



安全研究センター成果報告書 (令和元年度)

Progress Report on Nuclear Safety Research Center
(JFY 2019)

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

安全研究・防災支援部門

Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

November 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

安全研究センター成果報告書 (令和元年度)

日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門
安全研究センター

(2020 年 8 月 4 日 受理)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 安全研究センターでは、国が定める中長期目標に基づき、原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究を行っている。

本報告書は、安全研究センターの研究体制・組織及び国内外機関との研究協力の概要とともに、安全研究センターで実施している 9 つの研究分野（①シビアアクシデント、②放射線安全・防災、③軽水炉燃料、④事故時熱水力、⑤材料劣化・構造、⑥核燃料サイクル施設、⑦臨界安全管理、⑧保障措置、⑨放射性廃棄物管理）について、令和元年度の活動状況及び研究成果を取りまとめたものである。

**Progress Report on Nuclear Safety Research Center
(JFY 2019)**

Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 4, 2020)

Nuclear Safety Research Center (NSRC), Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) provides technical supports for the nuclear regulatory bodies by conducting safety researches based on the Mid-Long Term Target approved by the Japanese government.

This report summarizes the research structure of NSRC and the cooperative research activities with domestic and international organizations as well as the nuclear safety research activities and results in JFY 2019 on the nine research fields in NSRC; (1) severe accident, (2) radiation risk, (3) nuclear fuels in light water reactors (LWRs), (4) thermohydraulic behavior in LWRs, (5) materials degradation and structural integrity, (6) nuclear fuel cycle facilities, (7) criticality management, (8) nuclear safeguards, and (9) radioactive waste management.

Keywords: Nuclear Safety Research, Emergency Preparedness, Light Water Reactor, Reactor Safety, Materials and Structural Integrity, Risk Analysis and Applications, Fuel Cycle Safety, Environmental Safety

目 次

1. はじめに	1
2. 安全研究センターの概要	2
2.1 研究体制及び組織	2
2.2 国内における研究協力	9
2.3 国際協力	15
3. 令和元年度の研究成果	18
3.1 シビアアクシデント評価に関する研究	18
3.2 放射線安全・防災に関する研究	32
3.3 軽水炉燃料の安全性に関する研究	43
3.4 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究	52
3.5 材料劣化・構造健全性に関する研究	68
3.6 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究	79
3.7 臨界安全管理に関する研究	86
3.8 保障措置に関する研究	94
3.9 放射性廃棄物管理の安全性に関する研究	103
付録 1 令和元年度成果公表参考リスト	120
付録 2 略語一覧	141

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Nuclear Safety Research Center	2
2.1 Research system and organization	2
2.2 Research cooperation inside Japan	9
2.3 Global research cooperation	15
3. Activities and results in JFY 2019	18
3.1 Research on severe accident analysis	18
3.2 Research on radiation risk analysis	32
3.3 Research on safety of nuclear fuels in LWRs	43
3.4 Research on thermohydraulic behavior under severe accident in LWRs	52
3.5 Research on materials degradation and structural integrity	68
3.6 Research on safety of nuclear fuel cycle facilities	79
3.7 Research on safety management on criticality	86
3.8 Research on nuclear safeguards	94
3.9 Research on safety of radioactive waste management	103
Appendix 1 List of publications reference in JFY2019	120
Appendix 2 List of abbreviations	141

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）安全研究センターでは、原子力安全規制を支える組織としての役割を果たすため、通常時、異常過渡、事故、シビアアクシデント対策や緊急時対応など幅広く安全研究を実施し、科学的・合理的な安全規制と継続的な安全性向上に寄与する技術的知見の取得に努めている。研究開発にあたっては、原子力機構が有する特徴的な大型研究施設を用いた総合的な試験、先進的な分析・計測手法の開発、国際協力を含む原子力機構内外との連携等により研究力の維持・向上を図り、安全上の新たな脅威を見逃すこと無く継続的な安全性向上に必要な成果の創出に留意している。なお、安全研究センターの取り組みについては、業務の実効性、中立性及び透明性の観点から、また研究開発の目標、進捗やアウトカム等の観点から、理事長諮問委員会である規制支援審議会及び安全研究・評価委員会においてそれぞれ評価を受けている。さらに、安全研究センター長が設置する安全研究委員会及び専門部会において、毎年度の研究計画・成果についての意見を得ている。

本報告書は、安全研究センターの研究体制・組織及び国内外機関との研究協力の概要とともに、安全研究センターで実施している 9 つの研究分野（①シビアアクシデント、②放射線安全・防災、③軽水炉燃料、④事故時熱水力、⑤材料劣化・構造、⑥核燃料サイクル施設、⑦臨界安全管理、⑧保障措置、⑨放射性廃棄物管理）について、令和元年度の活動状況及び研究成果を取りまとめたものである。

（編集事務局）

2. 安全研究センターの概要

2.1 研究体制及び組織

安全研究センターでは、原子力安全規制行政を技術的に支援することにより原子力の研究開発及び利用の安全の確保に寄与することを目的に、中長期目標、中長期計画及び年度計画に基づいて、前章で記した 9 つの研究分野で評価手法の開発・整備等に関する研究を実施している。安全研究センターの中長期目標、中長期計画及び年度計画を Table 2.1-1 に示す。第 2 期中期目標（平成 22 年度～平成 26 年度）では、軽水炉発電の高度利用や設計基準事象に対応するための研究を中心に進めていたが、東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）における事故を経て、第 3 期中長期目標（平成 27 年度～令和 3 年度）では、シビアアクシデントの発生防止・影響緩和に関する研究、緊急事態への準備と対応に関する研究、事故に係わる放射線影響や放射性廃棄物管理に関する研究、1F の廃止措置時の安全性確保及び外的事象の影響評価に関する研究に重点を置いている。第 3 期中長期目標における安全研究センターの重点課題を Fig. 2.1-1 に示す。

安全研究センターにおける研究の実施体制を Fig. 2.1-2 に示す。原子力規制委員会や内閣府等の規制行政機関が有する研究ニーズを的確に捉え、多様な原子力施設のシビアアクシデント対応等に必要な安全研究を実施している。研究の実施に当たっては、文部科学省からの運営費交付金により先進的・先導的な研究を実施しているほか、原子力規制委員会や内閣府等からの課題対応型の受託研究を、部門内組織である原子力緊急時支援・研修センターのほか、原子力基礎工学研究センター、システム計算科学センター、原子力科学研究所の施設管理部署、大洗研究所等と連携して進めている。例えば、Fig. 2.1-3 に示すように、原子力機構が有する特徴的な大型研究施設である大型非定常試験装置（LSTF）、大型格納容器実験装置（CIGMA）、原子炉安全性研究炉（NSRR）、燃料試験施設（RFEF）、燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）などを用いた総合実験に加え、重要な現象に着目した小規模な個別効果実験を行い、これらの成果を踏まえた評価モデルや解析コードの整備などを実施している。また、国内における産学官との共同研究及び委託研究並びに経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）等との国際協力に基づいた研究等により、効率的な研究の推進を図っている。受託研究及び共同・委託研究に関する実績については 2.2 節に、国際協力に関する実績については 2.3 節に、それぞれ述べる。

原子力に係る安全評価には、原子炉物理、放射線、燃料、熱水力、材料、構造、化学、環境など多様な分野の知見が必要であり、安全研究センターでは 11 の研究グループがそれぞれの専門性を活かしつつ連携して幅広い研究を行っている。平成 31 年 4 月 1 日時点の安全研究センターの組織を Fig. 2.1-4 に示す。安全研究センターにおける定年制の職員数は、第 1 期（平成 17 年度～平成 21 年度）は 70 人前後、第 2 期（平成 22 年度～平成 26 年度）は 60 人前後であったが、第 3 期（平成 27 年度～）では研究系の新卒職員の採用などで増加し、令和元年度では約 80 人である。博士研究員、技術開発協力員、特定課題推進員等を含む任期付きの研究員は令和元年度で 60 人弱が在籍し、研究や研究の補助等を行っている。

Table 2.1-1 第3期中長期目標（平成27年4月1日から令和4年3月31日）、
第3期中長期計画及び年度計画（令和元年度）（1/4）

【中長期目標】	【中長期計画】	【令和元年度計画】
IV. 研究開発の成果の最大化その他の業務の質の向上に関する事項 2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及びそのための安全研究 原子力機構は、原子力安全規制行政及び原子力防災等への技術的支援に係る業務を行うための組織を区分し、同組織の技術的能力を向上するとともに、原子力機構内に設置した外部有識者から成る規制支援審議会の意見を尊重し、当該業務の実効性、中立性及び透明性を確保しつつ、以下の業務を進める。 (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究 原子力安全規制行政を技術的に支援することにより、我が	II. 研究開発の成果の最大化その他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置 2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及びそのための安全研究 原子力機構は、原子力安全規制行政及び原子力防災等への技術的支援を求められている。これらの技術的支援に係る業務を行うための組織を原子力施設の管理組織から区分するとともに、研究資源の継続的な維持・増強に努め、同組織の技術的能力を向上させる。また、原子力機構内に設置した外部有識者から成る規制支援審議会において、当該業務の実効性、中立性及び透明性を確保するための方策の妥当性やその実施状況について審議を受け、同審議会の意見を尊重して業務を実施する。 (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究 原子力安全規制行政への技術的支援のため、「原子力規制委員会における安全研究について」等で示された研究分野や時期等に沿っ	2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及びそのための安全研究 機構は、原子力安全規制行政及び原子力防災等への技術的支援を求められている。これらの技術的支援に係る業務を行うための組織を原子力施設の管理組織から区分するとともに、研究資源の継続的な維持・増強に努め、同組織の技術的能力を向上させる。また、機構内に設置した外部有識者から成る規制支援審議会において、当該業務の実効性、中立性及び透明性を確保するための方策の妥当性やその実施状況について審議を受け、同審議会の意見を尊重して業務を実施する。 (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究 原子力安全規制行政への技術的支援のため、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（平成30年7月

Table 2.1-1 第3期中長期目標（平成27年4月1日から令和4年3月31日）、
第3期中長期計画及び年度計画（令和元年度）（2/4）

【中長期目標】	【中長期計画】	【令和元年度計画】
国の原子力の研究、開発及び利用の安全の確保に寄与する。 このため、原子力規制委員会が策定する「原子力規制委員会における安全研究について」等を踏まえ、原子力規制委員会からの技術的課題の提示又は要請等を受けて、原子力の安全の確保に関する事項（国際約束に基づく保障措置の実施のための規制その他の原子力の平和利用の確保のための規制に関する事項を含む。）について安全研究を行うとともに、同委員会の規制基準類の整備等を支援する。 また、同委員会の要請を受け、原子力施設等の事故・故障の原因の究明等、安全の確保に貢献する。	て、同委員会からの技術的課題の提示又は要請等を受けて、原子力安全の確保に関する事項（国際約束に基づく保障措置の実施のための規制その他の原子力の平和利用の確保のための規制に関する事項を含む。）について、1F事故の教訓や最新の技術的知見を踏まえた安全研究を行うとともに、科学的合理的な規制基準類の整備及び原子力施設の安全性に関する確認等に貢献する。 実施に当たっては外部資金の獲得に努める。 また、同委員会の要請を受け、原子力施設等の事故・故障の原因の究明等、安全の確保に貢献する。 1) 安全研究 原子炉システムでの熱水力挙動について、大型格納容器試験装置（CIGMA）等を目標期間半ばまでに整備するとともに、これらや大型非定常試験装置（LSTF）を用いた実験研究によって解析コードを高度化し、軽水炉のシビアアクシデントを含む事故の進展や安全対策の有効性等を精度良く評価できるようにする。また、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見を原子炉安全性研究炉（NSRR）及び燃料試験施設（RFEF）を用いて取得するとともに、燃料挙動解析コードへの反映を進めその性能を向上し、これらの条件下における燃料の安全性を評価可能にする。さらに、中性子照射材を用いて取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転状態から設計上の想定を超える事象	原子力規制委員会）等で示された研究分野や時期等に沿って、同委員会からの技術的課題の提示、要請等を受けて、原子力安全の確保に関する事項（国際約束に基づく保障措置の実施のための規制その他の原子力の平和利用の確保のための規制に関する事項を含む。）について、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓や最新の技術的知見を踏まえた安全研究を行うとともに、科学的合理的な規制基準類の整備、原子力施設の安全性に関する確認等に貢献する。 実施に当たっては外部資金の獲得に努める。 また、同委員会の要請を受け、原子力施設等の事故・故障の原因の究明等、安全の確保に貢献する。 1) 安全研究 事故時の原子炉における炉心熱伝達や格納容器における水素及び温度拡散、エアロゾル挙動等に係る実験と関連する装置整備を継続するとともに、これらの実験に用いる先進的な二相流計測技術の開発を進める。数値流体力学（CFD）手法やシステムコードの高度化を進める。事故条件下での燃料の破損限界や破損挙動が炉心冷却性へ及ぼす影響に係るデータの取得及び解析評価ツールの整備を継続するとともに、事故条件下での燃料挙動評価に必要な試験装置を導入する。原子炉圧力容器の照射脆化等に係るデータの取得、原子炉建屋及び機器・配管の健全性評価手法の高度化を継続する。 再処理施設等の高レベル濃縮廃液蒸

Table 2.1-1 第3期中長期目標（平成27年4月1日から令和4年3月31日）、
第3期中長期計画及び年度計画（令和元年度）（3/4）

【中長期目標】	【中長期計画】	【令和元年度計画】
	までの確率論的手法等による構造健全性評価手法を高度化し、経年化した軽水炉機器の健全性を評価可能にする。 核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、シビアアクシデントの発生可能性及び影響評価並びに安全対策の有効性に関する実験データを取得するとともに解析コードの性能を向上し、事象の進展を精度良く評価できるようにする。燃料デブリを含む核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを、目標期間半ばまでに改造を完了する定常臨界実験装置（STACY）を擁する燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）を用いて実験的・解析的に取得し、臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法を構築し、臨界リスクを評価可能にする。 1F事故の知見等に基づいて多様な原子力施設のソースターム評価手法及び種々の経路を考慮した公衆の被ばくを含む事故影響評価手法を高度化するとともに、両手法の連携強化を図り、シビアアクシデント時の合理的なリスク評価や原子力防災における最適な防護戦略の立案を可能にする技術基盤を構築する。 放射性廃棄物の安全管理に資するため、1F事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、公衆や作業員への影響を定量化できるようにするとともに、安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価コードにおいて利用可能にする。 また、原子力規制委員会の要請を受け、保障措置に必要な微量環境試料の分析技術に関する研究を実施する。	発乾固時の揮発性ルテニウムの放出・移行挙動データの取得と事象進展評価のためのモデル化、グローブボックス複合材料等の燃焼データ取得及び臨界事故時における沸騰に至るまでの溶液温度上昇挙動を再現できるモデルを構築する。 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置時の臨界安全評価のため、燃料デブリの基礎臨界特性データベースを拡充するとともに臨界リスク評価手法の整備を継続する。これらのデータ・手法の検証実験を STACY 更新炉で行うための炉心設計を継続する。 シビアアクシデント時におけるソースターム評価手法及び格納容器内熔融炉心冷却性評価手法の整備並びに動的リスク評価手法の開発を継続するとともに、核分裂生成物の高温化学挙動等に係るデータを取得する。また、ソースターム評価コードとレベル3 確率論的事故影響評価コード（OSCAAR）との連携機能を整備するとともに、経済影響評価モデルの開発に着手する。屋内退避時における被ばく評価モデルの開発を継続し、家屋への浸透率・沈着率のデータを取得する。 原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する炉内等廃棄物処分の安全評価手法の整備やボーリング孔等の経路閉鎖設計の妥当性判断のための技術的知見を拡充するとともに、原子力施設の廃止措置終了時の被ばく線量評価及び残留放射能評価の手法整備を継続する。 IAEA ネットワークラボとして保障措置環境試料の分析及び分析技術の高度化のための開発調査を行うとともに、微小ウラン粒子を対象として化学状態マッピング

Table 2.1-1 第3期中長期目標（平成27年4月1日から令和4年3月31日）、
第3期中長期計画及び年度計画（令和元年度）（4/4）

【中長期目標】	【中長期計画】	【令和元年度計画】
	さらに、1F事故の教訓を踏まえ、原子力施設に脅威をもたらす可能性のある外部事象を俯瞰し、リスク評価を行うための技術的基盤を強化する。 これらの研究により、原子力安全規制行政への技術的支援に必要な基盤を確保・維持し、得られた成果を積極的に発信するとともに技術的な提案を行うことによって、科学的合理的な規制基準類の整備、原子力施設の安全性確認等に貢献するとともに、原子力の安全性向上及び原子力に対する信頼性の向上に寄与する。 研究の実施に当たっては、国内外の研究機関等との協力研究及び情報交換を行い、規制情報を含む広範な原子力の安全性に関する最新の技術的知見を反映させるとともに、外部専門家による評価を受け、原子力規制委員会の意見も踏まえて、研究内容を継続的に改善する。また、当該業務の中立性及び透明性を確保しつつ機構の各部門等の人員・施設を効果的・効率的に活用し、研究を通じて今後の原子力の安全を担う人材の育成に貢献する。 2) 関係行政機関等への協力 規制基準類に関し、科学的データの提供等を行い、整備等に貢献する。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関して、規制行政機関等からの具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに、規制活動や研究活動に資するよう、事故・故障に関する情報はじめとする規制情報の収集・分析を行う。	グ法の開発を進める。 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえ、原子力施設に脅威をもたらす可能性のある地震等の外部事象に関して、リスク評価に資する脆弱性評価の技術的基盤の強化を進める。 これらの研究により、原子力安全規制行政への技術的支援に必要な基盤を確保・維持し、得られた成果を積極的に発信するとともに技術的な提案を行うことによって、科学的合理的な規制基準類の整備及び原子力施設の安全性確認等に貢献するとともに、原子力の安全性向上及び原子力に対する信頼性の向上に寄与する。 研究の実施に当たっては、原子力規制庁等との共同研究及び OECD/NEA や二国間協力の枠組みを利用して、協力研究や情報交換を行う。また、当該業務の中立性及び透明性を確保しつつ機構の各部門等の人員・施設等を活用するとともに、原子力規制庁から研究職職員を受け入れ、研究を通じて人材の育成に貢献する。 2) 関係行政機関等への協力 規制基準類に関し、科学的データの提供等を行い、整備等に貢献する。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関して、規制行政機関等からの具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに、規制活動や研究活動に資するよう、規制情報の収集・分析を行う。

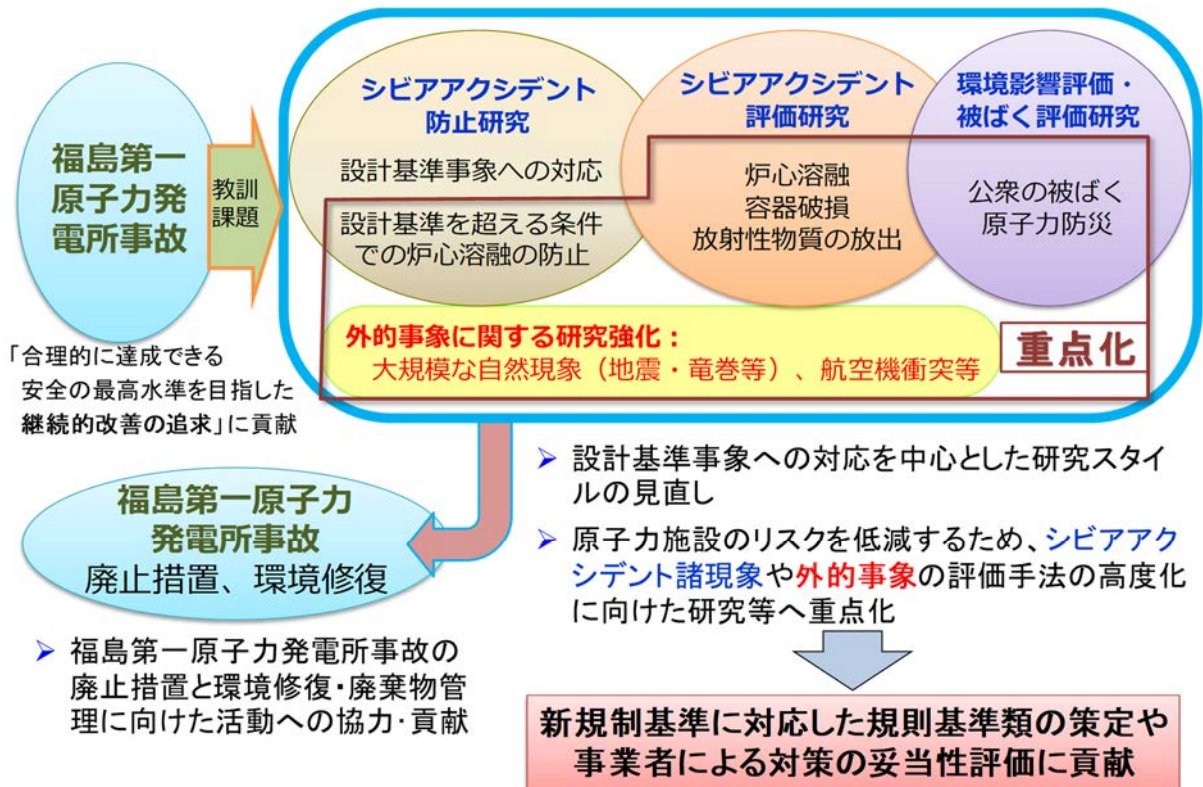


Fig. 2.1-1 安全研究センターにおける重点的研究テーマ

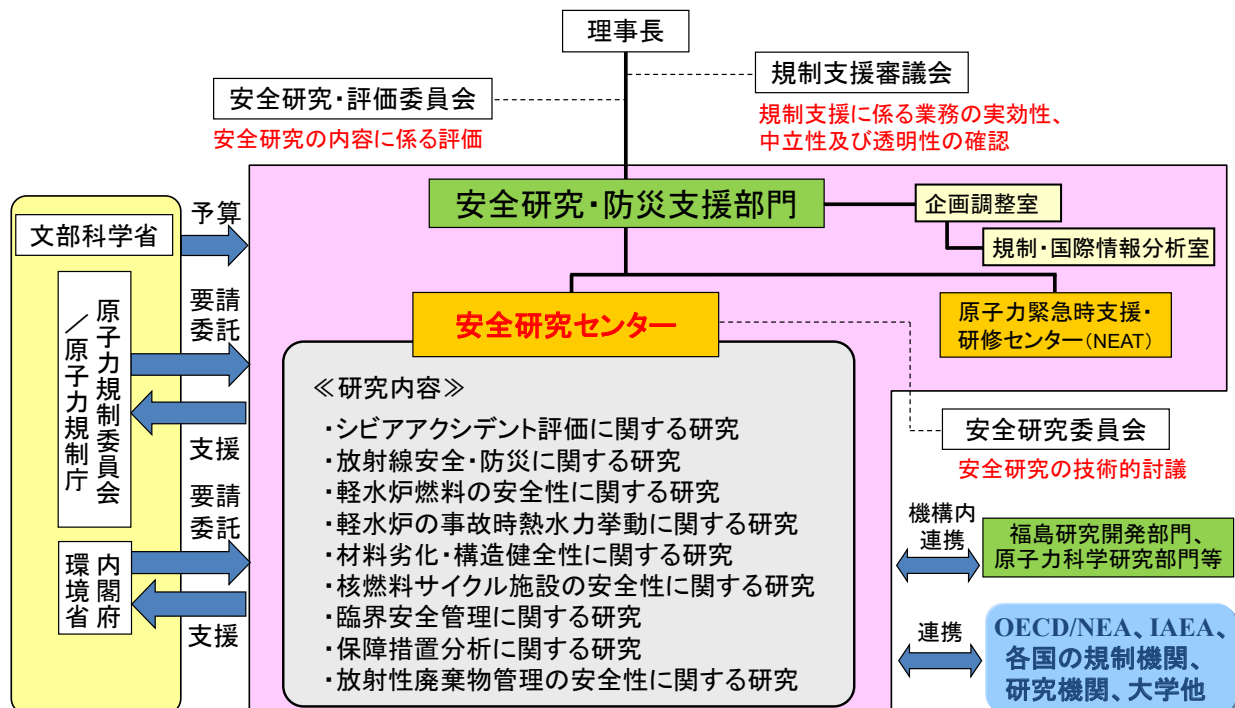


Fig. 2.1-2 安全研究の実施体制



Fig. 2.1-3 安全研究を支える主な研究施設

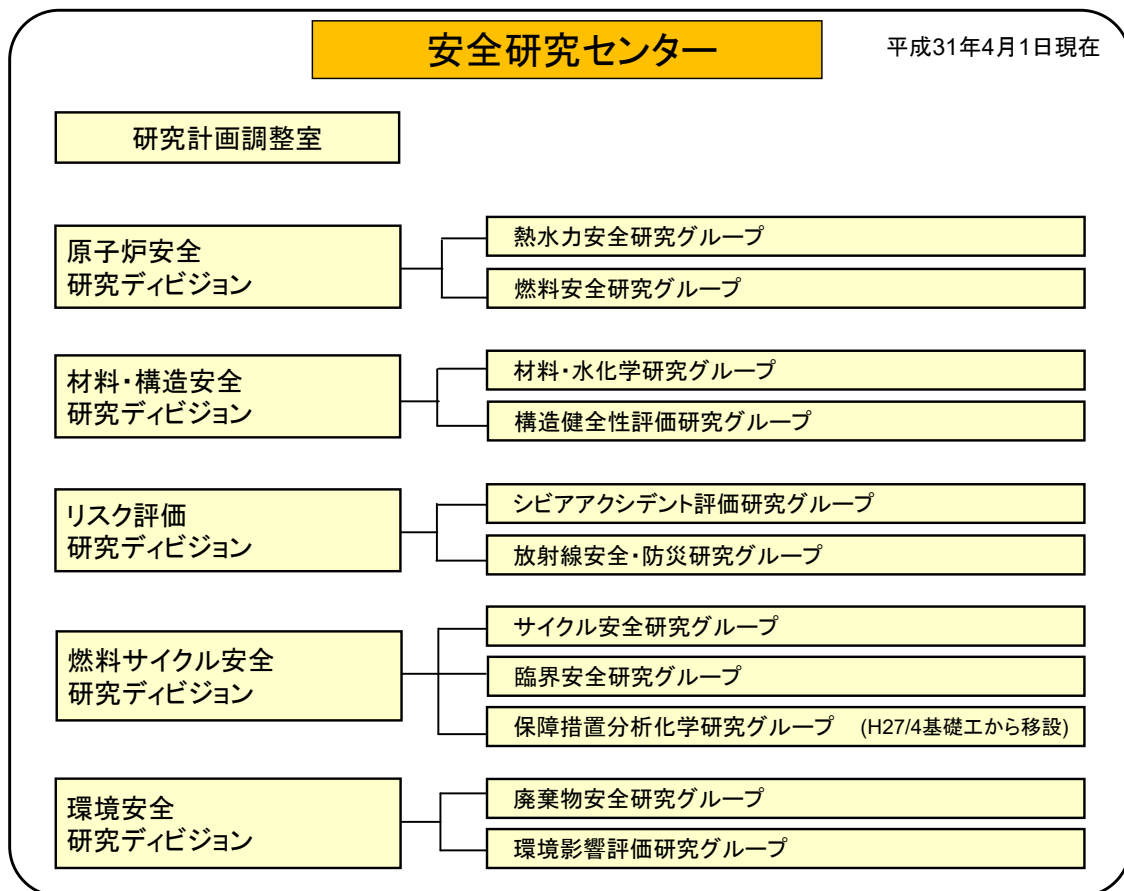


Fig. 2.1-4 安全研究センターの組織

2.2 国内における研究協力

安全研究センターでは、原子力機構が有する LSTF、NSRR、RFEF、NUCEF などの施設基盤を活用しながら原子力規制委員会からの受託研究、産学官との共同研究・委託研究等を実施した。以下に令和元年度の実績を示す。

2.2.1 受託研究

令和元年度に実施した原子力規制委員会からの受託研究の一覧を Table 2.2-1 に示す。令和元年度から新たに開始した「燃料破損に関する規制高度化研究」及び「東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査」の 2 件を含む 22 件の原子力規制庁からの受託事業を、原子力基礎工学研究センター、原子力科学研究所（臨界ホット試験技術部、放射線管理部、研究炉加速器技術部、工務技術部）、システム計算科学センター及び東濃地科学センターと連携し実施した。受託事業で得た実験データや解析コード等を用いた評価結果は、事業報告書（21 件）として原子力規制庁へ報告した。

2.2.2 共同研究及び委託研究

令和元年度に実施した国内における共同研究及び委託研究の一覧を Table 2.2-2 及び Table 2.2-3 にそれぞれ示す。

国立大学法人（京都大学等）や電力中央研究所等との 26 件の共同研究、国立大学法人（東北大学等）等への 11 件の委託研究を実施した。

原子力規制庁職員の人材育成等を目的に、原子力規制庁の研究者 12 名を外来研究員等として受け入れるとともに、原子力施設の耐震評価、シビアアクシデント時のソースターム評価、軽水炉燃料、1F 事故起源の放射性核種分析等に関する 5 件の新規テーマを含む 6 件の原子力規制庁との共同研究を、機構内への研究設備の整備と併せて実施した。

また、東京大学との共同研究を通じて人材交流・人材育成に係る連携を強化し、安全研究の総合力強化や学位取得の促進等を図るため、東京大学大学院工学系研究科に国立研究開発法人連携講座を令和 2 年度から開設するための研究課題の決定や契約手続等の調整を進めた。

Table 2.2-1 受託研究一覧（令和元年度）（1/2）

No.	委託元	件名	新規
1	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業	
2	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業	
3	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業	○
4	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化）事業	
5	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉照射材料健全性評価研究）事業	
6	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時放射線水分解特性調査）事業	
7	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業	
8	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業	
9	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（レベル 1 確率論的リスク評価手法高度化）事業	
10	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）事業	
11	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業	
12	原子力規制委員会 原子力規制庁	放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業	
13	原子力規制委員会 原子力規制庁	放射線安全規制研究戦略的推進事業費（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法の開発に関する研究）事業	
14	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（商用再処理施設の経年変化に関する研究）事業	
15	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業	
16	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設等における火災事故時影響評価試験）事業	
17	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業	
18	原子力規制委員会 原子力規制庁	軽水炉等改良技術確証試験等委託費（保障措置環境分析調査）事業	

Table 2.2-1 受託研究一覧（令和元年度）（2/2）

No.	委託元	件名	新規
19	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業	
20	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（放射性物質の海洋拡散抑制モデルの整備）事業	
21	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃止措置・クリアランスに関する検討）事業	
22	原子力規制委員会 原子力規制庁	原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業	○

Table 2.2-2 国内における共同研究一覧（令和元年度）（1/2）

No.	件名	相手先	期間	新規
1	軽水炉の熱水力学解析コード高度化のための気液二相流モデル開発に関する研究	京都大学	H30.4月～R4.3月	
2	軽水炉の事故時熱水力学挙動の安全評価手法高度化に関する研究	福井大学	R1.7月～R2.1月	
3	配管内乱流特性に関する実験的研究	産業技術総合研究所、名古屋大学	H29.11月～R2.3月	
4	欧州照射高燃焼度改良型 PWR 燃料を用いた事故時燃料挙動研究	三菱原子燃料株式会社	H21.4月～R5.3月	
5	事故耐性燃料挙動解析コードの開発	早稲田大学	H30.5月～R3.3月	
6	燃料被覆管の機械特性及び熱物性に及ぼす水素吸収・酸化の影響評価	原子力規制庁	H31.4月～R4.3月	○
7	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	茨城大学	H30.12月～R2.3月	
8	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	長岡技術科学大学	H30.12月～R2.3月	
9	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	電力中央研究所	H30.12月～R2.3月	
10	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	みずほ情報総研株式会社	H31.4月～R2.3月	
11	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	株式会社 IHI	H31.4月～R2.3月	
12	確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の信頼性向上	三菱重工業株式会社	H31.4月～R2.3月	
13	延性破壊シミュレーションの高度化に関する研究	電力中央研究所	H30.7月～R2.3月	
14	原子力施設耐震評価用モデルの妥当性確認に関する研究	原子力規制庁	H31.4月～R4.3月	○
15	大型プラント等の耐震シミュレーション技術に関する研究開発	千代田化工建設株式会社	H29.7月～R2.3月	
16	地震荷重を受ける原子力設備の破壊力学的評価手法の検討	原子力規制庁	H29.12月～R2.3月	
17	パルス電子線を用いたハロゲン化物イオンを含む水溶液の放射線分解初期過程に関する研究	東京大学	H29.11月～R2.3月	
18	水のラジオリシスに及ぼす塩化物及びその他イオン性不純物の影響に関する研究	大阪府立大学	H30.11月～R2.3月	
19	原子炉圧力容器溶接熱影響部の組織と機械的特性に関する研究	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社	R1.7月～R3.3月	○
20	原子炉圧力容器の照射脆化に関する研究	電力中央研究所	R1.11月～R4.3月	○
21	溶融炉心粒子のアグロメレーション挙動に関する共同研究	筑波大学	R1.8月～R2.1月	
22	ソースターム評価における FP 移行挙動モデルの不確かさ低減に関する研究	原子力規制庁	H31.4月～R4.3月	○
23	原子炉事故後の汚染地域における住民の被ばく線量評価に関する研究	京都大学	H29.11月～R3.3月	

Table 2.2-2 国内における共同研究一覧（令和元年度）（2/2）

No.	件名	相手先	期間	新規
24	マグマ滞留時間の推定手法に関する研究	北海道大学、 原子力規制庁	H30.4月~R2.3月	
25	長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究	原子力規制庁、東京大学、 東京工業大学、 量子科学技術研究開発機構	R1.7月~R4.3月	○
26	廃棄物埋設の坑道閉鎖措置確認に係る研究	原子力規制庁	H31.4月~R4.3月	○

Table 2.2-3 国内における委託研究一覧（令和元年度）

No.	件名	委託先	新規
1	原子炉構造物等の健全性評価に関する研究	長岡技術科学大学	
2	加圧熱衝撃時の熱流動解析高度化に関する研究	福井大学	
3	原子力施設の地震リスク評価における地震時床応答特性に関する研究	東京大学	
4	原子力施設の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究	東京大学	
5	原子炉圧力容器の照射脆化に関わる微細組織分析	東北大学	
6	ヨウ素の沈着率、浸透率の調査	京都大学	
7	タンタルの水素吸収ぜい化挙動評価試験（3）	九州工業大学	
8	タンタルのアルカリ中電気化学挙動評価試験（3）	東京工業大学	
9	タンタルの陽電子消滅法による空孔測定	株式会社東レリサーチセンター	○
10	TIMS による同位体比測定に関する検討	東京工業大学	
11	港湾シルトフェンスモデルにおける懸濁体挙動の水槽実験による検証	中央大学	

2.3 国際協力

安全研究センターでは、諸外国の関係機関や国際機関との国際協力を推進している。主なものとして、OECD/NEA の国際協力プロジェクト、フランス放射線防護原子力安全研究所 (IRSN)、米国原子力規制委員会 (NRC) 等との二機関間協力及び多機関間協力の枠組み等を利用した協力がある。

令和元年度に実施した国際協力を Table 2.3-1 に示す。OECD/NEA の「スタズビツク被覆管健全性プロジェクト (SCIP-IV)」及び「シビアアクシデントの不確かさ低減プロジェクト (ROSAU)」並びに欧州 Horizon2020 の「シビアアクシデントの管理及び不確かさプロジェクト (MUSA)」の 3 件の新規案件を含む 56 件の国際協力を推進し、国際水準に照らした研究成果の創出を図った。IRSN とは、原子力規制庁を交えた三者によるセミナーを開催し、シビアアクシデント、燃料安全、臨界安全、材料劣化、1F 廃炉等に関する情報交換を行った。

Table 2.3-1 国際協力一覧（令和元年度）（1/2）

国際協力テーマ		新規
OECD/NEA 関連の研究プロジェクト		
1	格納容器内ヨウ素挙動及び水素挙動に係わる実験（THAI-3）	
2	ソースターム評価及び影響緩和に係わる実験（STEM-2）	
3	ハルデン炉を利用した高燃焼度燃料・MOX 燃料等の照射試験研究（ハルデン原子炉計画）	
4	スタズビツク被覆管健全性プロジェクト（SCIP-IV）	○
5	OECD-IRSN CABRI 水ループ計画	
6	重大事故時の機器構造物の挙動に関するベンチマーク研究（COSSAL）（タスク 3）	
7	CSNI Leak-Before-Break Benchmark Exercise	
8	Improving robustness assessment of structures impacted by a large missile at medium velocity (IRIS phase 3)	
9	Benchmark Analyses on the X-FEM Calculation Technology in its Use to Evaluate the Fracture Mechanics Parameters KI, KII, KIII for Different Type of Loadings (mechanical, thermal)	
10	NSC/WPRS/Expert Group on Reactor Fuel Performance (EGRFP) が実施の PCMI benchmark 解析	
11	CSNI/WGFS 2009 SOAR on Fuel Behavior during LOCA 更新	
12	CSNI/WGFS 2010 SOAR on Fuel Behavior in RIA 更新	
13	CSNI/WGFS RIA Fuel-Code Benchmark Phase3	
14	CSNI/WGFS a Technical Opinion Paper on Safety Criteria for Accident Tolerant Fuels	
15	NSC/WPNC/SG/SG-4 (国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト)	
16	シビアアクシデント時に発生する水素の混合挙動及び水素緩和策の有効性に関する試験研究 (HYMERES2)	
17	最適評価コードを用いた解析における物理モデルの不確かさの定量化に関する研究プロジェクト (SAPIUM)	
18	韓国 APR1400 のシステム効果模擬実験装置 ATLAS を用いた事故時熱水力安全に係る試験研究プロジェクト (ATLAS-2)	
19	Legacy 規制管理のための専門家会合 (EGLM)	
20	過去の臨界事故解析サブグループ (OECD/NEA/NSC/WPNC/SG-4)	
21	福島第一原子力発電所の原子炉建屋及び格納容器内情報の分析 (ARC-F)	
22	燃料デブリ分析に係る予備的検討 (PreADES)	
23	シビアアクシデントの不確かさ低減プロジェクト (ROSAU) [溶融炉心挙動実験]	○
IAEA 関連の研究プロジェクト		
24	IAEA-NWAL（環境試料の分析に関する国際原子力機関と日本原子力研究所との間の契約）	
JASPAS（日本による IAEA 保障措置技術支援）：NRA と IAEA の親協定		
25	JC-21（Pu、U 粒子年代測定）	
26	JC-24（SIMS、前処理）	
27	JC-25（IAEA 依頼分析全般）	
28	放射線影響評価のためのモデル開発とデータベース整備に関する国際プログラム（MODARIA II）	
29	廃止措置終了に関する国際プロジェクト（COMDEC）	

Table 2.3-1 国際協力一覧（令和元年度）（2/2）

国際協力テーマ		新規
その他の協力		
フランス IRSN：放射線防護及び原子力安全分野における協力のためのフレームワーク協定		
30	STC-4：反応度事故時の燃料挙動	
31	STC-5：廃棄物処分安全	
32	STC-9：原子力発電所の経年劣化	
33	STC-10：火災ハザード及び閉じ込め研究	
34	Implementing Arrangement（臨界安全）	
35	Implementing Arrangement（熱水力安全）	
韓国 KAERI：原子力の平和利用分野における協力		
36	Program1：PSA	
37	Program2：熱水力	
38	Program3：シビアアクシデント	
フランス CEA：原子力研究開発分野における協力のためのフレームワーク協定		
39	STC-4.7.1：格納容器熱水力挙動の評価	
40	フランス CEA：シビアアクシデント時の核分裂生成物放出挙動評価（VERDON-2 及び 5 分析計画）	
41	米国 NRC：原子力安全研究分野における協力覚書（包括）	
42	EU NUGENIA：Nuclear Gen II & III Association	
43	EU NUGENIA：IPRESKA（プールスクラビングに関する国際協力研究）	
44	EU Horizon 2020：MUSA（シビアアクシデントの管理及び不確かさに関する国際協力研究）	○
45	欧州技術支援機関ネットワーク（ETSON）水素燃焼ベンチマーク解析	
46	US-DOE（LANL）：文科省と US-DOE の親協定の下、PAS-19（U 年代測定）	
EURATOM（ITU）：JAEA-JRC の包括協定		
47	AS4（SIMS 測定）	
48	AS3（U 年代測定）	
49	スウェーデン王立工科大学（KTH）：格納容器内溶融炉心冷却性に係わる実験	
50	グローバルニュークリアフューエル（GNF）：グレドレミンゲン BWR 燃料試験のための燃料譲受契約	
51	フランス AREVA/NP、三菱原子燃料株式会社：PWR 用 Zr 合金管の照射成長に関する協力契約	
52	米国ウェスチングハウス社原子燃料工業：PWR 用 Zr 合金管の照射成長に関する協力契約	
53	ロシアボチヴァル無機材料研究所（VNIINM JSC）：PWR 用 Zr 合金管の照射成長に関する協力契約	
54	ロシアボチヴァル無機材料研究所（VNIINM JSC）：試験用被覆管の譲渡に関する協力契約	
55	国際協力専門家グループ：IGRDM（照射脆化）	
56	ノルウェー放射線防護局（NRPA）：Legacy Sites の規制監視に関するワークショップ会合	

3. 令和元年度の研究成果

3.1 シビアアクシデント評価に関する研究

3.1.1 研究の全体像

シビアアクシデント評価研究グループでは、原子力発電所や燃料再処理施設といった原子力施設が有する潜在的なリスクに関する情報を活用した科学的・合理的な規制の構築を支援するため、シビアアクシデント（SA）の進展過程やソースターム（放出される放射性物質の種類や量、放出されるタイミング等の情報）を評価するための手法の開発を行っている。特に新規規制基準に対応して新たに構築された一連の SA 対策は 1F 事故で得られた教訓や課題を反映して従来よりも大幅に強化されており、これらの対策の効果の適切な評価に向けて重要現象の抽出及び理解並びに評価手法の高度化を並行して進めている。

SA 進展過程やソースタームの評価には、SA 時の様々な現象、機器の動作、運転員の操作等を考慮できる総合解析コードが必要となる。そこで、当研究グループでは SA 総合解析コード THALES2 を開発し、確率論的リスク評価（PRA）のための主要ツールと位置付けて改良を進めている。同時に、原子炉冷却系や原子炉格納容器内における核分裂生成物（FP）の移行挙動、原子炉圧力容器から落下した熔融炉心の挙動といった個別の現象を取り扱うために、格納容器内ヨウ素化学挙動解析コード KICHE、化学モデルを含む FP 移行挙動解析コード ART/CHEMKEq、熔融炉心／冷却材相互作用解析コード JASMINE 等の開発・改良を進めている。これらの解析コードの改良や検証には実験データ等が不可欠であるため、国際協力プロジェクトへの参加や原子力機構内外との連携を積極的に推進し、技術的知見の取得に努めている（Fig. 3.1-1）。1F 廃止措置を通して得られる炉内状況や燃料デブリ等に関する知見も SA 評価手法の高度化に活用すべき重要な入力情報であり、これらの情報を取得するための活動にも積極的に参加している。また、THALES2 コードを活用した PRA 手法の開発として、入力条件の不確かさ等に起因するソースタームの不確かさの定量化や不確かさの主要因の特定を目的として不確かさ解析／感度解析手法の SA 解析への適用を進めるとともに、プラント状態や機能喪失／復旧タイミングが事故進展に及ぼす影響を考慮できる動的リスク評価手法の開発を進めている。これらの評価手法を、多様な事故シナリオに対するソースターム知識ベースの構築、SA 対策の成立性及び有効性の評価、1F 事故の分析、さらに、レベル 3 PRA コードとの連携により SA 対策の効果を考慮したオフサイト影響評価等に活用する計画である。年次計画を Table 3.1-1 に示す。

Table 3.1-1 年次計画

年度 西暦 平成／令和	2015 27	2016 28	2017 29	2018 30	2019 31／01	2020 02	2021 03
ソースターム評価手法の整備	FP 化学モデル整備, THALES3 整備, THALES-PWR 版整備, ART/CELVA-1D 整備, 検証						
ソースターム評価手法の応用	1F 事故解析, 最適化解析, 動的 PRA 調査			ソースターム評価、動的 PRA 手法整備・試解析			
格納容器等健全性評価手法の整備	熔融炉心冷却性評価手法・水素挙動評価手法の整備				実機体系への適用		

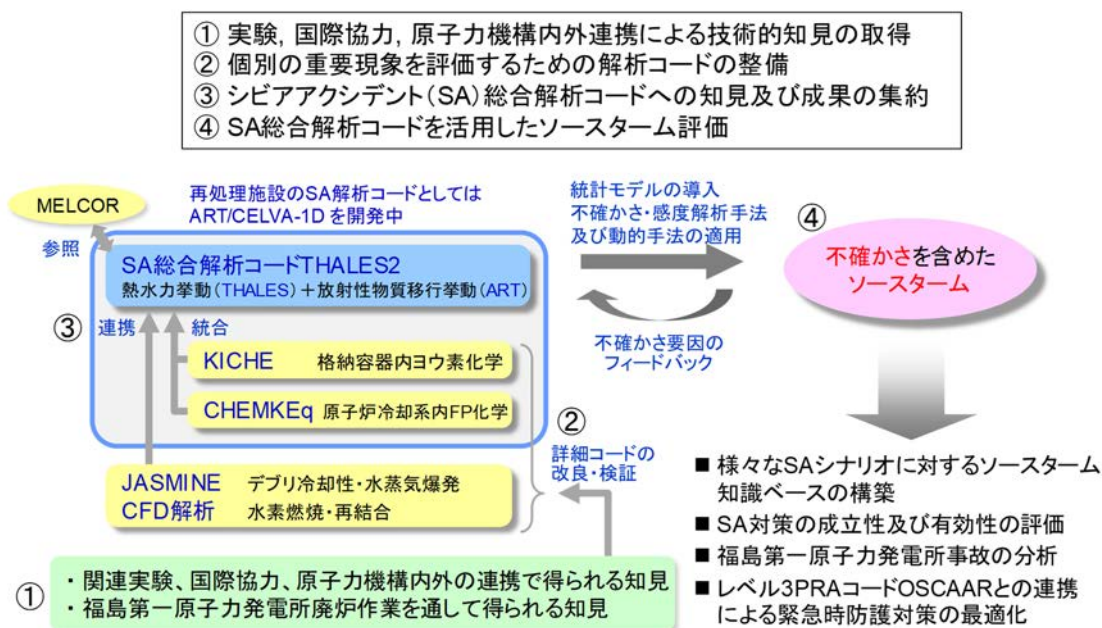


Fig. 3.1-1 シビアアクシデント研究の進め方

3.1.2 主な成果

3.1.2.1 ソースターム評価技術の高度化※

【背景】

物質の化学形はその移行挙動に影響を及ぼすため、SA 時のソースターム評価においては生成される FP の化学形を適切に取り扱うことが重要である。化学形は雰囲気条件に依存するため、様々な事故シーケンスに対して主要な化学形をあらかじめ推定することは困難である。そのため、解析者が入力条件として化学形情報を与える従来のソースターム評価ではその不確かさが大きいと考えられる。そこで、欧州の一部コードではソースターム解析コードに原子炉冷却系における化学モデルを導入し、事故進展により逐次変化する化学形を推定している。一方で、沸騰水型軽水炉（BWR）では制御材中のホウ素が FP 化学形に影響を及ぼす可能性が実験的に示されているが、そのメカニズム解明や評価手法検証は十分とは言えず、ホウ素が FP 化学形に与える影響に関する実験データベースを拡充すると共にこれらの影響を考慮した評価手法を確立する必要がある。

【目的・ねらい】

原子力機構で開発する THALES2/KICHE コードに原子炉冷却系内の FP 及び制御材の化学的挙動評価機能を追加しソースターム評価手法の高度化を進める。さらに、同モデルの導入によるソースターム評価の不確かさ低減効果を評価する。

【実施内容・アプローチ】

これまでに、フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）が主導する国際共同実験 VERDON-

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」で得られた成果を含む。

5への参加及び大洗研究所の照射材料試験施設（AGF）や原子力基礎工学研究センターのFP放出移行実験装置（TeRRa）といった機構内施設を利用した実験により、高温時のFP化学に関するデータを取得した。また、原子炉冷却系内のFP化学を予測する簡易モデル（FP化学種平衡組成予測モデル）を構築し、THALES2/KICHEコードに導入した。

令和元年度は、FPの中でも重要なセシウム及びヨウ素に着目したホウ素の影響に関する実験データの拡充、並びに、THALES2/KICHEコードに組込んだFP化学種平衡組成予測モデルの改良及び実機解析への適用を継続した。

【成果】

- ・セシウム及びヨウ素の化学形に及ぼすホウ素の影響に関する実験データの拡充

これまでに水蒸気雰囲気中で確認されているホウ素による気体状ヨウ素の生成増加反応が、炉心等で生じ得る水素雰囲気においても生じ得るかをTeRRa及びAGF装置により確認した。同実験は、非放射性試料を加熱して気体状のヨウ素、セシウム、ホウ素等を発生させ、温度勾配管の内壁に沈着させ、その沈着物の分布や最下流での移行形態（粒子状もしくは気体状）の分析結果から気相中の化学反応や沈着時の化学形に関するデータを取得するものである。実験の結果、水蒸気雰囲気と水素雰囲気のいずれにおいてもホウ素により気体状ヨウ素の生成が促進されることを明らかにした（Fig. 3.1-2）。ホウ素のセシウム及びヨウ素の移行挙動に与える影響は特にヨウ素で大きいと、ソースターム評価における不確かさ低減の観点から、SA解析コードへの反映が重要であると考えられる。

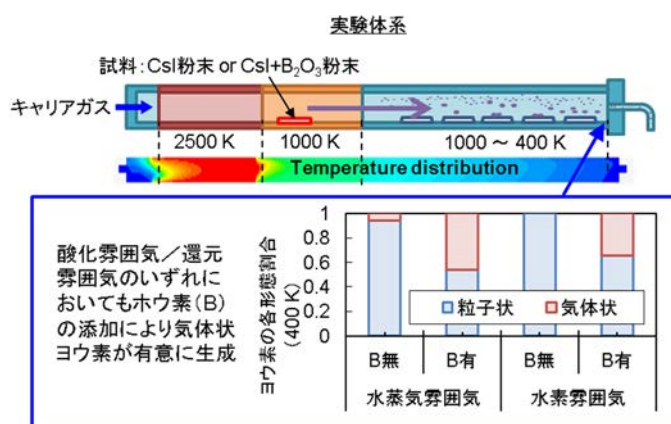


Fig. 3.1-2 実験体系及び各雰囲気条件における実験結果（例）

- ・原子炉冷却系内FP化学を考慮したBWRソースターム評価

原子炉冷却系内におけるFP化学計算機能をSA総合解析コードに追加するため、熱力学平衡計算により作成したFP化学種のデータベースに基づき、FP化学種の平衡組成を予測するモデル（代替統計モデル）を構築し、平成29年度にTHALES2/KICHEコードに導入し、平成30年度に解析シナリオは全交流電源喪失（TB）及び炉心冷却機能喪失事故（TQUV）と限定的だが、原子炉冷却系内FP化学による格納容器へのFP移行及びソースタームへの影響について検討を進めてきた。

平成30年度までの検討において、THALES2/KICHEに導入した代替統計モデルは、原子炉冷却系内FP化学を想定したデータベースを活用しており、格納容器や原子炉建屋など適用範

囲外に適用すると予測精度が低下するという課題が抽出された。それ故、令和元年度は、FP 化学種平衡組成予測モデルとして、代替統計モデルに加えて、原子力機構が開発中の化学平衡論及び反応速度論の部分混合モデルに基づく化学組成評価コード (CHEMKEq) を直接利用できるよう改造を行った。ただし、熱力学平衡計算コードの直接利用は計算時間の増大を引き起こすことから、通常は代替統計モデルを利用し、データベース適用範囲外では CHEMKEq に切り替えるハイブリッドモードを設けた。検証のためデータベース 1000 K に属する 1000 個のデータセットを利用した。Fig. 3.1-3 に FP 化学種平衡組成予測モデルとして代替統計モデルのみの場合とハイブリッドモードの場合の Cs_2MoO_4 の比較結果を示す。横軸が CHEMKEq の結果、縦軸が FP 化学種平衡組成予測モデルの結果であり、傾き 1 のラインに近づくほど精度が良いことを表す。代替統計モデルのみ使用した場合、低濃度 (約 $1.0 \times 10^{-3} \text{ mol/m}^3$ 以下) では予測精度が低下することが確認できるが、低濃度で CHEMKEq に切り替えるハイブリッド機能を利用することで精度の維持が可能となる。これにより、原子炉冷却系外での FP 化学挙動が重要になるケースへの適用 (例えば、格納容器バイパスなどの事故シナリオ) が可能となった。

