factors that contribute to successful outcomes, such as resilience, flexibility, and collaboration within systems.

A key aspect of Safety-II is its focus on the role of humans. Rather than viewing people primarily as sources of error, this approach emphasizes their contributions to creating safety.

While Safety-II broadens the understanding of safety, it does not replace Safety-I. Both approaches address different aspects of safety: Safety-I focuses on understanding and preventing failures, while Safety-II seeks to learn from and enhance successful practices [20].

Safety-I & Safety-II: Beyond the Binary

At first glance, Safety-II and the concept of Responsibility-based Safety presented in this report appear to align closely. Both emphasize extending the scope of what is considered relevant to safety into everyday activities. Both stress the importance of continuously improving systems, and both highlight that employees are active creators of safety rather than merely potential sources of error. However, a closer examination reveals two distinct issues where the concepts diverge: the tendency to make judgments about wheth-

er operations are good or bad, and the strong focus on continuity. Both concern the handling of uncertainties, which Safety-II tends to ignore on a conceptual level [21].

Problem 1: Normative Judgments About Operations

Safety-II emphasizes understanding and reinforcing what goes well, which can lead to hasty judgments about whether certain practices are good or bad. For example, before the Fukushima disaster, one could have argued that hierarchical structures in Japan's nuclear industry contributed to safety by providing stability and clear decision-making processes. However, after the disaster, these same hierarchies were criticized for suppressing dissent and delaying critical responses, ultimately contributing to the disaster. Similarly, in Switzerland, decision-making by consensus is often praised for fostering collaboration, multi-perspectivity and stability. Yet, this process could also introduce risks, such as slow decision-making, false consensus, or compromises that inadvertently undermine safety.

A responsibility-based perspective avoids such normative evaluations. Instead, it seeks to understand how safety is produced through specific mechanisms while remaining critically aware of the uncertainties and potential risks that accompany them. This approach focuses on the complexity of navigating uncertainties rather than assuming that established processes necessarily equate to safety.

Problem 2: Emphasis on Continuity

Safety-II places a strong emphasis on continuity and predictability, aiming to ensure systems function consistently under varying conditions. While this focus could theoretically support resilience, in practice it also tends to obscure some of the ways in which deviations contribute to safety in unexpected ways.

For instance, transparent and honest communication is often highlighted as a key lesson from Safety-II in nuclear safety contexts. Employees are encouraged to report errors openly and provide complete information to enable swift corrective action. In practice, however, informal agreements, opaque decision-making processes, and unspoken oversight often play significant roles in maintaining safety. Consider the following real-world examples: an experienced employee assures a younger colleague that they are solely responsible for a task but discreetly double-checks their work without informing them, or a team is informally structured to account for interpersonal dynamics while providing official explanations that obscure the real reasons. Similarly, during emergencies, informal networks frequently coordinate tasks outside officially defined chains of command, facilitating smoother operations. While these practices conflict with the ideals of transparency and honesty, they are integral to how safety is currently achieved. Ignoring these deviations risks undermining safety, as incomplete understandings of how safety is established can lead to flawed decisions.

Safety-II and Responsibility-Based Safety: Complementary Lenses

Responsibility-based Safety should not be understood as a replacement for Safety-II but as a complementary perspective. When working within a Safety-II framework – for example, as a supervisory authority engaging in a discussion with an operator – it is both appropriate and productive to begin the conversation within the Safety-II paradigm. Yet once questions arise such as whether an organization learns from what goes well and from what goes poorly, a responsibility-based perspective invites further inquiry: might practices judged as "good" also carry latent risks or negative implications? Likewise, when honesty is named as a central organizational value, Responsibility-based Safety encourages discussion about where and why deviations from this ideal occur, and what these deviations reveal about how safety is actually produced. In this sense, Responsibility-based Safety functions as an additional lens rather than an alternative paradigm – one that enables a richer under-

standing by revealing aspects that Safety-II alone may overlook. Together, the two perspectives allow practitioners to "see more," and thereby to strengthen safety in a more nuanced and context-sensitive way.

Part III: Organizational Resilience, Systemically Extended

Organizational Resilience, in Hollnagel's sense, refers to the emergent ability of a socio-technical system to absorb both expected and unexpected disturbances while maintaining its core functions. Resilience is thus not a property of isolated components but the result of the system's overall capacity to adapt to changing conditions. The resilience engineering literature describes this capacity through four core functions: (1) anticipating possible future developments, (2) monitoring relevant internal and external signals, (3) responding to disruptions or opportunities, and (4) learning from both successes and failures. This understanding is closely linked to the Safety-II perspective, which emphasizes the everyday success of operations and frames human variability primarily as a resource for functional adaptation [22].

The Problem of Individualizing Resilience

As a conceptual offspring of Safety-II, Organizational Resilience inherits several theoretical limitations already discussed above. One supplementary issue, however, stands out: the tendency to individualize resilience. Adaptive performance is often attributed to frontline actors, while the structural, legal, and cultural conditions that enable or constrain such adaptation recede into the analytical background [23].

A genuinely systemic perspective would instead have to account for how organizations themselves generate the perceptual, normative, and action possibilities of their members. The project **Responsibility** addresses this gap by proposing a system-theoretically grounded extension of the Organisational Resilience concept.

A Systems-Theoretical Extension of Organisational Resilience

Luhmann's distinction between **risk** and **danger** provides a conceptually clear starting point for understanding how organizations produce safety and how safety cultures shape actors. Risks arise from decisions made under uncertainty and are observer-dependent: for the decision-maker, potential harm appears as risk; for those affected by the decision – typically the public in the nuclear context – the same harm appears as danger. Safety is therefore not an objectively ascertainable state but is produced and stabilized through communicative processes.

These processes operate through binary codes such as safe/unsafe or low-risk/high-danger. Such codes reduce complexity but simultaneously generate systematic blind spots: Through second-order observation – that is, observing how others observe – professionals determine which perceptions and interpretations may count as safety-relevant and which may not. When assessing situations, they orient themselves toward the judgments of others and adapt their perceptions to collective expectations, thereby – often unintentionally – stabilizing organizational interpretive horizons and the ways in which distinctions are drawn.

Blind spots thus do not emerge only "in the system" but arise in the reciprocal linking of individual observations. What employees do not articulate – or implicitly suppress due to prevailing norms which become identity-shaping for them – may remain invisible in the broader organizational discourse. The invisibility of safety-relevant aspects is therefore an emergent consequence of individual observational practices that consolidate into stable organizational patterns [24].

A responsibility-based perspective intervenes precisely at this point: it calls for making these selection processes explicit and for subjecting them and their identity-shaping function to systematic reflection, particularly within regulatory oversight. At the same time, Luhmann's skepticism about the efficacy of reflexive observation must be taken seriously: there is no privileged vantage point

outside the system, and reflection cannot dissolve the binary codes through which the system operates. From an ethical perspective, however, reflexive practice remains indispensable. It enables actors to take more into account – **plus respicere** – and to become more aware of the normative commitments and implications embedded in their decisions.

Paradoxes as Sites of Distinction-Making

From a systems-theoretical perspective, paradoxes arise whenever observers draw distinctions and thereby include certain possibilities while excluding others. Organizations are thus inherently prone to paradoxes because they must decide what counts as "right," "appropriate," or "safe" – always at the expense of alternative options. Anyone who seeks to reflect on these processes in the manner outlined above must therefore attend not only to how paradoxes structure the system, but also to how they shape – and are shaped by – the people acting within it.

HRO and Resilience Engineering research has identified several such constitutive paradoxes. Gebauer names three particularly relevant ones [25]:

1. **Zero-error expectation vs. learning culture**
   Societal and institutional pressure to avoid errors conflicts with the necessity of learning from them.
2. **Systemic vs. individual learning**
   Small deviations may signal systemic weaknesses or individual misconduct. The attribution remains contingent and carries risks of both over- and under-regulation.
3. **Efficiency vs. thoroughness (ETTO principle)**
   Organizations must continuously balance efficiency and thoroughness; maximizing one pole is structurally impossible.

These paradoxes mark sites where concepts of safety, responsibility attributions, and organizational structures are renegotiated. They provide analytical entry points for identifying potential blind spots.

Relational Practices as a Blind Spot

Both Organisational Resilience and paradox research focus primarily on structures, rules, and functional logics. The quality of the relationships through which everyday work is actually sustained receives far less attention.

Adamczak's concept of **modes of relating** ("Beziehungsweisen") highlights that collective agency is not generated solely by formal arrangements but by patterns of recognition, predictability, and cooperation [26].

Her analysis of the Russian Revolution demonstrates that emancipatory transformations failed not merely due to institutional shortcomings or inadequate rule systems, but because the relational modes that initially sustained collective action – spontaneous solidarity, shared enthusiasm, egalitarian expectations – were never transformed into the stable, mediated, and conflict-capable forms required for building lasting institutions. In other words, the revolution also failed because it could not transform the relational foundations of collective practice.

Translated into the domain of nuclear safety, this means: resilience arises not only from adaptive capacity and paradox management but fundamentally from the ways in which people cooperate, share responsibility, and cultivate trust. Where these relational foundations are not actively considered and shaped, organizational resilience efforts remain structurally underdetermined.

This becomes particularly evident in two current transformation processes – or little revolutions – within nuclear safety:

- **Outage periods,** in which relational patterns characteristic of normal operations (discipline, procedural adherence) must give way to flexibility, improvisational competence, and rapid integration of new teams.
- **Life extension projects,** which require long-term project structures, enhanced innovation capacity, integration of external knowledge, and a sustained reorientation of established cooperation practices.

Relational modes are therefore not soft factors but central elements of safety production. A responsibility-based perspective demands their consideration especially with regard to anticipation and organizational learning.

Complementarity of Organisational Resilience and Responsibility-Based Safety

The responsibility-based perspective does not replace the concept of organizational resilience. Rather, it shifts the focus. While Organisational Resilience describes the functional capacities that systems must possess, a responsibility-based perspective highlights the epistemic, normative, and relational conditions that shape how resilience can emerge and which blind spots are likely to persist.

The two perspectives retain their autonomy, yet it is precisely in their difference that they become productive: Organisational Resilience identifies necessary system capabilities; Responsibility-based Safety reflects on their conditions and limits.

At the same time, there are clear points of overlap. The resilience engineering movement has increasingly incorporated paradoxes into its analyses, most prominently in the ETTO principle developed by Hollnagel himself [27]. Other contributions likewise examine tensions such as those between flexibility and stability, or between local adaptiveness and system-wide standardisation, though these are typically framed primarily at the level of processes and structures. A responsibility-based perspective does not contradict Organisational Resilience but rather reweights the inquiry: whereas Organisational Resilience treats paradoxes chiefly as structural features of organisational performance, Responsibility-based Safety focuses on the normative and epistemic decisions through which these paradoxes are observed, interpreted, or excluded in practice, as well as on how these patterns of observation and valuation shape – and are in turn reinforced by – the subjectivities of those working within the system. What unites the two perspectives is the recognition that safety does not emerge from the elimination of paradoxes or aporias, but from their reflexive engagement – albeit on different theoretical and analytical planes.

National Cooperation

In addition to the exchange with ENSI, active exchanges with nuclear power plant operators were sought. The project benefited significantly from the echo groups in which both operators and representatives of the supervisory authority jointly discussed interim results. These exchanges sharpened the analysis and ensured close alignment with practical realities.

International Cooperation

At the moment there is no international cooperation.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The project progressed fully on schedule in 2025. The conceptual groundwork – responsibility, Safety-II, and an extended understanding of Organizational Resilience – has been completed, and preliminary findings were refined through exchanges with ENSI and practitioners. In 2026, the project enters its final phase, which will focus on supervisory practice. Using the same analytical tools – responsibility ethics and systems theory – it will examine how oversight bodies and operators mutually influence one another, and how belonging to different social systems (technical, regulatory, economic, political, legal) shapes expectations, communication, and unintended effects. The aim is not to propose new rules, but to show how existing supervisory approaches can be complemented by a responsibility-based perspective that helps actors take more into account, especially where systemic frictions or blind spots may arise.

Publications

There are no publications as part of the project thus far.

References

[1] ENSI. (2021). **The accident from a systemic perspective: Ten years after Fukushima** (ENSI-AN-11071). Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate. https://ensi.admin.ch/en/wp-content/uploads/sites/5/2021/10/ENSI-AN-11071_EN-1.pdf

[2] Hollnagel, E., & Fujita, Y. (2013). **The Fukushima disaster – systemic failures as the lack of resilience. Nuclear Engineering and Technology, 45**(1), 13–20. https://doi.org/10.5516/NET.03.2011.078

[3] Mitcham, C. (2012). **Technology and the burden of responsibility.** In **Values and ethics for the 21st century** (pp. 141–164). BBVA. https://d1wqtxts1xzle7.cloudfront.net/30717747/Technology-libre.pdf?139181421

[4] The sections on Derrida's concept of responsibility and on Safety-II largely correspond to last year's research report, as nothing has changed. They were only supplemented in a few places. Cited here is: Kirchschläger, P. G. (2021). **Digital transformation and ethics: Ethical considerations on the robotization and automation of society and the economy and the use of artificial intelligence.** Nomos.

[5] Jonas, H. (1979). **Das Prinzip Verantwortung: Versuch einer Ethik für die technologische Zivilisation.** Suhrkamp.

[6] Levinas, E. (1974). **Autrement qu'être ou au-delà de l'essence.** Martinus Nijhoff.

[7] Schönwälder-Kuntze, T. (2014). **«Verantwortung» im Fluss: Oder: (Wie) lässt sich sinnvollerweise am Verantwortungsbegriff festhalten?** In J. Boomgaarden & M. Leiner (Hrsg.), **Kein Mensch, der der Verantwortung entgehen könnte: Verantwortungsethik in theologischer, philosophischer und religionswissenschaftlicher Perspektive** (S. 225–272). Herder.

[8] Derrida, J. (1994). **Den Tod geben.** In A. Haverkamp (Hrsg.), **Gewalt und Gerechtigkeit: Derrida – Benjamin** (S. 331–445). Suhrkamp.

[9] Kirchschlaeger, P. G. (2014). Verantwortung aus christlich-sozialethischer Perspektive. **Ethica, 22**(1), 29–54.

[10] Derrida, J. (1994). Den Tod geben. In A. Haverkamp (Hrsg.), **Gewalt und Gerechtigkeit: Derrida – Benjamin** (pp. 331–445). Suhrkamp, p. 395.

[11] Derrida, J. (1994). **Force de loi: Le fondement mystique de l'autorité.** Galilée, p. 55.

[12] ibid., p. 54.

[13] International Atomic Energy Agency. (2015). **The Fukushima Daiichi accident: Report by the Director General.** https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf

[14] J. Derrida, **Force de loi,** p. 78.

[15] Armstrong, J. M. (2003). **Danger: Derrida at work.** Interdisciplinary Science Reviews, 28(2), 83–94. https://doi.org/10.1179/030801803225005166

[16] N. G. Leveson, **Safeware: System safety and computers** (Addison-Wesley, 1995), paraphrased after J. J. Armstrong, "Danger: Derrida at Work," **Interdisciplinary Science Reviews,** 28(2), 2003, p. 88.

[17] Armstrong, J. Interdisciplinary Science Reviews, 28/2 (2003), p. 88.

[18] Hollnagel, E., & Shorrock, S. (2013). **From Safety-I to Safety-II: A white paper** (Technical Report). Eurocontrol. 10.13140/RG.2.1.1626.6961

[19] De Vos, M. S. (2018). **Healthcare improvement based on learning from adverse outcomes** (Doctoral dissertation, Leiden University). Leiden University Repository. https://scholarlypublications.universiteitleiden.nl/handle/1887/67419

[20] Hollnagel, E. and Shorrock, S. **From Safety-I to Safety-II: A White Paper.**

[21] In terms of emphasizing uncertainty, the approach presented here has some similarities with the concept of "sécurité construite" developed by Working Group D of COFSOH: Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH), Groupe de travail D. (2019). **Développer la sécurité.** https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Developper-la-securite

[22] Hollnagel, E. (2014). **Safety-I and Safety-II: The Past and Future of Safety Management.** Ashgate.

[23] Bergström, J., & Dekker, S. W. A. (2014). Bridging the macro and the micro by considering the meso: Reflections on the fractal nature of resilience. **Ecology and Society, 19**(4), Article 22. https://doi.org/10.5751/ES-06956-190422

[24] Luhmann, N. (1993). **Risk: A Sociological Theory.** De Gruyter.

[25] Gebauer, A. (2024). Zwischen Kontrolle und Agilität – Wie sicherheitsorientierte Unternehmen Paradoxien managen. **Gruppe. Interaktion. Organisation. Zeitschrift für Angewandte Organisationspsychologie (GIO), 55,** 383–391. https://doi.org/10.1007/s11612-024-00759-z

[26] Adamczak, B. (2017). **Beziehungsweise Revolution: 1917, 1968 und kommende.** Suhrkamp.

[27] Hollnagel, E. (2009). **The ETTO Principle: Efficiency-Thoroughness Trade-Off.** Ashgate.

Safety, Security, Information Security: Enhancing Integrative Safety

Author and Co-author(s):
Prof. Dr. Katrin Fischer, MSc. Nicole Müller, MSc. Stefanie Weiss
Institution: University of Applied Sciences and Arts Northwestern Switzerland
FHNW School of Applied Psychology
Institute Humans in Complex Systems
Address: Riggenbachstrasse 16,
4600 Olten
Phone, E-mail: +41 (0)62 286 03 14,
katrin.fischer@fhnw.ch
Duration of project: 01.01.2025–31.12.2026

Abstract

This project addresses two central research questions: (1) How can ENSI, as the Swiss regulatory authority for nuclear facilities, and subsequently the nuclear facilities, be supported in systematically identifying and assessing potential conflicts between safety, security, and information security? (2) Which processes and mechanisms are necessary to embed the review of measures for potential goal conflicts across these domains into routine practice?

To answer these questions, the study applies a multi-method approach, including a literature review, document analysis, and a focus group with safety and (information) security experts. The focus group examined practical examples of domain interactions, reflecting on experiences in supervised facilities and discussing cases where safety or (information) security considerations influenced the other areas.

So far, findings reveal several interrelations between safety and security, including synergies and conflicts. Synergies include joint training to foster cross-domain understanding, intuitive human-machine interfaces to enhance compliance, and cultivating a shared safety culture to strengthen trust and responsibility. These align with international recommendations emphasizing integrated approaches and cultural embedding within management systems.

Conversely, conflicts arise in areas such as physical access control, where strict security measures can impede rapid evacuation, and system accessibility, where strong encryption may compromise usability in safety-critical contexts. Two examples illustrate these challenges: (1) access restrictions in Swiss nuclear installations, where procedural coordination is recommended to reconcile safety and security; and (2) information security issues, where balancing encryption complexity with timely response may be discussed.

Overall, the study underscores the need for integrated risk assessment and systematic processes to evaluate and manage goal conflicts across safety and (information) security. Embedding these mechanisms into organizational structures and fostering a shared culture are essential to avoid ad hoc compromises and ensure that measures optimally serve the overarching goal of protecting people and environment.

Project goals

The ongoing project addresses the interrelation between the domains of safety, security and information security.

The relevance of an integrated approach

Nuclear safety – whether in terms of protection against accidents (safety), sabotage (security), or cyberattacks (information security) – must remain assured at all times in nuclear facilities and represents the highest priority for their safety organizations. Both nuclear safety and nuclear security share the common goal of protecting people, the environment, and facilities from harmful effects. In this context, security encompasses both physical protection and information security. The International Atomic Energy Agency (IAEA) [7] emphasizes that measures related to nuclear safety and nuclear security must be developed and implemented in an integrated manner. Attention should be paid to the interfaces between these two domains:

safety measures must not compromise security, and security measures must not endanger safety. Careful coordination is essential to avoid goal conflicts and to ensure the overall effectiveness of both protection systems [7].
However, over the past decades, the three domains – safety, security, and information security – have often been treated separately. This separation can lead to goal conflicts as well as measure conflicts that frequently become apparent only in the event of an incident, potentially with adverse consequences. A favorable measure from a purely safety perspective may be problematic for security or information security, and vice versa. Increasing system complexity and interconnectivity, shared threats and risks, efficiency and resource considerations, regulatory requirements, and the growing need for comprehensive protection make an integrative approach to these domains increasingly indispensable.
As a compelling and illustrative example from the healthcare sector, where attacks on information security can have direct consequences for physical safety: Between 2016 and 2021, ransomware attacks on U.S. healthcare facilities more than doubled. Research shows that during such attacks, hospital operations are severely disrupted, and patient safety is compromised. In-hospital mortality among patients admitted during an attack increases by approximately 34–38 %, and estimates suggest that 42 to 67 patient deaths occurred as a direct consequence of ransomware-related disruptions during this period [10].
There are also well-documented examples from the nuclear sector, as the Stuxnet case shows. Stuxnet was a highly sophisticated cyberattack that specifically targeted industrial control systems, most notably the centrifuges used for uranium enrichment in Iran's nuclear program. Discovered in 2010, the malware had likely been active since around 2007. Compromised controllers issued covert commands to the centrifuges, causing physical sabotage while appearing to operate normally [1].
These examples demonstrate the importance of an integrated management between safety and (information) security to achieve the overarching goal of protecting people, the environment, and facilities from harmful effects. In all three domains human and organizational factors play a crucial role. Aspects such as situational awareness, compliance, risk perception, communication, and the interaction with automation and digitalization can either prevent or contribute to errors. An integrative consideration of these factors is therefore essential to leverage synergies, foster coherent safety practices, ensure holistic risk management, and strengthen resilience against security incidents.

The interrelation between safety and (information) security

Importantly, interrelations between safety and (information) security do not only present potential conflicts – they also offer synergies. The IAEA report [7] highlights several positive interactions between safety and security. Both areas pursue the common goal of protecting people and the environment from the harmful effects of ionizing radiation. When measures in both domains are integrated and implemented in a coordinated manner, they can reinforce each other and enhance the overall effectiveness of the safety system.
One example is the joint development of management systems that give equal consideration to safety and security aspects. This approach fosters an organization-wide culture in which safety and security are understood not as separate functions but as complementary protective measures. While joint culture groups can be helpful in identifying interfaces and leveraging synergies, in regulation and inspection, joint working groups of safety and security experts can also contribute to more consistent assessments and more efficient licensing processes [7]. Integrating both perspectives into licensing procedures enables holistic evaluations of changes to facilities or processes and helps identify potential conflicts at an early stage.

Finally, joint training and education are highlighted as a positive approach. Coordinated training programs and combined exercises strengthen understanding of the interfaces and promote collaboration between disciplines. This contributes to the development of an integrated safety culture that considers both technical and human factors.

In addition to positive interrelations, the IAEA report [7] also highlights the challenges faced by nuclear facilities at the interface between nuclear safety and security, particularly around information security. On the one hand, safety and security measures can hinder each other if not planned in a coordinated manner. For example, evacuation routes required from a safety perspective may cross security zones, thereby compromising physical protection. Similarly, the disclosure of safety-related information in the interest of transparency can conflict with the need for confidentiality.

Moreover, increasing digitalization brings with it new risks. Safety-critical digital systems such as process monitoring or access control can become targets of cyberattacks. The IAEA points out that such systems may provide indications of safety-relevant manipulations, which are often not systematically analyzed when viewed solely from a safety perspective. Another key challenge arises in emergency situations: differing responsibilities and terminology between safety and security organizations can impede a coordinated response. The IAEA [7] stresses the need for clear role definitions, joint exercises, and harmonized decision-making structures to enable efficient action in critical situations.

These challenges are considered particularly critical during design changes, technical modifications or modernization during plant operation, as well as during decommissioning, the orderly dismantling after shutdown. While design changes can have impact both on safety and on security, the risk landscape changes significantly during decommissioning: physical barriers are removed, external contractors gain access, and remaining radioactive materials must still be handled securely. Both processes require close coordination between safety and security to avoid systemic errors and increased risks.

To fully exploit the synergy potential between safety and security while effectively addressing existing challenges, joint analytical tools are proposed as a promising methodological approach. Such instruments should consider both safety and security aspects and enable an integrated perspective. It is recommended that consequence assessments be carried out according to uniform criteria, regardless of the trigger – whether a technical failure (safety) or a deliberate attack (security). This creates the basis for consistent risk evaluation and facilitates the alignment of protective measures across both domains [7].

Project goals and research questions

The ongoing project addresses two central research questions that contribute to advancing an integrated understanding of safety and security. First, it examines how ENSI, as the regulatory authority – and subsequently the nuclear facilities – can be supported in systematically identifying and assessing potential conflicts (goal conflicts as well as measure conflicts) between safety, security, and information security. Second, it seeks to clarify which organizational processes and mechanisms are necessary to embed the assessment of such potential conflicts sustainably and structurally into regulatory practice.

To answer these questions, theoretically grounded tools and instruments are being developed to support reflection and review processes and to enable an integrative perspective on safety-relevant measures. These tools aim not only to raise awareness of the importance of integrated safety but also to provide practically applicable procedures that ensure the systematic integration of conflict assessments into regulatory workflows. In doing so, the project helps to strengthen the long-term framework conditions necessary for an integrated safety culture.

Moreover, the project seeks to promote a holistic safety approach by providing procedures that make potential conflicts or

overlaps between objectives and measures across different safety and security domains visible. This creates a foundation for linking the dimensions of safety, security, and information security more coherently and for systematically considering their respective requirements in an overall context.

Project phases and methodological approach

The project is structured into several sequential phases, each addressing specific subgoals. Figure 1 provides an overview of these phases. The first phase involves a systematic review of the current state of research, including a narrative literature review and a document analysis of existing ENSI-internal processes and guidelines. The goal is to identify theoretical approaches, empirical findings, and relevant practical applications of integrative safety.

In the second phase, exemplary conflicts and potential synergies between safety-related measures and objectives are identified. Focus groups with ENSI experts from the field of domains safety, security and information security are conducted. Phases 1 and 2 are scheduled for completion in 2025 and provide the conceptual foundation for the subsequent methodological development. The results of the two phases are explained in more detail in the following chapter.

The following project phases, planned through 2026, focus on developing suitable approaches and tools for identifying and analysing the interrelations between safety and (information) security, including analysing their potential conflicts and synergies. Existing combined methods for integrated safety–security analysis are systematically reviewed and assessed regarding their applicability in this context. Based on this evaluation, a structured overall process will be designed that incorporates these approaches and embeds them into the broader research and application environment.

In the final phase, both the developed tools and the integrated process are subjected to empirical testing and evaluation. The objective is to assess their effectiveness, practicality, and compatibility with existing supervisory procedures, and to further refine them where necessary.

In addition to methodological development, the project aims to strengthen and advance the human and organizational factors that contribute to integrated safety and security. It also supports the regulatory authority in promoting integrated safety within the nuclear facilities it oversees, for example by encouraging structured reflection on conflicts between goals and measures that arise from the differing requirements of various safety and security domains.

A central objective is to contribute to the development of an integrated safety culture in the oversight of nuclear facilities. This involves fostering a holistic understanding of safety that incorporates the three dimensions of safety, security and information security, and considers their interrelations. This multidimensional approach provides a basis for aligning regulatory expectations, operational processes and organizational learning mechanisms more coherently, thereby strengthening integrated safety sustainably.

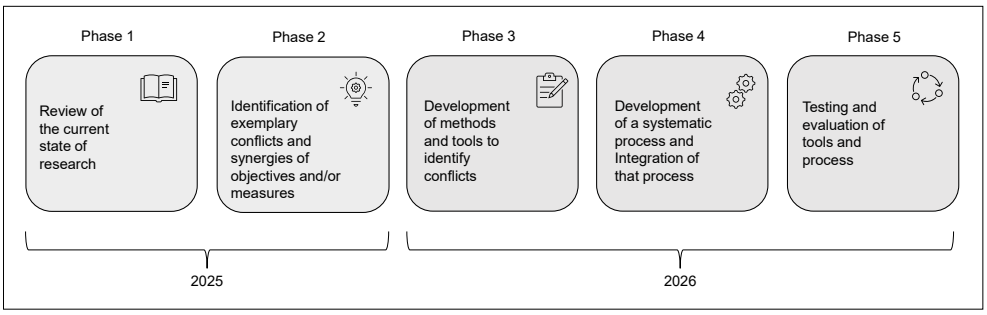


Figure 1: Overview of the different project phases.

Work carried out and results obtained

The project was launched at the beginning of the year, with phase 1 and 2 (see Figure 1) completed by year-end. The results achieved so far are presented below.

Narrative literature review

To analyse the current state of research in integrated safety and safety- and security-related challenges a narrative literature review was conducted.

Over the past 25 years, research on the interactions between safety and (information) security has increased, reflecting a growing interest in integrated analysis approaches for complex technical systems. Despite this development, methodological standardization remains limited. Heterogeneous terminology, divergent definitions, and varying modelling practices – combined with the traditional separation of the two fields – continue to impede consistent application. Existing approaches tend to be sector-specific and are rarely transferable across industries [13].

Zimmermann et al. [13] show that many studies address safety-security interactions only in general terms or focus primarily on the impact of security on safety, such as cyberattacks that disrupt operations and compromise safety. In contrast, the influence of safety on security is rarely examined. Overall, the literature is dominated by analyses of negative interactions, while potential synergies receive comparatively little attention.

Lisova et al. [9] identify three main approaches to co-analysis: safety-informed, security-informed, and combined approaches. Safety-informed approaches incorporate security considerations into established safety models but often provide only limited coverage of active attacks. Security-informed approaches, in turn, build on threat and attack scenarios but frequently overlook functional safety aspects and show limited alignment with safety standards.

Combined approaches integrate safety and security perspectives within a single analytical framework. They enable a holistic view of interdependencies, support integrated risk assessment, and help identify potential conflicts and synergies early in the design process. By reducing redundancies and fostering a shared understanding among interdisciplinary stakeholders, these approaches strengthen decision-making and implementation.

The relevance of integrated approaches is particularly evident in the nuclear domain, notably during design modifications in operation and throughout the decommissioning process [7]. Both phases substantially alter the risk landscape and require close coordination between safety and security to prevent systemic failures. Integrated measures – such as joint management systems and harmonized training and exercise programs – can enhance the overall effectiveness of protection systems and contribute to the development of an integrated safety culture.

Document analysis

The document analysis of the supervisory instruments and regulatory documents of ENSI aimed to develop a deeper understanding of ENSI's regulatory and supervisory activities in the areas of safety, security, and information security – both within the organization itself and regarding the supervised nuclear facilities – and to identify common processes, interfaces and possible documented interrelations between the domains of safety and security. A total of 47 documents were included in the analysis, comprising mission statements, process descriptions from the management manual, guidelines and explanatory notes, supervisory reports, as well as technical safety assessments pertaining to the areas of safety, security, and information security.

The analysis indicates that, while reports aimed at promoting an integrated safety culture are in place, the procedural anchoring of this integration offers potential for further development. Further clarification and systematic description of processes and cooperation structures between the areas of safety, security, and information security would strengthen binding coordination and sup-

port joint reviews of measures and approvals. This may indicate that implicit knowledge and informal exchanges between the areas currently play a significant role.

Overall, the findings indicate that basic formal structures are in place; however, there is potential to further clarify responsibilities and to embed these structures more consistently into organizational processes. In addition, the further development and clearer definition of integrative processes between safety, security, and information security would support the establishment of systematically designed and sustainable cooperation structures.

Focus group with ENSI experts from the fields of safety, security, and information security

The aim of the focus group was to identify potential goal and/or measure conflicts at the interface between safety, security, and information security. The participating experts from the various safety/security domains were asked to recall interactions with supervised facilities. Where were safety or security topics discussed, and where, in retrospect, might another safety/security domain have also been potentially affected? Where did or could have conflicts arise, and where were there synergies?

Six participants – three from the field of safety and three from the field of (information) security – took part in a three-hour focus group session. Through joint discussions, participants explored potential synergies as well as areas of conflict between the two domains.

Potential synergies

The synergies identified include joint training, which fosters cross-domain understanding and strengthens collaboration between various safety and security areas of the nuclear oversight. Additional synergies involve the design of human-machine interfaces, which promotes compliance and facilitates user interaction (i.e. intuitive navigation), and the cultivation of a shared safety culture, which reinforces trust and collective responsibility.

These practical examples align closely with recommendations in the literature emphasizing integrated approaches to safety and security. Joint training is highlighted [5] as a key mechanism for reducing silo thinking and improving coordination during emergencies. By exposing personnel to scenarios that involve both safety and security considerations, organizations can build mutual awareness and reduce the likelihood of conflicting actions under stress.

Similarly, the design of human–machine interfaces is discussed in ergonomics and safety engineering literature as a critical factor for minimizing human error [11]. Interfaces that are intuitive and consistent across systems not only enhance usability but also support compliance with security protocols without compromising safety-critical tasks. This synergy illustrates how technical design can serve as a bridge between domains.

Finally, fostering a shared safety culture is repeatedly emphasized in integrated management system guidelines [6] [2]. A common culture promotes trust and collective responsibility, reducing the risk of ad hoc compromises when priorities clash. Embedding these cultural and organizational measures into a formal management system ensures that synergies are not left to chance but become part of systematic practice.

Potential conflicts

Potential conflicts highlighted by the focus group include the arming of facilities, where security objectives must be balanced against accident risks; information sharing, which creates tension between full integration and the need-to-know principle – meaning that individuals should only have access to information essential to their specific tasks in order to minimize security risks; access to areas, where isolation requirements contrast with open access; and system accessibility, which may involve balancing strong encryption with ease of use.

To provide deeper insights, the following two examples are discussed in greater detail. The first example relates to access to areas: in Swiss nuclear power plants, strict access

control and physical barriers are essential for nuclear security but can hinder rapid evacuation during emergencies, creating a significant safety-security interface challenge. This conflict is widely recognized in the literature, which emphasizes that security measures must be designed so they do not compromise fundamental safety functions [5]. Recommended approaches include integrated planning and procedural coordination between security and emergency response teams. Furthermore, embedding these solutions into a comprehensive management system and fostering a shared safety culture is considered essential to avoid ad hoc compromises.

The Confederation of Fire Protection Associations Europe (CFPA-E) addresses a similar issue in its guideline on emergency exit doors. It calls for a comprehensive risk assessment that considers both threats from unauthorized access and hazards related to evacuation. Key principles include coupling security solutions with fire alarm systems. Furthermore, these technical measures must be embedded in a management system with clear responsibilities, regular maintenance, and documented inspections. Only through this organizational integration can the reliable functioning of security and evacuation mechanisms be guaranteed [2].

The second example concerns system accessibility, which potentially involves discussions about balancing strong encryption for security with ease of use for operational efficiency. A strong encryption can increase protection against cyber threats but often introduces complexity that reduces usability and slows operational processes. In safety-critical environments, where availability and timely response are paramount, overly complex security measures may hinder effective system access and emergency actions. Therefore, discussions surrounding an appropriate balance between information security and operational practicality is considered essential [8].

In the focus group, it was discussed that, in view of the overarching goal of protecting people and the environment from ionizing radiation, it may be appropriate to consider balancing encryption complexity with improved system accessibility. When the risks are known from both a safety and an (information-) security perspective, they can be systematically assessed and weighed against each other so that the chosen solution best serves the overarching goal. This requires an integrated assessment of the situation rather than isolated evaluations of individual domains [3]. Furthermore, to minimize such trade-offs, the literature recommends exploring alternative technical approaches that support both information security and operational efficiency. These strategies aim to maintain robust information security while ensuring smooth and effective operations [3].

Optimal conditions for detecting safety-security interrelations

In the last part of the focus group, participants discussed how potential interactions between the different safety domains could be detected at an early stage and what methodological, organizational, and structural conditions would be required to achieve this.

Regarding the future identification of goal conflicts and measure conflicts, participants agreed on the need for more regular and institutionalized exchanges between the respective domains. They emphasized the importance of structured processes and formal mechanisms that enable continuous cross-domain dialogue and collaboration.

In the subsequent phase, scientifically grounded methods for the identification of goal conflicts across the domains of safety, security, and information security will be identified and assessed considering the insights gained from the preceding focus group discussions and literature review.

The focus group's emphasis on early detection of interactions and the need for structured, institutionalized processes aligns with findings in the literature on integrated risk management. Chockalingam et al. [3] highlight that most existing approaches to safety-security integration concentrates on risk

identification and analysis but lack systematic mechanisms for continuous evaluation and organizational embedding. This observation underscores the participants' emphasis on the value of clearly defined and formalized processes and governance structures that facilitate ongoing cross-domain dialogue.

The recommendation for regular exchanges and structured processes resonates with principles of integrated management systems as outlined by the IAEA [6], which advocate for harmonized safety and security cultures to prevent siloed decision-making. Embedding these exchanges into institutional frameworks ensures that potential goal conflicts are not addressed ad hoc but become part of a proactive risk governance strategy.

In summary, the focus group's insights underscore a twofold need: (1) methodological tools for integrated risk assessment and (2) organizational mechanisms to support cross-domain collaboration. Both dimensions are critical for achieving the overarching goal of protecting people and the environment while maintaining robust security.

Next steps

From a methodological perspective, the literature suggests that combined modelling approaches can support the early detection of potential interrelationships by systematically mapping functional requirements and misuse scenarios across domains [12]. These approaches provide a structured basis for identifying trade-offs and synergies prior to implementation and complement organizational measures such as joint training and standardized communication protocols.

Therefore, three methods were selected as particularly relevant for the further course of the project: **Failure Mode, Vulnerabilities and Effects Analysis** (FMVEA) [12], **Combined Harm Assessment of Safety and Security for Information Systems** (CHASSIS) [3], and **System-Theoretic Process Analysis – Safety and Security** (STPA-SafeSec) [4], as they offer structured techniques for analysing safety and security interactions in complex systems [13]. FMVEA systematically considers component-level vulnerabilities and their combined impact on safety and security. For example, it can be used to assess how a hardware failure combined with a cyberattack might affect a technical system. CHASSIS uses scenario-based modelling to capture and analyse interactions and potential conflicts between safety and security requirements. For instance, it can evaluate how strict access control could delay emergency evacuation in the event of a fire. STPA-SafeSec applies a systems theory approach to identify unsafe control actions and security gaps within control structures. For example, it can be used to show how a compromised control signal might lead to a shutdown. In the next project step, these three methods will be tested for their suitability for the various safety and security areas of the nuclear oversight areas using specific use cases and adapted if necessary.

National Cooperation

Apart from the exchange with ENSI and potentially the nuclear power plants, no national collaboration with other Swiss institutions is planned for the project at this stage.

International Cooperation

The project is not part of any international cooperation.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The results of the first year of the project have shown that simply developing a methodology is not enough to deal with the interrelationships between security and hazard prevention. Rather, it is crucial that methodological development goes hand in hand with the design of processes and the creation of institutional frameworks that systematically facilitate and maintain interdisciplinary exchange. These processes must be embedded in the organization's management system to ensure long-term implementation, accountability, and continuous improvement.

Publications

There have been no publications on this project to date.

References

[1] Baezner, M. & Robin, P. (2017). **Hotspot Analysis: Stuxnet.** Center for Security Studies (CSS), ETH Zürich. Retrieved from: Cyber-Reports-2017-04.pdf

[2] Carrea, E. & Schlosser, I. (2024). **Security Guidelines for Safe Emergency Exit Doors in Non Residential/Domestic Premises.** CFPA-E Guideline No06:2024 S. Retrieved from: Emergency Exit Doors in Non Residential/Domestic Premises – CFPA-guideline no. 6:2024 S – CFPA Europe

[3] Chockalingam, S., Hadžiosmanović, D., Pieters, W., Teixeira, A., & van Gelder, P. (2016). Integrated safety and security risk assessment methods: A survey of key characteristics and applications. In **Critical Information Infrastructures Security** (pp. 50–62). Springer. https://doi.org/10.1007/978-3-319-71368-7_5

[4] Friedberg, I., McLaughlin, K., Smith, P., Laverty, D. & Sezer, S. (2017). STPA-SafeSec: Safety and security analysis for cyber-physical systems. **Journal of information security and applications, 34,** 183–196.

[5] International Atomic Energy Agency (2010). **The interface between safety and security at nuclear power plants (INSAG-24): A Report by the International Nuclear Safety Group**. Vienna: International Atomic Energy Agency. Retrieved from: STI/PUB/1472

[6] International Atomic Energy Agency (2013). **Integrated management systems for safety and security.** International Atomic Energy Agency. Retrieved from https://www.iaea.org/topics/integrated-management-systems-for-safety-and-security

[7] International Atomic Energy Agency (2021). **The nuclear safety and nuclear security interface: approaches and national experiences.** Technical Reports Series (Nr. 1000). International Atomic Energy Agency. Retrieved from: The Nuclear Safety and Nuclear Security Interface: Approaches and National Experiences | IAEA

[8] Lamb, Ch. C. & Sandoval D. (2023). **Barriers and Alternatives to Encryption in Critical Nuclear Systems.** Sandia National Laboratories. Retrieved from: SAND_Information_Protection_Final

[9] Lisova, E., Šljivo, I. & Čaušević, A. (2018). Safety and security co-analyses: A systematic literature review. **IEEE Systems Journal, 13**(3), 2189–2200.

[10] McGlave, C. C., Neprash, H., & Nikpay, S. (2023). Hacked to Pieces? **The Effects of Ransomware Attacks on Hospitals and Patients (October 4, 2023).** https://ssrn.com/abstract=4579292

[11] Nachreiner, F., Nickel, P., & Meyer, I. (2006). Human factors in process control systems: The design of human-machine interfaces. **Safety Science, 44**(1), 5–26. https://doi.org/10.1016/j.ssci.2005.09.003

[12] Schmittner, C., Ma, Z., Schoitsch, E., & Gruber, T. (2015). A case study of fmvea and chassis as safety and security co-analysis method for automotive cyber-physical systems. In **Proceedings of the 1st ACM Workshop on Cyber-Physical System Security** (pp. 69–80).