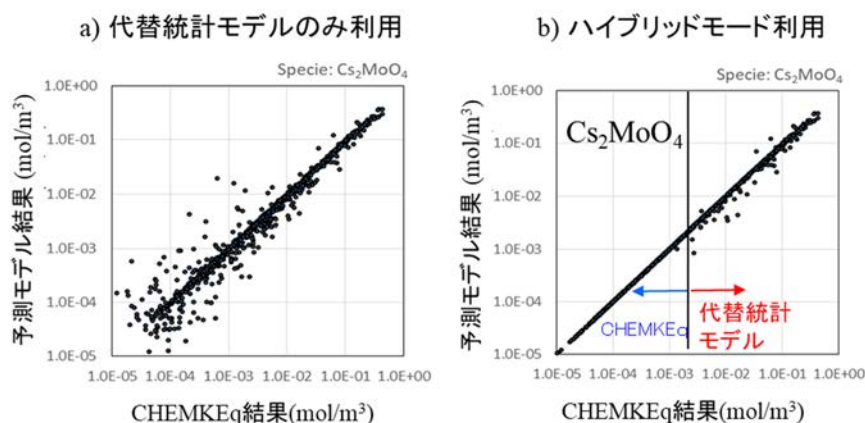


Fig. 3.1-3 代替統計モデルとハイブリッドモードとの結果比較

原子炉冷却系内 FP 化学を考慮しない場合と原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した場合で FP 化学種平衡組成予測モデルが異なる 3 ケース (代替統計モデル、CHEMKEq 熱化学平衡計算利用、ハイブリッド利用) の合計 4 ケースを解析した。解析結果の例を Fig. 3.1-4 に示す。FP 化学種平衡組成予測モデルの違いについては、ハイブリッド使用ケースが CHEMKEq の結果に近く、代替統計モデルよりも精度が高いことが確認できる。原子炉冷却系内 FP 化学を考慮することにより、 CsOH よりも飽和蒸気圧が低い CsBO_2 や Cs_2MoO_4 となることで、原子炉建屋などの移行経路で沈着が促進され、セシウムの格納容器への移行割合及びソースタームが低減する傾向が示された。

【成果の活用先】

様々な事故シナリオに対する解析及び SA 対策の効果を考慮した解析に適用し、ソースターム知識ベースの構築に活用する。また、高い計算速度という利点を生かして多ケースの解析を実施し、不確かさを含むソースターム評価に活用する。

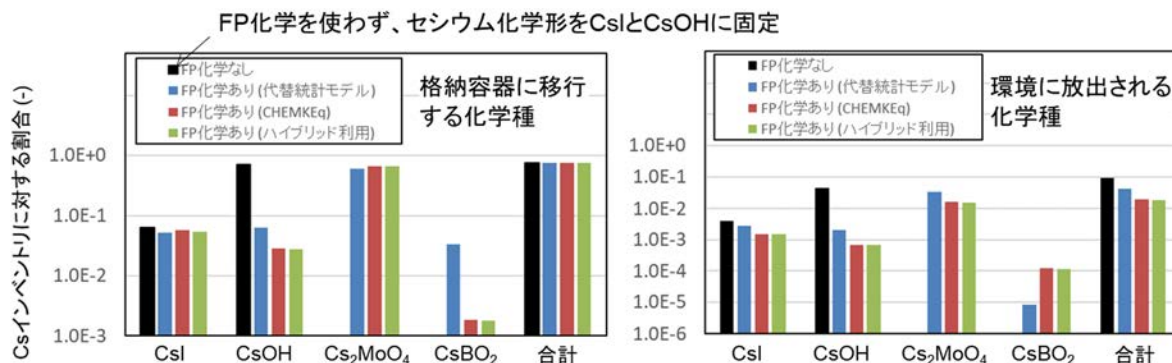


Fig. 3.1-4 原子炉冷却系内の FP 化学挙動を考慮した THALES2 解析結果
(BWR4/Mark-I 全交流電源喪失時のドライウェル過圧破損ケース)

3.1.2.2 格納容器内熔融炉心冷却性評価技術の高度化※

【背景】

原子炉圧力容器の破損を伴う SA では、熔融炉心が原子炉圧力容器破損開口部から格納容器内に落下し、熔融炉心／コンクリート相互作用 (MCCI) が生じることで格納容器の健全性が損なわれる可能性がある。国内では、格納容器内の熔融炉心を冷却するための注水設備の整備が求められており、事業者は原子炉圧力容器の破損前に格納容器下部に注水を行う「ウェット・キャビティ戦略」を採用する方針を示している。

【目的・ねらい】

MCCI に対する対策の成立性及び有効性の評価に活用するため、格納容器内水プールに落下した熔融炉心の冷却性評価手法を高度化する。

【実施内容・アプローチ】

熔融炉心／冷却材相互作用解析コード JASMINE コードを用いて熔融炉心の冷却性評価を確率論的に行うことを計画している。具体的には、事故条件の不確かさを考慮した多ケース解析を JASMINE により行い、熔融炉心の冷却成功 (MCCI 回避) 確率を格納容器への事前注水量 (水深) の関数として評価することで、必要な成功確率を達成するための水深を評価する (Fig. 3.1-5)。

上記の評価に用いるため、平成 27 年度より、熔融炉心の水中落下時挙動を扱うために必要なモデルを JASMINE に追加した。モデルの検証及び改良には、スウェーデン王立工科大学 (KTH) で実施された実験データを活用した。

令和元年度は、格納容器床面上における熔融炉心の拡がり挙動に係るモデルのさらなる改良を進めるとともに、上図に示す確率論的な熔融炉心冷却性評価手法の成立性を確認することを目的として SA 総合解析コード MELCOR と JASMINE コードを組み合わせた解析を実施した。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時格納容器内熔融炉心冷却性評価技術高度化) 事業」で得られた成果を含む。

さらに、溶融炉心流動挙動を異なるアプローチで取り扱うことを目的として、粒子法を用いた解析手法の開発に着手した。

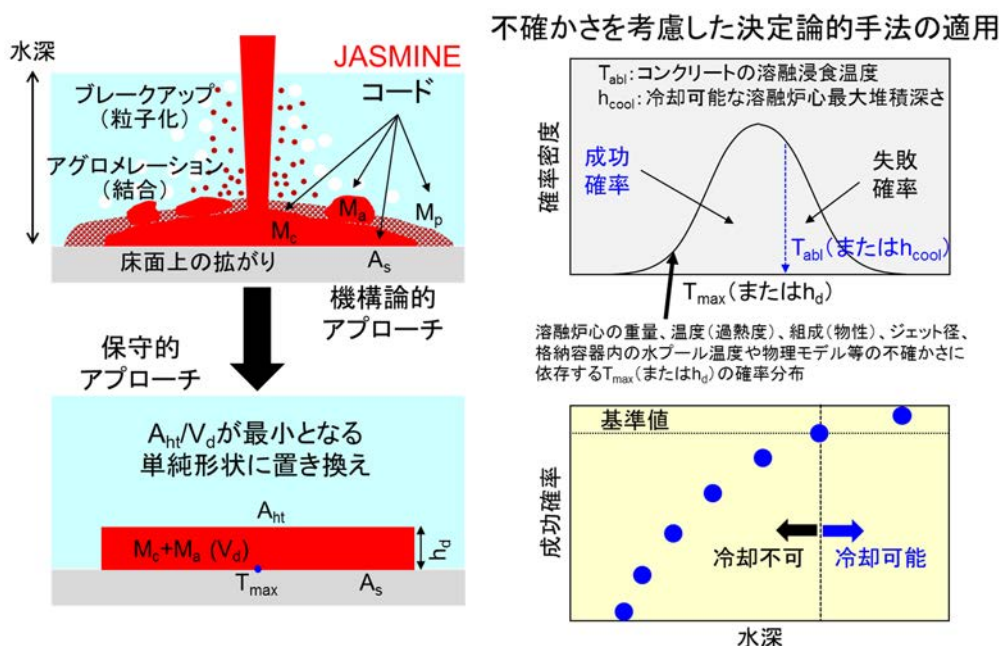


Fig. 3.1-5 JASMINE コードを活用した格納容器内溶融炉心冷却性の評価

【成果】

床面上での溶融物の拡がり挙動については、拡がり速度と最終的な拡がり面積（または半径）が溶融物の表面積及び熱伝達に関係するため、適切に予測する必要がある。平成 30 年度に組み込んだ拡がり先端に形成されるクラストを考慮した拡がり停止モデルにより最終的な拡がり面積は実験結果を再現したが、初期の拡がり速度は過小評価された。そこで、令和元年度は床面落下時の溶融物の水平方向への運動量を考慮するため射流モデルを追加した。KTH が実施した PULiMS 実験を対象とした検証解析を実施し、その結果、最終的な拡がり面積とともに初期の拡がり速度をよく再現することを確認した（Fig. 3.1-6）。

BWR の SA 時の溶融物落下に係るパラメータの不確かさを MELCOR コードによる多ケース解析により取得し、その結果に基づいて JASMINE 解析に与える入力パラメータを決定し、溶融炉心の堆積状態の評価を行った。さらに、得られた堆積物の高さを簡易計算により評価した冷却可能最大高さと比較することで冷却可能性を判断し、これを全ての JASMINE 解析結果に適用することで溶融物冷却確率の評価を試みた。これらの一連の解析により Fig. 3.1-5 に示した評価手法の成立性は確認できたが、MELCOR 解析と JASMINE 解析の連続性を確保し、結果の信頼性を向上させるためには、JASMINE コードで用いる溶融物の物性データの高度化が必要であることが明らかになった。

溶融炉心流動挙動の詳細解析のため粒子法による解析手法の開発に着手し、混相流モデルや任意の幾何形状に適用できる熱伝達モデル等の組み込みを実施した（Fig. 3.1-7）。

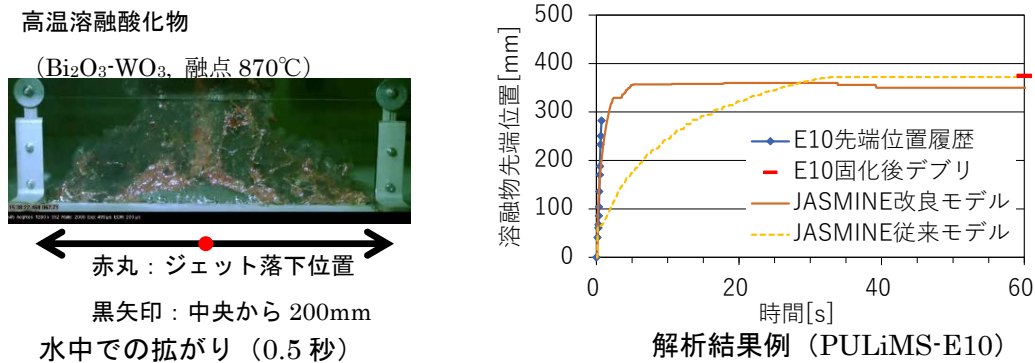


Fig. 3.1-6 JASMINE による解析結果例 (PULiMS-E10)

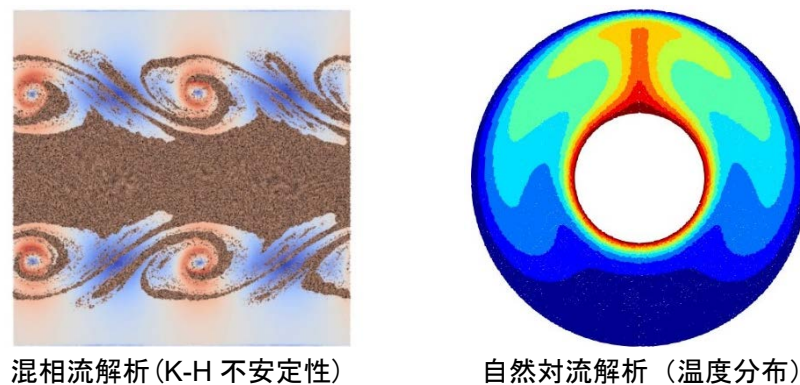


Fig. 3.1-7 粒子法による解析結果例

【成果の活用先】

事前注水による MCCI 防止対策及びその手順の有効性評価並びにレベル 2PRA における格納容器破損確率評価に活用する。

3.1.2.3 数値流体解析による火炎加速予測に関する研究

【背景】

1F 事故において生じた水素爆発は、安全研究の分野で再び水素リスクに注目が集まる契機となった。水素リスクを評価するためには、火炎加速、爆轟の発生条件を正しく予測する必要がある。また水素爆発による構造物への影響を評価するには、爆燃爆轟遷移を正しく再現することが重要である。

【目的・ねらい】

数値流体解析 (CFD) による火炎加速シミュレーションコードを整備する。また、火炎加速が生じる条件、発生した衝撃波圧力に関する知見を得る。

【実施内容・アプローチ】

国際ベンチマーク解析 (ETSON-MITHYGENE ベンチマーク) に参加し、解析結果を他の参

加機関で開発している計算コードの結果と比較することで、開発したコードの検証を行うとともに、改良に関する課題の抽出に役立つ。

水素濃度、温度、水蒸気濃度をパラメータとして火炎加速解析を行い、最大速度、衝撃波圧力に関する知見を得る。既往研究で提案されている実験結果に基づく加速しきい値との比較により、解析の妥当性を確認するとともに、より広いパラメータ範囲をカバーできる汎用性の高い評価手法の構築を図る。

【成果】

ETSON ベンチマークでは、絞りを有する円筒容器内における水素・空気予混合ガスの燃焼実験の解析を実施した。火炎伝播速度の評価結果を Fig. 3.1-8 に示す。火炎速度に関する複数のモデルを比較したが、いずれのモデルと用いた場合も火炎加速を精度良く再現することができた。

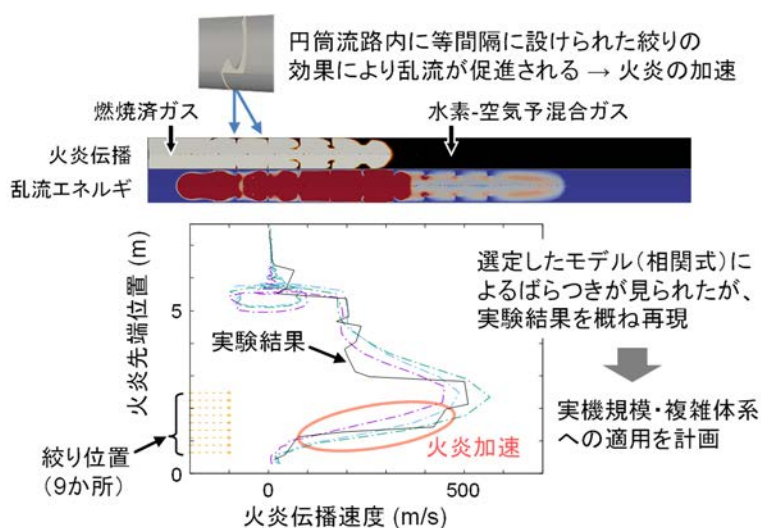


Fig. 3.1-8 火炎伝播と乱流運動エネルギーの時間発展を見たもの

大規模な系に対しても効率的に計算を実施するため、高い空間分解能が必要になった領域のみ動的に格子を細分化する「適合格子細分化法 (AMR)」を導入し、初期格子サイズ及び細分化の度合いに関する最適化を実施した。

化学反応計算により事前に計算した層流燃焼速度を CFD コードに読み込んで用いるための一連の手法を開発し、データベースがカバーする化学種及びパラメータ範囲で任意の条件に対する解析を実施することが可能になった。

【成果の活用先】

OECD/NEA/ARC-F プロジェクトの水素解析活動に参加し、福島第一原子力発電所事故における建屋内の水素濃度・分布、発生した火炎の形態や圧力等の未解明事項の解明に活用する。

3.1.2.4 動的リスク評価手法の開発※

【背景】

一般的な確率論的リスク評価における事故シーケンス分析では、想定される事象進展をあらかじめ設定し、工学的安全設備の作動の可否を考慮した分析を、イベントツリーを用いて行う。このため、工学的設備の作動状況や作動順序の違いによるプラントの状態変化を考慮した分析を行うことができない。

【目的・ねらい】

事象進展の時間依存性を考慮し、かつ総合的な不確かさを把握するため、熱水力学解析コード等のシミュレーションに基づく確率論的リスク評価手法（動的リスク評価手法）を開発する。

【実施内容・アプローチ】

動的リスク評価を行うため、シミュレーションと信頼性モデルとを連携した解析や有用なリスク情報を抽出するような結果の処理を行うための解析手順を構築するとともに、この手順による評価を実現するための動的確率論的リスク評価ツール RAPID（Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics）の開発を行う（Fig. 3.1-9）。

RAPID の開発に関し、熱水力学解析コード Apros 及び SA 解析コード THALES2 を用いた連携解析を行い、その機能の確認を行う。

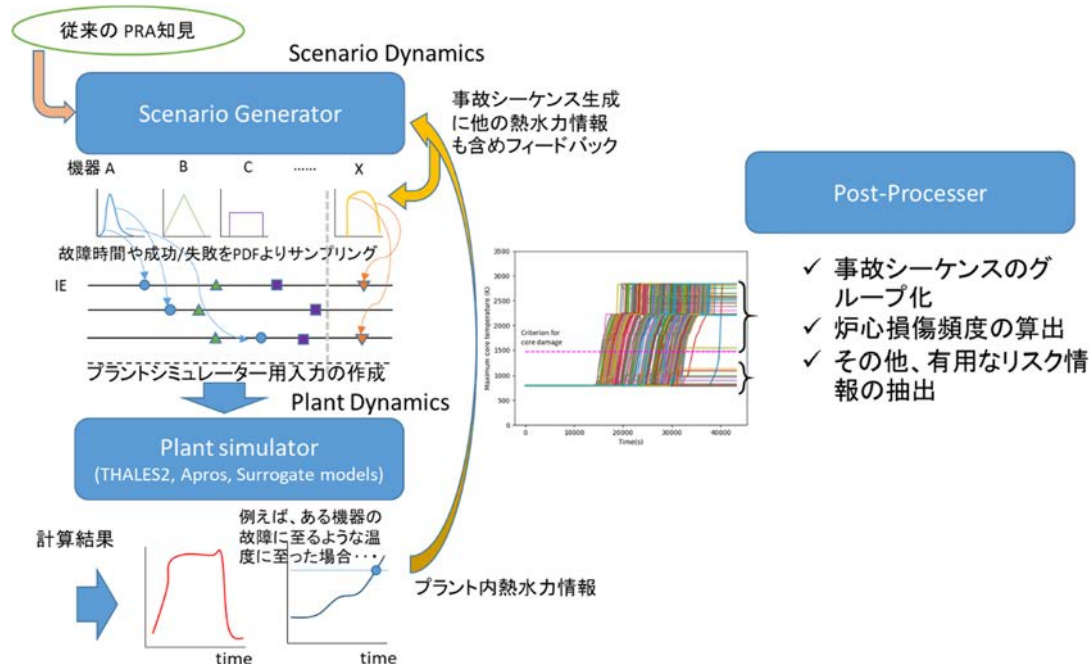


Fig. 3.1-9 動的確率論的リスク評価ツール RAPID の開発概念図

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発）事業」で得られた成果を含む。

【成果】

工学的安全設備の作動に関する不確実さを仮定した確率分布からランダムに作動状況や作動タイミングを抽出し、これらの組み合わせによる事故シーケンスの生成、また、解析途中のプラントの熱水力条件を事故進展の不確実さに反映し、事故シーケンスを再構築する機能を付加したRAPIDを熱水力解析コードAprosに対応させるとともに、THALES2を用いて、より現実的な事故シナリオに対応した試解析を行い、RAPIDの適用可能性を確認した。加えて解析結果のクラスタリング機能、及びリスク情報の抽出のための機能を追加し、特徴的な結果を例にその機能の確認を行った（Fig. 3.1-10）。

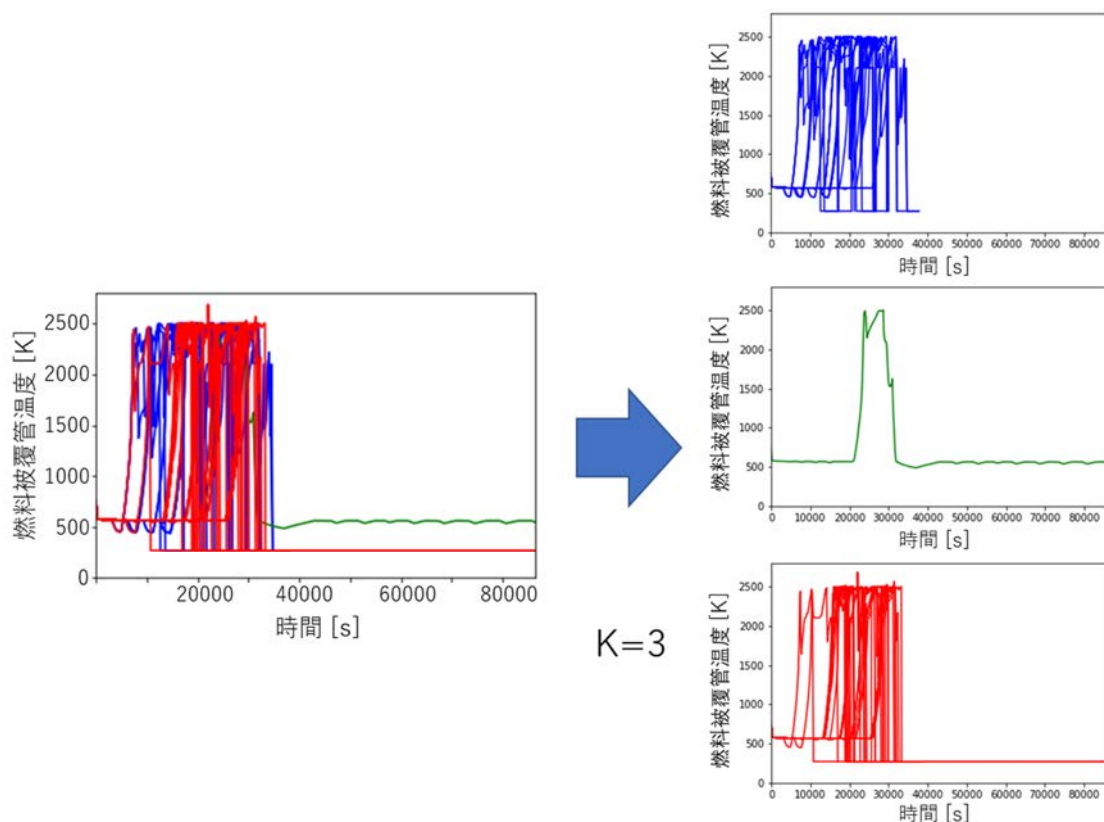


Fig. 3.1-10 THALES2 連携解析結果の分類（k-means 法におけるクラスタリング）

3.1.2.5 再処理施設のソースターム評価手法の整備※

【背景】

再処理施設で想定される SA の一つに高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故がある（Fig. 3.1-11）。高レベル廃液には再処理で取り除かれた核分裂生成物の硝酸塩が含まれ、それらの崩壊熱を常時冷却する必要があるが、全電源喪失等で冷却機能が全喪失した状態が継続した場合、廃液が沸騰しいずれ乾固する。この際、高揮発性のルテニウム（ RuO_4 ）が気相中に移行し、環境中に放出される可能性がある。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業」で得られた成果を含む。

【目的・ねらい】

再処理施設の高レベル廃液貯槽における蒸発乾固事故時について、同事故特有の熱流動及び放射性物質移行挙動を適切に考慮してソースタームを評価する。

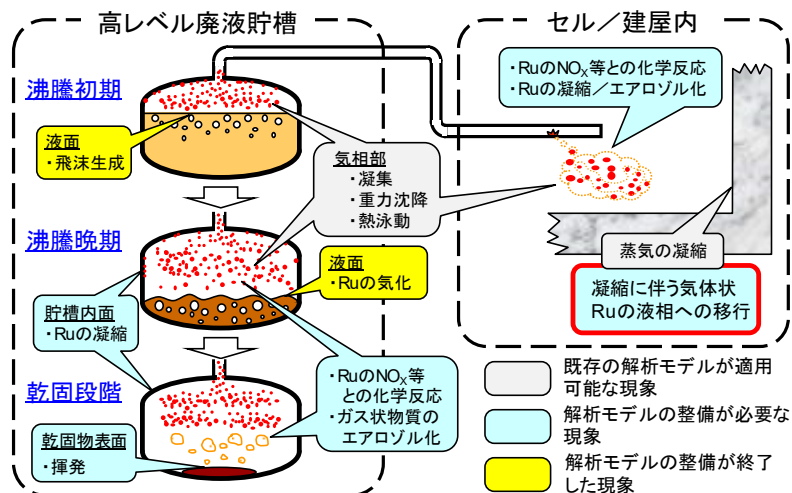


Fig. 3.1-11 蒸発乾固事故で想定されるエアロゾル等の生成及び沈着現象

【実施内容・アプローチ】

サイクル安全研究グループとの連携によりソースターム評価手法の整備を進める。同グループがルテニウム移行挙動における重要現象について実験データを取得し、これを活用して解析モデルを整備する。

【成果】

実験から得られたFP硝酸塩の熱分解で発生するNO_xの存在がRuの凝縮水への移行を促進するという結果に基づき、硝酸雰囲気でのNO_x等の化学的挙動を模擬する計算コードSCHERNを開発し、熱流動解析と連携して各化学種の濃度変化を解析する手法を整備した。また、サイクル安全研究グループで実施したRuの凝縮水への移行に係る実験データを基に、凝縮水中の亜硝酸濃度とRuの移行速度の相関式を導出し、これを同コードに組み込み実機相当条件での試解析を実施し、施設内に停留するRu量を定量化できることを確認した (Fig. 3.1-12)。

【成果の活用先】

高レベル廃液の蒸発乾固事故における放射性物質移行挙動モデルを備えたART/CELVA-1Dコードを整備することにより、再処理施設における重大事故時のソースターム評価及び対策の有効性評価への活用が期待される。

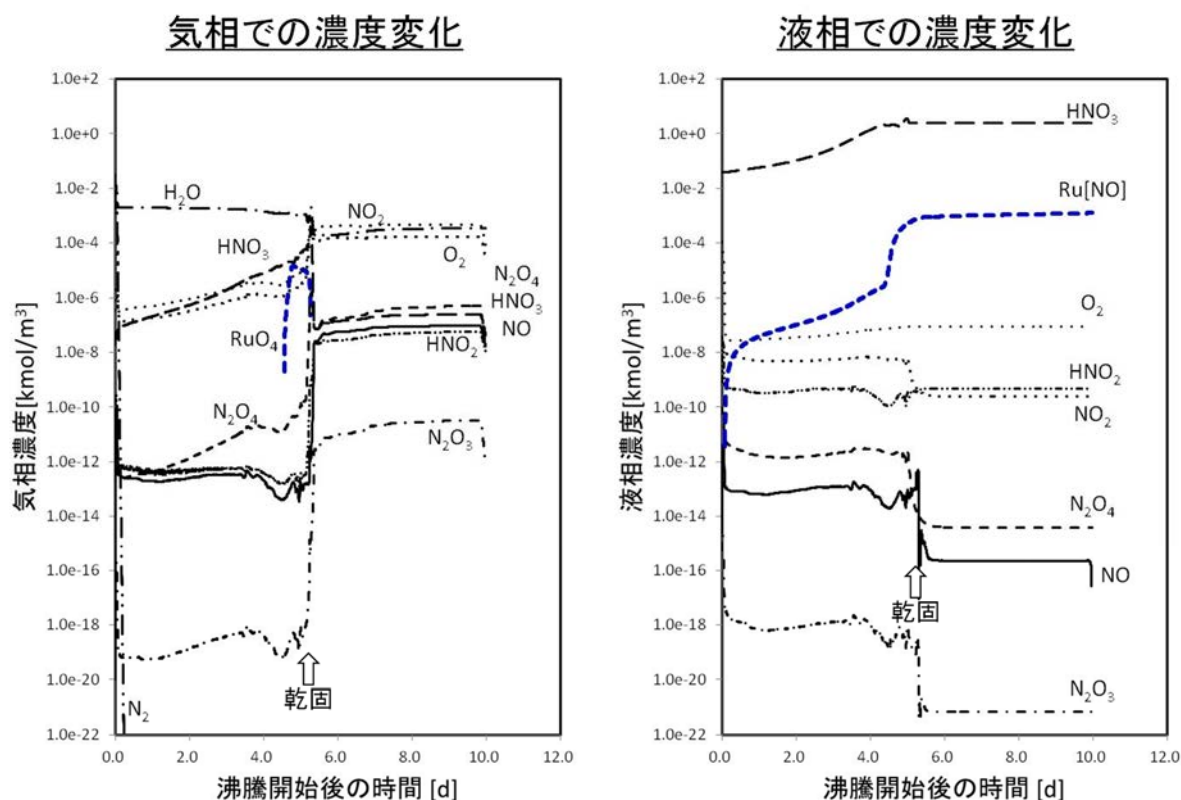


Fig. 3.1-12 廃ガス処理セル内における Ru を含む各化学種の濃度の時間変化

3.1.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ 吉田一雄, 玉置等史, 吉田尚生, 吉田涼一郎, 天野祐希, 阿部仁, 「再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での FP 硝酸塩の脱硝に伴い発生する NO_x の化学的挙動解析」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.18, No.2, pp.69-80, (2019).
- ・ K. Kido, “A noniterative mean-field QM/MM-type approach with a linear response approximation toward an efficient free-energy evaluation”, J. Comp. Chem., Vol.40, No.24, pp. 2072-2085, (2019).
- ・ Y. Iwasawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, A. Kaneko and Y. Abe, “Formation of agglomerated debris in jet-breakup experiment using metallic melts”, ICON27-1908, 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- ・ H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Analysis for the accident at unit 1 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE code in BSAF2 project”, 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, USA, August 18-22, 2019.
- ・ J. Ishikawa, H. Tamaki, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Analysis for the accident at

unit 3 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE code in BSAF2 project”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.

- ・ K. Motegi, N. Trianti, T. Matsumoto, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “CFD Analysis of hydrogen flame acceleration with burning velocity models”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- ・ 松本俊慶, 岩澤謙, 川部隆平, 安島航平, 杉山智之, 丸山結, 「格納容器内溶融炉心冷却性評価のための JASMINE コードの改良」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- ・ 塩津弘之, 伊藤裕人, 杉山智之, 丸山結, 「空気雰囲気条件におけるヨウ素沈着物の再揮発現象に係る解析的検討」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- ・ X. Zheng, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Bayesian Approach to Risk Assessment, (4) Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis”, リスク部会企画セッション, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.

など、雑誌等掲載論文 4 件、技術報告書等 1 件、国際会議等報告 6 件、口頭発表 6 件、受託報告書等 3 件、その他 2 件。

【国際協力プロジェクトへの参加及び貢献】

OECD/NEA 関係

ARC-F 計画：東京電力福島第一原子力発電所の原子炉建屋及び格納容器内情報の分析

BSAF2 計画：東京電力福島第一原子力発電所事故の事故進展解析ベンチマーク（第 2 期）

PreADES 計画：燃料デブリの分析に向けた予備的考察

THAI3 計画：水素爆燃・再結合、水プールの泡立ちや沸騰時における放射性核種の再飛散及びヨウ素化学種の再蒸発

STEM2 計画：塗装壁面へのヨウ素の吸着及び壁面から脱離、ヨウ素エアロゾルの分解及びルテニウム沈着物の再蒸発

ROSAU 計画：溶融炉心冷却実験計画

FIDES：多国間照射試験フレームワーク（フレームワーク検討に関する議論に参加）

CSNI：原子力施設安全委員会

WGAMA：事故の分析・管理ワーキンググループ

WGRISK：リスク評価ワーキンググループ

その他の国際協力

VERDON-2 及び 5 分析計画：フランス CEA 主導の原子炉冷却系内放射性核種放出・移行実験の沈着物分析

IPRESKA：第 2, 3 世代原子炉プログラム（NUGENIA）によるプールのスクラビング研究

MUSA：欧州 Horizon 2020 によるシビアアクシデントの管理及び不確かさに関する研究

ETSON 水素燃焼ベンチマーク解析

スウェーデン王立工科大学との格納容器内溶融炉心冷却性評価に関する連携

【学会活動への貢献】

日本原子力学会関係への協力

リスク専門部会及び関連分科会

再処理・リサイクル部会

廃炉リスク評価分科会

ASRAM (Asian Symposium on Risk Assessment and Management) 組織委員会

ICONE (International Conference on Nuclear Engineering) 技術委員会

NURETH (International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics) トラッ
クリーダー

3.1.4 まとめと今後の展開

原子炉施設及び燃料再処理施設の SA 進展過程やソースタームを評価するための手法の高度化として以下の項目を実施した。

- ・FP 化学実験データの拡充及び解析機能の高度化を進め、THELES2 コードの次期公開バージョン (THALES3) の整備に向けて前進した。
- ・JASMINE コードによる熔融炉心挙動実験の評価精度向上及び実験データ拡充を推進した。
- ・水素爆燃現象を取扱うための解析手法の整備を進めた。
- ・DPRA ツール RAPID の基本的な機能の整備を進めた。
- ・蒸発乾固事故時の Ru 移行挙動評価に向けて SCHERN コードを整備し、実機相当の試解析を実施した。

今後は、SA 時のソースターム評価及び格納容器内熔融炉心冷却性評価に関する評価手法の整備及び手法を検証するためのデータ取得を継続するとともに、現時点までに整備した SA 総合解析コードや個別現象解析コードの活用の強化を図る。具体的には、様々な事故シナリオへの適用事例を増やし、外部事象評価への適用に向けた準備を開始する。さらに、評価手法のより高度な活用を図るため、動的リスク評価手法の開発を継続する。

3.2 放射線安全・防災に関する研究

3.2.1 研究の全体像

放射線安全・防災研究グループでは、1F事故からの教訓と知見に基づき、原子力施設の種々の経路を考慮した公衆の被ばくを含む事故影響評価手法を高度化するとともに、原子力防災における最適な防護戦略の立案を可能にする技術基盤の構築を進めている。原子力事故に係る時間推移は「計画時」、「緊急時」、「復旧時」と区分され、各段階におけるリスクの程度、防護対策の目的は異なるため、各段階での目的に応じた研究が必要となる（Fig. 3.2-1）。また、Table 3.2-1に研究の年次展開の計画を示す。

計画時の段階においては、原子力発電所の潜在的なリスクを包括的に評価するための確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）に関する研究として、環境への放射性物質の放出に至る事故シナリオによる公衆のリスク評価（レベル3PRA）のため解析コード：OSCAAR（the Off-Site Consequence Analysis code for Atmospheric Release in reactor accident）の開発を進めている。本コードは、SA解析で得られるソースタームをもとに、大気拡散・沈着解析、被ばく評価及び防護措置解析を実施する一連の評価・解析手法を統合した計算コードであり、多様な事故シナリオ及び気象条件を考慮することで、事故の影響を幅広く網羅的に評価する事が可能である。

また、原子力事故が発災した直後の緊急時の段階においては、環境中の空間放射線量率や空気中や地表面での放射性物質の分布状況の迅速な把握とそれらに応じた緊急時防護対策が重要となる。本グループでは、原子力緊急時支援・研修センターとともに、緊急時モニタリング手法の開発と住民・防災関係者等の緊急時被ばく線量評価手法の開発を進めている。

さらに、事故後一定期間経過した後、原子炉の状態が安定して放射線量率が低くなり、住民が日常生活を通じて被ばくを受けるような段階（現存被ばく状況）においては、住民の被ばく状況を把握するために線量を中長期的に評価する必要がある。本グループでは、地域における汚染の程度、生活行動様式等の個人差等によって生じる不確かさを考慮した、住民に対する確率論的な線量評価手法の開発を進めている。

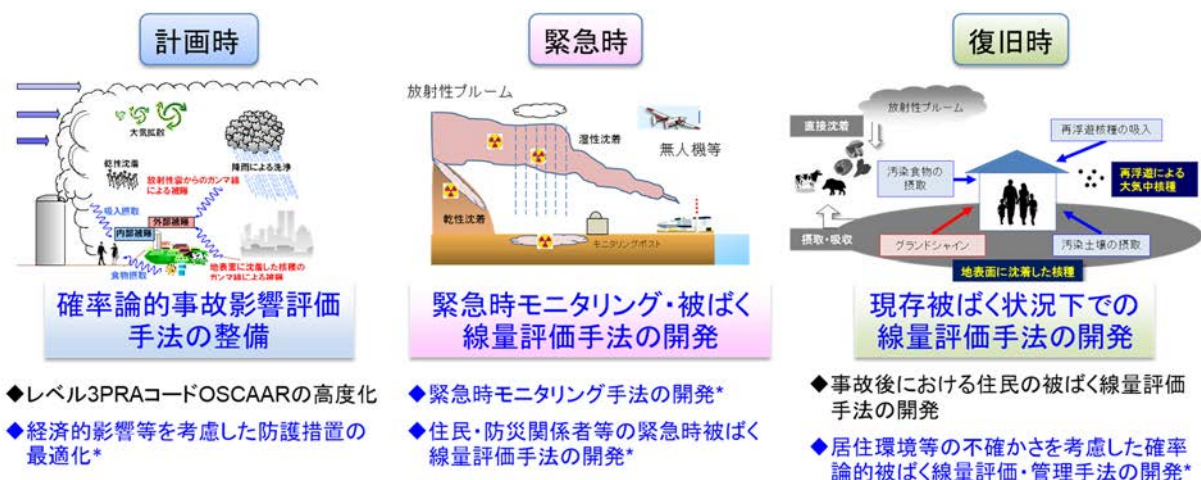


Fig. 3.2-1 放射線安全・防災に関する研究の概要（図中*は今中期計画より開始）

Table 3.2-1 年次計画

年度(平成/令和)	H27	H28	H29	H30	H31/R1	R2	R3
確率論的事故影響評価手法の整備	OSCAAR コード整備		評価手法の高度化・経済的影響等評価モデルの開発				
			レベル 2PRA コードとの連携				
緊急時モニタリング・被ばく線量評価手法の開発	緊急時モニタリング手法の開発						
		緊急時被ばく線量評価手法の開発					
現存被ばく状況下での線量評価手法の開発	評価モデルの開発		確率論的評価手法の開発・中長期防護措置の最適化				

3.2.2 主な成果

3.2.2.1 確率論的事故影響評価コード OSCAAR の公開※

【背景】

原子力災害対策を広範に検討するためには、様々な原子力事故による被ばく線量をあらかじめ評価しておくことが重要である。本グループでは、原子炉事故の確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）研究の一環として、確率論的事故影響評価コード OSCAAR (Off-Site Consequence Analysis code for Atmospheric Release in Reactor Accident) を開発した。原子力災害対策の実効性を高めるための実際の取り組みを促進し貢献していくためには、機構内部だけでなく、研究機関・大学、原子力事業者、国や自治体の防災関係者にも本コードを活用してもらうことが望ましく、事実、これまでも国や事業者等から本コードを公開して欲しいとの要請を受けてきたところである。

【目的・ねらい】

OSCAAR コードの公開に関する社会的要請に応えるため、「OSCAAR コードパッケージ」として公開すること。

【実施内容・アプローチ】

確率論的評価では、事故で環境に放出される放射性物質の量・性状などのソースタームや気象条件等の数多くのパラメータ値を設定し、入力データを作成する必要がある。また、多数の解析による出力データは膨大になるため、それらを理解・把握するためのポスト処理が必須である。

そこで、解析に必要な一連の作業を効率良く実施するためのコードパッケージを開発した (Fig. 3.2-2、Fig. 3.2-3)。また、ユーザーが参照できるコードパッケージのマニュアルを整備し、確率論的解析を容易に実施可能にした。

【成果】

国内唯一のレベル 3PRA コードとしてリスク評価研究の推進に貢献した。

【成果の活用先】

研究機関・大学、原子力事業者、国や自治体の防災関係者等が原子力施設等での事故影響評価

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）事業」で得られた成果を含む。

へ活用することで、原子力事業者の防災業務計画に加え、原子力災害対策指針や地域防災計画等の実効性を高める取り組みが可能になると期待される。

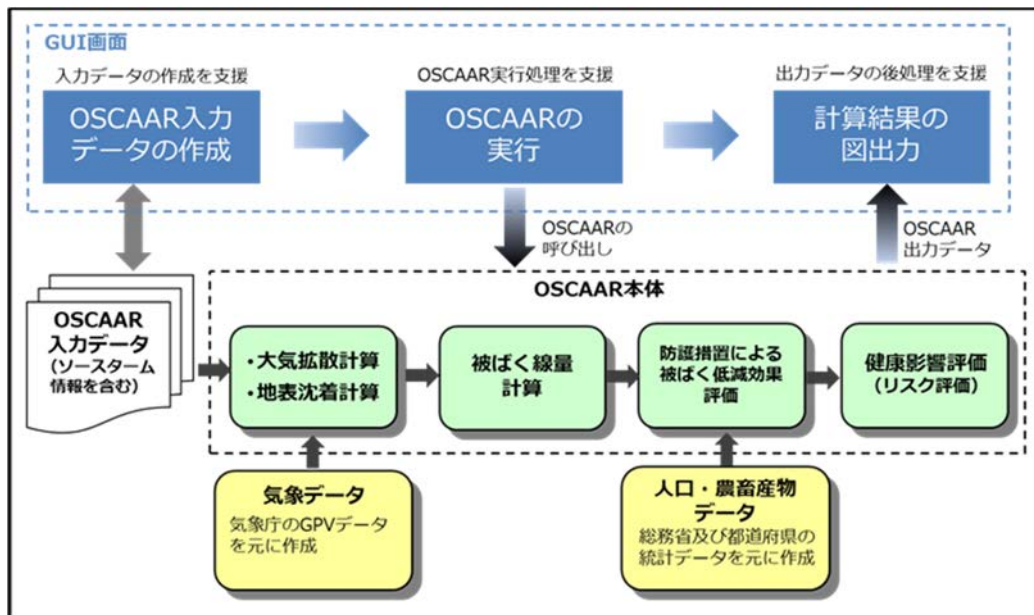


Fig. 3.2-2 OSCAAR コードパッケージの概要

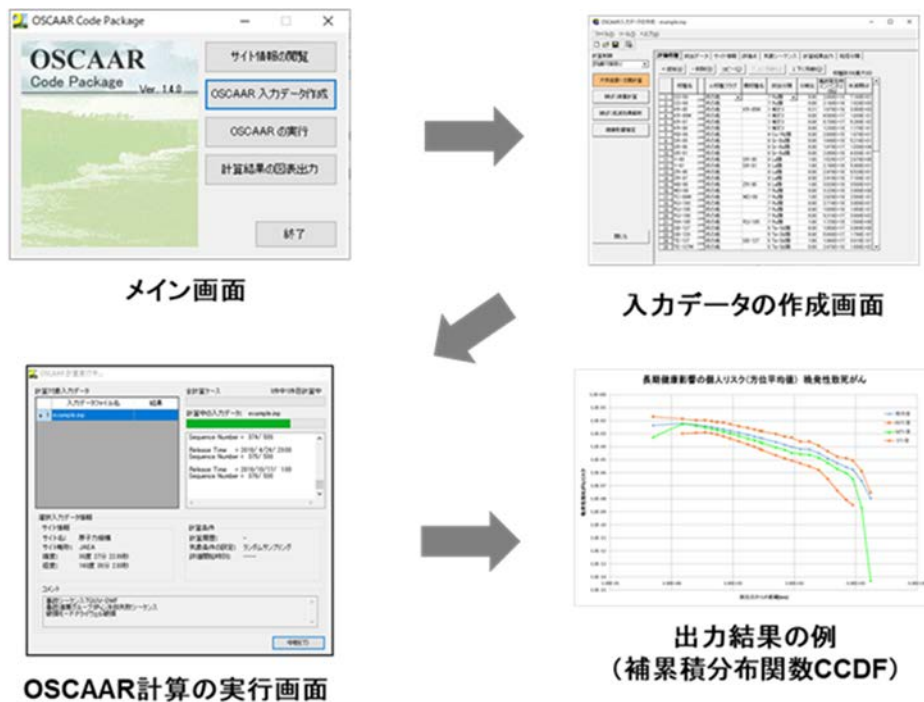


Fig. 3.2-3 OSCAAR コードパッケージの計算の流れ

3.2.2.2 防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備※

【背景】

原子力災害時には、原子力施設から異常な水準で放射線または放射性物質が放出される前に屋内退避を実施することにより、被ばくを低減することができる。この屋内退避の実効性を向上させるため、被ばく線量の低減効果に関する技術的知見と低減効果を高めるための屋内退避時の行動に関して、より詳しく整備する必要がある。

【目的・ねらい】

一般家屋への屋内退避による外部及び内部（吸入）被ばく線量低減効果を検討し、防護措置に必要な技術的知見を整備する。

【実施内容・アプローチ】

日本の一般家屋における吸入及び外部被ばく線量を評価するうえで必要なパラメータの範囲に関するデータを実験的に取得した。吸入被ばく線量を評価する際に必要なパラメータの一つである、家屋への物質の侵入割合（浸透率）に関して、屋内外の移行を模擬したチャンバー実験により取得し、 I_2 の浸透率と自然換気率の関係式を整備した（Fig. 3.2-4）。

また、外部被ばく線量を評価する際に必要なパラメータの一つである屋根材への放射性物質の沈着割合（実際に降った Cs 量に対する屋根材上に残った Cs 量）に関して、雨を模擬した装置で安定 Cs を屋根材に付着させる実験により取得し、沈着割合と積算降水量の関係を整備した（Fig. 3.2-5）。

【成果】

I_2 の浸透率は粒子状物質と同様に、自然換気率が大きいほど大きくなり、同じ自然換気率であれば、 I_2 の浸透率は粒子状物質よりも小さいことが分かった。屋根材への沈着割合は積算降水量が大きいほど小さく、材質によって差異が生じるものの、平滑な金属鋼板であれば他の材質に比べて小さいことが分かった。

【成果の活用先】

日本の一般家屋で使用される屋根材質を対象に、実験により屋内退避による被ばく低減効果に係わる知見を整理し、防災計画策定に資する情報を整備するとともに、屋内退避時の効果的な行動や留意事項の提供等に活用する。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁から受託事業「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」で得られた成果である。

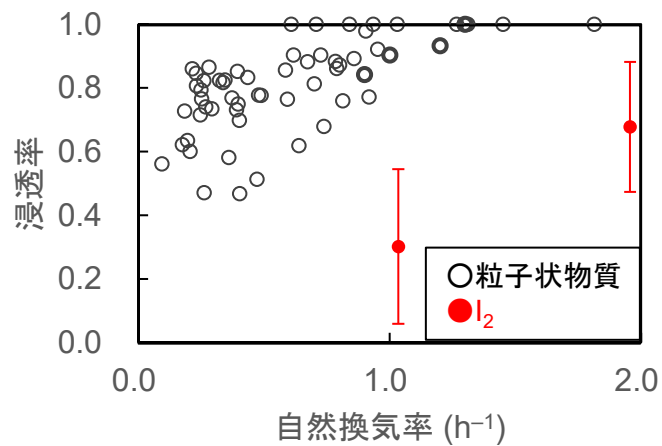


Fig. 3.2-4 粒径 $0.5\ \mu\text{m}$ の粒子状物質及び I_2 の浸透率と自然換気率の関係

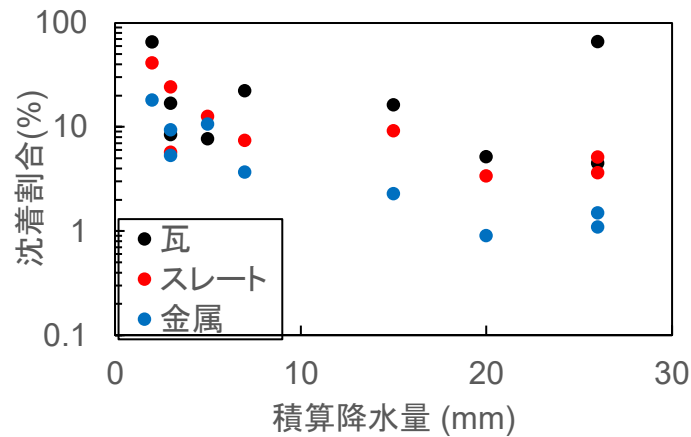


Fig. 3.2-5 沈着割合と積算降水量の関係

3.2.2.3 放射線防護対策施設への屋内退避による被ばく線量低減効果に関する知見の整備※

【背景】

原子力緊急事態が発生した際、原子力災害重点区域の住民は放射性核種放出前の予防的な避難や屋内退避等を行うこととされている。特に、高齢者や病院の入院患者等のような避難によるリスクが高まることが懸念される住民については、一時的に放射線防護対策が施された施設に避難することになっている。住民が屋内退避を行ううえで、屋内退避の効果や有効性を理解することは重要である。

【目的・ねらい】

国や自治体が定める地域防災計画の実効性を向上させるため、放射線防護対策が施された施設への屋内退避による被ばく線量低減効果についての技術情報を取りまとめる。

【実施内容・アプローチ】

放射線防護対策施設へ屋内退避を行った場合の被ばく線量及び被ばく線量低減効果に関する評

※ 本成果は、原子力緊急時支援・研修センターが内閣府から受託した「平成31年度原子力防災研究事業」で得られた成果である。

価モデルを作成し、(1) 放出源からの距離に応じた被ばく線量の変化、(2) 建屋構造及び換気方法による被ばく線量低減効果の違い、(3) 屋外風速による被ばく線量の変化について評価を取りまとめた。

【成果】

放出源からの距離及び屋外風速の増大によって被ばく線量が指数関数的に低減すること（Fig. 3.2-6、Fig. 3.2-7）や施設の構造と換気方式の違いに応じた被ばく線量低減効果を明らかにした（Fig. 3.2-8）。屋外風速による被ばく線量の変化についての解析結果から、陽圧化が維持されて屋外からの放射性核種の流入を防ぐことができる風速と差圧の関係に関する情報を取りまとめた。

【成果の活用先】

国や自治体関係者等が住民に屋内退避の効果や有効性等を説明するための資料に活用される。

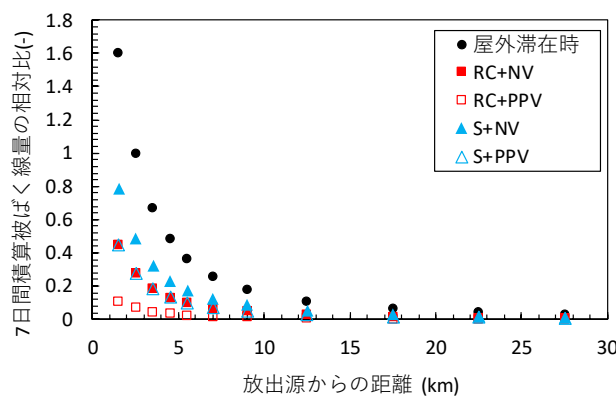


Fig. 3.2-6 放出源からの距離に応じた相対被ばく線量

放出源から 2.5 km 地点を 1 として規格化

RC: RC（鉄筋コンクリート）造建屋に屋内退避した場合、S: S（鉄骨）造建屋に屋内退避した場合、NV: 施設内が自然換気状態の場合、PPV: 施設内が陽圧化換気の場合

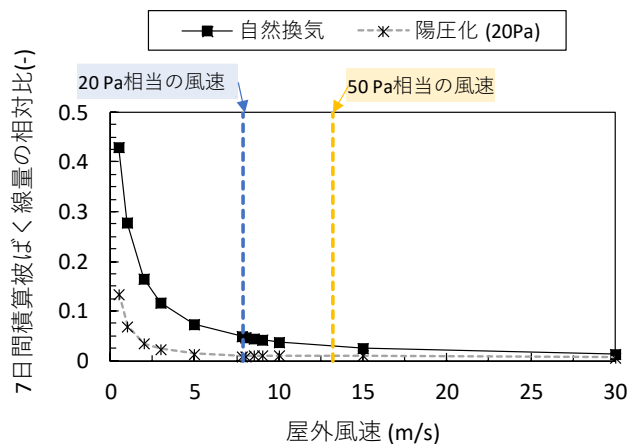


Fig. 3.2-7 屋外風速に対する相対被ばく線量

(風速 1.0 m s^{-1} での屋外滞在時の被ばく線量を 1 として比較)

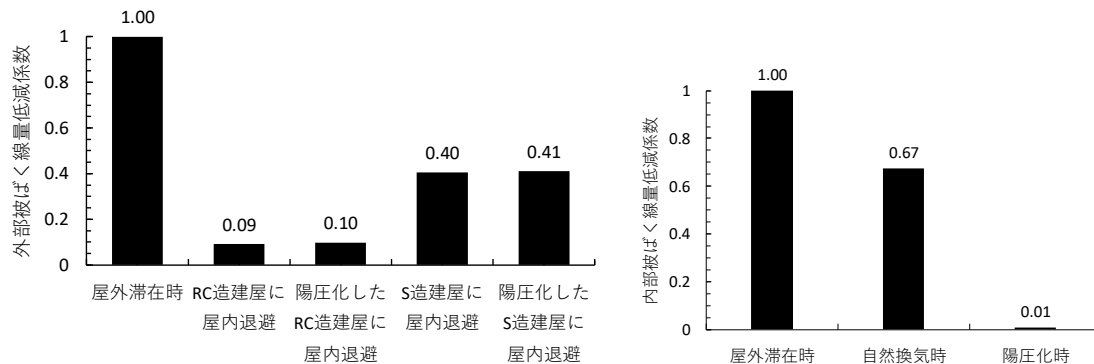


Fig. 3.2-8 屋外滞在時の被ばく線量に対する屋内被ばく線量低減係数
(左図) 建屋構造ごとの外部被ばく線量比、(右図) 換気方式ごとの内部被ばく線量比

3.2.2.4 除染の効果を考慮した住民の被ばく線量評価モデルの開発

【背景】

1F 事故の影響を受けた地域における住民は、日常生活を通じて複数の経路から放射線を被ばくしており、特に、地表等へ沈着した放射性物質からの外部被ばくは支配的な経路として知られている。1F 事故後、国連科学委員会（UNSCEAR）や世界保健機関（WHO）などの国際機関による被ばく評価の結果が公開されているものの、これらの評価結果はチェルノブイリ事故の経験に基づくモデルでの評価であり、我が国の実情を反映して線量を評価するためには、住民の生活行動や居住環境に加え、1F 事故後に行われた除染の効果を考慮した評価モデルの開発が不可欠である。

【目的・ねらい】

日常生活を通じて住民が被ばくしている放射線量について、我が国の生活行動や居住環境、1F 事故後の除染の効果を考慮して被ばく評価モデルを開発し、福島環境回復や住民帰還に資する情報を提供すること。

【実施内容・アプローチ】

本研究では、上記の目的を達成するため、住民の生活行動を社会調査するとともに、日本の木造屋内の被ばく低減効果を現地での実測に基づいて評価した。生活行動については、木造屋内・コンクリート屋内・屋外に区分して、各場所での滞在時間を調査した。また、木造屋内において、屋外に比べてどのくらい被ばくが低減されるのかを実測に基づいて評価するため、調査協力者の自宅を訪問して、家の中と外の空間線量率を実測した。さらに、調査協力者に外部被ばく線量を測定するための個人線量計を配布し、どのくらいの放射線を被ばくしているのかを実際に測定した。これらの調査は 2012 年から 2019 年までの 7 年間にわたって継続して実施しており、1F 事故後の除染によって木造屋内での被ばく低減係数がどのように変化しているかも併せて分析した。

これらの調査・分析の結果を Table 3.2-2 に示す。木造屋内・コンクリート屋内・屋外における屋内作業者と屋外作業者の 1 日当たりの平均滞在時間を整理した。また、木造家屋の被ばく低減

係数を評価した。なお、木造屋内での被ばく低減係数は、屋外の地表から高さ 1 m と屋内の床から高さ 1 m での空間線量率の比として定義した。この結果、屋内外で測定される空間線量率は除染によって低減されるものの、それらの比で表される被ばく低減係数は、福島市内の除染が概ね完了した 2015 年以降、除染前よりも大きくなることが分かった。

これは、除染により、遠方の線源や被覆された線源の寄与が大きくなることが原因である。Fig. 3.2-9 に示すように、これらの線源からの放射線は、地表面上の障害物や被覆物（土壌等）によって遮へいされ、その影響は、線源からの入射角度が大きくなるほど小さく、測定点の高さが高いほど線量率が高くなる。このため、除染が行われた場合の空間線量率の減少は、屋外の地表から高さ 1 m のほうが屋内の床から高さ 1 m よりも大きく、これらの空間線量率の比として定義される被ばく低減係数は、除染後に大きくなったと考えられる。

Table 3.2-2 の結果を用いて住民の被ばく線量を評価した結果を Fig. 3.2-10 に示す。被ばく線量は、木造屋内・コンクリート屋内・屋外の空間線量率と滞在時間を乗ずることで計算でき、各場所の空間線量率は、屋外のモニタリング結果に被ばく低減係数を乗ずることで算出した。Fig. 3.2-10 には、現地調査で得られた実測値と、国際的に最もよく知られた UNSCEAR の評価結果も併せて示している。この結果から、第一に、Table 3.2-2 に示した滞在時間と被ばく低減係数で評価した個人線量は、実測値をよく再現しており、その妥当性を検証することができた。第二に、UNSCEAR による事故後 1 年目の評価結果は過小評価である可能性が示唆された。これは、UNSCEAR の評価において木造家屋の被ばく低減係数に 0.15 という値を利用しているためである。第三に、国の長期的な線量の目標値である 1 mSv/年と比較すると、事故後 8 年目の福島市において、今回の実測及び評価結果の範囲では、屋内作業員及び屋外作業員のいずれもこの基準を上回る住民はいないことを確認した。

Table 3.2-2 一日当たり平均滞在時間と被ばく低減係数*

一日当たり平均滞在時間, (h)		
	屋内作業員 (N = 273)	屋外作業員 (N = 324)
木造屋内	17.2 ± 1.5	15.8 ± 2.1
コンクリート屋内	6.1 ± 0.6	0.9 ± 0.7
屋外	0.7 ± 0.5	7.3 ± 2.7
被ばく低減係数,		
木造屋内	0.28 ± 0.02	(2011 年~2014 年)
	0.36 ± 0.07	(2015 年以降)
コンクリート屋内	0.14~0.18**	

*本表の内容は福島市内での現地調査に基づいて評価した結果である。**コンクリート屋内に対する値は、文献値を使用(Furuta and Takahashi, *J Nucl Sci Tech*, **52**, 897–904, 2015)。

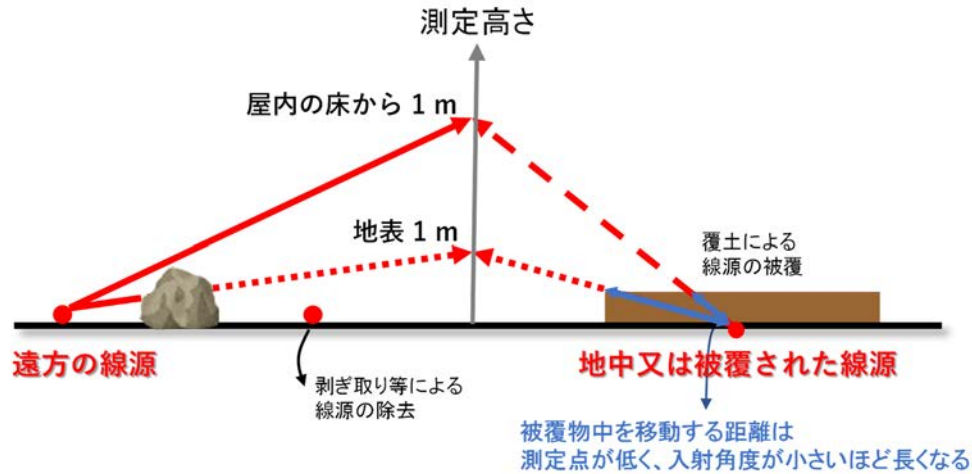


Fig. 3.2-9 除染による家屋周辺の線源分布の変化

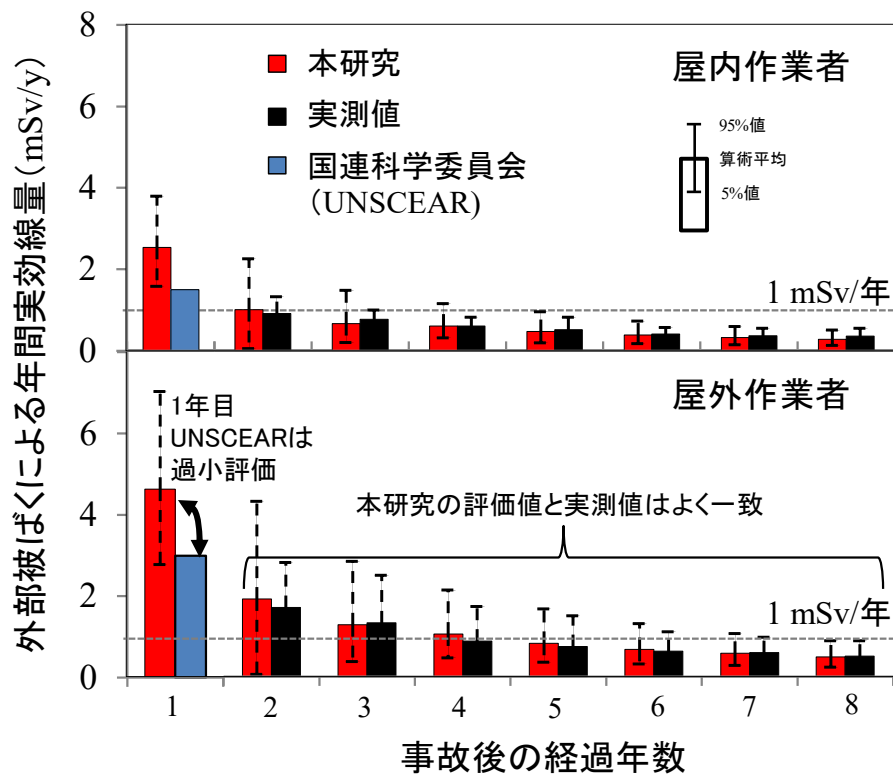


Fig. 3.2-10 本研究の評価結果と、実測値及び UNSCEAR の評価結果との比較

【成果】

1F 事故に関する線量評価など、1F 事故の影響解明に関する国際的な取り組みに資する情報を提供した。また、特定復興再生拠点の避難解除に向けた検討に資する情報など、1F 事故後の帰還に係る情報提供した。今後の展開として、避難せずに継続して定住している地域についても住民の被ばく線量に関する情報と管理の方針を提供することが可能である。

【成果の活用先】

事故後の住民の方の放射線にかかる安全・安心のための科学的情報を提供し、避難指示解除の検討等に関連した技術情報として活用する。

3.2.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ A. Mori, S. Takahara, H. Yoshida, Y. Sanada and M. Munakata, “Development of an external radiation dose estimation model for children returning to their homes in areas affected by the Fukushima nuclear accident”, Health Phys., Vol.117, No.6, pp.606-617, (2019).
- ・ S. Takahara, M.A. Pratama, M. Ikegami and S. Fukutani, “Assessment of internal doses from environmental medias contaminated by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; Absorption fraction of Cs-137 from contaminated wild boars lived in Fukushima prefecture”, KURNS Progress Report 2018, C010-1, (2019).
- ・ S. Takahara, M. Iijima and M. Watanabe, “Assessment model of radiation doses from external exposure to the public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident”, Health Phys., Vol. 118, No.6, pp.664-677, (2020).
- ・ K. Manabe, K. Sato and F. Takahashi, “Development of a function calculating internal dose coefficients based on ICRP 2007 Recommendations”, Bio Web of Conf., Vol.14, 03011, (2019).

など、雑誌論文 4 件、国際会議報告 11 件、口頭発表 12 件、技術報告書 2 件、受託報告書 8 件。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- ・ 米国 NRC が主催する国際 MACCS ユーザーグループ (IMUG) 会議に参加し、レベル 3PRA 研究の最新情報を収集
- ・ 国際原子力機関 (IAEA) 主催の研究協力プログラム MODARIA (Modeling and Data for Radiological Impact Assessment) に参加し、環境モデルの妥当性検証プログラムにおいて、比較検証のための課題の提供や解析者として参加

【学会活動への貢献】

- ・ 原子力学会リスク専門部会レベル 3PRA 分科会、保健物理学会低線量リスク委員会ワーキンググループへの協力

3.2.4 まとめと今後の展開

放射線安全・防災に関する研究においては、原子力災害時の防護措置対策の立案に有用な確率論的手法に基づく事故影響評価コード OSCAAR を開発し、研究用ツールとして「OSCAAR コードパッケージ」を公開した。また、日本家屋における屋内退避による被ばく低減効果に係わる家屋への浸透率等の知見を整備すると共に、放射線防護対策を施した一時退避施設への屋内退避による被ばく低減効果を評価した。さらに、我が国での生活行動や居住環境に加え、1F 事故後の除

染の影響を考慮した外部被ばく線量評価モデルを開発し、実測したデータとの比較検証を踏まえて、福島環境回復や住民帰還に資する情報を提供した。

今後の展開として、確率論的事故影響評価コード **OSCAAR** の機能強化・拡張に向けて、大気拡散・沈着モデル、被ばく評価モデル、経済影響評価モデル等の開発を進める。また、屋内退避時における被ばく評価パラメータのとりまとめを行う。

3.3 軽水炉燃料の安全性に関する研究

3.3.1 研究の全体像

原子炉施設の設置時には、確率的に極めて小さいと考えられるものの発生した場合には環境への放射性物質の放出のおそれがあるいくつかの事象を想定し、施設を構成する燃料、原子炉圧力容器及び他の構造物、事故拡大防止を目的として設置された設備機器類、等の応答を評価することで、万一このような事象が生じた場合であっても一般公衆の安全が確保されるよう適切に原子炉施設の設計がなされているかが審査される。このような想定事象は設計基準事故（DBA：Design-Basis Accident）とよばれ、特に反応度事故（RIA：Reactivity-Initiated Accident）及び冷却材喪失事故（LOCA：Loss-of-Coolant Accident）については燃料の挙動がその後の事故進展に大きな影響を及ぼすことから、これらの設計基準事故条件下での燃料挙動に係るデータ及び技術的知見は原子炉施設の安全性が確保されているかを判断するうえで必要不可欠である。

燃料安全研究の全体像を Fig. 3.3-1 に示す。通常運転条件から設計基準事故を超え（DEC/B-DBA）SA に至るまでの燃料挙動に関する知見を NSRR 及び RFEF を用いて取得するとともに、この知見を燃料挙動解析コードに反映することで、これらの条件下における燃料の安全性を評価可能にすることを目的としている。令和元年度は事故条件下での燃料の破損限界や被覆管の脆化等に係るデータ取得及び解析評価ツールの整備を進めた。

以下に、主な成果をまとめる。

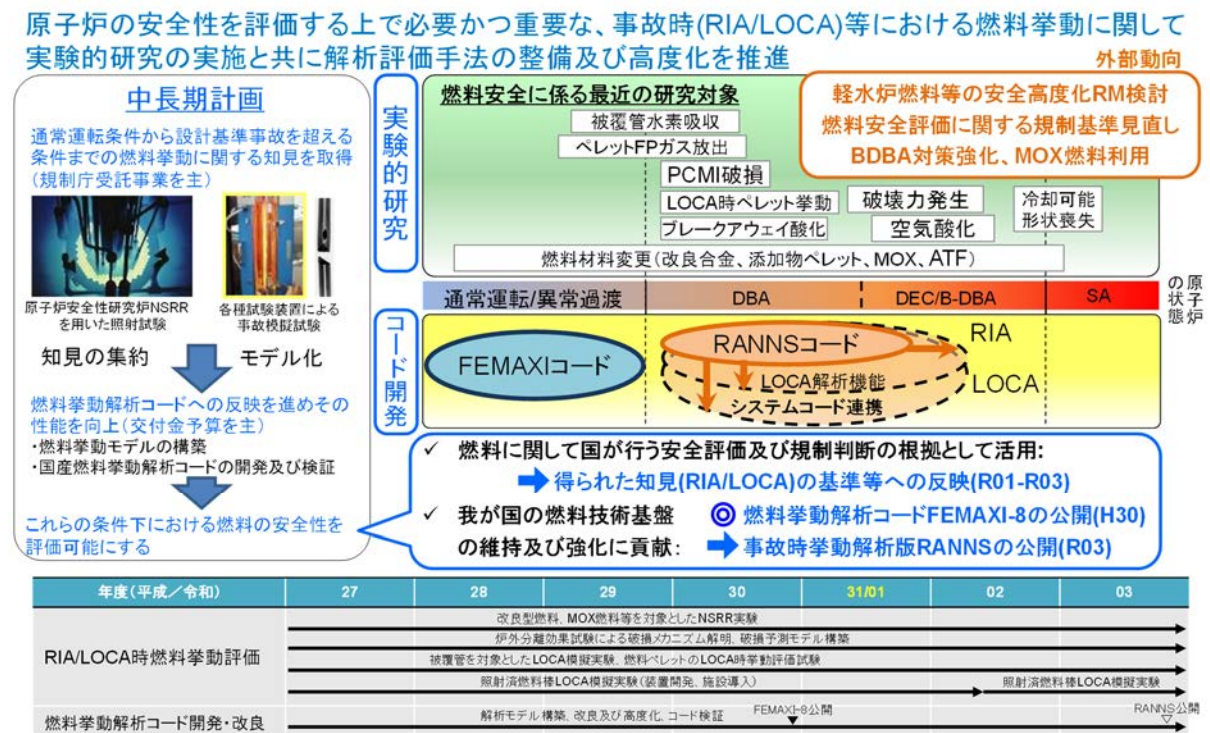


Fig. 3.3-1 燃料安全研究の全体像

3.3.2 主な成果

3.3.2.1 反応度事故（RIA）時の燃料挙動※

【背景】

軽水炉燃料に関しては、通常運転時の燃料ペレットからの核分裂生成ガス（FP ガス）放出を抑えるための添加物入り燃料ペレットを採用した燃料（改良型燃料）の開発及び核燃料の有効活用のための混合酸化物（MOX）燃料の利用が事業者によって進められている。このような燃料を商用炉に導入するに当たっては、材料や使用条件の変化が、通常運転時の燃料健全性や原子炉の事故時安全性に及ぼす影響を定量的に把握しておく必要がある。その一環として、ADOPT と呼ばれるクロミア（ Cr_2O_3 ）及びアルミナ（ Al_2O_3 ）添加 UO_2 燃料ペレットが装荷された BWR 燃料（OS-1、燃焼度 64 GWd/t、水素濃度 245 wtppm）、及び、M5 被覆管に MOX 燃料ペレットが装荷された PWR 燃料（CN-1、燃焼度 64 GWd/t）を対象として、それぞれ RIA 模擬実験を平成 30 年度に実施した。OS-1 燃料の破損限界は、燃焼度を横軸とした現行の PCMI 破損しきい値、及び、RIA 模擬実験データベース中で OS-1 に近い水素濃度を取る破損限界データ点の水準を、いずれも下回った。また、CN-1 燃料では従来見られなかった内圧破裂型の破損が確認された。

【目的・ねらい】

照射後試験による燃料状態の把握を通して、低破損限界（OS-1）及び特徴的な破損の発生（CN-1）の原因究明に資する知見の取得を進める。OS-1 については、その破損限界が水素化物の配向特性に依存するとの仮説を検証した。

【実施内容・アプローチ】

OS-1 燃料の燃料被覆管に析出した水素化物の配向特性と破損限界との相関を、非照射燃料被覆管で得られている水素化物の配向状態と燃料被覆管破断限界の傾向と比較した。またこれに基づき、同一条件で照射された無添加 UO_2 燃料を対象に RIA 模擬実験を実施予定の OS-2 燃料の破損限界を推定した。また、OS-1 燃料及び OS-2 燃料の微細組織観察により、燃料被覆管に析出した水素化物の配向データを取得した。さらに、炉外機械試験により水素化物配向を制御した非照射燃料被覆管の破断限界データ及び配向データを取得した。CN-1 燃料については、破損後燃料棒の X 線透過試験を実施し、燃料ペレットの破損時挙動を分析した。

【成果】

OS-1 実験で破損した燃料被覆管破損部周辺の断面観察において、径方向に配向した水素化物を多数確認した（Fig. 3.3-2）。一方、水素化物の配向を制御した非照射燃料被覆管を対象とした炉外機械試験の結果から、水素化物の配向状態と燃料被覆管破断限界との間に強い相関が認められた。OS-1 燃料のデータ（配向特性と破損限界の関係）は、炉外試験結果における相関に整合しており、同燃料の破損限界低下における径方向水素化物の寄与の重要性を裏付けている。さらに、OS-2 燃料の被覆管においても、OS-1 燃料被覆管と同様に、径方向に配向した水素化物が多数確認された（Fig. 3.3-3）。径方向水素化物の寄与の大きさの指標である配向パラメータから、OS-2 燃料の破

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業」で得られた成果である。

損限界が OS-1 燃料のそれと比較して近いやや高い破損限界となる可能性が示唆された。CN-1 実験で破損した燃料棒の分析については、同燃料棒の X 線透過試験結果から、殆どの燃料ペレットが試験後も燃料被覆管内に存在しており、燃料ペレットの放出は極めて限定的であったことを確認した。

【成果の活用先】

OS-1 燃料の破損限界低下の要因としての径方向水素化物寄与の重要性を、炉外機械試験データを加味した定量的な分析により裏付けた。これらの成果は、破損メカニズムの解明、析出水素化物の配向状態を考慮した破損限界モデルの構築、及び PCMI 破損しきい値等の規制基準見直しの検討において活用が見込まれる。

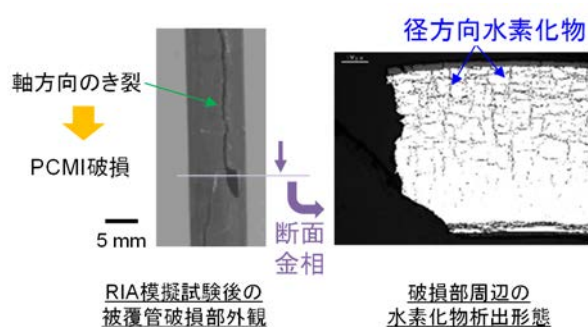


Fig. 3.3-2 RIA 模擬実験後の OS-1 燃料の燃料被覆管破損部周辺の水素化物析出形態

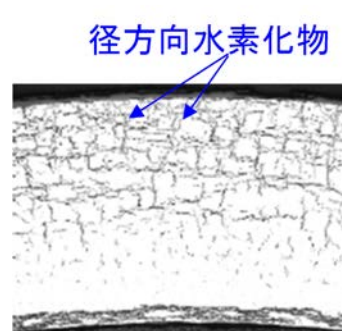


Fig. 3.3-3 RIA 模擬実験に供試予定の OS-2 燃料被覆管の水素化物析出形態

3.3.2.2 冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料挙動

【背景】

軽水炉の安全評価において考慮すべき主な想定事故の一つに原子炉の一次系配管の破断等により炉心の冷却材が喪失する事故（LOCA）がある。LOCA 時に原子炉は停止するが、核分裂生成物の崩壊熱によって燃料棒の温度は上昇する。高温になった燃料は非常用炉心冷却系（ECCS）が作動し炉心に冷却水が注入されることで冷却されるが、冷却されるまでの間に燃料被覆管は膨れ、破裂、高温水蒸気中酸化、水素化（二次水素化）、等により機械的強度が低下する可能性がある。

「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月）は、このような LOCA 発生後においても、長期間にわたって炉心の崩壊熱が除去できることを求めている。LOCA 時に酸化及び二次水素化によって燃料被覆管が著しく脆化した場合には、LOCA 後の地震時に作用する曲げ等の外力によって燃料被覆管は破断し、炉心の冷却可能形状を喪失する恐れがあることから、LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度を精度よく評価する必要がある。

この LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度に関しては、破裂開口部における曲げ強度について数多くの報告があるものの、二次水素化した領域の曲げ強度についてはほとんど知見が無い。

【目的・ねらい】

本研究では、LOCA 後に長期にわたって炉心の冷却可能形状を維持できるか否かを評価するた

めに必要な、LOCA 時の二次水素化が LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度に及ぼす影響を評価する。

【実施内容・アプローチ】

LOCA 時の二次水素化を模擬して水蒸気中において酸化及び水素化させた領域を有する非照射ジルカロイ-4 被覆管について四点曲げ試験を実施し、LOCA 後の燃料被覆管の二次水素化した領域における曲げ強度データを取得した。

【成果】

Fig. 3.3-4 に非照射ジルカロイ-4 被覆管の最大曲げ応力と変態 β 相厚さとの関係を示す。二次水素化した領域の最大曲げ応力は、酸化のみの領域（LOCA 時に膨れ破裂を生じた燃料被覆管の膨れ破裂部）の最大曲げ応力に比べ半分程度に低下していることから、燃料被覆管は LOCA 時の膨れ量及び酸化量次第で二次水素化した領域で破断する可能性が示唆された。本成果を用いれば、LOCA 時の燃料被覆管の膨れ量、酸化量、及び水素吸収量の評価結果に基づき、曲げの外力が作用した際の燃料棒の破断発生の有無や破断箇所の推定が可能になると期待される。

令和元年度にはこの他、LOCA 時の燃料冷却性に関する知見取得のための試験として燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験等を実施した。

【成果の活用先】

本研究により得られた LOCA 時に起こる二次水素化が LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度に及ぼす影響に関する知見は、LOCA 時及び LOCA 後の燃料の安全性に係る規制基準の見直し等に活用できるものである。

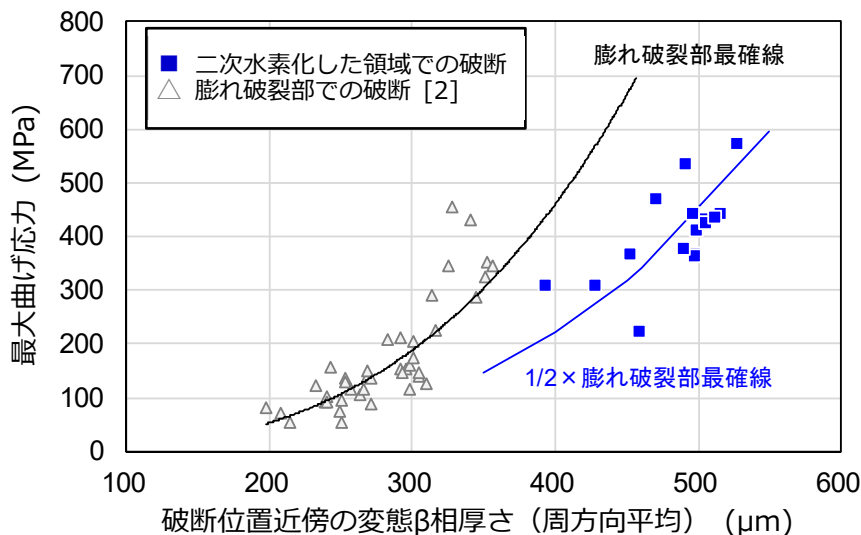


Fig. 3.3-4 非照射ジルカロイ-4 被覆管の最大曲げ応力と変態 β 相厚さとの関係[1]

3.3.2.3 燃料挙動解析コードの開発

【背景】

実験的研究を通じて得られた知見やデータは、計算機上で動作する計算コードの形で集約することにより、安全評価において効果的に活用することが可能となる。改良型燃料や事故耐性燃料の開発、設計基準を超える事故条件下での燃料挙動の解明等、近年の安全評価に係る燃料材料及び想定条件が一層の広がりを見せる状況の下、知見の集約先として、また燃料挙動の予測手段として、計算コードの開発は重要性を増している。以上の観点から、燃料挙動解析コード FEMAXI 及び RANNS の開発及び検証を進めている (Fig. 3.3-5)。

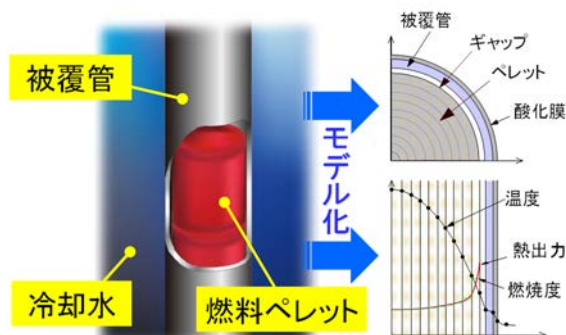


Fig. 3.3-5 FEMAXI-8 における軽水炉燃料棒のモデル化

平成 30 年度までに、前バージョン FEMAXI-7 から主要モデルの高度化を進めた新バージョンを開発し、体系的な検証解析の実施による性能評価を経て FEMAXI-8 として公開した。令和元年度はこれを基盤として、現象の複雑さと評価上の重要度から高度化の必要性が大きい、高燃焼度組織 (HBS) 発展や MOX 燃料内 FP 移行等のモデル改良を進めた。

【目的・ねらい】

HBS 発展については同組織内部でのポロシティ発展の素過程を、また MOX 燃料内 FP 移行については燃料マトリクスの非均質性を、それぞれ新たにモデルへ取り込むことによって、燃料挙動の予測性能向上及び現象記述の精緻化を図る。

【実施内容・アプローチ】

HBS 発展については、微細組織観察から得られている知見に基づき、FP ガス蓄積により圧力の高まったバブルからの転位放出を、HBS 領域ポロシティ増大の現象パスとして、FP 移行を扱う速度論モデルに取り入れた。MOX 燃料内 FP 移行については、Pu スポット領域と他の燃料マトリクス領域とを区別して、それぞれの結晶粒内及び粒界における FP 移行挙動を独立に扱えるモデルを開発した。開発したモデルを FEMAXI-8 コードに組み入れ、高燃焼度 UO_2 及び MOX 燃料の商用炉及び研究炉における照射挙動の解析に適用、検証した。

【成果】

検証解析の結果から、HBS におけるポロシティ発展モデルが、長期間照射された軽水炉燃料の燃料被覆管変形量の傾向をよく説明すること (Fig. 3.3-6)、MOX 燃料内 FP 移行モデルが Pu スポット及び燃料マトリクス領域それぞれの局所的な燃焼度増大及びこれに伴う FP 移行を独立に評価できていることを、それぞれ確認できた。

【成果の活用先】

新たに整備したモデルを組み込んだ FEMAXI-8 の更新版を逐次公開しており、原子力規制庁な

どにおける燃料の安全性評価、新しいタイプの燃料の研究開発などへの活用が期待される。

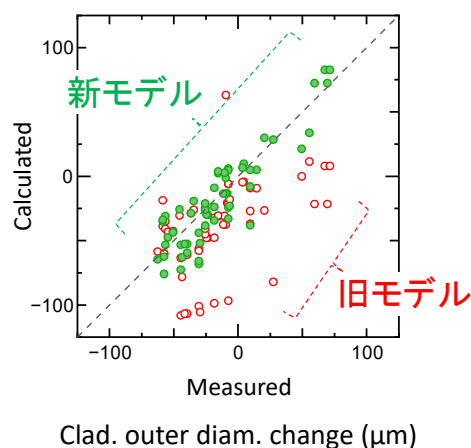


Fig. 3.3-6 高燃焼度組織（HBS）におけるポロシティ発展モデルの検証

高燃焼度まで照射（最高燃焼度約 80GWD/t）された PWR 及び BWR 燃料の燃料被覆管外径変化
実測値との比較

3.3.2.4 設計基準を超える条件下での燃料挙動評価※

【背景】

設計基準事象としての LOCA を超えるような高温条件（燃料被覆管の最高温度：1200℃超）における燃料被覆管の高温水蒸気中酸化挙動に関する実験データは限られている。設計基準を超える事故への進展可能性及びその対策を考える上では、設計基準事故条件では考慮されていない現象の抽出及びその現象が燃料挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見の蓄積が必要である。

高温水蒸気中酸化挙動に影響を及ぼす可能性のある因子として、等温酸化時の温度条件以外に酸化試験中の雰囲気条件や試験片の表面状態等が知られており、特に後者については、改良型燃料を対象とした近年の被覆管高温酸化試験の一部でその影響を示唆する酸化試験データが得られている[3]。これら付帯条件が酸化速度データに及ぼす影響は、個々の実験的知見の適用範囲及び燃料挙動評価・モデルへの反映是非の判断の基礎となる重要な要素である。

【目的・ねらい】

高温水蒸気酸化試験時の水蒸気供給開始タイミング及び試験片の表面粗さをパラメータとした試験により、酸化速度データを取得する。これにより、1200℃を超える温度領域について、温度条件以外の試験条件の影響を評価する。

【実施内容・アプローチ】

ジルカロイ-4 被覆管の試験片（商用で用いる材料と同等の受入材）に対して、表面粗さで約 3 倍まで粗くした試験片を用いて高温酸化試験（赤外炉、1273-1573K）を実施した。水蒸気の供給

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業」で得られた成果である。

開始タイミングは、Fig. 3.3-7 に示すように加熱前もしくは等温酸化開始時とした。

【成果】

Fig. 3.3-8 に各試料に対する酸化反応速度の温度依存性（1273-1573K）を示す。今回の試験条件範囲内では、表面粗さの影響は限定的であることを確認した。Fig. 3.3-9 に試験温度 1573K における重量増加の試験時間依存性を示す。同図から分かるように、等温酸化開始時に水蒸気を供給した条件では加熱前供給開始時に水蒸気を供給した条件と比較して酸化量が多い傾向が認められた。また、前者の条件では燃料被覆管内面よりも外面の方が酸化膜が厚い傾向にあり（Fig. 3.3-10）、これは燃料被覆管内外面の水蒸気分圧、力学的状態、等の差によって生じていると推測された。

【成果の活用先】

LOCA 時の燃料被覆管高温酸化速度が昇温時の雰囲気条件の影響を受ける可能性が示唆された。本成果は LOCA 時の安全性に係る規制基準見直し、設計基準を超える条件での燃料破損リスク評価に活用される。

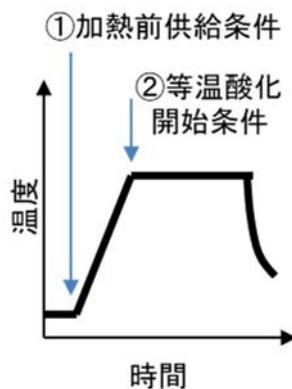


Fig. 3.3-7 水蒸気の供給開始タイミング

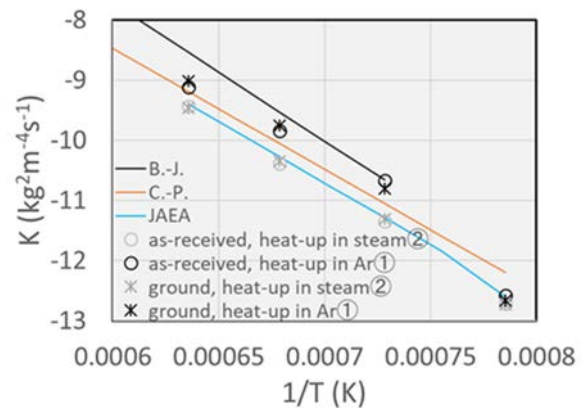


Fig. 3.3-8 酸化反応速度の温度依存性

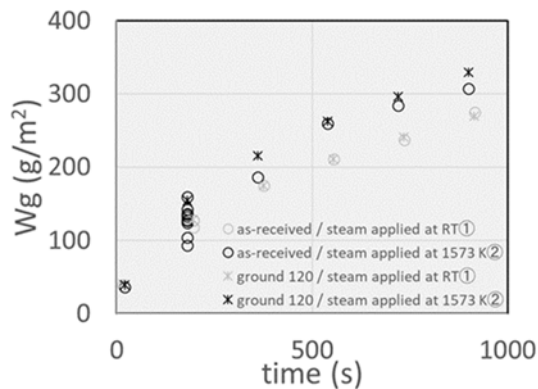


Fig. 3.3-9 重量増加の試験時間依存性

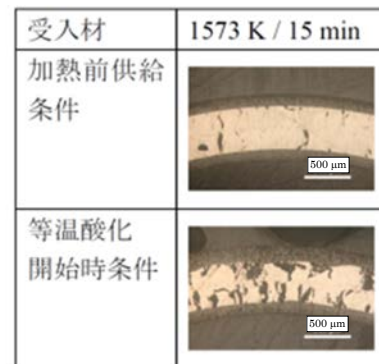


Fig. 3.3-10 試験後の金相観察

3.3.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ Y. Udagawa, T. Sugiyama and M. Amaya, “Thresholds for Failure of High Burnup LWR Fuels by Pellet Cladding Mechanical Interaction under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.12, pp.1063-1072, (2019).

など、雑誌論文 17 件、国際会議報告 6 件、口頭発表 15 件、受託報告書 1 件。

RIA に関する研究成果が評価され、下記の表彰を受けた。

- ・ 宇田川豊，日本原子力学会「第 8 回（2019 年度）日本原子力学会核燃料部会賞（奨励賞）」受賞
- ・ LOCA に関する研究成果が評価され、下記の表彰を受けた。
- ・ 成川隆文，天谷政樹，原子力機構理事長表彰（研究開発功績賞）「燃料被覆管の LOCA 時急冷破断限界の不確かさ評価手法開発」

燃料挙動解析コードの開発成果が評価され、下記の表彰を受けた。

- ・ 宇田川豊，天谷政樹，日本原子力学会「第 52 回日本原子力学会賞（論文賞）」受賞
- ・ 宇田川豊，天谷政樹，原子力機構理事長表彰（研究開発功績賞）「軽水炉燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発」

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- ・ OECD/NEA 関係
 - OECD/NEA/CSNI/WGFS 運営協力
 - 国際照射試験プラットフォームとして立ち上げ準備が進んでいる FIDES プロジェクトへの NSRR 試験提案に向け、機構内外の関係機関と協議
 - RIA 最新知見報告書改訂作業：RIA 報告書については今回改訂の主要部となる RIA 試験のパートについて執筆を担当、取りまとめ
 - Halden Reactor Project、SCIP-III、SCIP-IV、等への参加

【学会活動への貢献】

- ・ 日本原子力学会炉心燃料分科会活動及び技術レポート改訂作業、同学会核燃料部会活動への協力
- ・ 日本電気協会原子燃料分科会活動及び同協会規程類（案）策定への協力
- ・ 電力中央研究所原子力技術研究所／内閣府原子力政策担当室「燃料プラットフォーム」活動への協力
- ・ 燃料安全研究国際会議（FSRM2019（2019/10/28-29，於：水戸））を主催

3.3.4 まとめと今後の展開

軽水炉燃料の安全性に関する研究として、

- ・ 原子炉燃料を対象とした事故模擬実験及び照射後試験等を実施し、事故条件下における燃料の破損条件や燃料放出、高温酸化等に係るデータを取得した。
- ・ RIA 時破損限界、LOCA 時の燃料冷却性に関する知見取得のための試験に必要な準備を

行った（新規装置の導入準備を含む）。

- ・ 燃料コード **FEMAXI-8** の **MOX** 燃料、高燃焼度組織の挙動に係るモデル高度化を実施した。

上記以外として、

- ・ ハルデン炉で照射した照射成長試験片の **JAEA** 燃料試験施設への輸送を実施、完了した。

今後、事故条件下での燃料の破損限界や破損挙動が炉心冷却性へ及ぼす影響の評価に関わるデータ取得、並びにデータを利用した燃料挙動のモデル化及び燃料解析評価ツールの整備を進めるとともに、ペレット入り照射済燃料を対象とした冷却材喪失事故模擬試験に着手する。

3.3.5 参考文献

- [1] Y. Okada and M. Amaya, “Effects of oxidation and secondary hydriding during simulated loss-of-coolant-accident tests on the bending strength of Zircaloy-4 fuel cladding tube,” Ann. Nucl. Energy, Vol.136, 107028, (2020).
- [2] T. Yumura and M. Amaya, “Effects of ballooning and rupture on the fracture resistance of Zircaloy-4 fuel cladding tube after LOCA-simulated experiments,” Ann. Nucl. Energy, Vol. 120, pp. 798-804, (2018).
- [3] T. Narukawa and M. Amaya, “Oxidation behavior of high-burnup advanced fuel cladding tubes in high-temperature steam,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.7, pp. 650-660, (2019).

3.4 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

3.4.1 研究の全体像

熱水力安全研究グループでは、国が行う安全規制に対する技術支援や、長期的な視点で評価手法の高度化等を行うことを目的とし、SA（炉心損傷事故）を含む軽水炉の事故時の熱水力現象の工学的な理解、事象進展の評価、炉心損傷防止策や炉心損傷後の影響緩和策の有効性評価等に関する研究を進めている。

現在実施している研究の全体像を Fig. 3.4-1 に示す。年次計画を Table 3.4-1 に示す。軽水炉の事故状態を炉心損傷前と炉心損傷後に大きく分け、それぞれのステージにおいて安全評価パラメータに及ぼす重要現象を抽出し、物理現象の解明及びそれらの評価手法やモデルの開発・高度化に関する研究を実施している。炉心損傷前の熱水力研究では、高温高压の実機事故状況を模擬できる高压熱流動ループ（HIDRA）や詳細計測に特化した小型装置による実験と解析により、炉心伝熱に関する重要現象や炉内に生じる二相流現象に着目した研究を実施する。また、世界最大規模の PWR 模擬装置 LSTF 装置を用いて多重故障を想定した厳しい条件でのシステム応答実験を実施し、アクシデントマネジメント（AM）策有効性確認に関する研究も行う。炉心損傷後の熱水力研究では、大型格納容器実験装置（CIGMA）を中心に、SA 時の格納容器健全性やソースタームに関する事象として格納容器の過温破損及び冷却挙動並びに放射性物質の移行挙動を主要な課題とした研究を行う。ここでは、格納容器冷却において主要な役割を果たす凝縮現象や非凝縮ガスの影響の調査に特化した小型装置を用いた実験やエアロゾル移行評価で重要なプールスクラビング及びスプレイスクラビング現象を調査するための実験も実施する。実験から得られた知見は、評価モデルや数値解析手法の高度化に集約し、従来安全解析に利用されてきた集中定数系コードや最適評価コードに加え、近年目覚ましい発展を遂げている数値流体力学コードの利用も考慮し、これらに組み込む評価モデルや解析手法の検討を行う。

本節では、炉心損傷前熱水力研究、炉心損傷後熱水力研究について令和元年度の成果概要を解説し、節の最後に当該年度の成果発表をまとめる。

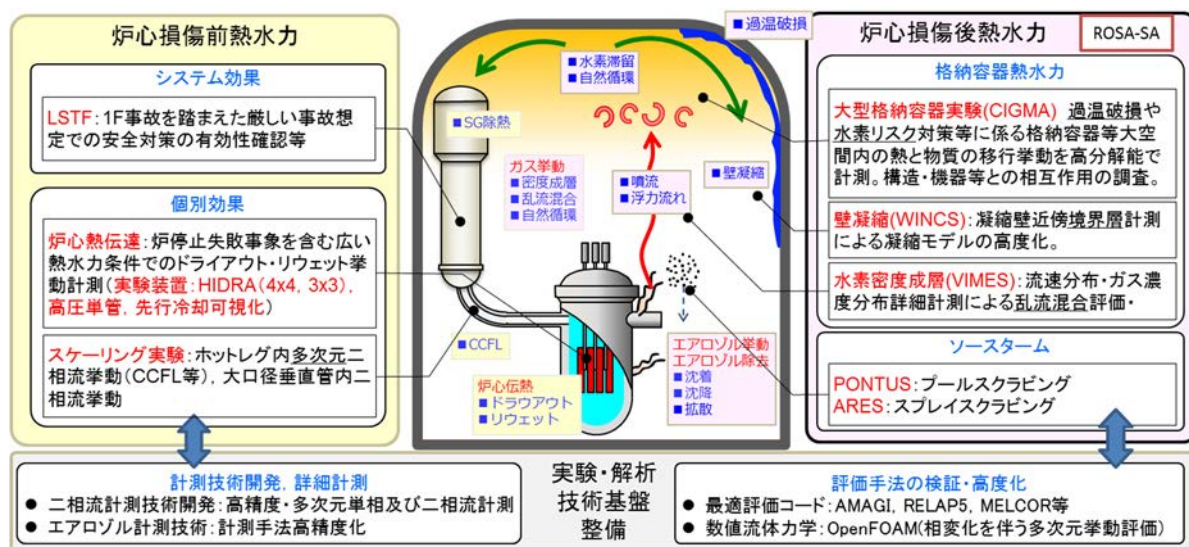


Fig. 3.4-1 熱水力安全研究の全体像

Table 3.4-1 年次計画

年度 西暦 平成／令和	2015 27	2016 28	2017 29	2018 30	2019 31／01	2020 02	2021 03
炉心損傷前熱水力	LSTF 実験（厳しい事故条件でのシステム挙動）				(SGTR、再循環機能喪失システム効果)		
	HIDRA 整備		炉心熱伝達データベース構築		データベース拡充及び予測モデル高度化		
炉心損傷後熱水力	CIGMA 整備		格納容器熱水力実験、水素移行、壁凝縮実験及び予測モデル高度化				
			プールスクラビング・スプレースクラビング挙動実験及び予測モデル高度化				
熱水力安全研究	解析手法整備（AMAGII 開発支援、CFD 乱流及び二相流解析手法、炉心伝熱・格納容器熱水力予測モデル構築）						
技術開発・基盤整備	二相流計測技術開発（超音波液膜計、3D ボイド率計測、高速応答 CTA、エアロゾル計測検証）						

3.4.2 主な成果

3.4.2.1 炉心損傷前熱水力研究※

(1) PWR を模擬した総合効果実験

【背景】

PWR の事故時熱水力挙動を模擬する ROSA/LSTF を用いた実験を通じて、1F 事故の様な極めて過酷な多重事故条件での炉心損傷防止のための AM 策の有効性を検討している。

LSTF は 1985 年に実験を開始し、TMI 事故模擬実験をはじめこれまでに 200 回以上の実験を実施している。過去の ROSA-V 計画において、窒素ガス流入による一次系減圧阻害に関する非定常実験を行っており、1F 事故を踏まえた全電源喪失ないし小破断冷却材喪失事故、あるいはそれらを組み合わせた事故を模擬し、破断口の位置や大きさを変えた条件で、SG 逃し弁の作動による SG 二次側減圧や給水などによる AM 策の有効性に関するデータを取得している。LSTF は、ウェスチングハウス社型の電気出力 1100MW 級 4 ループ PWR である日本原子力発電の敦賀 2 号機を参照炉とし、同炉を同一高さ、体積比 1/48、2 ループで模擬するとともに、実機の定格圧力から大気圧まで広範な圧力条件下で実験を行うことができる世界最大の総合実験装置（Fig. 3.4-2）である。

【目的・ねらい】

蒸気発生器（SG）伝熱管複数本破損事故事象は、地震レベル 1PRA（確率論的リスク評価）で炉心損傷に直結する事故シーケンスに分類されるが、関連実験は少なく、知見が不十分である。そのため、LSTF 装置を用いて SG 伝熱管複数本破損事故からの回復操作を模擬した実験を行い、その有効性等を調査する。

【実施内容・アプローチ】

令和元年度の実験は平成 30 年度に引き続き、SG 伝熱管の破断サイズを約 6 本のギロチン破断（1/48 体積比）相当とする。実験条件は平成 29 年度実施実験条件の高圧注入系不作動に加えて、補助給水系及び蓄圧注入系の不作動を仮定し、SG 伝熱管複数本破損事故事象における炉心露出の可能性を確認する。運転員の回復操作として、健全側 SG の二次系の減圧操作による冷却、一次系減圧促進のための加圧器逃し弁の開放及び炉心出口温度が 623K に到達したことを確認した

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」で得られた成果を含む。

時点で、炉心冷却のため高压注入系の手動作動による炉心冷却を行う。

【成果】

Fig. 3.4-3 に一次系及び二次系の圧力の推移を示す。回復操作として、スクラム信号発信から 720 秒後に開始した健全ループ SG の逃し弁開放により、一次系圧力が破断ループ SG 二次側圧力近くまで低下した。一次系圧力と破断ループの SG 二次側圧力の均圧を確認し、1400 秒で加圧器逃し弁の開放による一次系減圧を開始すると、一次系圧力は破断ループの SG 二次側圧力を下回った。加圧器逃し弁の開放後から約 3400 秒までこの状況が続き、SG 二次側から 1 次系への逆流が生じたと考えられる。補助給水系の不作動により、4546 秒までに両ループの SG 二次側水位は喪失し、SG での除熱機能喪失につながった。これにより、約 4600 秒から炉心水位 (Fig. 3.4-4) の顕著な低下が見られ、4736 秒に模擬燃料棒表面温度が上昇を開始した (Fig. 3.4-5)。炉心出口温度が 623K に到達したことを確認し、手動により高压注入系を作動させることで炉心水位が回復し、模擬燃料棒表面温度と炉心出口温度が低下した。このとき、模擬燃料棒表面最高温度は約 800K となった。

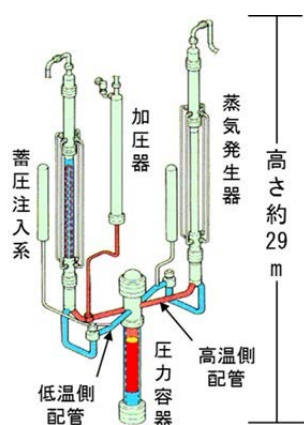


Fig. 3.4-2 LSTF 系統図

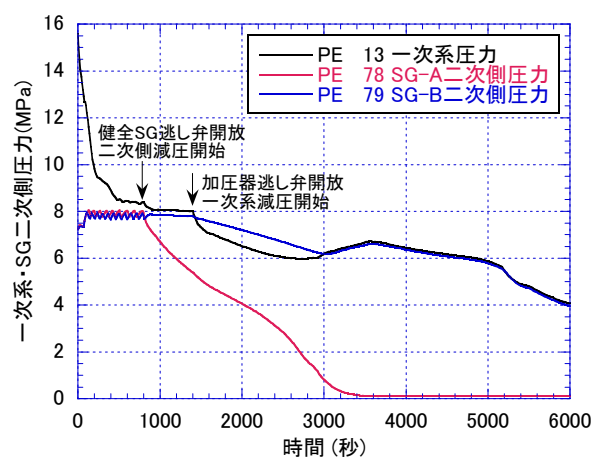


Fig. 3.4-3 一次系・蒸気発生器二次系圧力

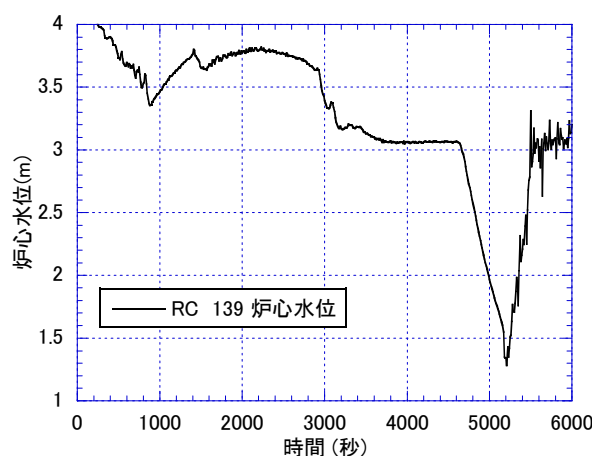


Fig. 3.4-4 炉心水位

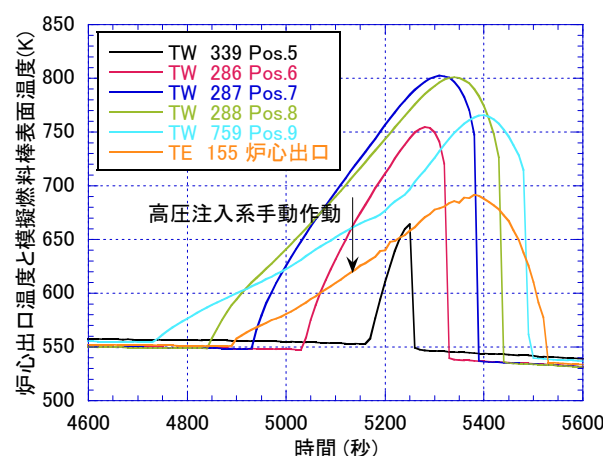


Fig. 3.4-5 炉心出口温度と模擬燃料棒表面温度 (4600～5600 秒)

【成果の活用先】

令和元年度の実験結果は、蒸気発生器複数本破損事故実験における炉心露出の可能性を確認した結果として、これまでに取得した蒸気発生器複数本破損事故実験との比較に用いられる。これにより、AM 策の有効性に係る知見を拡充し解析コードの妥当性を検証する。

(2) 炉心熱伝達実験

【背景】

新規制基準では、炉心損傷防止対策のシナリオの一つに、スクラム失敗事象（ATWS）を考慮し、その対策の有効性を評価することが求められている。ATWS 条件は、高圧・高冷却材流量・高熱流束である場合が多いため、従来の研究で得られた知見・モデルの適用範囲を逸脱する場合があります、新たなデータ取得やモデル開発が必要である。