[13] Zimmermann, V., Fanconi, L., Sievers, H., Isenring, Y., Zankel, L., & Unden, M. (2025). From antagonisms to synergies: A systematic review of safety-security interrelations. **International Journal of Critical Infrastructure Protection, 51:**100808. https://doi.org/10.1016/j.ijcip.2025.100808.

STARS

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

SB-MNG-REP-016-25

Author and Co-author(s): H. Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev and Project Team
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: Forschungsstrasse 111, CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address: 056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://www.psi.ch/stars
Duration of project: 1.1.2023–31.12.2025

Abstract

During 2025, the research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was continued with emphasis on the development and validation of best-estimate plus uncertainty as well as high resolution multi-physics computational schemes for safety analyses of the Swiss LWRs.

On the side of plant system and multi-scale thermal-hydraulics, several validation tests for the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE were completed within the context of OECD/NEA projects and benchmarks. Development work on the modelling of the multiple droplet fields continued this year. In the context of ongoing European projects, PSI have started assessing the system thermal-hydraulics code APROS from VTT as an alternative to TRACE. In the area of coarse mesh CFD, development of a new suite of solvers, ATHENA, has continued and validation against selected SUBFLOW experiments was completed. In the area of UQ for thermal-hydraulics, STARS participated this year in exercise 3 of the OECD/NEA ATRIUM project.

In the core physics area, the main work was focused on completion of transition of the STARS CMSYS KKL models to the SIMULATE5 code from its predecessor SIMULATE-3, and on associated preliminary evaluation of the new CMSYS models' performance. On the side of verification and validation (V&V) studies of the CMSYS tools, the analysis of the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark was continued with the focus on the CASMO5/SIMULATE5 modelling and comparison against Monte Carlo (Serpent2) and higher-order deterministic (nTRACER) simulations. Additionally, further work was conducted towards consolidation of the CMSYS CASMO5/SIMULATE5/SNF framework, its V&V and practical application. Also, further assessment of the Method of Characteristics nTRACER code was realised, in particular for advanced boron-free SMR models.

Within the area of fuel behaviour, developments and studies on the effects of Cr-doping were continued with a focus on pellet cladding mechanical interaction (PCMI) effects. STARS participated in the SPIZWURZ dry-storage benchmark co-organized by GRS and KIT. Studies of the fuel behaviour during and after wet-to-dry-to-wet handling of used nuclear fuel in KKG were completed. PSI continues to collaborate with EPFL on the OFFBEAT code development; here efforts focused on the implementation of corrosion models and a methodology for multi-scale coupled simulations. As well, the work on calibration of fuel performance models using OFFBEAT solver for complex fuel performance modelling scenarios and addressing aleatoric uncertainties was continued.

For multi-physics, the work on developing a high-resolution multi-physics core solver for Pressurized Water Reactor (PWR) analysis using the neutron transport code nTRACER and Machine Learning (ML) models efficiently providing required thermal-hydraulic (T/H) feedback was successfully concluded. Associated to that, STARS participated to the WPRS/EGMUP Task Force Benchmark on AI/ML for CHF Predictions.

Plant System and Thermal-Hydraulics	Further development of multi droplet field capabilities in TRACE code through the participation in OECD/NEA RBHT II project
	Verification and Validation of condensation models in TRACE through the participation in OECD/NEA projects
	Code-to-code comparison for passive safety system modelling with the TRACE and APROS system codes
	Further development of coarse-mesh CFD models for the simulation of rod bundles with spacer grids effects
	Further development and application of uncertainty methods for integral test facilities within the OECD/NEA ATRIUM Project
Core Behaviour and Reactor Physics	Conduct separate-effect test assessment of SIMULATE-5 neutronic and thermal-hydraulic models for BWRs
	Continue with MPACT 2-D and 3-D Verification and Validation for KKL Analyses using available experimental data
	Development and validation of CMSYS Watts Bar-2 Cycle Depletion model
	Consolidate CMSYS/SNF framework and validation for KKL gamma scan measurements
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Studies on the effects of cracking pattern in a pellet on PCMI-induced stress during fast transients
	Continue development and verification of a restart scheme between Falcon and OFFBEAT
	Implementation, verification and validation of liner and ATF cladding models in OFFBEAT
Multi-Physics	Development of nTRACER/CTF calculation scheme for Swiss PWR
	Establishment of a methodology for gap conductance perturbations in S3K and testing for OECD/NEA LWR UAM-III benchmark

Table 1:
Perspectives 2025.

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. For 2025, the objectives of the STARS/ENSI research projects were as shown in Table 1.

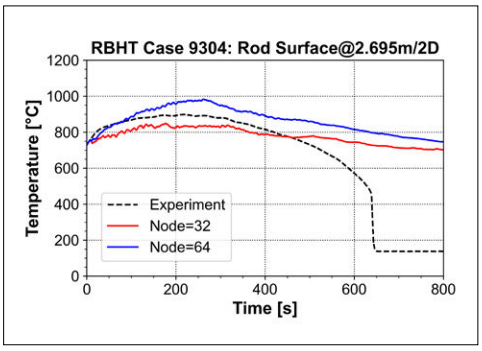


Figure 1:
TRACE code validation against RBHT-II test using different axial nodalizations for two droplet fields.

Multi-Scale Thermal-Hydraulics and Plant System Analyses

Within the framework of the OECD/NEA RBHT-II project, significant developments have been made in the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE to improve its capabilities for modelling reflood phenomena in Light Water Reactors (LWRs). A key development this year has been the implementation of separate energy equations for the droplet fields. This marks a significant step forward in accurately representing multiphase heat transfer during reflood, where droplet-vapor interactions play a dominant role. Accurate characterization of droplet energy is crucial for understanding heat transfer mechanisms during reflood. Droplets serve as carriers of both mass and energy, influencing quench front progression, rod cooling rates, and overall system thermal response. Initial verification of the new model has been successfully completed.

The assessment and validation of the newly developments have included extensive studies within the OECD/NEA RBHT-II project. During the open test phase, 11 reflood experiments, covering low and very low reflooding rates, were used for code evaluation. As part of this effort, we carefully investigated user effects, including sensitivity to nodalization, time-step selection, and boundary-condition specification. To systematically quantify these effects, numerous TRACE simulations were performed for each test, varying key modelling parameters. These sensitivity studies have shown that the number of droplet fields and the axial resolution both influence the predicted rod-surface temperature (see Figure 1). This underscores the need for clear, evidence-based user guidelines to ensure accurate results.

This year, PSI participated in the open phase of the OECD/NEA ISP-52 benchmark, an international benchmark to assess and compare system code performance for a multiple steam generator tube rupture experiment conducted at the PKL facility. PSI previously submitted blind phase results; this model was updated with the goal of understanding any discrepancies and improving the agreement with experimental results. Ultimately,

however, the original open phase results agreed relatively well with the experimental data and we were unable to obtain better agreement in the open phase.

Small modular reactor (SMR) Passive Safety Systems (PSS) often rely on natural circulation, condensation, and heat transfer to water pools. Because these processes involve low driving forces and complex three-dimensional behaviour, the traditional correlations in system thermal-hydraulics codes often cannot accurately capture their behaviour. Within the EASI-SMR European project, PSI are collaborating with partners across Europe on the verification and validation (V&V) of thermal-hydraulics codes for modern SMR and PSS designs. Within this context, PSI are running pre-test simulations using the APROS and the TRACE system thermal-hydraulics codes, developed by VTT (Finland) and the US-NRC respectively, to support experiment design and assess modelling reliability. The ELSMOR-II loop at SIET represents an SMR decay-heat-removal system with an integrated plate heat exchanger coupled to a natural-circulation secondary side that rejects heat to a pool. The ELSMOR-II tests simulate station blackout (SBO) conditions, with the external heat-sink pool maintained at a controlled temperature. The PANDA facility at PSI enables large-scale investigation of containment natural circulation, steam condensation, and pool-coupled heat removal relevant to SMR passive-safety concepts. Both offer well-instrumented conditions suitable for benchmarking. APROS models were developed for each facility to evaluate steady-state behaviour and identify stable operating points. In parallel, independent TRACE simulations have been run to generate reference distributions of pressure, temperature, and flow fields under the same conditions (see Figure 2). Comparing results from the two codes before conducting the experiments can help to reveal certain modelling discrepancies, improve the robustness of the planned tests, and strengthen confidence in the predictive capabilities of both tools. Currently, the steady-state conditions have been simulated and are ready for comparison. The analysis results will be compared against experimental data from the tests, which will be performed in 2026. Combined with analyses from the project partners, the simulation results will be used to develop the recommendations for Modelling PSS with natural circulation by system codes.

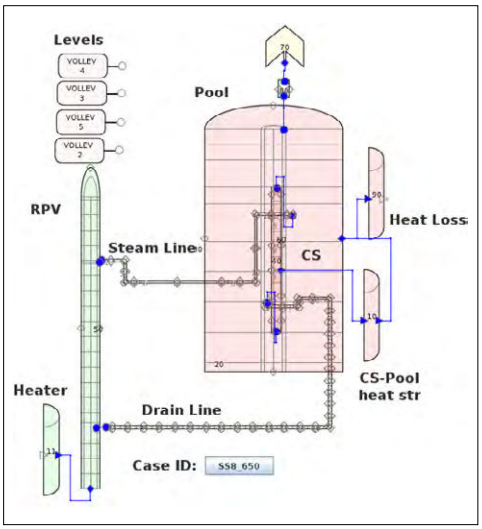


Figure 2: TRACE model of PANDA facility.

In the area of best-estimate plus uncertainty (BEPU) analyses, PSI continued to participate in the OECD/NEA project ATRIUM, which aims to apply the guidelines for BEPU safety analysis of thermal hydraulics transients from the previous SAPIUM project. As the final exercise of ATRIUM, exercise 3, an intermediate hot leg break loss-of-coolant accident (IB-LOCA) from the OECD/NEA ROSA-2 project was selected. The previous exercises 1 and 2 were intended to provide non-biased joint posterior probability density functions for the most influential code model parameters governing choked flow and critical heat flux (CHF) respectively, using data from separate-effects experiments. Since PSI participated in exercise 1, the uncertainty distributions for choked flow could be propagated this year along with uncertainties in material properties, boundary conditions, and initial conditions. Using 93 samples, we derived 95 % tolerance / 95 % confidence intervals (using Wilks formula) for several figures of merit (e.g., peak cladding temperature (PCT), axial elevation of PCT, CHF occurrence time,

loop seal clearing time) and uncertainty bands for several time-dependent quantities (see Figure 3). Results showed good overall agreement with the experimental data, i.e. experimental values are generally within the uncertainty bands. Some figures of merit, however, could not be fully captured. These include the break mass flow rate early in the transient and the axial elevation of PCT. The latter discrepancy likely stems from limitations in TRACE v5p6, which lacks models for droplet breakup on spacer grids. The former is likely because the uncertainties for choked flow in the subcooled regime could not be adequately characterised using the available experimental data in exercise 1.

Following recent in-house demand to extend TRACE and efforts to exchange data more effectively between codes, PSI proposed that the option to save simulation results a standard scientific format be added to TRACE. PSI implemented new functionality in TRACE this year to write time step code outputs in hierarchical data format (HDF5) format and submitted this to the code developers at the US-NRC as an in-kind contribution. The first feedback on this contribution was well received. The feature will be extended and included in the next release of TRACE.

In the area of CFD analysis and methods development, a new coarse mesh CFD solver suite ATHENA (Accelerated THErmal hydraulic simulations for Nuclear Applications) has been created based on OpenFOAM v2406. The main component of this suite is a subChannelFoam, a solver that targets fast and reliable simulations of flow in rod bundles with pin-by-pin resolution. The application incorporates coarse-wall models for turbulent variables, a coarse-grid projection strategy to solve the pressure equation on a reduced mesh and therefore reduce computational cost, and adequate numerical schemes to handle pressure discontinuities that mimic an unresolved representation of spacer grids. Validation of the solver was performed using selected cases from the SUBFLOW facility experiments. The simulations showed good agreement with experimental results for tracer dispersion in single-phase flow, both with and without spacer grids. For cases without spacer grids, the solver reproduced steady-state tracer concentrations at different locations and showed good agreement in tracer evolution along the main flow direction in neighbouring subchannels. For cases with spacer grids, momentum sources and localized pressure jumps were applied to mimic secondary flow effects. An optimization process algorithm was used to derive momentum source terms for different vane configurations. Here, the simulations using coarse meshes showed excellent agreement with high-fidelity simulations (see Figure 4) while significantly reducing the computational cost compared to traditional CFD. At the same time, the coarse mesh approach significantly improves mixing predictions compared to traditional subchannel approaches.

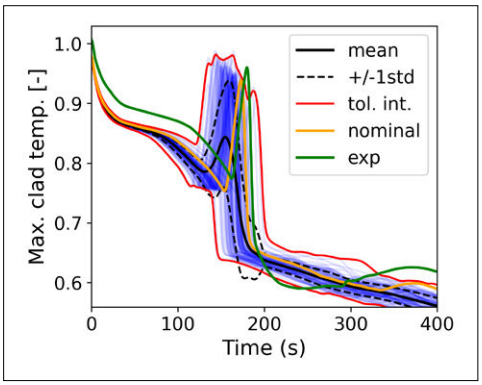


Figure 3: Maximum peak cladding temperature (bottom) with experimental values (green), nominal calculations (orange), 93 cases (blue) and 95% tolerance interval (red).

Reactor Physics and Core Behaviour

The CMSYS KKL V.3.0.1 model based on the recent code system CASMO-5 V.2.03.00 and SIMULATE-5 V.1.09.00 (C5/S5) has been evaluated and verified against the reference KKL V.1.2.2 model based on the older code system CASMO-4E V.2.10.21P and SIMULATE-3 V.6.09.32_MOX_4 (C4E/S3). The newer code C5/S5 includes substantial improvements over C4E/S3 with respect to the BWR thermal-hydraulics (TH) modelling and neutronics simulations. The neutronics simulations are based on the multigroup nodal diffusion approximation enhanced by the sub-mesh radial re-homogenization method. This method solves the neutron diffusion

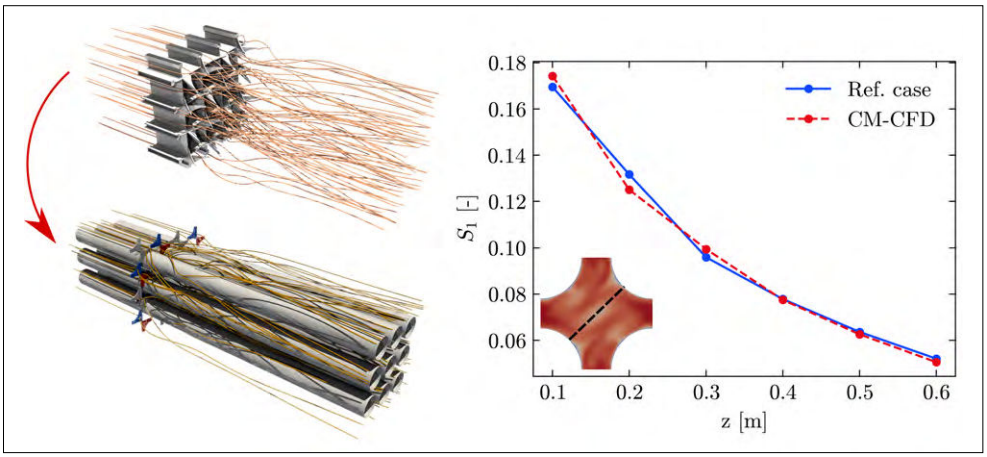


Figure 4:
From high-resolution CFD to coarse mesh modelling. The developed models can capture main properties in rod bundle flows, like mixing factors, with a minimum level of geometrical details.

equation for 2D radial planes using a fine mesh and updates the nodal cross-sections and discontinuity factors for the 3D model to correct the local distribution effects. There are several implementations of the sub-mesh model including a) the default fast-working "PSI method"; b) more accurate and computationally expensive exponential waves (EW) method; c) SP3 method. The BWR TH model of C5/S5 is based on 4-equation two-phase coolant flow and fuel pellet-to-clad heat transfer models. The optional quarter-assembly TH model (QTH) is available where an assembly is represented by four channels with the crossflow between them driven by the lateral pressure imbalance. The boundary conditions for the core TH model including lower plenum enthalpy and steam dome pressure are computed by the reactor heat-balance equations.

Figure 5 and Figure 6 illustrate the differences in reactor reactivity and power peaking factors calculated for a selected KKL cycle by C5/S5 to the C4E/S3 model. On these graphics, G2 and G4 denote 2- and 4-energy group calculations using PSI, EW and SP3 sub-mesh models, and the QTH coolant-flow model. Overall, C5/S5 shows a decent agreement with the reference model for global parameters accounting for maximum 2% difference in the power peaking factor, 3% in the bundle end-of-cycle exposure, 7% in the power and void reactivity coefficients. RMS-differences in the power and fuel temperature distributions account for 2% and 4%, while the MAX-differences reach 15% and 23%, respectively. The cross-differences of the C5/S5 models stay within 3% for the global parameters and 7% for the distributions.

As part of the consolidation of the CMSYS+ platform (PSI Core Management System enlarged to SNF) the axial decay-heat profiles of 15 fuel assemblies from five different designs, irradiated over multiple cycles,

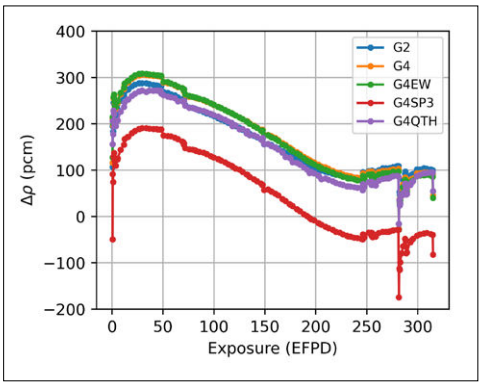


Figure 5:
Comparison of reactivity between C5/S5 and C4/S3 for selected KKL cycle.

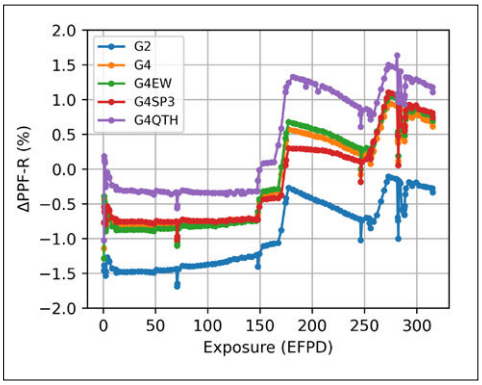


Figure 6:
Comparison of the radial power peaking factors between C5/S5 and C4E/S3 for selected KKL cycle.

using the Studsvik SNF code, as illustrated on Figure 7. In fact, as today BWR fuel assemblies include part-length rods and therefore exhibit non-uniform axial mass distribution, deriving decay heat solely from the burnup profile, a quantity normalised to mass, can introduce inconsistency exacerbated by the unit of the decay heat (DH) considered. To illustrate this effect, analysis based on a preliminary version of the CMSYS+ platform was performed. For the assemblies studied and using the SNF code V 1.6.4 together with a preliminary version of the CMSYS+ database, the analysis indicates that the absolute magnitude of the axial decay-heat profile cannot solely be inferred from the axial burnup profile, even when high correlations are obtained between burnup and decay heat expressed in (W/t). Particularly the differences are strong when absolute decay heat (W) or short cooling times are of interest.

Regarding the work on validation of CASMO5/SIMULATE5/SNF toolchain, the analysis of gamma scan data available for Swiss BWR fuel rods was concluded. The final results are shown on Figure 8. Without the most uncertain first and last segments, the obtained rms value is 3.2 %. This value can serve as the reference value obtained at PSI, for eventual comparison with other available analogues solutions. Furthermore, to strengthen the implicit validation of the SNF-predicted nuclide vectors using in-core measurements from Swiss reactors and full-core Monte Carlo models, a study was performed with a (3 × 3) toy model. This setup enabled generating nuclide vectors for evolved fuel compositions, including short-lived fission products, over multiple cycles in a simplified framework. The resulting nuclide inventories were then used to perform consistent Monte Carlo simulations. The comparison showed agreement between SIMULATE5 and the Serpent Monte Carlo solver in the predicted k_{eff}, with discrepancy in the range of -100 to 300 pcm, both with and without inserted control rods, as shown on Figure 9. However, a systematic linear increase in discrepancy was observed at higher burnups, accompanied by larger differences in axial power distribution for cases with inserted control rods. These observations indicate that further refinements are required before generalizing the methodology for producing SNF inventories, including short-lived fission products without decay, prior to extending the approach to Swiss reactors for in-core validation.

As concerns CASMO5/SIMULATE5 V&V studies, development of the CMSYS version for the OECD/NEA TVA Watts Bar (WB) benchmark was realized, and the preliminary results for the boron concentration are illustrated with Figure 10. As can be seen, an overall satisfactory agreement between CASMO5/SIMULATE5 and nTRACER solutions is obtained for this regular size commercial PWR model.

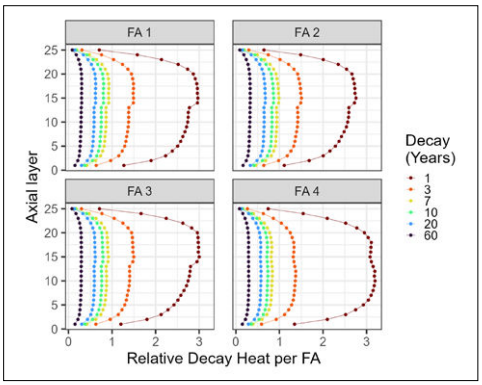


Figure 7:
Decay heat in (W/t) for KKL fuel assemblies (illustration).

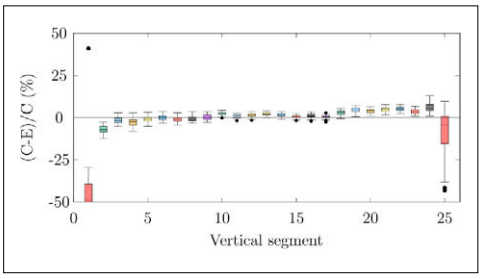


Figure 8:
Distribution of the (C-E)/C, in % for the 63 assemblies, with C from C5/S3/SNF.

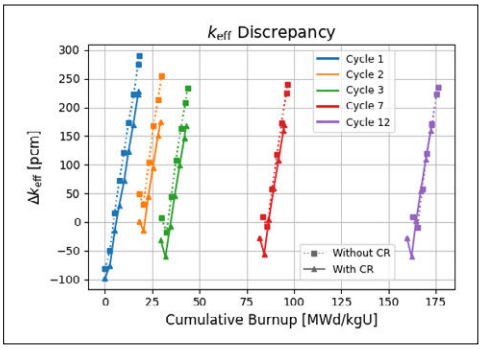


Figure 9:
k_{eff} discrepancy during a core-follow analysis between SIMULATE5 and consistent Serpent Monte Carlo model for a (3 × 3) toy model.

Furthermore, in the framework of the EURATOM EASI-SMR project, the comparison of the CASMO5/SIMULATE5 performance vs. nTRACER for modelling of the PRATIC soluble-boron-free (SBF) SMR core at the beginning of life (BoL) was done. Serpent2 code was also employed at PSI for a reference solution. Figure 11 shows representative results. It was found that nTRACER models can achieve good agreement with the Monte Carlo solutions of Serpent2. Note that different nuclear data libraries were employed: ENDF/B-VII.1 -based for SIMULATE5 and ENDF/B-VII.0 -based for nTRACER (as provided by the code developer SNU). The nodal code SIMULATE5 shows larger discrepancies on the cases where there exists strong absorption material, which indicates the challenges on modelling the SBF LW-SMR cores using the two-step methods.

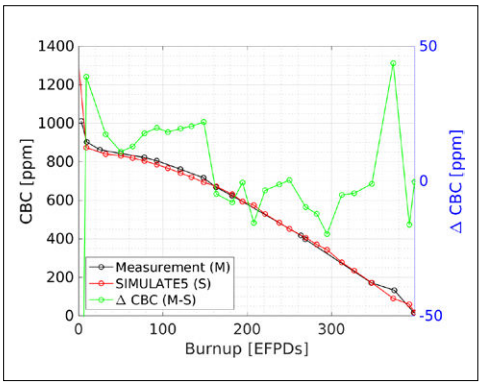


Figure 10:
CBC for TVA WB cycle 1 depletion.

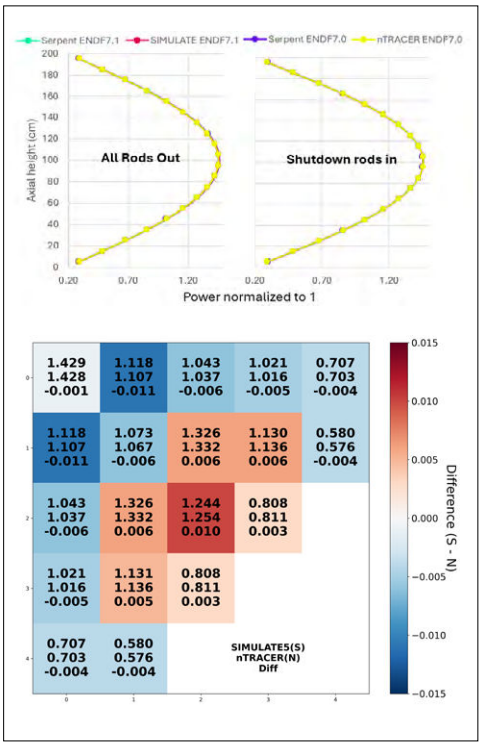


Figure 11:
PRATIC core axial power distribution comparison when control rod banks are inserted (top) and radial power distribution for HFP ARO case (bottom).

Fuel Modelling and Safety Criteria

Within the context of Swiss operated fuels, a primary goal this year was to study the effect of the pellet cracking pattern for chromium doped (CD) fuels on the pellet cladding mechanical interaction (PCMI) during reactivity insertion accidents (RIA). A thorough investigation was carried out concerning the unexpected failure of a fuel rod with Westinghouse's advanced doped pellet (ADOPT) fuel during a RIA test in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR), which occurred at an enthalpy below the current Swiss safety limit. Independent data has suggested that radial cracks could propagate deeper to the pellet centre of ADOPT fuel. To investigate this, a 2D slice model (SLICE-DARIA) of the fuel in question was created in FALCON with a specially adapted pellet cracking pattern. The new model has been modified from the previous SLICE-DO model, which was previously used to study the effects of asymmetry in power distribution and heat removal on PCMI. The SLICE-DARIA model showed aggravation of the PCMI during a RIA transient in fuel with a radial crack propagating deeper into the pellet centre. The effect is caused by concentration of the cladding Strain Energy Density (SED). The calculated strain energy is concentrated on the opposite side of the crack, with the pellet pushing from the other side. Additionally, an effect of crack density in pellets on SED peaking was analysed. The strongest enhancement of SED has been shown for a single full-radius crack in a pellet (Figure 12). The current modelling justifies a previous proposal to reduce the failure limit for fuel rods with Cr-doped fuel pellets considering the early PCMI cladding failure in an RIA-tested rodlet with ADOPT.

Regarding chromium doped fuel behaviour during steady-state irradiation at elevated temperatures, past experiments from the DIDO reactor in the UK were analysed, com-

paring the behaviour of standard UO_2 and CD fuel during irradiation. The data and calculations have shown a tendency for lower fission gas release (FGR) and fuel swelling due to gaseous porosity in CD fuel than in standard UO_2 fuel at a low level of burnup. According to analyses with the latest GRSW-A model of the FALCON code, this tendency would remain at a higher burnup. Theoretically, an increase in the grain size of UO_2 fuel would significantly reduce the FGR; more than is observed in practice. The effect is partially counteracted in CD fuels due to the effect of chromium on fuel self-diffusivity and grain-boundary energy.

During 2025, STARS also continued to collaborate with EPFL on the development of the open-source 3D fuel behaviour code OFFBEAT. A large part of this collaboration has been in the context of the OperaHPC European Project. PSI started work on the development of a restart interface for OFFBEAT using data from FALCON simulations. The basic concept is to run upstream Falcon simulations for fuel rods of interest, and thereafter to zoom in and run 3D simulations for axial sections of interest using OFFBEAT. This required several new developments to retrieve data from Falcon and to translate, map and import this data in OFFBEAT. Examples include the exporting of permanent (plastic and creep) strain from Falcon, and the ability to run OFFBEAT with a user-supplied gap gas composition and pressure history (Figure 13). The current implementation is partially complete and has been verified to produce the correct initial and boundary condition data in OFFBEAT. Additional developments, testing, verification and validation are still required to finalise the restart interface. The corrosion models in OFFBEAT were restructured this year to facilitate user selection of separate models for normal operation (low temperature) and for accident analyses (high temperature). The EPRI/KWU/CE low temperature model for Konvoi and Pre-konvoi reactors, and the MATPRO low temperature models for BWR and BWR applications were implemented. Several high temperature oxidation models have also been implemented and tested. Extensive efforts have also been made this year to expand and improve the OFFBEAT documentation and V&V test cases.

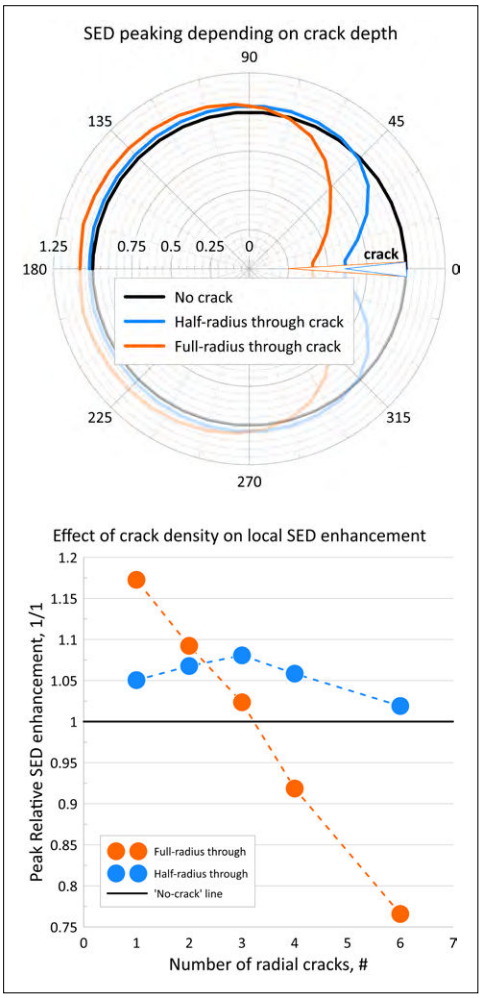


Figure 12: Effect of pellet cracks on SED in cladding slice during power pulse of RIA.

During the year, STARS also continued to participate in the international benchmark SPIZWURZ, co-organized by GRS and KIT. The aim was to predict thermomechanical and hydrogen behaviour in cladding samples submitted to simulated dry storage conditions. The test involved 20 hydrogen-charged rods made of Zircaloy-4, DX D4, and Optimized ZIRLO™. All the rods were simulated at PSI with the codes Falcon/HYPE and OFFBEAT. Results show that both codes sufficiently accurately predict hoop strain in Zircaloy-4 (Figure 14). For DX D4, Falcon matches the experimental data well, while OFFBEAT tends to overpredict the strains. In the case of Optimized ZIRLO™, both codes

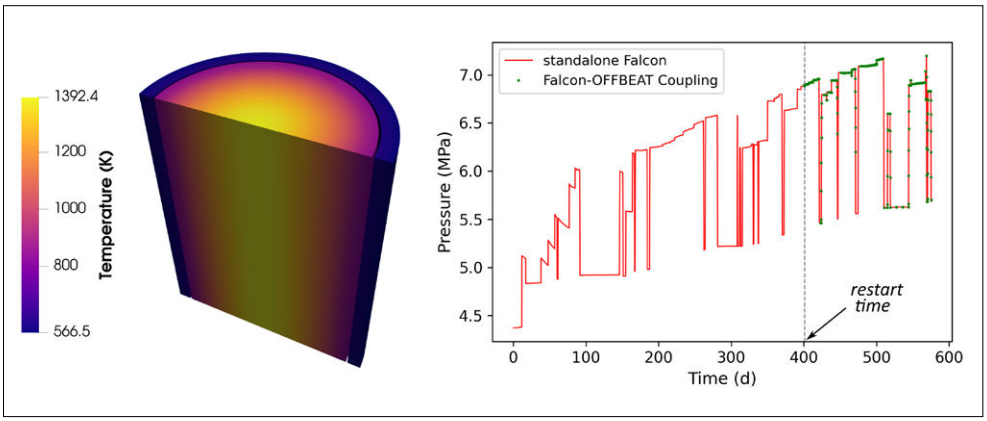


Figure 13: Initial verification of the Falcon-to-OFFBEAT restart interface.

significantly underestimate the measured strain, pointing to the need for improved thermo-mechanical modelling for this material.

Related to dry storage, efforts were also undertaken to model and study the transfer of fuel from pools to dry casks and back to pools. Something hereinafter referred to as the Wet-To-Dry-To-Wet (W2D2W) transfer procedure. This procedure involves vacuum drying, transfer to an external storage pool and reflooding. The high cladding temperature and stress during the drying and transport in combination with quick reflooding could potentially lead to the precipitation of radial hydrides and a subsequent deterioration of the cladding mechanical properties. Hence, using the FALCON/Hype methodology developed in previous years, the impact of the drying, transfer and reflooding periods on the concentration and distribution of radial hydrides was studied. To this aim, a set of limiting rods were evaluated for multiple scenarios with regards to the duration of the various W2D2W stages. These studies allowed to evaluate the impact of the different phases, indicating that the reflooding speed/rate has the largest influence on the hydrogen behaviour. Furthermore, the analysis of the simulated dry storage scenarios showed that the maximum temperature obtained at the end of drying would govern the hydrogen migration into the liner.

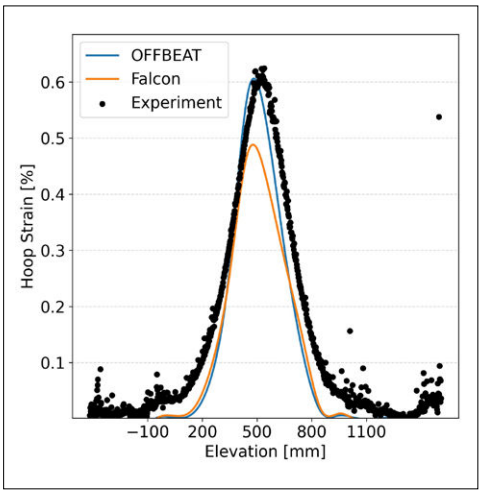


Figure 14: Hoop strain in one of the Zircaloy-4 rods studied within SPIZWURZ at the end of the bundle test experiment calculated with Falcon (in orange) and OFFBEAT (in blue) and compared to the experimental data.

Multi-Physics Simulations

Concerning multi-physics, the primary activity during 2025 was to continue developments related to high-resolution PWR reactor core simulations based on the nTRACER 3-D core solver with the CTF sub-channel code. In this context, focus was given to establish a hybrid scheme where CTF would be replaced by reduced order models based on Machine Learning (ML) in the perspective of enabling an acceleration of the nTRACER core calculations and deployment on GPU cluster architectures. To this aim and in collaboration with North Carolina State University, detailed CTF calculations were performed to train Artificial Neural Network (ANN) models to predict the local thermal-hydraulic (T/H) feedback (i.e. coolant properties) in nTRACER calculations Although these ANNs were established using the OECD/NEA TVA

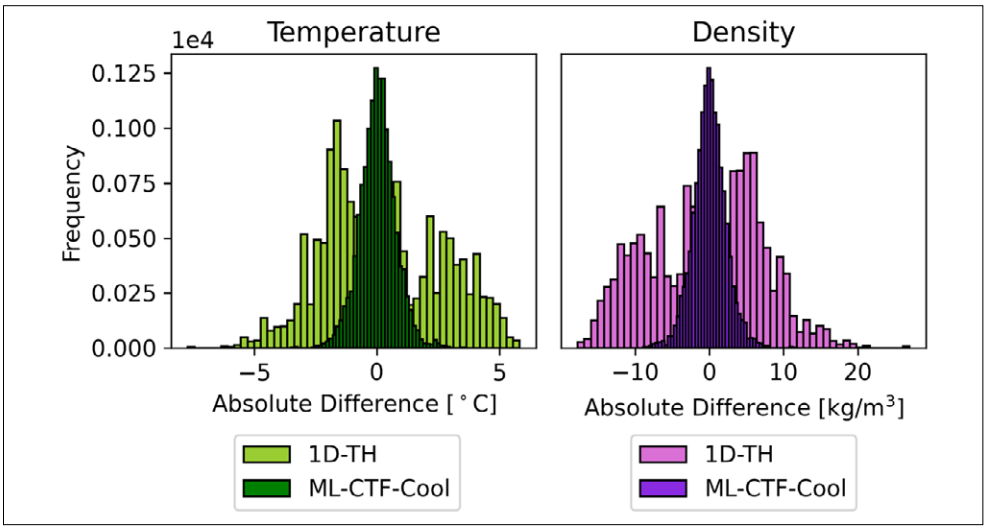


Figure 15: Distribution of the absolute error of the developed ML model and the 1D-TH solver of nTRACER for the local coolant temperature and density over the 3D quarter core (Case '0' of the TVA WB1 HFP exercise).

WB1 benchmark (PWR) as situation target, the development and optimization of the ANNs was made such as to ensure a methodology applicable to different PWR cores. To assess the results, the local coolant properties (temperature and density) predicted in the nTRACER 3-D core calculations when using the CTF trained ML models (ML-CTF) for the TH calculations were compared to those obtained when using instead the simplified 1D TH solver of nTRACER. In both cases, the results were compared to the coolant properties obtained from fully coupled high-resolution nTRACER/CTF calculations. Overall, this showed that the ML models could reproduce CTF based solutions with satisfactory and higher accuracy than the 1D TH model. (Figure 15). The ML approach was also found to provide a four to fifteen times faster computational speed compared to fully coupled nTRACER/CTF solutions while remaining slower than stand-alone nTRACER based on 1D TH calculations.

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 the "Nuclear Computation Laboratory" course on reactor simulations.

International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework supported by SBFI, including EVEREST (reactor pressure vessel fluence assessment), EASI-SMR and SANE (R&D on Small Modular Reactors), EURAD-II (used nuclear fuel), SCORPION (advanced nuclear fuels) and OperaHPC (fuel behaviour). In addition, STARS collaborates on safety research with other technical safety organisations of the ETSON network. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order pin-by-pin transport, STARS collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K), Seoul University (nTRACER), Oak Ridge (VERA) and University of Michigan (MPACT). On the fuel modelling side, STARS continued to collaborate with EPRI on Falcon V1 code development and the with EPFL on the development of the 3-D solver OFFBEAT.

Plant System and Thermal-Hydraulics	Continue development and validation of TRACE for improved modelling of reflood phenomena
	Verification and validation of TRACE and APROS codes through participation in OECD/NEA and European projects
	Continue development, improvement, and validation of coarse-mesh CFD models for capturing the effects of spacer grids in single-phase flows
Core Behaviour and Reactor Physics	Assessment of C5/S5 performance for WB-1 and Pratic benchmarks
	nTRACER HiRe modeling of KKB1 and Pratic cores
	Transition to SIMULATE-5K for BWR Stability Analyses
	Higher Resolution BWR Core Simulations
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Further development and validation of the F2F coupled code system for standard and doped UO2 fuels based using SCIP experimental data
	Continue development of OFFBEAT towards multi-scale fuel calculational schemes
	Continued participation in the SPIZWURZ dry storage benchmark using Falcon/HYPE and OFFBEAT
Multi-Physics	Assessment of KRAKEN for MC-based Multi-Physics Analyses Swiss LWRs
	Complete planning and preparation for TRACE/S5K coupling development in collaboration with Studsvik

Table 2: Perspectives 2026.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

During 2025, satisfactory progress was achieved with regards to most of the project research goals. Some of the objectives could however not be achieved, in particular with regards to MPACT, due to complicated licencing as well as computational architecture requirements, and to multiphysics uncertainty analyses due to lack of resources in the core physics area. On the other hand, research and development related to dry storage was undertaken within STARS in order to complement dedicated ENSI projects in this area. Concerning perspectives, it must be noted that 2025 constituted the last year of the current ENSI/STARS research project phase. A renewal of the project for years 2026–2028 was therefore recently agreed upon. And in this context, the specific objectives planned for 2026 are as follows.

Publications

■ O. Al-Yahia, I. Clifford, and H. Ferroukhi, **Thermal hydraulic analysis of PKL facility during Multi-Steam Generator Tube Rupture (MSGTR),** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ O. Al-Yahia, I. Clifford, and H. Ferroukhi, **Evaluation of Accident Management (AM) actions in a Westinghouse 2-loop PWR during MSGTR using best estimate approach with TRACE v5p8 code,** Progress in Nuclear Energy 188 (2025) 105885.

■ K. Nikitin, I. Clifford, H. Ferroukhi, **BWR-6 LOCA modeling with TRACE,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ G. Perret, I. Clifford, and D. Mora Mendez, **Pressurized Thermal Shock Analysis with Uncertainty Propagation for the APAL Project Using TRACE and FAVOR,** Nuclear Technology, 211(12), 2929–2946, 2025.

■ E. Fogliatto, I. Clifford, A. Vasiliev, A. Dokhane, H. Ferroukhi, **Verification of practical modeling approaches of an MSLB event simulation: A CFD contribution,** Annals of Nuclear Energy 222 (2025) 111572.

■ E. Fogliatto, and I. Clifford, **Coarse mesh CFD simulations of rod bundle flows,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ I. Clifford, K. Nikitin, A. Cherezov, A. Gorzel, M. Wolff, J. Dus, H. Ferroukhi, **Development of a transient critical power ratio methodology for cycle specific BWR reload analysis,** Annals of Nuclear Energy 226 (2026) 111902.