【目的・ねらい】

炉停止失敗事象等の熱水力的に厳しい条件に適用可能な液膜ドライアウト挙動の評価モデルを開発し、規制判断等に資する技術的知見を提供する。

【実施内容・アプローチ】

ATWS における熱水力条件下での沸騰遷移後の過熱炉心における熱伝達挙動に関し、支配する現象の理解及び機構論的評価モデル構築のための基礎となる先行冷却実験、その検証データ取得及びスぺーサ効果に係るデータ取得のための高圧実験（バンドル熱伝達実験）を行う。

【成果】

(a) 3x3 バンドル実験

実機により近い体系における沸騰遷移後の熱伝達挙動のうち、スぺーサ効果を把握するため、BWR9x9 燃料集合体を模擬した 3x3 バンドル試験体を用いた実験を行った。バンドル試験体は高圧熱流動実験ループ HIDRA（High pressure thermal-hyDRAulic loop）に設置されており、実機 BWR と同等の熱水力条件における実験が可能である。3x3 バンドル試験体は、模擬燃料棒（ロッド）の直径、ピッチ、最外周燃料棒とチャンネル壁間距離を、実機 BWR9x9 燃料集合体と等しくし、発熱長のみ短尺の 1.5 m とした。模擬燃料棒は間接発熱型電気ヒータであり、最大出力は一本当たり 75kW である。模擬燃料棒被覆管表面温度を測定するため、模擬燃料棒 1 本当たり 12 本の熱電対を被覆管表面に埋め込んだ。令和元年度はフロータブ付き丸セルスぺーサを設置した実験として、系圧力 2, 4, 7MPa において、バンドル試験体入口流量、ヒータ表面最高温度、出力変化量及び入口クオリティをパラメータとした出力過渡リウエット実験を実施し、リウエット速度等のリウエット挙動を特徴づけるデータを取得した。そのうちの代表的な結果を示す。

Fig. 3.4-6 に定常ドライアウト時の 3x3 バンドル試験体模擬燃料棒の表面における温度分布を示す。実験条件は、系圧力 2 MPa、質量流束 250 kg/m²s、壁面最高温度 650℃である。図は 3x3 バンドルヒータの内、手前側 3 本を除いたヒータのみを表示しており、カラーバーは表面温度を表す。スぺーサは図中の灰色の輪で表される。図からわかるように、スぺーサの上流側でドライアウトし、表面温度が高いことがわかる。

Fig. 3.4-6 の定常ドライアウト状態から、ヒータ出力をステップ状に減少させることにより、出

力過渡リウエット実験を実施した。出力変化量は、 3×3 バンドル試験体出口クオリティを 0.2 低下させる出力変化とした。Fig. 3.4-7 は出力過渡リウエット実験時の各熱電対の高さに対するリウエット時刻をプロットした結果を示す。記号の違いは熱電対が埋め込まれる模擬燃料棒 (Rod) の違いを表し、黒色破線はスペーサの上下端位置を示す。同一ロッド内の熱電対リウエット時刻と熱電対位置を 1 次近似した結果を図中に線分で示す。また、図中には試験体内でのロッド配置図を示し、各ロッドの赤丸の位置に熱電対が設置される。図からわかるように、リウエット時刻と熱電対位置は概ね線形関係となっており、本実験条件でのリウエット液膜進展速度 (傾き) は位置によらず一定と考えられる。

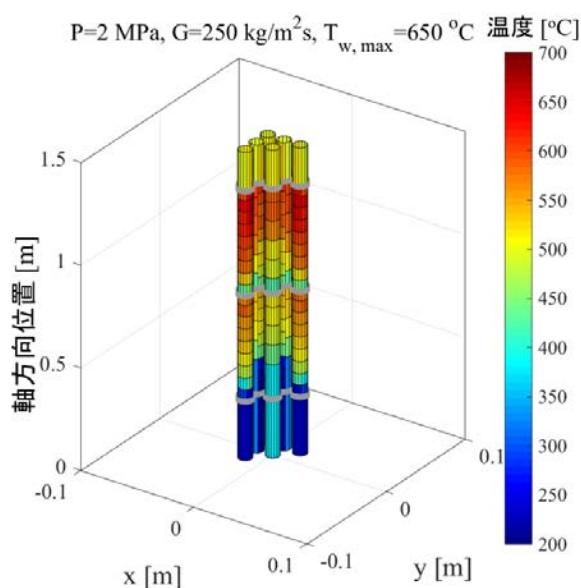


Fig. 3.4-6 定常ドライアウト時の模擬燃料棒表面温度分布

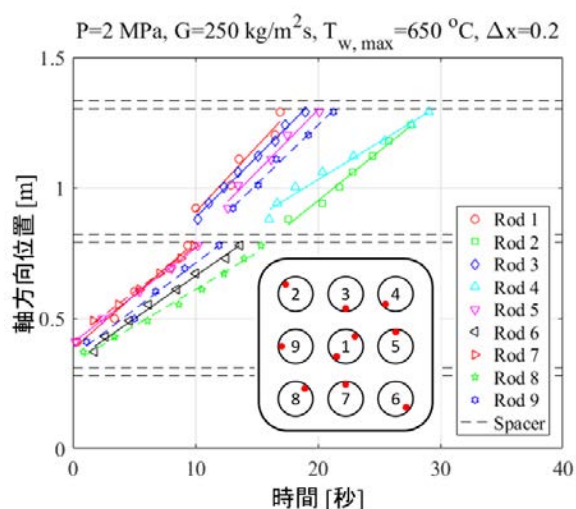


Fig. 3.4-7 リウエット時刻と熱電対位置の関係

(b) 先行冷却実験

沸騰遷移後のリウエット挙動は、事故時に一旦過熱された燃料棒被覆管が液膜の進展により再び濡れる現象であり、ATWS 時の炉心健全性等を把握する上で重要な現象である。これまでの検討により、リウエット点近傍での伝熱挙動 (先行冷却) がリウエット伝播速度に強く影響することが分かっているが、その物理的機構に関する知見はほとんどない。そこで本研究では、水-空気系の大気圧条件下において過熱した模擬燃料棒の底部から液膜流を形成・流入させることで、リウエット挙動を模擬した流動挙動の観察が可能な先行冷却試験装置を整備し、先行冷却メカニズムの解明に向けて検討している。

令和元年度は水流量条件の拡張実験を実施した。昨年度までに実施した先行冷却実験における最大水流量は 0.40 L/min ($j_L=0.052$ m/s) であったのに対し、令和元年度はさらに水流量を増加させた 1.00 L/min ($j_L=0.130$ m/s) までを実施対象とした。

Table 3.4-2 に実験条件を示す。液膜流量と初期壁面温度をパラメータとしてロッドをリウエットさせる。Fig. 3.4-8 は、リウエット時の液膜先端からの距離に対する熱伝達係数をプロットしたものである。図中のエラーバーで表示されるプロットが実験値、実線は気相单相熱伝達相関式[1]

による予測値を表す。図中のエラーバーは模擬燃料棒表面熱流束算出時の不確かさ、壁温測定値の不確かさ、流体バルク温度の算出値の不確かさを考慮した。壁温条件の異なる結果として Fig. 3.4-8(a)と(b)を比べると液膜先端近く(<20 mm)で熱伝達係数が高いことがわかる。これは、壁面温度が低いことにより液滴が過熱壁に接触する液滴衝突による熱伝達効果であると推察される。水流量条件の異なる結果として Fig. 3.4-8(a)、(c)及び(d)を比べると、低水流量条件では実験値は相関式に近い結果を示し、水流量が大きくなるほど相関式との差異が大きくなることがわかる。これは水流量が増加し、気流中に存在する液滴濃度の増加、液膜先端で飛散する液滴量が増加したことに起因する液膜先端近傍での乾き領域熱伝達促進効果と考えられる。また、熱伝達係数の増加傾向は液膜先端近傍のみでなく、ある程度離れた領域(>20 mm)でも熱伝達が向上する傾向が見られた。

Table 3.4-2 先行冷却実験条件

図記号	j_G [m/s]	j_L [m/s]	最高壁面温度[°C]
(a)	65	0.014	400
(b)	65	0.014	250
(c)	65	0.052	400
(d)	65	0.130	400

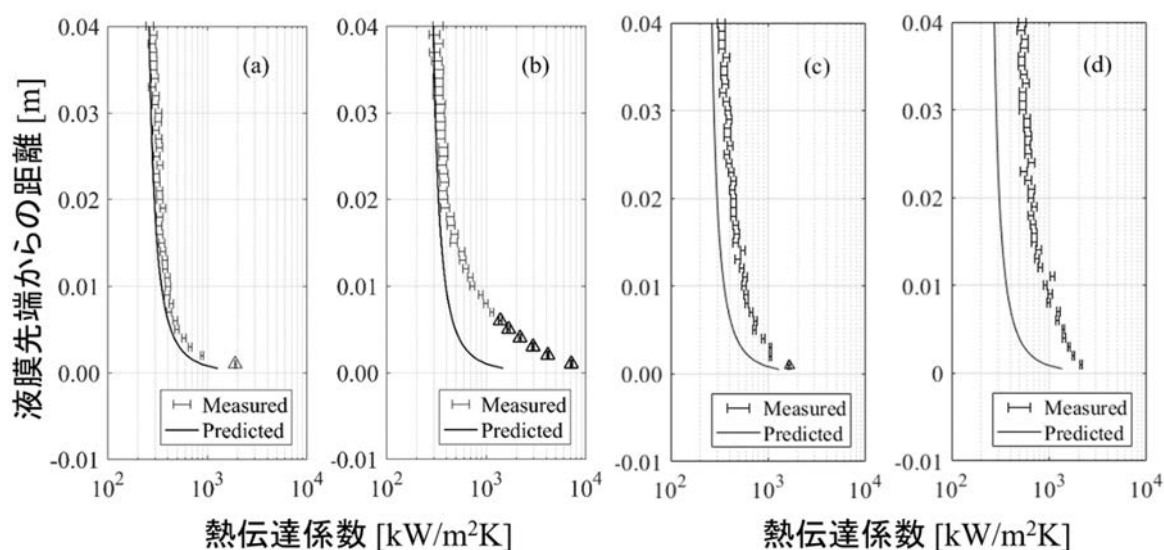


Fig. 3.4-8 リウエット時液膜先端近傍乾き面の熱伝達係数

【成果の活用先】

これらの実験研究を通して高圧熱流動実験を含む熱水力実験を行うための体制や技術の構築及び物理モデルの不確かさの低減の観点から、熱水力現象を支配する二相流の計測技術等の技術基盤の構築・維持を図る。得られた実験データベースを解析コードの妥当性確認及び評価モデルの高度化に用いることによって、原子力発電所の安全設計に関する評価などの継続的な高度化に資する知見を蓄積する。

3.4.2.2 炉心損傷後熱水力研究※

(1) CIGMA による大型格納容器実験及び解析

【背景】

炉心損傷後の格納容器内熱水力挙動に関して、格納容器の過温破損や放射性物質の移行挙動を研究課題と位置付け、これらに関する事故進展挙動の予測や安全対策の有効性評価に係る工学的知見、実験 データベース及び評価手法の整備を行うことを目的とする。大型格納容器実験装置（CIGMA）では、格納容器冷却や AM 策の有効性を調査するための総合実験を実施し、SA の特徴である高温高压条件の設定や、3 次元的な挙動を特徴とする格納容器大空間の流体挙動を計測する。また、実験研究と並行して数値解析を実施し、解析コードの整備を進める。

【目的・ねらい】

格納容器の過温破損や冷却挙動に係る熱水力現象と安全対策に着目し、CIGMA 装置等を用いた実験及び解析により、SA 時の格納容器熱水力現象を把握するとともに評価手法を高度化する。

【実施内容・アプローチ】

評価モデル上重要な凝縮熱伝達、自然対流、乱流混合、密度・温度成層等の現象に関して、空間的に高分解能なデータを取得し、機構論的な評価モデルの構築を図る。

【成果】

令和元年度は、格納容器ベント及び水素の乱流移行・混合現象に関する実験をそれぞれ実施した。格納容器ベントは、水素排出等の観点でのベント運用について解析的な研究が行われており[2]、本実験においても運用面での課題の抽出と最適化に資する知見の取得を目的として基礎的な検討を行う。昨年度、格納容器ベント実験の基本ケースとして、容器内に障害物がなく、相変化が生じない条件におけるベント時のガス挙動計測を行った。今年度は、容器内障害物や相変化（容器内水の沸騰）の影響及び低流量条件でのベントについて検討した。水素の乱流移行・混合現象に関する実験では、375℃の高温気体を用いた浮力噴流を横向きに噴射し、水素を模擬したヘリウム成層に衝突させた際の混合・成層浸食を気体濃度データとして取得し、数値流体力学解析（CFD）による結果と比較した。温度が高いほど数値解析との差が顕著となり、浮力噴流の軌跡や成層内の混合に係る乱流の浮力効果を適切にモデル化することの必要性が示された。本節では、前者のベント実験について、相変化の影響を検討した結果について示す。

格納容器内に水が存在する条件では、ベントを実施した際の水温に応じて減圧沸騰が生じ、これにより容器内のガス濃度分布が変化し、水素の排出などに影響を与える可能性がある[3]。そこで、CIGMA 試験部底部のサンプに初期圧力における飽和水を貯水した状態でベント実験を行い、サンプ水の減圧沸騰の影響を検討した（Fig. 3.4-9）。初期圧力は約 400kPa、水素の代替ガスとして He を用い、その濃度を被覆管 Zr が全量酸化すると仮定して初期濃度を決定した。ベント流量は 124 m³/h（流量/容器体積比で定格値程度）とした。Fig. 3.4-10 に初期気体鉛直方向濃度分布を示す。容器の上半分に高濃度の He が成層として存在する条件である。圧力履歴を Fig. 3.4-11

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」で得られた成果を含む。

に示す。比較のため、同条件でサンプル水が無い場合の圧力履歴も併せて示した。サンプル水有り条件では減圧沸騰による蒸気供給で減圧速度が小さくなり、100kPa 程度に減圧するまでに要する時間はサンプル水無しの条件の 2 倍以上となった。Fig. 3.4-12 に混合ガス密度の鉛直方向分布の時間変化を、Fig. 3.4-13 に各ガス種の鉛直方向濃度分布の時間変化を示す。後者では時刻に応じて図を分割して経過を見やすくした。ベント開始から約 1500 秒程度までは上部のヘリウム層が下方へと拡大し、ベントライン高さ（グラフ内点線で図示）に成層下端が達する。一方、同時刻頃にサンプル水の減圧沸騰による蒸気が下方から供給されてベントラインに達し、約 2000 秒以降はベント高さより高い EL5.5m まで He 成層界面が押し上げられる。ベント排出口では、蒸気濃度が上昇、空気及びヘリウム濃度の低下へと推移する。この時点（時刻 2000 秒）における混合ガスの密度は、容器内でほぼ均一化している。これ以降は、ガス濃度分布が均衡状態となり、EL5.5～6m に明瞭な成層界面が長時間持続して形成され、He 排気が進まずに格納容器減圧される結果となった。ここでは示さないが、排気管内のガス濃度も、蒸気が先行して排出され He 濃度は低く抑えられていた。本実験では、サンプル水をほぼ飽和温度となるように初期条件を設定したため、ベント開始直後から減圧沸騰が開始し、He の排出を顕著に妨げる結果となった。一方で、サンプル水の初期温度を変化させた場合、減圧沸騰開始の時刻が変化し、その時点でのガス種の容器内濃度分布によって排気ガスの成分や排気速度が影響する可能性がある。今後はサンプル水の初期温度をパラメータとして、データベースを拡張する予定である。

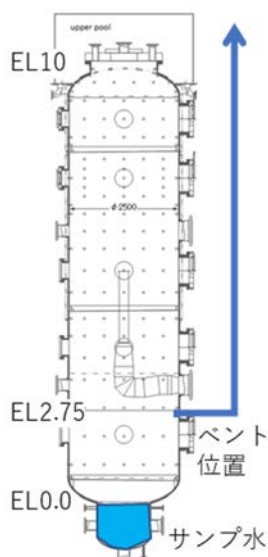


Fig. 3.4-9 CIGMA 装置模式図

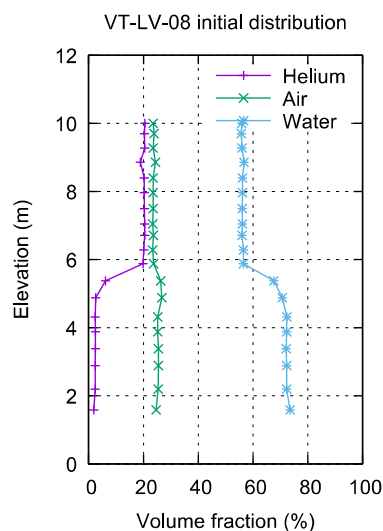


Fig. 3.4-10 初期気体鉛直方向濃度分布

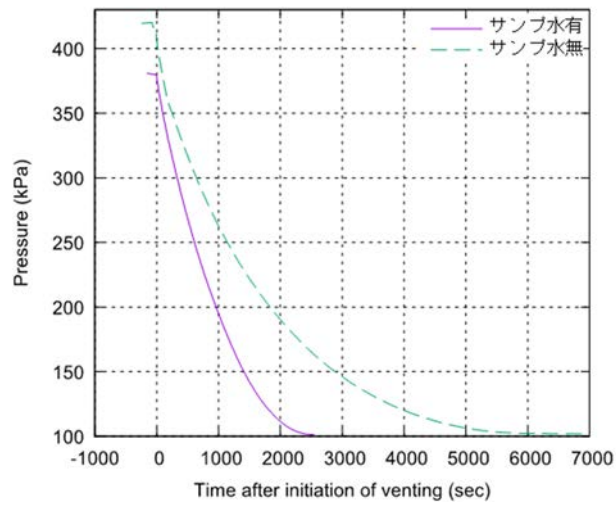


Fig. 3.4-11 ベント開始以降の圧力履歴

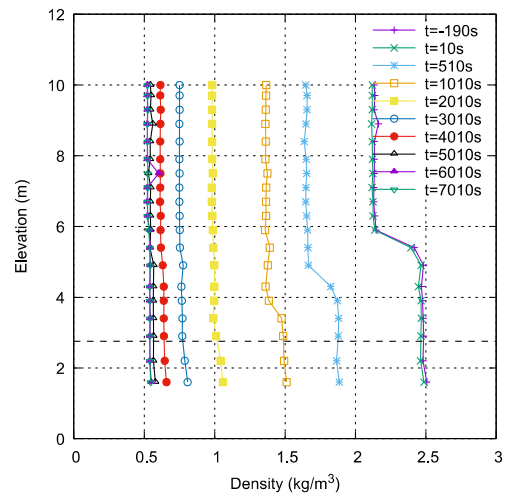


Fig. 3.4-12 混合気体の密度分布（黒破線がベント高さ位置を表す）

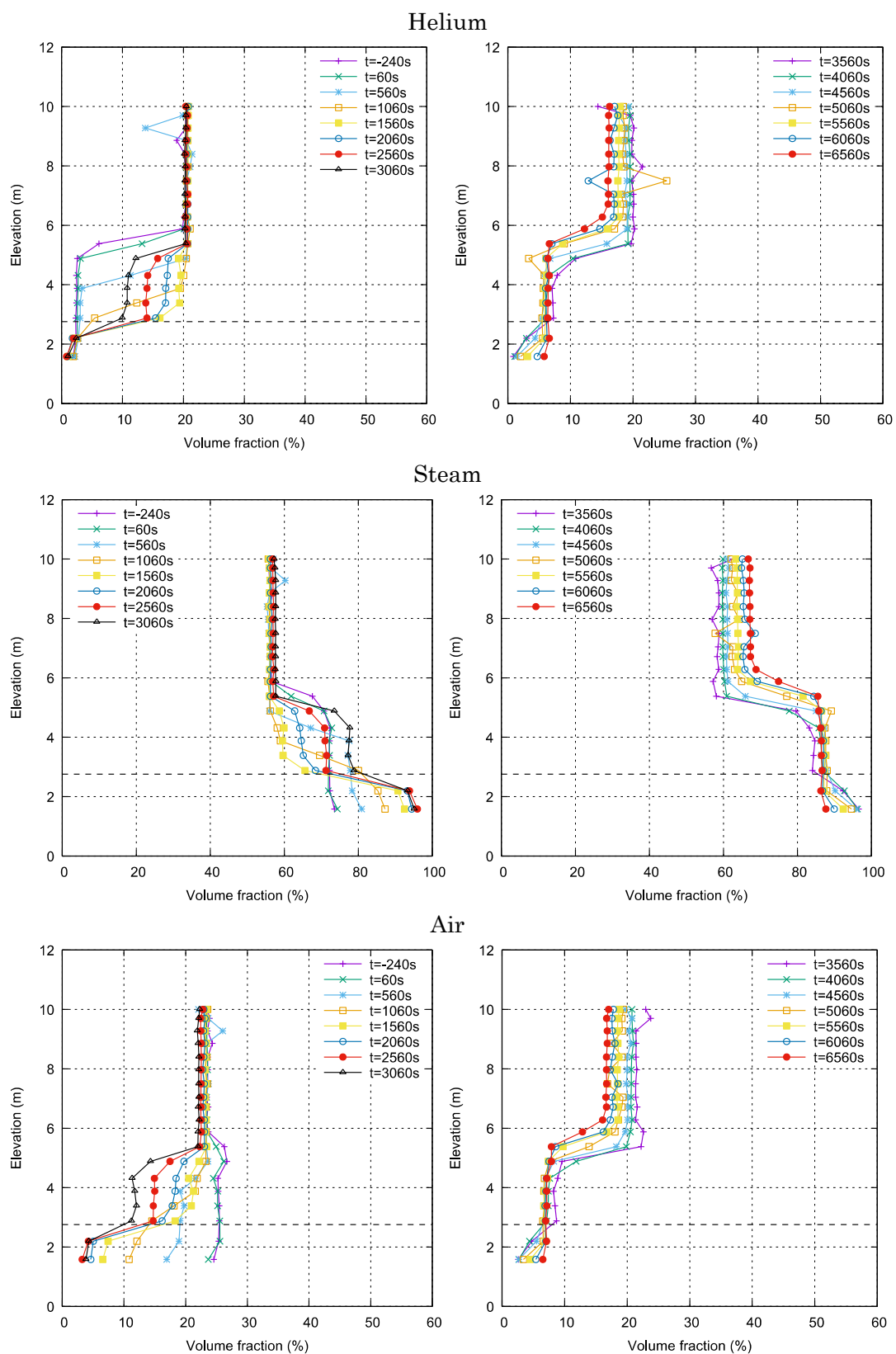


Fig. 3.4-13 鉛直方向気体濃度分布の時間変化（黒破線がベント高さ位置を表す）

【成果の活用先】

得られた実験データベースは、格納容器の健全性の評価に資する熱と物質伝達に関して、解析コードの妥当性確認及び評価モデルの高度化に用いる。これにより、原子力発電所の安全設計に関する評価やアクシデントマネジメントの有効性評価等の継続的な高度化に資する。

(2) エアロゾル挙動に関する実験研究

【背景】

プールスクラビング現象は、環境への放射性物質の放出量を軽減する最も有効な対策の一つとして期待されており、これまで多くの研究が行われてきた。1990年代を中心に、プールスクラビングにおけるエアロゾルの除染係数（Decontamination factor、以下 DF）計測や、プールスクラビングモデルが構築され、代表的評価コードとして、SPARC-90[4]、SUPRA[5]や BUSCA[6]が開発されている。これらの評価コードによる DF の予測結果と計測結果の間には依然として大きな乖離が存在することが、プールスクラビング関連の国際研究プロジェクト IPRESCA（Integration of pool scrubbing research to enhance source-term calculations）で指摘されている。IPRESCA では、1) モデル高度化に資する高度な実験データベースの構築・拡張、2) プールスクラビングの個別事象に対するモデルの妥当性評価・高度化、3) エアロゾル計測手法に対する定量的な妥当性評価、が取り組むべき研究課題とされている。

エアロゾル挙動調査のもう一つのトピックとして、液滴によるエアロゾル除去効果がある。これは、格納容器スプレイや原子炉建屋の漏洩箇所に対する放水砲による除染に関連するとともに、放出されたエアロゾルが自然降雨の水滴に取り込まれる効果も、地面への放射性物質降下量の評価に必要なことから、いわゆるレベル 3 PRA（Probabilistic Risk Assessment：確率論的リスク評価）においても重要な現象と位置付けられている。

【目的・ねらい】

IPRESCA で提起された上記の研究課題に関連し、エアロゾルと二相流パラメータの両者に対して不確かさを含む詳細な計測を行い、DF の各種パラメータに対するメカニズムを検討し、評価モデルを高度化する。実験に当たっては実機を想定したスケーリング効果等も調査する。

一方、スプレイスクラビングに関する課題としては、原子炉建屋から漏洩するエアロゾルに対する放水砲のような、落下液滴群を横切るエアロゾルの除染効果に関する実験はほとんど存在しないことから、このようなクロスフロー体系での実験を行い、除染係数を評価する。

【実施内容・アプローチ】

令和元年度は、プールスクラビング実験として、プール水温、搬送ガスの蒸気割合、粒子濡れ性をパラメータとする実験を行い、モデル高度化に資するデータベースを拡充した。また、試験容器サイズを変更したスケーリング効果に関する実験を行い、プールの内部循環による影響を粒子数濃度の依存性ととも調査した。これらの実験に基づき、特に粒子数濃度が DF に与える影響を簡易モデルによって考察し、モデル高度化に向けた検討を行った。

スクラビング実験では、放水砲による粒子除去の状況を模擬するために、液滴径が 1 mm 程度の大液滴を用いたクロスフロー体系での実験を行い、比較のために数 100 μm の小液滴を用いた実験も行った。

【成果】

プールスクラビング実験では、プール水温をパラメータとした実験では水温が高くなるほど DF が上昇する結果が得られた。同様の傾向は最近の既往実験でも確認されており[7]、本実験はこれを支持する結果であった。搬送ガス内の蒸気濃度による影響に関する実験では、蒸気割合が増えるほど DF が上昇し、注入エアロゾルガス内の蒸気分圧がプール水温で決まる飽和水蒸気圧を上回る場合に、凝縮効果が顕著に現れ、DF が急上昇することを確認した。粒子性状に関する実験では、親水性粒子使用時と疎水性粒子使用時の DF の計測を比較した結果、両者に顕著な差異は見られず、プール水温が室温から 80℃程度の広い条件で親水／疎水の粒子表面特性が DF に与える影響は小さいことを確認した。試験部容器サイズを変えたスケールアップ効果実験では、内径 0.2 m～1.0 m の円筒試験部を用いて同条件の実験を行い、DF に大きな変化がないことが確認できた。本体系では流路中心部に直径 10 mm の気体吹き出し口が位置しており、中心部が上昇流となる大きな循環流が形成されるものの、少なくとも内径 0.2 m 以上のサイズであれば、試験部内径の違いが DF に与える影響は顕著ではないことを確認できた。

スプレースクラビング実験では、スプレイ水流量や搬送ガス流量によって除染係数 (DF) に差がみられ、これは粒子がスプレイに晒される時間 (液滴と粒子が相互作用する時間) で整理できることを見出した。また、液滴が 1 mm 程度の大液滴条件では、DF の絶対値は小液滴と比べて極端に小さく、スプレイ水量の影響もほとんど見られない結果となった。

令和元年度は上記の実験に加えて、今年度及び過年度に得られた、搬送ガスの粒子数濃度によって DF が顕著に変化するという実験結果に対し、その要因を粒子周りの水蒸気凝縮による粒子成長であるという予想し、気泡内の熱と物質のバランスを考慮した検討を行い、簡易評価モデルを構築した。ここではその概要について述べる。

一連の実験で、熱水力条件は同一のもとエアロゾル内の粒子数濃度をパラメータとして変化させた実験では、粒子数濃度が $1\text{E}11/\text{m}^3$ を超えると DF が急激に減少する結果が得られた[8]。このような結果は過去に報告例がほとんどなく、機構についても明らかになっていない。このことは DF を保守的に評価する際、粒子数濃度に注意を払う必要性を示唆していることから重要である。DF の計測結果の一例を Fig. 3.4-14 に示す。この実験では粒子径、気体注入流量、水温等はすべて等しく、水深と粒子数濃度を変化させている。プールスクラビングにおける時間当たりの粒子除去率を λ 、プール中の気泡滞在時間を t とすると、除染係数は $\text{DF}=\exp(-\lambda t)$ で表される。慣性除去が支配的な場合は λ は粒子径の 2 乗に比例し、気泡上昇速度が一定の場合 t はプール水深に比例する。図から明らかなように、粒子数濃度が高いほど DF が減少し、水深が高いときにそれが顕著となる。本図は片対数プロットであり、 λ が水深によらず一定の場合にプロットは直線になるが、結果は水深が大きいほど傾きが大きくなる。これは、気泡上昇領域において気泡の上昇とともに λ が変化することを示唆しており、本研究ではこれを粒子の成長であるとの予想のもと、気泡内の熱と質量のバランス式から粒子上の水蒸気凝縮を計算し、粒径増加による慣性除去の増大を評価することとした。粒子数濃度が高くなると気泡内での全体の凝縮量が増える一方で、水蒸気の消費と潜熱放出に気体温度上昇から気泡内過飽和度が低下し、個々の粒子成長が抑制されるため、DF も減少することが予想される。

簡易評価モデルでは、気泡上昇に伴う水頭変化による気泡膨張を気泡界面での熱伝達及び物質伝達の駆動力として、バランス式から気泡内の過飽和度を求めた。Fig. 3.4-15 に気泡表面から粒子表面の気体温度及び水蒸気濃度の概念図を示す。粒子温度が周囲温度より高いのは潜熱放出の

ためである。気泡表面の温度と水蒸気分圧をプール側の物性値で固定し、準定常仮定のもと、気泡内温度と粒子上温度をバランス式から求める。DF の評価結果の一例を Fig. 3.4-16 に示す。粒子除去機構は粒子径サイズ条件から慣性除去が支配的であるとし、気泡内気体循環の遠心力によるものとした。熱伝達と物質伝達にはアナロジーを用い、過去の数値計算の検討から[9]、気泡界面の Nu 及び Sh 数を固定値として採用し、粒子表面では拡散近似を適用した。計算結果は DF の粒子数濃度依存性を定性的に再現するが、DF の評価値は実験データの半分程度に留まった。これは、熱及び物質伝達、気泡内の物理量の偏在等のモデル上の限界に関する課題を示すものであり、今後は現実的なモデルを検討する予定である。

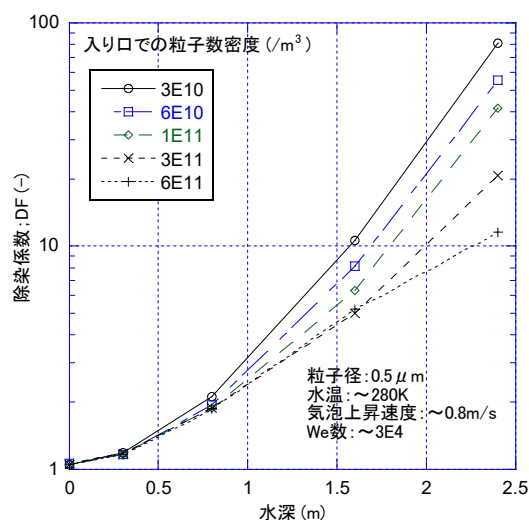


Fig. 3.4-14 異なる粒子数密度及び水深において計測された除染係数

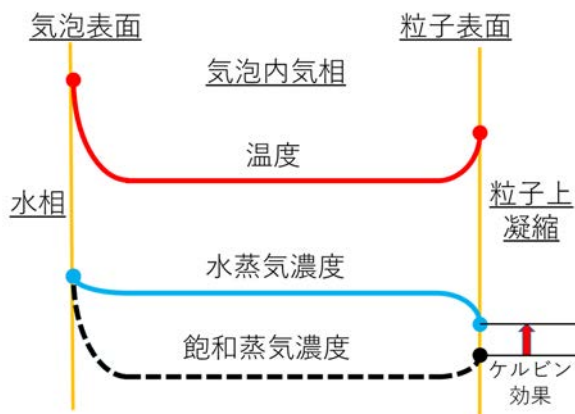


Fig. 3.4-15 気泡内の温度と水蒸気濃度分布の概念図

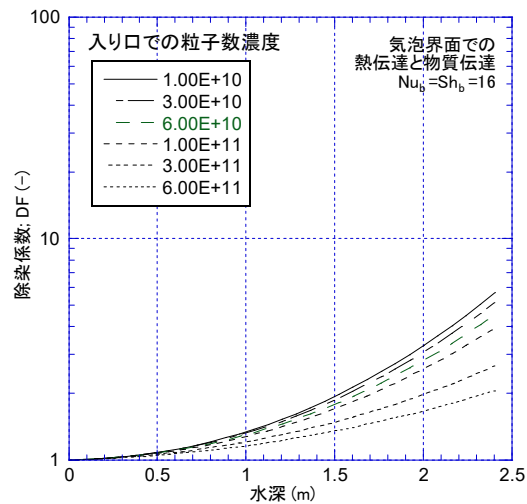


Fig. 3.4-16 簡易評価モデルにおける DF の評価結果

【成果の活用先】

得られたデータは、SPARC-90 等の既存の評価モデルや簡易評価モデルの高度化に反映され、評価結果の信頼性の向上及び不確かさの把握に用いられるとともに、粒子除去の物理的理解とメカニズムの解明に役立てる。

3.4.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ H.M. Sun, Y. Sibamoto, Y. Okagaki and T. Yonomoto, “Experimental Investigation of Decontamination Factor Dependence on Aerosol Concentration in Pool Scrubbing”, Sci. Technol. Nucl. Install., Vol. 2019, Article 1743982, (2019).
- ・ Y. Wada, T. D. Le, A. Sato, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Liquid Film Behavior and Heat Transfer Mechanism near the Rewetting Front in a Single Rod Air-Water System”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.157, No.1, pp.100-113, (2020).

など、雑誌論文 4 件、国際会議報告 5 件、口頭発表 3 件、受託報告書 2 件。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

1) OECD/NEA

- ・ WGAMA: Working Group on Analysis and Management of Accidents
- ・ HYMERES2: Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety 2
- ・ ATLAS2: Advanced Thermal-hydraulic Test Loop for Accident Simulation Phase 2
- ・ CFD4NRS Benchmark 解析 (CL 温度成層) に参加

2) NUGENIA

- ・ IPRESCA: Integration of Pool Scrubbing Research to Enhance Source-Term Calculation

【学会活動への貢献】

1) 日本原子力学会

- ・ BWR 熱流動評価分科会
- ・ 統計的安全評価手法標準分科会

3.4.4 まとめと今後の展開

炉心損傷前熱水力研究については、LSTF を用い、昨年度に引き続き蒸気発生器伝熱管複数本破断条件におけるシステム挙動のパラメータ実験を実施し、AM 策の有効性評価に資する実験データを取得した。沸騰遷移後の熱伝達挙動に関し、機構を解明するための基礎実験である先行冷却実験及び検証データ取得のための高圧熱伝達実験を実施した。令和元年度は炉心熱伝達に対するスぺーサ効果に係るデータ取得を目的とする 3x3 バンドル試験体を用いた実験が開始し、フロータブ付き丸セルスぺーサを設置した条件での実験データを取得した。基礎実験では流体条件を拡張した実験を実施し、液膜先端近傍で飛散する液滴による冷却効果のパラメータ依存性について検討した。今後もこれまでのパラメータ実験を拡張し、熱水力メカニズムの検証及びモデル開発・高度化のための実験を継続する。LSTF 実験については、引続き多重故障を想定した事故シナリオにおける AM 策の有効性を検討するための実験を、ECCS の注入条件等をパラメータとして実施する予定である。先行冷却実験では蒸気-水 1 成分系での実験により、液膜・液滴挙動の把握及び伝熱解析に基づいて先行冷却メカニズムを解明し、リウェット時の液膜先端近傍での熱伝達に関する半機構論的なモデルの構築を目指す。高圧実験では、モデル検証に必要なデータをより広いパラメータ範囲で取得する。3x3 バンドル試験体を用いた実験では、異なる形状のスぺーサを設置し、令和元年度と同等の実験を実施することでスぺーサ効果の検討に必要なデータを取得する。また、ATWS において予想される、出力、流量、圧力等が時間的に変動する状況を模擬した実験を単管及び 4x4 バンドル試験体を用いて実施し、過渡状態における沸騰遷移後熱伝達挙動について調査する。

大型格納容器実験ではベント実験や高温ガスを用いたヘリウム成層浸食実験において特徴的な挙動が見られた。この結果を踏まえて、より広範な条件において実験によりデータベースを拡張し、温度分布（過温破損）やガス濃度分布等の格納容器冷却に関するデータを蓄積し、現象予測に関する基礎データベースを構築する。ベント挙動については事故模擬実験を実施し、AM 策の検証に関わる実験も実施する。エアロゾル移行実験では、世界的に課題となっている計測の不確かさに留意しつつ、これまでに整備した実験装置と計測機器を活用して、二相流パラメータと除染係数を相関させた実験を継続するとともに、実験に基づいたモデルの構築と高度化を継続し、評価手法の整備を進める。

3.4.5 参考文献

- [1] G. F. Hewitt, ed., “Hemisphere handbook of heat exchanger design”, Hemisphere Publishing Corporation, 2.5.1. Forced Convection in Ducts, pp.5-7, (1990).
- [2] K. Fernández-Cosials, G. Jimenez, R. Bocanegra and C. Queral, “Study on hydrogen risk in a PWR-W containment during a SBO scenario; Tau parameter definition and application on venting strategy analysis”, Nucl. Eng. Des., Vol.325, pp.164-177, (2017).

- [3] E. Porcheron, P. Lemaitre and A. Nuboer, “Influence of sump on containment thermal hydraulics: synthesis of the TOSQAN Tests”, J. Nucl. Eng. Rad. Sci., Vol. 1, No.1, 041008, (2015).
- [4] P.C. Owczarski and K.W. Burk, “SPARC-90: A Code for Calculating Fission Product Capture in Suppression Pools”, NUREG/CR-5765, (1991).
- [5] A.T. Wassel, A.F. Mills and D.C. Bugby, “Analysis of radionuclide retention in water pool”, Nucl. Eng. Des., Vol. 90, No. 1, pp.87-104, (1985).
- [6] M. Calvo, S. Guentay and S.A. Ramsdale, “Development and validation of BUSCA code: a model to assess the aerosol and fission product retention in a water pool”, J. Aerosol Sci., Vol. 22, Suppl. 1, S765-S768, (1991).
- [7] 秋葉 美幸, 堀田 亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, 「粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.19, No.1, pp.1-15, (2020).
- [8] H.M. Sun, Y. Sibamoto, Y. Okagaki and T. Yonomoto, “Experimental Investigation of Decontamination Factor Dependence on Aerosol Concentration in Pool Scrubbing”, Sci. Technol. Nucl. Install., Vol.2019, Article 1743982, (2019).
- [9] D. Colombet, D. Legendre, A. Cockx and P. Guiraud, “Mass and heat transfer inside a spherical gas bubble at low to moderate Reynolds number”, Int. J. Heat Mass Transf., Vol. 67, pp.1096-1105, (2013).

3.5 材料劣化・構造健全性に関する研究

3.5.1 研究の全体像

材料・構造安全研究ディビジョンでは、安全上重要な機器の材料劣化や構造健全性評価の研究に加え、地震や飛翔体衝突等の外部事象に対する建屋・機器の健全性評価手法の研究開発を進めている。具体的には、Fig. 3.5-1 に示すように、微細組織分析技術や解析技術により材料劣化や健全性評価に係る基盤研究を行うとともに、その成果を踏まえて、原子炉压力容器や原子炉配管、原子炉建屋等を対象に、中性子照射脆化、応力腐食割れ等による構造材料の経年劣化や、設計基準事象を上回る大きな地震、飛翔体衝突等の外部事象を考慮した健全性評価手法の高度化に関する安全研究を行っている。

第3期中長期計画では、中性子照射材を用いて取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転状態から設計上の想定を超える事象までの確率論的手法等による健全性評価手法を高度化し、長期供用された原子炉機器の健全性を評価可能にしている。同計画に従い、Table 3.5-1 の年次展開に示すとおり、監視試験片を含む照射材を活用した原子炉压力容器鋼の照射脆化の評価手法に関する研究、中性子照射による材料劣化・高温水中の腐食環境・溶接部近傍に残存する引張応力が複合的に影響する照射誘起応力腐食割れに関する研究及び高温水の放射線分解とそれに起因する腐食環境の評価に関する研究を実施している。また、

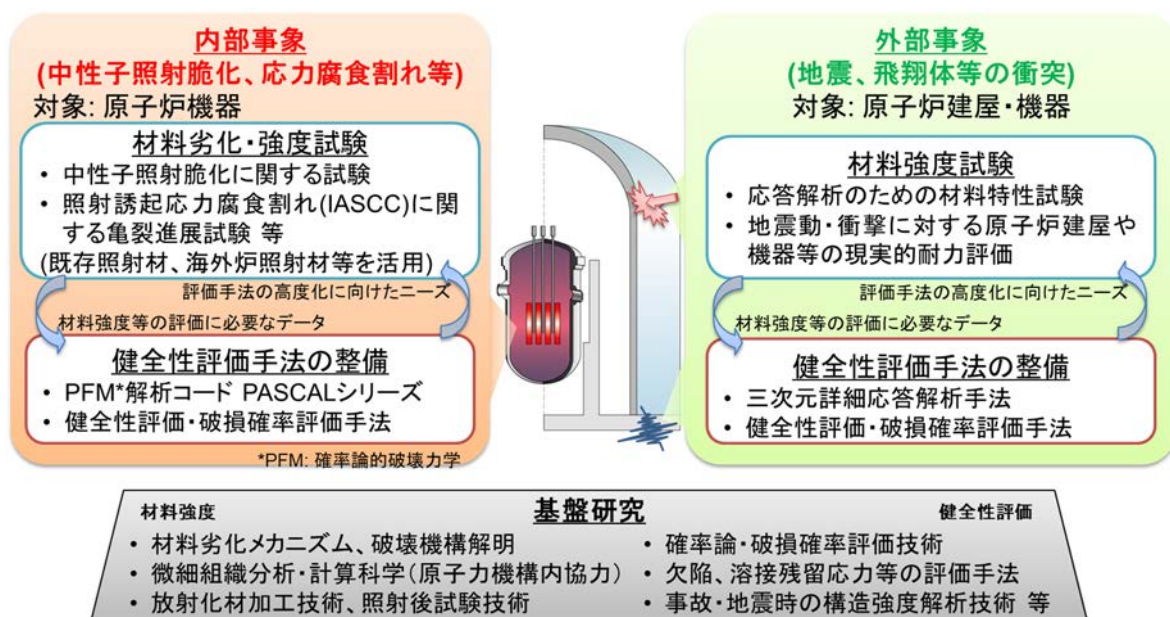


Fig. 3.5-1 材料・構造安全研究ディビジョンにおける研究概要

Table 3.5-1 年次展開

	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3
材料劣化・強度試験	照射材を用いた試験			監視試験片の活用	照射後試験に係る研究基盤の整備		
健全性評価手法の整備	PASCALシリーズにおける経年落下事象及び対象部位の拡充・標準要領の整備			設計上の想定を超える事象における破壊評価手法の整備	実用化検討・規格基準への反映		
地震時の健全性評価	配管耐震解析手法の詳細化			建屋・機器・配管耐震評価手法の詳細化	耐震評価手法の高度化・標準化		
	配管に係る損傷確率評価手法の整備			建屋・機器・配管に係る損傷確率評価手法の整備	損傷確率評価手法の高度化・標準化		
飛翔体等の衝突に係る健全性評価	機構施設を活用した地震観測システムの整備、地震応答データ取得、耐震評価手法の妥当性確認			建屋外壁に着目した斜め衝突等解析手法及び評価手法の整備	斜め衝突等解析評価手法の高度化		
				建屋内包機器に着目した解析手法及び評価手法の整備	飛翔体衝突試験データ、内包機器耐力試験データ等の取得、活用、手法の妥当性確認		

廃炉が決定された軽水炉から取り出される材料を活用した研究に対応できるよう、放射化材の加工技術や照射後試験技術の高度化等の研究基盤の整備も進めている。さらに、確率論的健全性評価手法を実用化するため、確率論的破壊力学（PFM）解析コード PASCAL シリーズの評価対象及び経年事象の拡充及び標準的解析要領の整備を進めるとともに、設計基準を上回る事象を考慮した破損評価に係る研究開発を進めている。加えて、新規制基準では地震等の外部事象評価の厳格化が求められていること、安全性向上評価に関する運用ガイドではリスク評価が明記されていることや飛翔体（竜巻飛来物、飛行機等）衝突に係る規制が新設されていることを踏まえ、原子炉建屋及び機器・配管の耐震安全評価手法の高度化に係る研究、飛翔体衝突に係る建屋及びこれに内包される機器に及ぼす影響評価手法に関する研究を進めている。これらの研究開発成果を踏まえ、耐震評価や飛翔体衝突による影響評価の標準化及び実用化を進めていく計画である。

3.5.2 主な成果

3.5.2.1 原子炉压力容器に対する健全性評価手法の高度化※

【背景】

国内軽水炉の長期運転に伴い、安全上最も重要な機器の1つである原子炉压力容器（RPV）の中性子照射による経年劣化（中性子照射脆化）や、加圧熱衝撃（PTS）事象等を考慮した構造健全性評価手法について、決定論的手法に基づく現行評価[1]の保守性の確認や、より合理的な評価を可能にする確率論的手法の実用化等が重要な課題となっている。

【目的・ねらい】

決定論的手法に基づく構造健全性評価に関し、RPVの中性子照射脆化や、PTS事象等において想定される負荷状態や亀裂形状等を考慮し、現行評価手法による破壊靱性遷移曲線の保守性を確認する。また、確率論的破壊力学（PFM）に基づく評価手法の実用化に向け、評価対象として沸騰水型軽水炉（BWR）のRPVを含めるため、PFM解析コード PASCAL4 及び標準的解析要領[2]を高度化する。

【実施内容・アプローチ】

RPVの実機規模の板厚を有する大型試験体等を用いた破壊試験及び有限要素解析（FEA）により、現行の決定論的構造健全性評価に用いられる破壊靱性遷移曲線の保守性を総合的に確認するとともに、確率論的構造健全性評価手法の実用化に向けて、PFM解析コード PASCAL4 及び標準的解析要領の評価対象を拡充する。

【成果】

現行の決定論的構造健全性評価について、小型試験片を用いて設定される破壊靱性遷移曲線の保守性を総合的に確認するため、試験片形状や亀裂形状、ステンレスオーバレイクラッド（クラッド）の有無等の条件の異なる破壊靱性試験及びFEAを実施し、亀裂先端の拘束の違いが破壊靱性試験の結果に及ぼす影響を評価した。例えば、現行規格に基づく構造健全性評価において想

※ 決定論的手法に基づく現行評価の保守性を確認した成果は、原子力規制庁からの受託事業「平成30年度、平成31年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉照射材料健全性評価研究）事業」で得られた成果である。

定されるクラッド下半楕円亀裂を付与した実機規模の板厚を有する大型試験体に対し、PTS 事象時に想定される熱過渡や 2 軸曲げ荷重を負荷する破壊試験を実施し、破壊時の応力拡大係数が破壊靱性遷移曲線を上回ることを実験的に示した (Fig. 3.5-2)。

PFM に基づく構造健全性評価手法の実用化に向けて、加圧水型軽水炉 (PWR) の RPV の破損確率及び破損頻度を評価する PFM 解析コードとして整備してきた PASCAL4 において、BWR の RPV を対象とした PFM 評価を可能にするため、外表面側の亀裂に対する評価機能、入力データ等を整備した。また、PFM 評価に関する技術的根拠等を取りまとめた標準的解析要領の対象部位を拡充した。さらに、国内産学の 9 機関で構成されるワーキンググループで PASCAL4 に対する検証を進めた。この検証に係る研究活動の成果[3]が 2019 年の日本機械学会動力エネルギーシステム部門の優秀講演賞を受賞した。加えて、高度化した PASCAL4 を用いて、国内 BWR のモデル RPV 炉心領域を対象とした非破壊検査の影響評価等の活用事例を整備し、PFM 評価手法の有用性を示した。

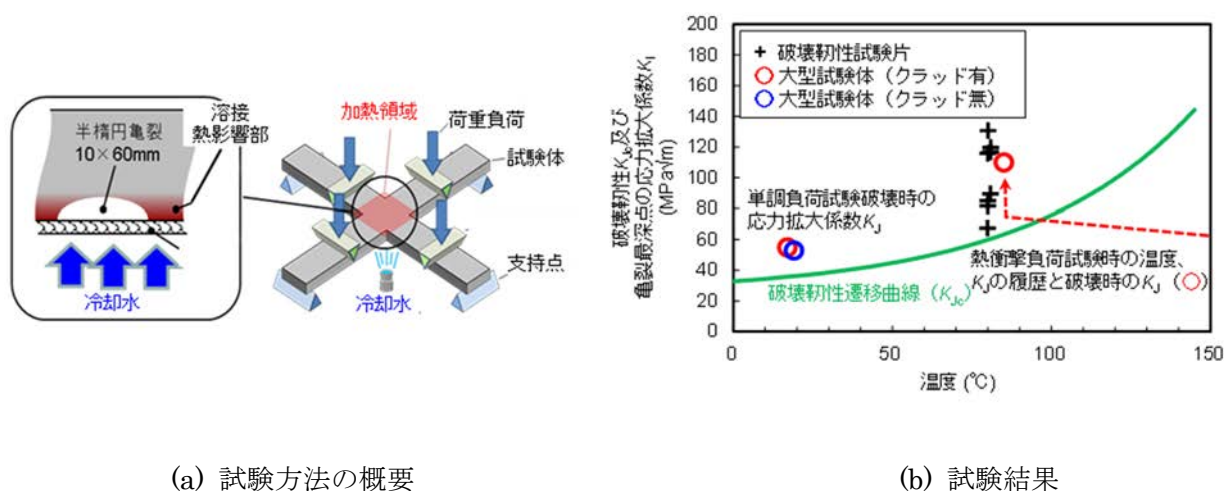


Fig. 3.5-2 大型 2 軸曲げ破壊試験

【成果の活用先】

本研究成果の一部は原子力規制委員会の学協会規格に対する技術評価及び高経年化技術評価等の規制活動に必要な技術的知見として活用可能である。

3.5.2.2 RPV 鋼の粒界脆化に関する分析※

【背景】

RPV 鋼の照射脆化は、結晶粒内における溶質原子クラスタ等起因する硬化型脆化と、粒界への不純物元素の偏析による非硬化型脆化に大別される。現行の国内脆化予測法[4],[5]では既往知見に基づき非硬化型脆化は考慮されていないが、その知見は主に試験炉での加速照射に基づいている。実機における非硬化型脆化顕在化の可能性を評価するには、実機条件で長時間照射された材料の粒界偏析データの取得が必要である。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 29 年度、平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉照射材料健全性評価研究）事業」で得られた成果を含む。

【目的・ねらい】

実機で高照射量領域まで照射された RPV 鋼に対して、粒界脆化の主な要因とされるリン (P) の粒界への偏析量を分析し、粒界脆化が顕在化する可能性を評価する。

【実施内容・アプローチ】

国内 PWR で高照射量まで照射された材料 (PWR 照射材) 及び試験炉照射材を対象に、オージェ電子分光分析により粒界の P 偏析量を測定し、既往研究において粒界脆化が示唆されている試験炉照射材の P 偏析量と比較することにより、実機において照射誘起偏析に起因する粒界脆化が顕在化する可能性を評価する。

【成果】

PWR または試験炉で照射された P 含有量 0.007wt.% の RPV 鋼に対する、P 偏析量の照射量依存性を Fig. 3.5-3 に示す。PWR 照射材、試験炉照射材ともに P 偏析量は $3.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 程度の照射量で飽和しており、高照射量領域での増加は見られなかった。ここで、試験炉照射材に比べて、PWR 照射材で P 偏析量が高い傾向が見られたが、個々の粒界面における偏析量のばらつきを考慮すると、その差は極めて小さい。同様に、P 含有量 0.012wt.% 以下の PWR 照射材について P 偏析量の分析を行い、既往の試験炉照射材のデータとの比較を行った。その結果、PWR 照射材における P 偏析量は既往研究[6]において粒界脆化が示唆された材料のそれより小さく、国内 RPV 鋼の標準的な P 含有量の範囲では粒界脆化が顕在化する可能性が低いことを確認した。