■ F. Alsafadi, X. Wu, **Evaluating the Performance of Diffusion Models for Scientific Data Augmentation – a Case Study with Critical Heat Flux,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ A. Dehbi, O. Al-Yahia, L. Si Salah, M. Aksouh, **Validation of a CFD Model for Forced Convection Vapor Condensation in the Presence of a Noncondensable Gas under Conjugate Heat Transfer Conditions,** Proc.

International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ J. Freixa, V. Martinez-Quiroga, A. Talha, F. Alblouwy, M. Vernassiere, G.Mianne, S. Buchholz, J. H. Lee, B-G. Huh, O. Al-Yahia, D. Blanco de las Muelas, M. Johansson, S. Schollenberger, L. Dennhardt, M. Sanchez-Perea, M. Adorni, **Benchmarking on the Performance of System Codes to Reproduce a Long SBO Sequence with the Actuation of a Passive Heat Removal System,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ M. Adorni, A. Bousbia Salah, S.P. Shollenberger, L. Dennhardt. O. Al-Yahia, A. Del Nevo, **Experimental Test Results of the ISP-52: NEA/ETHARINUS Project Contribution to DEC-A Safety Assessment,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.

■ I. Gomez-Garcia-Torano, M. Vernassiere, S. Schollenberger, L. Dennhardt, A. Wielenberg, S. Buchhlotz, M. Polidori, F. Lahovsky, O. Al-Yahia, M. Montout, **Experimental and Numerical analysis on Safety Condenser transient performance based on P1.2 experiments at the PKL facility,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025

■ I. Gomez-Garcia-Torano, S. Schollenberger, L. Dennhardt, A. Wielenberg, M. Vernassiere, S. Buchholz, O.S. Al-Yahia, E. Garcia, M. Polidori, N. Sobecki, F. Lahovsky, F. de-Bouet-du-Portal, G. Grippo, M. Montout, **Experimental and numerical analysis on safety condenser performance based on P1 experiments at the PKL facility,** Nuclear Engineering and Design, Volume 438, 2025, 114016.

■ A. Cherezov, V. Fournier, A. Vasiliev, J. Dus, H. Ferroukhi, **Artificial neural networks for nuclear power: Analysis of boiling water reactor control rod patterns in the startup range,** Progress in Nuclear Energy 191 (2026) 105997.

■ G. Ronchi, **Application of Machine Learning Methods for Evaluation of Limiting Control Rod Patterns in BWR,** ETHZ/PSI Semester Project, January, 2025.

■ A. Dokhane, **CMSYS KKL Models V.2.3.1 and V.3.0.1: Verification and Validation up to Cycle 38,** PSI Technical Report TM-41-23-24 V.0, March 25, 2025.

■ M. Papadionysiou, G. Delipei, M. Avramova, H. Ferroukhi, K. Ivanov, **High-resolution predictions of the coolant properties for the 3D PWR core with artificial neural networks based on CTF,** Nuclear Engineering and Design 442 (2025) 114261.

■ M. Papadionysiou, Y. Bilodid, E. Fridman, A. Pautz, M. Hursin, **Verification of nTRACER/COBRA-TF with Serpent2/SUBCHANFLOW for full core high fidelity high-resolution analysis of VVERs,** Nuclear Engineering and Design 433 (2025) 113855.

■ S.-J. Kwon, M. Papadionysiou, P. Rouxelin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, M. Hursin, H.-J. Shim, **Verification of the nTRACER/CTF code system for full core high resolution cycle analysis with the OECD/NEA TVA Watts Bar Unit 1 benchmark,** Annals of Nuclear Energy 220 (2025) 111532.

■ A. Cherezov, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, **Towards high-fidelity high-resolution modeling of a BWR fuel assembly by CASMO-5,** Annals of Nuclear Energy 213 (2025) 111072.

■ M. Papadionysiou, G. Delipei, M. Avramova, H. Ferroukhi, K. Ivanov, **High-Resolution Predictions of the Fuel and Cladding Temperatures for the 3D PWR Core with Artificial Neural Networks trained on CTF,** M&C 2025 – International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering. Denver, USA, April 27-30, 2025.

■ S. Maccario, G. Robertson, E.L. Brunetto, A. Scolaro, M. Hursin, **Preliminary Sensitivity Analysis of Time-Dependent Code Outputs in Fuel Performance Models Using OFF-BEAT for Future Calibration,** M&C 2025 – International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering. Denver, USA, April 27–30, 2025.

■ S. Maccario, G. Robertson, D. Timpano, A. Scolaro, M. Hursin, **Limitations of traditional Bayesian calibration techniques for fuel**

performance codes, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2025), Antibes, France, September 17–19, 2025.

- F. De Martino, **Development of a Monte Carlo core follow of a toy reactor,** EPFL/ETHZ Master Thesis Report, August 28, 2025.
- B. Torrente, **Decay Heat Calculation for the 0E2 Case: SERPENT2 including Uncertainties,** EPFL/ETHZ Master Thesis Report, August 28, 2025.
- D. Rochman, **Validation of BWR core follow models for 140La content,** PSI Technical Report TM-41-25-13 V.0, July 14, 2025.
- H. Ferroukhi, **Hypercube Strategy for the Validation and Qualification of CMSYS Core Analysis Methodologies,** PSI Aktennotiz AN-41-20-16, July 8, 2025.
- A. Gorzel, J. Dus, K. Macku, J. Ulrich and G. Khvostov, **Introduction of New Limits for Reactivity Initiated Accidents in Switzerland,** TopFuel 2025 Conference, Nashville TN, USA, October 5–9, 2025.
- G. Khvsotov, **Interpretation of CIP RIA tests with PWR high-burnup fuel,** PSI Technical Report TM-41-24-32 V.0, April 20, 2025.
- C. Cozzo, P. Konarski, G. Khvostov, B. Mervin, H. Ferroukhi, **Implementation of dry storage models in Falcon: cladding creep, annealing of cladding irradiation damage, and fuel helium-swelling,** Progress in Nuclear Energy 187 (2025) 105859.
- P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, and H. Ferroukhi, **Fuel performance modeling of used nuclear fuel transfer between storage pools and its impact on dry storage,** Annals of Nuclear Energy 227 (2026) 111934.
- P. Konarski, **Impact of the W2D2W procedure on dry storage,** PSI Technical Report TM-41-25-02 V.0, March 25, 2025.
- L. Verma, I. Clifford, P. Konarski, A. Scolaro, H. Ferroukhi, **Analysing hydrogen behaviour in liner claddings using OFFBEAT fuel performance code,** Annals of Nuclear Energy, Annals of Nuclear Energy 222 (2025) 111559.
- L. Verma, **Hydrogen behaviour modelling in OFFBEAT within the OperaHPC Project,** PSI Memorandum SB-RND-ACT-018-22.010 V.0, August 28, 2025.
- L. Verma, **Falcon-OFFBEAT Coupling developments within the OperaHPC Project,** PSI Memorandum SB-RND-ACT-018-22.009 V.0, August 28, 2025.

Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation

Author and Co-author(s): Inés Mateos Canals, Tanja Eraerds, Jürgen Hartung
Institution: Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address: Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
+49 (89) 32004-417,
Ines.MateosCanals@grs.de, www.grs.de
Duration of project:
January 2020 to February 2025

Abstract

Probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants (NPP) reveal that accidents during non-power operation in pressurized water reactors (PWR) of western design contribute to a large extent to the integral core damage frequency. In this context, mid-loop operation is of particular interest for reactor safety for the following reasons: a permissible and partially necessary decoupling of the reactor protection system (RPS); the partial or complete unavailability of instrumentation and control (I&C) systems; an increased probability of errors or mistakes of the operating personnel due to high workloads together with a high importance of human actions within the scenario. A quantitative determination of the effectiveness of operator actions and the effect of their potential errors or mistakes on the thermal-hydraulic plant conditions are therefore one aim of the presented research activities. Such analyses require both deterministic and probabilistic investigations of the accident scenario.

By applying advanced dynamic PSA methods to perform an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) quantitative assessments of the effectiveness of operator actions for an accident in mid-loop operation are to be made. In order to demonstrate and enhance the **Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET)** method, it is applied for the event "failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system". Corresponding deterministic simulations are carried out using the thermal-hydraulic model of a generic 1300 MW PWR of western design and utilising the system code **ATHLET.**

The main topics addressed, and the results obtained in 2025 are:

- Assessment of the **MCDET-ATHLET** simulations
- Documentation of results, conclusions and lessons learned

Project goals

In the past, PSA of NPP revealed that there is a high contribution of accidents during non-power operation in PWR of western design to the integral frequency of hazardous states [1]. Since it is permissible to decouple the RPS in the operating states "cold subcritical/primary system pressure-tight closed" (C) and "cold subcritical/primary system not pressure-tight closed" (D) [2] in German plants, automatic interventions from numerous subsystems are strongly reduced in case of demand. In consequence the relevance of operator actions rises accordingly. Furthermore, a spurious actuation of the RPS can lead to a failure of the residual heat removal (RHR) during mid-loop operation when the RPS is not fully decoupled.

The coolant inventory in the primary system is significantly reduced during the mentioned non-operational states compared to system states in full operation. This boundary condition as well as the partial or complete unavailability of I&C systems and a possibly increased error probability of the plant operators due to high workload make the investigation of the operating states C and D and especially the system state mid-loop

operation particularly relevant from a safety perspective. Because human actions are of high relevance in this situation, a quantitative assessment of the effectiveness of operator actions and their impact on the thermohydraulic phenomena within the plant is of high importance for reactor safety.
Such analyses require both deterministic and probabilistic analyses of the accident scenario. In recent research activities ([3], [4]) the dynamic PSA method **MCDET** (Monte Carlo Dynamic Event Tree) has been developed to perform an integral deterministic-probabilistic safety analysis (IDPSA). **MCDET** is a combination of Monte Carlo simulation and the dynamic event tree method which can be used to analyse and quantify the influence of uncertainties (aleatory and epistemic) on the behaviour of dynamic systems in the course of time. In particular, this involves the random timing and order of stochastic events and their effect on the course of a dynamic process. In addition to **MCDET, Crew Module** [4] has been developed to model and simulate time-dependent human actions that may depend on system states and stochastic influences.
One of the aims of this research project is to demonstrate the analytical capabilities of an IDPSA with **MCDET** and to show what kind of probabilistic output can be achieved with these methods. For this reason, a full IDPSA was carried out in the final phase of the project.
This research project has derived probabilistic assessments of the effectiveness of human actions in mid-loop operation for a specified accident scenario. This includes the identification of critical points in the course of the action sequences and the determination of time safety margins when they have been performed. In addition, different sequences of events and the resulting system states, as well as their frequency of occurrence, were determined.
Deterministic thermohydraulic studies have been performed using the system code **ATHLET.** The thermohydraulic model used represents a generic 4-loop PWR of Western design with an electrical output of 1300 MWel, adapted for mid-loop operation and a power of 26.07 MW, i.e., about 20 hours after reactor shutdown.
The project is subdivided into the following four phases:

Phase 1: Adaptation of a generic 4-loop PWR thermohydraulic model to carry out MCDET analyses

As a basis for the work to be carried out, a generic 4-loop PWR thermohydraulic model, optimized for mid-loop operation, was revised to meet the specific requirements of a **MCDET** analysis. This included the parametrization and integration of interfaces for external control via the **MCDET** analysis tool. This project phase also included quality assurance of the thermohydraulic model and plausibility control simulations to verify the expected system behaviour and simulation stability.

Phase 2: Assessment of aleatory uncertainties of relevant human action times of a suitable accident scenario and specification of probabilistic input data for the MCDET tool

The accident scenario "failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system" was identified and selected because it has a high level of safety relevance in the sense of a major contribution to the hazardous state frequency and is characterized by operational sequences of sufficient complexity. An operator action model (OAM) was derived including aleatory uncertainties for human action execution times, human error probabilities (HEP), and dependencies of human actions on stochastic influences and/or system and process states.
These human action sequences, generally dependent on stochastic influences, were decomposed into activities to be performed by the plant operators. The specified activities were assigned execution times that the operators need to perform them. The quantification of HEPs is based on the human reliability methods "Accident Sequence Evaluation Program (ASEP)" [5] and "Technique for

Human Error Rate Prediction (THERP)" [6]. The assessment of execution times was performed by expert judgement in combination with ASEP. Due to random temporal variations, the execution times of relevant activities affecting the ongoing physical process were considered as random variables (aleatory uncertainties) following a certain probability distribution. These probability distributions were determined for the OAM using **Crew Module.** Relevant dependencies of action sequences on stochastic influences and/or system and process states were identified and modelled. The result of the **Crew Module** calculations provides part of the **MCDET** input for the subsequent IDPSA in combination with the deterministic system code **ATHLET.**

Phase 3: Performance and evaluation of the MCDET analyses

The time-related probability distribution functions determined in Phase 2 of the project were used as input for **MCDET** in form of aleatory uncertainties to analyse the influence of time-varying human actions on the process dynamics. Using a suitable sampling procedure, random samples from these distributions were incorporated into the dynamic simulation process by integrating the simulated data into the revised input deck of the thermohydraulic model from Phase 1 of the project. The IDPSA was then carried out using **MCDET** in combination with the deterministic simulation code **ATHLET.** The output data of the IDPSA was statistically analysed, focusing on specific objectives related to the safety of the plant and the effectiveness of the measures taken by the operators. The influence of discrete and continuous aleatoric uncertainties on the objectives was studied, together with the conditional probability density functions associated with the variables described above. The results of the post-processing were prepared for documentation and publication.

Phase 4: Development of the IDPSA methodology and tools

Earlier phases of the project made it clear that the high level of complexity of the present IDPSA required better tools and methods for both the preparation of the **MCDET** input and the assessment of the results. In this last phase, added during the project, these tools and methods were conceptualised and developed: First, the **EventTreeViewer,** a tool to simplify the evaluation of a simulation, allowing faster feedback loops in the development of customized IDPSA models; second, the **Mock-up Simulator,** a tool to detect logic errors in the definition of branches more quickly and third, an improved methodology or systematization of the approach to an IDPSA with **MCDET.**

Work carried out and results obtained

Towards Phase 3

The coupled **MCDET/ATHLET** simulation resulted in a set of 98 dynamic event trees (DETs) for the transient calculation of the postulated initiating event [7]. The sequences in each DET share a set of values for each of the discrete and continuous aleatory uncertainties considered in this IDPSA [8], values that were randomly selected based on probabilistic density functions calculated by **Crew Module** [9], [10]. The DETs comprise 12653 simulations or sequences, of which 11588 have been considered for the final assessment [11].

The following target variables were studied:

- Coolant entry into the containment: timing and quantity
- Possible system end states: timeout, primary/secondary design pressure and core damage
- Timing of each end state
- Time margins for actions: How long after the operator actions (OA) are undesirable end states reached? How much faster should the personnel have acted to avoid undesired end states?
- Probability distributions associated with the target variables

Feature	Explanation	Value
RHR	Number loops with commissioned RHR	Number loops with RHR (0 to 3)
LPLD	Low-pressure letdown station	0: not opened / 1: opened
HPLD1	High-pressure letdown station 1	0: not opened / 1: opened
HPLD2	High-pressure letdown station 2	0: not opened / 1: opened
LPI	RHR/low-pressure pump injection	0: no LPI 1: LPI in more than one loop for part of the simulation 2: LPI in more than one loop until the simulation ends 3: LPI in all loops until the simulation ends
PRZV	Pressuriser valves: ■ Relief valve (PRZ-RV) ■ Safety valve (PRZ-SV) Failure mode and last valve to fail	Value = 0: no failure Value < 0: open failure Value > 0: closed failure Abs(value) = 1: PRZ-RV fails last Abs(value) = 2: PRZ-SV1 fails last Abs(value) = 3: PRZ-SV2 fails last
#PRVC	Number of pressuriser valve demand cycles until failure or end of simulation	#PRZ-RV cycles + #PRZ-SV1 cycles + #PRZ-SV2 cycles
MSV	Main steam valves: ■ Relief control valve (MS-RCV) ■ Safety valve (MS-SV) Failure mode and last valve to fail	Value = 0: no failure Value < 0: open failure Value > 0: closed failure Abs(value) = 1: MS-RCV fails last Abs(value) = 2: MS-SV fails last
EBPO	Extra borating pumps switched off	0: no / 1: yes
EBSV	Extra borating system backflow valves	1: available / 0: unavailable
EFWP	Emergency feedwater pump	-1: not demanded / 0: unavailable / 1: demanded available

Table 1: Features defined for the analysis.

Feature engineering

Feature engineering has been fundamental for the assessment of the IDPSA results. Features or categorical variables describe the success or failure of OAs and the availability or status of systems and components. All defined features are summarized in Table 1.

The assessment of this IDPSA aims to focus slightly more on the actions of the operators than on system or component performance. Several target variables are therefore linked not only with the OAs in general, but specifically to the last OA and the time when it is executed. It was further differentiated between "last OA" and "last successful OA", a consideration that proved very relevant to the interpretation of the results when it comes to the commission of the RHR and the LPLD [11].

Coolant entry into the containment

Figure 1 shows the decision tree for the target variable "coolant entry into the containment", that is, whether the bursting disks in the pressuriser relief tank burst and release coolant to the containment. The tree includes small statements about both OAs and components, located at branching points, branching towards the right means that the statement is true, branching towards the left, that it isn't.

The recommission of the residual heat removal (RHR) is the OA with the most influence on the target variable, visible at the top of the tree, the position highest in the hierarchy that it represents. If the recommission is successful, sequences with open failure of the pressuriser relief valve (PRZ-RV) lead to coolant entry (91 sequences) while sequences in which the valve doesn't fail don't (2003 sequences).

If the recommission of the RHR is unsuccessful, sequences in which the heat can't be evacuated via steam generator (SG), be it because the emergency feedwater pump (EFWP) is unavailable or never needed, lead manly to coolant entry (6235 sequences). If the water level in the SG drops and the EFWP is demanded and available, the OA "High pressure letdown (HPLD) opening" influences the target variable. If one or both HPLD stations are opened and the main steam relief control valve (MS-RCV) doesn't fail closed, there is no coolant entry (760 sequences), if it does fail closed, there is (416 sequences). If no HPLD station is opened, the OA "Extra borating pumps (EBPs) shutoff" allows the identification of cases with coolant entry, if the EBPs are not switched off manually (1040 sequences). As was the case before with the EFWP (60 sequences), cases without manual

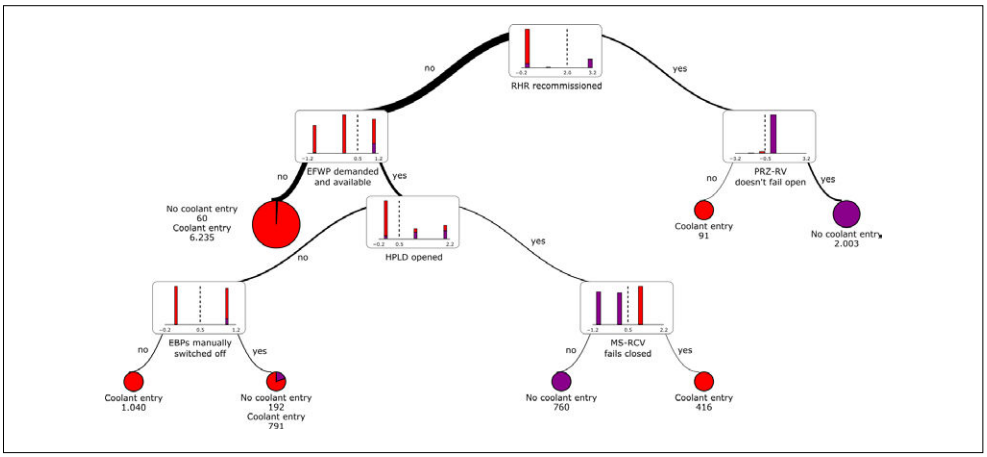


Figure 1: Coolant entry into the containment: decision tree.

shutoff of the EBPs lead to a mixed group of results with and without coolant entry (791 sequences with and 192 sequences without). While most sequences could be classified in terms of coolant entry into the containment by means of discrete parameters, the two mixed groups of the tree may only be similarly classified by the time when the EBPs are manually switched off by the operators, a continuous parameter. If the EBPs are switched off sooner, coolant release in the containment may be avoided, the later the pumps are switched off, the more probable the coolant release.

Timing of coolant entry into the containment

The previous section focuses on whether coolant entry would take place in a simulation. The focus of this subsection lies on the sequences in which coolant is released to the containment and its timing. The event sequences were classified by discrete uncertainty factors based on their 'random forest feature importance' [12]. The random forest feature importance is based on the Gini importance, which measures the total reduction of the Gini impurity of the dataset when a particular feature is used for splitting the dataset. The lower the Gini impurity the better the separation between the different components of the dataset. The opening of the HPLD proved to be the most relevant OA and was therefore used as the first factor for the classification of the results. Sequences in which the HPLD was opened generally lead to later bursting of the rupture disks in the relief tank and coolant release. If at least one HPLD station is opened, the coolant release will occur later, regardless of whether the EBPs are switched off or not. Furthermore, if the MS-RCV does not fail closed, the coolant release occurs later. If, on the contrary, no HPLD station is opened, switching off the EBPs delays the coolant release. The analysis also revealed that, if coolant is released to the containment but the MS-RCV does not fail closed, the EFWP has failed. If coolant is removed by the HDR, there is release only if the attempt to restart the RHR fails. This analysis is represented by the ECDF plot in Figure 2.

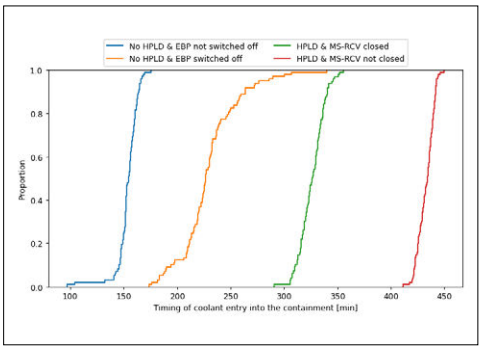


Figure 2: ECDF plot for the time when coolant enters the containment.

Amount of coolant entry into the containment

For the evaluation of the amount of coolant released to the containment, the most significant influence observed was the injection of the LP/RHR pumps, be it either because

the RHR was successfully commissioned or because the primary pressure dropped below the feed pressure of the RHR pumps, and they are again able to inject water into the cold leg. The second option is only possible if a PRZ valve fails open. The label "LP injection'' refers to either of these options. The open failure of the PRZ valves, which already revealed itself to be fundamentally linked to coolant entry in the containment, is the second uncertainty to influence the amount of coolant released.

The ECDF plot can be seen in Figure 3, results have been grouped as follows:

- Sequences with either no LP injection or no PRZ valve failing open, which lead to the least possible amount of coolant in the containment.
- Sequences with an open failure of the PRZ-RV and LP injection and sequences with an open failure of a PRZ-SV and low LP injection, which led to slightly more coolant in the containment.
- Sequences with an open failure of a PRZ-SV and LP injection. The last group of sequences showed the broadest distribution of results, leading to the highest amounts of coolant in the containment.

Further analysis of the sequences with LP injection and open PRZ valves indicated an inverse relationship between the time when the valve fails, and the amount of coolant released. Additionally, runs in which the heat evacuation via primary or secondary side was unsuccessful (that is, unsuccessful RHR commission and unrequested or unavailable EFWP) led to the highest amounts of coolant release.

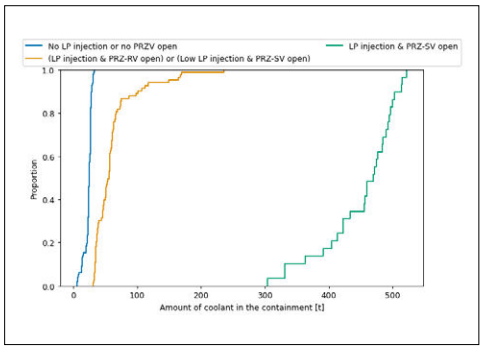


Figure 3: ECDF plot for the amount of coolant released to the containment.

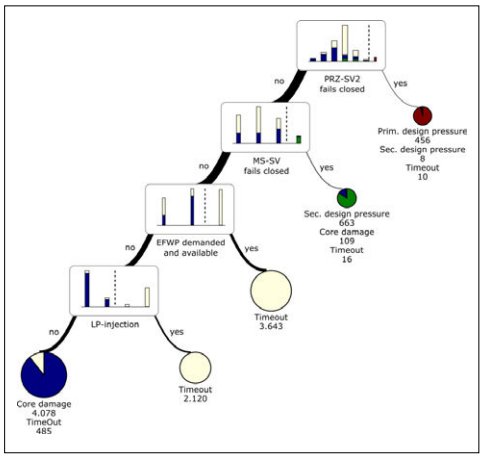


Figure 4: End state: decision tree.

System End States

The end states that have been defined for the assessment of the results are timeout, primary and secondary design pressure, and core damage [11]. It bears repeating that the timeout end state is defined as neither design pressure nor core damage happening during the first 50 000 s after the event starts. System availabilities, together with the OA "RHR commission", have been found the main factors influencing the final state. The structure of the first two levels from the top of the decision tree shown in Figure 4 follows naturally from the definition and characteristics of the end states – primary or secondary design pressures can only be reached if the PRZ-SV2 or the MS-SV, respectively, fail closed (456 and 663 sequences, respectively). In these cases, it is difficult to classify all sequences, both groups showing impurities in the form of other possible end states. More detailed assessment is presented in the subsequent discussion.

On the third level of the tree is the availability of the EFWP, if the pump is demanded and able to fill up the steam generator, sequences reach the simulation end time or timeout in a controlled state (3643 sequences). If the pump is either unavailable or remains unrequested, both indicators that the decay heat is not evacuated via secondary side, the LP injection is key. Sequences with either successful RHR commission or enough coolant injected by the RHR pumps reach timeout

(2120 sequences), the rest lead mainly to core damage (4078 core damage vs. 485 timeout sequences).

Last successful OA

The effect of the last successful OA was assessed with focus on the probability of reaching a certain end state. The most important conclusions of the assessment are:

- If the RHR is successfully commissioned, a controlled end state (timeout) occurs.
- If the RHR and LPLD are not commissioned and a PRZ valve fails open, the other OAs reduce the probability of reaching a controlled end state/timeout.
- If the RHR and LPLD are not commissioned:
  - the last successful action influences which end state is reached,
  - If the last successful action is to open a single HPLD, the probability that the secondary design pressure will be reached increases.
- There is no significant dependency between the time of commissioning of the HPLD and the probability of a timeout as the final state.
- To ensure that the commissioning of the RHR without previous opening of at least one HPLD is successful, the OA should be taken no later than 60 minutes after the start of the incident.
- Timeout is also reached if the RHR is commissioned after 100 min if the pressure reduction by one or two HPLD was successful.

Prime implicants [13] have been identified for the end states primary and secondary design pressure. Prime implicants are minimal sets of process parameter values and/or component availability or failure states that are sufficient to lead to a particular end state. These prime implicants not only include system availabilities but also the critical timing of events (component failures or human actions), which is one of the potential gains of a Dynamic PSA, as it allows to quantify these time thresholds based on simulations.

Primary Design Pressure

The prime implicants for this end state are summarized in Table 2 based on the features defined in Table 1, additionally, the times when the PZR and MSV valves fail and the difference between them have also been found to influence the end state. The reader may see that, besides the closed failure of all PRZ valves (PRZV = 3), all cases share an unsuccessful commission of the LPLD and RHR (LPLD = RHR = 0).

Regarding the time at which the end state is reached, the analysis of the results led to the following observations:

- the higher the number of PRZ valve demand cycles until failure (#PZRV), the later design pressure is reached,
- design pressure is reached more quickly if no action is taken and the EBS valves are unavailable,
- commissioning the HPLD delays the onset of primary design pressure.

Secondary Design Pressure

The prime implicants for this end state are summarized in Table 3 based on the features defined in Table 1, additionally, the times when the PZR and MSV valves fail and the difference between them have also been found to influence the end state. The reader may see that, besides the closed failure of all MS valves (MSV = 2), all cases share an un-

ID	LPLD	RHR	HPLD1	EBSV	PRZV	MSV	EFWP	t_{PRZV}	t_{PRZV}-t_{MSV}
1	0	0	0	0	3	0	0	> 425 min	*
2	0	0	0	0	3	0	*	< 425 min	*
3	0	0	1	1	3	0	0	*	*
4	0	0	0	0	3	-1	*	*	*
5	0	0	*	1	3	-1	0	*	*
6	0	0	0	0	3	1	0 & -1	*	*
7	0	0	1	1	3	1	0 & -1	*	*
8	0	0	*	*	3	2	*	*	< 30 min

Table 2: Prime implicants for the end state "Primary Design Pressure".

ID	LPLD	RHR	HPLD1	EBSV	PRZV	MSV	EFWP	tPRZV-tMSV
1	0	0	*	*	0	2	*	*
2	0	0	*	*	1 & 2	2	*	*
3	0	0	*	1	-1	2	*	> 40 min
4	0	0	*	1	3	2	*	> 20 min

Table 3: Prime implicants for the end state "Secondary Design Pressure".

successful commission of the LPLD and RHR (LPLD = RHR = 0).
This end state is most likely if the PZR valves do not fail at all (ID 1) or the PZR-RV or -SV1 (ID 2) fail closed, with the probability of ID 1 and ID 2 of similar magnitude and a factor 10 higher in magnitude than that of ID3 and a factor 1000 higher in magnitude than that of ID 4. If the PZR-RV fails open (ID 3), the time interval between failure of the last PZR valve and MS valve (t_{PRZV}-t_{MSV}) determines the final state,

- If the time interval is less than 40 minutes, core damage is more likely.
- If the time interval is more than 40 minutes and the EBS valves are available, the likelier result is secondary design pressure.
- If the time interval is more than 40 minutes and the EBS valves have failed, a timeout is likelier.

If the PZR-SV2 fails closed (ID 4), the time interval between failure of the PZR and MS valves determines the final state:

- If the time interval is more than 20 minutes, secondary-side design pressure is the dominant outcome.
- If the time interval is less than 20 minutes, design pressure on the primary side is the dominant outcome.

Regarding the time at which the end state is reached, the analysis of the results led to the following observations:

- Commissioning one HPLD can accelerate the onset of secondary design pressure.
- The unlimited injection of the EBS, on the other hand, delays the onset of secondary design pressure.
- If no OA is taken and only the PZR-RV fails closed, the time at which the secondary design pressure is reached is indirectly proportional to the time at which the valve fails.

Core Damage

If the decay heat cannot be dissipated either by the RHR or by the secondary side, the core will eventually be exposed. Sequences with this end state can be further classified into two groups: those in which the PZR valves fail open and those for which the PZR valves fail closed or not at all. In case of a closed failure of the pressuriser valves and no failure of the MS-SV, timeout is the dominant end state, with a conditional probability a factor 100 higher than that of core damage. In sequences in which the PZR valves fail closed and the water level in the steam generator drops, demanding the EFWP, timeout occurs if the pump is available, core damage if it fails.
In case of an open failure of a PZR valve, the main factors influencing the end state are the time of failure of the PZR valves, the LP injection and the manual shutdown of the EBPs. Furthermore, if the recommission of the RHR is unsuccessful, an early failure of the PRZ valves favours a LP injection, thus increasing the probability of timeout. In contrast, manual shutdown of the EBPs limits the coolant injection and thus increases the probability of core damage.
Regarding the time when the end state is reached, the analysis of the results led to the following observations on the condition that the RHR and LPLD are not successfully commissioned:

- If no PZR valve fails or a PZR valve fails closed, the onset of core damage is delayed and the closed failure of the MS-RCV further delays core damage.

■ If a PZR valve fails open, human actions accelerate the onset of core damage.

Time margins for operator actions

An IDPSA makes it possible to estimate the remaining time after the last OA, it was observed that:

■ If design pressure is reached on the primary side, available times < 300 min (5 h) can occur in approx. 1 % of cases.

■ If design pressure is reached on the secondary side, the available time is 450 min in most cases.

■ Before core damage occurs, the available time is < 480 min (8 h) in approx. 1 % of cases (with open failure of a PZR valve, commissioning the HDR1 further reduces the available time).

Summary of the effect of operator actions on the transient

The results confirm that the commissioning of the NKK and the NDR are the most important actions. If the RHR is successfully commissioned, a controlled end state (timeout) occurs. Even if the commissioning of the RHR takes place late (> 100 min), it still leads to a timeout. The most likely critical end state is a core damage with open failure of a PZR valve. Human actions can increase the probability of a core damage if the RHR is not successfully commissioned. Human actions can lead to an earlier occurrence of core damage. The critical end state that is most likely to occur is the primary design pressure in the event of a failure of the EBS backflow valves. Human actions can reduce the probability of reaching primary design pressure. If they are omitted and the EBS backflow valves fail, primary design pressure is reached more quickly on average.

Assessment 2025

The IDPSA was successfully finalised, and its results assessed with focus on all target variables identified in the early stages of the project. This project showcases **MCDET** capabilities and illustrates the added value that a dynamic PSA brings to safety analysis of NPPs by considering system/process interactions and uncertainties in the duration and timing of human actions and component failures. This allowed statements to be made about the critical timing of actions and failures. The complexity of the analysis spurred improvements in the **MCDET** methodology itself and led to the conceptualization and development of specific tools for both model building and evaluation of results. It should be pointed out that one of the merits of the analysis carried out is the wealth of simulation data produced. This data forms the basis of the derived results and could be used to train a more advanced machine learning model in the future, effectively compacting the derived knowledge and making it easily accessible for further study.

References

[1] S. Babst, et al.: **Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR,** GRS, Technical Report, GRS-A-3114, 2003.

[2] German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU): **Safety Requirements for Nuclear Power Plants,** Standard BAnz AT 30.03.2015 B2, 2015.

[3] M. Kloos, J. Peschke: **Improved Modelling and Assessment of the Performance of Firefighting Means in the Frame of a Fire PSA,** Science and Technology of Nuclear Installations, 2015.

[4] J. Peschke, et al.: **MCDET – Methode zur Integralen Deterministisch-Probabilistischen Sicherheitsanalyse,** GRS, Technical Report, GRS-520, 2018.

[5] A. D. Swain: Accident sequence evaluation program: **Human reliability analysis procedure,** No. NUREG/CR-4772; SAND-86-1996. Sandia National Labs., Albuquerque, NM (USA); Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA). Office of Nuclear Regulatory Research, 1987.

[6] A. D Swain, H. E. Guttmann: **Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications.** Final report. NUREG/CR-1278; SAND-80-0200. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA), 1983.

[7] S. Wenzel, J. Peschke, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation,** Part I, ENSI Research Report, ENSI-AN-11061, 2020.

[8] S. Wenzel, J. Peschke, F. Berchtold, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation,** Part II, ENSI Research Report, ENSI-AN-11284, 2021.

[9] I. Mateos Canals, J. Peschke, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation,** Part III, ENSI Research Report, ENSI-AN-11545, 2022.

[10] I. Mateos Canals, T. Eraerds: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation,** Part IV, ENSI Research Report, ENSI-AN-11545, 2023.

[11] I. Mateos Canals, T. Eraerds: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation,** Part V, ENSI Research Report, ENSI-AN-12210, 2024.

[12] I. L. Breiman: Random Forests. Machine Learning 45, 5-32, 2001.

[13] E. I. Ogunbiyi and E. J. Henley: **Irredundant forms and prime implicants of a function with multistate variables,** IEEE Transactions on Reliablity R-30, 36 sq., 1981.

Testing of the Adaptive Monte Carlo Simulation Methodology for Localising critical parameter ranges in LOCAs in BWR

Author and Co-author(s): Inés Mateos Canals, Tanja Eraerds
Institution: Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address: Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
+49 (89) 32004-417,
Ines.MateosCanals@grs.de, www.grs.de
Duration of project:
June 2025 to March 2029

Abstract

Adaptive Monte Carlo methodologies allow the identification of critical parameter areas and potential cliff-edge effects in safety-related analyses while reducing the necessary computational effort compared to classic best estimate plus uncertainty (BEPU) methods. The first steps in the application of this methodology to a loss of coolant accident (LOCA) in a boiling water reactor (BWR) were taken. Two candidate LOCAs were found to be of interest in the literature and simulated with the thermohydraulic simulator of a generic German BWR of KWU construction line 72' in GRS's system code **ATHLET.** Both transients were simulated under different boundary conditions to identify the combination that led to the highest peak cladding temperature, the figure of merit chosen for the analysis. The selected postulated initiating event is a double-ended guillotine break in the high-pressure injection line of the emergency core cooling system, a loss of offsite power is postulated at the time of the turbine trip. The break is located inside the containment and therefore not isolable. Initial and boundary conditions, including single failure, were selected based on the literature and preliminary calculations. Code-, plant- and scenario-related uncertainties were identified and implemented in the model by means of input parametrisation. Future work will deal with the quantification of the uncertainties, selecting probability density functions and variation ranges for the preliminary analysis, a classic BEPU analysis following GRS's method.

Project goals

The main goal of this project is the application and further development of advanced analysis methods that enable improved identification of critical parameter ranges in safety-relevant simulations. Specifically, the project deals with adaptive Monte Carlo (MC) simulation methods for the probabilistic analysis of rare event sequences and the identification of potential cliff-edge effects. Further experience with adaptive simulation can be gained by applying it to a realistic and complex accident scenario. The expected findings shall contribute to a more precise assessment of plant safety and to additional indicators for the safe operation of nuclear facilities.

Two uncertainty analyses are carried out, one using GRS's best-estimate plus uncertainty (BEPU) method [1] based on a classic MC approach and the second using the adaptive MC simulation method. A leak or loss of coolant accident (LOCA) in the water-steam cycle of a boiling water reactor (BWR) is postulated and analysed. The postulated initiating event is simulated with the thermohydraulic simulator of a generic BWR of KWU construction line 72' built with GRS's system code **ATHLET** ("Analysis of Thermal Hydraulics of Leaks and Transients"). The uncertainty analyses are carried out with help of the software tool SUSA ("Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis"), also developed by GRS.

The work can be subdivided in sequential work packages or phases, as follows.

Phase 1: LOCA scenario selection and uncertain parameter identification

First, the LOCA transient is selected, simulated, and analysed to determine the sources of uncertainty in relation to the chosen **figure of merit**, the peak cladding temperature (PCT). As a result, the uncertainty parameters are identified, along with their uncertainty ranges and probability density functions in the uncertainty software SUSA.

Phase 2: Generic BWR simulator parameterisation and test simulations

The input deck of the generic BWR simulator must be modified to consider the identified sources of uncertainty via parametrisation. This step is necessary for SUSA to be able to generate the sample inputs that are used for the uncertainty simulations. Selected test simulations are run to guarantee that the uncertainty parameters are varied as intended without leading to simulation crashes or unrealistic conditions. The secondary aim is to identify and address possible flaws in the input data to minimise or avoid potential interruptions of the calculation runs.

Phase 3: "Classic" uncertainty analysis of the selected LOCA scenario

A first uncertainty analysis following GRS's BEPU method [1] is carried out and documented. SUSA is used to generate a sample of 93 different parameter sets (to determine the 95 %/95 % two-sided tolerance limit according to Wilk's approach), which are used to perform 93 simulations of the postulated initiating event.

Phase 4: Uncertainty analysis with an Adaptive Monte Carlo (MC) method

A second uncertainty analysis following an adaptive MC method [2] is carried out and documented. The adaptive MC sampling approach uses machine learning algorithms to iteratively adjust the sampling range to the one that most effectively leads to rare scenarios of interest. In this case, the scenarios of interest are those closer to the safety limits. For this purpose, metamodels are trained based on the results obtained in the classic BEPU analysis. In the next step, new samples of parameter sets are generated, using the metamodels to predict the simulation results. This identifies the best candidates for parameter sets. New simulations are then carried out with the identified candidates. Finally, the termination criteria are checked to ensure that the metamodels provide robust predictions and that a reliable probability estimate is available. As long as the termination criteria are not met, the training, the generation of candidate parameter sets and the execution of simulations with the metamodels are continued iteratively.

Phase 5: Assessment of the Adaptive MC results and comparison between methods

The results of both uncertainty analyses are assessed in combination to show and understand their differences, with focus on the additional findings that can be obtained with the adaptive MC method.

Work carried out and results obtained

Towards phase 1 and 2

LOCA scenarios in BWRs are classified based on whether the leakage can be isolated or not, i.e. based on whether the leak or break is inside or outside of the containment vessel. Leaks or breaks in the high pressure (HP) injection line of the Emergency Core Cooling System (ECCS) located inside of the containment vessel and therefore not isolable have been found to lead to the most unfavourable conditions in terms of the effect on the integrity of the fuel elements peak or the cladding temperature.

Available literature was reviewed to select the LOCA to be simulated and analysed. According to GRS's experience with German BWRs of KWU construction line 72', a 1/40F leak in the ECC high-pressure (HP) injection line led to the highest temperatures immediately after the event starts. Simulations run for the same plant predicted that the double guillotine break of the same line led to the lowest water levels in the reactor pressure vessel

(RPV), with consequent increase of the fuel element temperatures.

Both LOCAs were simulated with the **ATHLET** simulator for a generic BWR of KWU construction line 72'. The implemented best-estimate initial boundary conditions are summarised in Tab. 1.

The following boundary conditions (BCs) were initially used, as summarised in the safety inspection of a generic German BWR:

- RPV injection through a single ECC low-pressure (LP) redundancy:
  - Single failure was applied to one diesel generator and emergency bus bar, leading to the failure of one ECC redundancy.
  - Preventive maintenance was postulated for a second diesel generator and emergency bus bar, leading to the failure of another ECC redundancy.
- The third ECC high-pressure (HP) redundancy injects directly into the break.
- The reactor protection system (RPS) setpoint for the cooling of the suppression chamber is set to 36°C.
- The secondary cooling water temperature (river temperature) is set to 15°C.
- Loss of offsite power (LOOP) at the start of the transient.
- The standby grid is unavailable.
- Safety and relief (S/R) valves are partially available, depending on the transient:
  - Guillotine break: 2 plus 4 available valves controlled by the slow and fast automatic depressurisation systems (SADS and FADS), respectively.
  - 1/40F-leak: 1 plus 3 available valves controlled by the slow and fast automatic depressurisation systems, respectively.
- 100 % nominal power
- American Nuclear Society (ANS) decay power

Both simulations were run for comparison. The peak cladding temperature (PCT) of the hot fuel rod is higher for the smaller break due to the higher amount of energy in the system, see Fig. 1. However, the water level in the RPV drops considerably lower in case of a double guillotine break. Fig. 2 shows the measured water level, calculated by the General Control Simulation Module (GCSM) based on pressure differences between water columns, and the collapsed level, directly calculated by **ATHLET.**

To examine both transients, the boundary conditions (BCs) were modified with respect to the LOOP timing. It was observed that delaying the occurrence of the LOOP until the turbine trip took place led to higher PCT in case of a double guillotine break immediately after the event starts; in case of a 1/40F break, the LOCA does not trigger the turbine trip and therefore no LOOP takes place in the simulation. The results are shown in Fig. 3.

Thermohydraulic Parameter	Simulator Best-Estimate Value
Thermal power	3837 MW
Generator power	1344 MW
Core flow rate	14268 kg/s
Pressure in RPV dome	70.6 bar
RVP water level	14.6 m
Steam flow rate	2067 kg/s
Feedwater flow rate	2059 kg/s
Feedwater temperature	215.1°C
Suppression chamber temperature	24°C

Tab. 1: Best-Estimate values for selected thermo-hydraulic parameters.

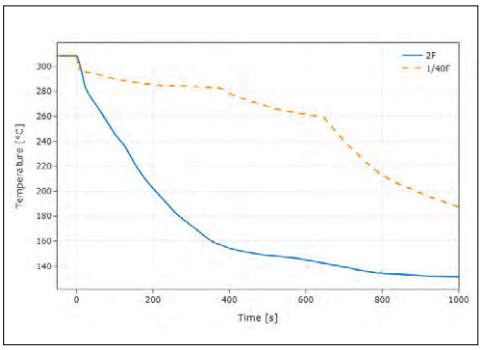


Fig. 1: 2F-break vs. 1/40F-leak with original BCs – Peak cladding temperature (PCT).

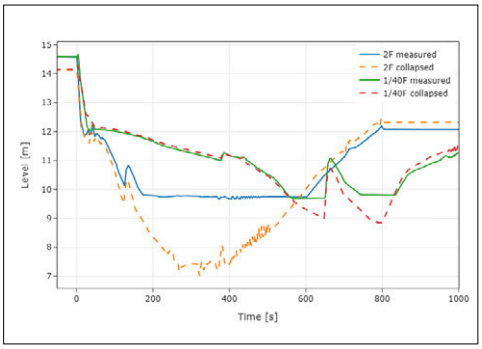


Fig. 2: 2F-break vs. 1/40F-leak with original BCs – Measured and collapsed water level in the RPV.

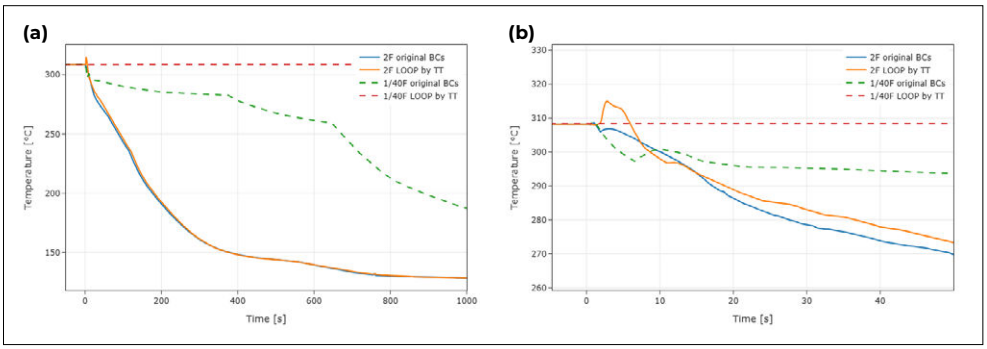


Fig. 3:
2F-break vs. 1/40F-leak – Peak cladding temperature (PCT), overall and close-up views, subfigures (a) and (b), respectively.

Changing the boundary conditions with respect to availability of safety and relief valves led to an overall increase of the PCT in both cases, see Fig. 4 to observe the effect on the double guillotine break transient. One of the two valves controlled by the slow automatic depressurisation system (SADS) and one of the four valves controlled by the fast automatic depressurisation system (FADS) were set as unavailable.

The ECC HP injection line double guillotine (2F) break was deemed the most interesting of the two transients and chosen for the Monte Carlo analysis. The event sequence is summarised with the original BCs in Tab. 2. Uncertainties linked to the transient's events have been identified, these and other identified sources of uncertainty are summarised in Tab. 3. For each uncertainty, a parameter is designated, which is introduced in the thermohydraulic model to carry out the uncertainty analysis.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The work planned for 2025, towards phase 1 and 2 was carried out successfully. The accident scenario was selected, simulated and documented; a first set of uncertainties was identified and parametrised to implement them in the ATHLET simulator of a generic German BWR; test simulations were run in preparation for the classic BEPU analysis. In 2026, the final uncertainties will be identified and implemented in the model; the uncertainties will be quantified and both the classic BEPU analysis and the adaptive MC analysis will be started.

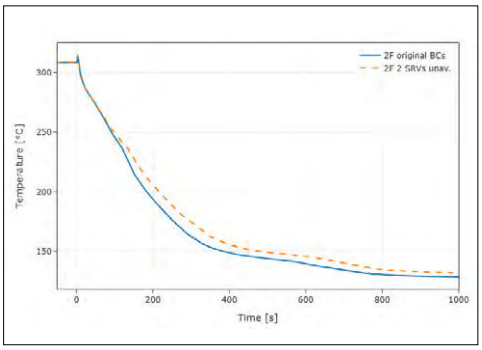


Fig. 4:
2F-break: original BCs vs. 2 unavailable safety and relief valves (SRVs) – Peak cladding temperature (PCT).

References

[1] Glaeser, H.: GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2008, Article ID 798901, doi:10.1155/2008/798901.

[2] Soedingrekso, J., et al.: Probabilistic Evaluation of Critical Scenarios with Adaptive Monte Carlo Simulations Using the Software Tool SUSA, Paper No. JA104, in: Proceedings of 16th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM16), Honolulu, HI, USA, 2022, www.iapsam.org/PSAM16/paper.php?ID=JA.104

Zeit [s]	Event	Uncertainties
0	Opening of break starts	–
0.015	Double-guillotine break fully open	Break form losses and contrac-tion factor
1.63	Pressure difference drywell – reactor building greater than 245 mbar ("ΔpDW/RB > 245 mbar")	Pressure measurement (error, offset and delay)
1.65	Pressure difference drywell – reactor building greater than 250 mbar ("ΔpDW/RB > 250 mbar")	Pressure measurement (error, offset and delay)
1.85	Reactor trip (RT, "ΔpDW/RB > 250 mbar" + 0.2 s)	Reactor trip delay
1.85	Signal for control rod drive-in after SCRAM	Signal delay
2.15	Control and shutdown rods drive-in ("RT" + 0.3 s)	Delay, rod velocity
2.6	Signal RPV pressure greater than 72 bar ("pRPV > 72 bar")	Pressure measurement (error, offset and delay)
2.61	RPV water level below LT1 ("lRPV < 13.91 m")	Level measurement (error, offset and delay)
2.81	Diverse relief valves (DRV) opening signal ("RT" & "pRPV > 72 bar" + 0.2 s)	Signal delay
3.3	Opening of DRV (+ 0.5 s)	Delay, valve CSA, form losses and contraction factor
4.39	Safety and relief valves (SRV) opening signal ("pRPV > 81 bar")	Signal delay
4.89	Opening of SRV (+ 0.5 s)	Delay, valve CSA, form losses and contraction factor
9.76	ECC commissioned by signal RPV water level below 12.33 m ("lRPV < 12.33 m")	Level measurement (error, offset and delay)
13.52	Turbine trip (TT) → LOOP	–
20.9	Main coolant pumps (MCP) stop	Coast down curve
24.6	Emergency diesel generators started	Delay
52.7	ECC HP pumps start (available redundancy injects directly into the break)	–
61.7	SADS activated ("ΔpDW/RB > 245 mbar" + 60 s)	Delay, valve CSA, form losses and contraction factor
133	RPV pressure below 30 bar ("pRPV < 30 bar") FADS activated ("ΔpDW/RB > 250 mbar" & "pRPV < 30 bar")	Delay, valve CSA, form losses and contraction factor
217	ECC LP injection by available redundancy	Flow rate, temperature

Tab. 2: 2F-break (selected BCs) – Sequence of events with associa-ted uncertainties.

Group	Parameter	Related Uncertainty
Break	LEAKCF	Break contraction factor for critical flow
	LEAKFD	Break Darcy-Weisbach friction factor
	LEAKZ	Break form loss coefficient
Code	EPS	Convergence threshold
	FQDCH	Direct coolant heating
	NIHTC1	HTC correlation
	NIHTC3	HTC correlation
	OADDI	Wall shear: evaporation rate at low pressure
	ODANU	Drift: rel. velocity in annuli
	ODBUN	Drift: rel. velocity in bundle
	ODHCC	Drift: rel. velocity in horizontal cross-connections
	ODHPI	Drift: rel. velocity in horizontal pipes
	ODVPI	Drift: rel. velocity in vertical pipes
	OENBU	Wall shear: critical velocity for onset of entrainment in bundle
	OFI2H	Wall shear: two-phase for horizontal junctions
	OFI2V	Wall shear: two-phase for vertical junctions
	OHVFC	HTC: forced convection to gas
	OHWFB	HTC: film boiling
	OHWFC	HTC: forced convection to liquid
	OHWNB	HTC: nucleate boiling
	OHWNC	HTC: natural convection to liquid
	OHWPB	HTC: pool boiling
	OMCON	Condensation rate water factor
	OMOXR	Zr oxidation factor
	OPCPL	Fluid transport: liquid heat capacity
	OPCPV	Fluid transport: gas heat capacity
	OPLAML	Fluid transport: liquid heat conductivity
	OPLAMV	Fluid transport: gas heat conductivity
	OPVISL	Fluid transport: liquid viscosity

Tab. 3: grouped Uncertainty parameters and related uncertainties.

Group	Parameter	Related Uncertainty
Code	OPVISV	Fluid transport: gas viscosity
	OTMFB	HTC: film boiling/rewetting temperature
	OTRNB	HTC: critical heat flux
	TURB	Turbulence factor
	ZB	Evaporation: number of vapor bubbles per unit volume
	ZT	Evaporation: number of liquid droplets per unit volume
SRV	SRVA	SRV CSA
	SRVCF	SRV contraction factor for critical flow
	SRVZ	SRV form loss coefficient
DRV	DRVA	DRV CSA
	DRVCF	DRV contraction factor for critical flow
	DRVZ	DRV form loss coefficient
ECCS	ECCLPE	LP injection temperature
	ECCLPF	LP injection rate
Fuel	FUELLAM	Fuel heat conductivity
	GAP10	Gap width
	HAQF	Hot factor
I&C	DWPD	Drywell pressure measurement error
	DWPDT	Drywell pressure measurement delay
	PSCT0	Suppression chamber initial temperature
	RB13DT	Signal “ADS via TT” delay
	RB15DT	Signal “CR adjustment via TT” delay
	RPOWLAG	Reactor power measurement lag
	RPOWM	Reactor power measurement error
	RPVLD	RPV level measurement
	RPVLDT	RPV level measurement delay
	RPVLLAG	RPV level measurement lag
	RPVPD	RPV pressure measurement error
	RPVPDT	RPV pressure measurement delay
	RPVPLAG	RPV pressure measurement lag
	SCRAMDT	SCRAM delay
	SRVDT	SRV opening delay
MCP	MCPCDF	MCP coast down curve
Power	DECAYF	Decay power
	GPOW	Generator power setpoint
Reactivity	AKITAF	Doppler reactivity feedback
	AKITAR	Density reactivity feedback
	AKITAZ	External reactivity feedback
RPS	CRVF	CR velocity

COMPARE

Author and Co-author(s): M. Malicki, T. Lind, D. Paladino, H. Ferroukhi
Institution: Paul Scherrer Institut (PSI)
Address: Forschungsstrasse 111, CH-5232 Villigen PSI
Phone, Internet address: +41 56 310 2111, www.psi.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

In the COMPARE project, data from the PANDA experimental facility are used to validate MELCOR models describing containment behavior. PANDA is a large-scale facility located at PSI, that provides comprehensive thermohydraulic data for studying safety systems and containment behavior. Its versatile design allows the simulation of different reactor types, including PWRs and BWRs. Although traditionally used for Design Basis Accident studies, PANDA is also well suited for severe accident analyses, particularly for investigating hydrogen behavior, atmosphere stratification, natural circulation, condensation, and passive system performance. In 2025, the work was extended to include comprehensive uncertainty quantification (UQ) analyses aimed at identifying impact of model parameters and highlight those which significantly influence the accuracy and robustness of MELCOR predictions. A detailed review of MELCOR numerical models was conducted, leading to the selection of uncertain parameters (UPs) primarily related to heat-structure modelling, condensation and flow-path representation. For each parameter, appropriate ranges and probability distributions were established based on literature and previous studies. These UPs were then implemented into the model, and an extensive set of calculations (over 100 runs) was performed.

The resulting outcomes were compared with experimental data and used to support the development of modeling guidelines. The most important findings are summarized in this report.

Project goals

The COMPARE project investigates the thermal-hydraulic (TH) and containment modelling of the integral severe accident code MELCOR. The aims of the project focus on MELCOR code models validation related to containment phenomena such as natural circulation, condensation and atmosphere stratification. For this, data from the PANDA facility relevant to severe accident conditions were reviewed. Two experiments were selected for the validation of MELCOR thermal-hydraulic and containment models. This work act as a background for a broader verification, validation, qualification, and uncertainty-quantification framework for MELCOR at PSI.

PANDA is a large scale thermal-hydraulics facility designed to investigate containment behaviour and key phenomena relevant to light-water reactor safety, including hydrogen distribution, stratification, natural circulation, and suppression pool response. Its experiments span both integral and separate effect configurations and cover conditions representative of severe accident scenarios. Although PANDA provides an extensive and unique database, only a limited number of its tests have been analysed using widely applied severe-accident system codes such as MELCOR.

The project includes the following tasks:

- **Review of MELCOR models for containment TH**

The objective was to assess the current state of MELCOR capabilities in containment TH and identify validation gaps that can be addressed using PANDA experiments [1].

- **Review of PANDA experimental database for MELCOR validation**

This task aimed to provide a comprehensive overview of PANDA tests relevant for validating MELCORws containment TH models and, together with ENSI, select two validation cases focusing on global and local scale predictions relevant for Swiss reactors [1].

■ **Modelling and analysis of two selected tests performed in PANDA**

The choice of the investigated phenomena, corresponding to PANDA tests, and geometry was based on the outcomes of earlier work in this project

An additional objective is the integration of uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis to evaluate the impact of key model parameters and improve confidence in MELCOR predictions for severe accident containment behaviour.

In 2025, work was focused on UQ and sensitivity analyses, which include a few stages:

- Sensitivity of the input deck
- Review of the model parameters
- Selection of uncertain parameters potentially important for the analysed phenomena
- Definition of UQ calculation, including parameter sampling and distribution
- Performing UQ analysis

Work carried out and results obtained

The work in the previous years focused on MELCOR input deck development and validational analyses of the results against PANDA HYMERES HP6_1 and HP6_2 tests, see figure 1 and table 1. The work has been described in previous reports [1][2]. The last year of the project, as reported here, focuses on sensitivity and uncertainty analyses. As the earlier work showed that discrepancies obtained between experiment and calculations were similar for both analysed PANDA tests HP6_1 and HP6_2, it was decided to focus on one of the tests, i.e., HP6_2. In Figure 1, the general schematic of PANDA HYMERES HP6_1–2 tests is presented. In Table 2, the phases of HYMERES PH6_1 and HP6_2 tests are described.

MELCOR model sensitivity study

As described in previous reports, input deck development includes a number of analyses using different nodalization and degrees of model details. In this stage of the project, the most detailed input deck was used to perform further analyses, which aimed to recognizing the impact of certain approaches and methods of input deck development on the results. In Table 2 five nodalization cases are described which represent modification of control volumes (CVH), arrangement of flow paths between control volumes (FL), interconnecting pipe modelling (IP) and MV2 & VB2 line modelling. In Figure 2, two examples of the sensitivity are presented: S3 on the left, which was selected as the best nodalization for further study, and S1_P2 which differs the most from S3 to show, in a representative way, differences between cases.

The analysis revealed several nodalization effects that significantly influence steam distribution and circulation between the PANDA vessels, see Figure 3. One of the earliest observations was the strong impact

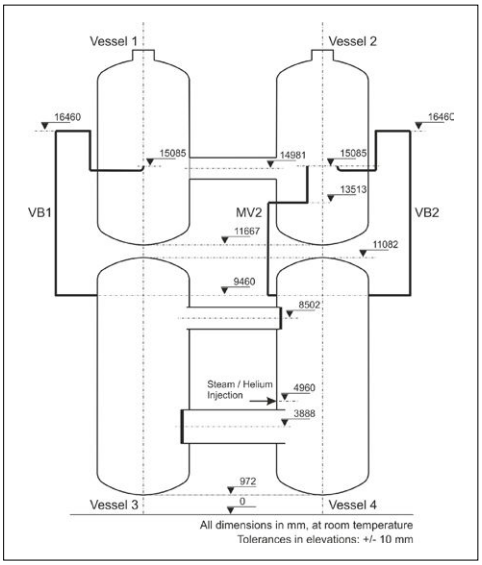


Figure 1: Schematic of HYMERES HP6_1–2 tests schematic [2].

		HP6_1		HP6_2	
Phase name	**Boundary condition**	**Start [s]**	**Duration [s]**	**Start [s]**	**Duration [s]**
Phase 1	Steam injection	0	5100	0	5106
Phase 2	No injection	5100	3000	5106	2994
Phase 3	Helium injection	8100	576	8100	580
Phase 4	No injection	8676	6824	8680	7320
	Total time		15500		16000

Table 1: HYMERES HP6 TEST Phases.

Nodalization	CVH	FL	IP	MV2 and VB2
S1	The same size of inner and outer CVHs	Each outer CVHs connected directly to respective inner CVHs	Two CVHs	FL and CVH
S1_P1				Only FL
S1_P2			One CVH	
S2		Outer CVHs connected to outer CVHs	Two CVHs	FL and CVH
S3	Outer CVHs smaller than inner			

Table 2
Matrix of selected nodalization sensitivity cases considered for HP6_2 calculations.

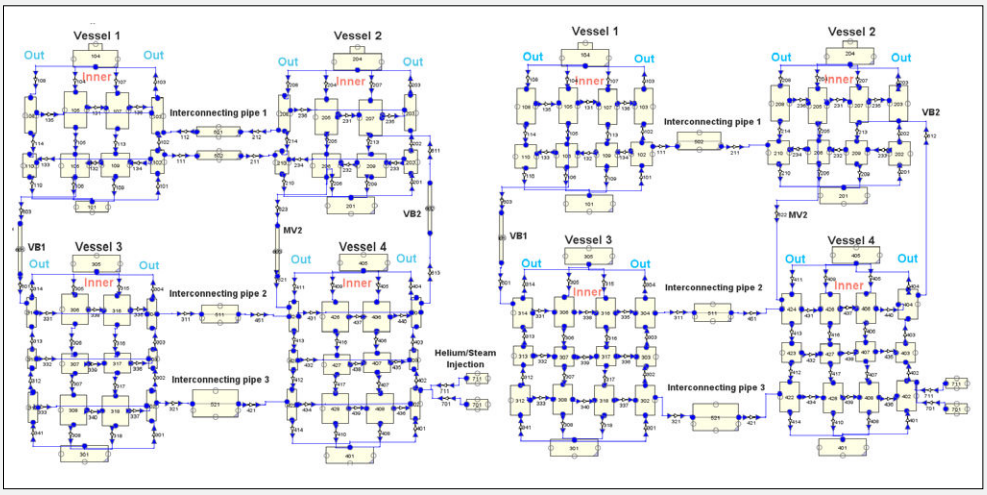


Figure 2:
MELCOR nodalization S3 and S_1_P2, respectively on the left and on the right.

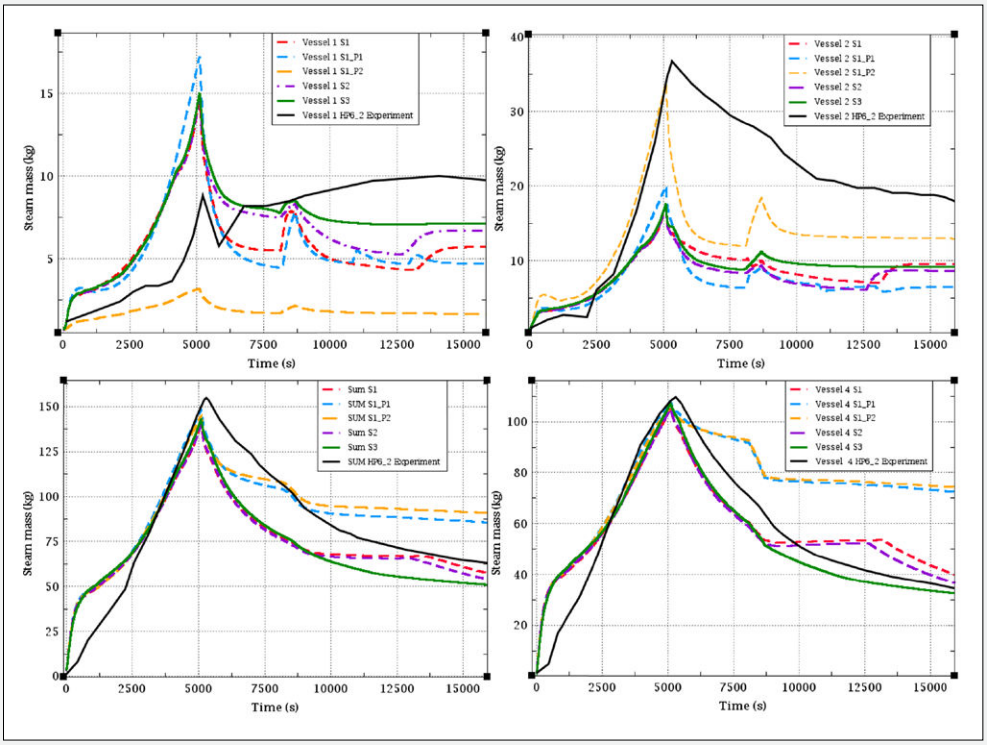


Figure 3:
Comparison of HP6_2 experimental results and MELCOR nodalization sensitivity analyses for steam mass in Vessel, from top left to bottom right 1, 2, total and 4.

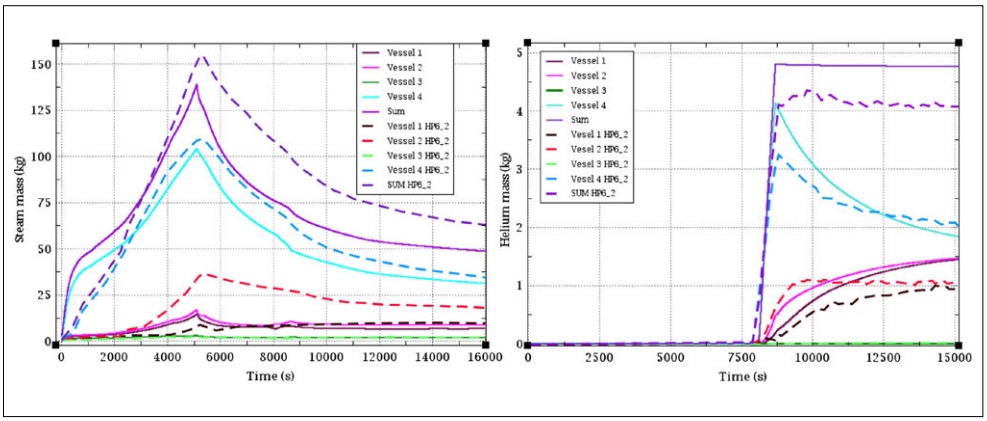


Figure 4: Calculation and experimental HP6_2 values respectivelly on the left and right side.

of representing the interconnecting pipe with a single CVH: in the S1_P2 case, steam transport between Vessels 1 and 2 deviated distinctly from other configurations, demonstrating that oversimplified pipe modelling can distort the predicted flow patterns for natural circulation.

Further insight came from examining the treatment of vertical pipes (MV2 and VB2). The comparison of S1 and S1_P1 showed that the chosen representation of these flow paths affects the steam inventory, particularly in Vessel 4, and the total steam mass in the system after Phase I. Once steam injection stops, steam circulation between Vessels 2 and 4 through the vertical pipe is restricted in the S1_P1 configuration, while during helium injection (Phase III), mixing and condensation are enhanced. This suggests that a more detailed modelling of vertical connections is necessary especially for the passive systems (represented by Phase II).

A more subtle effect was seen when evaluating the connectivity of the external CVHs. Linking the outer CVHs to each other and attaching only one pair of them to the inner region (case S2) produced only modest improvements relative to S1. However, because S2 consistently aligned slightly better with experimental trends across all vessels, this configuration was retained for subsequent analyses.

Finally, the comparison between S1 and S3 highlighted the influence of the relative sizes of the outer (HS-coupled) and inner CVHs. Although this distinction had little effect early in Phase I, where all models overpredicted steam mass differences became more pronounced in Phase IV. The S3 configuration, which features smaller boundary-layer volumes, reproduced the experimental behavior more accurately, especially for Vessel 4 and the total steam inventory in the system. These results indificate that refining the volume ratio between heat structure adjacent CVHs and the internal volume can enhance predictive accuracy by representing thermal boundary layers more realistically. In Figure 4 the comparison of S3 case with experimental data for HP6_2 for steam and Helium are presented. In the HP6_2 analysis, the model consistently overpredicted steam mass in Vessel 4 during the early part of Phase I, indicating insufficient condensation or limited internal circulation compared to the experiment. Later, discrepancies between Vessels 1 and 2 revealed that steam was preferentially routed toward Vessel 1, suggesting that the interconnecting path (IP1) strongly affects the flow distribution. During helium injection (Phase III), both steam and pressure exhibited a steeper decline than in the experiment, pointing to enhanced mixing condensation behavior in the model. The evolution of helium mass showed correct overall trends but reproduced the same imbalance between Vessels 1 and 2, confirming that these deviations originate primarily from circulation patterns and nodalization rather than from condensation modelling. Overall, the combined steam, helium, and pressure responses indicate that the representation of inter vessel

Nb.	Default	Minimum	Maximum	Model Variables	Description
13	0.046	0.1	0.60	SC41**02**_1	Atmosphere Natural Convection **Eq. (1)** SC41**mm – 02 (05)** for laminar (turbulent) correlations for cylindrical geometries in internal flow **Eq. (1)** SC41**mm – 03 (06)** for laminar (turbulent) correlations for spherical geometries in internal flow
14	0.33333	0.25	0.35	SC41**02**_2	
15	0.228	0.228	0.43	SC41**03**_1	
16	0.226	0.226	0.25	SC41**03**_2	
17	–	0	1	SC41**03**_3	
18	0.046	0.045	0.2	SC41**05**_1	
19	0.33333	0.3	0.4	SC41**05**_2	
20	0.228	0.128	0.20	SC41**06**_1	
21	0.226	0.226	0.33	SC41**06**_2	

Table 3
Example of selected parameterS for uncertainty study, from number 13 to 21.

connections dominates the system behavior and requires further refinement.

Uncertainty quantification

As a next step, several UQ analyses were performed to identify which modelling parameters contribute most significantly to the deviations observed in the analyses. An example of the UQ analysis is presented here. As an initial step, a set of scoping sensitivity studies was carried out, during which potentially influential parameters were selected and examined. In total, more than 70 parameters were investigated to assess their influence on the HP6_2 simulation results. Due to space limitations, only a selected 9 samples of the total 72 parameters is presented in Table 3. Their selection was guided by the descriptions provided in the MELCOR manuals [3][4], focusing on model components associated with laminar, turbulent, natural, and forced convection, as well as with nondimensional numbers. Particular attention was also given to the heat and mass transfer model and to the loss coefficient in flow paths to evaluate the sensitivity of FL representation identified as relevant in [5].

The UQ calculation was conducted using MELCOR 2.2 in combination with the DAKOTA framework, coupled through the SNAP visual interface [6] and supported by dedicated Python scripts, following the methodology applied in the MUSA project [7][8][9][10][10]. Given the relatively short computational time of MELCOR for this scenario, the opportunity was taken to perform an extensive scoping study. Uniform distributions were assigned to all parameters, and 121 Monte Carlo sampled cases were executed. All runs completed successfully. The parameter ranges were selected primarily based on an extensive literature review and internal expertise. For parameters lacking clear information on their physical or numerical limits, the uncertainty range was defined around their default values to facilitate the identification of those requiring more detailed investigation in subsequent stages.

Figure 5 shows the dispersion plots for the steam mass evolution in vessel 4 and vessel 2. For the vessel 4 steam mass (which behave similarly to total steam mass in the system), the results differ mainly in Phases I and IV. In Phase I, when steam is injected into the system, the response in vessel 2 is slightly delayed because the steam must first travel from vessel 4 to vessel 2 through the connecting pipes, driven only by natural circulation. As a result, the largest dispersion in the total steam mass in vessel 4 appears at the beginning of Phase I, when most of the steam is still located in that vessel where it is injected. In the second half of Phase I, this effect becomes more visible in vessel 2. This suggests that the parameters have a stronger influence during the “active” phase with forced injection and more turbulent flow, compared to the steady phases where no additional forcing (like injection) is present.

In contrast, in Phase IV the impact of parameter variation is also visible, even though this phase is a relaxation period where the gas mixture is transported only by natural circulation and convection. When looking at the correlation coefficients of all parameters (see Figure 6), it can be seen that the parameters with the highest correlation change sign between Phase I and Phase IV. Since these

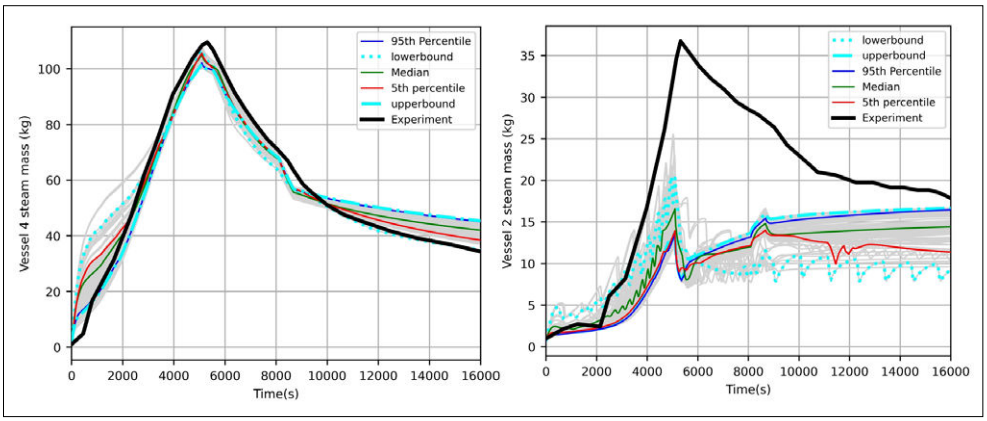


Figure 5:
Dispersion figures for UQ: steam mass in vessel 4 and vessel 2, respectively, on the left and right.

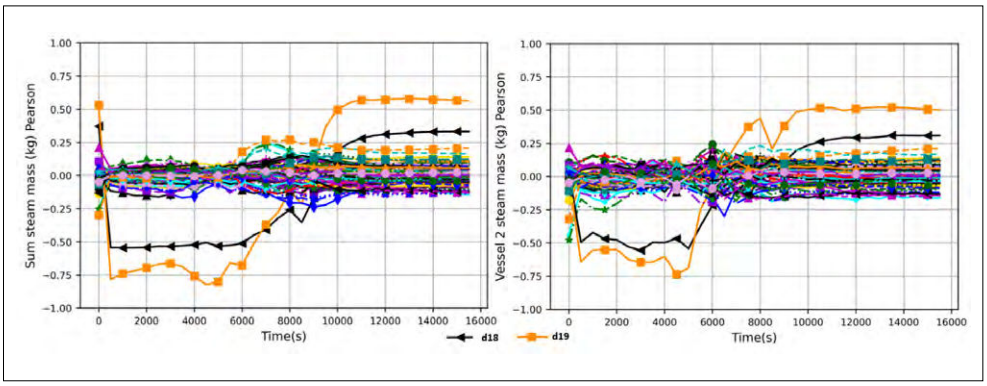


Figure 6:
Pearson correlation coeficient evolution during the HP6_2 calculations for total steam mass, and vessel 2 steam mass, respectively, on the left and right side.

parameters are related to atmospheric natural convection, such a sign change between different flow conditions is expectable.

From Figure 6, one can see that based on the Pearson correlation coefficient, parameters d18 and d19 (also shown in Table 3) have the highest values among all 72 investigated parameters. The Pearson coefficient describes the linear correlation between a parameter and the studied variable (in this case, the steam mass). It is considered influential when its absolute value is above ±0.2, which is the case for these two parameters. Parameters d18 and d19, corresponding to SC4105_1 and SC4105_2 (atmosphere natural convection – turbulent correlations for cylindrical geometries in internal flow), modify the Nusselt-Rayleigh correlation which presents the atmosphere natural convection heat transfer correlations in MELCOR code:

$$Nu = SC41\mathbf{mm}(1) \cdot Ra^{SC41\mathbf{mm}(2)} + SC41\mathbf{mm}(3) \quad (1)$$

Where: Nu – Nusslet number, Ra – Rayleigh number, SC are sensitivity coefficients identifiers in MELCOR code, **mm** are numbers which determine if the parameter is related to laminar or turbulent correlation for rectangular or spherical or cylindrical geometries and internal or external flow [3] see Table 3.

This changes how strongly heat transfer responds to the Rayleigh number. As a result, these parameters indirectly affect the strength of natural circulation and can shift the system between laminar like and turbulent like convection behaviour. Figure 7 presents an additional visualization of the d18 and d19 parameters at 4000 s, 7000 s, and 14000 s. When the scatter plots are compared with the Pearson correlation coefficient in Figure 6, the sign change in the correlation becomes clear. It is also visible that the overall correlation is not very strong, as the points are widely scattered and many outliers are present, with values spread fairly evenly across the full parameter range. One advantage of this type of analysis is the ability

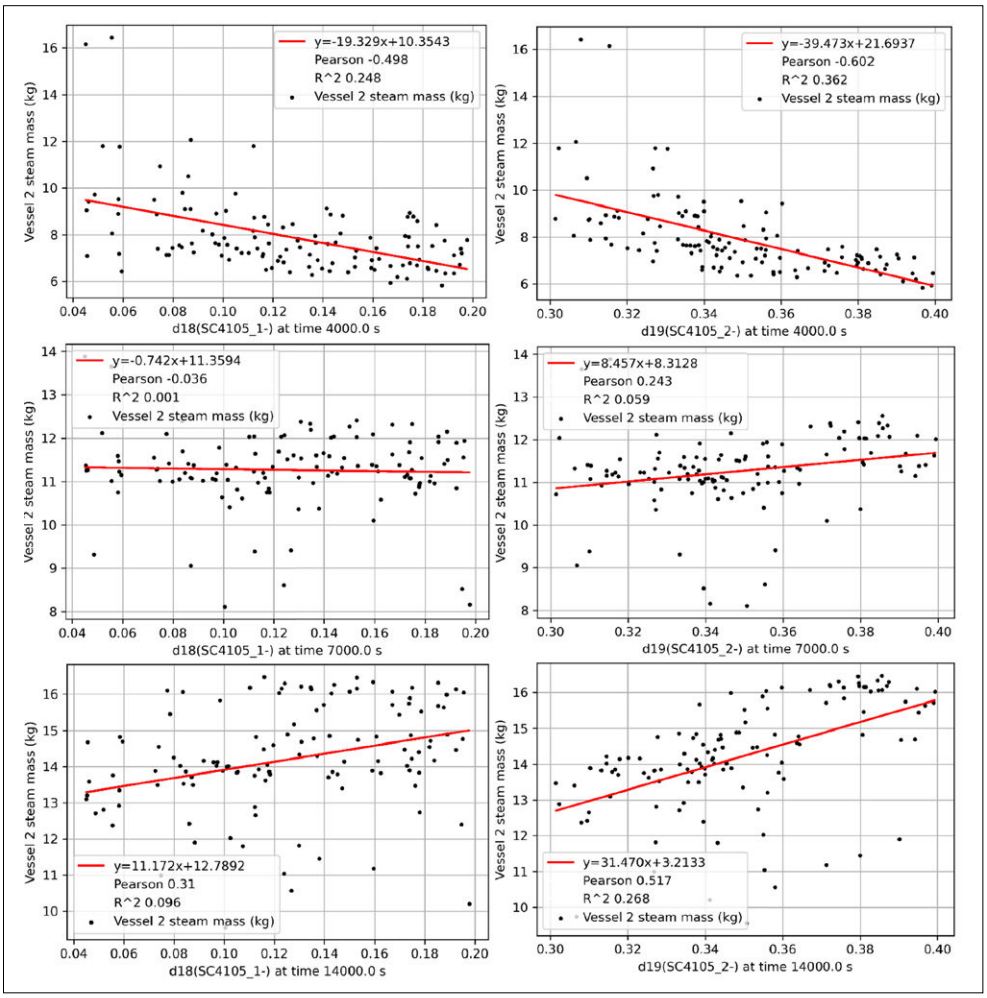


Figure 7:
Scatter plot comparison of d18 and d19 parameters at 4000s, 7000s and 14000s.

to identify abnormal clusters of results within specific parameter intervals. This helps to evaluate the UQ assumptions and to better understand what might be causing the outliers.

Input deck and parameter influence

A simple comparison of the input-deck sensitivity results and the parameter uncertainty results presented in Figure 3 and Figure 5 shows that the outcomes differ significantly. For the example of the steam content in vessel 2, the influence of both the input deck and the parameters is quite similar: in both cases, the peak and post-peak values are affected in the same direction, and both tend to be under-predicted.

For the total steam mass, however, the comparison between Figure 3 and Figure 5 shows a clear difference. The parametric variation improves the results and brings the calculations in line with the experiment (within the uncertainty), while the input-deck sensitivity does not affect Phase I and has only a limited impact in Phases II–IV, with only partial agreement with the experiment. This simple but complete comparison highlights several important points for severe-accident modelling:

i) the user effect is significant, and the same geometry modelled in a slightly different way may produce different results;

ii) numerical parameters used in lumped-parameter severe-accident codes must be carefully selected and analysed;

iii) relying on a single calculation has clear limitations and may be misleading, because uncertainties arise from many sources (user choices, numerical models, correlations, parameters, etc.).

National Cooperation

COMPARE project is carried out in close collaboration with the PSI experimental team which operates the PANDA facility. Collaboration is also done with other teams in the Laboratory of Reactor Physics and Thermal-Hydraulics which work on analysis of various experiments carried out in the PANDA facility. Insights from a PhD project focusing on modelling of condensation in the containment during severe accidents are also used to support the work in COMPARE.

International Cooperation

At the international level, the COMPARE project team collaborates closely with major organizations such as the OECD/NEA and the IAEA, as well as with numerous research institutions through international initiatives – primarily within the Horizon-Euratom framework. These include projects such as SASPAM-SA (focused on severe accidents in small modular reactors), ASSAS (application of artificial intelligence to severe-accident simulations), and SEAKNOT (severe-accident knowledge and experimental facility management). The COMPARE team also works with other technical safety organizations within the ETSON network.

In the area of code development and validation, collaboration is maintained with the MELCOR user community, including the US NRC and Sandia National Laboratories, manifested by the annual European MELCOR User Group meeting coordinated by PSI. The outcomes of the COMPARE activities were presented at the international scientific conference NURETH-21 in September 2025 in Busan, Korea.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The project provides valuable insights into MELCOR modelling of containment behaviour, including the identification of influential parameters and the development of user guidelines that can enhance the accuracy of future analyses. The results highlight the importance of user involvement in safety calculations and analyses, as well as present the advantages of uncertainty analyses for a more 'informed' safety evaluation of performed calculations.

The COMPARE project finished in the end of 2025.The work will continue under the COMPARE-2 project, where the experience gained so far will be used to deepen the understanding of key challenges in containment modelling, such as natural circulation, atmosphere stratification, and condensation processes using experimental data from another facility for comparison. This way, the work will also address potential scaling effects. As an additional topic, aerosol transport in the containment will be included in the analysis in COMPARE-2.