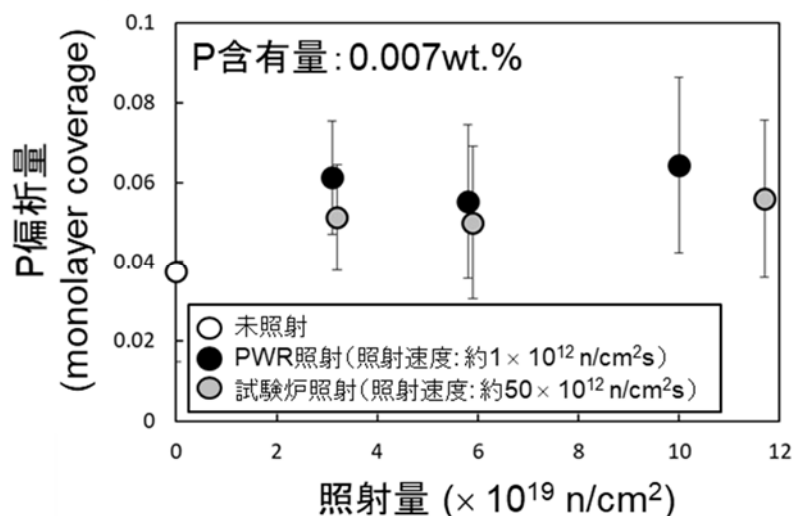


Fig. 3.5-3 PWR または試験炉で照射された RPV 鋼 (P 含有量 : 0.007wt.%) の粒界 P 偏析量の照射量依存性

【成果の活用先】

本成果は、国内 RPV 鋼の脆化予測法に関する学協会規格の技術評価に資する技術的知見として活用可能である。

3.5.2.3 鉄分を含む水溶液のラジオリシス影響の評価

【背景】

1F 建屋内は高い放射線環境下にある。廃炉作業における安全な作業空間の確保や放射性物質の漏洩防止のためには、ラジオリシス影響を考慮したうえで水素爆発等の原因となる水素の発生量や構造物の破損をもたらす可能性のある腐食の進行を予測し、必要に応じて対策をとることが重要である。建屋内滞留水には、大気中からの流入する成分や材料から溶出する成分等、様々な化学物質が含まれると考えられ、ラジオリシス影響評価においてはこれらの化学物質の影響を考慮することが不可欠である。中でも材料由来の鉄は、長期的な腐食の進行により溶液中に存在する可能性があり、OH⁻ラジカル等の水分解ラジカルとの高い反応性を有することが知られていることから、重要な化学物質である。しかし、鉄のラジオリシス影響を評価した研究は少なく、水素や酸化剤（酸素、過酸化水素）の生成に及ぼす鉄の影響についてはほとんど調べられていない。

【目的・ねらい】

鉄の存在下での水溶液のラジオリシス計算を行い、長期に亘る廃炉作業における水素発生や構造物の腐食に対する予測性の向上に資する知見を取得する。

【実施内容・アプローチ】

鉄イオン (Fe²⁺) を含む水溶液のラジオリシス計算コードを整備する。また、滞留水環境で想定される範囲の濃度、pH 条件でラジオリシス計算を実施し、照射下での水素や酸化剤（酸素、過酸化水素）の生成量を予測する。

【成果】

ガンマ線照射環境下における硫酸鉄 (FeSO₄) 水溶液を想定し、水素、酸素、過酸化水素それぞれの発生量をラジオリシス計算により求めた。初期 pH が 7 の水溶液について、室温で 100 Gy/h のガンマ線が 10 kGy 照射された場合の各生成物濃度に対する鉄イオン (Fe²⁺) 濃度依存性を Fig. 3.5-4 に示す。水素発生量は Fe²⁺濃度が 1×10^{-3} mol/l 以上で急激に増加すること、酸素及び過酸化水素発生量は約 1×10^{-4} mol/l の Fe²⁺濃度で極大値を示し、より高濃度では減少することが分かった。このことから、水素発生の観点では適切な鉄分濃度管理を行う必要があることが分かった。一方、Fe²⁺は酸素や過酸化水素の発生促進と抑制の両方に寄与し、Fe²⁺濃度の増加が照射環境下における腐食に与える影響は限定的であると考えられる。

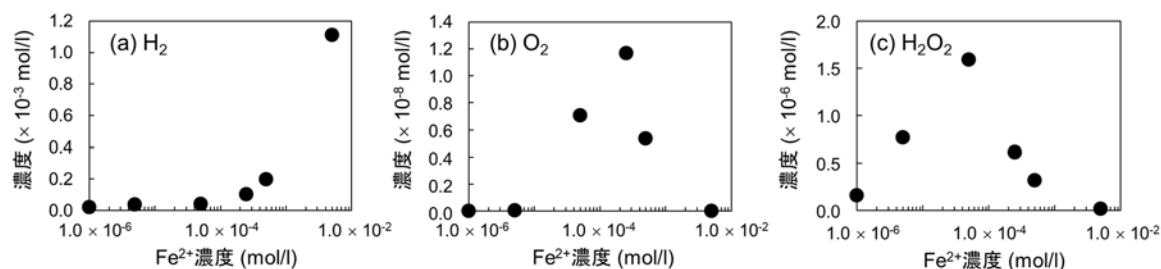


Fig. 3.5-4 FeSO₄ 水溶液のラジオリシス計算により見積もられた
10 kGy 照射後の水分解生成物濃度（線量率：100 Gy/h）

【成果の活用先】

本成果は、1F 各号機の機器の腐食量予測等、長期に亘る廃炉作業の安全確保に必要な知見として活用されることが期待される。本研究の成果は日本原子力学会水化学部会賞（奨励賞）を受賞した。

3.5.2.4 建屋・配管等に対する耐震評価手法の高度化※

【背景】

新規制基準では地震等の外部事象評価の厳格化が求められるとともに安全性向上評価に関する運用ガイドでは評価方法として確率論的リスク評価が挙げられている。地震を起因とした確率論的リスク評価（地震 PRA）においては、建屋や配管等の応答や損傷確率（脆弱性）のより現実的な評価が重要な課題となっている。

【目的・ねらい】

耐震安全上重要な建屋や配管等を対象に、現実的応答解析手法や脆弱性評価手法等を整備するとともに、地震観測記録による解析手法の妥当性確認に向けた観測システムの整備を行う。

【実施内容・アプローチ】

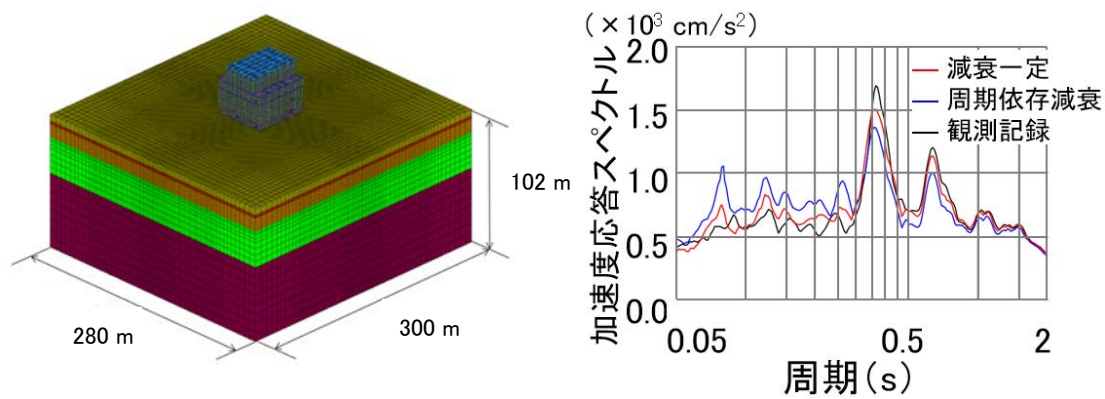
3 次元詳細モデルを用いた建屋地震応答解析手法の標準化を図るとともに、建屋や配管等の脆弱性評価手法の高度化に関する検討を行う。また、機構施設である高温工学試験研究炉（HTTR）を対象に多数の地震計を設置し、自然地震と人工波の両方を観測可能な大規模地震観測システムを整備する。

【成果】

これまでに整備した地震応答解析のための建屋 3 次元詳細モデル（Fig. 3.5-5(a)）を用いて、2007（平成 19）年新潟県中越沖地震の再現解析を実施し、建屋地下外壁と側面地盤間の剥離・滑りや建屋の減衰等の重要な影響因子が建屋応答に与える影響について検討した（Fig. 3.5-5(b)）。得られた結果等を踏まえ、地震応答解析を実施する際に留意すべき事項をまとめ、国内初の建屋 3 次元詳細モデルに関する標準的解析要領案を整備した。また、設計を超える地震動を入力として建屋 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析を実施し、建屋の脆弱性を評価した（Fig. 3.5-6）。局部応答や詳細な損傷過程を考慮可能な建屋 3 次元詳細モデルを用いることで、従来よりも損傷確率が低減する可能性を確認した。さらに、建屋 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果より、配管系の亀裂が存在し得る部位に働く地震応答応力を求め、亀裂の存在を考慮した配管の脆弱性評価事例とともに、経年配管を対象とした脆弱性評価要領を整備した。

原子力施設の地震応答を詳細に観測し、建屋 3 次元詳細モデルの妥当性を確認するため、原子力規制庁との共同研究の一環として、機構施設である HTTR を対象に地盤や建屋の床及び壁に多数の地震計を設置し、常設の地震計とモバイル型地震計を組合せて、受動的な自然地震と能動的な人工波の両方を観測可能な大規模地震観測システムを世界で初めて整備した（Fig. 3.5-7）。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化）事業」及び平成 31 年度より開始された原子力規制委員会原子力規制庁との共同研究「原子力施設耐震評価用モデルの妥当性確認に関する研究」で得られた成果である。



(a) 建屋 3 次元詳細モデルの例

(b) 地震観測記録の再現解析の例

Fig. 3.5-5 建屋 3 次元詳細モデルと再現解析事例

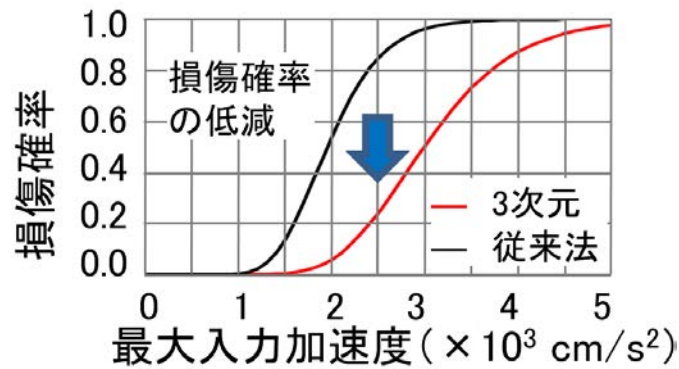


Fig. 3.5-6 建屋の fragility 評価事例

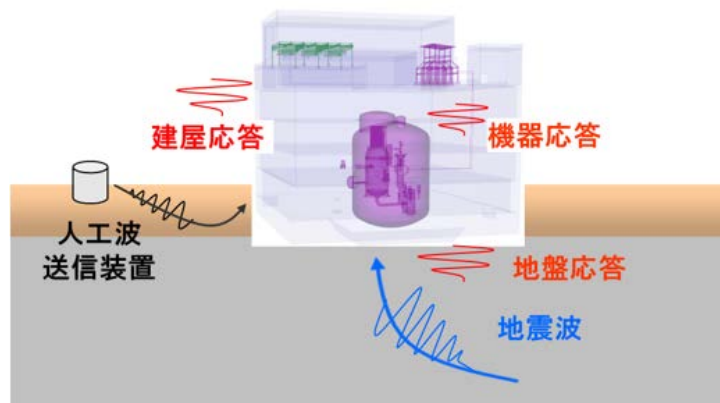


Fig. 3.5-7 大規模地震観測システムの概要

【成果の活用先】

建屋 3 次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法や fragility 評価手法等の高度化に係る本研究の成果は、耐震安全性評価に係る技術的知見として活用可能である。また、大規模地震観測システムの整備は、原子力施設を対象に自然地震と人工波を組み合わせで多点での観測を行う点で前例のない試みであり、プレス発表を実施した。

3.5.2.5 飛翔体衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価手法の高度化

【背景】

新規制基準において、飛翔体（竜巻飛来物や飛行機等）衝突に係る規制が新設されたため、飛翔体衝突による建屋や建屋内包機器等への影響を評価する手法の整備は重要な課題となっている。

【目的・ねらい】

飛翔体衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価に資する評価手法の高度化を図る。

【実施内容・アプローチ】

建屋を対象とした飛翔体衝突による建屋外壁の局部損傷評価に係わる試験データを取得するとともに、建屋の局部損傷及び建屋内包機器への影響評価に係る手法の整備を行う。

【成果】

飛翔体衝突による建屋外壁への影響評価に関して、現実的な柔飛翔体及び斜め衝突条件における飛翔体衝突試験（Fig. 3.5-8）を実施した。鉄筋コンクリート（RC）試験体の裏面側の損傷については、斜め衝突の方が垂直衝突よりも損傷が大きく低減することを確認した。一方、表面側の損傷については、保守的と考えられていた垂直衝突よりも斜め衝突における貫入深さが深くなることを確認した。この傾向は、柔飛翔体を用いた試験のほうが顕著であった。また、OECD/NEA 国際プロジェクト IRIS への参加を通じて、飛翔体衝突時の RC 構造物及び建屋内包機器への影響評価に係る試験データを取得し、解析結果との比較により、建屋の局部損傷及び建屋内包機器への影響評価に係る評価手法の妥当性を確認した（Fig. 3.5-9）。

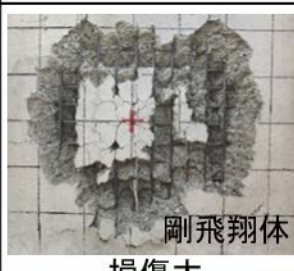
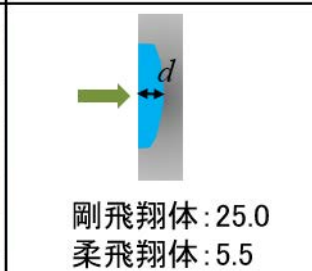
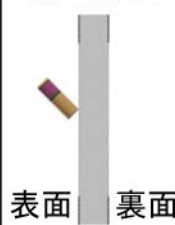
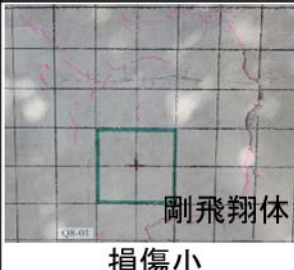
	裏面：損傷状況	表面：貫入深さ d (mm)
垂直衝突  表面 裏面	 剛飛翔体 損傷大	 剛飛翔体：25.0 柔飛翔体：5.5
斜め衝突  表面 裏面	 剛飛翔体 損傷小	 剛飛翔体：37.0 柔飛翔体：24.0

Fig. 3.5-8 衝突試験結果の例

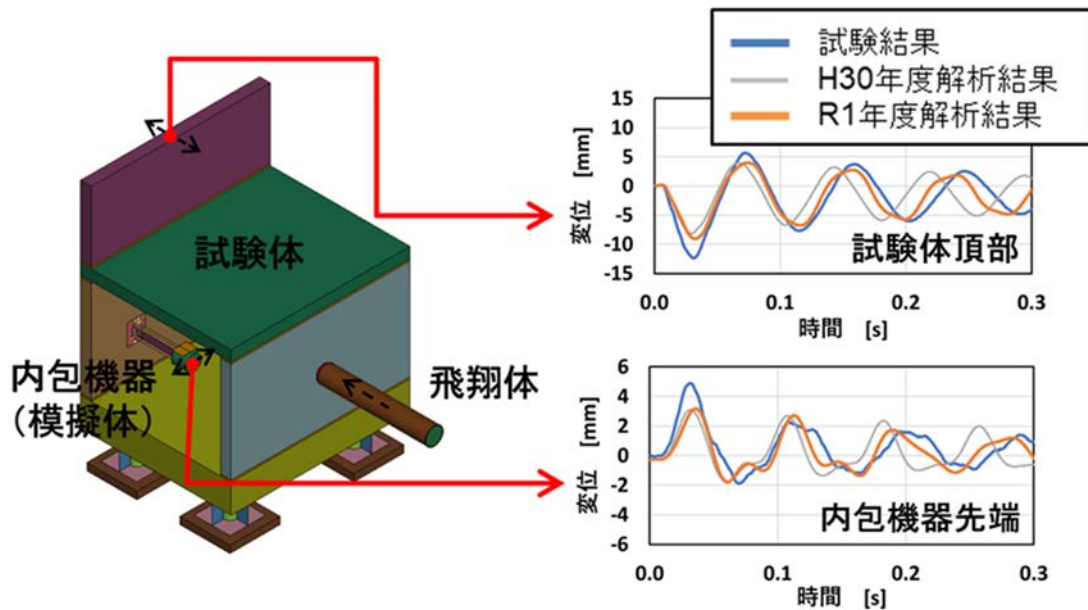


Fig. 3.5-9 既往衝突試験結果と解析結果の比較例

【成果の活用先】

建屋の局部損傷に係る現実的な衝突条件における試験データや、建屋局部損傷及び建屋内包機器への影響に係る評価手法等は、飛翔体衝突による原子力施設への影響評価に資する技術知見として活用可能である。本研究成果の一部は OECD/NEA IRIS プロジェクトの成果報告書に反映される見通しである。

3.5.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ Y. Ha, H. Takamizawa, J. Katsuyama, S. Hanawa and Y. Nishiyama, “Ion-induced irradiation hardening of the weld heat-affected zone in low alloy steel”, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., B, Vol.461, pp. 276-282, (2019).
- ・ A. Nishida, Z. Kang, M. Nagai, H. Tsubota and Y. Li, “Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Soft Missile”, Nucl. Eng. Des., Vol.350, pp.116-127, (2019).

など、雑誌論文 23 件、国際会議報告 14 件、口頭発表 35 件、受託報告書 2 件。

- ・ 表彰：日本機械学会動力エネルギーシステム部門の「優秀講演表彰」を含めて 4 件の受賞

【規制支援活動】

- ・ 原子力規制委員会「原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム」に職員 2 名を構成員として派遣し、微小試験片を用いた破壊靱性評価等に係る知見を提供した。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- ・ OECD/NEA WGIAGE 活動:①飛翔体衝突に係るベンチマーク解析プロジェクト IRIS3、②シビアアクシデント時の機器の損傷挙動に係るベンチマーク解析プロジェクト COSSAL、③X-FEM を用いた応力拡大係数計算に係るベンチマーク解析プロジェクト XFEM CAPS、④漏えい量評価等に係るベンチマーク解析プロジェクトに参加し、解析結果を提供した。
- ・ 米国 NRC と PFM 解析コードのベンチマーク解析：NRC と協力し、NRC の解析コード xLPR と原子力機構の解析コード PASCAL-SP とのベンチマーク解析を実施し、解析コードの検証を進めた。

【学会活動への貢献】

- ・ 日本電気協会 「原子炉構造材の監視試験方法」の改定に関する検討
- ・ 日本地震工学会「原子力発電所の地震安全の基本原則」の作成への貢献
- ・ 米国機械学会規格「ASME B&PV Code Section XI」の改定への貢献
- ・ その他、日本機械学会、日本建築学会、日本原子力学会の規格等の作成

3.5.4 まとめと今後の展開

- ・ RPV の決定論的構造健全性評価に関して、クラッドや 2 軸荷重等の影響を調べるため、実機規模の板厚を有する大型試験体を用いた総合的な破壊評価試験を行い、現行の学協会規格で定められる破壊靱性遷移曲線が保守的であることを確認した。また、確率論的構造健全性評価に関して、評価対象として BWR の RPV を含めるため、PFM 解析コード PASCAL4 の機能向上及び破損頻度評価に関する技術的根拠等を取りまとめた世界初の標準的解析要領の更新を実施するとともに、非破壊検査の影響評価等の活用事例の整備を通じて、PFM 解析手法の有用性を示した。今後、大型試験体に対する破壊試験データの拡充や監視試験片に対する機械試験等の準備を進めるとともに、PFM 解析の対象部位のさらなる拡充や整備した PFM 解析コードの検証等を通じて、PFM の実用化を図る。
- ・ 国内 PWR 型軽水炉及び試験炉で高照射量領域まで照射された RPV 鋼の粒界 P 偏析量を分析し、粒界脆化が顕在化する可能性は低いことを確認した。今後は、3 次元アトムプローブや透過型電子顕微鏡等により、硬化型脆化の要因とされる溶質原子クラスターや転位ループ等その他の照射欠陥に着目した微細組織分析を進め、照射脆化メカニズムの解明や脆化予測精度向上に資する知見の拡充を目指す。
- ・ 1F 滞留水環境を想定したラジオリシス影響について明らかにするため、 Fe^{2+} を含む水溶液からの水分解生成物の発生量をラジオリシス計算により評価した。 Fe^{2+} 濃度の増加は酸素と過酸化水素の発生促進と抑制の両方に寄与し、照射下腐食に与える Fe^{2+} の影響は限定的であると考えられた。今後、様々な滞留水環境を想定したラジオリシス影響の評価に資するため、鉄分以外の不純物の影響についても確認を進める。
- ・ 3 次元詳細モデルを用いた原子炉建屋の地震応答解析手法の標準化に向けて、重要な影響因子の影響度評価及び地震観測記録の再現解析を通して得られた知見を踏まえ、国内初の標準的解析要領案を整備した。また、HTTR を対象に、地震計の設置位置、数及び種類を大幅に増やすとともに、自然地震観測と人工波観測を組合せた世界初の大規模観測システムを原子

力規制庁との共同研究の一環として整備した。今後は、建屋の現実的応答解析のための標準的解析要領の適用性を確認するとともに、大規模観測システムを活用した地震観測を行い、観測記録の分析や耐震評価手法の妥当性確認を進める。

- ・ 飛翔体衝突による建屋外壁への影響評価に関して、より現実的な衝突条件である斜め衝突等の試験を実施し、現実的な局部損傷評価に資する貴重なデータを取得した。また、国際ベンチマークプロジェクトへの参加を通じて取得した衝突試験データとの比較により、整備した衝突影響評価手法の妥当性を確認した。今後は、建屋を対象とした飛翔体衝突による損傷評価手法、建屋内包機器に及ぼす影響評価手法の整備を図るとともに、飛翔体衝突に関する試験的研究及び試験結果を踏まえた評価手法の妥当性確認を進める。

3.5.5 参考文献

- [1] 日本電気協会, 「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」, JEAC 4206-2007, (2007).
- [2] 勝山仁哉, 小坂部和也, 宇野隼平, 李銀生, 「原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領(受託研究)」, JAEA-Research 2016-022, 40p, (2017).
- [3] K. Lu, J. Katsuyama, Y. Li, Y. Miyamoto, T. Hirota, Y. Itabashi, M. Nagai, M. Suzuki and Y. Kanto, “Verification of a Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL4 for Reactor Pressure Vessels”, Proceedings of 27th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE27-2320, (2019).
- [4] 日本電気協会, 「原子炉構造材の監視試験方法」, JEAC 4201-2007, (2007).
- [5] 日本電気協会, 「原子炉構造材の監視試験方法」, JEAC 4201-2007 [2013 年追補], (2013).
- [6] Y. Nishiyama, M. Yamaguchi, K. Onizawa, A. Iwase and H. Matsuzawa., “Irradiation-Induced Grain-Boundary Solute Segregation and Its Effect on Ductile-to-Brittle Transition Temperature in Reactor Pressure Vessel Steels”, J. ASTM Int., Vol.6, No.7, JAI101959, (2009).

3.6 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

3.6.1 研究の全体像

1F 事故を踏まえ、核燃料サイクル施設に対しても重大事故の概念が導入された。核燃料サイクル施設の安全性に関する研究では、主に同施設の重大事故時の安全性評価を行う上で必要となる基礎的なデータの取得と現象のモデル化を進めている。Table 3.6-1 に年次計画を示す。

再処理施設における重大事故のうち、使用済燃料から分離された液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合に発生する蒸発乾固事故（以下、「蒸発乾固事故」という。）に着目し、事象進展の評価に必要な知見の取得・整備を継続した。

同じく再処理施設における重大事故として挙げられているセル内有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め評価手法の整備の一環として、再処理施設において使用される有機溶媒（リン酸トリブチル（TBP）とドデカン混合溶媒）の燃焼に伴い放出される煤煙等の目詰まりに起因する高性能粒子（HEPA）フィルタの差圧上昇挙動メカニズムの解明のための研究を進めた。

燃料加工施設における重大事故として核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失が挙げられている。MOX 燃料加工施設においては飛散性の高い粉末状の放射性物質は閉じ込め性を担保するためにグローブボックス（GB）の内部で取り扱われる。そこで、GB 火災に伴う放射性物質の閉じ込め機能の喪失に係る事象進展評価データの取得を継続した。

臨界事故に関する解析では、臨界事故のうち沸騰に至るまでの温度上昇に関して、繰り返して生じる出力バーストを考慮した解析手法を開発した。また、臨界事故防止への活用に向けた新たな未臨界度評価手法の開発を進め、その基礎となる準定常状態における出力とその時間微分の関係である変数の間の線形性を新たに導出するとともに、実験データを用いた手法の検証を開始した。

さらに、六ヶ所再処理施設に採用されているジルコニウム、タンタル（Ta）及びステンレス鋼で構成される異材接合継手に着目し、アルカリ水溶液を用いた除染作業時の耐食性及び機械的特性低下に係わるデータ（表面皮膜生成挙動、腐食速度、水素吸収量等）を取得するとともに、これらに対するアルカリ/酸交互浸漬、熱時効条件等の影響を明らかにした。

Table 3.6-1 年次計画

年度	H27	H28	H29	H30	H31/R1	R2	R3
重大事故研究		溶媒火災					
		— (蒸発乾固事故)Ru 放出・移行挙動把握、影響緩和策の有効性評価				事象進展評価モデル	
		— (臨界事故)核的動特性評価手法整備、放射性物質・放射線分解ガス放出評価				解析コード整備	
商用再処理経年変化研究		腐食評価式検討					
		環境割れ評価	— アルカリ洗浄に伴う異材接合継手水素脆化割れ発生評価				

3.6.2 主な成果

3.6.2.1 蒸発乾固事故研究※

【背景】

再処理施設では、比較的不安定と考えられる溶液状の放射性物質の大半は、高レベル濃縮廃液

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業」における研究成果の一部である。

(以下、「廃液」という。)として高レベル濃縮廃液貯槽に存在している[1]。貯槽の冷却機能が喪失すると、放射性物質の崩壊熱によって廃液の温度が上昇し、有効な対策を講ずることができなかった場合には、蒸発、沸騰及び乾固が引き起こされ、放射性物質が放出される恐れがある。事故時の影響評価及び事故対策の有効性評価を行う上で必要な知見を取得し整理することが重要な課題となっている。

【目的・ねらい】

廃液中のルテニウム (Ru) 化学種は、蒸発乾固の過程で、四酸化ルテニウム (RuO_4) に酸化されガスとして気相中へ放出される。廃液は乾固すると沸騰段階と比較して大量の Ru の放出が生じると報告されている[2][3]。このことから事故時の影響緩和の方法の一つとして RuO_4 が大量に放出される前に外部より廃液へ注水し冷却する対策が考慮されている[4]。沸騰段階での注水による冷却ができなかった場合には、廃液は乾固段階に進展することになるが、事故を終息させ大量の RuO_4 の放出を抑制するためには、乾固物に注水し乾固物を冷却することが有効である可能性がある。しかしながらこの場合は、注いだ水が高温の乾固物と直接接触することで急激に蒸発し、この蒸気をドライビングフォースとして Ru やそれ以外の放射性物質が貯槽外へ移行することも予想される。乾固物へ注水した際の放射性物質の移行挙動を考える場合、乾固物の温度及びその温度における各元素の化学形が重要であると考えられる。そこで今年度は、注水速度等をパラメータとして、高温状態まで加熱した乾固物に注水した際の各元素の移行挙動を把握することにした。

【実施内容・アプローチ】

再処理施設の高レベル濃縮廃液[5]を参考に調製した模擬廃液を使用した。装置概要図を Fig. 3.6-1 に示す。装置は注水装置、電気炉及び凝縮器等の回収系で構成されている。電気炉内に内径 84 mm の SUS304 製試料容器を設置し、試料容器に模擬廃液試料を入れ、電気炉内の加熱ヒーターで試料容器を側面から加熱した。加熱開始から注水直前まで、注水中の前半、後半のそれぞれの領域で乾固物から放出された各元素を捕集し放出割合 (=全放出量/乾固物中の初期量) を評価した。試験では、注水開始時試料温度 (～600℃) や注水速度 (6.0 mL/min、25 mL/min 及び 100 mL/min、ただし、注水量はすべての場合で 1L) をパラメータとした。

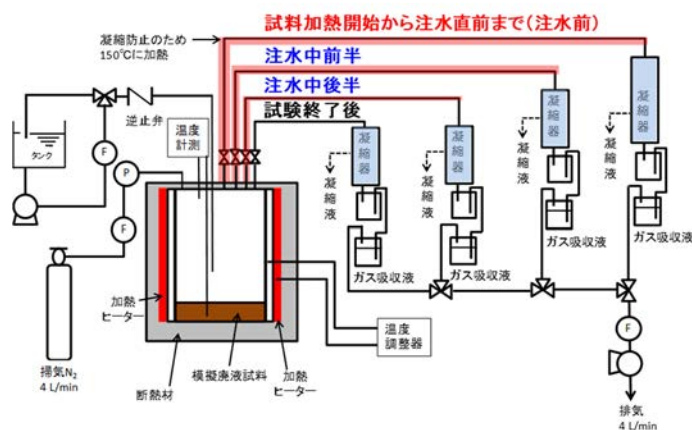


Fig. 3.6-1 注水試験時の試験装置概要図

試験試料から発生した Ru 等元素が同伴するガスは、蒸気凝縮を防止するために 150℃に加熱した配管を経由して 5℃に冷却した凝縮器に送った。凝縮器で回収されなかったガスをガス吸収液（1 mol/L NaOH 水溶液）で回収した。乾固物が目標温度に到達すると同時に注水中前半用の配管系統に切り替え、予め設定した注水速度で注水を開始した。注水量 100 mL と同時に注水中後半用の配管系統へ切り替えた後、注水量 1L で配管系統を試験終了後系統に切り替え、注水を停止した。試験後の配管内壁への沈着量、凝縮液及びガス吸収液での回収量を ICP-MS により定量した。

【成果】

乾固物中の模擬 FP 元素のうち、Cs の注水中移行割合は、注水開始時乾固物温度の上昇に伴い増加する傾向が見られ、乾固物を 600℃まで加熱した場合に最大で約 8.0×10^{-2} まで増加した。注水前の移行割合は約 10^{-4} であったことから、Cs は注水によって移行割合が急激に増加したことになる。これは、注水した水が乾固物中に存在している Cs 化合物を溶解し、Cs を含む水溶液が沸騰し飛沫同伴が起こり、飛沫として Cs が気相へ移行したと考えられる。

一方 Ru の放出割合は、400℃～600℃で概ね 10^{-5} オーダーとなった。乾固物中の Ru は約 300℃までに熱分解を終え水に不溶の RuO_2 へ変化しているため[2]、飛沫同伴による移行は Cs に比べて起きにくかったものと考えられる。なお、300℃以下の温度領域での Ru の移行割合は、上述の Cs の移行割合とほぼ同じオーダーとなることが報告されている[2]。

この他、Nd は 400℃～600℃で概ね Ru と同様の挙動を示し、 10^{-5} オーダーとなった。硝酸ネオジムの熱分解は 400℃前後で起こり、水に難溶のオキシ硝酸塩を経て酸化物となることが知られている[6]。このため、Ru と同様の傾向を示したものと考えられる。また、Ba の注水中移行割合は、400℃まで Cs と同様の傾向を示したものの、500℃及び 600℃では温度上昇に伴い Cs よりも低下した。これは、400℃～600℃の温度範囲で乾固物中の $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ が熱分解し、水に不溶の化合物を形成する反応が進行した可能性が考えられる。

このように高温の乾固物表面に注水する場合、水への溶解及びその溶解液の沸騰に伴う飛沫同伴により乾固物中に存在する模擬放射性物質の気相への移行が引き起こされる可能性があることがわかった。ただし、実際の乾固物は厚みがあるため、このような注水の効果は、乾固物表面近傍での限定的な体積範囲に対して有効である可能性がある。この範囲を定義するためには、乾固物内部への水の浸透性や内部に浸透した水の挙動などを把握する必要があるが、影響を受ける深さ方向の距離も含め、現時点では不明である。したがって、本研究で得られた移行割合を実廃液乾固物全体に存在する元素量に対して適用して気相への移行量を評価する場合には、保守的な結果を与える可能性がある点に注意が必要である。

【成果の活用先】

蒸発乾固事故時の事故終息対策の有効性評価へ活用が期待される。

3.6.2.2 有機溶媒火災研究※

【背景】

再処理施設では、使用済核燃料から再利用可能な元素を回収するために有機溶媒（リン酸トリブチル（TBP）とドデカンの混合溶媒）を用いている。したがってこれを燃焼物とする火災が生じる可能性がある。核燃料サイクル施設における火災時の影響評価を行う場合、重要な設備としては、換気系に設置されている HEPA フィルタが挙げられる。HEPA フィルタは、平常時及び事故時に放出される粒子状の放射性物質を捕集し施設内に閉じ込めるための設備である。特に、火災時には大量の煤煙等の粒子が放出されるため、HEPA フィルタの目詰まりによる差圧上昇と、さらにその差圧が耐圧限界を超えた場合に破損が引き起こされる可能性があり、放射性物質の施設外への放出量が増大を引き起こす恐れがある。そのため、火災時の環境への影響を把握し施設の安全性を確認するためには、HEPA フィルタの健全性評価が極めて重要となる。

【目的・ねらい】

これまで、様々な可燃性物質燃焼時の HEPA フィルタの目詰まり挙動データを取得してきた。その結果、混合溶媒の燃焼時には、鎮火直前の燃焼終盤において HEPA フィルタの差圧の急激な上昇が生じることを見出した[7]。これは、HEPA フィルタが破損するまでの時間が従来の評価よりも短縮される可能性を示唆するものであり影響評価上重要な知見である。そこで、この現象が引き起こされるメカニズムを解明し、HEPA フィルタによる閉じ込め機能が劣化あるいは喪失するまでの事象進展評価モデルを構築することを目的として研究を進めている。

【実施内容・アプローチ】

混合溶媒の燃焼終盤において観察されるこの急激な差圧上昇が生じるメカニズムについて検討した[7]。試験装置（FSEA）の概要を Fig. 3.6-2 に示す。FSEA は、燃焼セル、配管系、計測系、煤煙サンプリング系、燃焼ガス分析装置、フィルタユニット等から構成されている。燃焼セル本体は SUS 製の箱状とし、内部が観察可能な筒状石英ガラス（約 30 cm φ×70 cmH）が設置されている。燃焼物から放出された煤煙等の粒子は、HEPA フィルタ上流部サンプリング孔より等速条件で、フィルタフォルダへ吸引し設置したガラス繊維フィルタで捕集した。フィルタユニットには HEPA フィルタ 1 個（日本ケンブリッジフィルタ製 アブソリュートフィルタ 1EA-200200B-JLL）を設置した。これは、原子力施設において実際に用いられている多風量仕様のものである。精密デジタル圧力計を用いて HEPA フィルタ差圧を測定した。

TBP はドデカンよりも燃焼性が低いため、混合溶媒が燃焼する場合には、燃焼性の高いドデカンの燃焼が進行し、混合溶媒中では TBP の濃縮が進むことが予想される。そこで、混合溶媒の燃焼終盤における HEPA フィルタの差圧の急激な上昇とこの燃焼物組成の変化の関係を検討するために、燃焼物として TBP 量は 30 mL で一定としたうえでドデカン量を変化させることで、TBP とドデカンの比を変えた混合溶媒（ドデカン：30 mL、50 mL、70 mL）を調整し燃焼させ、HEPA フィルタの差圧変化を測定した。また、煤煙・油滴の発生量、混合溶媒の重量減少量、燃焼にもなう溶媒組成の変化を調べた。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設における火災事故時影響評価試験）事業」における研究成果の一部を取りまとめたものである。

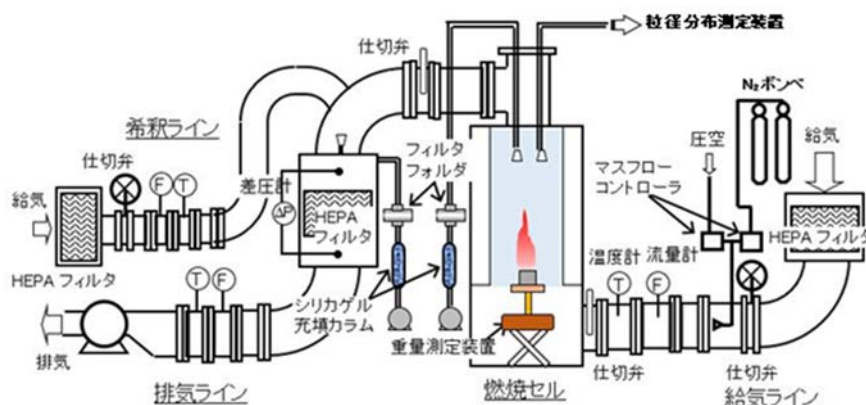


Fig. 3.6-2 燃焼試験装置（FSEA）の試験装置概要図

【成果】

HEPA フィルタの差圧変化を Fig. 3.6-3 に示す。いずれの混合溶媒においても差圧は燃焼序盤に緩やかに上昇した後、燃焼終盤に急激に上昇した。Fig. 3.6-3 では溶媒中に含まれるドデカンが少ないほうが、早い燃焼段階から差圧の急激上昇が生じており、この急激な上昇に転ずるタイミングは混合溶媒の重量変化から予想されるドデカンが焼失する段階とほぼ一致した。また、このタイミングは、油滴の発生量が増大する点ともほぼ一致することがわかった。上述のように TBP は比較的燃えにくいため、燃焼終盤では、TBP を含む未燃の油滴が放出されることが予想される。この油滴がフィルタを閉塞させることで燃焼終盤に差圧が急激に上昇するという可能性が示唆される結果となった。

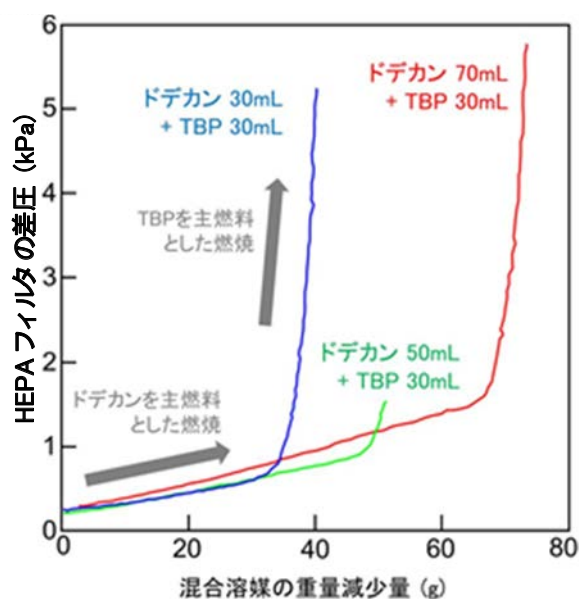


Fig. 3.6-3 試験で測定された HEPA フィルタ差圧の変化

【成果の活用先】

セル内有機溶媒火災時の閉じ込め機能喪失に至る事象進展評価への活用が期待される。

3.6.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ T. Ohno, S. Tashiro, Y. Amano, R. Yoshida and H. Abe, “Rapid clogging of high-efficiency particulate air filters during in-cell solvent fires at reprocessing facilities”, Nucl. Technol., Vol.206, No.1, pp.40-47, (2020).

など、雑誌等掲載論文：2件、国際会議等報告：1件、口頭発表：3件、受託報告書等：3件

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- ・ OECD/NEA/CSNI/WGFCS への参加
- ・ OECD/NEA/NSC/WPNCS 傘下の専門家会合出席

3.6.4 まとめと今後の展開

蒸発乾固事故研究については、事故対策として、高温の乾固物に注水し冷却することを想定した場合の放射性物質の放出挙動を観察した。その結果、Cs 等、乾固物中で水溶性を有する化合物として存在する場合には、注水によって放出が促進される可能性があることを明らかにした。本知見は、事故終息策の有効性評価への活用が期待される。この他、 RuO_4 の熱分解に伴う RuO_2 エアロゾルの生成率や粒径分布、 RuO_4 の熱分解速度等の知見を取得した。また、 RuO_4 の溶液への吸収速度測定試験を行い、亜硝酸の存在により吸収が大きく促進されることを明らかにした。さらに、乾固物の温度変化解析モデルを作成するとともに、温度の関数として実測した模擬乾固物の物性値（比熱、熱伝導率等）を適用することで、事象進展評価上重要な乾固物内部温度の経時変化を評価した。

有機溶媒火災研究としては、再処理施設で使用される混合有機溶媒を対象として、燃焼終盤に生じる HEPA フィルタの急激な差圧上昇挙動のメカニズム解明のための試験を行った。その結果、この現象に対しては、燃焼終盤に混合有機溶媒中で濃縮が進む TBP を含む未燃ミストの HEPA フィルタへの負荷が影響している可能性を示唆する結果を得た。今後は燃焼終盤で観察される HEPA フィルタの急激な差圧上昇のメカニズムを解明し、閉じ込め機能が喪失するまでの事象進展をより定量的に評価するための手法として整備していくことを計画している。

この他、GB 火災に関しては、アクリル (PMMA) 及びポリカーボネート (PC) 等のグローブボックス材料を対象とした燃焼試験を実施し、これらの同時燃焼時の煤煙発生率や HEPA フィルタの目詰まり挙動等に関するデータを取得した。PMMA 板の燃焼による PC 板への延焼の可能性を検討した結果、両者の面間距離が短い場合には、高い難燃性を有する PC 板に対しても延焼が生じることを確認した。また、GB 火災現象のモデル化を目指して、GB パネル材料の熱分解に伴い放出される可燃性ガス成分について、限界酸素濃度等の燃焼特性データを取得するとともに昇温に伴うこれら熱分解ガスの放出速度評価モデルの整備を進めた。今後の展開としては、これらデータを踏まえ、現象のモデル化を行い移行解析コードへの組み込み等を検討していく。

3.6.5 参考文献

- [1] 日本原燃, 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書(使用前検査期間中の状態を対象とした評価)【公開版】」, (2012).
- [2] 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ, 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書」, (2014).
- [3] M. Philippe, J.P. Gue and J.P. Mercier, “Behavior of ruthenium in the case of shutdown of the cooling system of HLLW storage tanks”, Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Clean. Conf., Vol.2, pp.831-843. NUREG/CP-116, (1990).
- [4] 日本原燃, 六ヶ所再処理施設【重大事故対処施設】重大事故等への具体的対処と有効性評価(1/3), 第194回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料3(2), (2017).
- [5] T. Kodama, M. Nakano, Y. Hayashi, S. Matsuoka, Y. Ito, C. Matsuura and H. Shiraishi, “Study on the behavior of radiolytically produced hydrogen in a high-level liquid waste tank of a reprocessing plant: Hydrogen consumption reaction catalyzed by Pd ions in the simulated solution”, Nucl. Technol., Vol.172, No.1, pp.77-87, (2010).
- [6] 中村勤也, 倉田正輝, 坂村義治, 「長半減期核種の乾式分離技術の開発—脱硝による高レベル廃液からのアルカリ元素の分離—」, 電力中央研究所報告, T95041, 31p, (1996).
- [7] 阿部仁, 田代信介, 渡邊浩二, 内山軍蔵, 「核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験(受託研究)」, JAEA-Research 2012-035, 26p, (2013).
- [8] T. Ohno, S. Tashiro, Y. Amano, R. Yoshida and H. Abe, “Rapid clogging of high-efficiency particulate air filters during in-cell solvent fires at reprocessing facilities”, Nucl. Technol., Vol.206, No.1, pp.40-47, (2020).

3.7 臨界安全管理に関する研究

3.7.1 研究の全体像

臨界安全分野では、従来、決定論的な考え方で設計基準の安全裕度を明らかにする研究及び安全裕度をより合理的なものにする研究が行われてきた。前者の典型は、中性子増倍率を算出する臨界計算手法の検証である。計算コードと核データの種々の組み合わせごとに臨界実験に基づくベンチマーク計算を多数行い、増倍率の計算値と実験値の差異を明らかにし、臨界計算結果から未臨界と判定するために必要な安全裕度を決定してきた。後者の典型は、燃焼度クレジットの臨界安全管理への導入である。使用済燃料は、核分裂性物質が減損し核分裂生成物が蓄積していることから、新燃料に比べて増倍が弱い。しかし、燃料集合体ごとに、様々な燃焼条件を経ており、同じ燃焼度であっても増倍が異なる。このような多数の使用済燃料集合体の臨界安全管理に対して、安全裕度を合理化する統一的な度合いを示そうとしてきた。

1F 事故が研究の手法を確率論的なものにする転機となった。同発電所で生じている燃料デブリは中性子毒物を含まない水で冷却されている。既に事故から年月を経て発熱量が減衰していることから燃料デブリの取出し時点において冷却に必ずしも水を必要とせず、水を排除できれば確実な臨界防止が可能と考えられる。しかし、切削部位冷却、放射性物質飛散低減、放射線遮へいなどに水が必要とされる可能性も高い。スリーマイル島原子力発電所 2 号炉 (TMI-2) の燃料デブリ取出しでは十分な濃度の毒物を含む冷却水の中で作業が行われた。しかし、このような冷却水の保持バウンダリーが確保できない場合は、毒物濃度維持の不確かさを考慮して、臨界となる条件と確率及びその影響を評価することが安全評価の要点となる。その結果に基づき、作業条件がリスクの観点で許容できるものであることを確認しなければならない。

このような背景から、平成 27 年度に始まった第 3 期中長期計画では、まず、具体的な施設・核燃料物質の研究対象を 1F の燃料デブリとして研究開発に取り組んでいる。これは、原子力規制庁からの受託事業であり、計算コードによる燃料デブリ臨界特性解析と解析結果のデータベース化、燃料デブリの乱雑な組成分布を取扱える計算コードの開発、定常臨界実験装置 STACY を用いた解析手法検証のためのデブリ模擬臨界実験の準備、燃焼計算検証に資するとともに燃料デブリ分析の準備でもある軽水炉燃焼燃料の組成分析及び臨界リスク評価手法の整備からなる。これらの取組みにより、燃料デブリの取出し、その後の保管、輸送等における臨界評価・管理の妥当性判断に資する基礎情報や手法が整備される。

より基礎的・要素的な研究開発は運営費交付金により実施しており、臨界リスク評価手法整備の前段階として、臨界特性解析結果と燃料デブリが置かれる状況の確率論的な想定を組み合わせ、臨界となる条件とその影響を確率分布として示すことも試みている。

この手法は核燃料サイクル施設等の重大事故である臨界事故にも適用できるものと考えられる。このため、第 3 期中長期計画の目標として、より一般的に「臨界となるシナリオ分析と影響評価手法を構築し臨界リスクを評価可能とする。」としている。これに沿って、核燃料サイクル施設のうち特に再処理施設を想定し、臨界事故評価の高精度化に資する核的な動特性解析手法の改良に取り組んでいる。この考え方をさらに軽水炉施設にも適用した。使用済燃料プールの冷却機能が失われ、貯蔵中の使用済燃料が破損する過酷事故の想定において、臨界安全形状が崩れ臨界に至った場合の核分裂数の確率分布を求めることを試みた。ここでは、受託事業の成果である乱雑組成分布を取り扱う手法を用いた。

本報告では、令和元年度の主な成果として、上記の下線部の成果について記す。

3.7.2 主な成果

3.7.2.1 燃料デブリの乱雑な組成分布を取扱える臨界計算ソルバ（Solomon）の整備※

【背景】

燃料デブリの臨界特性を考える上で重要なことは、燃料デブリの性状は、模擬実験でも示されているように（Fig. 3.7-1）、不均一で乱雑であると予想されることである。燃料デブリ取り出しに際して、燃料デブリ内部の性状分布を網羅的に調査・測定して把握することも難しい。このため、燃料デブリ性状の不完全な情報に基づいて、臨界特性を評価し、リスクの考え方を取り入れた臨界管理を実施することが必要となる。この場合、乱雑な性状分布に由来する臨界特性の不確かさ・ばらつきを評価することが重要である。

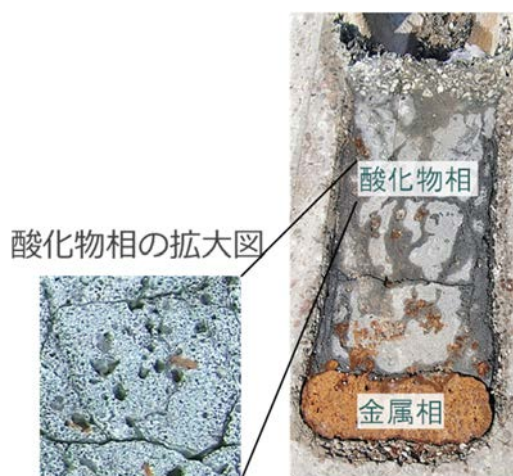


Fig. 3.7-1 ドイツ KIT の模擬 MCCI 実験で生成された模擬燃料デブリ

【目的・ねらい】

従来の臨界計算コードは均質かつ均一な領域を組み合わせた組成モデルを用いてきた。複雑な組成分布の場合、多数の領域を組み合わせる必要があり、計算時間が増大する。このため、Fig. 3.7-2 に示すような複雑な組成分布を容易に表現できる新しい組成モデルを考案し、この組成モデルを取り扱える新たな臨界計算コードを整備することとした。当面、乱雑さの表現を試す様々なコードと組み合わせて使用することが想定されるので、コードのひとつのサブルーチン（ソルバ）の形で整備し、Solomon と称する。

また、組成分布に関する情報が不完全であっても、臨界特性の平均値と不確かさを統計的な手法により解析・評価できる手法を整備することとした。基本的な手順は以下の通りである。まず、乱雑性状分布を少数の統計・確率パラメータで表現する。その上で、Fig. 3.7-3 に示すようにサンプリングにより複数の性状分布レプリカを生成し、レプリカごとに臨界計算を繰り返す。最後にその結果を用いて、臨界特性の不確かさ（ゆらぎ）を統計的に評価する。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 27～31 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業」で得られた成果である。

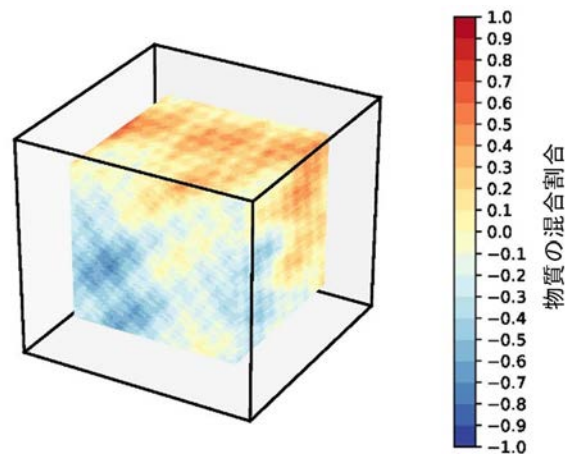


Fig. 3.7-2 乱雑な性状分布モデルのイメージ
(例えば、空隙に浸水している MCCI 生成物。オレンジ色：MCCI 生成物、青色：水。)

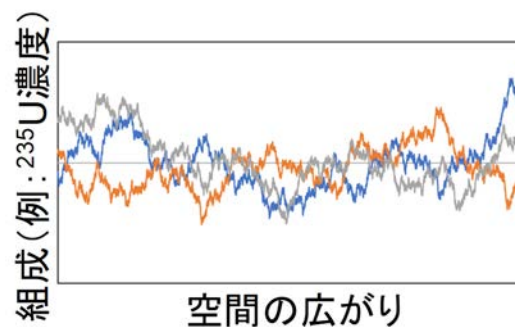


Fig. 3.7-3 1組の統計パラメータから3つの乱雑分布のレプリカが生成されるイメージ

【実施内容・アプローチ】及び【成果】

乱雑な性状分布を表現する方法として、三角関数を重ね合わせることで連続的な（臨界安全・炉物理用語では「均質な」という。）性状分布を表現できるワイエルシュトラウス関数 RWF を採用した。また、空隙が存在する、そこが浸水している、あるいは酸化物相に金属相が分散しているような不連続な（臨界安全・炉物理用語では「非均質な」という。）性状分布を表現するためにボクセル法を用いた。