Publications

- M. Malikci, T. Lind, **Validation analyses of natural circulation and condensation for MELCOR 2.2 based on PANDA facility experiment,** Proc. International Topical meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Busan, Korea, August 31–September 5, 2025.
- Mateusz MALICKI, **MELCOR 2.2 analyses of passive systems modeling based on the PANDA facility experiments,** Proc. 11th European Review Meeting on Severe Accident Research Conference (ERMSAR 2026), May 13–16, Stockholm, Sweden, Poster

References

[1] M. Malicki, Review of MELCOR models for containment thermal-hydraulics and PANDA experiments for validation, 2023, SB-RND-ACT-011-22.001

[2] OECD/NEA HYMERES PROJECT HYdrogen Mitigation Experiments for REactor Safety, Natural circulation flow, HP6 series, Combined Data and Series Report, TM-42-17-06

[3] L.L. Humphries, B.A. Beeny, K.N. Belcourt, F. Gelbard, T.C. Haskin, J. Phillips, "MELCOR Computer Code Manuals", Vol.1: Primer and Users' Guide, Version 2024.0, Division of Systems Analysis Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2024

[4] L.L. Humphries, B.A. Beeny, K.N. Belcourt, F. Gelbard, T.C. Haskin, J. Phillips, "MELCOR Computer Code Manuals", Vol. : Reference Manual, Version 2024.0, Division of Systems Analysis Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2024

[5] C. Seyffert, M. Malicki, "Validation methods in modelling the PANDA IPSS experiment: A MELCOR 2.2 assessment of a passive isolation condenser", Progress in Nuclear Energy, Volume 177, (2024), https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2024.105430

[6] F. Mascari, A. Bersano, G. Agnello, M. Angelucci, J. Phillips, D. Luxat, "MELCOR – DAKOTA coupling for uncertainty analyses in the SNAP environment/architecture", Nuclear Engineering and Design, Volume 421, (2024), https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113078

[7] F. Mascari, et al., "Main outcomes of the Phebus FPT1 uncertainty and sensitivity analysis in the EU-MUSA project", Annals of Nuclear Energy, Volume 196, (2024), https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110205

[8] S. Brumm, et al., "Uncertainty quantification for severe-accident reactor modelling: Results and conclusions of the MUSA reactor applications work package", Annals of Nuclear Energy, Volume 211, (2025), https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110962

[9] L. E. Herranz, S. Beck, V. H. Sánchez-Espinoza, F. Mascari, S. Brumm, O. Coindreau, S. Paci, "The EC MUSA Project on Management and Uncertainty of Severe Accidents: Main Pillars and Status", Energies, (2021), https://doi.org/10.3390/en14154473

[10] M. Malicki, T. Lind, "Parametric MELCOR 2.2 sensitivity and uncertainty study with a focus on aerosols based on Phébus test FPT1", Progress in Nuclear Energy, Volume 158, (2023), https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104609

Project

APRI-12: Studies on debris remelting, vessel failure and melt-structure interactions during reactor severe accidents

Author and Co-author(s): Weimin Ma, Andrei Komlev, Di Fang, Xiangyu Li, Sevostian Bechta
Institution: Royal Institute of Technology (KTH)
Address: Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Phone, E-mail, Internet address: +46 737 652 430, weimin@kth.se, www.kth.se
Duration of project: January 1–December 31, 2025

Abstract

The APRI-12 project at KTH is to create new data of severe Accident Phenomena of Risk Importance (APRI) for light water reactors, with the goal to reduce the uncertainties in quantification of severe accident risks. The research focuses are the late phase of in-vessel debris remelting, vessel failure and melt-structure interactions where poor knowledge exists. More specifically, the research activities of this project are divided into three topical areas: (i) debris melting and stratified molten pool formation in the lower head of a reactor pressure vessel (RPV), (ii) lower head failure mode and rupture dynamics, and (iii) interactions of the ejected melt with structures under the lower head of reactor pressure vessel, including melt spreading and ablation through structures.

During 2025 substantial advances and insights were achieved for: debris bed melting in a rectangular test section of SIMECO-2 facility; thermo-mechanical analysis of the RPV lower head with nozzles of instrument tubes and control rod guide tubes; and melt spreading through a plate with a forest of penetrations. Particularly, the SIMECO-2 tests with debris bed melting under dry condition provided important observations and data on debris bed configuration evolution during its melting process. The moving particle semi-implicit (MPS) code were further developed to simulate debris bed melting and melt spreading phenomena. A new accurate creep-damage model for SA533B1 steel was developed to predict the structural integrity of an RPV lower head under severe accident. After the model was validated over a wide temperature range (900–1623 K), it was employed to a reactor case to predict the failure mode, timing and mechanism of the lower head during severe accident progression. The recent COSIN tests shed light on the effects of below-RPV structures, such as control-rod driving housings and the radiation shield, on melt spreading characteristics through the structures. The results revealed that the presence of below-RPV structures led to a heterogenous melt spreading pattern, and the melt superheat had a significant influence on melt propagation.

Project goals

The aim of the APRI-12 project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge (e.g., data, insights, models, codes and methodology) on severe accident phenomena of risk importance, which enables reducing uncertainties in quantification of severe accident risks in light water reactors (LWRs). The specific objectives of the APRI-12 research are to build a knowledge base on (i) debris bed remelting till formation of a stratified molten pool in the lower head, (ii) lower head failure mode and rupture dynamics, as well as (iii) interactions of the ejected melt with structures under the lower head. The new knowledge is of paramount importance to the assessment of accident progression and corium retention/coolability during both in-vessel and ex-vessel phases.

This report summarizes several achievements in the APRI-12 project at KTH during

2025. Detailed description of achievements can be found in the publications [P.1~P.10] supported by this project.

Work carried out and results obtained

1. Debris bed melting under dry condition

In case of severe accidents of a light water reactor, core melt (corium) may relocate to the lower plenum of the reactor pressure vessel (RPV), forming a debris bed due to corium-coolant interactions and quenching of debris particles in the water pool present in the lower head. The debris bed will remelt after the water is boiled off by decay heat. Melting of the debris bed is a complex process which includes the following key phenomena: (i) earlier melting of metal (a corium component with lower melting point); (ii) molten metal infiltration in oxidic debris particles [P.1]; (iii) later melting of oxidic corium; (iv) configuration evolution of the multi-component debris bed toward molten pool; (v) physicochemical interactions between debris bed components and structural materials; and (vi) final formation of stratified molten pool in the lower head. Our interest is to understand the dynamics of complex process and corresponding thermal load to RPV, which is crucial for the thermo-mechanical analysis of RPV under accidental conditions. Previously, KTH performed an experimental study on dryout and melting of debris beds under water in a semicircular slice geometry [1]. Even with the simplified geometry and corium simulant materials, the observed phenomena in such integral tests were quite complex: including dryout, particle melting, melt relocation, quenching, cavity formation, secondary dryout and remelting, debris stratification. To simplify the process so as to focus on the detailed investigation of melting dynamics of 1- and 2-component debris beds under dry condition, KTH developed a new experimental approach [2] with a thin-slice test section of rectangular geometry which is more suitable for dynamic visualization. The obtained results will be used for development and validation of models used for debris bed melting simulation, particularly the MSP code [3][P.2].

So far two experiments with 1-component melting (SPS-1) and 2-components melting (SPS-2) have been performed in the rectangular test section (as a local geometry) with single particle thickness of debris bed [P.3P.4]. The initial configuration of SPS-1 and SPS-2 tests are as shown in Figure 1. The metallic particles in both tests were heated inductively.

SPS-1 test consists of carbon steel spherical particles with diameter of 6 mm and paraffin cylinders with diameter of 6 mm and height of 6 mm. The melting point of paraffin is around 65°C. SPS-2 test is composed of Sn-Bi alloy spherical particles ($T_{melting}$ = 139°C) with diameter of 5.9 mm and paraffin cylinders with diameter of 5.9 mm and height of 6 mm. The snapshots of the melting processes of the two particulate beds with corresponding temperature maps at different time are provided in Figure 2 and Figure 3 for SPS-1 and SPS-2 tests, respectively. The main phenomena observed in the SPS-1 and SPS-2 tests are as follows: (i) particles melting and remelting after temporary melt solidification; (ii) melt infiltration in the porous structure of partic-

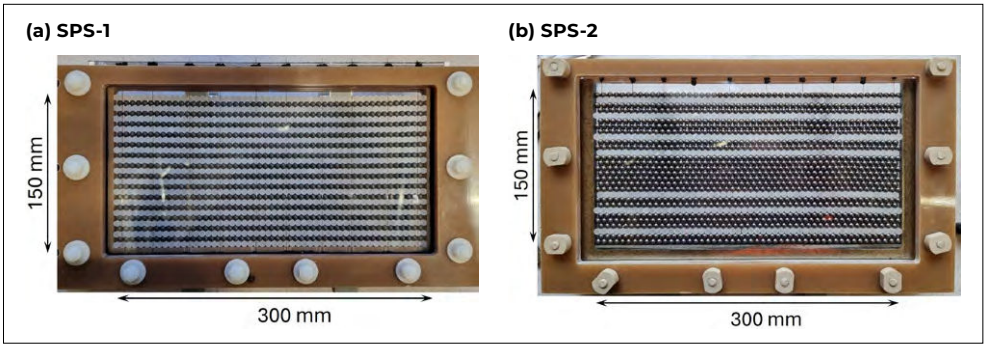


Figure 1: Initial particulate beds of SPS tests.

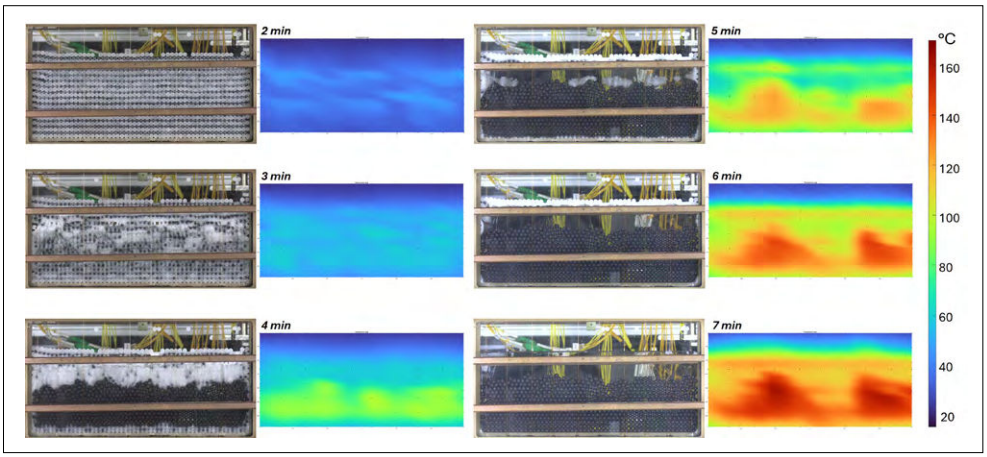


Figure 2: Snapshots and temperature map of SPS-1 test.

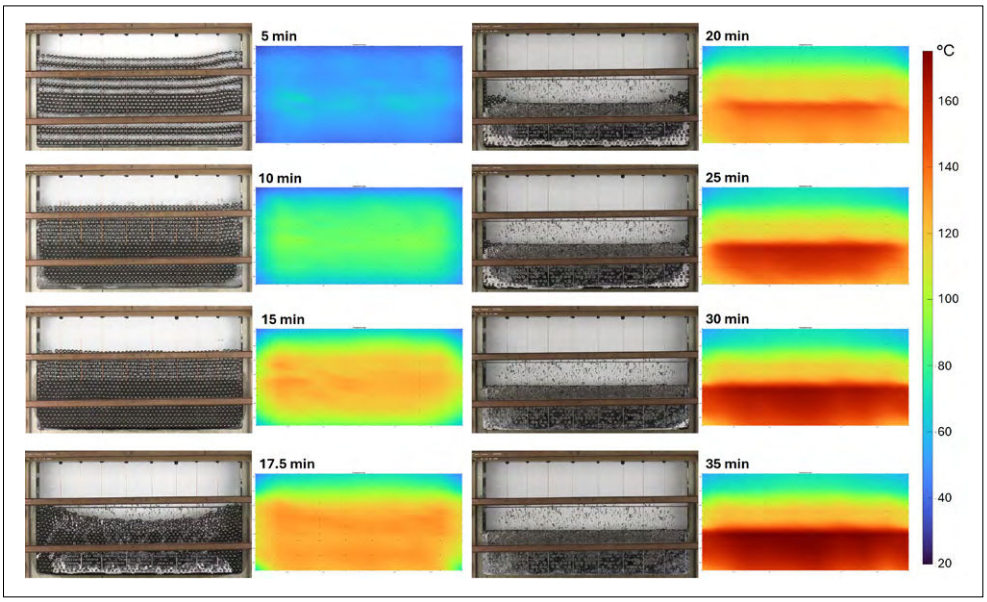


Figure 3: Snapshots and temperature map of SPS-2 test.

ulate beds; (iii) formation of 2-layer stratified pool as a final configuration in the SPS-2 test; and (iv) solidification of melt.

Further study of particulate bed melting will be performed in a semicircular slice geometry aiming to the geometrical and temperature scale of the process. Accordingly, a new test section is under development.

2. RPV lower head failure analysis

Detailed thermo-mechanical analyses of the RPV lower head during severe accidents are essential to predict the accident progression. The information of high interest is the vessel failure time, location, mode, and underlying mechanism. A systematic approach has been developed at KTH to perform such thermo-mechanical analyses [4]. It was found the creep failure is one of the key mechanisms of RPV lower head failure during severe accidents, since creep deformation dominates the overall deformation behavior of steel at elevated temperatures. Thus, a reliable creep model is particularly important for such analyses.

Each of the well-known creep models such Norton creep model [5][6], modified time-hardening (MTH) creep model [6], and Kachanov-Rabotnov (K-R) creep-damage model [7] has its own inherent limitations in representing the creep behavior of a material. These limitations include inadequate capability to describe the tertiary creep stage, restricted applicability over wide tempera-

ture ranges, and interpolation errors of material parameters under varying-temperature conditions. In the present work a new creep model for RPV steel SA533B was proposed to overcome these disadvantages. The model is based on Liu & Murakami creep model [8] and accommodates the creep data of a wide temperature range [7][9]. After validation of the models against experiments [8][9], a finite element analysis (FEA) with this creep model for the lower head having penetration structures was also performed, which gave detailed information about lower head failure during a severe accident.

2.1 Development of the creep model

The new model is based on the format of Liu & Murakami (L-M) creep model [8] which is a creep damage model based on continuum damage mechanics. Its uniaxial form is as follows:

$$\dot{\varepsilon}_c = C\sigma_{eq}^{n}\, exp\left(\frac{2(n+1)}{\pi\sqrt{1+\frac{3}{n}}}\cdot\omega^{\frac{3}{2}}\right) \quad (1)$$

$$\dot{\omega} = D\frac{(1-e^{-q})}{q}\sigma_{eq}^{p}e^{q\omega} \quad (2)$$

In order to obtain the temperature dependent constants C, n, D and p, we use the data of SA533B1 steel from creep tests conducted at INEL [8] and JAEA [7] for the temperature ranges of 900~1373 K and 1250~1623 K, respectively. The constants are as follows:

$$C(T) = \begin{cases} \exp(-0.0372T - 23.187) & T \le 1050\ \mathrm{K} \\ \exp(0.0254T - 53.261) & T > 1050\ \mathrm{K} \end{cases} \quad (3)$$

$$n(T) = \begin{cases} 0.0216T - 18.312 & T \le 1050\ \mathrm{K} \\ -0.0047T + 9.405 & T > 1050\ \mathrm{K} \end{cases} \quad (4)$$

$$D(T) = \begin{cases} \exp(-0.0299T + 6.862) & T \le 1050\ \mathrm{K} \\ \exp(0.00235T - 49.061) & T > 1050\ \mathrm{K} \end{cases} \quad (5)$$

$$p(T) = \begin{cases} 0.0173T - 14.000 & T \le 1050\ \mathrm{K} \\ -0.0042T + 8.6355 & T > 1050\ \mathrm{K} \end{cases} \quad (6)$$

As shown in Figure 4 through Figure 6, the modified L-M model has substantially improved performance over the other models in predicting the full-range creep deformation of SA533B1 steel under diverse conditions.

The modified L-M model was used to simulate two tests in the OECD OLHF program [10] which was intended to provide detailed insight into the failure mode, timing, and location of reactor pressure vessel (RPV) lower head failure. A scaled-down vessel made of SA533B1 steel was used in the OLHF tests. Heat was provided by an induction-heated graphite radiative cavity installed inside the vessel. Finite element analyses of OLHF-1 and OLHF-2 tests were performed in ANSYS using the modified L-M creep model. OLHF-1 test was conducted at internal pressure of 12.3 MPa, while OLHF-2 at 5.3 MPa. The simulation results show that the modified L-M model predicts the displacement more accurately than the other models [P.5].

2.2 Failure analysis of RPV lower head with penetrations

Finite element analysis of the lower head with penetrations of a BWR was conducted using ANSYS software. Boundary conditions under the station blackout plus loss-of-coolant accident (SBO+LOCA) scenario were provided by the previous MELCOR study [11]. To reduce the demand on computational resource, only a quarter of the lower head was modelled. Figure 7 shows the vessel wall, the control rod guide tubes (CRGTs) and the instrumentation guide tubes (IGTs) as well as the boundary conditions.

The temperature evolution with time is as shown in Figure 8. The welds of the CRGTs began to melt at approximately 3.72 hours, followed by the melting of the CRGT nozzles at around 5.23 hours. For the IGTs, the welds start melting at about 5.65 hours, with the nozzles melting at approximately 5.85 hours. Figure 9 illustrates the creep strain distribution of penetrations at crucial time points. As shown in Figures 9a and 9c, the creep strain remains low when the temperature reaches the melting point of Inconel 600 for both the IGTs welds and CRGTs welds. In contrast, Figure 9b and 9d reveal that the penetration nozzles fail due to high creep strain before the temperature reaches the melting point of SA533B1 steel.

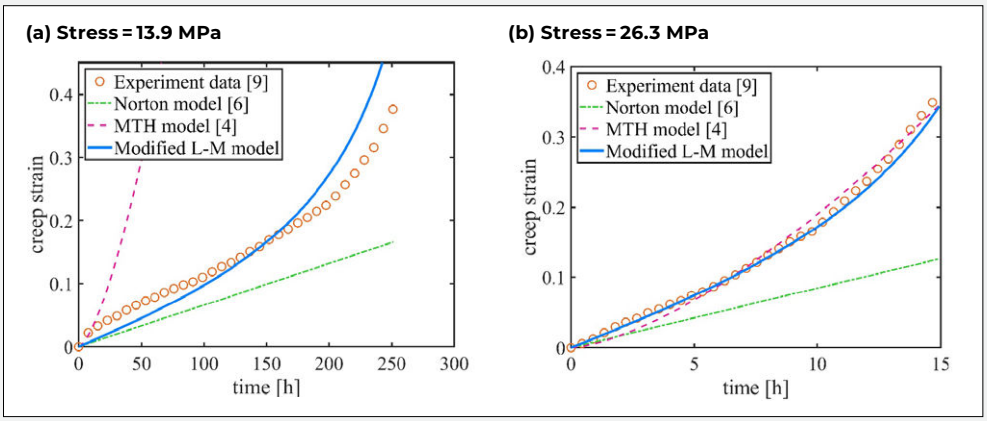


Figure 4: Comparison of the experimental creep strain with the simulation results at 1050 K.

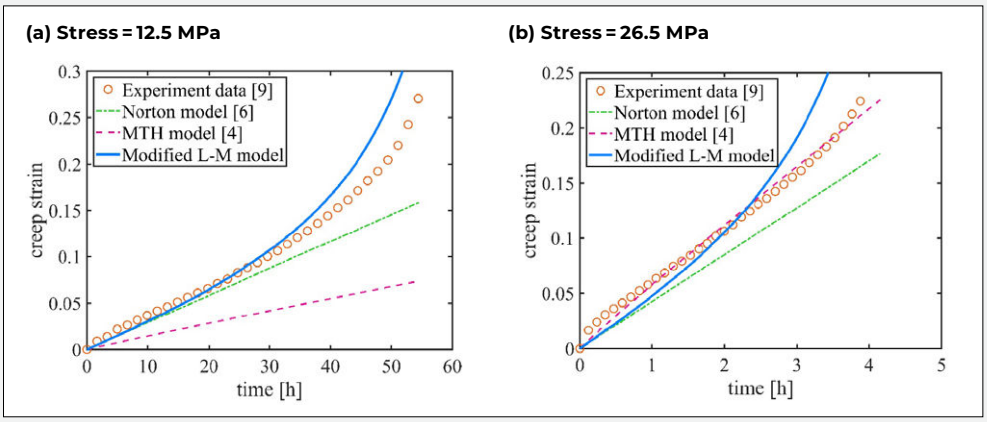


Figure 5: Comparison of the experimental creep strain with the simulation results at 1150 K.

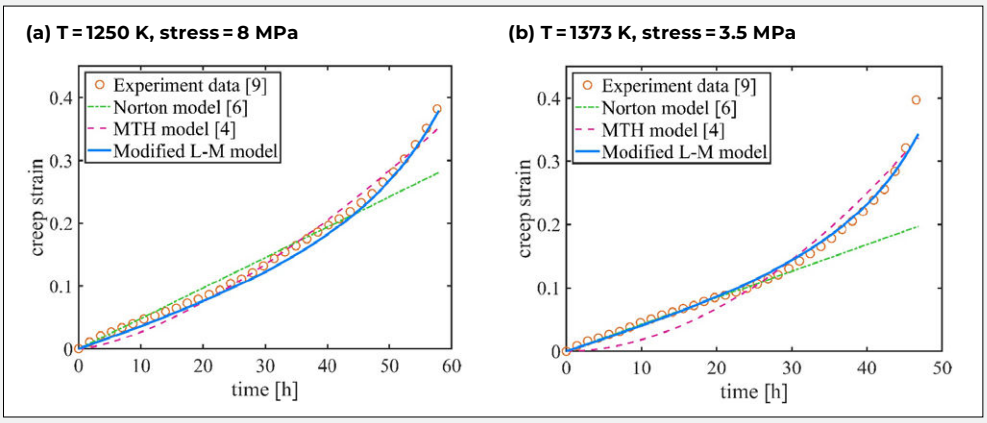


Figure 6: Comparison of the experimental creep strain with the simulation results.

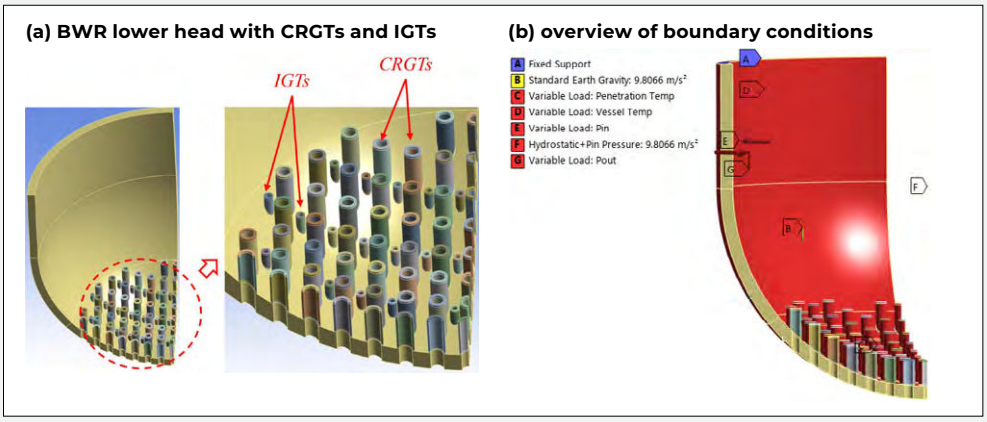


Figure 7: Illustration of structure and boundary conditions.

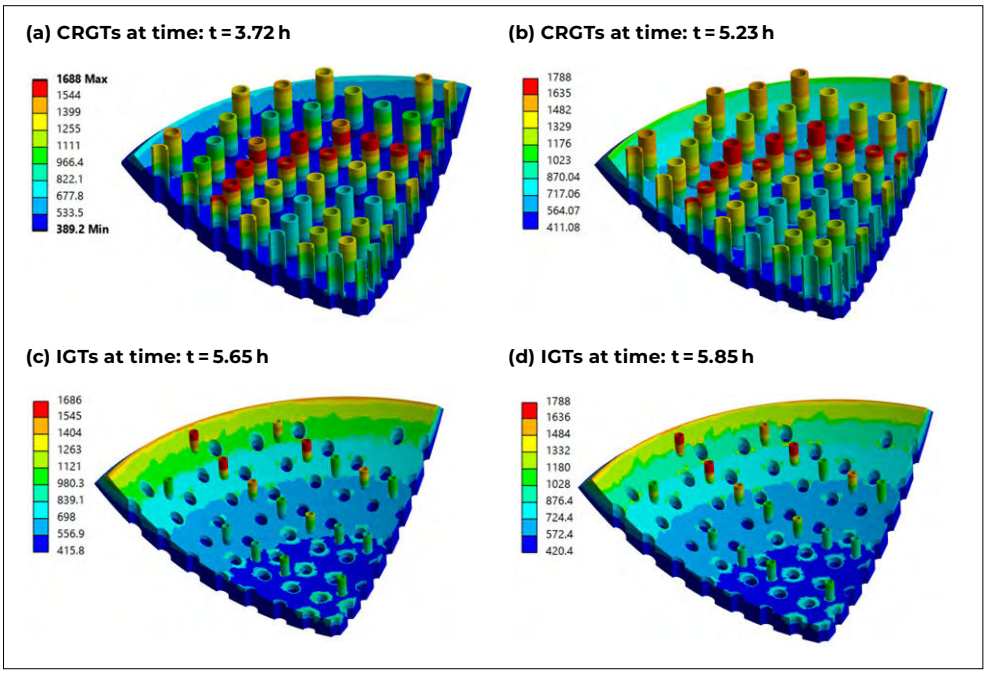


Figure 8: Temperature distributions of penetrations.

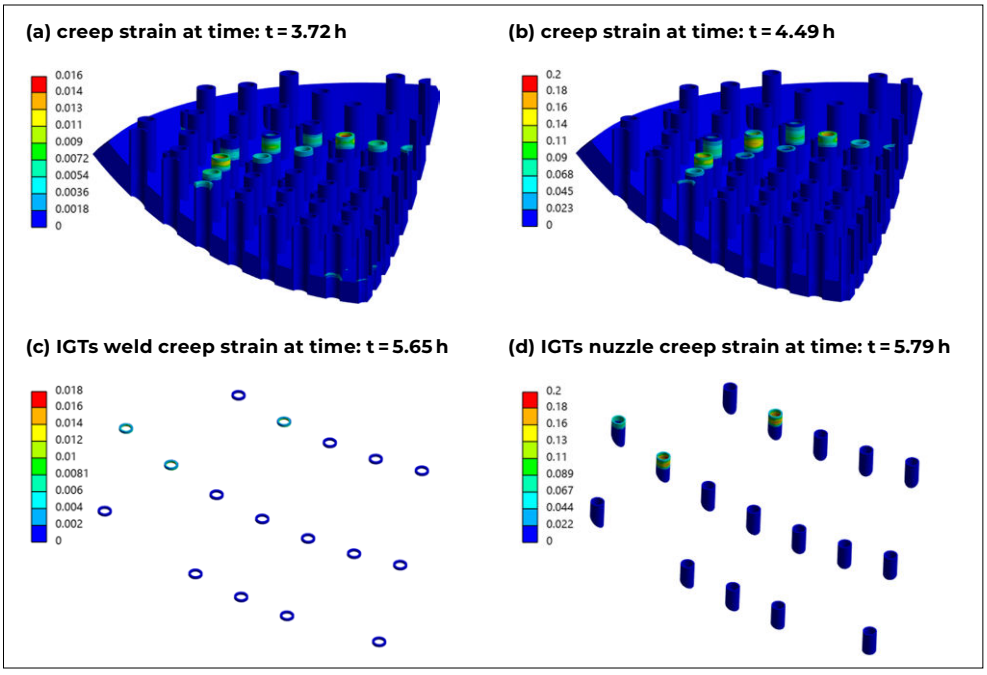


Figure 9: Creep strain distribution of penetrations.

More details of the timeline and causes of the various failure locations of the lower head penetrations can be found in [P.5].

3. Ex-vessel corium-structure interactions

After the lower head failure during a severe accident of boiling water reactors, the molten materials ejected from the RPV will encounter a complex process involving melt interactions with both vertical and horizontal structures below the RPV. During the process, the solidification of melt and the ablation of structures may occur. As a result, it alters the behavior and characteristics of the melt before entering the water pool in the reactor cavity. Therefore, the knowledge on the melt-structure interactions is para-

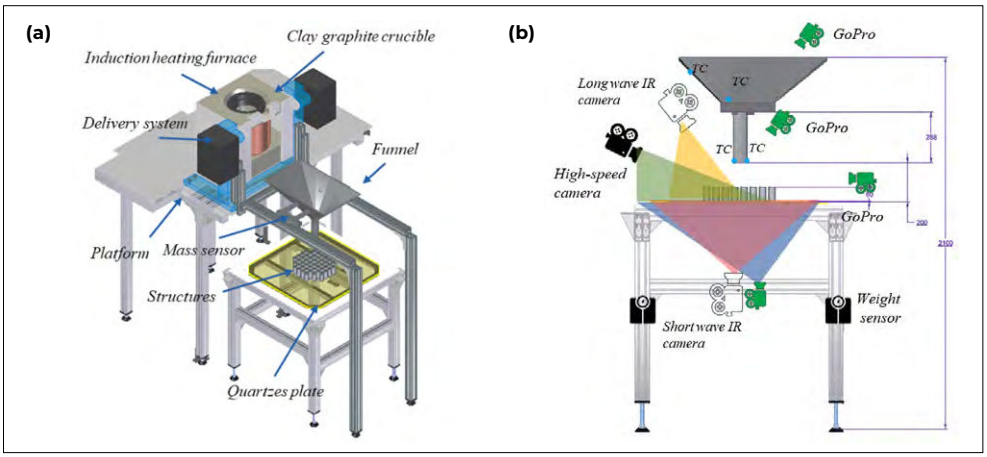


Figure 10: Schematics of COSIN facility and instrumentation.

Test	Melt material	Melt mass (kg)	Melt superheat (°C)	Free fall (mm)	Jet diameter (mm)	Structure diameter (mm)
COSIN-S3	Zn	20	80	200	20	33
COSIN-S4			40			

Table 1: Experimental conditions of tests performed during 2025.

mount to ex-vessel melt progression and subsequent fuel-coolant interaction (FCI) and corium debris coolability. Due to the complexity of melt-structure interactions, we will address this problem stepwise using a "divide-and-conquer" approach.

In the first stage, the study is focused on an experimental investigation on melt spreading through the radiation shield with penetrations right beneath the RPV. To perform the experiment, the COSIN test facility is constructed using scaled-down parameters. Two new tests were carried out in 2025.

3.1 Test facility

The COSIN facility is schematically illustrated in Figure 10a. The facility is mainly composed of the melt delivery system and the test section. In detail, the melt delivery is composed of an induction furnace, funnel and nozzle made from fused quartz. The test section is an assembly including a quartz substrate plate (1 m × 1 m, representing radiation shield), and a forest of vertical cylinders made from stainless steel (representing CRD housings). To visualize the melt spreading process, video recordings were accomplished by using high-speed camera, GoPro cameras and infrared (IR) cameras (cf. Figure 10b). One long-wave IR camera (LWIR) is placed from top, while a short-wave IR camera (SWIR) is employed to measure the temperature field from bottom since short wavelength (< 3 µm) has high penetrability. Furthermore, five groups of thermocouples (TCs) are attached to the vertical cylinders to measure the temperatures in boundary layer and on the surface of melt.

3.2 Test conditions

The two new tests, COSIN-S3 and -S4, investigated melt spreading through the horizontal plate with a forest of vertical cylindrical structures. The test conditions are listed in Table 1. The melt material used as corium simulant is zinc. The melt superheats were 80°C and 40°C for COSIN-S3 and -S4, respectively. Except the melt superheat, all the other parameters were kept consistently in two tests.

3.3 Experimental results

The previous test CONSIN-S2 without any vertical structures [12] was employed as a reference for comparison with the new tests with the forest of vertical structures. Figure 11 shows the final debris configurations of CONSIN-S2 and CONSIN-S3, respectively. It can be observed that the presence of structures poses a significant influence on melt spreading: CONSIN-S2 exhibited non-uni-

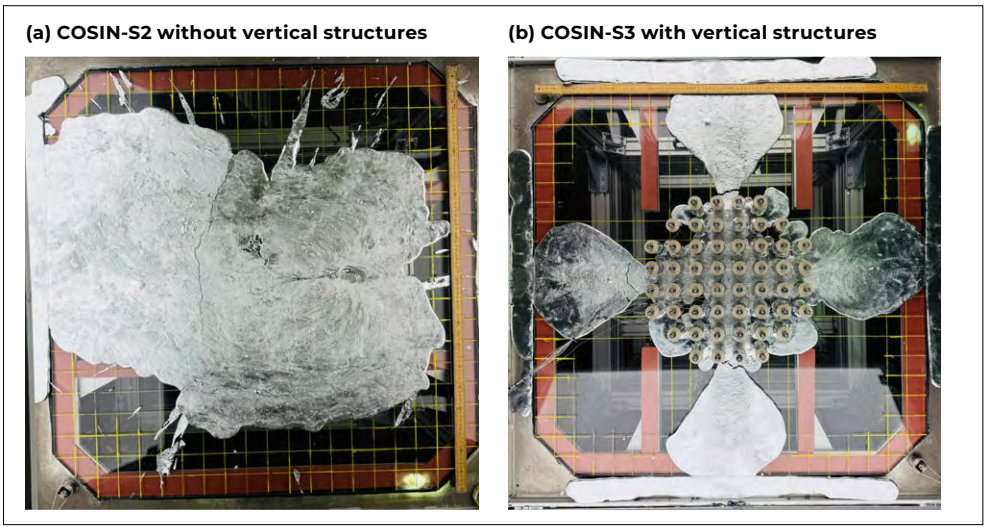


Figure 11: Final debris configurations.

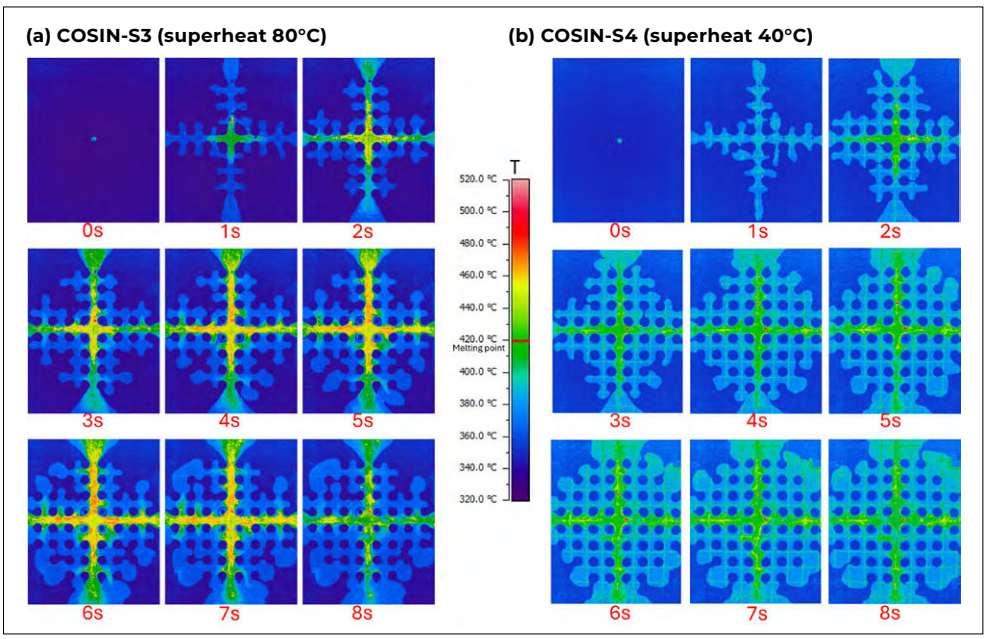


Figure 12: IR sequences (by SWIR) obtained in tests with different superheats.

form spreading of melt on the plain surface with one dominant direction, while the heterogeneity of melt spreading in CONSIN-S3 was more pronounced, manifested in the cross-shaped pattern (Figure 11b).

Figure 12 depicts the snapshots of IR images in COSIN-S3 and COSIN-S4, representing the temperature fields at melt-substrate interfaces. In both tests the melt spreads in four dominant flow paths corresponding to the principal directions of the inline structure array. In the low superheat case (COSIN-S4), the interface temperatures along the principal directions are lower and close to melting point (420°C). Simultaneously, earlier solidification increases the friction and even prevents melt spreading along principal paths in COSIN-S4. As a result, more melt was directed to other zones of structures, leading to thicker debris formation and higher temperatures.

The comparison of debris masses in different regions of the test section can be seen in Figure 13. Due to low superheat and consequent earlier solidification of melt, the debris mass trapped by the substrate area in COSIN-S4 is 35 % more than that of COSIN-S3.

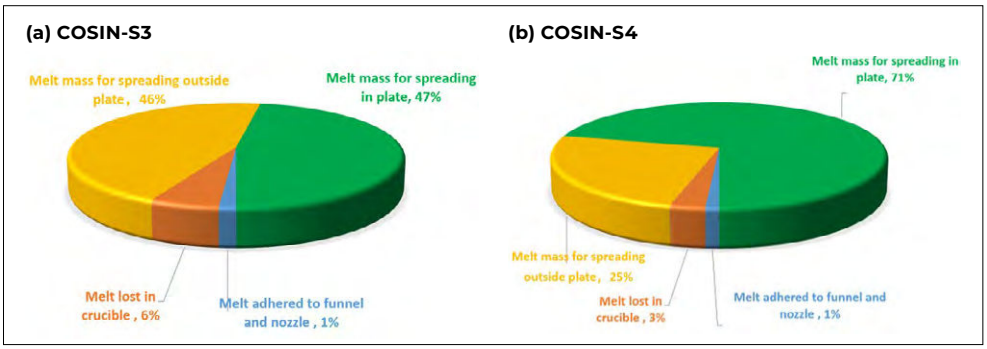


Figure 13:
Pie charts of debris masses in different regions of test section.

Parameter	COSIN-S3	COSIN-S4
Spreading area on plate (m²)	0.288	0.424
Average spreading length (mm)	305	383
Average debris thickness (mm)	5.15	6.04

Table 2:
Debris characteristics of COSIN-S3 and COSIN-S4.

More comparisons of COSIN-S3 and COSIN-S4 in terms of spreading area, average debris thickness and spreading length are provided in Table 2. Compared with COSIN-S3, the average melt spreading area and length in COSIN-S4 increased by 47 % and 26 %, respectively. Moreover, the reduction in superheat also leads to thicker debris on the plate. More data can be found in [P.6].

International Cooperation

The research activities in this project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of SSM and Swedish nuclear power companies), SSM (Swedish Radiation Safety Authority), ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate), and EU project SEAKNOT.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The research plan for the project in 2025 has been accomplished successfully. The outcomes include development of both experimental and analytical capabilities to investigate severe accident phenomena of risk importance to light water reactors, as well as creation of experimental data bases for debris bed melting under dry condition and metallic melt-structure interactions. The MPS code for mechanistic modelling of melt spreading and debris melting were further extended and enhanced. The new version of the MPS code has been applied in simulation of three-dimensional debris bed melting phenomena. A new creep model has been proposed to improve the simulation of BWR lower head failure during severe accidents. Notably, two doctoral students [P.1][P.8] with the support of this project have been graduated in 2025.

As we enter 2026, the project continues a high performance in more data generation and methodology development, to reduce uncertainties in quantification of core melt risk in severe accidents of light water reactors. Studies will be further extended or initiated in the three topical areas of the work plan: (i) experiment and simulation of debris bed melting; (ii) coupled thermo-mechanical analyses of vessel failure modes; and (iii) experiment on ex-vessel corium-structure interactions.

Publications

[P.1] L. Chen, **Experimental study and simulation of metallic melt infiltration into porous media, Doctoral Dissertation,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, June 2025.

[P.2] L. Zhao: **Simulation of melt underwater spreading in CoSMUS experiments using the MPS method, Proceeding of the 61st MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2025.

[P.3] A. Komlev: **Debris melting tests in single particle slice geometry**, **Proceeding of the 60th MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 27, 2025.

[P.4] A. Komlev: **Facility preparation for study a 2-component dry debris bed melting, Proceeding of the 61st MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2025.

[P.5] X. Li: **Toward BWR lower head penetration failure analysis: Development and application of high temperature creep model, Proceeding of the 61st MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2025.

[P.6] D. Fang: **Experimental study on melt-structure interactions below the RPV of a BWR, Proceeding of the 61st MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2025.

[P.7] D. Fang, et al.: **Experimental studies on upward-facing multi-nozzle spray cooling for external cooling of reactor pressure vessels with a four-nozzle system, International Communications in Heat and Mass Transfer** 166: 109198, 2025.

[P.8] D. Fang, **Experimental and Numerical Studies on Spray Cooling of Downward-Facing Heater Surfaces, Doctoral Dissertation,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, June 2025.

[P.9] W. Ma, et al.: **Proceeding of the 60th MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 27, 2025.

[P.10] W. Ma, et al.: **Proceeding of the 61st MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2025.

References

[1] A. Komlev: **Post-test analysis of the 2nd test on debris dryout/remelting, Proceeding of the 58th MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 30, 2024.

[2] A. Komlev: **Dry debris bed melting tests: preparation and facility concept, Proceeding of the 59th MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, Nov 28, 2024.

[3] L. Zhao: **Simulation of Melt Infiltration and Spreading using Moving Particle Semi-implicit Method, Doctoral Dissertation,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, June 2024.

[4] H. Wang: **Thermo-Mechanical Assessment of Reactor Pressure Vessels of Light Water Reactors During Severe Accidents, Doctoral Dissertation,** Royal Institute of Technology, Stockholm, 2023.

[5] F.H. Norton: **The creep of steel at high temperatures, McGraw-Hill** Book Inc., 1929.

[6] E.K. Park, J.S. Kim, et al.: **Failure simulation of nuclear pressure vessel under severe accident conditions: Part I – Material constitutive modeling, Nuclear Engineering and Technology,** 55(11): 4146-4158, 2023.