RWF の連続的な値の変化及び多数の微細なボクセルで表現された組成分布モデルであっても、中性子輸送を高速に計算できるように、デルタトラッキング法を採用した。この結果、計算所要時間はボクセル数の対数に比例する程度に抑えられた。

5 ヶ年にわたり、連続エネルギーモンテカルロ法による中性子輸送計算の手順と上述の機能を、全て新たにプログラムした。オブジェクト指向なプログラミング手法を採用し、炉物理とモンテカルロ法の原理が理解しやすい表現で、ソースプログラムを記述した。令和元年度には、媒質の分子運動（熱運動）による中性子散乱を考慮する機能を実装することにより、中性子輸送の素過程を完備し、Solomon を完成させた。

Fig. 3.7-4 に、Solomon の検証計算に用いた体系の例を示す。高濃縮ウランの炉心を天然ウラ

ンの反射体で覆った Topsy 炉の臨界実験体系であり、原型となるモデルは国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP データベースの記載データを用いた。この原型の一部を、炉心の表層部分が反射体部分に乱雑に滲みだしたようなモデルに置き換えた。その際、乱雑な組成分布を特徴づけるパラメータとして、分布の空間的な周波数スペクトルが $1/f^2$ になるようにしている。計算結果を Fig. 3.7-5 に示す。原型モデルの k_{eff} は 0.85847 ± 0.00062 と算出された。この不確かさは 1 回のモンテカルロ計算に付随するものである。乱雑な分布を持つ 100 個のレプリカの計算結果は、図中のオレンジ色マークに示すとおり $0.857 \sim 0.860$ に分布しており、分布の幅は個々のモンテカルロ計算の不確かさよりも大きい。この分布の幅が組成の乱雑分布による不確かさと考えることができる。

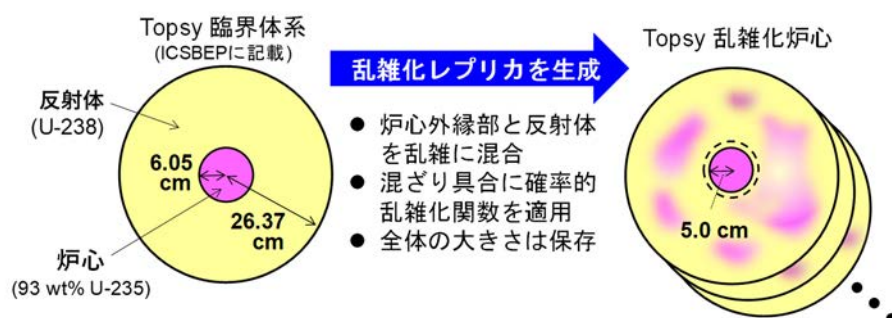


Fig. 3.7-4 Solomon の検証計算モデル (例)

Topsy 臨界体系は ICSBEP (HEU-MET-FAST-002) による。

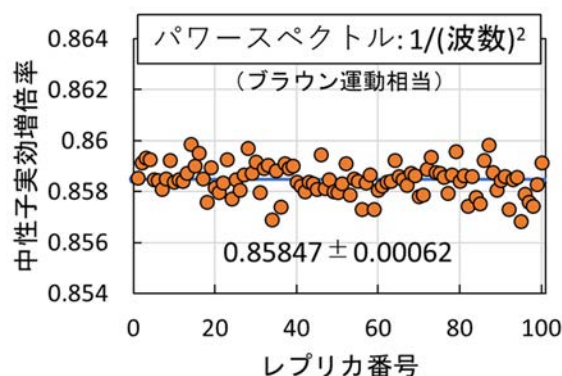


Fig. 3.7-5 Solomon が算出した k_{eff} のゆらぎ (例)

【成果の活用先】

連続エネルギーモンテカルロ計算ソルバ Solomon により、連続的な乱雑性状分布を表現する機能、ボクセル法による非均質で複雑な性状分布を表現する機能、これらを組み合わせる機能、及び乱雑性状分布における高速な粒子輸送シミュレーションを実現した。

Solomon を燃料デブリの臨界特性解析に用いることにより、臨界になる可能性を排除し得ない条件範囲において、 k_{eff} を不確かさも含めて確率論的に評価することが可能となる。このことから、Solomon はリスクの考え方を取り入れた燃料デブリ臨界管理の重要なツールになるものと考えられる。

3.7.2.2 シビアアクシデントで生じる破損・溶融燃料の臨界評価・臨界管理に関する研究

【背景】

1F 事故の経験を踏まえて、軽水炉の使用済燃料プールにおいて冷却機能が損なわれ貯蔵中の使用済燃料集合体が破損する事態が、過酷事故に係る安全評価の想定のひとつとして考慮されるようになった。もし使用済燃料プールに寿命を終えた燃料のみが貯蔵されているのであれば、核分裂性物質の内蔵量が少なく、集合体の形状が崩れても臨界になる恐れは極めて小さい。しかしながら、定期検査中には、燃焼開始からサイクル数をあまり経ていない燃料集合体が、炉心から取り出されて使用済燃料プールに貯蔵されることがある。このような燃焼度が低く、核分裂性物質が多く残る燃料集合体の破損を想定する場合、臨界性の検討が必要となる。

破損燃料は形状が不確かであり、破損の程度が酷くなるにつれ、組成分布もより乱雑になると考えられる。このことを考慮して、臨界特性評価の不確かさを示すことが必要である。このため、3.7.1 項で述べたように、Fig. 3.7-6 に示すような乱雑な性状分布をモデル化して増倍率を算出する手法を整備してきた。

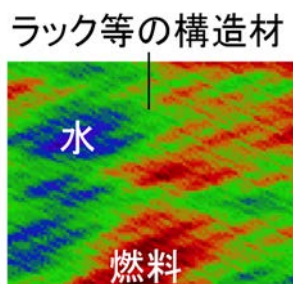


Fig. 3.7-6 乱雑な性状分布モデルのイメージ
(例えば、空隙に浸水している燃料・構造材混合物)

【目的・ねらい】

3.7.1 項で述べた、同じ平均値を持ちつつも異なる組成分布（レプリカ）をいくつも生成し、それぞれの増倍率を計算する手法を拡大し、動特性パラメータの計算、動特性解析による核分裂数の計算にも適用した。このことにより、使用済燃料プールの過酷事故において臨界事象が起きる場合について、不確かさも含めて、事象規模の評価を試みた。

【実施内容・アプローチ】及び【成果】

沸騰水型軽水炉の STEP 3 燃料集合体を想定し、まず、燃焼サイクルごとの燃料組成を求めた。統合燃焼計算コード SWAT と核データライブラリー JENDL-4.0 を用い、5.2 GWd/t、15.2 GWd/t 及び 33.3 GWd/t まで燃焼した場合の集合体平均組成を求め、さらに MCCI を想定してコンクリートと水を混合させたモデルで無限増倍率 k_{∞} を求めた。この結果、燃焼度 5.2 GWd/t の燃料組成では、 k_{∞} が最大でも 0.86 に留まり臨界になり得ないことが示された。これは可燃性毒物のガドリニウムがまだ多く残っているからである。

次に、15.2 GWd/t 及び 33.3 GWd/t の燃焼度条件を対象にして、燃料とコンクリートが混合した乱雑組成モデルを導入し、レプリカを生成し、実効増倍率 k_{eff} を求めた。一辺 100 cm の立方体である燃料・コンクリート混合物が乱雑組成を持つと仮定し、その周りに厚さ 20 cm のコンクリ

ート反射体を設けた。乱雑な組成分布は乱雑化ワイエルシュトラウス関数 RWF で生成した。Fig. 3.7-7 に燃焼度 15.2 GWd/t の場合の計算結果を示す。燃焼度が 33.3 GWd/t の場合は、分布の上限が 0.905 程度に留まった。このため、過渡解析の対象は 15.2 GWd/t の燃焼度条件に絞り込まれた。

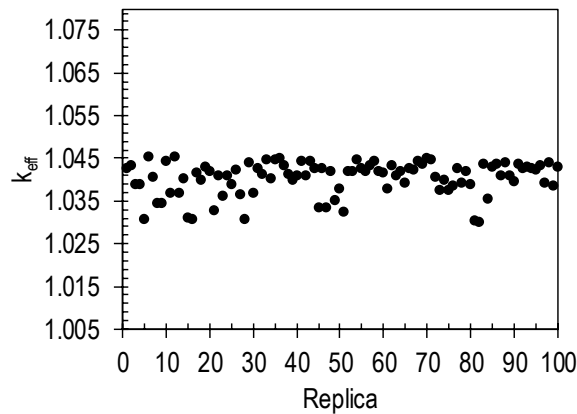


Fig. 3.7-7 破損燃料集合体（15.2 GWd/t）・コンクリート混合物の k_{eff} 分布の例

動特性解析を行うためには、反応度フィードバックを考慮しなければならない。本研究では断面積に係る温度反応度係数のみ考慮した。上述の乱雑組成モデルを用いつつ、適用する断面積データの温度条件を変化させて k_{eff} を計算することにより、温度反応度係数を求めた。この計算もレプリカごとに行い、Fig. 3.7-8 に示すような分布をもった結果を得た。

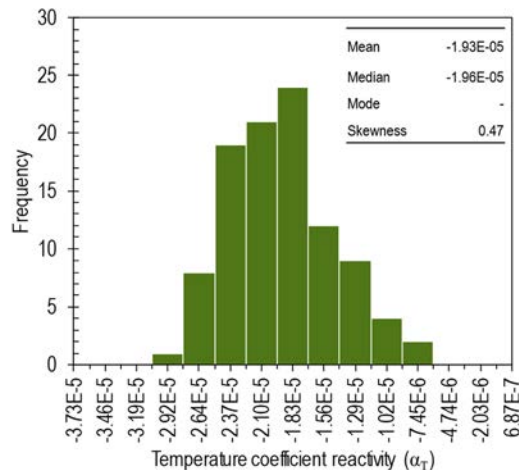


Fig. 3.7-8 破損燃料集合体（15.2 GWd/t）・コンクリート混合物の温度反応度係数の分布

最後に、これまでに得られた k_{eff} と温度反応度係数の分布を用いて、臨界事象における核分裂数の分布を求めた。核分裂数の計算は簡易モデルである Nordheim-Fuchs モデルを用いており、この計算手法は、概ね、過渡事象の最初のピークの核分裂数を求めることに相当する。Fig. 3.7-9 に計算結果を核分裂数の体積密度として示す。

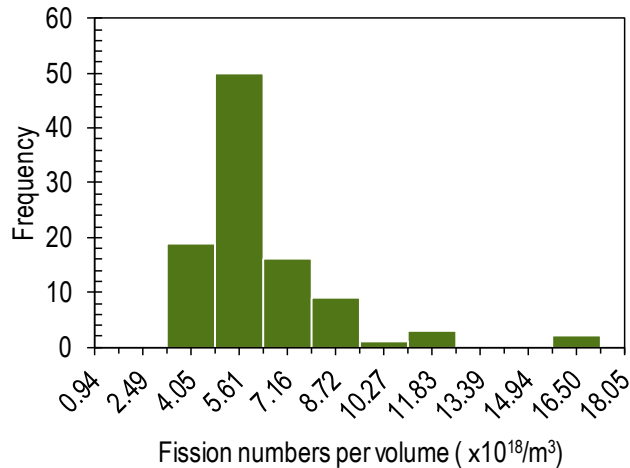


Fig. 3.7-9 核分裂数（体積密度）の分布

【成果の活用先】

本研究では、乱雑モデルな組成モデルを用いて臨界事象の規模の分布を求める手順を試行した。 k_{eff} が1を超える条件のみを抽出して計算している点で、過度に保守性を持つ想定である。しかしながら、過渡臨界解析にもレプリカの考え方を導入し、解析結果を統計的に示す道筋を示した。

過酷事故の安全評価の研究では、リスクの考え方にに基づき、確率論的な手法が用いることが広く検討されている。本研究の成果は、確率論的な評価手法に臨界事象も組み込むことを可能にすると考えられる。

3.7.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ T. Ueki, “Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies under Autocorrelation”, Nucl. Sci. Eng., Vol.194, No.6, pp.422-432, (2020).
- ・ Y. Nagaya, T. Ueki and K. Tonoike, “SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- ・ K. Tonoike, T. Watanabe, S. Gunji, Y. Yamane, Y. Nagaya, M. Umeda, K. Izawa and K. Ogawa, “Progress of Criticality Control Study on Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Secretariat of Nuclear Regulation Authority”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).

など、雑誌等掲載論文1件、国際会議等報告8件、口頭発表4件、受託報告書等1件。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- ・ ISO/TC85（原子力）/SC5（核燃料サイクル）/WG8（臨界安全）のメンバー
- ・ OECD/NEA/CSNI/WGFCS メンバー
- ・ OECD/NEA/NSC/WPNCS メンバー

- ・ OECD/NEA/NSC/WPNCS/ICSBEP に参加。TRACY 実験のベンチマーク評価書を提供
- ・ IRSN と臨界安全分野の協力取決めを実施中（STACY 更新炉実験計画策定で協力、将来的には STACY 更新炉実験でも協力することを計画）
- ・ FINAS（サイクル施設等の事故故障通報システム）IAEA-TECDOC 編さんに参画
- ・ 臨界安全性国際会議 ICNC2019 国際アドバイザー委員会メンバーとして運営に協力

3.7.4 まとめと今後の展開

中長期計画で設定した「臨界となるシナリオ分析と影響評価手法を構築し臨界リスクを評価可能とする」という目標に向けて、1F 燃料デブリとその取出作業などを主な対象として研究開発を進めてきている。その内容は、燃料デブリの臨界特性解析、臨界特性解析手法の実験的検証、及び臨界リスク評価手法の整備からなる。ここでは、燃料デブリの乱雑な組成分布を取扱える臨界計算ソルバ（Solomon）が整備されたことを述べた。また、これらの成果の応用として、軽水炉使用済燃料プールの冷却機能が失われ貯蔵中の燃料集合体が損傷した際、臨界事象が発生した場合の事象規模の範囲を統計的に求める手法を示した。

その他の進捗として、異なる燃焼度の集合体の混合が臨界特性に与える影響を評価するため、1F-1 号機の Step2 及び Step3 燃料集合体及びこれらの実際の炉心装荷パターンに基づき臨界特性解析を進め、その結果をデータベース化した。解析手法を検証する STACY 更新炉実験の準備、臨界リスク評価手法の整備を進めるとともに、燃料デブリ分析手法の検討に着手した。

今後、1F 燃料デブリの状況が明らかになるにつれて、また、取出し工法が具体化するにつれて、これらの情報を取り入れて、臨界特性解析と実験的検証を稠密化し、臨界リスク評価手法整備と評価試行をより具体的なものとする計画である。ここで得られた知見は、さらに、核燃料サイクル施設の臨界リスク評価手法整備に反映していきたい。まず、1F-3 号機に係る燃料デブリ臨界特性評価のため、MOX 燃料集合体も考慮して、装荷パターンに基づき解析を行い、結果をデータベース化する。モンテカルロ臨界計算ソルバ Solomon を活用して乱雑性状分布の効果を評価し、データベースに反映する。解析手法を検証する STACY 更新炉実験準備を進める。また、燃料デブリ分析手法の検討を進め、燃料デブリ性状や取出し等作業の実際を反映して臨界リスク評価手法を改良する。

3.8 保障措置に関する研究

イラク、北朝鮮における核開発疑惑の発生により、国際原子力機関（IAEA：International Atomic Energy Agency）は、これまでの保障措置に対して強化・効率化を目指した「93+2 計画」を策定し、そこで提案された新たな保障措置方策の柱として、環境試料分析法が 1996 年（平成 8 年）より導入された。この方法は、環境サンプリング法とも言われ、原子力施設内の保障措置上の枢要点等から採取した環境試料中の極微量核物質の同位体組成から施設の運転状況を検証する方法である。

保障措置方策として導入された環境試料分析法に従って、原子力施設からの試料採取が IAEA 査察官により行われている。我が国の保障措置制度における独立検証機能を維持するためには、環境試料中に含まれる極微量核物質の分析技術を開発することが急務となった。

一方、IAEA は各国で採取した環境試料を分類し、加盟国の分析所で構成されるネットワーク分析所に送り、分析している。環境試料の分析が可能な分析所は世界的に見て限られており、日本の協力が期待されている。しかし、ネットワーク分析所の一員になるには、質の高いデータを安定して出す必要があり、国際貢献を視野に入れた分析法の開発が要求される。保障措置分析化学研究グループでは、IAEA 保障措置の強化・効率化の方策として導入された保障措置環境試料分析技術の確立に資するとともに、効率的な環境試料分析の実施を可能とするため、国内外において現在研究されている最新の分析技術等の調査を踏まえた要件検討を行い、クリーンルームを備えた高度環境分析研究棟（CLEAR）に設置した分析装置や設備を使って環境試料に含まれる極微量核物質の精密同位体比測定技術を開発している。ネットワーク分析所として IAEA 保障措置活動への参加や、開発した核物質の極微量分析技術を IAEA 等に提案することにより核兵器不拡散に貢献することを目的としている。

3.8.1 研究の全体像

原子力規制庁受託事業「保障措置環境分析調査」の下、IAEA 保障措置の強化・効率化の方策として導入された保障措置環境試料分析技術の確立に資するとともに、効率的な環境試料分析の実施を可能とするため、精密同位体比測定のために必要となる分析設備・機器等を整備し、これら設備・機器を用いて環境試料分析技術の開発を行っている（Fig. 3.8-1 及び Table 3.8-1）。



Fig. 3.8-1 保障措置に関する研究の全体像

Table 3.8-1 平成 27 年度から令和 3 年度までの研究計画

年度	H27	H28	H29	H30	H31 (R1)	R2	R3
保障措置環境 試料の分析							
核物質粒子の性状・ 精製時期分析	性状 分析法	濃縮ウランの精製時期決定法					
核物質粒子の 化学状態分析	ラマン分光分析法ウラン粒子の化学状態分析法						

3.8.2 主な成果※

3.8.2.1 濃縮ウラン標準粒子を用いたウラン精製時期推定

【背景】

保障措置環境試料のパーティクル分析では、スワイプ試料中の個々の核物質含有粒子の同位体比を測定することにより、その結果を用いて原子力活動の内容の検認が行われている。ここで、ウランやプルトニウムの精製は核兵器開発に繋がる重要なプロセスとされているため、核物質の精製時期の推定は保障措置上重要な情報になると認識されている。IAEA でも核物質含有粒子の精製時期推定を重要視している。このような背景から、我々はその技術開発に着手し、平成 20 年度から平成 24 年度までは、文部科学省からの受託事業「保障措置環境分析調査」において、単一プルトニウム粒子及び MOX 粒子中のプルトニウムの精製時期決定法の基本技術を確立した。平成 25 年度からは原子力規制庁から同名の受託事業として技術開発を継続している。平成 28 年度から令和 2 年度までの 5 ヶ年計画で、スワイプ試料に含有される濃縮ウラン粒子の精製時期を決定する技術の開発を段階的に進めている。この手法では ^{234}U が約 25 万年の半減期で ^{230}Th に壊変することを利用し、ウランからトリウムが分離された時から現在までの時間を測定するものである。この方法では、ウランが他の不純物元素から分離・精製又は濃縮された時期を調べることに可能であり、特にウラン濃縮活動が行われた時期を特定できる可能性があるため保障措置上重要な情報が得られる。これまでに、濃縮度 85%及び 10%の濃縮ウラン溶液並びに濃縮度 85%のウラン粒子を対象としてウラン精製時期決定法の開発を行い、正確にウランの精製年代を決定することに成功してきた。

【目的・ねらい】

これまでに開発してきた分析手法を発展させて、濃縮度 10%の低濃縮ウランの粒子試料を対象として精製時期決定法の開発を行うとともに、分析に供する試料量の下限についても検討した。以下に実施内容と成果をまとめる。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度 軽水炉等改良技術確証試験等委託費（保障措置環境分析調査）」で得られた成果を含む。

【実施内容・アプローチ】

試料としては、低濃縮ウランの同位体標準物質 NBS U100 (10%濃縮) の U_3O_8 粉末を用いた。試料は、ウラン量として 10~300ng になるように粒子の個数を調整して作製した。ウラン粒子は電子顕微鏡下でマイクロマニピュレーションによって 5 mm 角の Si チップ上に移送した後、7 mL PFA ジャーへ入れ、硝酸及び塩酸を加えて蓋を閉め、約 7 時間加熱溶解した。 ^{233}U 濃縮同位体標準スパイク溶液を添加し、この溶液を蒸発乾固した。乾固後、硝酸を加えて溶解し、この溶液を蒸発乾固し、次いで塩酸を加えて溶解して蒸発乾固した。こののち塩酸を加えて溶解して分離用試料溶液とした。この試料溶液を陰イオン交換分離カラムへ充填した後、塩酸を流してウランとトリウムを化学分離した。回収したトリウム及びウラン溶出液の塩酸成分を加熱蒸発させた後、濃硝酸で溶解及び蒸発乾固することで残存する塩酸成分を除去した。最終的に 0.81M 硝酸試料溶液に調製して ICP-MS 測定を実施した。ICP-MS 測定には、トリウム試料については回収した溶出液の全量を用い、ウラン試料については適宜希釈して用いた。ICP-MS 測定は、トリウム試料については感度向上を目的に脱溶媒装置を装着して行い、ウラン試料については脱溶媒装置なしで行って、 $^{230}\text{Th}/^{229}\text{Th}$ 比及び $^{234}\text{U}/^{233}\text{U}$ 比を取得した。ICP-MS 測定で取得した $^{230}\text{Th}/^{229}\text{Th}$ 比、 $^{234}\text{U}/^{233}\text{U}$ 比、添加した ^{233}U 濃縮同位体標準中の $^{230}\text{Th}/^{229}\text{Th}$ 比、 $^{234}\text{U}/^{233}\text{U}$ 比及び $^{229}\text{Th}/^{233}\text{U}$ 比の計算値を用いて、以下の (Eq. 3.8-1) により試料中の $^{230}\text{Th}/^{234}\text{U}$ 比を求めた。

$$\frac{{}^{230}\text{Th}}{{}^{234}\text{U}} = \frac{{}^{230}\text{Th}}{{}^{229}\text{Th}} \bigg/ \frac{{}^{234}\text{U}}{{}^{233}\text{U}} \cdot \frac{{}^{229}\text{Th}}{{}^{233}\text{U}} = \left[\left(\frac{{}^{230}\text{Th}}{{}^{229}\text{Th}} \right)_{\text{Meas.}} - \left(\frac{{}^{230}\text{Th}}{{}^{229}\text{Th}} \right)_{\text{Sp.}} \right] \bigg/ \left[\left(\frac{{}^{234}\text{U}}{{}^{233}\text{U}} \right)_{\text{Meas.}} - \left(\frac{{}^{234}\text{U}}{{}^{233}\text{U}} \right)_{\text{Sp.}} \right] \cdot \left(\frac{{}^{229}\text{Th}}{{}^{233}\text{U}} \right)_{\text{Sp.}} \quad (\text{Eq. 3.8-1})$$

ここで、 $(^{230}\text{Th}/^{229}\text{Th})_{\text{Meas.}}$ 及び $(^{234}\text{U}/^{233}\text{U})_{\text{Meas.}}$ は実測定値、 $(^{230}\text{Th}/^{229}\text{Th})_{\text{Sp.}}$ 、 $(^{234}\text{U}/^{233}\text{U})_{\text{Sp.}}$ 及び $(^{229}\text{Th}/^{233}\text{U})_{\text{Sp.}}$ は同位体標準中の各核種の原子個数比である。(式 3.8.1) により得られた $^{230}\text{Th}/^{234}\text{U}$ 比を用い、(Eq. 3.8-2) に示した親核種と壊変生成核種の壊変－成長の一般式から推定精製日を決定した。

$$t = \frac{1}{\lambda_{234\text{U}} - \lambda_{230\text{Th}}} \cdot \ln \left(1 + \frac{{}^{230}\text{Th}}{{}^{234}\text{U}} \cdot \frac{\lambda_{234\text{U}} - \lambda_{230\text{Th}}}{\lambda_{234\text{U}}} \right) \quad (\text{Eq. 3.8-2})$$

【成果】

分析に用いた U_3O_8 粉末 10 ng、50 ng、100 ng 及び 300 ng の各量 3 試料の平均粒子個数はそれぞれ 23 個、117 個、182 個及び 304 個であり、試料に含まれる ^{230}Th 量は約 1 fg, 7 fg, 14 fg 及び 40 fg であった。このウランの精製参照日 (1959 年 2 月 16 日) として、同種のウランを分析した文献値 (Williams R.W.他) を用いた。分析から得られた推定精製日は、ウラン量が試料量 10 ng の場合、実際の精製時期よりも 24 年~38 年ほど古い結果となったものの、ウラン量が 50ng 以上の試料では、いずれの試料も推定期間 (95%信頼区間) の範囲内で文献値と 1~4 年の差で良く一致した。推定した精製日の相対不確かさは、19%~36%であった。ウラン量 10 ng の試料では、推定精製日が古い傾向を示した理由としては、その粒子に含まれる ^{234}U から放射壊変によって生成したであろう ^{230}Th 量 (約 1 fg) は、本分析手法における ^{230}Th の検出限界量 (5.5 fg) よりもはるかに少なく、試薬不純物や作業環境から混入した ^{230}Th のバックグラウンドの影響を受けて ^{230}Th 量を過大に評価したためと考えられる。

本検討の結果から、10%低濃縮ウランの粒子試料についても、111 個～375 個の粒子で精製時期を正確に推定できることを実証できた。

【成果の活用先】

今後、得られた分析技術能力を更に高めることによって、粒子試料のウラン精製年代分析の特別な依頼が IAEA からあった際には、この分析方法を適用することが可能となる。

3.8.2.2 核物質粒子の性状分析技術

【背景】

ウランの化合物は様々な形態を有し、それぞれの化合物形態（化学形）により沸点や融点、反応性が異なる。ウランを取り扱う原子力施設においては、化学形による反応性の違いを利用し、製錬、転換、濃縮などの各工程が行われる。したがって、環境試料中に含まれるウラン粒子の化学形を知ること、試料が採取された原子力施設における、ウラン取り扱い工程の推定が可能になると期待される。しかし、保障措置環境試料中に含まれるウラン粒子の粒径は、数 μm 程度の粒子もあれば、小さいもので数百 nm の粒子も存在する。この微小なウラン粒子の化学状態を分析することは容易ではなく、現時点でサブマイクロメートルサイズのウラン粒子に対する化学状態分析手法は確立されていない。顕微ラマン分光分析法は、最小でサブマイクロメートル程度の極めて高い空間分解能を有し、微小な対象物の化学状態分析に適していることから、ウラン粒子の化学状態分析に対しても有効な手段となることが期待される。これまでにレーザーパワーなどの測定条件を最適化することで、最小で $1\ \mu\text{m}$ のウラン粒子に対して八酸化三ウラン (U_3O_8) と二酸化ウラン (UO_2) の化学形を判別できることや、試料の損傷を防いで最小で粒径 $0.6\ \mu\text{m}$ の UO_2 粒子に対して、その化学形を正しく判別することができることを確認するとともに、量子収率が高い検出器の導入によって測定によって得られる信号強度を約 1.6 倍に増加させて高感度化することに成功してきた。サブマイクロメートルサイズの微小ウラン粒子等を対象とした分析に対しては、粒子が非常に小さいため、光学顕微鏡による観察でレーザーの照射位置を適切な場所に調節するのは困難であった。

【目的・ねらい】

これまでに開発してきた顕微ラマン分光分析技術では限界であった粒径 $0.6\ \mu\text{m}$ よりも小さい UO_2 粒子に対して、性状分析の測定に最適な位置へレーザースポットを合わせる分析技術を開発し、その化学形を正しく判別することができる技術を開発し、微小 UO_2 粒子の分析に適用する。

【実施内容・アプローチ】

まず、粒子ピックアップ法により、粒径約 $300\ \text{nm} \times 500\ \text{nm}$ の二酸化ウラン粒子を取得した。取得した粒子は、格子状に印を付けたガラス状炭素基板の、格子の交点より左上方向に約 $200\ \mu\text{m}$ 離れた位置に置いた。顕微ラマン分光装置の光学顕微鏡を用いて粒子を特定した後に、光学顕微鏡の画像からレーザースポットを粒子に合わせてラマン分光測定を行ったが、有意な信号が得られなかった。これは、光学顕微鏡のレンズを通して見た場合のレーザースポットが、実際のレーザーの集光点とわずかに異なるためであると考えられる。そのため、サブミクロンサイズの微小粒子を測定するためには、レーザーの照射位置を少しずつずらしながら照射して UO_2 のラマン強

度を測定し、強度分布図（化学状態マップ）を作成した。得られたマップから強度が最も強い中心部での測定結果を化学状態の判定に用いた。レーザー波長 532 nm、レーザーパワー0.1 mW の条件において、3.0 μm 四方を 0.1 μm のステップ幅、1 スペクトル 60 秒の取得時間でマッピング分析を行った結果が Fig. 3.8-2 である。

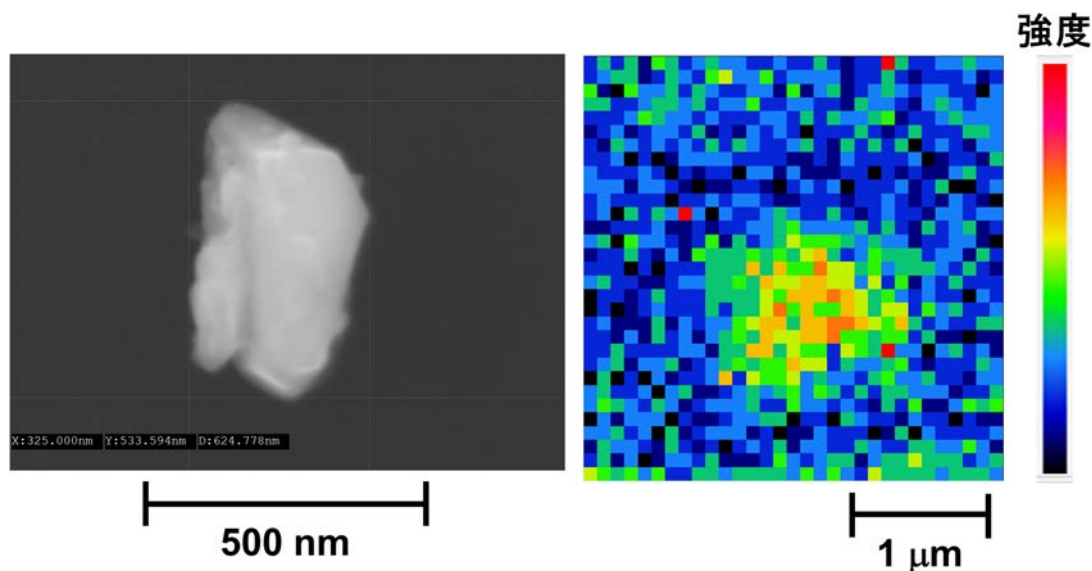


Fig. 3.8-2 測定に用いた粒子の SEM 像（左）と化学状態マッピング結果（右）

UO₂ の構造に特有のラマンピーク位置、波数 445 cm⁻¹ の強度をウランの化学状態マッピングに用いることで、粒子の中心付近に強度が強い領域があることを確認できた。SEM 像では、分析した粒子のサイズが約 500 nm であったのに対し、化学状態マッピング像では、約 1 μm の範囲にわたって 445 cm⁻¹ の UO₂ 由来のラマンピークの強度が強い範囲が観測された。これは、集光した 532 nm の波長のレーザーのスポット径が約 1 μm 程度と、観測した粒子よりも大きいため、粒子周辺部においても微弱なラマン散乱光が観測されたためと考えられる。ラマン散乱光の強度が強い、ウラン粒子の中心部分について、1 スペクトルあたり 60 秒間のレーザー照射・測定を 10 回繰り返して積算したラマンスペクトルを Fig.3.8-3 に示す。445, 1150 cm⁻¹ 付近に UO₂ 由来のピークをはっきりと確認することができる。また、強度は弱いが 580 cm⁻¹ 付近にも UO₂ 由来のピークを測定することができた。10 回の繰り返し照射・測定においてもラマンスペクトルの変化は観測されておらず、ウラン粒子の化学形は変化していなかった。このことから、ラマン分光測定により、1 μm 以下の UO₂ 微粒子に対しても、非破壊で、化学状態のマッピングスペクトルを取得することができた。

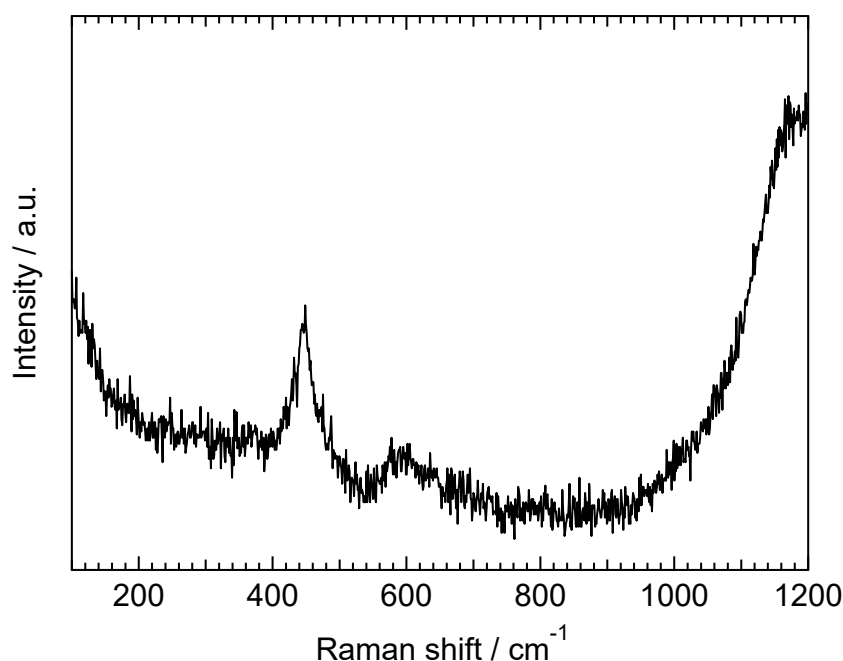


Fig. 3.8-3 ラマンスペクトル測定結果

【成果】

顕微ラマン分光を用いた化学状態マッピング法を、粒径 $0.5\ \mu\text{m}$ の微小な UO_2 粒子に適用した。化学状態マッピング分析を用いて、レーザー照射位置を正確に決定することにより、これまで困難であった微小ウラン粒子の化学状態の判別に成功した。

【成果の活用先】

今後、得られた分析技術能力を更に高めることによって、ウラン粒子の性状分析の特別な依頼が IAEA からあった際には、この分析方法を適用することが可能となる。

3.8.2.3 大型二次イオン質量分析装置（LG-SIMS）を用いた保障措置環境試料の分析技術

【背景】

二次イオン質量分析装置は、保障措置環境試料を対象としたパーティクル分析技術の一つである SIMS 法において基幹となる装置である。平成 29 年度末に整備した大型二次イオン質量分析装置（LG-SIMS : Large Geometry-Secondary Ion Mass Spectrometer）は、従来よりも強度の高い高周波プラズマイオン源を搭載しており、その結果として、個々のウラン粒子から多くの二次イオン（ウランイオン）を効率的に放出させ検出することができるため、より高感度な分析が期待できるようになった。また、同位体を選り分けるための電磁分離部の曲率半径が大きいので、他の二次イオン質量分析装置よりも質量分解能が高く（質量分解能： $M/\Delta M > 40,000$ ）、 ^{238}U では、0.006 の質量数の違いを区別することができる。質量分離されたウランの二次イオン（ ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{236}U 、 ^{238}U など）を 5 個の検出器でイオン強度を同時に測定することにより、信号強度の時間変化の影響を無視することができるのでウランの精密な同位体比分析が可能となった。令和元年度から IAEA からの依頼試料を LG-SIMS で高感度な分析をするにあたり、環境中に存在す

る極微量の鉛や鉄などの不純物粒子が試料前処理時に混入し、正確なウラン同位体比分析を妨害する可能性が高いため、これまでは実施していなかった不純物粒子の混入防止対策が必要となった。

【目的・ねらい】

LG-SIMS を用いた正確な同位体比分析のための試料の前処理における不純物粒子の存在確認と除去対策方法を検討する。

【実施内容・アプローチ】

最初に潜在的な不純物の有無を確認するために、クリーンブース内の清掃を行わずに内部の壁面をスワイプ材でふき取り、このスワイプ材からインパクターによって粒子をグラファイト製の円形試料台（直径：17 mm）上に回収して LG-SIMS 装置による粒子自動測定（APM）ソフトウェアを用いた粒子分析を行った。APM 測定では電流値 200 nA で予備スパッタリングを 2 秒間行った後に、同じ電流値で $500 \times 500 \mu\text{m}^2$ の範囲に対して 18 秒間の同位体比測定を行った。この測定を試料台の中心部分から円周方向に向かって全ての範囲を網羅するように繰り返した。APM 測定によって得られた試料台に付着する粒子の分布の代表例を Fig. 3.8-4（左図）に示す。一見、 ^{234}U と思われるイメージが粒子状に見えているが、これがウラン粒子であれば ^{238}U 、 ^{235}U についても同じ位置に明確な粒子状イメージが得られるはずである。則ち、このスクリーニングによって検出されている二次イオンは ^{234}U ではなく、試料台上に付着しているウラン以外の複数の共存元素（アルミニウム、ケイ素、マグネシウム、鉛など）が ^{234}U の二次イオンに極めて近い質量数を持つ分子イオンを形成し、それが検出されていると判断できる。このような分子イオンの形成及び検出は、二次イオン質量分析装置ではよく起こる。質量数が ^{234}U と同じ 234 となる分子イオンとしては $^{208}\text{Pb}^{26}\text{Mg}$ 、 $^{207}\text{Pb}^{27}\text{Al}$ や $^{206}\text{Pb}^{28}\text{Si}$ 等が考えられる。

この実験により、LG-SIMS を用いた場合では従来の装置では検出できなかったクリーンブース内に存在する極微量の不純物が検出されるほどに十分な感度を有し、我々が IAEA 試料の粒子回収に利用しているクリーンブース内には極微量の鉛やアルミニウム、ケイ素などの不純物が存在することが分かった。そこで、このクリーンブース内面に付着している油脂や塵を除去するため、5 倍に希釈した市販のアルカリ性電解水（pH 11）で内部を拭き取り洗浄を行った。洗浄の効果を評価するため、前述した手順と同様の方法で粒子を回収した後、LG-SIMS 装置で APM 測定を実施した。測定条件は洗浄前と同一である。クリーンブース洗浄前後の APM の結果を Fig. 3.8-4（右図）に示す。拭き取り洗浄前と比べて不純物が十分に除去されているのが確認できる。不純物による分子イオンの生成が抑制されたことでウラン同位体と見間違えるような信号がほとんど検出されなくなった。

【成果】

LG-SIMS 装置による環境試料中の極微量ウラン同位体比分析において、装置の分析性能を最大限に引き出して精確な分析結果を得るためには、試料調製時から作業環境をこれまで以上に清浄に保つことが重要であり、イオン電解水による拭き取り清掃を作業開始前に実施することで、IAEA から送付された依頼分析に対して、精確な分析結果を得ることが可能になった。

【成果の活用先】

本分析法を IAEA から分析を依頼された試料に適用することにより、IAEA 保障措置のさらなる強化・効率化に寄与する。

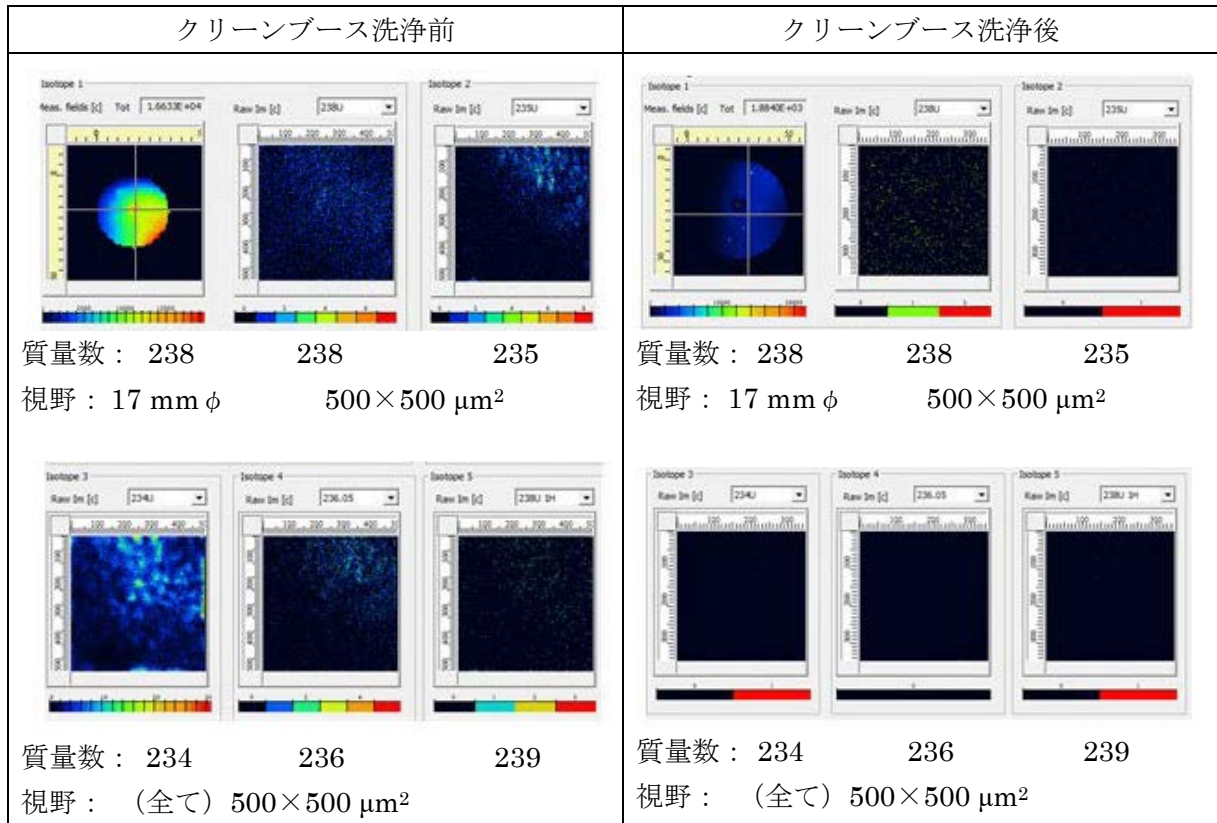


Fig. 3.8-4 粒子回収用クリーンブース壁面に付着していたウラン粒子の APM 測定結果

3.8.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ 富田涼平, 江坂文孝, 安田健一郎, 鈴木大輔, 宮本ユタカ, 「大型二次イオン質量分析装置を用いた微小ウラン粒子の同位体比分析」, 日本放射化学会第 63 回討論会, いわき, 2019 年 9 月.
- ・ 蓬田匠, 江坂文孝, 高橋嘉夫, 北辻章浩, 宮本ユタカ, 「顕微ラマン分光分析によるウラン酸化物微粒子の化学状態分析」, 日本分析化学会第 68 年会, 千葉, 2019 年 9 月.
- ・ 原子力規制庁受託事業「平成 31 年度 保障措置環境分析調査」報告書 (委託事業調査報告書), 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

以上、口頭発表 2 件、受託報告書 1 件。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

なし

【学会活動への貢献】

なし

3.8.4 まとめと今後の展開

濃縮ウラン粒子の精製時期決定法の開発については、令和元年度は、低濃縮ウラン粒子（濃縮度 10%）を用いて分析法の検討を行った。その結果、全量として 50 ng 相当以上のウランを含む複数個（117～375 個）の粒子に対して、文献値と 1～4 年の差で正確に精製時期を求めることに成功した。顕微ラマン分光による核物質粒子の性状分析技術については、これまでに開発してきた顕微ラマン分光分析技術では限界であった粒径 0.6 μm よりも小さい UO_2 粒子に対して、0.1 μm のステップ幅で粒子の化学状態を分析してラマン強度の分布図（マッピング）を作成することで、性状分析の測定に最適な位置で化学形を正しく判別することができる技術を開発し、粒径 0.5 μm の微小な UO_2 粒子の化学状態の判別に成功した。

大型二次イオン質量分析装置（LG-SIMS）を用いた保障措置環境試料の分析技術では、分析試料の前処理作業における鉛やアルミニウム、ケイ素などの不純物粒子の除去対策方法を検討した。粒子試料を試料台へ回収する作業前に、作業台内壁をアルカリ電解水で内部を拭き取り洗浄して付着していた不純物粒子を除去することで、これらの粒子が試料に混在することで定量の妨害となる分子イオンピークの発生を抑制でき、IAEA から送付された依頼分析に対して、精確な分析結果を得ることが可能になった。

今後は単一ウラン粒子を用いて分析法の検討を行うとともに、顕微ラマン分光による核物質粒子の性状分析技術に係る試験を更に進める。保障措置環境試料の分析技術においては、IAEA から送付される依頼試料に対して LG-SIMS 等を用いて精確な分析結果を報告するとともに、マルチコレクタ型分析装置を用いた保障措置環境試料の精確な極微量分析技術開発を進める。

3.9 放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

3.9.1 研究の全体像

放射性廃棄物の安全管理に資するため、1F の事故で発生した汚染物（以下、「1F 事故汚染物」という。）を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、公衆や作業員への影響を定量化できるようにするとともに、安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価コードにおいて利用可能にすることを目指している。環境影響評価研究グループの研究全体像を Fig. 3.9-1 に、廃棄物安全研究グループの研究全体像を Fig. 3.9-2 にそれぞれ示す。

原子力規制委員会では、炉内等廃棄物を埋設する中深度処分に係る規制基準の整備が進められている。安全研究センターは、事業許可段階において事業者が行う安全評価の妥当性判断に必要な技術的知見を整備しておく必要がある。具体的には、隆起・侵食及び海水準変動による地形変化評価手法の整備を行うとともに、本手法を適用した解析事例から本評価の妥当性判断に必要な技術的知見の整備を進めた。ベントナイト系人工バリアの長期的な性能を評価するため、ベントナイト・セメント界面での発生を考慮すべき鉱物設定の妥当性判断に係る知見の整備を行うとともに、セメント系人工バリアの長期性能評価に向けて、細孔構造等の分析、評価を実施し、留意点・評価指標の抽出を行った。加えて、中深度処分における漏えいモニタリングに係るボーリング孔の閉鎖設計に関して、埋戻し材料の閉塞性能確認を行うとともに、実際のボーリング孔の埋戻し原位置試験を行い、孔の埋戻し手順と埋戻し後の閉塞性確認方法を提示した。

廃止措置の終了確認に係る具体的な基準が規定されておらず、今後策定される基準への適合性を判断するための終了確認手法の整備が必要である。このため安全研究センターは、廃止措置終了時の敷地由来の汚染源の識別や放射能濃度分布の評価、汚染状況に応じた敷地の解放に係る安全評価手法の整備を進めた。また、今後想定される被覆ケーブル及び制御盤のクリアランスレベルに対する放射線測定可能な範囲を確認するため、既存の放射線測定装置による放射線検出のシミュレーションを進めた。

これまでに 1F 廃棄物管理に係る研究において収集した情報や、放射性廃棄物の化学分析の研究により培った技術をグループ横断的に活用し、SA 評価の高度化に資する事を目的として、1F プラント内の核種分布情報の整理及び 1F プラント内から採取した試料の分析手法の検討に取り組んだ。

1. 中深度処分・地層処分の安全評価手法の高度化 1. K)*

安全評価等のガイド策定、処分場立地に向けた要求事項等の策定に資するため、中深度処分及び地層処分概念を踏まえ、地質事象、立地調査等の外的要因による地下環境の特性変化を評価するための手法整備など、安全評価手法の高度化を行う。

2. 1F事故廃棄物の保管・処分の安全評価手法整備 1. I)*

除染により発生した除去土壌の再生資材として再利用、及び1F敷地内の汚染がれきの限定的な再利用が検討されており、その安全性を担保するための規準、ガイド等が必要である。また、将来の燃料デブリの処分方策の検討に資するための手法整備を行う。

3. 原子炉施設の廃止措置及びサイト解放の安全研究 1. L)*

原子炉施設の廃止措置計画の妥当性判断、サイト解放の規準、ガイド等の策定やサイト解放時の残留放射能濃度の検証等に資するための研究を行う。

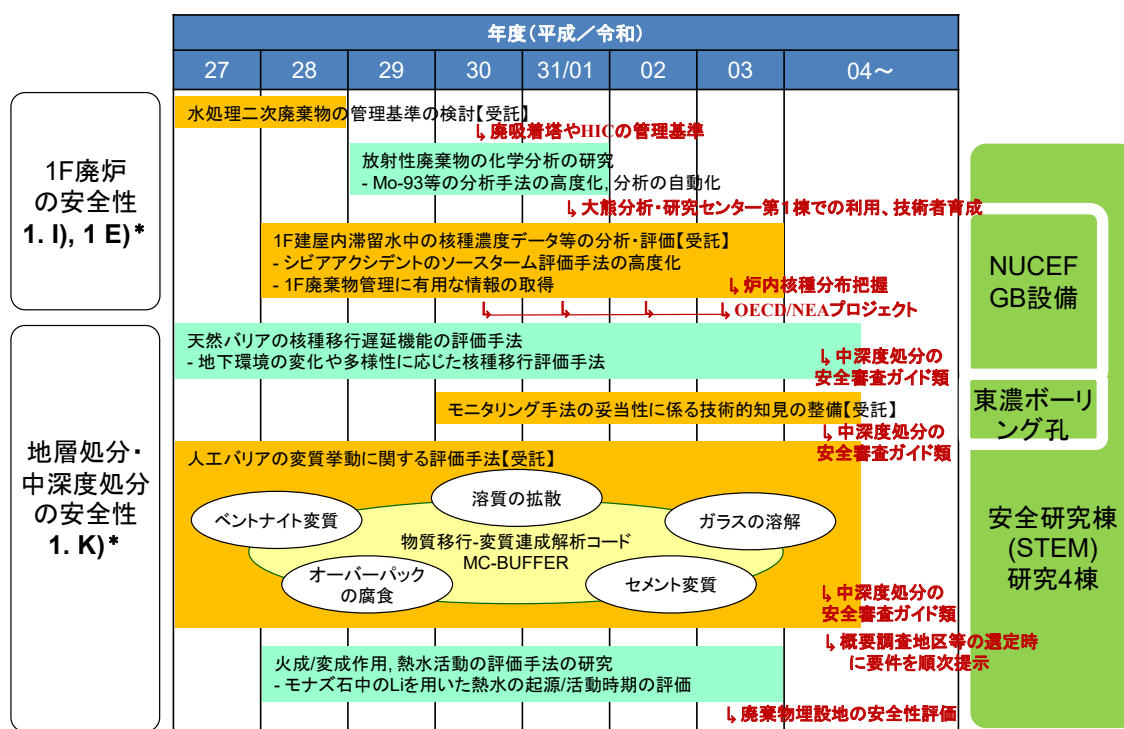
* 番号は原子力規制委員会の「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」(平成31年度以降の安全研究に向けて)で提示された必要な研究分野の該当部分

年度(平成/令和)							
27	28	29	30	31/01	02	03	04~
							(主に受託)
							長期にわたる地下環境の特性評価手法(海水準変動と隆起・侵食・堆積、立地調査等の擾乱影響等)
							火山活動評価のためのマグマ滞留時間の推定手法(共研、交付金)
							地下環境の特性評価と核種移行・線量評価を連携させた総合安全評価手法(主に交付金)
							除去土壌の再利用、処分等に係る安全評価手法(受託)
							1F敷地内での限定再利用の濃度基準算出のための手法(受託)
							1F事故廃棄物の放射能濃度分布評価手法の開発(受託)
							燃料デブリ処分の安全評価手法(受託)
							放射性物質の海洋拡散抑制効果評価手法の整備(受託)
							新規対象物のクリアランスレベル評価、検証検討(受託)
							廃止措置における廃棄物発生量と作業者被ばく線量の最適化に関する研究(交付金)
							サイト解放に係る被ばく線量評価手法の開発(受託)
							サイト解放時の残留放射能濃度の合理的な確認手法の開発(受託)