[7] Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, et al.: **Expansion of high temperature creep test data for failure evaluation of BWR lower head in severe accident, Mechanical Engineering Journal,** 7(3), 2020.

[8] S. Murakami, Y. Liu, M. Mizuno: **Computational methods for creep fracture analysis by damage mechanics, Computer methods in applied mechanics and engineering,** 183 (1–2): 15–33, 2000.

[9] J.L. Rempe, et al.: **Light water reactor lower head failure analysis. Nuclear Regulatory Commission,** Washington DC, United States, 20555: 0001,1993.

[10] L.L. Humphries, T.Y. Chu, et al.: **OECD lower head failure project final report. Sandia National Laboratories,** Albuquerque, NM, United States, 87185: 1139, 2002.

[11] Y. Chen, et al.: **A sensitivity study of MELCOR nodalization for simulation of in-vessel severe accident progression in a boiling water reactor, Nuclear Engineering and Design,** 343: 22-37, 2019.

[12] Y. Xiang: **Investigation on the melt structure interactions: A reference test and test section design, Proceeding of the 59th MSWI Meeting,** KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, Nov 28, 2024.

Radiation Protection Research at PSI

Author and Co-author(s): E. G. Yukihara, M. Jäggi, F. Köhler, M. Heule, M. Kasprzak, J. B. Christensen, F. Geser, A. Stabilini, L. Bossin, M. Sliz, S. Mayer
Institution: Paul Scherrer Institute (PSI), Department of Radiation Safety and Security
Address: Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address: +41 56 310 2338, sabine.mayer@psi.ch, www.psi.ch
Duration of project:
1 January 2025 until 31 December 2025

Abstract

This report summarizes the work carried out at PSI in 2025 to enhance radiation measurement technology and dosimetry. The project included participation in national and international expert committees, development and optimization of radiochemical and spectrometric methods (including the introduction of ICP-MS capabilities), and scientific support for aeroradiometry exercises. Significant progress was achieved in the characterization of radiation protection instruments and dosimeters and in the refinement of measurement methods and techniques. This included Monte Carlo simulations of clearance monitors and their validation for material clearance, the development and validation of a calibration procedure for measurement systems with large areas equipped with continuous material handling systems in accordance with the guideline ENSI-G13, the characterization of neutron reference fields via Monte Carlo simulations, the development of a calibration and validation procedure for a new type of a small object monitor equipped with detectors sensitive to alpha, beta and gamma radiation, and the development of a source scanner for the comparison of surface emission rates of wide area reference sources. Neutron dosimetry remained a major focus, with work demonstrating the performance of a neutron dosimetry reader developed at PSI, analyzing long-term PADC neutron dosimetry data, and developing a new PADC-system to replace fission tracks in environmental neutron dosimetry. In parallel, the implications of the new operational quantities recommended in the ICRU Report 95 were investigated, and the dosimetry properties of the myOSL 4.0 dosimetry system were characterized. The project also placed strong emphasis on PhD student supervision. Close collaboration with national and international partners supported the advancement of dosimetry systems and radiation measurement techniques, and the outcomes were disseminated through reports, peer-reviewed publications and conference presentations.

Project goals

According to the cooperation agreement, the project's objectives included participating in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry, developing and optimizing radiochemical and spectrometric methods for determining activity and detecting anthropogenic radionuclides, providing scientific support for aeroradiometry exercises, characterizing radiation-protection measuring instruments and dosimeters and advancing related measurement methods and techniques, supervising students, and addressing ad hoc issues raised by ENSI in consultation with the project manager.

Work carried out and results obtained

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry

During the reporting period, experts from PSI actively contributed to national and international committees dedicated to radiation protection, including the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), the German-Swiss Association for Radiation Pro-

tection, and the Expert Group Airborne Gamma-Ray Spectrometry. Their involvement included participation in the EURADOS 2025 Annual Meeting, the 11th RCA workshop hosted by VKTA – **Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V.** in Dresden (June 2025), the ARM-Data Workshop held at the IAEA in Vienna (24–28 March, 2025), and the International Atomic Energy Agency (IAEA) Consultancy Meeting on the ICRU Report 95 operational quantities.

B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides

Introduction of mass spectrometry. Mass spectrometric measurement techniques can be favorable for the activity determination of radionuclides with a long half-life (>100 years). As an addition to the radiometric techniques, the capabilities of an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS) with a gas reaction cell were investigated and an Agilent ICP-QQQ-MS 8900 device was purchased. During this reporting period, the infrastructure was prepared, the device was installed, and the first analysis was performed. The first sample results show that analyses of U in drinking water and, in addition, direct measurement of Pu isotopes in decommissioning matrices are possible. ICP-MS tests confirmed that ^{90}Sr, as well as isotopes of U and Pu, can be measured reliably. Method validation is underway.

Method development to analyze radionuclides in asbestos-containing material (ACM). Materials containing asbestos are found during the decommissioning of nuclear facilities. To analyze these for their radionuclide inventory, standard operating procedures for safe processing must be established. As part of this project, several asbestos-containing samples contaminated with radionuclides were analyzed using a method developed for this purpose with UTEVA-TRU-Sr extraction resins to measure ^{90}Sr, Pu and Am/Cm isotopes. Comparable to ^{90}Sr, both Am and Pu isotopes are separated with high selectivity. The determined recoveries were sufficient for quantitative evaluation of the radionuclides. The results were already published in 2022 and the procedure was added to the portfolio of the Radioanalytical Group (VA-9622-893; see Publications). The project can be considered complete.

Analysis of ^{36}Cl in polymer samples. ^{36}Cl is a pure beta emitter and direct analysis cannot be performed: chemical treatment and extraction from the sample matrix (e.g. cable material made of polyvinyl chloride) is necessary. To quantify losses during the chemical treatment and to enable quantification, a novel chemical standard reference material was produced. The activation of pure PVC resulted in elevated activities of ^{35}S (half-life: 87.4 days) and, relative to ^{35}S, low activities of ^{36}Cl. The results of the measurements show that both radionuclides can be analyzed together via LSC due to their different beta energies. For complete decomposition of samples containing ^{36}Cl, a new microwave digestion device was installed and will be tested with the standard reference material soon.

Improvement in Pu yield in urine. The project was successfully concluded by releasing updated procedures for this analysis. The new method, introduced in February 2025, added a phosphate precipitation step at the beginning and now relies on the column sequence UTEVA/DGA/anion-exchange to separate the Pu for analysis. Using the same sequence, Am, Cm and U radionuclides can also be obtained for analysis in different fractions.

Electrochemical separation of Pu on anodized carbon fibers. The analysis of Pu isotopes with radiometric or mass spectrometry techniques requires prior chemical separation to overcome interferences from other actinides and to remove matrix components. These separations are usually carried out using extraction or ion exchange chromatography. During the PhD project of Dr. Paul Dutheil, flow electrolytic separation on anodized carbon fibers was explored as a new alternative approach for the separation and analysis of Pu isotopes (Figure 1).

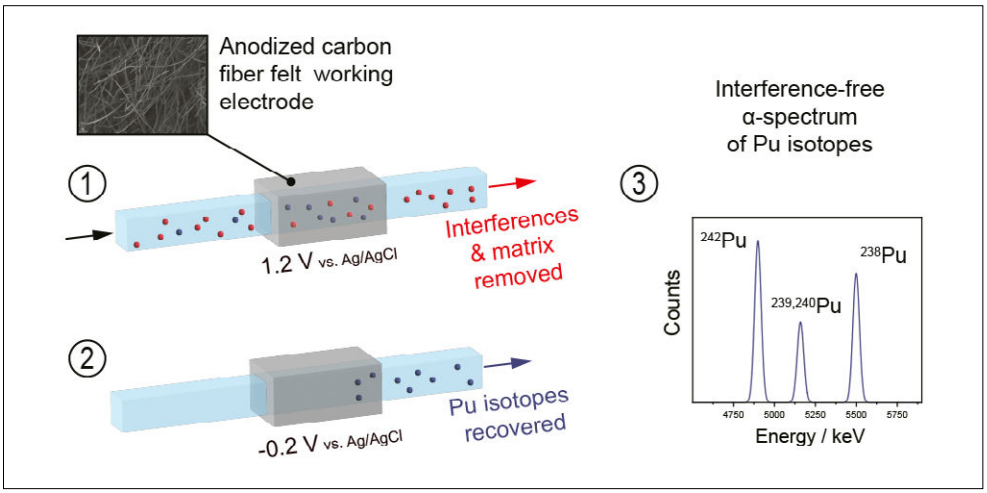


Figure 1: Working principle of electrochemically tuned separation of Pu(IV) on an oxygenated carbon electrode. At 1.2 V all Pu is converted to Pu(IV) that adheres to the surface. Other ions are largely not affected and pass through the flow cell unhindered. Later, the adsorbed Pu(IV) is released by applying –0.2 V. (Reproduced from item 11 in Publications under CC-BY 4.0 license.)

The anodized carbon-fiber electrode was characterized and successfully applied to Pu separation (see Dutheil's Dissertation listed as item 11 in Publications).

Electrochemical separation for radionuclide analysis. Paul Dutheil successfully defended his PhD Dissertation at ETH Zürich. His work addresses three main topics. First, a variety of radionuclides which can be deposited on the working electrode by selective reduction from an aqueous electrolyte are characterized and applied to real samples from a nuclear power plant. Second, the separation of Pu from other (trivalent) actinides on an anodized carbon fiber. Third, the case of carrierless radionuclides, which usually occur at very low concentrations down to femtomolar levels, was explored. Three peer-reviewed papers were published during the reporting period (items 11–13 in Publications). Sebastian Siegrist started in the Radioanalytics Environment Group to continue the research on electrochemical separations in combination with radionuclide separations. He is currently working on his mandatory plan and scientific approach for his PhD project. This plan is to be officially submitted to ETHZ at the end of the first year of study. Planned experiments will be concerned with selective electrochemical separation Co, U and others, expanding on the existing knowledge base and the electrochemical setups in the group developed by Paul Dutheil.

Intercomparison studies. The Radioanalytic Groups (Environment and Decommissioning) participated in the Procorad intercomparison on actinides in faecal ash, the IAEA Almera on water, mineral water, soil and a vegetation sample, a bilateral study comparing circular, flat geometries of paper filters of 3, 5 and 10 cm with Labor Spiez (item 14 in Publications), and the annual Swiss Gamma Intercomparison organized by BAG/IRA Lausanne. For dosimetry, we participated in the Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) intercomparison for ^{3}H and ^{14}C. In addition, the group organized the ^{3}H and ^{14}C Swiss intercomparison for internal dosimetry.

C. Scientific support for aeroradiometric (ARM) exercises

The scientific report, presenting the results of the civil (ARM24c) and military (ARM24m) measurements from last year's exercises, as well as the international exercise AGC24, was published as PSI report 25-01 (item 18 in Publications). PSI experts joined the 1st Advanced Aerial Data Analysis Workshop held at IAEA from 24–28 March 2025, where teams from Switzerland, France, Germany, and the US exchanged and evaluated raw datasets from past aerial surveys adopting a common data format (ERS 2.0). Participants compared acquisition systems and discussed evaluation parameters. The Swiss team evaluated data from the US team on Fukushima Daiichi (2011), producing dose rate and ^{137}Cs surface

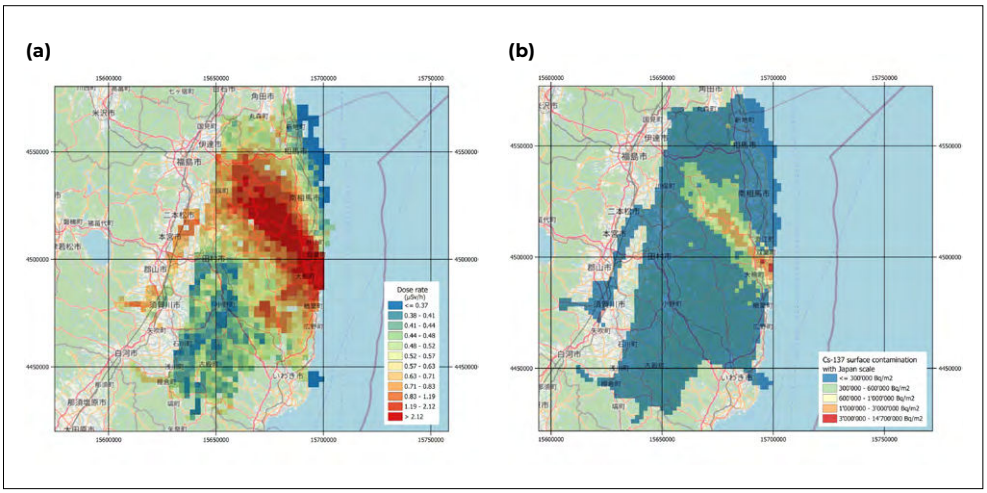


Figure 2:
(a) Dose rate and (b) ^{137}Cs surface contamination maps obtained from raw data acquired by the US team in Fukushima (2011) and evaluated by the Swiss team at the 1st Advanced Aerial Data Analysis Workshop held at IAEA on 24–28 March 2025.

contamination maps (Figure 2). Switzerland hosted the national ARM25 and the international AGC25 aeroradiometry exercises. AGC25 was a week-long multinational campaign, coordinated by the Swiss Airborne Gamma Spectrometry expert group (FAR), involving teams from Switzerland, Germany, France, Czech Republic and Lithuania. Measurements were performed with helicopters and, for the first time in an international exercise, drones for source-search operations. PSI experts played a central role in planning, organizing and executing both exercises, evaluating Swiss teams' data and comparing results across participating groups. They were also responsible for producing a comprehensive scientific report covering both campaigns. The exercises demonstrated effective multinational coordination, successful composite mapping techniques, and accurate localization, identification and quantification of radionuclide sources. The campaign strengthened operational readiness, improved interoperability and confirmed the high technical capabilities of aeroradiometry teams.

D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques

Monte Carlo simulation of clearance monitors and their validation for the clearance of materials. In 2025, a study of the time-dependence of clearance monitors (CM) sensitivity factors for long decay chains (e.g., radionuclides like ^{232}Th and ^{238}U) was finalized. This approach was applied to copper holders of thoriated tungsten electrodes and other copper parts containing ^{232}Th traces out of secular equilibrium. Time-dependent sensitivity factors until equilibrium were calculated by Monte Carlo and further validated using a ^{232}Th source in equilibrium, resulting in a publication in the Journal of Radiological Protection (item 20 in Publications). Also, new measurements to adjust the simulated energy thresholds of the HWM-1800 at PSI were carried out to account for changes in the device (e.g., detectors repaired and calibrated anew). The goal of the new measurements is to validate the simulations to predict sensitivities for ^{26}Al to characterize aluminium parts from the decay storage at PSI.

Development of a calibration and validation procedure in accordance with Guideline ENSI-G13 for measurement systems with large areas equipped with continuous material handling systems. A methodology based on PSI Report 07-01 [1] and on the ISO 7503-3 standard [2] was validated to calibrate a conveyor belt detection system for measuring possible contamination of steel sheets from decommissioning of nuclear power plants. In addition to the studies described in previous reports, tests were carried out by considering that only gamma detection is possible. This had a negative impact

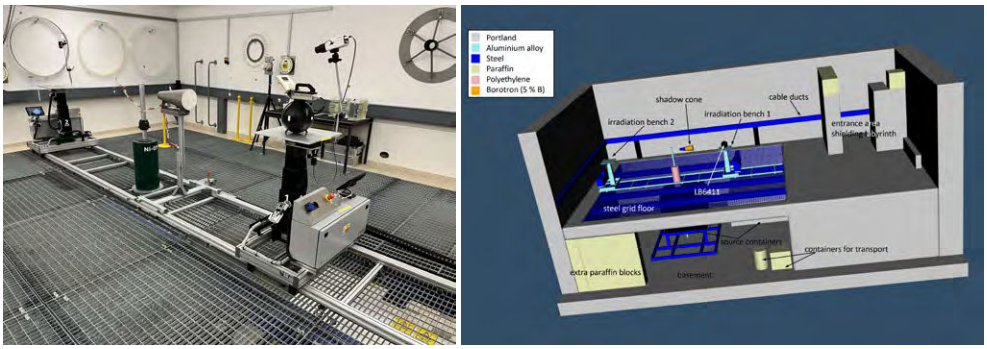


Figure 3: Left: Image of tthe neutron irradiation facility; right: corresponding model using MCNP 6.3, visualized with Gxsview (version 2024.03.15, SoftwareX).

on the detection limits, making detection impossible for most nuclides and combinations of source-to-detector distance and conveyor belt velocities. By increasing the averaging surface, certain combinations of nuclide, distance and velocity can again be measured, provided the detection limits are below the respective clearance limit. The project was concluded, and a PSI report was published containing a detailed description of the whole experimental procedure as well as the evaluation of the data (item 24 in Publications).

Characterization of neutron reference fields by Monte Carlo simulations. A full mass model of the PSI Calibration Laboratory's irradiation room was developed in MCNP 6.3 and used in a first step to characterize the scattered neutron contribution in terms of $H^*(10)$ [3]. The model included most bodies in the room, such as walls, floor, ceiling, source shielding, irradiation benches, (see Figure 3), and delivered satisfactory results, with deviations <10 % compared to measurements. Given that the neutron reference fields were mostly characterized in terms of $H^*(10)$, proper estimations of $H_p(10)$ must be done by Monte Carlo calculations. A validation of the Monte Carlo codes was done by newly estimating the fluence-to-dose conversion coefficients for $H_p(10)$. The determination methodology of conversion coefficients was thoroughly reviewed and implemented anew with state-of-the-art Monte Carlo codes, revealing energy dependent deviations of up to 20 % compared to the historical values from the ICRP and ICRU (and between codes). The main reason for this is attributed to updated Monte Carlo transport routines and particularly to updated interaction cross section tables. These results were presented at the 102nd AKD (**Arbeitskreis Dosimetrie**) meeting of the FS (**Fachverband für Strahlenschutz**) (item 22 in Publications).

Development of a calibration and validation procedure for a new type of a small object monitor equipped with detectors sensitive to alpha, beta and gamma radiation. The small object monitor, DCM-300E (VF Nuclear a.s.), is equipped with four detectors sensitive to alpha, beta and gamma radiation, combining the characteristics of a surface contamination device with those of a clearance monitor, e.g., a measurement chamber shielded with lead. The DCM-300E is a new type of device, therefore, the calibration methodology must first be developed. As a first step, a series of measurements was conducted to determine the device's response for several radionuclides. Using the measured sensitivities, nuclide-specific detection limits were calculated. Since the detectors of DCM-300E are analogous to those of CoMo-170, but comprising a thicker plastic scintillator, the response of both devices to high-energy photons (>300 keV) was compared.

Development of a source scanner for the comparison of surface emission rates of wide area reference sources. The goal of this project is to develop and validate a method for determining source emission rates (SERs) of wide-area sources and to improve the comparability and consistency of calibrations across instruments and institutions. To achieve this, a dedicated source scanner was used to measure a set of rectangular and

circular sources with different radionuclides, including ^{14}C, ^{36}Cl, ^{60}Co, ^{90}Sr, and ^{241}Am. Extensive measurements with contamination monitors, such as CoMo-170, CoMo-300, and RadEye were carried out in parallel. Thanks to the collaboration with the IAEA, additional wide-area sources were scanned at PSI. A visit to Eckert & Ziegler (E&Z) provided important insights into changes in source manufacturing and certification procedures. Preliminary analyses – currently completed for ^{14}C and ^{36}Cl – show that correcting the certified SER by the factor determined from source scanner measurements improves consistency between contamination monitors. For example, CoMo efficiencies determined with PSI and IAEA sources are in good agreement after applying the corrected SER values. Additionally, the source scanner provides detailed activity distribution maps for scanned sources. So far, the measured distribution of ^{36}Cl was compared to the distribution reported by the producer (E&Z) and found to be consistent. These preliminary results demonstrate the importance of determining SER using a source scanner as a tool for assessing source uniformity, supporting international comparisons, and improving the reliability of surface contamination measurements.

Neutron detectors for personal dosimetry. The capabilities of the new Neutron Reader for Dosimetry (NERD) were reported (item 3 in Publications), demonstrating that the system fulfils the requirements of the Swiss Dosimetry Ordinance [4]. An official approval was requested. Historical data from a large customer were analyzed to understand issues such as fading and aging of the PADC signal over a period of more than one year and documented (item 5 in Publications). New irradiations in workplace fields were conducted in the Beznau Nuclear Power Plant in collaboration with ENSI and the Institute of Radiophysics (IRA, Lausanne).

Compilation of PADC intercomparison data. To investigate long-term trends using PADC detectors for personal neutron dosimetry, data from intercomparisons from 2015 to 2024 were compiled (item 8 in Publications). The data include PADC detectors irradiated with various radiation qualities, doses, and angles. The PADC system exhibits an under-response between 20 and 70 % for angles between 30° and 60°, respectively, in agreement with previous observations. No false positives were observed, with a minimal detectable dose < 0.1 mSv.

Neutron detector for environmental dosimetry. To avoid the use of U and Th converters, required in fission track detectors used for neutron environmental dosimetry, the use of PADC detectors coupled with ^{6}Li or ^{10}B converters is being investigated. The performance was compared with fission tracks and thermoluminescence dosimetry (TLD) systems and highlighted that the detection limit of track systems was comparable to TLD systems under a pure AmBe field, but the sensitivity of TLD systems to photons increased their detection limit once a photon component was added, which would be the case in environmental conditions. A paper summarizing the results of these tests was published (item 7 in Publications).

Impact of the ICRU Report 95 on dosimetry systems. PSI experts are currently participating in an IAEA effort to publish a technical report (TECDOC) to raise awareness of the implications of introducing the new operational quantities proposed in the ICRU Report 95 [5].

Characterization of the myOSL 4.0 system for photon dosimetry. The system performance was evaluated against the Swiss Dosimetry Ordinance [4] (detection limit, linearity, energy, and angle response, fading, reproducibility) and showed to be satisfactory. A technical document summarizing the results of these tests was published (item 8 in Publications) and an official approval was requested.

E. Student supervision

Giorgia Fossati (PhD thesis). Started in May 2025, the project aims at establishing a simulated workplace neutron reference field with the neutron energy spectra typical for the fields at nuclear power plants. In the second half of 2025, a FLUKA model of the

neutron irradiation facility was developed, which was compared with measurements and the MCNP 6.3 model and experimental campaigns using various neutron detectors were carried out at PSI, EPFL and KKB.

Paul Dutheil (PhD thesis). The dissertation was successfully defended by Paul Dutheil in January 2025.

Antonella Mele (PhD thesis). Started in June 2024, the project aims at developing a model for the response of PADC neutron detectors. The student is currently working on a track structure model to translate results from Monte Carlo simulations into track density in the PADC detectors. The student presented her work at the 21st International Solid State Dosimetry Conference (2025).

Sebastian Siegrist (PhD thesis). Started in May 2025, the project aims at further developing electrochemical methods for the separation of nuclides in radioanalysis. The student is currently investigating the selective removal of ^{60}Co from sample solutions (e.g., from nuclear power plants) to reduce the Compton-background in the gamma spectra and therefore improve the sensitivity for other analytes.

F. Ad hoc problems of ENSI after consultation with the project manager

None to report.

National Cooperation

In this reporting period, PSI experts collaborated with national institutes in the following areas:

National Emergency Operations Center (NEOC), NBC-EOD Centre of Competence (Nuclear Biological Chemical Defense and Explosive Ordnance Disposal), Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI). PSI provided scientific support for the annual aeroradiometry exercises.

International Cooperation

Over the course of the project, PSI experts collaborated with several institutions worldwide:

EURADOS. PSI collaborates with various EURADOS groups (Politecnico di Milano, CERN, ELI Beamlines) and is active within the EURADOS Working Groups.

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, Germany), National Nuclear Security Administration (NNSA, USA), Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR, France), National Radiation Protection Institute (SÚRO, Czech Republic), Radiation Protection Centre (RSC, Lithuania). PSI is included in an international network to maintain and advance the quality of the aeroradiometry measurements.

International Atomic Energy Agency (IAEA): Collaboration concerning calibration of surface monitors with the wide area sources, with particular focus on the intercomparison of the certified wide area sources of different geometries.

German Cancer Research Centre (DKFZ). Various collaborative projects involving neutron dosimetry using track detectors and measurement of secondary neutrons produced during therapy with charged ions (item 21 in Publications).

Publications and conference presentations

- A. Mele, J. B. Christensen, E. G. Yukihara, M. Hursin. “Advancing track-etched detectors for accurate neutron dosimetry”. 21st International Conference on Solid State Dosimetry, Mexico City, 8–13 June (2025).
- J. B. Christensen. “Compilation and analysis of intercomparison data acquired with PADC detectors (2015–2024)”. TM-96-25-1787, Paul Scherrer Institute (2025).
- J. B. Christensen. “Acceptance test of the neutron dosimetry reader NERD”. TM-96-25-1765, Paul Scherrer Institute (2025).
- E. G. Yukihara, S. Motta. “Theoretical considerations on the dose-rate dependence of luminescence detectors”. 21st International Conference on Solid State Dosimetry, Mexico City, 8–13 June (2025).
- E. G. Yukihara. “Long-term trends in PADC neutron dosimetry data”. TM-96-25-1786, Paul Scherrer Institute (2025).
- L. Bossin, D. Zeitz, J. B. Christensen, F. Geser, E. Hohmann, M. Kasprzak, M. Sliz, A. Stabilini, E. G. Yukihara, S. Mayer. “Weighing

options for passive environmental neutron dosimetry: A comparative study of PADCs, TLDs, OSLDs, and fission track detectors." 21st International Conference on Solid State Dosimetry, Mexico City, 8–13 June (2025).

- L. Bossin, J. B. Christensen, F. Geser, M. Kasprzak, S. Mayer, M. Sliz, A. Stabilini, E. G. Yukihara. "Weighing options for passive environmental neutron dosimetry: A comparative study of PADCs, TLDs, OSLDs, and fission track detectors". Radiat. Meas. (2025): 107504. https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2025.107504.
- L. Bossin. "Performance of the MyOSL 4.0 system for whole-body photon and beta dosimetry". TM-96-25-1767, Paul Scherrer Institute (2025).
- M. Kasprzak, M. Caresana, M. Dietz, S. Mayer, L. C. Mihailescu, R. Tanner, F. Trompier, F. Vanhavere. "Results from the survey for EURADOS intercomparison of neutron calibration laboratories: Harmonization advancement in neutron metrology". 21st International Conference on Solid State Dosimetry, Mexico City, 8–13 June (2025).
- P. Dutheil. "Development and Applications of Flow Electrolysis for fast Radioanalytical Separations". PhD Dissertation, DISS. ETH NO. 30879 (2025). https://doi.org/10.3929/ethz-b-000735978
- P. Dutheil, F. Köhler, M. Heule, N. Cerboni, P. Steinegger. "Flow Electrolysis on Anodized Carbon Fibers for Pu Separation and Analysis", Anal. Chem., 97 (2025) 10671-10679. https://pubs.acs.org/doi/10.1021/acs.analchem.5c00496
- P. Dutheil, M. Heule, F. Köhler, S. Baur, A. Vögele, P. Steinegger. "Flow electrolytic separation of radionuclides for interference suppression in g-spectrometry", Analytica Chimica Acta, 1337 (2025). https://doi.org/10.1016/j.aca.2024.343527
- P. Dutheil, M. Heule, P. Steinegger. "Development of Flow Electrolytic Strategies for Separation and Radiometric Analysis of Radionuclides", Chimia, 79 (2025) 200–203. https://doi.org/10.2533/chimia.2025.200
- S. Baur. "Bericht zur Laborvergleichsmessung selbst hergestellter Flächenquellen 2024 in der Gammaspektrometrie". TM-96-25-1774, Paul Scherrer Institute (2025).
- S. Baur, U. Mäder, L. Martin, C. Vockenhuber, M. Christl, M. Kiczka, M. Heule, S. Harzmann, S. Mayer, "Quantifizierung von Cl-36 und H-3 in geologischen Tiefenlagern mittels LSC und AMS", 11th RCA workshop, VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V. (VKTA), June 2025, Dresden.
- F. Köhler, P. Dutheil, S. Baur, M. Heule, S. Harzmann, S. Mayer, "Sorption und Trennung von Plutonium an einer anodisierten Kohlenstoff-Elektrode", 11th RCA workshop, VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V. (VKTA), June 2025, Dresden.
- M. Heule, P. Dutheil, F. Köhler, S. Baur, S. Harzmann, S. Mayer, "Elektrochemische Trennungen in der Radioanalytik mit realen Proben", 11th RCA workshop, VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V. (VKTA), June 2025, Dresden.
- A. Stabilini, D. Breitenmoser, F. Geser, B. Bucher, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, A. Hess, M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer. "Aeroradiometric measurements in the framework of the Swiss ARM24 and international AGC24 exercises". PSI Report No.: 25-01, Paul Scherrer Institute (2025). https://doi.org/10.55402/psi:68900
- A. Stabilini. "International collaboration and exercises – results of AGC25". 13th International Airborne Radiometry Technical Exchange, Berlin, 13–17 October (2025).
- F.A. Geser, M.U. Sliz, T. Schuler, M. M. Kasprzak, S. Mayer. "Efficiency of clearance monitors for ^{232}Th out of secular equilibrium", J. Radiol. Prot. 45, 031505 (2025). https://doi.org/10.1088/1361-6498/adf1b1
- C. Stengl, C. Mooshammer, P. Haney, J. Mahnke, L. Rozo-Pardo, A. Stabilini, F.A. Geser, J. Vedelago. "Room return effect of secondary neutrons generated by protons, helium, carbon and oxygen ions for radiotherapy". Physics in Medicine and Biology, 70 (2025), 235011. https://doi.org/10.1088/1361-6560/ae1ee6
- F.A. Geser, G.R. Fossati, A. Stabilini, M. M. Kasprzak. "Neue Berechnung der Fluenz-zu-Dosis-Konversionskoeffizienten für $H_p(10)$ mit Monte-Carlo-Simulationen", 102nd AKD Meeting, PTB Braunschweig, Germany, 13–14 November (2025).

■ F. M. Köhler. “Analyse von asbesthaltigen Proben in der Radioanalytik”. PSI Verfahrensanweisung VA-9622-893 (2025).
■ F. A. Geser. “Calibration methodology for surface contamination monitors measuring moving samples”. TM-96-25-1790, Paul Scherrer Institute (2025).

References

[1] C. Schuler, G. Butterweck, C. Wernli, J.-F. Bochud, PSI Report 07-01: Calibration and verification of surface contamination meters – procedures and techniques, Paul Scherrer Institute (2007).
[2] ISO, ISO 7503-3:2016 Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination Part 3: Apparatus calibration, International Organization for Standardization, Geneva, 2016.
[3] A. Stabilini, F.A. Geser, M.U. Sliz, Characterization of the ^{241}Am-Be neutron sources of the PSI calibration laboratory, TM-96-24-1619, Paul Scherrer Institute (2024).
[4] DoV, Verordnung des EDI über die Personen- und Umgebungsdosimetrie (Dosimetrieverordnung), in: Schweizerisches Eidgenossenschaft (Ed.), 2017.
[5] ICRU, ICRU Publication 95: Operational Quantities for External Radiation Exposure, Journal of the ICRU, 20 (2020) 7–130.

Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?

Author and Co-author(s):
Reinhardt Krcek, Daniel Schanne
Institution: Inselspital,
University Hospital Bern
Address: Freiburgstrasse
E-mail: danielhendrik.schanne@insel.ch,
reinhardt.krcek@extern.insel.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

The threat of nuclear incidents or attacks exposes humanity to potential mass casualty situations, where radiation-exposed victims may exhibit varying levels of severity. Currently, there is a lack of rapid and reliable diagnostics for assessing acute clinical urgency and severity, hindering effective patient triage. Existing tests, such as time-to-emesis measurements and peripheral blood chromosome aberration cytogenetic assays, suffer from limited diagnostic accuracy or lengthy processing times and are not optimal for low-dose exposures.

To address this diagnostic challenge, we are exploring the feasibility of using a panel of metabolites as radiation markers, in high as well as in low radiation doses. We employ mass spectrometry to analyse blood serum and urine samples obtained from patients undergoing radiotherapy.

In our initial cohort, we analysed the effects of high radiation doses on blood serum and urine samples from breast cancer patients. The analysis of blood serum revealed a set of five metabolites that exhibit altered expression following radiation exposure, as well as a panel of metabolites capable of distinguishing between irradiated and non-irradiated states. In contrast, the urine analysis did not show significant metabolic changes. Currently, we are recruiting patients for the assessment of the effects of low dose radiation on the metabolome.

The goal of this project is to develop a rapid, quantitative, and reliable approach utilizing easily accessible biological samples, such as blood and urine, for the purpose of testing patients for radiation exposure. This advancement has the potential to result in improved patient care following hazardous radiation exposure incidents across various settings, including occupational and medical environments.

Project goals

In the scenario of a nuclear accident, it is anticipated that a mass casualty event will occur, exposing numerous individuals to radioactivity. A major concern with high doses of radiation is their impact on the bone marrow responsible for blood formation and the immune system, leading to an elevated risk of life-threatening infections or an urgent need for transfusions. Furthermore, skin lesions, bleeding, acute gastrointestinal syndrome, and fever are primary considerations in the context of these injuries. [1].

In addition to individuals experiencing severe radiation effects, there will be numerous victims exposed to doses that may not be immediately life-threatening but could lead to late complications, such as an elevated risk of cataracts or cancer [2]. Consequently, these individuals may require long-term follow-up examinations to monitor their health.

To date, there are no quick and reliable tests to estimate the absorbed radiation dose in early stages of a radiation incident. One current method of radiation biodosimetry in humans is the measurement of "time to emesis" [3–5], but emesis is an unspecific symptom, rendering triage based on this criterion unreliable. Chromosome aberration cytogenetic assay is a well-accepted technique [6] but is not useful in the acute situation due to technical complexity and long time to diagnosis

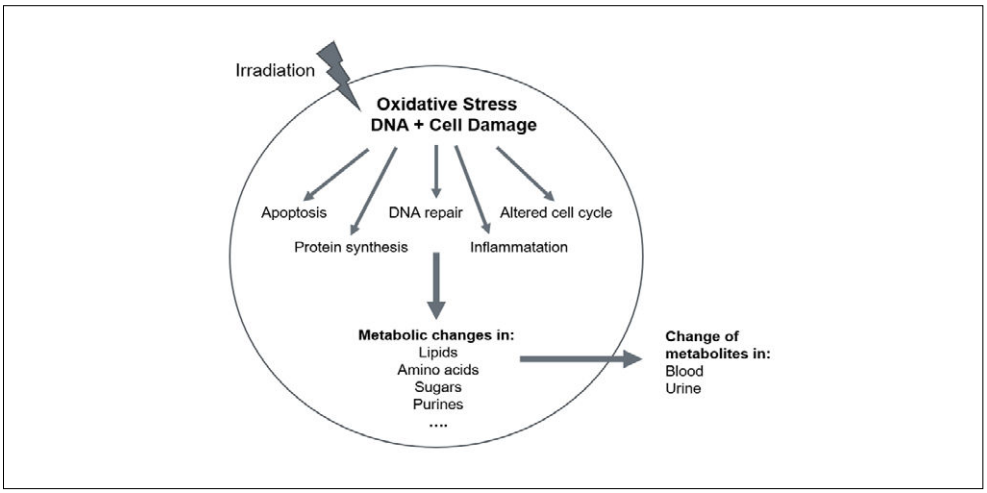


Figure 1: Schematic representation of the effects of irradiation on a cell. Multiple effects occur after irradiation, including inflammation or changes in cell cycle. As a result, certain metabolites change, which can be detected in body fluids such as blood.

[4]. In the context of an incident, a more rapid diagnosis would be desirable to perform adequate triage and therapy.

To date, there is no single specific serum marker for the level of radiation exposure, but it is evident that radiation causes effects in metabolic processes (figure 1) in humans as well as in animal models [7–11].

We use mass-spectrometry based metabolomics in post-surgically irradiated breast cancer patients to evaluate the feasibility of using metabolic changes as a biomarker for radiation exposure. As treatment was simulated on computed-tomography scans and delivered in identical fraction doses each day, the dose is known and quantifiable at each time point. Moreover, we also analyze the impact of low-dose radiation resulting from computed tomography.

The overall goal of the project is to characterize the metabolic profile of human patient serum and urine undergoing standard radiotherapy (high dose) and computed tomography (low dose).

Work carried out and results obtained

We prospectively enrolled 20 female breast cancer patients after breast-conserving tumor resection but no (neo-) adjuvant chemotherapy. All participants received adjuvant radiotherapy to the affected breast, administered in 30 daily fractions of 2 Gray. Blood and urine samples were drawn at six time points before, during and after RT and prepared for analysis of metabolites.

Following an initial metabolic screening, the analysis focused on amino acids, fatty acid β-oxidation intermediates, and ketometabolites. Serum or urine samples (50 µL) were thawed, vortexed, and mixed with an internal standard mixture containing stable isotope-labeled metabolites. Proteins were precipitated with 450 µL of ice-cold isopropanol:acetonitrile (1:1, 0.1 % acetic acid), followed by incubation on ice for 30 min and centrifugation (4400 rcf, 10 min, 4°C). The supernatant was evaporated under vacuum and reconstituted in 150 µL of mobile phase A (water + 0.1 % acetic acid). After a second centrifugation, 100 µL of the supernatant was transferred to a new plate and analyzed by ultra-high-performance liquid chromatography coupled with high-resolution mass spectrometry using positive and negative HESI modes (figure 2). Peak areas of detected metabolites were normalized to their respective internal standards, and relative response ratios were used for statistical analysis.

Metabolite measurements taken before radiotherapy (t1, t2) were compared to those from weeks five and six of treatment (t4, t5), resulting in paired measurements for each subject before and during RT. Univariable analysis was conducted using a mixed-effects ANOVA model, with individual subjects as random effects and radiation exposure as a fixed factor. To account for multiple testing,

Figure 2:
Thermo Fisher Scientific ultra-high performance liquid chromatography.

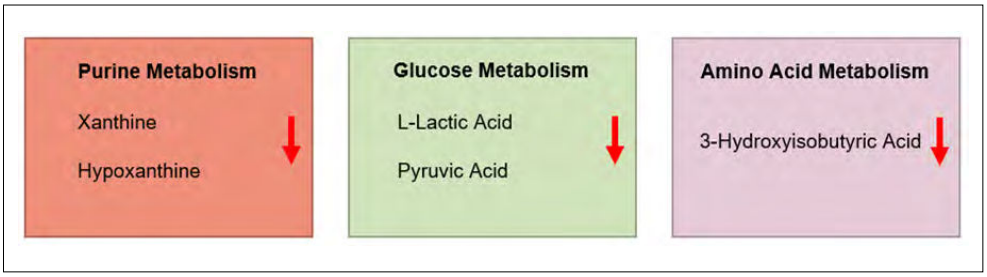


Figure 3:
Radiation leads to downregulation of xanthine and hypoxanthine (purine metabolism), l-lactic-acid and pyruvic acid (glucose metabolism) and 3-hydroxyisobutyric acid (amino acid metabolism).

False Discovery Rate adjustment was applied. For multivariable analysis, partial least squares-discriminant analysis (PLS-DA) was performed. All analyses were conducted in R version 4.4.1.

The univariate analysis revealed five serum metabolites exhibiting statistically significant downregulation after RT exposure: hypoxanthine, 3-hydroxyisobutyric acid, L-lactic acid, pyruvic acid, and xanthine (all $p < 0.05$, figure 3).

Additionally, the PLS-DA led to a set of metabolites discriminating between irradiated and non-irradiated subjects. This set was composed of purine metabolites (xanthine, hypoxanthine, 7-methylguanine/1-methylguanine), glucose derivatives (pyruvic Acid, L-lactic acid), amino acid derivates (L-glutamic acid, L-tryptophan, L-phenylalanine, L-isoleucine, proline-betaine) and stress-related hormones (cortisone, cortisol).

On the other hand, the urine samples showed no significant metabolite changes in univariable analysis, contrasting with previous studies in mice and humans that used Total Body Irradiation, while we used Partial Body Irradiation. Moreover, Laiakis et al. [9] reported a sex-specific urinary metabolic response, more pronounced in males. As our cohort included only female patients, this difference may explain the discrepancy.

In summary, the analysis of blood serum samples has shown a promising metabolic fingerprint linked to radiation exposure. The identification of five downregulated metabolites after radiotherapy, combined with

a set of discriminative metabolites, underscores the potential of this metabolic approach. These results have recently been published in the International Journal of Radiation Biology, highlighting their scientific significance and impact.
To assess the impact of low-dose radiation, we opened, in collaboration with our partners, a study protocol this year to analyse blood metabolites before and after computed tomography, and we are currently enrolling patients at Inselspital Bern.

National Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Mojgan Masoodi, Department of Clinical Chem-istry, Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland; mojgan.masoodi@insel.ch

International Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Christos T. Nakas, Professor at University of Thessaly Greece & Consultant for Data Science/Biostatistics at Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

Successes:

- Our study protocol for the low dose cohort was accepted by the Kantonale Ethikkommission Bern.
- We were able to enrol our first patients in the low-dose cohort
- We were able to recruit Yigitalp Aksoy from the University of Bern as our Medical Doctor student. He began working on his MD thesis during a two-month rotation in our department.
- Our first peer-reviewed paper about the impact of high dose radiation on the metabolome was accepted by the International Journal of Radiation Biology underscoring the interest of the scientific community.

Challenges:

- Enrolment for our second cohort (low dose) is ongoing, but patient recruitment is taking longer than expected. Reasons include, but are not limited to:
  - High incidence of metabolic disorders, which are an exclusion criterion as they might impact the metabolome (especially diabetes)
  - Previous High Dose Radiation Exposure of several patients- this is also considered as a confounding factor
  - Language Barriers, so that they are unable to give informed consent for the study
  - Unwillingness to undergo the study procedures (fasting, additional blood draw, 1–2 hour waiting time)

Perspectives for 2026:

- Completing the recruitment process for the entire low dose cohort
- Drafting of the MD Thesis of Yigitalp Aksoy

Publication

Krcek R, Nakas CT, Freiburghaus K, Aebersold DM, Lössl K, Masoodi M, Schanne DH. Metabolic signature in patients undergoing adjuvant breast irradiation: a potential for biodosimetry? Int J Radiat Biol. 2026;102(1):12–19. doi: 10.1080/09553002.2025.2588399. Epub 2025 Nov 19. PMID: 41259017.

References

[1] Dainiak, Nicholas. 2018. “Medical Management of Acute Radiation Syndrome and Associated Infections in a High-Casualty Incident.” Journal of Radiation Research 59 (suppl_2): ii54–64. https://doi.org/10.1093/jrr/rry004.

[2] Piotrowski, Igor, Katarzyna Kulcenty, Wiktoria Maria Suchorska, Agnieszka Skrobała, Małgorzata Skórska, Marta Kruszyna-Mochalska, Anna Kowalik, Weronika Jackowiak, and Julian Malicki. 2017. “Carcinogenesis Induced by Low-Dose Radiation.” Radiology and Oncology 51 (4): 369–77. https://doi.org/10.1515/raon-2017-0044.

[3] Demidenko, Eugene, Benjamin B. Williams, and Harold M. Swartz. 2009. "Radiation Dose Prediction Using Data on Time to Emesis in the Case of Nuclear Terrorism." Radiation Research 171 (3): 310–19. https://doi.org/10.1667/RR1552.1

[4] Patterson, Andrew D., Christian Lanz, Frank J. Gonzalez, and Jeffrey R. Idle. 2009. "The Role of Mass Spectrometry-Based Metabolomics in Medical Countermeasures against Radiation." Mass Spectrometry Reviews, n/a-n/a. https://doi.org/10.1002/mas.20272.

[5] Nair, Velu, D.N. Karan, and C.S. Makhani. 2017. "Guidelines for Medical Management of Nuclear/Radiation Emergencies." Medical Journal Armed Forces India 73 (4): 388–93. https://doi.org/10.1016/j.mjafi.2017.09.015.

[6] Blakely, William F., Zhanat Carr, May Chin-May Chu, Renu Dayal-Drager, Kenzo Fujimoto, Michael Hopmeir, Ulrike Kulka, et al. 2009. "WHO 1st Consultation on the Development of a Global Biodosimetry Laboratories Network for Radiation Emergencies (BioDoseNet)." Radiation Research 171 (1): 127–39. https://doi.org/10.1667/RR1549.1.

[7] Pannkuk, Evan L., Evagelia C. Laiakis, Tytus D. Mak, Giuseppe Astarita, Simon Authier, Karen Wong, and Albert J. Fornace. 2016. "A Lipidomic and Metabolomic Serum Signature from Non-human Primates Exposed to Ionizing Radiation." Metabolomics 12 (5): 80. https://doi.org/10.1007/s11306-016-1010-0.

[8] Golla, Srujana, Jaya Prakash Golla, Kristopher W. Krausz, Soumen K. Manna, Cedric Simillion, Diren Beyoğlu, Jeffrey R. Idle, and Frank J. Gonzalez. 2017. "Metabolomic Analysis of Mice Exposed to Gamma Radiation Reveals a Systemic Understanding of Total-Body Exposure." Radiation Research 187 (5): 612–29. https://doi.org/10.1667/RR14592.1.

[9] Laiakis, Evagelia C, Evan L Pannkuk, Siddheshwar Kisan Chauthe, Yi-Wen Wang, Ming Lian, Tytus D Mak, Christopher A Barker, Giuseppe Astarita, and Albert J Fornace. 2018. "A Serum Small Molecule Biosignature of Radiation Exposure from Total Body Irradiated Patients," 23.

[10] Coy SL, Cheema AK, Tyburski JB, Laiakis EC, Collins SP, Fornace A Jr. Radiation metabolomics and its potential in biodosimetry. Int J Radiat Biol. 2011 Aug;87(8): 802–23. doi: 10.3109/09553002.2011.556177. PMID: 21692691; PMCID: PMC3572797.

[11] Menon SS, Uppal M, Randhawa S, Cheema MS, Aghdam N, Usala RL, Ghosh SP, Cheema AK, Dritschilo A. Radiation Metabolomics: Current Status and Future Directions. Front Oncol. 2016 Feb 2; 6:20. doi: 10.3389/fonc.2016.00020. PMID: 26870697; PMCID: PMC4736121

Assessing enhanced cancer risks of low dose ionizing radiation – nanoparticle contamination

Author and Co-author(s): Prof. Dr. Martin Pruschy; Prof. Dr. Inge Herrmann; Leila Krajnovic
Institution: Lab. of Applied Radiobiology
Address: University Hospital Zurich/ University of Zurich
Phone, E-mail: 044 635 5004, martin.pruschy@uzh.ch
Duration of project: 48 months

Abstract

Description of the most important results of the project. The text should not exceed 350 words.

The overall objective of this project is to evaluate, under defined conditions, biological processes that lead to increased carcinogenesis when exposed to both nanoparticles and low doses of radiation. This research project was initiated in May 2025 after having identified Ms Leila Krajnovic as the PhD-student responsible for this project. The major focus of the initial project phase was on the establishment of the mutation-activated fluorescence detection system for analyzing acute mutagenesis frequency. The reporter system is based on a CherryOFF-GFP mutation-activated reporter system containing a specific point mutation that disables the mCherry expression. If a new mutation reverses this lesion to the original sequence, the mCherry fluorescence is restored, allowing detection and quantification of mutagenesis. A key milestone is the successful establishment of two cell lines, carrying the reporter, as well as control cell lines. In particular, stable cell line populations have been generated by transfection and transduction and expanded. Initial fluorescence-activated cell sorting (FACS) experiments and fluorescent microscopy confirmed the successful incorporation. Overall, the project is still in the experimental setup phase, which will continue for another six months.

Project goals

Overall importance of the project:

Low dose ionizing radiation (IR) and metal-based nanoparticles (NP) represent environmental and synthetic factors with associated toxicities and cancer risks. While the individual risks have been well investigated and/or estimated with respective modelling approaches, much less is known on cancer risks when human cells are contaminated with metal-based NPs and subsequently exposed to low dose irradiation. Double exposure to low dose irradiation and NPs will be more prevalent with an increased abundance of NPs in our civilization. Thus, a risk for the induction of biological processes, that enhance and promote irradiation-induced carcinogenesis, exists in our environment. The overall objective of this project is to evaluate, under defined conditions, biological processes that lead to increased carcinogenesis when exposed to both nanoparticles and low doses of radiation, on a qualitative and quantitative level.

Goals for the reporting period (May 2025–December 2025, Months 1–7 of WPI of Research Project):

Development of (detection) systems: The first goal is the establishment of the requested methodological systems to determine acute and time-dependent mutagenesis in response to ionizing radiation-nanoparticle contamination. This involves generating cell lines carrying the CherryOFF reporter construct, generating control cell lines required for the FACS-based readout, and developing a standardized workflow in the laboratory for performing the mutation detection assay under x-ray radiation and nanoparticle exposure conditions.

Work carried out and results obtained

This research project was initiated with the major focus of establishing the mutation-activated fluorescence detection system for analyzing acute mutagenesis frequency. The approach is based on the CherryOFF-GFP mutation-activated reporter system developed by Birnbaum et al., 2018 [1]. During the initial phase of the study, the focus was on implementing and validating this reporter system in established tumor cells before applying it to primary untransformed healthy cells. Although this reporter system and the respective control systems were commercially available, they required sequence verification and functional assessment as recommended by the inventor, Prof. Dr. Fangliang Zhang (see below). After successful sequence validation, the CherryOFF-GFP reporter and the corresponding control plasmids were successfully introduced into two colorectal carcinoma cells (MC38, HCT116), using retroviral transduction (Fig. 1). Subsequent fluorescence microscopy confirmed correct reporter expression patterns in all generated cell lines (Fig. 2). First initial quantitative experiments were also performed using transduced HCT116 cells exposed to single high dose irradiation, demonstrating a functional readout of reporter activation.

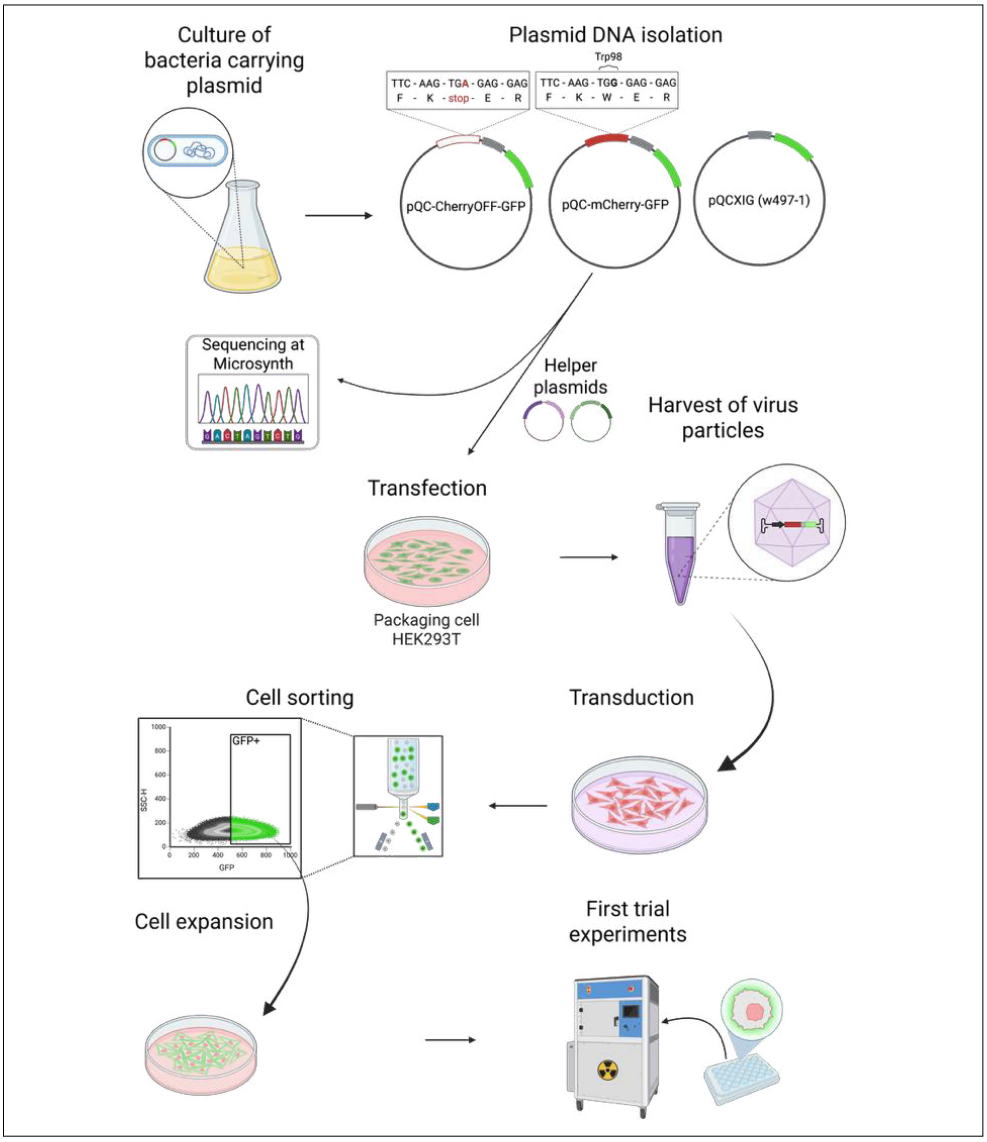


Figure 1:
Graphical abstract of the progress. For the establishment of the mutation detection cell line as well as control cell lines, plasmids were ordered as bacterial stab cultures. The plasmid isolation involved the culture of the bacteria carrying the plasmid and a DNA purification. Correctness of the sequence was confirmed by external full plasmid sequencing at Microsynth. Plasmid isolation was followed by transfection of HEK293T cells with the respective plasmid and two helper plasmids to generate virus particles. Target cells were transduced using the packaging cell supernatant containing the virus particles. After transduction, the cells of interest were isolated by FACS and put in culture for expansion. Initial test experiments followed sufficient cell expansion.

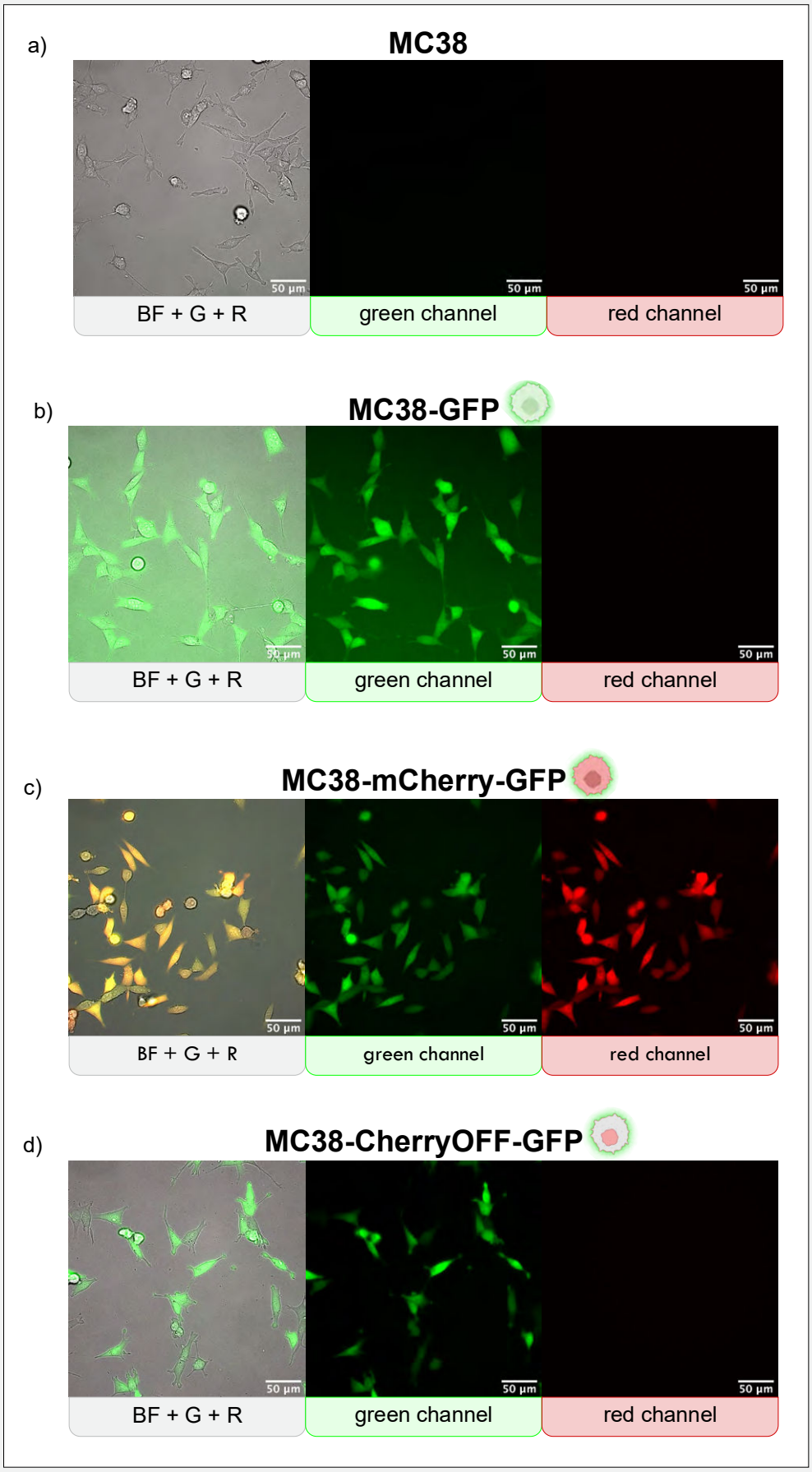


Figure 2:
Fluorescent images of transduced MC38 cells. Bright-field (BF), green-fluorescent (GFP), and red-fluorescent (mCherry) channels were imaged to assess the transduction of the target cells.
a) Wild-type MC38 cells show no detectable signal in either the green or red channels, resulting in an overlay that resembles bright-field alone.
b) MC38-GFP cells exhibit strong green fluorescence with no detectable red signal, consistent with selective expression of GFP.
c) MC38-mCherry-GFP show a robust signal in both the green and red channels, confirming co-expression.
d) MC38-CherryOFF-GFP cells show fluorescence only in the green channel; no red fluorescence is detected because no A→T point mutations were taking place which is required for the mCherry expression.
Scale bar: 50 µm.

In addition to the reporter work, complementary investigations were carried out to examine cellular uptake of gold nanoparticles (50 nm in diameter), and the resulting microscopy imaging data illustrates successful incorporation of the nanoparticles into cultured cells (Fig. 3). Overall, these results provide a methodological foundation for further experiments aiming to quantify mutation-induced reporter activation in response to genotoxic stress.

National Cooperation

No national cooperation exists at this stage.

International Cooperation

We could develop a collaboration with Prof. Dr. Fangliang Zhang, Department of Molecular & Cellular Pharmacology, University of Miami, Miami, FL 33136, USA. His group developed the mutation-activated fluorescence reporter for analyzing acute mutagenesis frequency, which we are establishing in our laboratory. He is supporting us regarding technical challenges related to the establishment of the respective method.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

Overall, the project is still in the experimental setup phase (WP1), which will continue for another six months. The project is progressing very well according to the proposed schedule. Further endpoints to be investigated, such as single-cell DNA/RNA sequencing, are already being discussed.

Publications

So far, no publications and proceedings have been produced within the scope of this project. However, the project has already been presented and discussed at a meeting at an internal meeting at ENSI (22. October 2025).

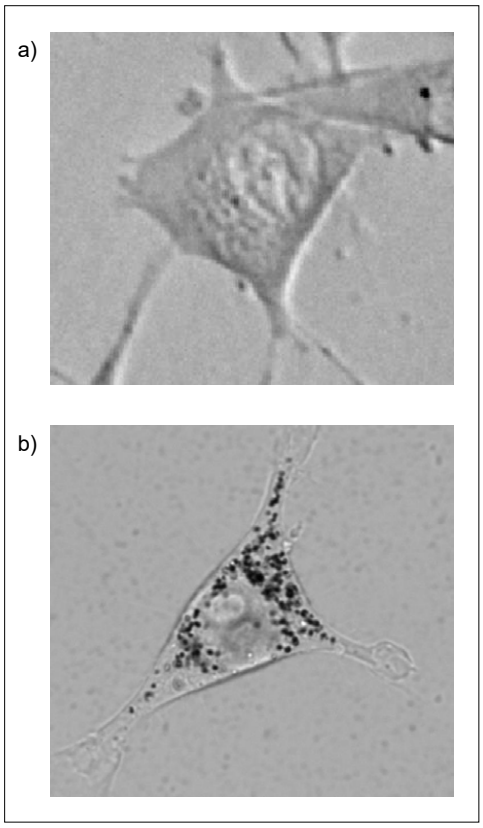


Figure 3: Uptake of gold nanoparticles by MC38 cells. Bright-field images of cells without nanoparticles (a) and with 50 nm gold nanoparticles (b) show successful intracellular nanoparticle incorporation.

References

[1] Birnbaum MD, Nemzow L, Kumar A, Gong F, Zhang F. A Rapid and Precise Mutation-Activated Fluorescence Reporter for Analyzing Acute Mutagenesis Frequency. Cell Chem Biol. 2018 Aug 16; 25(8):1038–1049.e5. doi: 10.1016/j.chembiol.2018.05.010.

ENSI Inspection Robot

Author and Co-author(s):
Albert Loichinger, Curdin Collet
Institution: IPEK, OST Ostschweizer Fachhochschule
Address: Oberseestrasse 10, 8640 Rapperswil
E-mail: albert.loichinger@ost.ch
Duration of project: 2025–2029

Abstract

The ENSI Inspection Robot will be used to support inspections of the nuclear plants which are performed by ENSI. The project has started this summer. Since then, the focus of the project has been to evaluate the system requirements. A workshop with all the involved partners has been carried out, to define the use case of the robot. The inspection operation has been detected as the main use case for the robot. Based on that use case the robot can be further developed. The main challenges for the development of the robot will be the camera system, the wipe test, the decontamination of the robot and the integration of all these systems. These subsystems must be integrated in such a way that the requirements can be fulfilled. Especially the weight and the manoeuvrability are highly depending on the decisions within the subsystems as the harsh environment will demand some sort of shielding, which will add weight to the robot.

Project goals

Importance of the project

The importance of this project lies in the development of a remotely operated robot for nuclear power plants, to improve safety and operational efficiency. Being able to perform routine inspections in operating facilities and to enter critical locations with high radiation is a missing feature in the operations of ENSI. Therefore, a project is started with operation experts (BEX Bernese Police), inspection experts (ENSI Brugg) and a design team (IPEK Rapperswil). Protecting personnel from hazardous radiation and ensuring the ability to access and inspect hard-to-reach or dangerous areas are critical needs addressed by such technology.

Building expertise

The first essential step is to establish all technical and operational requirements, particularly understanding the specific environment where the robot will be used. Where environmental conditions are uncertain, reasoned assumptions must guide the requirement definition, so the robot can be effective and most important adaptable.

This expertise is crucial in the early project phases, as it allows to understand how environmental factors impact the selection and durability of components. Of the same importance is the comprehensive view of available market technologies. This helps to estimate the possibilities and the needed resources to develop a system for the requirements. Also, one project task is to enable students and scientific personnel to dive into the design and detail functional world of the ENSI tasks.

Develop key technology

Developing a robot for such demanding requirements involves identifying and advancing several key technologies. This step is crucial to achieving the overall goal of delivering a fully functional robotic system. The core technologies include components such as the camera system, wipe test mechanism, and durable chassis, which serves as the integration platform for essential subsystems while enabling effective decontamination. Also, operational aspects are included in coordination with BEX Bern to ensure proper handling and control of the robot. Each of the systems must be designed and developed to ensure that the final robot fully meets the specified operational requirements.

Deliver a functioning robot

The project's main objective is to ultimately deliver a working robot, capable of safe

and reliable operation under the identified requirements, thereby add value to the processes of the nuclear plant inspection. Special requirements result from radiation and its effect on electronic parts. Especially cameras are heavily loaded and partially or completely damaged in locations with high radiation levels. Technology development focuses on enabling frequent inspection tasks in a medium loaded environment and in a later stage in places with very high nuclear radiation load.

Work carried out and results obtained

Requirements Engineering

The first step in the development process is to understand the environment and to define the requirements of the robot.
To define the use case and the resulting requirements a workshop with all contributing partners has been organised. The results from the workshop help define the development direction of the Robot. The main use case for the ENSI is the inspection of the nuclear plants.

For the use case definition, the following topics have been discussed and defined in form of a mission presented illustrated in Table 1.

Mission Goals

The main goal for the mission is to inspect the plant. The most important goals within the inspection mission are listed in the Table 2.

Superior Goals

Throughout the mission, superior goals must be observed. The most important superior goals are listed in the Table 3.

Obstacles

The most important obstacles which the robot will encounter throughout the mission are listed in the Table 4.

Environmental impacts

Environmental impacts refer to the physical condition of the environment. For this documentation only the most important impacts are listed in Table 5. There are many more impacts that can influence the robot.

Mission name	Nuclear plant inspection
Mission location	Nuclear plants (variable)
Mission definition	ENSI
Mission period	1–4 times per year
Robot controller	BEX

Table 1: Mission definition.

Contamination measurement	The contamination in certain areas must be measured. This task can be performed with a wipe test.
Dose rate measurement	The dose rate must be measured throughout the mission.
Image recording/video recordings	The environment and special areas must be recorded via a camera.

Table 2: Mission Goals.

No damage to the personnel	The robot must not harm the personnel.
No damage to the power plant system	The robot must not damage the power plant system.
Retrievability	The system must be retrievable from the mission.

Table 3: Mission superior Goals.

Stairs	Stairs can be a big challenge for robots. The type of stairs and the slope of the stairs are the main influencing factors.
Doors	The doors that are in the power plant can be a barrier for the robot. The robot must be able to open closed doors.
Dimensions	The dimension of certain access routes must be known to define the maximal robot dimensions.

Table 4: Mission Obstacles.

Temperature	Extreme temperatures can influence the installed components.
Ionising radiation	The ionising radiation is known to influence the electronics and other components.
Humidity	The humidity can influence the lens and the view of the camera.
Dust	The dust especially the contaminated dust can accumulate on the robot.

Table 5: Mission environment.

Technology research

Competitions

Robot competitions like RoboCup Rescue and ENRICH Hackathon advance unmanned ground vehicles (UGV) research for high-risk environments by simulating real-world scenarios, from obstacle-filled rescue operations to nuclear interventions. RoboCup Rescue tests autonomy and navigation in disaster simulations without radiation, while ENRICH evaluates manipulation in a nuclear plant, mapping, and limited communication.
Teams document hardware, software, costs, and performance in technical papers, offering benchmark insights beyond spec sheets. ENRICH highlights wireless communication limits in nuclear spaces and RoboCup Rescue for example shows locomotion systems providing superior dexterity over simple conventional drives, though more complex. These findings can provide a good overview. [1], [2]

System division

The robot can be divided into systems. This categorization helps define each system's requirements and establish dependencies between systems. The following chapters will represent the robot's hardware and the challenges for each system. Software is essential to almost every hardware system of the robot, but it will not be documented as a separate system in this report.

Chassis

The chassis is a critical system, contacting the harsh environment while housing sensitive component. Decisions across systems mutually impact its arrangement. Key challenges include weight distribution, temperature management up to 105°C externally, radiation shielding and decontamination via surface design and sealing.

Electronics

Electronics are essential for the remotely controlled robot, integrated across most systems but analysed separately in the documentation. Primary challenges are high temperatures and ionising radiation. The main reason for failure of the electronics is the total ionizing dose (TID) (commercial: low doses; radiation tolerant: 100–300 Gy; radiation hardened: 1000–3000 Gy) and the single event effects (SEE). Component selection depends on shielding weight, cost, and capabilities, and therefore is not defined at this stage. [3], [4]

Drive motors

The drive motors must be able to move the weight of the robot and occasionally additional weight through the environment. The Robot must be able to climb stairs and other obstacles. The needed power and torque are depending on the overall weight and therefore also on the weight of the shielding.

Drive system

The drive system determines locomotion, categorized mainly as wheeled, tracked, or legged. Wheeled offers high efficiency but struggles on uneven terrain; tracked provides better pressure distribution for heavier loads over rough ground, though less efficient; legged excels in dexterity but limits heavy shielding weight.

Battery

The battery will be the energy storage to power the robot. The main challenge is the high temperature, which can damage cells or reduce performance. A battery management system (BMS) will be monitoring factors like voltage, current or temperature. Li-ion batteries operate from -20°C to +60°C. In vehicles, these batteries often use an active cooling or an active heating system.

Cameras

For navigation and environmental recording, cameras are critical components of the robot. Cameras are highly sensitive to radiation and other harsh conditions. Specialized radiation-resistant cameras to operate reliably in these environments can be found however, their performance under high radiation must be thoroughly validated. An alternative approach involves shielding the camera's electronic components with materials such as lead glass, designed to block

ionizing radiation while allowing the camera to capture clear images. This shielding must balance protection with visibility to ensure accurate environmental monitoring without compromising the cameras and the robot's functionality.

A previous Work has shown the challenges to integrate a camera system in a robot in this harsh environment. The work shows that there are cameras that can withstand high doses and dose rates. These cameras have a maximum working temperature of 70°C. The requirements are higher and therefore a type of shielding will be necessary. Shielding a camera is a common way to withstand higher radiation and higher temperatures as patents for shielding technologies can be found. Further the image sensors have been researched as it is the component which is mainly damaged or influenced due to radiation. A short-wave infrared (SWIR) sensor is often based on gallium arsenide (GaAs), which provides a certain degree of resistance to radiation-induced damage. However, this material is not ideal for standard imaging tasks within the visible spectrum. In general, charge injection device (CID) sensors offer greater intrinsic radiation tolerance compared to complementary metal oxide semiconductor (CMOS) image sensors (CIS), or charge coupled device (CCD) sensors. When a CIS sensor is radiation-hardened, though, its resistance to radiation damage becomes comparable.[5]

Manipulator

The manipulator will take over tasks typically performed by humans. It contacts the environment directly, requiring environmental resistance. A test performed by Zhang et al. shows that an axis-mounted motor robot fails at around 165 Gy (at 9.68 Gy/h), often due to optical encoders losing position feedback. Alternatives to encoders could enable standard manipulators to tolerate higher doses. [6]

Wireless communication

The wireless communication with the MPU5 radio will be the preferred radio connection for the robot. The wireless communication in a nuclear powerplant is especially challenging due to the thick concrete walls and the steel pipes within the plant. To improve the connection repeaters can be set up to strengthen the signal between the transmitter and the receiver. [7]

Wired communication

Fiber optic cabling via fiberglass serves as a reliable backup communication for UGVs when wireless connection fails, offering interference immunity. The primary challenge is the cable management to prevent tangling in complex environments, limiting it to missions where wireless is unreliable. A combination of both communication setups could be integrated.

Wipe test

The wipe test measures surface contamination through sampling at target locations and subsequent analysis at plant measurement stations. Key challenges encompass surface-adaptive wiping and separation of clean and contaminated samples. Furthermore, the process must be defined in terms of both hardware and software in order to be able to assign the samples and ensure transfer between the robot and the measuring point. The cross contamination between measurements must be suppressed.

Dose-rate meter

The dose-rate meter is the measuring device to measure the local and the contact dose rate. The measurement of the dose rate is very important to evaluate the environment. The results of the dose rate measurement help to detect abnormal conditions within the system. The robot must be designed, so that a commercially available dose-rate meter can be used for the inspection.

Development strategies

The development strategies for the radiation hard robot are categorised into three possible strategies. These strategies are listed in the following picture. The fist strategy is the adaption of an existing system which can already cover most of the requirements. The

System adaption	Component integration	Development at component level
• Adapt existing robot system • **Advantages:** • Robot systems are already capable of performing many tasks • Functionality already tested in normal environments • **Disadvantages:** • Shielding cannot be implemented optimally	• Install standard components into a newly developed base • **Advantages:** • Shielding can be optimally designed • Easy replacement of standard components • **Disadvantages:** • New development must be tested and evaluated • Interfaces between components	• In-house development of the entire system • **Advantages:** • All components can be optimally coordinated • Maximum fulfillment of requirements possible • **Disadvantages:** • Costs • Maintenance

Figure 1: Development strategies for the ENSI Robot.

second strategy is to integrate consumer parts into an own robot base which can be optimised to shield the components. The third strategy is to develop the whole Robot and the components from scratch. With this method, every component could be optimised for the use-case but with the high development costs and poor maintainability. At this point, the second strategy, component integration, appears to be the optimal development strategy. The three strategies are illustrated in Figure 1.

General Challenge

Shielding

Shielding is essential for protecting many components. Commercial electronics cannot withstand the required ionizing doses and the high temperatures. Radiation-tolerant or radiation-hardened components can endure higher doses and dose-rates, but their integration and maintenance are more challenging than for commercial parts. Additionally, these specialized components cost more than standard commercial alternatives.

Weight

Weight will be a significant challenge throughout the project and is largely dependent on the components installed. As the required total ionizing dose (TID) resistance of the electronics decreases, the necessary shielding weight increases. Higher overall weight negatively impacts the robot's manoeuvrability and limits the tasks it can perform. Greater weight also demands more energy to move the robot, which in turn necessitates larger drive components. These larger components add further weight, both from their own mass and from the additional shielding needed to protect them. Throughout development, it will be crucial to consider all these interdependent factors carefully, ensuring that the influences between systems are clearly documented and linked to optimize the robot's overall performance and feasibility.

Decontamination

After a mission in a nuclear plant, the robot must be checked for contamination. To leave the nuclear area, the robot will be measured and must be free of contamination. If the measurement shows a sign of contamination, the robot must be decontaminated. The robot must be constructed in such a way, that it can be easily decontaminated. Undercuts and spaces, where particles can be nested within the robot have to be avoided. On the other hand, the robot must be able to withstand the decontamination process. The preferred process involves decontamination using a high-pressure cleaner. Chemical decontamination processes should not be required.

National Cooperation

BEX Bern – Controlling the Robot in the nuclear power plant.

International Cooperation

None

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

Assessment 2025

Requirements engineering

The requirements are defined from research and from a workshop. For the moment, the requirements for the robot are clear. It is important to identify any further requirements that arise during the next phase and to make the development as adaptable as possible. On the other hand, the requirements must be locked at a given point in time so that development can proceed effectively.

Key technology development

The key technology development has started with the system division. The main challenges for each system have been addressed.
Research of the camera systems have been carried out. The results of the research show, that there are already cameras that can withstand the harsh radiation environments. Some concepts for a camera system with a radiation shielding have been developed.

Perspectives 2026

Key technology development

In the next phase the development strategy for the robot must be defined. After the decision, the key technology development will continue. The key technology development contains the simulation and further reviews to critically evaluate the solutions. Especially the development of an optimisation of the weight and the manoeuvrability will be a focus in the next phase. Further the decontamination design must be evaluated.
The key technologies that must be addressed in the early stage of the next phase are the remote control, the drive system including power supply, the camera, the wipe test, the robot arm and the decontamination process.

System development

After the start of the key technology development, the system development is going to start. The system development is going to combine the developed components into a system. The key technology development and the system development have a high dependency from each other and cannot be processed separately.

Publications

None

References

[1] RoboCup, **"RoboCupRescue Robot League".** Zugegriffen: 15. Oktober 2025. [Online]. Verfügbar unter: https://rrl.robocup.org/

[2] ENRICH, **"ENRICH – The European Robotics Hackathon".** Zugegriffen: 15. Oktober 2025. [Online]. Verfügbar unter: https://enrich.european-robotics.eu/

[3] D. H. Quinn, **"Radiation Effects on Electronics".**

[4] VORAGO, **"VORAGO Technologies",** VORAGO Technologies. Zugegriffen: 27. Oktober 2025. [Online]. Verfügbar unter: https://www.voragotech.com

[5] M. Vetter, **"Kamerasystem für den Einsatz in hochradioaktiver Umgebung".**

[6] K. Zhang, C. Hutson, J. Knighton, G. Herrmann, und T. Scott, **"Radiation Tolerance Testing Methodology of Robotic Manipulator Prior to Nuclear Waste Handling",** Front. Robot. AI, Bd. 7, S. 6, Feb. 2020, doi: 10.3389/frobt.2020.00006.

[7] ELP GmbH, "**MPU5 Mobile-ad-hoc-Networking MANET**", ELP GmbH. Zugegriffen: 9. Dezember 2025. [Online]. Verfügbar unter: https://www.elp-gmbh.com/produkte/mpu5/

Extension of Z88ENSI: Transient simulation of 3D-temperature fields inside dual-purpose casks

Author and Co-author(s):
Julian Nimmesgern, Bettina Alber-Laukant, Stephan Tremmel
Institution: University of Bayreuth, Engineering Design and CAD
Address: Universitätsstr. 30, 95447 Bayreuth, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
+49 (0)921 55 7180, julian.nimmesgern@uni-bayreuth.de, www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Duration of project:
1 July 2024 to 30 June 2028

Abstract

During the course of the past project phase, the possibility of an automated execution of performance tests according to experiments done by the Electric Power Research Institute (EPRI) was successfully added to Z88ENSI. This allows quick and easy evaluation of the thermal behavior of a dual-purpose cask (DPC) in six different configurations. These consist of simulations in vertical and horizontal cask orientation, each done with helium or nitrogen as fill gas inside the gaps of the DPC as well as a vacuum instead of a fill gas.

Furthermore, an additional DPC model is being added to Z88ENSI. This is however more complex than previous DPC models due to certain geometry features of the newly required model. This complexity leads to additional research regarding the optimization of the DPC implementation process for future models.

Project goals

The purpose of this research project is to further develop the independent and special-purpose simulation tool Z88ENSI for the thermal evaluation of dual-purpose casks (DPC) to support the testing and approval activities of **ENSI.** Z88ENSI aims to accelerate the simulation of DPCs by implementing a procedure based on thermal gap conditions (TGC) and workflow automation. TGCs were introduced by **Dinkel** in his work [1] during one of the earlier collaborations between **ENSI** and the **University of Bayreuth (UBT).** TGCs map the thermal effects of gas-filled gaps on the finite-element model of DPCs and base on analytical equations. Due to this approach, Z88ENSI achieves significant reduction in computational resources and calculation time, since it is not necessary to mesh the very fine gaps of the DPC.

Implementation of inhomogeneous thermal conductivity

Up until now, the thermal conductivity of every material in Z88ENSI is implemented as a homogeneous value under the assumption of a temperature of 100°C. While this is a valid approximation, it does not fully represent the reality, since the thermal conductivity is dependent of the temperature. For this reason, a goal of this research project is to implement temperature-dependent thermal conductivities for every material. This nonlinear problem is usually solved by recalculating the conductivity matrix after every temperature change [2].

Automated parameter studies in Z88ENSI

In order to run parameter studies in Z88ENSI without the need to restart the whole simulation with varied parameters through the graphical user interface (GUI), an interface for automated variation of parameters in the input file will be added to Z88ENSI. The added interface provides an easy way for the user to analyse the impact of a specific factor during the whole heat dissipation process of a DPC, like the decay heat of a fuel assembly or a material parameter for example. For the evaluation of the results, the existing calcula-

tion report will be extended to give a simple overview of the results achieved through the parameter variation.

Transient simulation of the loading process of a DPC

The main objective of the current research project is the implementation of a solver for transient thermal simulations into Z88ENSI. Since one of the original ideas behind the development of Z88ENSI is to significantly reduce the necessary calculation time regarding the thermal evaluation of a DPC, it is important to make use of a suitable procedure for the realisation of transient simulations. Two of the most prominent procedures for the evaluation of the transient heat transfer equation are the explicit and implicit Euler-methods. Another widely used procedure is the Crank-Nicholson-method, which is also implicit [2]. The most suitable one for Z88ENSI is to be determined during this research project.

The idea behind transient thermal simulations in Z88ENSI is to predict the time-variant temperature gradient during the critical loading process of a DPC and over the course of the interim storage for longer durations. Especially the loading process has a decisive influence on the ageing behaviour of the used materials and is therefore relevant for the evaluation of a DPC. The addition of transient simulations in Z88ENSI will be a separate feature, which does not influence the existing steady-state simulations. However existing parts of the steady-state simulation, like the TGCs, will have to undergo some adaptions in order to be suitable for transient simulations. The focus will still be convenient usage of the whole software as well as low calculation times and computational effort.

Implementation of the fin substation factor

Over the course of a previous research project between **ENSI** and **UBT,** a fin substitution factor (FSF) was introduced by **Roppel** in his work [3]. The FSF is based on analytical equations, which leads to an independency on data from manufacturers or by conducting costly experiments. However, it is heavily dependent on empiric Nusselt-number-correlations. In general, the FSF is defined as the ratio between a heat flux emitted by a surface with cooling fins and the heat flux emitted by a smooth surface with the same overall geometry. The implementation of the FSF into Z88ENSI is another objective of this research project.

Simulation of EPRI performance tests

The last goal for this research project is the possibility to conduct performance tests for every DPC in Z88ENSI according to the experiments conducted by the **Electric Power Research Institute (EPRI)** in 1989 [4]. These EPRI-tests evaluate the performance of a DPC regarding heat dissipation as well as dose rate and gas leakage protection. In Z88ENSI, this functionality will give the user an easy way to evaluate the heat dissipation for the desired DPC according to the configurations and conditions of these EPRI performance tests.

Work carried out and results obtained

Motivation

Safe dissipation of the decay heat generated by the spent fuel assemblies is one of the four protection objectives that must be met by DPCs [5]. High temperatures reduce durability and lead to thermally induced stress in components. To avoid compromising the integrity of a cask and to facilitate handling, specified maximum temperature thresholds must be maintained.

The temperature field inside the DPC is usually determined using numerical methods. However, modelling and simulating the temperature field of a DPC is very time-consuming and resource-intensive, especially when the gas-filled gaps inside the DPC are considered. Since the heat transfer mechanisms include conduction, convection, and radiation, the inclusion of these gaps in numerical simulations adds to the computational complexity. In addition, the geometric dimensions of these gaps are much smaller than the other dimensions of the cask. This

requires a very detailed mesh, which also increases the computational effort. However, these mainly gas-filled gaps must be considered due to their insulating effect. In order to perform numerical simulations with reasonable effort, assumptions and simplifications of the simulation model are necessary. However, idealisations in the context of DPC must be conservative. Their accuracy and influence on heat dissipation need to be improved.

Z88ENSI is a stand-alone, special-purpose simulation tool that provides a fast, approximate, but sufficiently accurate determination of the temperature field inside DPCs. Several measures are taken to speed up the calculation of the temperature field. These include using TGCs to account for the influence of all heat transfer mechanisms within the cask or considering the fuel assemblies by means of a substitute model. Furthermore, the assumptions and idealisations must be evaluated by determining their thermal effect on the temperature field via parameter variations.