機構外協力: NDF, AIST, IRSN

機構内協力: 福島環境安全センター、東濃地科学センター、システム計算科学センター、廃炉国際共同研究センター

Fig. 3.9-1 環境影響評価研究グループの研究全体像



機構外協力: IRSN、日本大学、マクマスター大学、量子科学技術研究開発機構、NDF

機構内協力: 東濃地科学センター、大熊分析・研究センター、先端基礎研究センター、廃炉国際共同研究センター、基盤技術研究開発部

Fig. 3.9-2 廃棄物安全研究グループの研究全体像

3.9.2 主な成果

3.9.2.1 隆起・侵食及び海水準変動による地形変化、地下水流動等の評価手法の整備※

【背景】

炉内等廃棄物を埋設する中深度処分において、隆起・侵食や海水準変動による地形変化は、地下水流動・地下環境の変化や埋設深度の減少を引き起こし、処分システムの機能を低下させる恐れがある。このため隆起・侵食及び海水準変動に伴う将来の地形変化を適切に評価する必要がある。ただし、将来の地形変化の評価には不確かさが伴うことから、安全評価においては核種移行評価につながる地下水流動評価の観点から、将来の地形変化の不確かさ（変動幅）を評価するとともに、それらによる地下水流動・地下環境に与える影響を評価することが重要である。

【目的・ねらい】

中深度処分の沿岸立地を対象に、隆起・侵食、海水準変動の不確かさが将来の地形変化・地下水流動・核種移行に与える影響を評価する。その結果から、埋設地の位置の設計や天然バリア性能評価の妥当性判断のために必要な技術的な知見を、規制上の留意点として整備する。

【実施内容・アプローチ】

地形変化評価では、過去から現在までの地形・地質のデータを活用し、過去から現在の地形変化を説明しつつ、将来への外挿における不確かさ（将来の海水準変動など）を考慮した将来地形の変動幅を推定する手法を整備した（Fig. 3.9-3）。また諸外国での氷河地殻均衡の数値モデリングに基づく既往評価を踏まえ、将来の海水準変動を複数パターン設定した（Fig. 3.9-4 左）。これを山地・河川・平野・海域からなる典型的な集水域（Fig. 3.9-4 右）へ適用し、地形変化・海水準変動の不確かさが将来の地形変化に与える影響を整理した。さらに、非定常な地形変化を反映した3次元地下水流動・塩分濃度解析を実施し、埋設深度における水理学的影響を整理した。

【成果】

解析結果に基づき、地形変化の入力パラメータ及び拘束条件の不確かさが将来の地形変化に与える影響を、埋設地の位置及び性能評価の妥当性判断に係る知見として以下のように整理した：

- ・沿岸域：現在埋没谷が形成されている海域・下流域では、海水準変動による侵食基準面の低下によって河川の下刻が進むため、海水準変動に伴い地形勾配が優位に変動する。沿岸域ではこれに連動した平均流速の変化が顕著に確認された。よって、河口周辺の沿岸域が廃棄物埋設地の候補である場合、将来の海水準変動の不確かさを考慮して地形変化が地下水流動に与える影響を確認する必要がある。
- ・内陸部：勾配の大きな斜面域では、寒冷化が進むと周氷河作用（凍結・融解に伴う侵食）による地形勾配への影響が確認されたが、地形勾配及び地下水流速への影響は沿岸域に比べて小さかった。また本サイトで推定した地形変化の不確かさ（隆起速度・侵食速度・地質係数）の影響は、海水準変動の影響に比べて小さかった。

また地形変化評価及び地下水流動解析の結果に基づき、離隔距離及び水理学的な影響（地下水

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成31年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業」で得られた成果を含む。

流速・塩分濃度)の小さい範囲を、統計的に分析し、埋設地の位置の設計の妥当性判断のための1つの技術情報として提供可能であることを確認した。

【成果の活用先】

今後、本手法の改良・信頼性のある条件設定のための検討・様々なサイト条件への適用を進め、中深度処分における隆起・侵食や海水準変動による地形変化及びそれに応じた地下水流動・核種移行の評価における技術的な知見を規制上の留意点として整備することにより、将来の中深度処分の安全評価に係る具体的なガイド作成やサイトでの地形変化、地下水流動、及び核種移行の評価の妥当性判断のための技術情報としての活用が期待される。

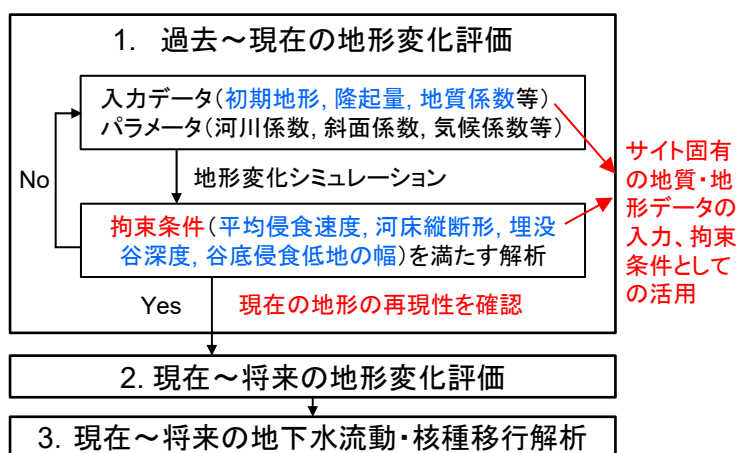


Fig. 3.9-3 将来の地形変化・地下水流動・核種移行解析の流れ

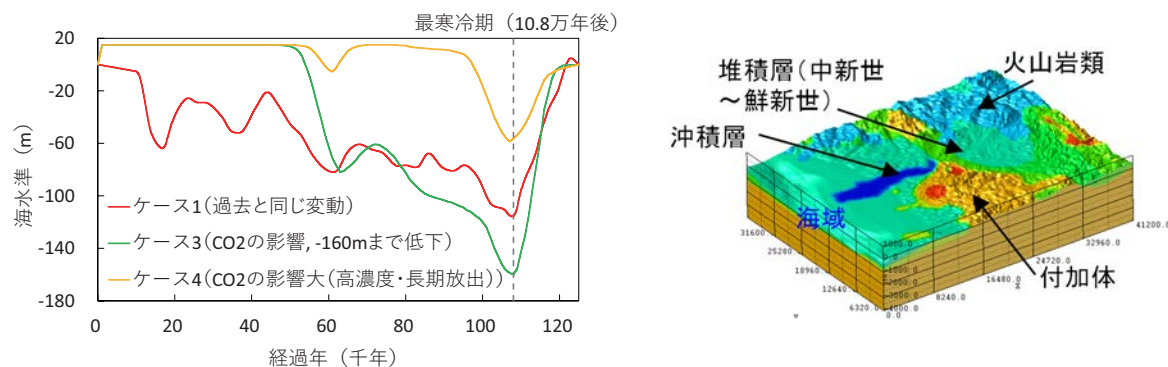


Fig. 3.9-4 評価条件 (左：将来の海水準変動の設定、右：地質構造 (現在))

3.9.2.2 セメント系人工バリアの性能評価に係る妥当性判断手法の整備

【背景】

炉内等廃棄物を埋設する中深度処分においては、廃棄物埋設地からの放射性物質の漏出を合理的に達成できる限り十分に低減する人工バリアの設置が見込まれている (Fig. 3.9-5)。このためには、設置される環境において技術的に施工可能なものであることに加えて、廃棄物埋設地の外への主要な放射性物質の漏出を抑制する性能が優れたものを選定する必要がある。

現状の人工バリア設計において、低拡散性により核種移行遅延効果を発揮することを期待して

設置されているセメント系人工バリアは、主に非晶質のカルシウムシリケート水和物（C-S-H ゲル）によって構成されている。C-S-H ゲルの構造は、カルシウムとケイ酸からなる層を骨格とし、層間に細孔（層間空隙やゲル空隙と呼んでいる）が形成されている。細孔における拡散等の物質移行過程では、電荷を帯びた細孔壁と核種が相互作用を起こすため、これを踏まえて設計プロセスの妥当性判断に係る考え方や手法を構築する必要がある。

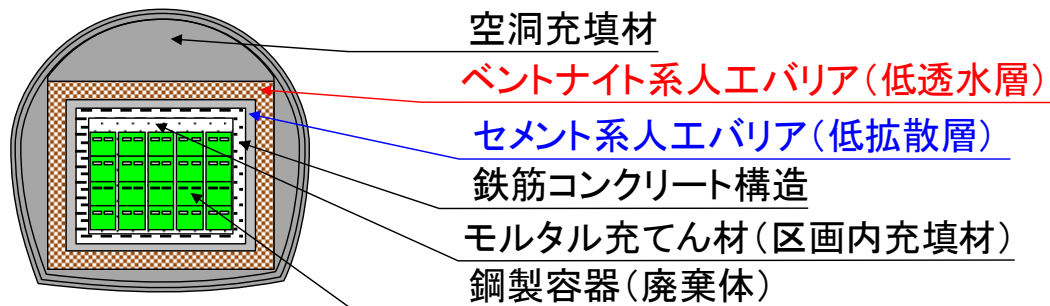


Fig. 3.9-5 中深度処分で想定される人工バリアの概念図

【目的・ねらい】

セメント中での物質移行特性を把握するため、水溶液中のイオンとして存在する放射性核種と細孔壁が起こす相互作用の理解を目的として、以下の 2 種類の解析を実施し、人工バリア設計プロセスの妥当性判断に必要な、セメント系人工バリア性能評価のための知見を整備した。

①C-S-H ゲル骨格構造の解析

細孔内におけるイオンと細孔壁の相互作用は、細孔内の静電ポテンシャルによって支配される。細孔内の静電ポテンシャルは、C-S-H ゲルの骨格構造によって決まるが、これはセメントの水和反応が漸次進行することによって容易に変化するため、その変化幅の把握と支配要因の解明に向けて解析を実施した。

②セメント硬化体の空隙構造の解析

静電ポテンシャルの影響度は細孔壁からの距離によって異なるが、細孔の空間スケールや量の把握を合わせて行う必要がある。しかしながら、セメント硬化体中には静電ポテンシャルの影響が無視できない細孔だけでなく、毛細管空隙等の空間スケールの大きく異なる空隙も含んでいるため、空隙の特徴に合わせて空隙構造の解析を実施した。

【実施内容・アプローチ】

材齢の異なるセメント硬化体を作製し、材齢経過に伴う水和反応進行を確認して①、②の分析試料とした。水和反応進行の確認は、XRD 及びリートベルト解析、TG-DTA、フライアッシュ選択溶解法を用いて、セメント硬化体構成鉱物の量比の変化からセメント反応率が増加していることにより行った。

①C-S-H ゲル骨格構造の解析

C-S-H ゲルの骨格構造について、2 種類の手法により分析データを取得した。トリメチルシリル誘導体化法（TMS 法）を用いて、C-S-H ゲル骨格構造を構成する SiO_2 の重合度の時間的变化を分析した。また、 ^{29}Si -, ^{27}Al -NMR 法を用いて、アルミノケイ酸鎖のネットワーク構造の

経時変化を分析した。

②セメント硬化体の空隙構造の解析

空隙構造は、直接的手法及び間接的手法を用いて多角的に分析データを取得した。直接的手法として TEM 観察を実施し、C-S-H ゲル中の細孔サイズや形状、空間分布について観察した。間接的手法として水銀圧入法及び水蒸気吸着法を実施した。水銀圧入法により毛細管空隙の径分布を、水蒸気吸着法により細孔の径分布を導出した。

【成果】

TMS 法及び ^{29}Si -, ^{27}Al -NMR 法の結果から、水和進行に伴って C-S-H ゲルの骨格構造を形成するアルミノケイ酸鎖の伸長が示された。層間に形成される細孔（層間空隙）や、層状構造の集合体が二次的に形成する細孔（ゲル空隙）が確認され、その大きさとして 5~10 nm が得られた (Fig. 3.9-6)。

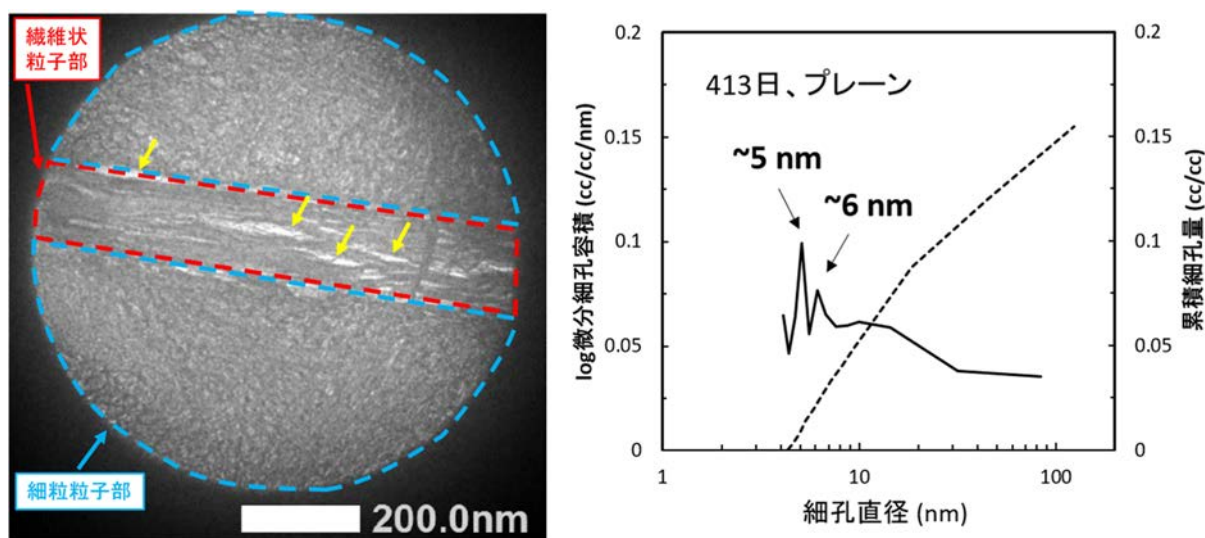


Fig. 3.9-6 TEM 像（黄色矢印が 5~10 nm 厚の細孔）及び水蒸気吸着法に基づく細孔径分布

【成果の活用先】

本成果を活用し、細孔構造や C-S-H ゲルの骨格構造といった物質科学的状態とその時間的変化を踏まえた物質移行に係る性質の評価体系を構築する。構築する評価体系に基づき、設計プロセスの妥当性判断に係る考え方や手法の整備に繋げる。

3.9.2.3 ベントナイト系人工バリアの性能評価に係る妥当性判断手法の整備※

【背景】

上述した通り、炉内等廃棄物を埋設する中深度処分においては、廃棄物埋設地からの放射性物質の漏出を合理的に達成できる限り十分に低減する人工バリアの設置が見込まれている (Fig. 3.9-5)。

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業」で得られた成果を含む。

人工バリアのうち、低透水層として想定されているベントナイト系人工バリアは、主成分であるモンモリロナイトという粘土鉱物が水と接触して膨潤することによって低透水性を発揮する。しかしながら、構造材料（処分坑道の支保工等）や低拡散層として多量に使用されるセメント系材料を起源とする高アルカリ性の地下水によって、モンモリロナイトの溶解や新たな鉱物の生成・沈殿が起これと考えられている。これら現象は、ベントナイト系人工バリアの膨潤性や間隙構造を変化させ、低透水性に対して長期的に影響を及ぼす可能性がある。

【目的・ねらい】

事業者が行う当該バリアの性能評価の妥当性を判断するためには、ベントナイトーセメント相互作用で起こる鉱物反応及びそれに伴う物質移行特性への影響の程度に関する科学的・技術的知見を整備しておく必要がある。そこで本研究では、当該バリアの低透水性を評価する上で考慮すべき鉱物について、処分環境で生成する可能性や上記性能に与える影響の観点から、既往知見の調査、中深度処分を想定した鉱物設定に係る考え方の整理、鉱物設定が低透水性評価に与える影響について検討した。

【実施内容・アプローチ】

国内外の機関で考慮されている鉱物設定及び最新知見の調査を行い、当該性能評価において検討すべき鉱物を抽出した。その後、鉱物設定に係る考え方を整理した上で、実験室試験や天然事象で生成が確認されていない鉱物及び中深度処分環境条件で生成しない鉱物を「設定しない鉱物」、それ以外を「設定する鉱物」と分類した（Fig. 3.9-7）。ただし、現段階では鉱物ごとに固有の生成速度を設定し、定量的な評価を行うことが困難なため、構造や組成が類似した鉱物が生成し得る場合は、熱力学的な平衡計算によって一意に生成種を絞り込むことができない。そのため、「設定する鉱物」にこのような鉱物群が含まれる場合は、「地球化学計算により、透水性に与える影響について検討する鉱物（影響検討鉱物）」とした。さらに、影響検討鉱物に分類した鉱物について、設定の差異が当該バリア材の透水性に与える影響を地球化学計算によって検討し、鉱物設定に係る留意点を整理した。

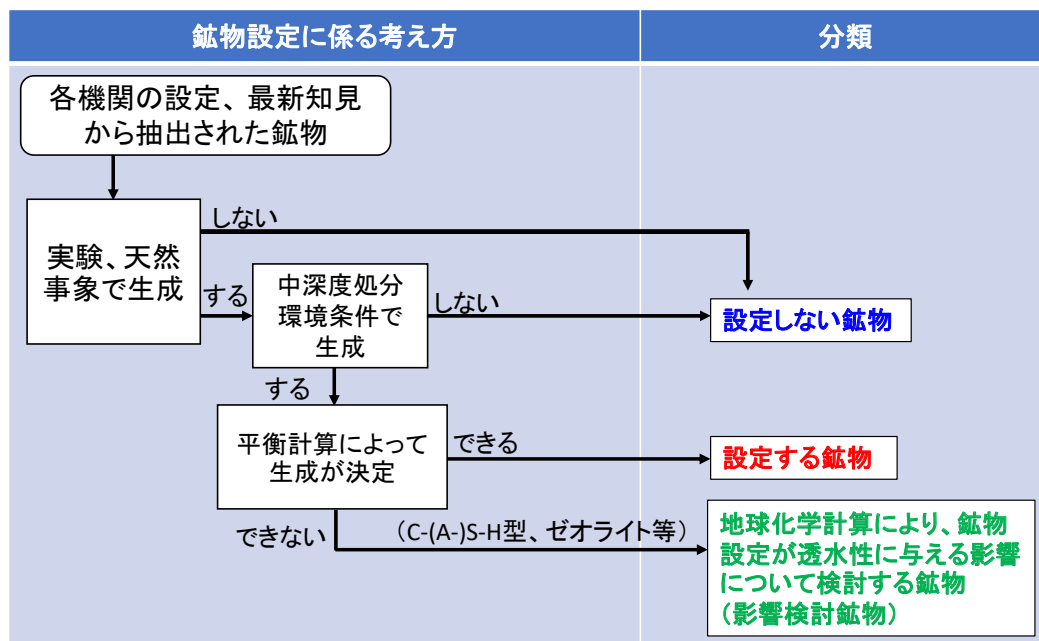


Fig. 3.9-7 鉱物設定に係る考え方と鉱物の分類

【成果】

ベントナイトーセメント相互作用で起こる鉱物反応で考慮すべき鉱物を文献調査により抽出し、上記鉱物設定に係る考え方で整理・分類した結果、Ca-Al-Si 水和物 (C-A-S-H) や Mg-Si 水和物 (M-S-H) 等を新たに設定することにした。また、上述した理由により、C-(A-)S-H 型鉱物、ゼオライト、マグネシウムケイ酸塩に属する鉱物を影響検討鉱物に分類した。さらに、これら影響検討鉱物については、鉱物設定の差異が低透水性に与える影響を把握するため、以下に示すケース分けを行った (Table 3.9-1)。

Table 3.9-1 影響検討鉱物の設定に係るケース分け

影響検討鉱物	ケース	ケース設定根拠
C-(A-)S-H 型 鉱物	- 全ての鉱物を設定したケース - 結晶性 C-S-H を除外したケース	非結晶性の C-(A-)S-H ゲルから熱力学的に安定性が高い結晶性 C-S-H (トバモライト等) に変遷したという報告がある。一方、天然では C-S-H ゲルが数千年以上にわたって結晶化せずに存続している事例が報告されている。そのため、結晶性 C-S-H が生成する場合と C-(A-)S-H ゲルが存続する場合の影響を比較する。
ゼオライト	生成しやすいと考えられる鉱物を順に除外したケース (4 ケース)	環境条件によって生成するゼオライトは異なると考えられる。そのため、それぞれの鉱物に対する影響を比較する。 ※C-(A-)S-H 型鉱物については、C-S-H ゲルのみを設定
マグネシウム ケイ酸塩	- クロライトを除外したケース - クロライト、セピオライトを除外したケース	生成が想定されるクロライト、セピオライト、M-S-H、それぞれの鉱物に対する影響を把握する。 ※C-(A-)S-H 型鉱物については、C-S-H ゲルのみを設定

それぞれのケースに対して地球化学計算コード（PHREEQC）を用いた簡易的な感度解析を行った。その結果、本計算条件において熱力学的な安定性が高い鉱物を除外したケースでは、除外しないケースに比べてモンモリロナイトの溶解が進行せず、顕著な透水性の上昇は確認されなかった。一方、C-A-S-H 型鉱物に係るケースの比較では、熱力学的安定性が高い結晶性 C-S-H を除外して C-A-S-H ゲルを設定した場合、結晶性 C-S-H を設定した場合よりもモンモリロナイトの溶解量が多くなり、透水性が上昇する結果が得られた。これら相反する結果の原因としては、鉱物反応に伴い変化する液相の pH とイオン濃度（モンモリロナイトに対する飽和度）が関係している。いずれのケースにおいても安定性が高い鉱物を除外しない場合より、除外した場合の方が液相の pH は高くなる傾向が見られたが、液相の Si 濃度等も高くなることで飽和度の影響が大きく現れ、モンモリロナイトの溶解が抑制された。しかしながら、結晶性 C-S-H を除外し、C-A-S-H ゲルを設定した場合は、他のケースと同様に液相の pH 及び Si 濃度等が高くなるものの、pH の増加量が大きく、Si 濃度等が高くなる効果よりも pH 増加の影響が大きく現れたため、モンモリロナイトの溶解が進行した。本計算結果から、熱力学的に安定な鉱物の設定が必ずしも保守的な設定にはならないこと、また、鉱物の生成が液相組成に与える影響、特にモンモリロナイト溶解に対する飽和度への影響について留意するとともにその妥当性について検討する必要があることが分かった。

【成果の活用先】

本研究で得られた鉱物設定やその差異による低透水性への影響に係る知見は、初期材料の設定、鉱物反応の進展に伴い変化する鉱物／間隙水組成や細孔構造の設定、状態設定等、ベントナイト系人工バリアの設計プロセスの妥当性判断に寄与するものである。本成果は、中深度処分だけではなく、セメント系材料とベントナイト系緩衝材が同様に使用される地層処分に対しても、安全評価の妥当性判断や科学的合理的な安全規制への活用が期待される。

3.9.2.4 炉内廃棄物等処分の施設設計の妥当性判断のための技術的知見の蓄積※

【背景】

炉内等廃棄物の中深度処分においては、「中深度処分における操業中の廃棄物埋設施設に係る要求の骨子案」第 14 条 1 において、「廃棄物埋設施設には、廃棄物埋設地の周囲における地下水の水位、廃棄物埋設地から漏えいする放射性物質の濃度及び線量等を監視し、及び測定する設備を設けなければならない。」としている。また、その解釈において、「六 埋設の終了から廃止措置の開始までの間においては、以下を考慮した設計がなされていること。① 放射性物質の濃度及び線量等を監視及び測定できる設備の撤去後において放射性物質が移行しやすい経路が生じないよう、撤去及び埋戻しを行うことができる見通しがあるものであること。② 廃棄物埋設地からの放射性物質の漏えいがあった場合、比較的早期に放射性物質が到達すると考えられる地点に設置すること。③ 測定期間及び使用環境に適応したものであること。」としている。この埋設終了から廃止措置の開始までの管理期間（中深度処分の場合、300～400 年間）におけるモニタリング等

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業」で得られた成果を含む。

の実施（Fig. 3.9-8）に際して、規制者は、事業者が提示するモニタリング計画に対してその妥当性を判断するための技術的根拠を保持しておく必要がある。

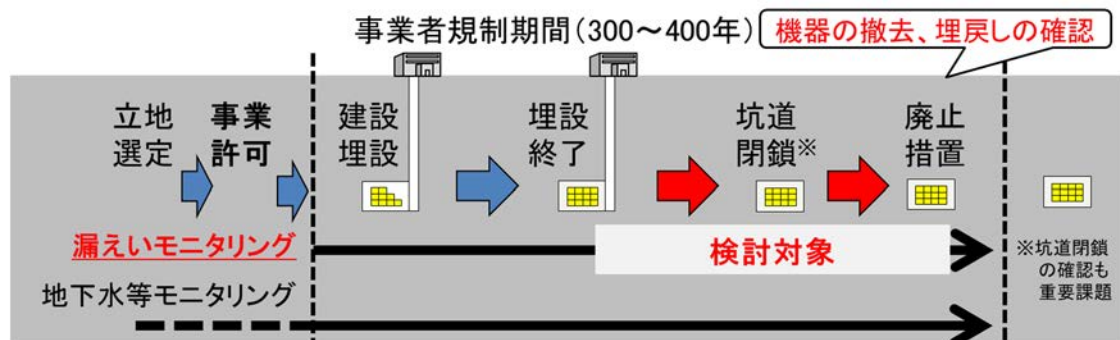


Fig. 3.9-8 中深度処分で想定される漏えいモニタリングの概要

【目的・ねらい】

以下に示す 4 項目について、安全規制の視点から廃棄物埋設施設周辺のモニタリングに求められる技術的根拠を整備する。

- ・ 人工バリア及び天然バリアの機能を著しく損なうことがないこと。
- ・ 撤去後において放射性物質が移行しやすい経路が生じないよう、撤去及び埋戻しを行うことができる見通しがあるものであること。
- ・ 廃棄物埋設地からの放射性物質の漏えいがあった場合、比較的早期に放射性物質が到達すると思われる地点を選定すること。
- ・ 測定期間及び使用環境に適応したものであること。

【実施内容・アプローチ】

トンネル・ボーリング孔に関わる移行経路には、岩盤中の割れ目などの他に、空洞部、掘削時に生じ得る掘削損傷領域、覆工コンクリートやケーシングなどの保坑・保孔部とその背面などが想定される（Fig. 3.9-9）。これらは地質条件の違いやモニタリングの目的に応じて仕様（深さや径など）が異なるが、今年度はトンネルに比べ課題の多いボーリング孔の閉塞に主眼を置き、モニタリングを実施する上で必ず発生することになる孔空洞部を主な対象とした。

原位置でのボーリング孔閉鎖状況の確認方法を検討するためには、ボーリング孔内で実際に生じると考えられる閉塞材の膨潤挙動や膨潤後の状態を確認しておく必要がある。このことから、代表的な閉塞材と考えられるベントナイトを用いて実際のボーリング孔を埋め戻す原位置試験を実施し、閉鎖確認時における確認項目とその判断指標に関する知見を取得した。また、原位置試験に先立ち、ボーリング孔を模擬した室内試験装置を用いて、閉塞材の膨潤挙動と閉塞性を把握するための室内試験を実施した。

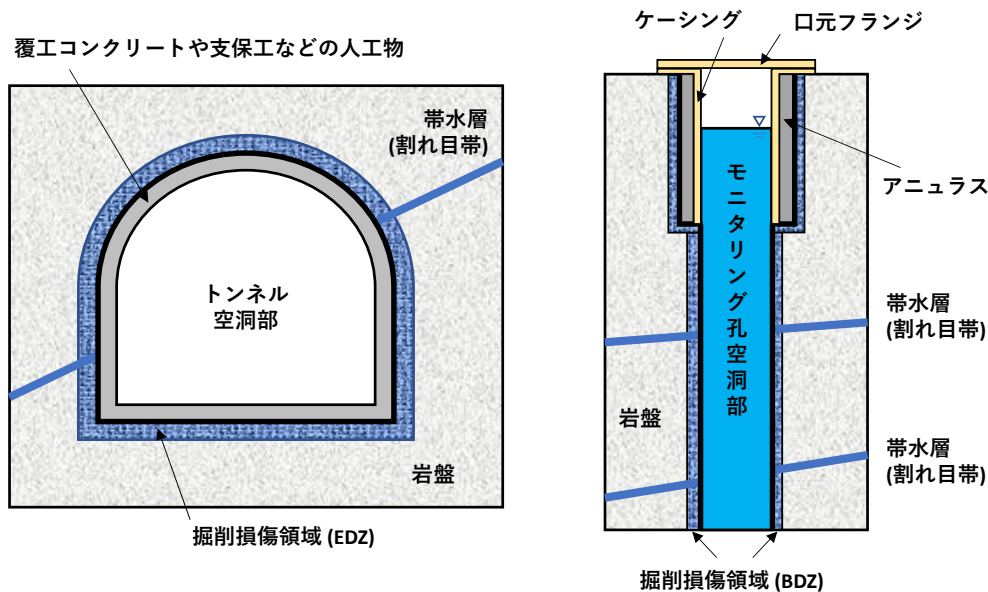


Fig. 3.9-9 トンネル・ボーリング孔に関わる移行経路の概念図

【成果】

原位置試験で閉塞予定のボーリング孔の環境（掘削方向や地下水水質）を模擬した室内試験の結果、ベントナイトブロックの密度を調整することで、原位置において膨潤させた際の透水係数を予測した上で材料設計を行うために必要なデータを取得できた。また、閉塞予定のボーリング孔の検層結果及び室内試験の結果を踏まえた経路閉鎖設計（ベントナイトや砂などの孔内配置、ベントナイトブロックの仕様、埋戻し材の定置方法、閉塞性の確認方法など）を行い、孔全体及び閉塞区間を対象とした定圧注水試験を行うことで、埋め戻された孔空洞部の閉塞の妥当性を確認する手順を提示した。

本事業で得られた知見に基づき、孔空洞部を埋め戻し閉塞する際に適切に閉鎖されたことの妥当性を評価するための判断指標を抽出・整理した。ボーリング孔全体を埋め戻した後に孔空洞部の閉塞性を直接的に確認することは困難であり、孔埋戻し前の計画～埋戻し作業の段階で、間接的に孔空洞部の閉塞の妥当性に係る確認を行うことが、閉塞の見通しを確認する上で重要と考えられる。

一方で、試験の結果から、閉塞部のベントナイトの不均質性が閉塞の妥当性に与える影響について確認する必要があると考えられた。また、本事業で対象とした結晶質岩中のボーリング孔以外の地質条件、ボーリング孔空洞部以外を対象とした移行経路となり得る対象の整理と、それらの閉鎖の妥当性確認に係る知見の整理が今後の課題として残されている。

【成果の活用先】

本研究により整理した漏えいモニタリングの技術的成立性、ボーリング孔の閉塞に利用可能な材料の選定と実際のボーリング孔閉塞時に確認すべき事項は、モニタリングに関わる安全規制時の判断項目や基準の整備に反映できる。

3.9.2.5 原子炉施設のサイト解放基準に対する終了確認手法の整備※

【背景】

廃止措置の終了確認の基準は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」において定められているものの、その具体的な技術基準は定められていない。原子力規制庁より平成 29 年 11 月 2 日に、IAEA 安全指針 WS-G-5.1 が示す無制限解放の考え方を基本とした、「原子力施設のサイト解放基準について（案）」が提示された。今後、廃止措置終了時における妥当性確認の方法の整備を具体的に進めていく必要がある。

【目的・ねらい】

本研究では、今後の廃止措置終了の妥当性の確認のための手順や技術的知見の整備に資するため、①サイト内に残留した放射性核種の濃度分布評価方法の整備、②フォールアウトの影響を考慮したバックグラウンド設定方法の整備、③サイト解放時の被ばく評価方法の整備を行うとともに、これらに関連付けた廃止措置終了確認の手順について取りまとめる。

【実施内容・アプローチ】

サイト内に残留した放射性核種の濃度分布評価方法の整備では、最終的に行われる土壌試料採取などによる代表点測定と、事前サーベイにより得られることが想定される敷地全体の計数率分布などを補足的情報（外生ドリフトデータ）とから、敷地内放射能分布を的確に評価できる外生ドリフトクリギングを導入した ESRAD3 に対し、主変数及び外生変数に測定誤差を有する際の評価手法を新たに開発するとともに、敷地全体における放射能分布に適用した。

また、バックグラウンド設定方法の整備では、1F 事故に係るフォールアウトによるバックグラウンド放射能を適切に差し引くため、 $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ を精度良く分析できる化学分離法を検討し、さらに表面電離型質量分析装置 (TIMS) を用いた土壌試料の測定から廃止措置対象施設起源の放射性セシウム識別の適用範囲などを検討した。

廃止措置終了では、解放後の跡地利用などによる公衆の被ばく線量が基準以下であることを確認する必要がある。サイト解放時の被ばく線量評価では、その評価の前提となる敷地内において測定・評価された表層の放射能分布に対応して、サイト解放後の浸透地下水、地表流、土砂移動による 3 つの核種移行の形態を考慮できる被ばく線量評価手法の整備を進めた。

【成果】

サイト内に残留した放射性核種の土壌中濃度分布評価方法の整備では、敷地内で実施する事前サーベイと代表点の濃度測定の結果に基づき、放射能分布を評価する外生ドリフトクリギングを導入した放射能濃度分布推定コード ESRAD3 に対して、主変数（土壌中放射能濃度）及び外生変数（計数率）どちらにも測定誤差を有する場合の評価が可能となるように改良を実施した。具体的には、外生データに対して測定誤差の範囲で乱数を発生させ、誤差を含む外生変数のデータセットを複数作成し、その複数ケースについて外生ドリフトクリギングを実行して、結果を再構成することによって各点における評価値とその推定分散を算出する方法を新たに開発した (Fig.

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃止措置・クリアランスに関する検討）事業」で得られた成果を含む。

3.9-10)。また、事前サーベイ結果に基づき、クリギングを適切に実行するための視点から代表点選定方法を検討した結果、計数率分布から特定したピーク位置、測定点間の距離を考慮してバリオグラムの疎密を解消する測定点、主変数と外生変数の最大、最小の範囲で偏りなく点を選定することなどを整理した。これらをもとに、1km×1kmの敷地を対象に仮想的な放射能分布とそれに基づく事前サーベイの測定結果をもとに代表点 50 点選定して放射能分布を評価したところ、真の分布をほぼ再現する結果となった (Fig. 3.9-11)。さらに、評価した放射能分布結果が妥当であるかを確認する方法として、交差検証法の適用性を検討して、放射能濃度の大きい点をより重視する絶対平均誤差 (MAE) を指標に使った方法が適切であることを整理するとともに、被ばく線量評価の入力として与える放射能分布について、クリギング評価で得られる各評価点の不確かさを表す推定分散を利用して、安全側の放射能分布を与える設定方法を提案した。

また、 $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比を用いた施設起源放射性セシウムの識別方法については、TIMS を用いて得られた土壌中同位体比とその標準偏差に基づき値を設定し、1F 起源と対象施設の起源の同位体比差と対象エリアの土壌中 ^{137}Cs 濃度の 2 つの指標に対して、施設起源 ^{137}Cs 濃度が 0.1Bq/g である場合の標準偏差をマトリクス表に整理して、その施設起源の ^{137}Cs 濃度を安全側に設定する方法と適用範囲などを取りまとめた。

さらに、サイト解放後の被ばく線量評価手法の高度化では、サイト内の初期放射能分布に対して、降雨による早期の海などの水系への移動や、窪地等への蓄積といった懸念される核種移行の形態を考慮するため、浸透地下水、地表面流及び土砂移動による 3 つの核種移行評価手法の整備を進めるとともに、仮想的な表層土壌汚染に対する予察的解析から、土砂移動を伴う降雨イベントの発生による地表面流及び土砂移動により窪地において放射能濃度が上昇する可能性があることを確認した。

【成果の活用先】

今後具体的な整備が予定されている原子炉施設を対象とした終了確認のための手順及びガイドへの反映が期待される。

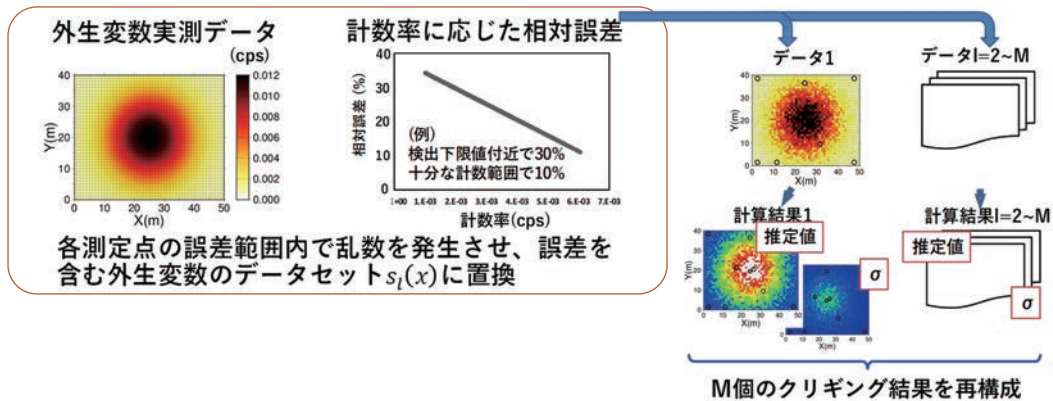


Fig. 3.9-10 測定誤差を含む外生ドリフトクリギングの開発

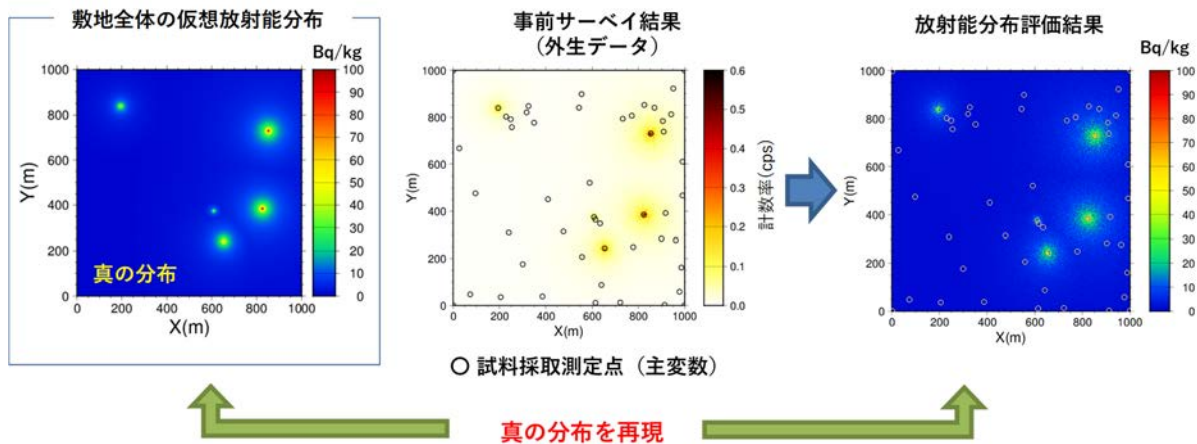


Fig. 3.9-11 測定誤差を含む外生ドリフトクリギングによる評価結果例

3.9.2.6 福島第一原子力発電所（1F）プラント内核種移行に関する調査※

【背景】

1F 廃棄物管理に係る研究において取得してきた情報及び分析技術の活用による、SA 評価の高度化を目的とする。SA 時におけるソースターム（環境中に放出される放射性核種の量や化学形態、放出のタイミング）は、SA の影響評価に不可欠な情報である。1F の事故において放出された核種の放射能濃度等については、複数の機関から多岐にわたるメディアで情報公開されているため、ソースターム評価に有益と考えられるものを選別して整理することが重要となる。また、ソースタームは原子炉冷却系内や格納容器内における炉心熔融進展及び核種の移行挙動に影響される。プラント内での核種の移行には核種の化学形態が影響すると考えられるが、現状では化学形態ごとに分析された情報がない。SA 時ソースターム評価手法の高度化のためには、化学形態ごとに分析する手法を考案する必要がある。

【目的・ねらい】

SA 時ソースターム評価の高度化に資するため、公開情報を整理し、1F プラント内の核種移行

※ 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業」で得られた成果である。

挙動を把握するために有用と考えられるプラント内核種分布情報を整理する。また、滞留水中の I-129 を対象とし、化学形態ごとに分析する手法を構築する。

【実施内容・アプローチ】

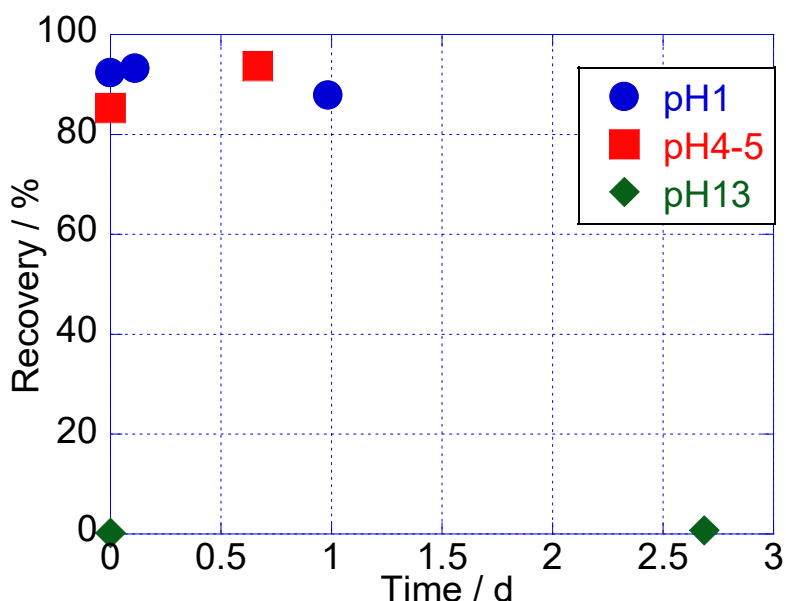
上記で取得した情報及び 1F プラント内における核種の濃度や分布に関する公開情報（1F プラント内の汚染水、建屋内線量、がれき、土壌等を分析した結果及び OECD/NEA プロジェクトの成果等）から、現時点で把握可能な核種の移行挙動について情報の収集及び整理を行い、データベースを作成する。OECD/NEA の 1F 事故分析に係るプロジェクトに提供するためのデータベースを作成した。

ヨウ素の化学形態毎の分離法の開発としては、水試料については、陰イオン交換性能をもつ固相抽出剤（Anion-SR）の I^- と IO_3^- 、有機形ヨウ素（ $CH_3CH_2CH_2I$ と CH_3I ）に対する吸着特性を調べ、分離条件を最適化し、I-129 で I^- を、I-127 で IO_3^- を標識した模擬試料等を用いて逐次分離試験を実施した。固体試料の I-129 の化学形態毎の分析法として、化合物によって沸点などの揮発特性が異なることに着目した分析法の検討を進めた。

【成果】

情報整理では、東京電力ホールディングス株式会社、原子力機構、国際廃炉研究開発機構（IRID）から公開されたウェブページ上の情報（PDF 等の資料）について、1～4 号機を対象に、水試料の分析手法、コンクリート等の表面における核種や元素の付着形態の推測、1F 事故クロノロジーに基づく重大事故解析のために有用となり得る情報を収集及び整理し、「情報ソースデータベース」として取りまとめた。また、OECD/NEA の 1F 原子炉建屋及び格納容器内情報の分析プロジェクト（ARC-F 会合）へ提供するために、情報ソースデータベースに収納した資料のタイトルを英語に翻訳するとともに、サンプルの採取位置が明確であり、線量率、核種濃度等の分析データが含まれる情報を抽出し、英語版のデータベース（サンプルデータベース）として 1～4 号機ごとに分けて整理した。

化学形態毎の分析法の開発において、Anion-SR は 0.01～0.1 M NaOH 溶液から I^- を選択的に吸着するが、 IO_3^- や CH_3I 、 $CH_3CH_2CH_2I$ はほとんど吸着しないことを確認した。この条件により、 I^- を IO_3^- や CH_3I 、 $CH_3CH_2CH_2I$ から分離可能である。また、吸着した I^- は 1 M HNO_3 により 60%以上回収できた。Anion-SR の通過液には IO_3^- と有機形ヨウ素が含まれるが、これらを Anion-SR により分離するためには IO_3^- を I^- に還元する必要がある。pH を変化させて IO_3^- 試料溶液を調製し、還元剤である $K_2S_2O_5$ を添加してから Anion-SR 通液試験を実施したところ、酸性条件下では高い回収率が得られたが、アルカリ条件下では回収できないことが分かった。このことから、還元のためには酸性条件が必要であることが分かったが、酸性条件下では I^- が揮発しやすいことが知られている。また、還元に必要な時間についての情報を求めるため、還元剤添加時間を 0 h とし、時間を変えて通液試験を行った。その結果を Fig. 3.9-12 に示す。pH が 1 又は 4～5 の酸性条件下において回収率が 0～1 d までの間でほぼ一定であることから、 IO_3^- は還元剤添加直後に I^- に還元され、約 1 日後でもほとんど揮発していないことが分かった。一方、pH 13 のアルカリ条件下では約 3 日後でも回収率は低いままであり、還元されないことが分かった。

Fig. 3.9-12 $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_5$ による IO_3^- 還元の時間変化

以上の結果を踏まえ、 I^- をI-129、 IO_3^- をI-127で標識し、既知量の I^- と IO_3^- を含む試料溶液を用いて逐次分離試験を行い、 I^- と IO_3^- がそれぞれ分離されることを確認した。

【成果の活用先】

整理した情報や得られた知見については、OECD/NEA の 1F 事故分析に係るプロジェクト (ARC-F) に提供した。

3.9.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- ・ K. Miwa, S. Takeda and T. Iimoto, “Development of dose estimation system integrating sediment model for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation”, Radiat. Prot. Dosim., Vol.184, No.3-4, pp.372-375, (2019).

など、論文 4 件、技術報告書等 2 件、国際会議報告 4 件、口頭発表 12 件、受託報告書等 4 件。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

OECD/NEA「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析 (ARC-F)」に参加し、整理した情報や水試料の分析手法に関する知見を情報提供した。また、IAEA「International Project on Completion of Decommissioning (COMDEC)」へ参加し、廃止措置終了確認の評価及び確認方法に関する技術的情報の提供・共有を行った。

【学会活動等への貢献】

日本コンクリート工学会「有害廃棄物及び放射性廃棄物の処分へのセメント・コンクリート技術の適用に関する研究委員会」に参画し、報告書の取りまとめに貢献した。原子力学会の「NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会」において、安全評価等の技術レビューを行い、その

結果を取りまとめた報告書の公表に貢献した。また LLW 処分安全評価分科会において、中深度処分の規制改定を反映させた学会標準の作成作業に貢献した。

3.9.4 まとめと今後の展開

炉内等廃棄物を埋設する中深度処分に係る規制基準の整備に向けて、隆起・侵食及び海水準変動による地形変化評価手法の整備を進め、本手法を適用した解析事例から本評価の妥当性判断に必要な技術的知見の整備を開始した。また、ベントナイト系及びセメント系人工バリアの長期性能評価の妥当性を判断するための知見の整備を進めた。加えて、中深度処分における漏えいモニタリングに係るボーリング孔の閉鎖設計に関して、材料設計の妥当性判断に係る技術的知見を得た。

廃止措置終了確認に関する研究では、敷地内での放射能分布に対して、サイト解放後の浸透地下水、地表流、土砂移動による 3 つの核種移行の形態を考慮できる被ばく線量評価手法の改良を進めた。また、残留放射能濃度の確認手法に関して、事前の敷地サーベイ結果に基づく濃度測定のため、既存の放射線測定装置による放射線検出のシミュレーションを進めた。

SA 評価の高度化に資するため、1F プラント内の核種分布情報の整理に取り組むとともに、SA 時の放射性物質の海洋拡散を抑制するためのシルトフェンス設置の抑制効果評価手法の整備を実施した。

今後は、事故廃棄物の特性を考慮し、事故廃棄物の長期保管・処分に係る合理的な安全規制に貢献するために、使用が想定されるバリア材の性能評価手法の開発や、安全評価手法の整備を進める。炉内等廃棄物の中深度処分の安全規制については、事業許可段階において事業者が行う安全評価の妥当性判断に必要な技術的知見として Nb 等の移行評価データ、隆起・侵食及び海水準変動の影響を考慮した核種移行評価に係る知見等を整備しておく必要がある。また立地段階においては、事業者が行うボーリング調査等について、事業許可の審査を見据えて情報収集することが必要である。さらに許可段階において、事業開始後の「施設確認、アクセス坑道の閉鎖措置、閉鎖後の長期的な漏洩モニタリング及びボーリング孔の閉塞」の技術的成立性の妥当性判断を行うための技術的知見の整備が必要である。

廃止措置終了確認については、整備を進めている 3 つの核種移行の形態を考慮できる被ばく線量評価手法に関し、特に地表流及び土砂移動による移行評価モデルの改良及び検証を行うとともに、事前サーベイ結果からクリギングによる放射能濃度分布の評価精度を適切に確認できるような検認手順案を整備する必要がある。さらに、サイト内の地下汚染に対する放射能濃度分布を評価するため、地下水流動の影響を考慮した地下汚染分布推定手法の整備を進める必要がある。

1F プラント内核種分布情報については収集・整理を行うとともに、水試料及び固相試料の分析手法の開発を進める必要がある。

付録 1 令和元年度成果公表参考リスト

※ 口頭発表予定や投稿中・印刷中論文の一部を含む。

1. シビアアクシデント評価に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文：4 件

- 1) 吉田一雄, 玉置等史, 吉田尚生, 吉田涼一朗, 天野祐希, 阿部仁, 「再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での FP 硝酸塩の脱硝に伴い発生する NO_x の化学的挙動解析」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.18, No.2, pp.69-80, (2019).
- 2) K. Kido, “A noniterative mean-field QM/MM-type approach with a linear response approximation toward an efficient free-energy evaluation”, J. Comp. Chem., Vol. 40, No.24, pp. 2072-2085, (2019).
- 3) A. Hotta, M. Akiba, A. Morita, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, A. Komlev, S. Thakre, S. M. Hoseyni, P. Sköld, T. Matsumoto, T. Sugiyama and M. Buck, “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena in High Temperature Debris Bed”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 57, No. 4, pp. 353-369, (2020).
- 4) Z. Wang, G. Duan, T. Matsunaga and T. Sugiyama, “Consistent Robin Boundary Enforcement of Particle Method for Heat Transfer Problem with Arbitrary Geometry”, Int. J. Heat Mass Trans., Vol. 157, 119919, (2020).

(1.2) 技術報告書等：1 件

- 1) 桧山美奈, 玉置等史, 吉田一雄, 「SCHERN：再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での NO_x の化学的挙動解析プログラム」, JAEA-Data/Code 2019-006, 17p, (2019).

(1.3) 国際会議等報告：6 件

- 1) Y. Iwasawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, A. Kaneko and Y. Abe, “Formation of agglomerated debris in jet-breakup experiment using metallic melts”, ICONE27-1908, 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 2) H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Analysis for the accident at unit 1 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE code in BSAF2 project”, 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 3) H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Analysis for the accident at unit 2 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE code in BSAF2 project”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 4) J. Ishikawa, H. Tamaki, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Analysis for the accident at unit 3 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE code in BSAF2 project”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 5) K. Motegi, N. Trianti, T. Matsumoto, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “CFD Analysis of

hydrogen flame acceleration with burning velocity models”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.

- 6) M. Pellegrini, L. Herranz, M. Sonnenkalb, T. Lind, Y. Maruyama, R. Gauntt, N. Bixler, A. Morreale, K. Dolganov, T. Sevon, D. Jacquemain, J.H. Song, H. Hoshi, Y. Nishi and S. Mizokami, “Main findings, remaining uncertainties and lessons learned from the OECD/NEA BSAF project”, NURETH-18, Portland, USA, August 18-22, 2019.

(1.4) その他：2 件

- 1) 吉田一雄, 「核燃料施設の安全とリスク評価, 特集「エネルギーシステムと社会リスク」, エネルギーレビュー, Vol. 40, No. 4, (2020).
- 2) 丸山結, 喜多利亘, 倉本孝弘, 「第 1 回 確率論的リスク評価の技術課題, 連載講座 よくわかる PRA〜うまくリスクを使えるために〜」, 日本原子力学会誌 ATOMOS, Vol. 62, No. 6, (2020).

(2) 口頭発表：6 件

- 1) 松本俊慶, 岩澤譲, 川部隆平, 安島航平, 杉山智之, 丸山結, 「格納容器内溶融炉心冷却性評価のための JASMINE コードの改良」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 2) 塩津弘之, 伊藤裕人, 杉山智之, 丸山結, 「空気雰囲気条件におけるヨウ素沈着物の再揮発現象に係る解析的検討」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 3) X. Zheng, T. Sugiyama and Y. Maruyama, “Bayesian Approach to Risk Assessment, (4) Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis”, リスク部会企画セッション, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 4) 久保光太郎, 鄭嘯宇, 田中洋一, 玉置等史, 杉山智之, 「ダイナミック PRA のためのサンプリング手法の検討」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
- 5) 吉田一雄, 「核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価」, リスク部会企画セッション, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
- 6) 丸山結, 「リスク評価における熱流動解析の寄与」, リスク部会企画セッション, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

(3) 受託報告書等：3 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 3) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

2. 放射線安全・防災に関する研究

(1.1) 雑誌論文：4 件

- 1) A. Mori, S. Takahara, H. Yoshida, Y. Sanada and M. Munakata, “Development of an external radiation dose estimation model for children returning to their homes in areas affected by the Fukushima nuclear accident”, Health Phys., Vol.117, No.6, pp.606-617, (2019).
- 2) S. Takahara, M.A. Pratama, M. Ikegami and S. Fukutani, “Assessment of internal doses from environmental medias contaminated by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident; Absorption fraction of Cs-137 from contaminated wild boars lived in Fukushima prefecture”, KURNS Progress Report 2018, No.CO10-1, (2019).
- 3) S. Takahara, M. Iijima and M. Watanabe, “Assessment model of radiation doses from external exposure to the public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident”, Health Phys., Vol.118, No.6, pp.664-677, (2020).
- 4) K. Manabe, K. Sato and F. Takahashi, “Development of a function calculating internal dose coefficients based on ICRP 2007 Recommendations”, Bio Web of Conf., Vol.14, 03011, (2019).

(1.2) 技術報告書：2 件

- 1) 放射線安全・防災研究グループ, 「OSCAAR コードパッケージの使用マニュアル」, JAEA-Testing 2020-001, 65p, (2020).
- 2) 木村仁宣, 宗像雅広, 波戸真治, 菅野光大, 「安定ヨウ素剤服用による甲状腺被ばく低減係数データベースの開発 (受託研究)」, JAEA-Data/Code 2020-002, 38p, (2020).

(1.3) 国際会議：11 件

- 1) M. Kimura, J. Ishikawa, T. Oguri and M. Munakata, “Development of integrated system for accident consequence evaluation using Level 2 and Level 3 PRA codes”, 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 2) A. Ishizaki, C. Nakanishi, K. Takubo and M. Munakata, “Evaluation of the radiation protection capability in shelter facilities with positive pressure ventilation”, 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 3) J. Hirouchi and S. Shogo, H. Komagamine and M. Munakata, “Investigation on the influence of additional protective measures on sheltering effectiveness for internal exposure”, Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2019 (ASRAM 2019), Gyeongju, Korea, September, 2019.
- 4) S. Takahara and M. Watanabe, “Assessment of radiation doses from ingestion pathway to the public in Fukushima prefecture after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident”, Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2019 (ASRAM 2019), Gyeongju, Korea, September, 2019.
- 5) S. Nishino, Y. Tanimura, H. Yoshitomi and M. Takahashi, “Prototype Test of Potable

- Thyroid Dose Monitoring System using Gamma-ray Spectrometers”, 19th International Conference on Solid State Dosimetry (SSD19), Hiroshima, Japan, September, 2019.
- 6) H. Yoshitomi, S. Nishino, Y. Tanimura and M. Takahashi, “Uncertainties due to the body size for the radioiodine measurements using a newly developed thyroid monitor”, 19th International Conference on Solid State Dosimetry (SSD19), Hiroshima, Japan, September, 2019.
 - 7) Y. Tanimura, H. Yoshitomi, S. Nishino and M. Takahashi, “Background Correction Method for Portable Thyroid Dose Monitor Using Gamma-ray Spectrometer Developed at JAEA in High Dose Rate Environment”, 19th International Conference on Solid State Dosimetry (SSD19), Hiroshima, Japan, September, 2019.
 - 8) F. Takahashi, K. Sato and K. Manabe, “Development of internal-dosimetry code based on ICRP 2007 Recommendations”, 5th Asian Radiation Dosimetry Group Annual Meeting (ARADOS-5), Beijing, China, November, 2019.
 - 9) Y. Tanimura, S. Nishino, H. Yoshitomi and M. Takahashi, “Development of a thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers”, 5th Asian Radiation Dosimetry Group Annual Meeting (ARADOS-5), Beijing, China, November, 2019.
 - 10) K. Manabe, K. Sato and F. Takahashi, “Development of a function for estimating intakes of radionuclides using the models and data based on ICRP 2007 Recommendations”, 5th International Symposium on the System of Radiological Protection (ICRP 2019), Adelaide, Australia, November, 2019.
 - 11) S. Takahara, “Assessment of external doses to the public considering variability and uncertainty”, OECD/NEA Workshop on Preparedness for Post-Accident Recovery Process: Lessons from Experience, Tokyo, Japan, February, 2020.

(2) 口頭発表：12 件

- 1) 高原省五, 「低線量リスクに関する放射線防護の考え方」, ワークショップ「低線量リスクに関するコンセンサスと課題の明確化」, 東京, 2019 年 6 月.
- 2) 高原省五, M.A. Pratama, 池上麻衣子, 福谷哲, 米田稔, 「福島第一原子力発電所事故で汚染されたイノシシ肉に含まれる放射性セシウムの胃腸管吸収率の評価」, 第 41 回京都大学環境衛生工学会シンポジウム, 京都, 2019 年 7 月.
- 3) 高橋史明, 佐藤薫, 真辺健太郎, 「ICRP による新しい線量係数の分析 (職業被ばくによる主要 28 元素の摂取)」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 4) 高原省五, 飯島正史, 「福島県内における福島事故後 7 年間の個人線量測定の結果」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 5) 廣内淳, 駒ヶ峯弘志, 高原省五, 宗像雅広, 「原子力事故時の自動車避難に関する内部被ばく低減効果に係るパラメータの調査」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 6) 真辺健太郎, 佐藤薫, 高橋史明, 「ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの核種摂取量推定機能の検証」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 7) 真辺健太郎, 佐藤薫, 高橋史明, 「ICRP2007 年勧告に対応した内部被ばく線量コード・核種摂取量推定機能の開発」, 第 7 回日本放射線事故・災害医学会年次学術集会, 仙台, 2019 年 9 月.

- 8) 真辺健太郎, 佐藤薫, 高橋史明, 「放射性セシウムの慢性摂取による内部被ばく線量評価に対する体内動態モデル更新の影響」, 第 2 回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会, 仙台, 2019 年 12 月.
- 9) 高橋史明, 真辺健太郎, 佐藤薫, 渡嘉敷雄士, 「ICRP2007 年勧告に準拠する内部被ばく線量評価コードの開発」, 第 2 回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会, 仙台, 2019 年 12 月.
- 10) 石崎梓, 「大気拡散計算の原子力防災研究への活用」, 第 31 回 CCSE ワークショップ, 東海, 2020 年 2 月.
- 11) 真辺健太郎, 渡嘉敷雄士, 佐藤薫, 高橋史明, 「ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発; コード β 版の開発」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
- 12) 谷村嘉彦, 西野翔, 吉富寛, 高橋聖, 「エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発: モニタの製作と測定手法の開発」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

(3) 受託報告書: 8 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (被ばく低減解析手法の整備) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 3) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定及び詳細モニタリング結果のマップ化) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月. (原子力緊急時支援・研修センターが受託)
- 4) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31/令和元年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費 (内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 5) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費 (事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法の開発に関する研究) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 6) 内閣府受託事業, 「平成 31 年度原子力防災研究事業 (国際的な技術情報を含む「原子力防災関係政策研究マップ (第一弾)」の継続的な見直し、及び当該作業を通じて得られた課題の抽出と抽出された課題解決に向けた取り組みの推進) 第一分冊」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月. (原子力緊急時支援・研修センターが受託)
- 7) 内閣府受託事業, 「平成 31 年度原子力防災研究事業 (放射線防護対策に係る調査研究の実施及び施策への反映のための知見の整理) 第二分冊 (その 1)」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月. (原子力緊急時支援・研修センターが受託)
- 8) 内閣府受託事業, 「平成 31 年度原子力防災研究事業 (住民や防災業務関係者に対する原子力災害対策指針に基づいた適切な防護措置を検討するための技術的情報の整備) 第三分冊 (その 2) (被ばく線量の予測手法の開発)」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月. (原子力緊急時支援・研修センターが受託)

3. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文：17 件

- 1) Y. Udagawa and T. Fuketa, “Transient Response of LWR Fuels (RIA)”, Comprehensive Nuclear Materials (Second Edition), Vol.2, pp.322-338, (2020).
- 2) F. Li, T. Mihara, Y. Udagawa and M. Amaya, “The effect of hydride morphology on the failure strain of stress-relieved Zircaloy-4 cladding with an outer surface pre-crack under biaxial stress states”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.5, pp.432-439, (2019).
- 3) Y. Udagawa and M. Amaya, “Model Updates and Performance Evaluations on Fuel Performance Code FEMAXI-8 for Light Water Reactor Fuel Analysis”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.6, pp.461-470, (2019).
- 4) T. Narukawa and M. Amaya, “Oxidation behavior of high-burnup advanced fuel cladding tubes in high-temperature steam”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.7, pp.650-660, (2019).
- 5) T. Mihara, Y. Udagawa and M. Amaya, “Fracture Behavior of Recrystallized and Stress-relieved Zircaloy-4 Cladding under Biaxial Stress Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.8, pp.724-730, (2019).
- 6) M. Negyesi and M. Amaya, “The Effect of nitride formation on the oxidation kinetics of Zry-4 fuel cladding under steam-air atmospheres at 1273-1573 K”, J. Nucl. Mater., Vol.524, pp.263-277, (2019).
- 7) M. Negyesi and M. Amaya, “The Effect of Air Fraction in Steam on the Embrittlement of Zry-4 Fuel Cladding Oxidized at 1273-1573 K”, Oxid. Met., Vol.92, pp.439-455, (2019).
- 8) Y. Udagawa, T. Sugiyama and M. Amaya, “Thresholds for Failure of High Burnup LWR Fuels by Pellet Cladding Mechanical Interaction under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.12, pp.1063-1072, (2019).
- 9) T. Narukawa and M. Amaya, “Fracture limit of high-burnup advanced fuel cladding tubes under loss-of-coolant accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.1, pp.68-78, (2020).
- 10) F. Li, T. Mihara, Y. Udagawa and M. Amaya, “Fracture-mechanics-based evaluation of failure limit on pre-cracked and hydrided Zircaloy-4 cladding tube under biaxial stress states”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.6, pp.633-645, (2020).
- 11) T. Narukawa and M. Amaya, “Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.7, pp.782-791, (2020).
- 12) Y. Okada and M. Amaya, “Effects of oxidation and secondary hydriding during simulated loss-of-coolant-accident tests on the bending strength of Zircaloy-4 fuel cladding tube”, Ann. Nucl. Energy, Vol.136, pp.107028_1-107028_9, (2020).
- 13) 垣内一雄, 天谷政樹, 「燃料被覆管用改良合金の照射成長挙動」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.19, No.1, pp.24-33, (2020).
- 14) Y. Taniguchi, Y. Udagawa and M. Amaya, “Analytical study of SPERT-CDC test 859 using fuel performance codes FEMAXI-8 and RANNS”, Ann. Nucl. Energy, Vol.139, pp.107188_1-107188_7, (2020).

- 15) Y. Udagawa, T. Mihara, Y. Taniguchi, K. Kakiuchi and M. Amaya, “The effect of base irradiation on failure behaviors of UO₂ and chromia-alumina additive fuels under simulated reactivity-initiated accidents: A comparative analysis with FEMAXI-8”, Ann. Nucl. Energy, Vol.139, pp.107268_1-107268_9, (2020).
- 16) M. Negyesi and M. Amaya, “The influence of specimen surface roughness and temperature of steam injection on breakaway oxidation behavior of Zry-4 fuel cladding in steam at 1273 K”, Oxid. Met., Vol. 94, pp.283-299, (2020).
- 17) Y. Okada and M. Amaya, “Evaluation of the maximum bending stress of pre-hydrided Zircaloy-4 cladding tube after simulated Loss-Of-Coolant-Accident test”, Ann. Nucl. Energy, Vol.145, pp.107539, (2020).

(1.2) 技術報告書 : 0 件

(1.3) 国際会議等報告 : 6 件

- 1) M. Negyesi and M. Amaya, “Effect of experimental setting and surface roughness on oxidation behavior of Zry-4 in steam at 1273 K”, ICONE-27, Tsukuba, Japan, (2019).
- 2) T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, Y. Taniguchi and K. Kakiuchi, “Behavior of LWR fuels with additives under reactivity-initiated accident conditions”, Light Water Reactor Fuel Performance Conference (Top Fuel 2019), Seattle, USA, September, 2019.
- 3) Y. Taniguchi, Y. Udagawa, T. Mihara, M. Amaya and K. Kakiuchi, “Behavior of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, Top Fuel 2019, Seattle, USA, September, 2019.
- 4) M. Amaya, K. Kakiuchi and T. Mihara, “Irradiation growth behavior of improved Zr-based alloys for fuel cladding”, Top Fuel 2019, Seattle, USA, September, 2019.

(1.4) その他 : 1 件

- 1) 成川隆文, 「第 7 回核燃料部会賞 (奨励賞) を受賞して」, 核燃料, 日本原子力学会核燃料部会報, No.54-2, 2019 年 7 月.

(2) 口頭発表 : 15 件

- 1) M. Amaya, “Fuel safety research at JAEA”, Fuel Safety Research Meeting 2019 (FSRM 2019), Mito, Japan, October, 2019.
- 2) T. Mihara, “Status and plan of RIA study at JAEA”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 3) Y. Udagawa, “Comparative analysis on base-irradiation behaviors of OS-1 test rod and other BWR-fuel rods subjected to previous NSRR tests”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 4) L. Feng, “Fracture-mechanics-based evaluation of failure limit of pre-cracked and hydrided Zircaloy-4 cladding under biaxial stress states”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.

- 5) Y. Taniguchi, “The behavior of high-burnup MOX fuel (CN-1 test rod) under RIA condition”, FSRM 2019 Mito, Japan, October, 2019.
- 6) K. Kakiuchi, “Fission gas release of MOX fuel under RIA condition - analysis result of BZ-3 and 4 -”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 7) Y. Tasaki, “Preliminary Analysis on Fission Gas Release of MOX Fuel in Consideration of the Heterogeneous Structure” FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 8) T. Narukawa, “Status and plan of LOCA study at JAEA”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 9) Y. Okada, “Effect of the hydrogen absorption on bending strength of cladding tube experienced simulated LOCA test”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 10) M. Negyesi, “Effect of experimental setting and specimen surface roughness on high temperature steam oxidation of Zry-4 fuel cladding”, FSRM 2019, Mito, Japan, October, 2019.
- 11) 天谷政樹, 「JAEA の燃料安全研究における最近の成果」, 2019 年度第 31 回原子力学会核燃料部会夏期セミナー, 松島, 2019 年 7 月.
- 12) 成川隆文, 「ジルカロイ-4 被覆管の冷却材喪失事故時急冷破断限界に関する不確かさ定量化及び低減手法の開発」, 2019 年度第 31 回原子力学会核燃料部会夏期セミナー, 松島, 2019 年 7 月.
- 13) 田崎雄大, 山路哲史, 天谷政樹「多段燃料シャッフリングを用いた BWR の炉心・燃料設計」, 2019 年度第 31 回原子力学会核燃料部会夏期セミナー, 松島, 2019 年 7 月.
- 14) 岡田裕史, 天谷政樹, 「水素吸収させた被覆管の冷却材喪失事故 (LOCA) 模擬試験後曲げ強度」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
- 15) 垣内一雄, 天谷政樹, 「ジルカロイ-4 被覆管の照射成長に及ぼす製造条件の影響」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

(3) 受託報告書等 : 1 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

4. 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文 : 5 件

- 1) A. Satou, Y. Wada, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Study on Dryout and Rewetting during Accidents including ATWS for the BWR at JAEA”, Nucl. Eng. Des., Vol.354, Article 110164, (2019).
- 2) H.M. Sun, Y. Sibamoto, Y. Okagaki and T. Yonomoto, “Experimental Investigation of Decontamination Factor Dependence on Aerosol Concentration in Pool Scrubbing”, Sci. Technol. Nucl. Install., Vol. 2019, Article 1743982, (2019).
- 3) Y. Wada, T. D. Le, A. Satou, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Liquid Film Behavior and Heat Transfer Mechanism near the Rewetting Front in a Single Rod Air-Water System”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.1, pp.100-113, (2020).

- 4) X. Shen, T. Yamamoto, K. Nakajima, H.M. Sun and T. Hibiki, “Experimental Study on Local Interfacial Parameters in Upward Air-Water Bubbly Flow in a Vertical 6×6 Rod Bundle”, Int. J. Heat Mass Transf., Vol.144, Article 118696, (2019).
- 5) S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Density Stratification Breakup by a Vertical Jet: Experimental and numerical investigation on the effect of dynamic change of turbulent Schmidt number”, Nucl. Eng. Des., Vol.368, Article 110785, (2020).

(1.2) 技術報告書 : 0 件

(1.3) 国際会議等報告 : 5 件

- 1) A. Satou, J. Sagawa, H.M. Sun, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Error in Bubble Velocity Measurement using 4-Sensore Void Probe due to Interface Deformation”, Proc. of Specialists Workshop on Advanced Instrumentation and Measurement Techniques for Experiments related to Nuclear Reactor Thermal Hydraulics and Severe Accidents (SWINTH-2019), Paper No. 26, Livorno, Italy, October 22-25, 2019.
- 2) M. Ishigaki, S. Abe, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Experiment on Density Stratification Behavior by Containment Venting Using CIGMA Facility”, Proc. of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Paper No. 674-72804, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 3) A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “CFD Analysis of the CIGMA Experiments on the Heated Jet Injection into Containment Vessel with External Surface Cooling”, Proc. of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Paper No. 724-28130, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 4) Y. Wada, A. Satou, Y. Sibamoto, T. Yonomoto and J. Sagawa, “Ultrasound Measurement of Upward Liquid Film Flow in Vertical Pipe”, Proc. of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Paper No. 381-29174, Portland, USA, August 18-22, 2019.
- 5) Y. Wada, N. Furuichi, E. Kusano and Y. Tsuji, “Turbulence Intensity Profile in High Reynolds Number Pipe Flow”, Proc. of 11th International Symposium on Turbulence and Shear Flow Phenomena (TSFP-11), Paper No. 83, Southampton, UK, July 30-August 2, 2019.

(2) 口頭発表 : 3 件

- 1) 安部諭, 石垣将宏, 柴本泰照, 与能本泰介, 「CIGMA を用いたシビアアクシデント時の格納容器内熱水力現象に関する実験(1)外面冷却による密度成層浸食崩壊実験」, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 2) 渡辺大貴, 安部諭, 石垣将宏, 柴本泰照, 「CIGMA を用いたシビアアクシデント時の格納容器内熱水力現象に関する実験(2) ガス注入ノズルの性能検証」, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.

- 3) A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident: (3) Numerical Simulation of a Buoyant Heated Air Jet in Large Containment Vessel CIGMA with Outer Surface Cooling”, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.

(3) 受託報告書等 : 2 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度 原子力発電施設等防災対策等委託費 (軽水炉の事故時熱流動調査) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度 原子力発電施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」 成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

5. 材料劣化・構造健全性に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文 : 23 件

- 1) Y. Ha, H. Takamizawa, J. Katsuyama, S. Hanawa and Y. Nishiyama, “Ion-induced irradiation hardening of the weld heat-affected zone in low alloy steel”, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., B, Vol.461, pp.276-282, (2019).
- 2) 笠原茂樹, 知見康弘, 端邦樹, 埴悟史, 「ステンレス鋼の亀裂先端における高温水中酸化に及ぼす荷重付与の影響」, 材料と環境, Vol.68, No.9, pp. 240-247, (2019).
- 3) K. Hata and H. Inoue, “A simulation of radiolysis of chloride solutions containing ferrous ion”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.9-10, pp. 842-850, (2019).
- 4) A. Mano, Y. Yamaguchi, J. Katsuyama and Y. Li, “Improvement of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL-SP with regard to PWSCC”, J. Nucl. Eng. Radiat. Sci., Vol.5, No.3, 031501, 8p, (2019).
- 5) A. Nishida, Z. Kang, M. Nagai, H. Tsubota, and Y. Li, “Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Soft Missile”, Nucl. Eng. Des., Vol.350, pp. 116-127, (2019).
- 6) 新宅勇一, 篠崎勇人, 藤原宇希, 高橋昭如, 菊池正紀, 「任意の荷重条件下における塑性誘起閉口を考慮した疲労き裂進展解析 (重合メッシュ法を活用した直接数値シミュレーションおよび簡易手法の提案)」, 日本機械学会論文集, Vol.85, No.876, 19-00141, 15p, (2019).
- 7) A. Mano, J. Katsuyama, Y. Miyamoto, Y. Yamaguchi and Y. Li, “A New Probabilistic Evaluation Model for Weld Residual Stress”, Int. J. Press. Vessel. Pip., Vol.179, 103945, 6p, (2020).
- 8) Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, Y. Li and K. Onizawa, “Crack Growth Evaluation for Cracked Stainless and Carbon Steel Pipes under Large Seismic Cyclic Loading”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.2, 021906, 11p, (2020).
- 9) K. Lu, J. Katsuyama and Y. Li, “Improvements on Evaluation Functions of a Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code for Reactor Pressure Vessels”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.2, 021208, 11p, (2020).

- 10) J. Katsuyama, K. Osakabe, S. Uno, Y. Li and S. Yoshimura, “Guideline on Probabilistic Fracture Mechanics Analysis for Japanese Reactor Pressure Vessels”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.2, 021205, 10p, (2020).
- 11) K. Azuma, Y. Li, K. Hasegawa and S. Xu, “Closed-Form Stress Intensity Factor Solutions for Surface Cracks with Large Aspect Ratios in Plates”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.2, 021207, 10p, (2020).
- 12) B. Choi, A. Nishida, K. Muramatsu and T. Takada, “Evaluation of the Effects of Difference in Building Models on the Seismic Response of a Nuclear Power Plant Structure”, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol.20, No.2, pp.1-16, (2020).
- 13) M. Suzuki, K. Murakami, T. Suzuki, R. Okayama, J. Katsuyama and Y. Li, “Verification of Safety Margin of Reactor Pressure Vessel Exposed to Various Thermal Transients Based on Probabilistic Approach”, E-Journal of Advanced Maintenance, Vol.11, No.4, pp.172-178, (2020).
- 14) K. Lu, J. Katsuyama, Y. Li, Y. Miyamoto, T. Hirota, Y. Itabashi, M. Nagai, M. Suzuki and Y. Kanto, “Recent verification activities on probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL4 for reactor pressure vessel”, Mech. Eng. J., Vol.7, No.3, 19-00573, (2020).
- 15) A. Mano, J. Katsuyama and Y. Li, “Influence evaluation of sampling methods of the non-destructive examination on failure probability of piping based on probabilistic fracture mechanics analysis”, Mech. Eng. J., Vol.7, No.3, 19-00567, (2020).
- 16) Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, Y. Kaji, M. Osaka and Y. Li, “Expansion of high temperature creep test data for failure evaluation of BWR lower head in severe accident”, Mech. Eng. J., Vol.7, No.3, 19-00560, (2020).
- 17) K. Hasegawa, Y. Li, V. Lacroix and V. Mares, “Application Scope of Limit Load Criterion for Ductile Material Pipes with Circumferentially External Cracks”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.3, 031506, 7p, (2020).
- 18) K. Hasegawa, Y. Li, Y.J. Kim, V. Lacroix and B. Strnadel, “Plastic Collapse Stresses Based on Flaw Combination Rules for Pipes Containing Two Circumferential Similar Flaws”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.141, No.3, 031201, 5p, (2020).
- 19) V. Mares, K. Hasegawa, Y. Li and V. Lacroix, “Plastic Collapse Stresses for Pipes With Inner and Outer Circumferential Cracks”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.141, No.2, 021203, 6p, (2019).
- 20) Y. Li, K. Azuma and K. Hasegawa, “Failure Bending Moment of Pipes Containing Multiple Circumferential Flaws with Complicated Shape”, International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol.171, pp.305-310, (2019).
- 21) A. Nishida, Z. Kang, M. Nagai, H. Tsubota and Y. Li, “Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Soft Missile”, Nucl. Eng. Des., Vol.350, pp.116-127, (2019).
- 22) Z. Kang, A. Nishida, Y. Okuda, H. Tsubota and Y. Li, “Impact simulations on local damage of reinforced concrete panel influenced by projectile nose shape”, Mech. Eng. J., Vol.7, No.3, 19-00566, (2020).

- 23) K. Lu, J. Katsuyama and Y. Li, “Plasticity correction on stress intensity factor evaluation for underclad cracks in reactor pressure vessels”, J. Pressure Vessel Technol., Vol.142, No.5, 051501, 10p, (2020).

(1.2) 技術報告書等 : 0 件

(1.3) 国際会議等報告 : 14 件

- 1) S. Kasahara, Y. Chimi, K. Hata, K. Fukuya and K. Fujii, “Empirical equations of crack growth rates based on data fitting of neutron irradiated stainless steel under high temperature water simulating boiling water reactor core conditions”, 19th Int. Conf. Environ. Degra. of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, Boston, USA, August 18-22, 2019.
- 2) K. Fukuya, K. Fujii, Y. Chimi and K. Hata, “Empirical equations for tensile properties and stress-strain curves of neutron irradiated stainless steels in LWR conditions”, 19th Int. Conf. Environ. Degra. of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, Boston, USA, August 18-22, 2019.
- 3) A. Mano, J. Katsuyama and Y. Li, “Influence evaluation of sampling methods of non-destructive examination on failure probability of piping based on probabilistic fracture mechanics analyses”, ICONE27-2334, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 4) K. Lu, J. Katsuyama, Y. Li, Y. Miyamoto, T. Hirota, Y. Itabashi, M. Nagai, M. Suzuki and Y. Kanto, “Verification of a probabilistic fracture mechanics code PASCAL4 for reactor pressure vessels”, ICONE27-2320, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 5) Z. Kang, M. Nagai, A. Nishida, H. Tsubota and Y. Li, “Simulation analysis on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by different projectiles, 1: Comparison of impact behavior for rigid projectiles with flat and hemispherical nose shape”, ICONE27-1918, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 19-24, 2019.
- 6) M. Nagai, Z. Kang, A. Nishida, H. Tsubota and Y. Li, “Simulation analysis on local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by different projectiles, 2: Comparison of impact behavior for soft projectiles with flat and hemispherical nose shape”, ICONE27-1919, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan May 19-24, 2019.
- 7) H. Takamizawa, J. Katsuyama, Y. Ha, T. Tobita, Y. Nishiyama and K. Onizawa, “Susceptibility to neutron irradiation embrittlement of heat-affected zone of reactor pressure vessel steels”, PVP2019-94011, The ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.

- 8) J. Katsuyama, K. Masaki, K. Lu, T. Watanabe and Y. Li, “Effect of coolant water temperature of ECCS on failure probability of RPV”, PVP2019-93967, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 9) K. Lu, J. Katsuyama, Y. Li and S. Yoshimura, “Application of probabilistic fracture mechanics methodology for Japanese reactor pressure vessels using PASCAL4”, PVP2019-93935, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 10) K. Hasegawa, Y. Li, V. Lacroix and V. Mares, “Plastic collapse stresses for thick wall pipes with external cracks”, PVP2019-93482, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 11) K. Hasegawa, S. Usami and V. Lacroix, “Consideration of fatigue crack growth thresholds under negative stress ratio”, PVP2019-93870, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 12) A. Bouydo, P. Dulieu, V. Lacroix, K. Hasegawa and V. Mares, “A Comparison of proximity rules for surface planar flaws”, PVP2019-93513, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 13) P. Dulieu, V. Lacroix and K. Hasegawa, “Generic proximity rules for multiple radially oriented planar flaws: Technical basis of code case N-877 revision 1”, PVP2019-93578, the ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July 14-19, 2019.
- 14) T. Watanabe, J. Katsuyama and A. Mano “Comparison of Two-Phase Critical Flow Models for Estimation of Leak Flow Rate through Cracks”, International Conference on Nuclear Reactor Technology and Applications, Rome, Italy, December 12-13, 2019.

(2) 口頭発表 : 35 件

- 1) S. Kasahara, Y. Chimi, K. Hata, K. Fukuya and K. Fujii, “Empirical equations of crack growth rates for neutron irradiated stainless steel under a simulated BWR core conditions”, the International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC 2019), Tainan, Taiwan, May 12-17, 2019.
- 2) K. Hata, S. Kasahara, Y. Chimi and S. Hanawa, “Oxidation in the vicinity of crack tips of load-applied CW316L stainless steel immersed in high temperature water at 290°C”, the International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC 2019), Tainan, Taiwan, May 12-17, 2019.
- 3) Y. Ha, K. Iwata, H. Takamizawa, Y. Okamoto, M. Honda, S. Hanawa and Y. Nishiyama, “Ion-induced microstructural change of A533B steel analyzed by X-ray absorption fine structure spectroscopy”, 21st Meeting of International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM-21), Gifu, Japan, May 19-24, 2019.
- 4) H. Takamizawa, K. Hata, S. Hanawa, Y. Nishiyama, T. Toyama and N. Nagai, “Microstructural analyses on Japanese RPV steels irradiated in PWR Part 1: Effect of Cu

- and Si content on solute cluster formation”, 21st Meeting of International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM-21), Gifu, Japan, May 19-24, 2019.
- 5) K. Hata, Y. Nagai and Y. Nishiyama “Microstructural analyses on Japanese PRV steels irradiated in PWR Part 2: Grain-boundary phosphorus segregation”, 21st Meeting of International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM-21), Gifu, Japan, May 19-24, 2019.
 - 6) J. Katsuyama, H. Takamizawa, Y. Ha, Y. Nishiyama and K. Onizawa, “Effect of microstructure on fracture toughness of un-irradiated and irradiated heat affected zone materials of RPV steels”, 21st meeting of the International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM-21), Gifu, Japan, May 19-24, 2019.
 - 7) 高見澤悠, 「統計的データ解析に基づく原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化評価」, 日本原子力学会 材料部会 第 17 回夏期セミナー, いわき, 2019 年 8 月, (依頼講演) .
 - 8) 高見澤悠, 端邦樹, 西山裕孝, 外山健, 永井康介, 「PWR で照射された原子炉圧力容器鋼の微細組織分析(1)三次元アトムプローブを用いた溶質原子クラスタ分析」, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
 - 9) 端邦樹, 永井康介, 西山裕孝, 「PWR で照射された原子炉圧力容器鋼の微細組織分析(2)オージェ電子分光を用いた粒界リン分析」, 日本原子力学会 2019 秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
 - 10) 端邦樹, 佐藤智徳, 加治芳行, 井上博之, 田口光正, 清藤一, 多田英司, 阿部博志, 秋山英二, 鈴木俊一, 「放射線環境下での腐食データベースの構築(2)炉内滞留水環境を考慮したラジオリシスデータセットの構築」, 腐食防食学会第 66 回材料と環境討論会, 札幌, 2019 年 10 月.
 - 11) 河侑成, 岩田景子, 高見澤悠, 埜悟史, 西山裕孝, 「イオン照射による低合金鋼溶接熱影響部の溶質原子クラスタ形成」, 東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター2019 年度「大洗アルファ合同研究会」, 仙台, 2019 年 10 月.
 - 12) 笠原茂樹, 端邦樹, 埜悟史, 「照射下亀裂進展試験の既存データ分析に基づいた技術課題の検討」, 材料照射研究会「Irradiation 3.0 に向けて」, 東北大学金属材料研究所, 仙台, 2020 年 1 月.
 - 13) 岩田景子, 河侑成, 高見澤悠, 下平昌樹, 本田充紀, 岡本芳浩, 「イオン照射した原子炉圧力容器鋼の X 線吸収を用いた微細構造解析」, 日本原子力学会 2020 春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
 - 14) 高見澤悠, 西山裕孝, 「中性子照射された原子炉圧力容器鋼のシャルピー延性脆性遷移温度の不確かさ評価」, 日本原子力学会 2020 春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
 - 15) 崔炳賢, 西田明美, 村松健, 高田毅士, 「模擬入力地震動を用いた原子炉建屋の地震応答解析結果の不確かさ評価」, 第 65 回理論応用力学講演会・第 22 回土木学会応用力学シンポジウム, 札幌, 2019 年 6 月.
 - 16) 康作夷, 永井穰, 西田明美, 坪田張二, 「斜め衝突による鉄筋コンクリート構造の局部損傷評価に関する研究－飛翔体先端形状による影響評価検討－」, 第 65 回理論応用力学講演会・第 22 回土木学会応用力学シンポジウム, 札幌, 2019 年 6 月.
 - 17) Y. Li, Y. Yamaguchi and J. Katsuyama, “Failure estimation method for locally wall-thinned pipes”, PVP2019-93544, The ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2019 (PVP2019), San Antonio, USA, July14-19, 2019.

- 18) 勝山仁哉, ルカイ, 李銀生, 「原子炉压力容器に対する確率論的健全性評価手法の実用化に向けた取り組み」, 日本保全学会第 16 回学術講演会, 青森, 2019 年 7 月.
- 19) ルカイ, 勝山仁哉, 李銀生, 「原子炉压力容器の確率論的破壊力学解析例」, JEAG4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉压力容器の破損頻度の算出要領講習会, 東京, 2019 年 7 月.
- 20) B. Choi, A. Nishida, T. Shiomi, K. Muramatsu and T. Takada, “Uncertainty of different modeling methods of NPP building subject to seismic ground motions”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 21) Z. Kang, M. Nagai, A. Nishida, H. Tsubota and Y. Li, “Impact assessment on local damage to reinforced concrete panels by different projectiles: Impact Behavior for projectiles with hemispherical nose shape”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 22) H. Yamano, A. Nishida, B. Choi and T. Takada, “Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants, 10: Avoidance of cliff edge for reactor vessel”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 23) A. Nishida, B. Choi, H. Yamano, T. Itoi and T. Takada, “Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants, 8: Identification and assessment of cliff edges of NPP structural system”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 24) A. Nishida, T. Murakami, A. Satoda, Y. Asano, Z. Guo, K. Matsukawa, M. Oshima and N. Nakashima, “Application of analysis for assembly of integrated components to steel member connections towards seismic safety assessment of plant structures”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 25) A. Nishida, B. Choi, T. Shiomi and Y. Li, “Reliability enhancement of seismic risk assessment of NPP: Study on standardization of seismic response analysis method of reactor building using three-dimensional model”, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-25), Charlotte, USA, August 4-9, 2019.
- 26) 西田明美, 「原子力施設の 3 次元詳細解析技術の地震リスク評価への適用」, 令和元年度土木学会全国大会第 74 回年次学術講演会, 高松, 2019 年 9 月.
- 27) K. Hata, T. Sato, H. Inoue, H. Seito, M. Taguchi and Y. Kaji, “Production and Decomposition of Hydrogen Peroxide in Radiolysis of Ferrous Solutions”, Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in Asia 2019, Seoul, South Korea, September 24-27, 2019.
- 28) J. Katsuyama, A. Mano, Y. Yamaguchi and Y. Li, “PFM analysis code PASCAL-SP for aged piping; New probabilistic evaluation model of weld residual stress”, 3rd International

Seminar on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications, Rockville MD, USA, October 22-24, 2019.

- 29) Y. Li, J. Katsuyama and K. Lu, “Development of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL4 for Japanese Reactor Pressure Vessels”, 3rd International Seminar on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications, Rockville MD, USA, October 22-24, 2019.
- 30) 西田明美, 「ISO-accidental action の策定の概要」, 日本建築学会衝撃低減対策小委員会・土木学会構造工学委員会主催シンポジウム「耐衝撃設計の合理化に向けて－現状と新しい流れ、今後の課題」, 東京, 2019 年 11 月.
- 31) 加納俊哉, 向井洋一, 西田明美, 濱本卓司, 「建築物に対する設計荷重－車両等の衝突作用」, 日本建築学会衝撃低減対策小委員会・土木学会構造工学委員会主催シンポジウム「耐衝撃設計の合理化に向けて－現状と新しい流れ、今後の課題」, 東京, 2019 年 11 月.
- 32) 西田明美, 向井洋一, 濱本卓司, 「衝撃作用の発生確率の考え方と ISO 規格への位置付け」, 土木学会第 12 回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム, 東京, 2019 年 12 月.
- 33) 向井洋一, 西田明美, 濱本卓司, 竹内義高, 加納俊哉, 「建築物の耐衝撃設計の考え方と日本建築学会での取組み」, 土木学会第 12 回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム, 東京, 2019 年 12 月.
- 34) A. Mano, R. Imai, J. Katsuyama and Y. Li, “Benchmark analysis for ductile fracture simulation; Analysis by Japan Atomic Energy Agency”, Asian Pacific Congress on Computational Mechanics 2019 (APCOM 2019), Taipei, Taiwan, December, 2019.
- 35) K. Hata, T. Sato and H. Inoue, “Estimation of the production of oxidants from radiolysis of solutions containing ferrous compounds”, Fukushima Research Conference on Corrosion Prediction and Mitigation for Key Components of Fukushima Daiichi NPS – Key Corrosion Issues to Maintain Structural Integrity for the Next Three Decades? – (FRC-Corrosion 2019), Naraha, December, 2019.

(3) 受託報告書等 : 2 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉照射材料健全性評価研究）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

6. 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文 : 2 件

- 1) T. Ohno, S. Tashiro, Y. Amano, R. Yoshida and H. Abe, “Rapid clogging of high-efficiency particulate air filters during in-cell solvent fires at reprocessing facilities”, Nucl. Technol., Vol.206, No.1, pp.40-47, (2020).
- 2) Y. Yamane, “A linear equation of characteristic time profile of power in subcritical quasi-steady state”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.8, pp.926-931, (2020).

(1.2) 技術報告書等：0 件

(1.3) 国際会議等報告：1 件

- 1) R. Yoshida, Y. Yamane and H. Abe, “Estimation of Hydrogen Gas Production at Transient Criticality in Uranyl Nitrate Solution”, Proceedings of International Nuclear Fuel Conference (Global 2019), Seattle, USA, pp.408-414, September, 2019.

(2) 口頭発表：3 件

- 1) 山根祐一, 「準定常状態の出力挙動に基づく反応度評価手法の改良」, 原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 2) N. Yoshida, S. Tashiro, Y. Amano, K. Yoshida, Y. Yamane and H. Abe, “Overview of Studies Conducted at JAEA on Evaporation to Dryness Accident of High Level Liquid Waste in Reprocessing Plant”, International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities (OECD/NEA), Paris, France, October 7-9, 2019.
- 3) 石島暖大, 上野文義, 阿部仁, 「Ta の NaOH 水溶液中における腐食挙動の温度依存性」, 第 66 回材料と環境討論会, 札幌, 2019 年 10 月.

(3) 受託報告書等：3 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設等における火災事故時影響評価試験）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 3) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（商用再処理施設の経年変化に関する研究）事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

7. 臨界安全管理に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文：1 件¹

- 1) T. Ueki, “Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies Under Autocorrelation”, Nucl. Sci. Eng., Vol. 194, No.6, pp.422-432, (2020).
- 2) I. L. Simanullang, Y. Yamane, T. Kikuchi and K. Tonoike, “Consequence analysis of a postulated nuclear excursion in BWR spent fuel pool using 1/f^β spectrum model of randomization”, Ann. Nucl. Energy, Vol.147, 107675, 6p, (2020).

(1.2) 技術報告書等：0 件

¹ 令和元年度中に論文 1) の 1 件が accept された。論文 2) の accept は令和 2 年度である。

(1.3) 国際会議等報告：8 件

- 1) K. Tonoike, T. Watanabe, S. Gunji, Y. Yamane, Y. Nagaya, M. Umeda, K. Izawa and K. Ogawa, “Progress of Criticality Control Study on Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Secretariat of Nuclear Regulation Authority”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 2) T. Watanabe, K. Ohkubo, S. Araki and K. Tonoike, “Criticality Characteristics of MCCI Products Possibly Produced in Reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 3) Y. Nagaya, T. Ueki and K. Tonoike, “SOLOMON: A Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 4) K. Izawa, J. Ishii, T. Okubo, K. Ogawa and K. Tonoike, “Neutronic Design of Basic Cores of the New STACY”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 5) S. Gunji, J. B. Clavel, K. Tonoike and I. Duhamel, “Design Methodology for Fuel Debris Experiment in the New STACY Facility”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 6) Y. Yamane, Y. Numata and K. Tonoike, “Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Dai-Ichi NPS”, Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, Paris, France, September 15-20, (2019).
- 7) S. Araki, S. Gunji, K. Tonoike, F. Kobayashi, K. Izawa and K. Ogawa, “A New Critical Assembly : STACY”, Proceedings of RRFM 2020 European Research Reactor Conference, Helsinki, Finland, October 11-15, (開催順延)².
- 8) S. Araki, Y. Yamane, T. Ueki and K. Tonoike, “Effect of β on Effective Multiplication Factor in $1/f^{\beta}$ Spectrum Random System”, Proceedings of PHYSOR2020 (開催キャンセル)³.

(2) 口頭発表：4 件

- 1) 植木太郎, 「多種物質系乱雑化モデルの開発とモンテカルロソルバ Solomon での検証」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 2) 長家康展, 「臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバ Solomon の開発 (3) 熱中性子散乱モデルの実装」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.
- 3) トウヤ・デルゲルサイハン, 長家康展, “Adjoint-weighted kinetics parameter calculation using multigroup version of Solomon solver”, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

² 2020 年 3 月の開催が予定されていたが順延されている。

³ 2020 年 3 月に予定されていた開催がキャンセルされた。Proceedings は配布されている。

- 4) シマヌルラン・リアプト, 山根祐一, 菊地丈夫, 外池幸太郎, “Consequence analysis of a postulated nuclear excursion in BWR spent fuel pool using 1/f^β spectrum model of randomization”, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

(3) 受託報告書等 : 1 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費 (東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備) 事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

8. 保障措置に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文 : 0 件

(1.2) 技術報告書等 : 0 件

(1.3) 国際会議等報告 : 0 件

(2) 口頭発表 : 2 件

- 1) 富田涼平, 江坂文孝, 安田健一郎, 鈴木大輔, 宮本ユタカ, 「大型二次イオン質量分析装置を用いた微小ウラン粒子の同位体比分析」, 日本放射化学会第 63 回討論会, いわき, 2019 年 9 月.
- 2) 蓬田匠, 江坂文孝, 高橋嘉夫, 北辻章浩, 宮本ユタカ, 「顕微ラマン分光分析によるウラン酸化物微粒子の化学状態分析」, 日本分析化学会第 68 年会, 千葉, 2019 年 9 月.

(3) 受託報告書等 : 1 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度 軽水炉等改良技術確証試験等委託費 (保障措置環境分析調査) 事業」成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

9. 放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文 : 4 件

- 1) 村上裕晃, 岩月輝希, 竹内竜史, 西山成哲, 「放射性廃棄物の処分分野における地下水モニタリングの方法」, 原子力バックエンド研究, Vol.27, No.1, pp.22-33, (2020).
- 2) K. Miwa, S. Takeda and T. Iimoto, “Development of dose estimation system integrating sediment model for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation”, Radiat. Prot. Dosim., Vol.184, No.3-4, pp.372-375, (2019).
- 3) K. Miwa, H. Obata and T. Suzuki, “Vertical distributions of Iodine-129 and iodide in the Chukchi Sea and Bering Sea”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.57, No.5, pp.537-545, (2020).
- 4) S. Takai, A. Shimada, T. Sawaguchi, S. Takeda and H. Kimura, “Dose estimation for contaminated soil storage in living environment”, Radiat. Prot. Dosim., Vol.188, No.1, pp.1-7, (2020).

(1.2) 技術報告書等：2 件

- 1) 島田太郎, 三輪一爾, 武田聖司, 「福島第一原子力発電所における低線量がれきの限定的な再利用の考え方」, 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, Vol.61, No.7, pp.23-26, (2019).
- 2) 三輪一爾, 寺阪祐太, 越智康太郎, 普天間章, 佐々木美雪, 廣内淳, 「環境科学に関わる学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究」, 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, Vol.61, No.9, pp. 687-691, (2019).

(1.3) 国際会議等報告：4 件

- 1) Y. Chen, T. Sawaguchi and Y. Iida, “Boron sorption in Na-montmorillonite”, Migration 2019, Kyoto, September 15-20, 2019.
- 2) A. Shimada, H. Nemoto, T. Sawaguchi and S. Takeda “Dose estimation in recycling of decontamination soil from the Fukushima Daiichi NPS accident for land reclamation”, 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Tsukuba, Japan, May 20-23, 2019.
- 3) A. Shimada, T. Tsukahara, M. Nomura, T. Shimada and S. Takeda, “¹³⁵Cs/¹³⁷Cs isotope ratio near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, 5th International Conference on Environmental Radioactivity (ENVIRA 2019), Prague, Czech Republic, September 8-13, 2019.
- 4) S. Takeda, “Dose Estimation for Treatment of Contamination Wastes Generated from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident”, OECD/NEA Workshop Preparedness for Post-Accident Recovery Process: Lessons from Experience, Tokyo, Japan, February 18-19, 2020.

(2) 口頭発表：12 件

- 1) 山口徹治, 邊見光, ローガン・パール, 島田亜佐子, 大平早希, 飯田芳久, 「Ca 共存下での粘土鉱物への Nb 収着モデルの検討」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 2) 村上裕晃, 西山成哲, 岩月輝希, 竹内竜史, 「ボーリング孔の閉塞材としてのベントナイトの膨潤挙動と透水性」, 日本地下水学会 2019 年秋季講演会, 松江, 2019 年 10 月.
- 3) 笹川剛, 「放射性廃棄物の中深度処分安全評価に係る研究」, 令和元年度安全研究センター報告会, 東京, 2019 年 11 月.
- 4) 大平早希, 山口徹治, 邊見光, ローガン・パール, 島田亜佐子, 飯田芳久, 「多様な地下水組成における粘土鉱物への Nb 収着挙動の基礎的検討」, 令和元年度安全研究センター報告会, 東京, 2019 年 11 月.
- 5) 飯田芳久, 「放射性廃棄物の処分等に関する安全研究」, 令和元年度安全研究センター報告会, 東京, 2019 年 11 月.
- 6) 島田太郎, 打越絵美子, 高井静霞, 武田聖司, 「核種移行へ影響を及ぼす隆起・侵食・海水準変動による地形変化評価の検討」, 第 35 回バックエンド夏期セミナー, 青森, 2019 年 8 月.
- 7) 島田太郎, 三輪一爾, 鍋倉修英, 武田聖司, 「廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発(1) 被ばく評価のための汚染分布評価方法の開発」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.

- 8) 三輪一爾, 行川正和, 島田太郎, 武田聖司, 「廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発(2) サイト解放後の表層土壌汚染に起因する被ばく線量評価方法の開発」, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山, 2019 年 9 月.
- 9) 三輪一爾, 飯本武志, 「放射性物質で汚染した物品の再生利用に関する放射線防護上の考え方」, 保健物理学会第 52 回研究発表大会, 仙台, 2019 年 12 月.
- 10) 島田太郎, 「新規対象物に対するクリアランスレベル評価」, ポスター発表, 令和元年度安全研究センター報告会, 東京, 2019 年 11 月.
- 11) 武田聖司, 「廃止措置、放射性廃棄物の保管・処分の安全性に関する研究概要」, ポスター発表, 令和元年度安全研究センター報告会, 東京, 2019 年 11 月.
- 12) 山田進, 町田昌彦, 「シルトフェンスが浮遊砂の移動に与える影響: 流れ場とシルトフェンスの連成シミュレーションによる評価」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月.

(3) 受託報告書等: 4 件

- 1) 原子力規制庁受託事業, 「平成31年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究) 事業」報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020年 3月.
- 2) 原子力規制庁受託事業, 「平成31年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査) 事業」報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020年 3月.
- 3) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃止措置・クリアランスに関する検討) 事業」報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.
- 4) 原子力規制庁受託事業, 「平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費(放射性物質の海洋拡散抑制モデルの整備) 事業」報告書, 日本原子力研究開発機構, 2020 年 3 月.

付録2 略語一覧

一般略語 (1/2)

省略名	正式名称	日本語
1F	Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	福島第一原子力発電所
AM	Accident Management	事故管理
ATF	Accident Tolerant Fuel	事故耐性燃料
ATWS	Anticipated Transient without Scram	スクラム失敗事象
B-DBA	Beyond-Design-Basis Accident	設計基準を超える事故
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
CFD	Computational Fluid Dynamics	数値流体力学
DBA	Design-Basis Accident	設計基準事故
DEC	Design Extension Condition	設計拡張状態
FEA	Finite Element Analysis	有限要素解析
FINAS	Fuel Incident Notification & Analysis System	サイクル施設等の事故故障通報システム
FP	Fission Product	核分裂生成物
GB	Glove Box	グローブボックス
HEPA	High Efficiency Particulate Air (Filter)	高性能粒子エア（フィルタ）
IASCC	Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking	照射誘起応力腐食割れ
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer	誘導結合型プラズマ質量分析計
JASPAS	Japan Support Programme for Agency Safeguards	日本政府による対IAEA保障措置技術支援協力計画
JEAC	Japan Electric Association Code	電気技術規程
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library	日本独自の評価済み核データライブラリー
LG-SIMS	Large Geometry Secondary Ionization Mass Spectrometer	大型の二次イオン質量分析計
LOCA	Loss-of-Coolant Accident	冷却材喪失事故
MACCS	MELCOR Accident Consequence Code System	MELCORによる事故影響評価コードシステム
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心コンクリート相互作用
MODARIA	Modeling and Data for Radiological Impact Assessment	放射線影響評価に関するモデリングとデータに関するプログラム

一般略語 (2/2)

省略名	正式名称	日本語
MOX	Mixed-oxide fuel	混合酸化物燃料
OSCAAR	the Off-Site Consequence Analysis code for Atmospheric Release in reactor accident	確率論的事故影響評価コード
PASCAL	PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR	確率論的破壊力学解析コード
PASCAL-SP	PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR - Stress corrosion cracking at welded joints of Piping	確率論的破壊力学解析コード
PCMI	Pellet-Cladding Mechanical Interaction	ペレット被覆管機械的相互作用
PFM	Probabilistic Fracture Mechanics	確率論的破壊力学
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧熱衝撃
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RIA	Reactivity-Initiated Accident	反応度事故
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
SA	Severe Accident	シビアアクシデント（重大事故）
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
SG	Steam Generator	蒸気発生器
TBP	Tributyl Phosphate	リン酸トリブチル
TGT	Thermal Gradient Tube	温度勾配管
TMI	Three Mile Island	スリーマイル島原子力発電所
TMI-2	Three Mile Island Unit 2	スリーマイル島原子力発電所 2 号炉

機関名略語

省略名	正式名称	日本語
AIST	National Institute of Advanced Industrial Science and Technology	産業技術総合研究所
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	原子力・代替エネルギー庁（フランス）
EGLM	Expert Group on Legacy Management	レガシー管理に関する専門家グループ
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国際放射線防護委員会
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire	放射線防護・原子力安全研究所（フランス）
KTH	Kungliga Tekniska högskolan	王立工科大学（スウェーデン）
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会（日本）
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構／原子力機関
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会（米国）

原子力機構略語

省略名	正式名称	日本語
AGF	Alpha Gamma Facility	照射燃料試験施設
CIGMA	Containment Integral Effect Measurement Apparatus	大型格納容器実験装置
CLEAR	Clean Laboratory for Environmental Analysis and Research	高度環境分析研究棟
ESRAD	Program for Estimation of Spatial RadioActivity Distribution	放射能分布推定プログラム
HIDRA	High Pressure Thermal Hydraulic Loop	高圧熱流動実験ループ
HTTR	High Temperature Engineering Test Reactor	高温工学試験研究炉
LSTF	Large Scale Test Facility	大型非定常実験装置
NSRR	Nuclear Safety Research Reactor	原子炉安全性研究炉
NUCEF	NUclear fuel Cycle safety Engineering research Facility	燃料サイクル安全工学研究施設
RFEF	Reactor Fuel Examination Facility	燃料試験施設
STACY	Static Experiment Critical Facility	定常臨界実験装置
TeRRa	Test bench for FP Release and tRansport	FP 放出移行挙動再現実験装置

国際単位系（SI）

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。

(b) これらは無次元量あるいは次元 1 をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の 1 は通常は表記しない。

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてののみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。

(g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表 7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表 8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオット	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≡ (10 ³ /4 π) A m ⁻¹

(a) 3 元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≡ 」は対応関係を示すものである。

表 10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15℃」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
ミクロン	μ	1 μ =1 μm=10 ⁻⁶ m