Functionalities of the current program version Z88ENSI V4

The aim of this project is to develop the next iteration of Z88ENSI by implementing the features mentioned in the goal section above. Z88ENSI V5 extends the current version Z88ENSI V4 delivered in the previous project. Z88ENSI V4 has the following features:

- Specification of the DPC type and loading.
- Consideration of four different cask positions (initial, storage, transport, handling) regarding the inner basket inside the outer cask body.
- Investigation of three-dimensional temperature fields of DPCs.
- Consideration of all heat transfer mechanisms (conduction, convection, radiation) inside the cask individually and in combination.
- Specification of a constant temperature and a convective and/or radiation-related heat transfer on the outer surface of the casks. In the storage position, an adiabatic cask bottom is assumed as a default setting, but it is now possible to consider the heat transfer at the bottom.
- Specification of a cask-specific fin factor to improve heat dissipation in the fin area.
- Specification of the physical properties of the filling gas and the ambient air.
- Position-specific specification of a constant heat flow on the basket shaft walls. Fuel assemblies themselves are not modelled.
- Visualization of the calculation results.
- Height-specific burn-up of the spent fuel assemblies.
- Material parameter variation for every component of the DPC.
- Determination of the peak fuel rod cladding tube temperature by using finite element substitute models for the spent fuel assemblies.

Functionality Extension: Automated execution of EPRI Perfomance Tests

The aforementioned performance tests conducted by EPRI consist of several elaborate experiments for a single DPC model. In the test report the DPC used was the TN-24P by Orano. This model is currently not available in Z88ENSI, but the same procedures can also be applied to any other DPC model. The functionality which was implemented in Z88ENSI presents the opportunity to automatically simulate every experiment according to the EPRI performance tests on any DPC model available in the software.

The performance of the TN-24P cask was evaluated in seven configurations, which differed in the orientation of the cask and the backfill gas used inside the gaps between basket and cask body. The tests were done in the following order: First, the cask was standing vertically, as in an interim storage, and the gaps were filled with helium. The next step was the exchange of the gas from helium to nitrogen, which was then removed for the third step, where the performance of a vacuum inside the gap was evaluated. Afterwards, these three steps were repeated, but now in a horizontal position, which occurs during transport of a DPC. The last step was to insulate the cask ends to simulate

Figure 1: Project definition in Z88ENSI with a checkbox for EPRI tests.

the installation of impact limiters and then to repeat configuration six (horizontal cask with a vacuum) [4].

For the evaluation of the temperature results, several thermocouple lances were installed onto the TN-24P. The main areas of measurement were the outer cask surface, the basket walls and the fuel assemblies. The maximum temperatures of each area were then taken into consideration for the performance evaluation. As mentioned above, EPRI also evaluated the performance of the TN-24P regarding dose rate and gas leakage protection. However, since the purpose of Z88ENSI is only the simulation of the thermal behavior, we won't discuss this part of the EPRI project in detail in this report.

The temperature distribution of the TN-24P was furthermore simulated via the steady-state finite-difference software COBRA-SFS. A simplified one-half section model of the DPC with convective and radiative heat transfer boundary conditions and an ambient temperature of 25°C was used for this. The ambient temperatures during the experiments varied between 18°C and 23°C. Only the first six test configurations were simulated with COBRA-SFS. The results of the simulations underpredicted the experimental data in every case with a deviation of up to 13 % regarding the peak temperatures.

The newly developed functionality in Z88ENSI brings the possibility of recreating these EPRI performance test automatically by setting a parameter in the graphic user interface (GUI), as shown in Figure 1.

Once this parameter is set, the pages in the GUI that are not needed for this type of simulation are then blocked in order to streamline the whole process (Figure 2). Note that the page for cask selection is always blocked after a cask was selected and it is the first step after the project definition in order to reveal the following pages. This is due to the following settings being tied to specifics of a DPC model. Since the properties of the fill gas, the cask positions and the boundary conditions on the cask surface are already predefined by the experimental conditions, these pages are locked. Subsequently, the user only has to define the properties of the fuel assemblies, the loading of the cask and the gap geometry.

In the overview section the user can create the input file for the solver. When the EPRI test checkbox is selected, this input file contains the relevant material parameters for helium and nitrogen, mainly the thermal conductivity, and a flag to indicate the type of simulation. The solver is then started six times to simulate the DPCs thermal behavior in vertical and horizontal orientation, each with helium and nitrogen respectively as fill gas and with a vacuum inside the gap. The seventh configuration is not possible at this moment in Z88ENSI, since there are no node sets in the mesh of the DPC for the top and bottom surfaces to set the heat transfer coefficients for these surfaces to zero.

The output files are stored in separate folders to be accessed by the user afterwards. On top of the simulation report files for every single configuration, a consolidated report file is created by the solver. This file contains the maximum temperatures for the outer cask, the basket and the fuel assemblies, just like the main focus point during the experimental EPRI tests. But the temperatures inside the fuel assemblies can only be evaluated

by Z88ENSI if the user opts to use the fuel assembly substitute models, which were presented in last year's project report. Otherwise, the fuel assemblies are not part of the DPC model as they are emulated by a heat flux onto the inner shaft walls of the basket. Since this means that the basket is empty and there is no mesh inside the shafts, there is no possibility of calculating temperatures in the respective area. An exemplary report file is shown in Figure 3.

Since the calculation routine used by the solver is not changed compared to the previous version of Z88ENSI, the results of the automated EPRI tests are exactly the same compared to manually selecting the corresponding settings of each step of the EPRI tests.

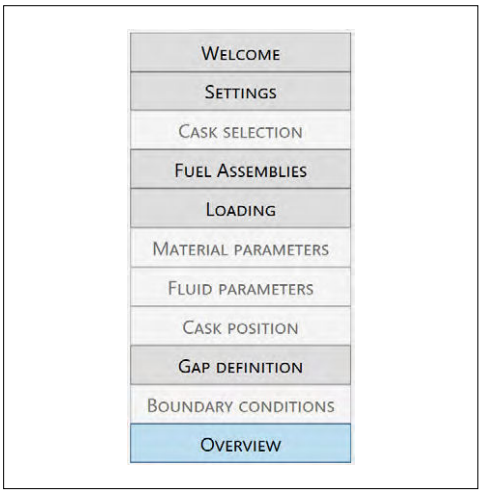


Figure 2: Page selection for EPRI tests in Z88ENSI.

Implementation of additional DPC models into Z88ENSI

One of the focus points for the cooperation between **ENSI** and **UBT** during the past year was and still is the integration of a new DPC model into Z88ENSI. Even though this is not part of the main research project, it contributes to the overall development of the software as it allows **ENSI** to evaluate newer DPCs in a quick and easy fashion and as such has been a part of the cooperation for many years now.

The basic procedure of implementing new DPCs into Z88ENSI is as follows. First, the DPC is modeled in a CAD program, such as SolidWorks. Depending on the model, simplifications can be made in order to lower the number of parts which have no direct impact on the thermal behavior. An important step is the radial and axial partitioning. This is done for two reasons: One is the implementation of features in Z88ENSI like the height-specific burnup of the fuel assemblies. The second one is the generation of a hexahedral mesh, which is in most cases impossible without proper partitioning due to the complex nature of DPC geometries. In a second step, the mesh has to be generated. This is usually done in Abaqus, where every necessary node and element set is created as well. The result is then converted to the Z88 specific file format and is stored in the installation folder of Z88ENSI.

The newest DPC model required by **ENSI** comes with distinct design features, differentiating it from past models in Z88ENSI. Specific geometric properties are not allowed to be shared publicly, since the technical data of the DPC is confidential. However, the mentioned design features lead to problems regarding the usability of the so-called thermal gap conditions (TGC), which are implemented in Z88ENSI to allow the calculation of the heat transfer inside the gas filled gaps based on analytical equations. This is done, so the relatively small gap compared to the rest of the DPC does not need a finite element mesh which accelerates computing times. These TGCs require mesh conformity between the outer surface of the fuel assembly basket and the inner surface of the cask body, as shown in Figure 4. With the design features of the newly required DPC models, this mesh conformity is not possible without further modification.

During the course of this work, additional research regarding the optimization of our modeling process is being done in order to streamline the process and to help make the implementation of new DPC models easier for the future.

Cask model: castor-geo

Step	Cask position	Fill gas	T_max_caskbody [K]	T_max_basket [K]	T_max_fuel [K]
01	VERTICAL	HELIUM	372.52	468.08	521.05
02	VERTICAL	NITROGEN	372.52	468.08	521.05
03	VERTICAL	VACUUM	370.59	459.18	520.90
04	HORIZONTAL	HELIUM	371.68	466.95	520.76
05	HORIZONTAL	NITROGEN	371.68	466.95	520.76
06	HORIZONTAL	VACUUM	369.84	458.24	519.98

Figure 3: Calculation report for EPRI tests in Z88ENS.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

The automated execution of performance tests according to experiments done by EPRI was successfully implemented into Z88ENSI. This allows quick and easy evaluation of the thermal performance of a DPC in multiple configurations.

Furthermore, the implementation of a new DPC model into Z88ENSI is currently in development. A more complex geometry compared to existing models requires adaption in the whole process of adding new DPCs to Z88ENSI. Research for optimizing the implementation process has been started because of this unexpected complexity.

In the next project phase, the work regarding transient simulations in Z88ENSI will begin. This requires additional research for the method used for transient analysis as well as extensive work on the solver. Transient simulations can also be used for the EPRI tests, since it took two to three days to reach steady state temperature after each configuration change during the experiments.

On top of that, the temperature-dependent thermal conductivity for cask materials is set to be implemented in 2026.

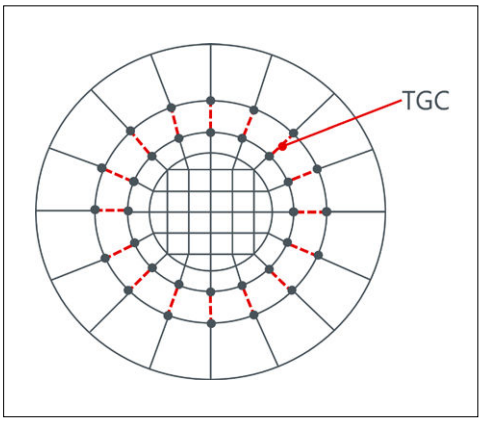


Figure 4: Thermal gap conditions in Z88ENSI.

References

[1] C. Dinkel, "Integration analytischer Wärmeübertragungsberechnungsverfahren in das Finite-Elemente-System Z88 zur beschleunigten thermischen Bewertung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente," Dissertation, Shaker Verlag, 2019.

[2] J. N. Reddy and D. K. Gartling, **The finite element method in heat transfer and fluid dynamics**. Boca Raton, Fla., London: CRC Press, 1994. [Online]. Available: http://www.loc.gov/catdir/enhancements/fy0744/94008277-d.html

[3] M. Roppel, **Der Rippensubstitutionsfaktor – Ein Beitrag zur Vereinfachung und Beschleunigung von thermischen Simulationen am Beispiel eines Brennelementlagerbehälters,** 1st ed. (Fortschritte in Konstruktion und Produktion 60). Düren: Shaker, 2023.

[4] M. A. McKinnon, T. E. Michener, M. F. Jensen, and G. R. Rodman, "Testing and analyses of the TN-24P PWR spent-fuel dry storage cask loaded with consolidated fuel," 1989, doi: 10.2172/6372210.

[5] International Atomic Energy Agency IAEA, **Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material,** 2018th ed. (IAEA Safety Standards Series No. SSR-6 (Rev.1) v.SSR-6 (Rev.1)). Vienna: IAEA, 2018.

Further Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay

Author and Co-author(s): Lina Gotzen, Lisa Winhausen, Florian Amann
Institution: Chair of Engineering Geology & Hydrogeology – RWTH Aachen
Address: Lochnerstraße 4-20, Aachen, 52064, Germany
E-mail: amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of project: 2025–2028

Abstract

The development of a fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) constitutive model is crucial to predict the physical behavior of Opalinus Clay (OPA). The key aspect of this project is to integrate existing and new THM-coupled laboratory experiments and numerical simulations to develop, implement, and validate a constitutive model including the short-term and long-term material behavior.

In the laboratory, a series of multi-stage creep tests on OPA sample material from Mont Terri has been conducted with focus on the stress conditions, the material anisotropy, and the impact of temperature on the long-term deformation behavior. The results show a strongly anisotropic creep potential, which is higher perpendicular to the bedding. Elevated temperatures (up to 60°C) did not show an impact on the creep behavior. Further, a long-term strength was defined as the threshold at which creep failure can occur. Future laboratory work will focus on the time-dependent behavior of OPA originated from the deep boreholes in Northern Switzerland, investigating creep properties as a function of burial depth. Additionally, the undrained unloading behavior of OPA will be investigated, aiming to characterize possible desaturation processes in the tunnel near-field.

The results and analyses allow the implementation of anisotropic creep behavior into our constitutive model (MOOSE). Furthermore, numerical simulations aim to evaluate the roles of both consolidation and creep on the tunnel convergence development over time.

Project goals

The development of a fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) constitutive model is the key to predicting the physical behavior of Opalinus Clay as a host rock for deep geological repositories.

This project includes detailed laboratory campaigns to investigate the HM-coupled deformation behavior of Opalinus Clay regarding the undrained short-term and the drained long-term loading behavior. The laboratory tests aim to analyze key aspects, including the material anisotropy, the impact of elevated temperatures, and the comparison of the long-term deformation behavior across different sampling sites with varying maximum burial depths. Additionally, the rock mass response during and after tunnel excavations is investigated by implementing the coupled hydro-mechanical responses of the clay shale. Therefore, the laboratory results are used to advance and further calibrate an existing constitutive model for OPA in the modelling framework MOOSE.

In the framework of the project, the following objectives are pursued:

- Design and performance of experimental protocols for triaxial THM-coupled creep tests of low-permeable clay shale with different multi-stage loading paths and appropriate boundary conditions (fully saturated and fully drained).
- Application of these protocols to testing configurations considering the material anisotropy, different temperatures (30°C and 60°C), and different maximum burial depths.
- Laboratory creep tests on sample material from the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL) site and from NAGRA's deep boreholes in Northern Switzerland.
- Identification and analysis of possible creep mechanisms based on the creep behavior and microstructural investigations of

tested Opalinus Clay (MT URL) samples using scanning electron microscopy.

- Further calibration, verification, and validation of the developed HM-coupled constitutive model with ongoing laboratory tests: Extension of the model by implementing results from the creep deformation behavior of sample material from MT URL and sample material of the deep boreholes. Calibration of the model to anisotropic creep properties, i.e., maximum stress applied to different bedding orientations.
- Numerical simulations, using the calibrated constitutive model, aiming to evaluate the roles of both consolidation and creep and their superposition on the tunnel convergence development over time.
- Design of a new experimental triaxial setup to investigate the undrained unloading behavior of low permeable clay shales, aiming to characterize possible desaturation processes in the tunnel near-field.

Work carried out and results obtained

RWTH Aachen attempts to reach the abovementioned goals via conducting a series of laboratory experiments and numerical simulations, concurrently.

Laboratory experiments

A creep testing campaign was conducted on sample material of the shaly Opalinus Clay obtained from the MT URL (boreholes: B-HM-C1 and -C2). The continuation of this creep testing campaign, is ongoing using sample material of the deep boreholes (Trüllikon1-1 and Bözberg2-1).

The tests are designed to characterize the pure rheological creep behavior of fully saturated specimens under drained conditions (constant effective stresses). Different aspects have been investigated considering the impact of differential stress, creep accumulation, structural anisotropy and elevated temperatures. Additionally, the tests aim to characterize the creep potential of Opalinus Clay sourced from different sites.

The creep tests consist of a sequence of preparation steps, including re-saturation, verification of saturation through the determination of Skempton's B-parameter, and consolidation. This is followed by a multistage creep testing protocol that consists of alternating strain-controlled differential stress increases and constant effective stress creep stages. The testing protocols follow the detailed descriptions provided by Gotzen et al. (2025a). To exclude consolidation effects and measure pure creep deformation, the creep tests were performed under fully-drained conditions, avoiding any build-up of excess pore water pressure.

Several long-term creep tests have been successfully performed and analyzed. The specimens were prepared with the bedding oriented either parallel (P-specimen) or perpendicular (S-specimen) to the axial loading direction to assess the role of structural anisotropy on the creep potential. Additionally, creep tests on P-specimens were conducted at constant temperatures of either 30°C or 60°C to investigate the impact of increased temperatures in the near field of the repository on the creep behavior. All tests were carried out at an effective confining stress of 4 MPa, while the applied differential multistage loading path varied.

The test data demonstrated a strong anisotropic creep behavior, with strain accumulation occurring three to five times faster for S-specimens under identical stress conditions during both primary creep and secondary creep. Increasing the temperature to 60°C did not affect creep behavior, given the number of samples and the tested temperature range. The creep rates revealed a similar divergence of values across tests on P-specimens for both 30 and 60°C.

Stress conditions measured in the laboratory during creep failure did not evidence a reduction in strength, as all values fell within the natural sample variability of the short-term strength (Figure 1). This highlights the difficulty of time scaling in laboratory creep tests and the necessity to investigate the microstructural mechanisms apart from pure creep failure stresses, as well as the development of creep rates across various differential stresses.

The results highlighted two distinct types of creep behavior depending on the stress conditions. At low differential stresses, a creep strengthening effect accompanied by overall compaction was observed, leading to an increase in stiffness. In contrast, at higher differential stresses, weakening-dominated creep was observed, accompanied by creep dilation, which holds the potential for creep failure. This critical creep behavior occurred when a certain anisotropy-independent stress-threshold was exceeded, referred to as the long-term strength (Figure 2). Further, an anisotropy-dependent strain-threshold was identified, which controlled the time to failure relative to the quasi-steady-state creep rate under certain stress conditions. The creep behavior under critical stress conditions also exhibited a greater divergence of creep rates that correlated with initial stiffness properties. Specimens with higher initial stiffness demonstrated faster creep rates.

Post-experimental microstructural observations demonstrated a semi-brittle dominated shear failure down to the grain scale (Figure 3). The shear zone exhibited sharp boundaries and was dominated by grain breakage and comminution of stiffer grains and fossils, accompanied by an increase in porosity. Also, bent mica grains have been observed. Comparison of the failure plane cross-sections of specimens, which experienced either creep failure or short-term failure, showed no difference in microstructure and failure plane inclination. This observation suggests that the weakening-dominated creep behavior and, therefore, the creep failure are driven by time-dependent microcracking similar to the short-term failure behavior.

Numerical simulations

The existing constitutive model developed at RWTH Aachen University (Khaledi et al. 2023) is used for simulations in the multiphysics finite element code MOOSE. A modified version of the model has a reduced number of model parameters, i.e., 13 in comparison to the original model version with 19 model

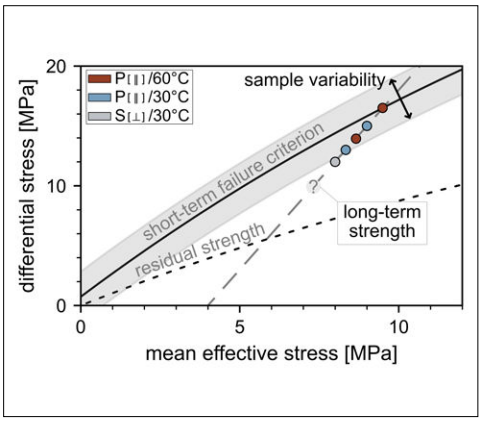


Figure 1:
Creep failure stress conditions of the tested specimens of the shaly Opalinus Clay from the MT URL in relation to the short-term failure criterion after Winhausen et al. (2022).

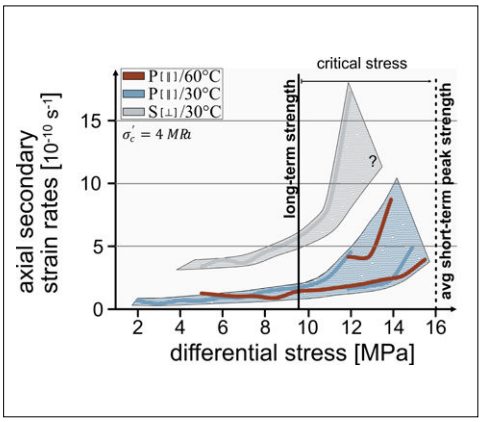


Figure 2:
Development of secondary creep rates of P- and S-specimens throughout the multi-stage creep stages at an effective confining stress of 4 MPa, in relation to the short-term and long-term stress conditions.

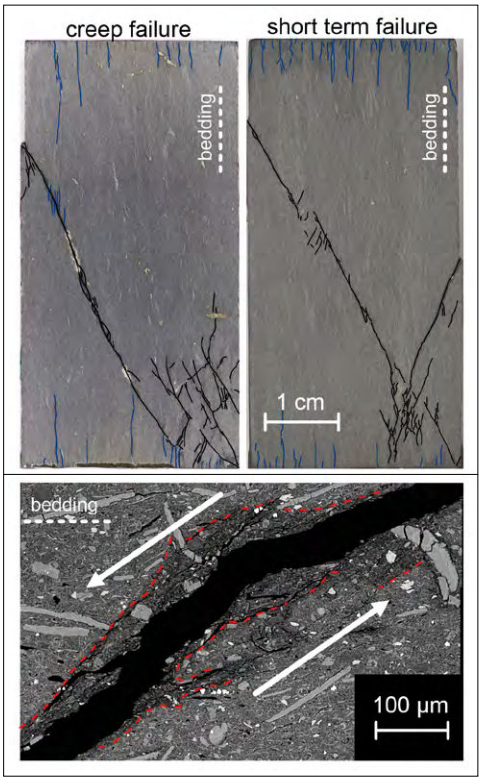


Figure 3:
(a) Macrostructure shear zones of creep failure and short-term failure of a reference test for two P-specimens.
(b) Microstructure of creep failure in an S-specimen. Both showing a semi-brittle failure pattern.

parameters. The model has been calibrated against laboratory tests on sample material from both Mont Terri and the deep boreholes in Northern Switzerland. Creep deformation is implemented into the model for tests performed on P- and S-specimens. Calibration procedures are currently ongoing, after which simulations will be performed to model the ground behavior around tunnel excavations in OPA, assessing different scenarios, including undrained elastic and plastic behavior, as well as time-dependent consolidation and creep phenomena.

Assessment 2025 and Perspectives for 2026

In 2025, the campaign of multi-stage creep tests was continued, and additional tests were successfully completed. Tests on the sample material from the deep boreholes are ongoing.

The results provide insights into the stress-dependent creep behavior of shaly Opalinus Clay and its dependency on the anisotropy (P- and S-specimens). Further, an anisotropy-dependent strain threshold for the onset of tertiary creep and an anisotropy-independent long-term strength were determined. An impact from elevated temperatures (up to 60°C) on the creep behavior could not be identified.

In 2026, further multi-stage creep tests will be conducted on sample material from the deep boreholes to compare the creep potential from OPA across different sites. A new radial deformation sensor will give more detailed results on the volumetric creep behavior of P-specimens. Additionally, the design and assembly of a new experimental setup aims to investigate the undrained unloading behavior of Opalinus Clay.

The results of the experimental test campaign on the anisotropic creep behavior and the impact of elevated temperatures are under review in an international journal. Further, a dissertation including the extensive laboratory study on the creep behavior of Opalinus Clay from Mont Terri has been submitted (Gotzen submitted) and will be published in 2026.

Publications

■ Gotzen, L., Winhausen, L., Jalali, M., Khaledi, K., & Amann, F. (2025a). The long-term strength and creep behavior of fully saturated shaly Opalinus Clay. Engineering Geology, 348, 107961.

■ Gotzen, L., Winhausen, L., Jalali, M., & Amann, F. (2025b). Time-dependent deformation behavior of Opalinus Clay at elevated temperatures. In the 59th U.S. Rock mechanics/Geomechanics Symposium, ARMA Conference Proceedings-2025

■ Gotzen, L., Winhausen L., Amann, F. (submitted to the Journal of Geophysical Research: Solid Earth). The influence of bedding orientation and temperature on the creep behavior of Opalinus Clay.

■ Gotzen, L. (submitted). Time-Dependent Deformation Behavior of Opalinus Clay under Drained THM Coupled Conditions. Doctoral thesis submitted to the Faculty of Georesources and Materials Engineering at RWTH Aachen University.

References

Khaledi, K., Winhausen, L., Jalali M., and Amann, F. 2023. "Constitutive Modeling of Clay Shales in Undrained Conditions and Its Experimental Verification for Opalinus Clay." **International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences** 171: 105588. doi:10.1016/j.ijrmms.2023.105588.

Winhausen, L., K. Khaledi, M. Jalali, J. L. Urai, and F. Amann. 2022. "Failure Mode Transition in Opalinus Clay: A Hydro-Mechanical and Microstructural Perspective." **Solid Earth** 13 (5): 901–15. https://doi.org/10.5194/se-13-901-2022.

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
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC)		Notfallschutz
Nuclear Power Engineering Section (NPES)	Technical Working Group on Life Management of NPP (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI)		Reaktorsicherheit
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 Research and Assessment (SFERA)		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)	Working Group 4 «Regulators» (WG4)	Reaktorsicherheit
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
Project on Global Status of Decommissioning		Stilllegung
Database on Discharges of Radionuclides to the Atmosphere and Aquatic Environment (DIRATA)		Strahlenschutz
Vereinte Nationen		
UNECE	Working Party 15 (Transport gefährlicher Güter)	Transporte
Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT)	Third Pillar: Peaceful uses of nuclear energy	Allgemein
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Reactor Oversight (WGRO)	Reaktorsicherheit
	Expert Group on Operating Experience (EGOE)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Policy and Licensing (WGPL)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Supply Chain (WGSUP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on New Technologies (WGNT)	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Working Group on Leadership and Safety Culture (WGLSC)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Expert Group on Public Communication (EGPC)	Kommunikation
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	ISOE Working Group on Radiological Protection Aspects of Decommissioning Activities at Nuclear Power Plants (WGDECOM)	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
	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 (WGHOF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)		Stilllegung
	Working Party on Technical, Environmental and Safety Aspects (WPTES)	Stilllegung
NEA Framework for Irradiaton Experiments (FIDES)	Governing Board (GB)	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group (PRG)	Reaktorsicherheit
NEA International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
NEA Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
NEA Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
NEA Fire Risk Assessment through Innovative Research (FAIR)		Reaktorsicherheit
NEA CABRI International Project (CIP)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
NEA Quench ATF	Management Board und Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board MB	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
NEA Studsvik Material Integrity Life Extension Project (SMILE)	Management Board MB	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
NEA Rod Bundle Heat Transfer Project (RBHT)	Programme Review Group	Reaktorsicherheit
NEA Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank	Liaison Officer	Allgemein
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Nationale Kontaktstelle (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
Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (CPPNM)	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Allgemein / Sicherung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG 1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	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 »		Notfallschutz
CFS groupe d'experts « dépôt en couche géologique profonde »		Entsorgung
CFS groupe d'experts « Transport »		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
	Working Group on Recruitment and Skills Management	Human Resources
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)	Plenum	Sicherung
	Working Group on Cyber Security	Sicherung
	Working Group on Transport Security	Sicherung
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Working Group on Emergencies	Notfallschutz
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 et de Radioprotection (ASNR)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
Forschungsprojekt PIONIC II (Program for Investigation of NDE by International Collaboration; Leitung: U.S.NRC)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
Bioprota International Forum		Entsorgung
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «METIS» (Methods and Tools Innovations for Seismic Risk Assessment)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Scientific Advisory Committee für Euratom Horizon 2020 Projekt «FRACTESUS» (Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub-sized specimens)	Reaktorsicherheit
KIT	Scientific Advisory Board Energy at KIT NUSAFE – nuclear waste management	Entsorgung
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «APAL» (Advanced PTS Analyses for LTO)	Reaktorsicherheit
Fachverbände und Normenorganisationen		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung / Befreiung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Dosimetrie (AKD)	Strahlenschutz / Messtechnik
	Mitgliedschaft	
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
Comité Européen de Normalisation (CEN)	WS 064: PG 3 «Cicil works» Erdbeben, Schubwände, Uplift, Flugzeuganprall	Reaktorsicherheit
Deutsche Gesellschaft für Materialkunde	Mitgliedschaft	Reaktorsicherheit
International Association for Structural Mechanics in Reactor Technology (IASMiRT)	SMiRT ISC – 28 Konferenz Steering Commitee	Reaktorsicherheit
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
International Commission on Radiological Protection (ICRP)	Task group 122: Update of Detriment Calculation for Cancer	Strahlenschutz
American Society of Mechanical Engineers (ASME), Board on Nuclear Codes and Standards	BPVC European International Working Group, Section III	Maschinentechnik, Anlagenbau
	BPVC European International Working Group, Section XI	Maschinentechnik, Anlagenbau
CEN (European Committee for Standardization), AFNOR, AFCEN	WS 064 – PG 1 «Mechanics GEN II to III reactors»	Reaktorsicherheit
	WS 064 – PG 3 «Civil works»	Reaktorsicherheit
Plattform Menschen in komplexen Arbeitswelten e.V.		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit Strahlenmesstechnik
International Nuclear Law Association (INLA)		Recht
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Deutschland (Landesbehörden)		Stilllegung
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung
Fachaustausch mit Spanien		Allgemein

Anhang C: Publikationen 2025

Autoren ENSI	Publikation
Y. Biro, T. Szczesiak	Y. Biro, E. Eleftheriou, Y. Mondet, T. Szczesiak, J. Attinger: SIA-normkonforme Erdbebeneinwirkung für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke, 19. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, 18.–19. September 2025, Wien, Austria https://dach2025.oge.or.at/
B. Bucher	A. Stabilini, D. Breitenmoser, F. Geser, B. Bucher, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, A. Hess, M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss ARM24 and International AGC24 Exercises. PSI-Report No. 25-01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, 2024. DOI: https://doi.org/10.55402/psi:68900
B. Bucher	B. Bucher, A. Stabilini, L. Rybach, C. Poretti, St. Maillard: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2024. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2025), S. 67–72
B. Bucher, R. Habegger, D. Wittwer	B. Bucher, R. Habegger, D. Wittwer: MADUK, Messnetz zur automatischen Dosisleistungs-überwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2024. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2025), S. 156–159
B. Bucher, R. Habegger	B. Bucher, R. Habegger: Ortsdosis und Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernanlagen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2024. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2025), S. 155
A. Dehnert, M. Rahn	M. Rahn, A. Dehnert: Exhumation history of Northern Switzerland reconstructed by three time slices. 19th International Conference on Thermochronology, September 2025, Kanazawa, Japan, Abstract volume, S. 158
J. Dus, A. Gorzel, K. Macku, J. Ulrich	A. Gorzel, J. Dus, K. Macku, J. Ulrich and G. Khvostov, Introduction of New Limits for Reactivity Initiated Accidents in Switzerland, ANS, TopFuel 2025: Nuclear Reactor Fuel Performance Conference, Proceedings, p. 372ff, Ballooning Behavior and RIA Analysis – ANS / Conferences / TopFuel 2025: Nuclear Reactor Fuel Performance Conference / Technical Sessions
S. Ghadimi	S. Ghadimi Khasraghy, M. Borgerhoff, J. Attinger: Discussion of Numerical Simulation of Impact Tests on Reinforced Concrete Structures within IMPACT IV – NEREID Project, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi	A. Fedoroff, A. Darraba, S. Ghadimi Khasraghy, C. Heckötter, A. de la Meslière, Y. Nikaido, N. Pfeiffer, G. Sagals, A. Vepsä: Impact Loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Experimental Evaluation of the Size-Effect, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi	J. Attinger, S. Ghadimi Khasraghy: Impact Loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Numerical Evaluation of the Size-Effect using LS-DYNA, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi	M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, M. Stadler, H. Stangenberg: Impact Loaded Reinforced Concrete Slabs in Combined Punching and Bending Damage Scenario: Numerical Evaluation of the Size-Effect using the SOFiSTiK Layer Model, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Ghadimi Khasraghy, S. Hak, T. Szczesiak, P. Rangelow: Numerical Simulation of Impact-Induced High-Frequency Vibrations, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Hak, E. Eleftheriou, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak, J. Attinger: Seismic Capacity Assessment of Unanchored Rocking Components, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	C. Kanellopoulos, B. Stojadinovic, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak: SMATCH Benchmark: Seismic Response Analysis of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to Le-Teil Earthquake using the Real-ESSI Software, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
T. Szczesiak	M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, M. Stadler, T. Szczesiak, R. Zinn: SMATCH Benchmark: Seismic Response Analyses of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to the Le-Teil Earthquake using the SOFiSTiK Software, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	E. Eleftheriou, J. Attinger, P. Rangelow, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak: SMATCH Benchmark: Seismic Response Analyses of the Base-Isolated Cruas NPP Subjected to the Le-Teil Earthquake using the ANSYS APDL Software, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	A. Nayak, S. Bodda, A. Gupta, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak: Floor Response Spectra in the Internal Structure due to Airplane Impact, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
S. Ghadimi, T. Szczesiak	H. Bowman, S. Bodda, A. Gupta, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak: Influence of Localized Nonlinearities on High-Frequency Vibrations in Electrical Cabinets, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
R. Habegger, D. Wittwer, A. Leupin	R. Habegger, D. Wittwer, A. Leupin: Überwachung der Kernanlagen: Emissionen und Immissionen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2024. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2025), S. 144–154
F. Koch	F. Koch, U. Zimmermann: Class 7 Box: Standardized Packaging ton Address Denials and Delays, Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radio-active Materials (PATRAM 25), 27.07.–01.08.2025, San Antonio, USA

Autoren ENSI	Publikation
F. Koch, M. Weber	S. Molitor, U. Röder-Roith, M. Weber, F. Koch: Switzerland's Scope of In Service Inspections for Transport Packages of Type B(M), Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 25), 27.07.–01.08.2025, San Antonio, USA
S. Procz	ESC Iza, G Roque, S Useche, C Ávila, S Procz: CNR enhancement in breast implant phantoms via spectral x-ray imaging. Physics in Medicine & Biology 71 (1), 015013, DOI: 10.1088/1361-6560/ae29df
S. Procz	MK Schuetz, JS Useche, G Roque, S Procz, M Fiederle: Voxel-Wise Element Identification in Spectroscopic PCCT with Cadmium-Telluride Timepix3 Detectors. 2025 IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD). DOI: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57106.2025.11286865
S. Procz	JSU Parra, MK Schütz, GA Roque, M Fiederle, S Procz: Machine Learning Algorithms for Spectral Material Identification with the Photoncounting Detector Timepix3. IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD). DOI: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57106.2025.11286615
S. Procz	GAR Romero, MK Schütz, JSU Parra, M Fiederle, S Procz: Spectrally-Resolved Modulation Transfer Function and Effective Focal-Spot Characterization of a CdTe-Timepix3 Nanofocus XCT System. IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD). DOI: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57106.2025.11286772
S. Procz	MK Schuetz, G Roque, JS Useche, S Procz, J Jakubek, MP Pichotka, M Fiederle: Optimized data acquisition for spectroscopic CT with Timepix3: combining photon-counting and data-driven readout modes with adaptive pixel masking. JINST 20 P10045, DOI 10.1088/1748-0221/20/10/P10045
M. Rahn	B. Heberer, M. Rahn, A. Gerdes, N. Villamizar Escalante, F. Neubauer, I. Dunkl, C. von Hagke, E. Holzner, A. Czepl: Rapid Late Miocene exhumation along and across the Insubric Line depicted by a multi-method geo- and thermochronological approach. 19th International Conference on Thermochronology, September 2025, Kanazawa, Japan, Abstract volume, S. 38
M. Rahn	B. Kohn, L. Chung, M. Rahn, M. McMillan, P. Sorjonen-Ward, I. Kukkonen, A. Gleadow, S. Karvinen: Thermochronology of low actinide apatite in the Neoarchaean Siilinjärvi carbonatite, eastern Finland: a tale of longevity. 19th International Conference on Thermochronology, September 2025, Kanazawa, Japan, Abstract volume, S. 69
M. Rahn	H.Zwingmann, A. Todd, M.Rahn, T. Nakajima, N. Masakazu: Understanding dating of fault zones: flash heating experiments on artificial mixtures of clay, apatite and zircon. 19th International Conference on Thermochronology, September 2025, Kanazawa, Japan, Abstract volume, S. 115
M. Rahn	G.L. Cardello, M. Rahn, M. Herwegh, N. Mancktelow: New constraints on the exhumation of the Rawil depression and on late vertical movements along the Simplon-Rhône Fault, Switzerland. 19th International Conference on Thermochronology, September 2025, Kanazawa, Japan, Abstract volume, S. 159
M. Rahn	M. Rahn, D. Letsch: Late-stage exhumation of the Iberg Klippen. 23rd Swiss Geoscience Meeting, Dezember 2025, Bern, Abstract volume, S. 32
M. Rahn	G.L. Cardello, M. Rahn, M. Herwegh, N. Mancktelow: Exhumation and Fault Reactivation in the Simplon-Rhône Fault (Western Alps). 23rd Swiss Geoscience Meeting, Dezember 2025, Bern, Abstract volume, S. 41
M. Rahn	H. Zwingmann, A. Berger, A. Todd, N. Masakazu, M. Rahn: Physical deformation of Rochester Shale and Opalinus Clay – impacts on isotopic signatures of clay minerals. 61st Annual Meeting of The Clay Minerals Society and 5th Asian Clay Conference, Juni 2025, Manoa, Hawaii, USA, Program & Abstracts, S. A224
P. Schädle	M. Hinze, K. Emmerich, T. Nagel, D. Jaeggi, S. Schefer, J. Hesser, M. Furche, R. Schuhmann, F. Königer, J. Carlos Mayor, J.L. García-Siñeriz, E. Bakker, U. Glaubach, C. Rölke, R. Diedel, C.B. Silbermann, L. Friedenberg, P. Schädle, H. Shao: Multi-Scale Testing and Simulation of a Vertical Hydraulic Sandwich Sealing System, 51st Waste Management Conference, Phoenix, Arizona, USA, March 2025 Volume 1 of 8
T. Szczesiak, S. Ghadimi	S. Hak, E. Eleftheriou, T. Szczesiak, S. Ghadimi Khasraghy: Analyse des Kippverhaltens nicht verankerter Körper bei Erdbebeneinwirkung, 19. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, 18.–19. September 2025, Wien, Austria https://dach2025.oge.or.at/
T. Szczesiak, S. Ghadimi	J. Attinger, M. Kleinhenz, T. Szczesiak, S. Ghadimi Khasraghy, P. Rangelow, Y. Mondet: Effect of Local Soil Plasticity on the Seismic Response of Nuclear Structures in SSI Analysis using the Domain Reduction Method, 28th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 10.08.–15.08.2025, Toronto, Canada
N. Varesco Kager, L. Peloli	N. Varesco Kager, L. Peloli: Sicherheit und Sicherung in der nuklearen Aufsichtstätigkeit, in Rudi Heimann & Chris Hörnberger (Hrsg.) (2025), Safety & Security – Sicherheit(en) in komplexen Arbeitswelten: 27. Jahrestagung der Plattform e.V. – Menschen in komplexen Arbeitswelten, S. 46–50 https://t1p.de/Tagungsband2025

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2025)

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 Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-G01	**Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke**	**Januar 2011**
ENSI-G02	**Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke**	**August 2019 Änderung vom 28.05.2025**
ENSI-G03	**Geologische Tiefenlager**	**Dezember 2020 Änderung vom 28.05.2025**
ENSI-G05	**Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung**	**Oktober 2021**
ENSI-G07	**Organisation von Kernanlagen**	**November 2023**
ENSI-G08	**Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen**	**Juni 2015 Änderung vom 16.12.2021**
ENSI-G09	**Bau- und Betriebsdokumentation**	**Oktober 2022 Änderung vom 01.10.2024**
ENSI-G11	**Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage**	**Februar 2009 (Revision 2 vom 01.06.2013)**
ENSI-G12	**Anlageninterner Strahlenschutz**	**September 2021 Änderung vom 28.05.2025**
ENSI-G13	**Messmittel für ionisierende Strahlung**	**Oktober 2015 Änderung vom 01.10.2021**
ENSI-G14	**Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung von Kernanlagen infolge emittierter radioaktiver Stoffe und Direktstrahlung**	**Mai 2025**
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	**Stilllegung von Kernanlagen**	**April 2014 Änderung vom 28.05.2025**
ENSI-G18	**Brandschutz**	**Oktober 2024**
ENSI-G19	Explosionsschutz	
ENSI-G20	**Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb**	**Februar 2015**
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Ausführung von Bauwerken in Kernanlagen	
ENSI-G23	**Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen**	**Oktober 2021 Änderung vom 01.10.2024**

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	**Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen**	**September 2018 Änderung vom 1.10.2024**
ENSI-A03	**Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken**	**Oktober 2014 Änderung vom 10.10.2018**
ENSI-A04	**Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen**	**Juli 2008 (Revision 1 vom 24.09.2009) Änderung vom 01.10.2024**
ENSI-A05	**Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang**	**Januar 2018 Änderung vom 01.10.2024**
ENSI-A06	**Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen**	**November 2015 (Revision 1 vom 01.01.2025)**
ENSI-A08	**Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen**	**Februar 2010**
ENSI-A17	Umfassende systematische Sicherheitsbewertung für andere Kernanlagen	

Anhang D

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	September 2008 (Revision 5 vom 30.06.2015) Änderung vom 28.05.2025
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	Juli 2021 (Revision 1 vom 03.02.2023) Änderung vom 28.05.2025
ENSI-B04	Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	November 2018
ENSI-B05	Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007 Änderung vom 02.03.2023
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: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	Oktober 2022
ENSI-B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen	November 2024
ENSI-B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
ENSI-B11	Notfallübungen	Oktober 2025
ENSI-B12	Notfallschutz in Kernanlagen	August 2019 Änderung vom 1.10.2024
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
ENSI-B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010
ENSI-B17	Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle	Januar 2020 Änderung vom 01.10.2021

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986

Herausgeber:
Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5201 Brugg

+41 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch

© ENSI, Mai 2026

Zusätzlich zu diesem Erfahrungs- und Forschungsbericht informiert das ENSI in weiteren jährlichen Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht) aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-12512
ISSN 1664-3178 (Online)

ENSI
Industriestrasse 19
5201 Brugg
Schweiz

+41 56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch