JAEA-Review 2019-015 DOI:10.11484/jaea-review-2019-015



安全研究センター成果報告書 (平成 30 年度)

Progress Report on Nuclear Safety Research Center (JFY 2018)

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 A-Review

November 2019

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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(<u>https://www.jaea.go.jp</u>) 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

© Japan Atomic Energy Agency, 2019

安全研究センター成果報告書 (平成 30 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

(2019年8月1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対象としている9つの研究分野(①シビアアクシデント評価、②放射 線安全・防災、③軽水炉燃料の安全性、④軽水炉の事故時熱水力挙動、⑤材料劣化・構造健全 性、⑥核燃料サイクル施設の安全性、⑦臨界安全管理、⑧保障措置、⑨放射性廃棄物管理の安 全性)について、平成30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。

JAEA-Review 2019-015

Progress Report on Nuclear Safety Research Center (JFY 2018)

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

(Received August 1, 2019)

Nuclear Safety Research Center (NSRC), Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is conducting technical support to nuclear safety regulation and safety research based on the Mid-Long Term Target determined by 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 2018 on the nine research fields in NSRC; (1) severe accident analysis, (2) radiation risk analysis, (3) safety of nuclear fuels in light water reactors (LWRs), (4) thermohydraulic behavior under accidents in LWRs, (5) materials degradation and structural integrity, (6) safety of nuclear fuel cycle facilities, (7) safety management on criticality, (8) nuclear safeguards, and (9) safety of 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	こじめに	-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	$\lfloor 4$
3.	平	- 成 30 年度の研究成果	17
	3.1	シビアアクシデント評価に関する研究	17
	3.2	放射線安全・防災に関する研究	29
	3.3	軽水炉燃料の安全性に関する研究	10
	3.4	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究	18
	3.5	材料劣化・構造健全性に関する研究 /	70
	3.6	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究	33
	3.7	臨界安全管理に関する研究	39
	3.8	保障措置に関する研究) 8
	3.9	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究10)6
編	集後	後記12	22
付	録1	平成30年度成果公表参考リスト12	23
付	録2	2. 略語一覧14	43

Contents

1.	Introduct	tion	1
2.	Outline of	of Nuclear Safety Research Center	2
	2.1 Researc	ch system and organization	2
	2.2 Researc	ch cooperation inside Japan	9
	2.3 Global r	research cooperation	14
3.	Activities	s and results in JFY 2018	17
	3.1 Researc	ch on severe accident analysis	17
	3.2 Researc	ch on radiation risk analysis	29
	3.3 Researc	ch on safety of nuclear fuels in LWRs	40
	3.4 Researc	ch on thermohydraulic behavior under accidents in LWRs $$ -	48
	3.5 Researc	ch on materials degradation and structural integrity	70
	3.6 Researc	ch on safety of nuclear fuel cycle facilities	83
	3.7 Researc	ch on safety management on criticality	89
	3.8 Researc	ch on nuclear safeguards	98
	3.9 Researc	ch on safety of radioactive waste management	106
E	ditor postsci	ript	122
A	ppendix 1	List of publications reference in JFY 2018	123
A	ppendix 2	List of abbreviations	143

執筆者一覧

- 1. 環境影響評価研究グループ 島田 亜佐子
- 研究計画調整室 扇柳 仁 規制・国際情報分析室 中塚 亨
- 3.1 シビアアクシデント評価研究グループ 杉山 智之、玉置 等史、塩津 弘之、

吉田 一雄

3.2 放射線安全・防災研究グループ 宗像 雅広、木村 仁宣、廣内 淳、

石崎 梓、高原 省五

- 3.3 燃料安全研究グループ 天谷 政樹、宇田川 豊、三原 武、成川 隆文、垣内 一雄
- 3.4 熱水力安全研究グループ 柴本 泰照、佐藤 聡、石垣 将宏、安部 諭、

和田 裕貴、高橋 祐也

- 3.5 材料・構造安全研究ディビジョン 西山 裕孝(平成 31.4.1 付で研究計画調整室) 材料・水化学研究グループ 塙 悟史、飛田 徹、高見澤 悠 構造健全性評価研究グループ 李 銀生、西田 明美、勝山 仁哉、山口 義仁
- 3.6 サイクル安全研究グループ 阿部 仁
- 3.7 臨界安全研究グループ 外池 幸太郎
- 3.8 保障措置分析化学研究グループ 宮本 ユタカ
- 3.9 環境安全研究ディビジョン 山口 徹治 廃棄物安全研究グループ 飯田 芳久、澤口 拓磨、岩月 輝希、島田 亜佐子 環境影響評価研究グループ 武田 聖司

This is a blank page.

1. はじめに

安全研究センターは、国が定める中長期目標において、原子力規制委員会及び文部科学省が共 管する事項である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う組織として、 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)の安全研究・防災支 援部門に設置されている。安全研究センターでは、原子力規制委員会、環境省、文部科学省、内 閣府などの国からの要請や事業委託、先導的・先進的な研究、国際協力等に係る活動を通じて、 規制基準類の整備など科学的・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。また、原子力安全規制を支援する機関として安全研究を進めるに当たり、実 効性、独立性・中立性、透明性・説明性の確保と向上やニーズに対応した適切な研究の展開を図 るため、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は、外部有 識者により、実施方策の妥当性や実施状況の審議及び研究課題の評価を受けている。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研究対象としている9つの研究分野(①シビアアクシデント評価、②放射線 安全・防災、③軽水炉燃料の安全性、④軽水炉の事故時熱水力挙動、⑤材料劣化・構造健全性、 ⑥核燃料サイクル施設の安全性、⑦臨界安全管理、⑧保障措置、⑨放射性廃棄物管理の安全性) について、平成30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。

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。前中期目標期間(第 2 期:平成 22 年度~平成 26 年度)においては、軽水炉発電の安全な長期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、現中長期目標期間(第3期:平成 27 年度~令和3年度)においては、 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期中長期目標期間の安全研究センター における研究の重点課題を Fig. 2.1-1 に示す。

安全研究センターにおける研究の推進体制を 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技術的課 題の提示または要請等を受けた受託研究を、原子力緊急時支援・研修センター、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、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

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30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、平成30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平成30年度で 60人弱おり、研究や研究の補助等を行っている。

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。

 Table 2.1-1
 第3期中長期目標期間(平成27年4月1日から平成34年3月31日

 までの7年間)における安全研究センターの中長期目標、中長期計画及び

【中長期目標】	【中長期計画】	【平成 30 年度計画】
IV. 研究開発の成果	Ⅱ.研究開発の成果の最大化その他の業務の	
の最大化その他の業	質の向上に関する目標を達成するためとるべ	
務の質の向上に関す	き措置	
る事項		
2. 原子力安全規制	2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及び	2. 原子力安全規制行政等への技術的支
行政等への技術的支	そのための安全研究	援及びそのための安全研究
援及びそのための安		
全研究		
機構は、原子力安	機構は、原子力安全規制行政及び原子力防	機構は、原子力安全規制行政及び原子
全規制行政及び原子	災等への技術的支援を求められている。これ	力防災等への技術的支援を求められて
力防災等への技術的	らの技術的支援に係る業務を行うための組織	いる。これらの技術的支援に係る業務を
支援に係る業務を行	を原子力施設の管理組織から区分するととも	行うための組織を原子力施設の管理組
うための組織を区分	に、研究資源の継続的な維持・増強に努め、	織から区分するとともに、研究資源の継
し、同組織の技術的	同組織の技術的能力を向上させる。また、機	続的な維持・増強に努め、同組織の技術
能力を向上するとと	構内に設置した外部有識者から成る規制支援	的能力を向上させる。また、機構内に設
もに、機構内に設置	審議会において、当該業務の実効性、中立性	置した外部有識者から成る規制支援審
した外部有識者から	及び透明性を確保するための方策の妥当性や	議会において、当該業務の実効性、中立
成る規制支援審議会	その実施状況について審議を受け、同審議会	性及び透明性を確保するための方策の
の意見を尊重し、当	の意見を尊重して業務を実施する。	妥当性やその実施状況について審議を
該業務の実効性、中		受け、同審議会の意見を尊重して業務を
立性及び透明性を確		実施する。
保しつつ、以下の業		
務を進める。		
(1) 原于刀女全規制	(1) 原十刀女主規制打成への技術的支援及び	(1) 原十刀女生規制11 政への技術的文
1 政への技術的又抜	てのための女生研究	後及いてのに800女生研究 1000000000000000000000000000000000000
及いてのための女主		
柳九	原子力安全規制行政への技術的支援のた	原子力安全規制行政への共振的支援
百子力安全相制行	赤」刀女王元前11以、91X前时又復りた め「佰子力相制禾昌合における安全研究にへ	ホコノム 王 州 前日 政 、 ジ 12 所 的 又 仮 の た め 「 合 谷 堆 准 オ べ き 安 今 珥 空 の ひ
かうバタ王焼町行 政を技術的に支援す	いて」等で示された研究分野や時期等に沿っ	いため、「マス」に生す、マス主切九の万 野及びその宝施方針」(平成 98 年 7 日
ステレビトり 我が	て 同委員会からの技術的課題の提示マけ更	日本のビジス記り当 (十成 20 十 1 万)
同の原子力の研究	こ、回安貝云からの这個的味趣の近小人は安 諸笠を受けて	小」/J派回安貞云/寺く小さ40に明九刀 野や時期等に沿って 同禾昌仝からの共
	HF サビスリー、MI ハム土の唯体に因りるず	ち、19月4日と、回安貞云からの仅

平成 30 年度の安全研究センター年度計画(1/4)

Table 2.1-1 第3期中長期目標期間(平成 27 年4 月1 日から平成 34 年3 月 31 日 までの7 年間)における安全研究センターの中長期目標、中長期計画及び

平成 30 年度の安全研究センター年度計画(2/4)

【中長期目標】	【中長期計画】	【平成 30 年度計画】
開発及び利用の安全	項(国際約束に基づく保障措置の実施のため	術的課題の提示、要請等を受けて、原子
の確保に寄与する。	の規制その他の原子力の平和利用の確保のた	力安全の確保に関する事項(国際約束に
このため、原子力	めの規制に関する事項も含む。) について、東	基づく保障措置の実施のための規制そ
規制委員会が策定す	京電力福島第一原子力発電所事故の教訓や最	の他の原子力の平和利用の確保のため
る「原子力規制委員	新の技術的知見を踏まえた安全研究を行うと	の規制に関する事項も含む。)について、
会における安全研究	ともに、科学的合理的な規制基準類の整備及	東京電力福島第一原子力発電所事故の
について」等を踏ま	び原子力施設の安全性に関する確認等に貢献	教訓や最新の技術的知見を踏まえた安
え、原子力規制委員	する。	全研究を行うとともに、科学的合理的な
会からの技術的課題	実施に当たっては外部資金の獲得に努め	規制基準類の整備、原子力施設の安全性
の提示又は要請等を	る。	に関する確認等に貢献する。
受けて、原子力の安	また、同委員会の要請を受け、原子力施設	実施に当たっては外部資金の獲得に努
全の確保に関する事	等の事故・故障の原因の究明等、安全の確保	める。
項(国際約束に基づ	に貢献する。	また、同委員会の要請を受け、原子力施
く保障措置の実施の		設等の事故・故障の原因の究明等、安全
ための規制その他の	1) 安全研究	の確保に貢献する。
原子力の平和利用の	原子炉システムでの熱水力挙動について、	
確保のための規制に	大型格納容器試験装置(CIGMA)等を目標	1) 安全研究
関する事項を含む。)	期間半ばまでに整備するとともに、これらや	事故時の原子炉及び格納容器におけ
について安全研究を	大型非定常試験装置(LSTF)を用いた実験	る熱流動に関して、大型装置及び個別効
行うとともに、同委	研究によって解析コードを高度化し、軽水炉	果装置を用いた実験並びに解析手法の
員会の規制基準類の	のシビアアクシデントを含む事故の進展や安	整備を行うとともに、これらの基盤とな
整備等を支援する。	全対策の有効性等を精度良く評価できるよう	る熱水力基礎実験及び数値流体力学手
また、同委員会の	にする。また、通常運転条件から設計基準事	法等の高度化を進める。事故条件下での
要請を受け、原子力	故を超える条件までの燃料挙動に関する知見	燃料の破損限界や燃料被覆管の脆化等
施設等の事故・故障	を原子炉安全性研究炉(NSRR)及び燃料試	に係るデータ取得及び解析評価ツール
の原因の究明等、安	験施設(RFEF)を用いて取得するとともに、	の整備を継続するとともに、事故条件下
全の確保に貢献す	燃料挙動解析コードへの反映を進めその性能	での燃料挙動評価に必要な試験装置の
る。	を向上し、これらの条件下における燃料の安	導入準備を進める。照射脆化に関する微
	全性を評価可能にする。さらに、中性子照射	細組織分析等を行うとともに、原子炉建
	材を用いて取得するデータ等に基づいて材料	屋及び機器・配管の健全性評価手法の高
	劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、	度化を継続する。
	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。	
1	1	1

Table 2.1-1 第3期中長期目標期間(平成 27 年4 月1 日から平成 34 年3 月 31 日 までの7 年間)における安全研究センターの中長期目標、中長期計画及び

【中長期目標】	【中長期計画】	【平成 30 年度計画】
	核燃料サイクル施設の安全評価に資するた	再処理施設等のシビアアクシデント評
	め、シビアアクシデントの発生可能性及び影	価に資するため、高レベル濃縮廃液蒸発乾
	響評価並びに安全対策の有効性に関する実験	固時の揮発性ルテニウムの放出・移行挙動
	データを取得するとともに解析コードの性能	に係る物性データ取得とモデル化、火災事
	を向上し、事象の進展を精度良く評価できる	故におけるグローブボックス材料の燃焼
	ようにする。燃料デブリを含む核燃料物質の	データ取得及び臨界事故における沸騰状
	臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物	態での高出力継続時間の評価手法の高精
	質の性状を想定した臨界特性データを、目標	度化を行う。また、東京電力福島第一原子
	期間半ばまでに改造を完了する定常臨界実験	力発電所の廃止措置時の臨界安全評価の
	装置 (STACY) を擁する燃料サイクル安全工	ため、燃料デブリの基礎臨界特性データベ
	学研究施設(NUCEF)を用いて実験的・解	ースを拡充するとともに臨界リスク評価
	析的に取得し、臨界となるシナリオ分析と影	手法を整備する。これらのデータ・手法の
	響評価の手法を構築し、臨界リスクを評価可	検証実験を STACY 更新炉で行うための
	能にする。	炉心設計を継続する。
	東京電力福島第一原子力発電所事故の知見	シビアアクシデント時におけるソース
	等に基づいて多様な原子力施設のソースター	ターム評価手法及び格納容器内溶融炉心
	ム評価手法及び種々の経路を考慮した公衆の	冷却性評価手法の整備を継続するととも
	被ばくを含む事故影響評価手法を高度化する	に、プラント状態の推移等を考慮した動的
	とともに、両手法の連携強化を図り、シビア	リスク評価手法の開発を継続する。また、
	アクシデント時の合理的なリスク評価や原子	レベル 3 確率論的事故影響評価コード
	力防災における最適な防護戦略の立案を可能	(OSCAAR) の防護措置モデルの改良を
	にする技術基盤を構築する。	進めるとともに、現存被ばく状況下での長
	放射性廃棄物の安全管理に資するため、東	期被ばくに係る評価手法を開発する。
	京電力福島第一原子力発電所事故汚染物を含	原子力発電所等の廃止措置及び運転に
	む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施	伴い発生する炉内等廃棄物処分の安全評
	設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、	価手法の整備や施設設計の妥当性判断の
	公衆や作業者への影響を定量化できるように	ための技術的知見の整備、原子力施設の廃
	するとともに、安全機能が期待される材料の	止措置終了時の残留放射能評価のための
	長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価	手法整備及びアスベスト等の新規対象物
	コードにおいて利用可能にする。	のクリアランスレベル評価を進める。
	また、原子力規制委員会の要請を受け、保	保障措置環境試料を対象に、微小ウラン
	障措置に必要な微量環境試料の分析技術に関	粒子の化学状態を効率的に調べるための
	する研究を実施する。	分析法の高感度化を進める。

平成 30 年度の安全研究センター年度計画 (3/4)

Table 2.1-1 第3期中長期目標期間(平成 27 年4 月1 日から平成 34 年3 月 31 日 までの7 年間)における安全研究センターの中長期目標、中長期計画及び

【中長期目標】	【中長期計画】	【平成 30 年度計画】
	さらに、東京電力福島第一原子力発電所	東京電力福島第一原子力発電所事故の教
	事故の教訓を踏まえ、原子力施設に脅威を	訓等を踏まえ、原子力施設に脅威をもたら
	もたらす可能性のある外部事象を俯瞰し、	す可能性のある外部事象に関して、リスク
	リスク評価を行うための技術的基盤を強化	評価を行うための技術的基盤の強化を進め
	する。	る。
	これらの研究により、原子力安全規制行	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	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	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、	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	科学的合理的な規制基準類の整備及び原子
	施設の安全性確認等に貢献するとともに、	力施設の安全性確認等に貢献するととも
	原子力の安全性向上及び原子力に対する信	に、原子力の安全性向上及び原子力に対す
	頼性の向上に寄与する。	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	研究の実施に当たっては、原子力規制庁
	機関等との協力研究及び情報交換を行い、	等との共同研究及び OECD/NEA や二国間
	規制情報を含む広範な原子力の安全性に関	協力の枠組みを利用して、協力研究や情報
	する最新の技術的知見を反映させるととも	交換を行う。また、当該業務の中立性及び
	に、外部専門家による評価を受け、原子力	透明性を確保しつつ機構の各部門等の人
	規制委員会の意見も踏まえて、研究内容を	員・ホット施設等を活用するとともに、原
	継続的に改善する。また、当該業務の中立	子力規制庁から外来研究員を受け入れ、研
	性及び透明性を確保しつつ機構の各部門等	究を通じて人材の育成に貢献する。
	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	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	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	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	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	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	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	う。さらに、規制活動や研究活動に資する
	よう、事故・故障に関する情報をはじめと	よう、規制情報の収集・分析を行う。
	する規制情報の収集・分析を行う。	

平成 30 年度の安全研究センター年度計画(4/4)

JAEA-Review 2019-015



Fig. 2.1-1 安全研究センターにおける研究の重点課題(第3期中長期目標期間)



Fig. 2.1-2 安全研究の推進体制







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進めている国内での研究協力として、原子力機構内においてはLSTF、 NSRR、RFEF、NUCEFなどの基盤施設を活用した研究を施設管理部署と連携して推進するとと もに、原子力機構外においては原子力規制委員会や内閣府等からの受託研究及び産学官との共同 研究・委託研究を実施した。以下にそれらの実績について述べる。

2.2.1 受託研究

平成30年度に実施した原子力規制委員会や内閣府からの受託研究の一覧をTable 2.2-1に示す。 新規の「緊急時モニタリングセンターに係る訓練の高度化業務(原子力規制委員会)」を含め、原 子力規制委員会及び内閣府からの24件の受託研究を原子力緊急時支援・研修センター、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 管理部、工務技術部)、システム計算科学センター、大洗研究所(燃料材料開発部)及び東濃地科 学センターと連携し実施した。受託研究で得られた実験データや解析コード等の研究成果は、成 果報告書として原子力規制委員会及び内閣府へ報告した。

2.2.2 共同研究及び委託研究

平成 30 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)、電力中央研究所、原子力規制庁等と16件の共同研究を実施する とともに、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。

また、平成31年度からの原子力規制庁研究職員の人材育成等を目的とする共同研究の実施、原 子力規制庁及び原子力機構からの相互の人員派遣、研究の総合力強化のための大学等を含む人材 交流・人材育成を明記した協力協定を原子力規制委員会と平成31年3月29日に締結した。

Table 2.2-1 受託研究一覧(平成 30 年度)(1/2)

No.	委託元	件名	新規
1	原子力規制委員会	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	原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究)事業	
4	原子力規制委員会	原子力施設等防災対策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一 次系機器の健全性評価手法の高度化))事業	
5	原子力規制委員会	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	
6	原子力規制委員会	原子力施設等防災対策等委託費(原子力発電施設等安全性実証解析等 (軽水炉照射材料健全性評価研究))事業	
7	原子力規制委員会	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	
9	原子力規制委員会	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	
10	原子力規制委員会	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	
12	原子力規制委員会	原子力施設等防災対策等委託費(放射性プルーム測定技術確立等)事 業	
13	原子力規制委員会	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	
14	原子力規制委員会	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	
15	原子力規制委員会	緊急時モニタリングセンターに係る訓練の高度化業務	0
16	原子力規制委員会	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	
17	原子力規制委員会	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	
18	原子力規制委員会	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	
19	原子力規制委員会	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	
20	原子力規制委員会	保障措置環境分析調查委託費(保障措置環境分析調查)事業	

No.	委託元	件名	新規
21	原子力規制委員会	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性能評価 手法に関する調査)事業	
22	原子力規制委員会	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	
23	原子力規制委員会	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	
24	内閣府	地域防災計画・避難計画の充実化の支援に資する技術的知見の整備	

Table 2.2-1 受託研究一覧(平成 30 年度)(2/2)

No.	件名	相手先	期間	新規
1	軽水炉の熱水力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挙動の安全評価手 法高度化に関する研究	福井大学	H30.7 月~H31.1 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	0
6	確率論的破壊力学解析コード PASCAL の 信頼性向上	茨城大学	H30.12 月~H31.3 月	
7	確率論的破壊力学解析コード PASCAL の 信頼性向上	長岡技術科学大学	H30.12月~H31.3月	
8	確率論的破壊力学解析コード PASCAL の 信頼性向上	一般財団法人電力中央研究所	H30.12月~H31.3月	
9	延性破壊シミュレーションの高度化に関 する研究	一般財団法人電力中央研究所	H30.7 月~H31.3 月	0
10	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	
11	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~H31.3月	
12	パルス電子線を用いた水の放射線分解初 期過程に関する研究	東京大学	H29.11 月~H31.3 月	
13	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	0
14	溶融炉心粒子のアグロメレーション挙動 データ取得に向けた調査及び予備試験	筑波大学	H30.8 月~H31.1 月	
15	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	
16	火山活動評価のためのマグマ滞留時間の 推定手法に関する研究	北海道大学、 原子力規制庁	H30.4 月~H31.3 月	

Table 2.2-2 国内における共同研究一覧(平成 30 年度)

No.	件名	委託先	新規
1	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	
2	原子炉圧力容器等の健全性評価に関する研究	長岡技術科学大学	
3	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	
4	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	
5	原子炉建屋を対象としたフラジリティ評価手法の整備にかかわる調査	東京大学	0
6	ヨウ素およびセシウムの沈着速度、浸透率、フィルター除去率の調査	京都大学	
7	タンタルの水素吸収ぜい化挙動評価試験(2)	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(2)	東京工業大学	
9	実港湾模擬環境でのシルトフェンス動作モデルの水槽実験による検証	中央大学	
10	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検討	東京工業大学	0
11	セメント系人工バリアの長期性能評価に係る調査	日本大学	0

Table 2.2-3 国内における委託研究一覧(平成 30 年度)

2.3 国際協力

安全研究センターでは、これまで諸外国の関係機関や国際機関との間で、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。

平成 30 年度に実施した国際協力の一覧を Table 2.3・1 に示す。原子力機構が運営機関である OECD/NEA の「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)」プ ロジェクト(平成 31 年 1 月 24 日プレス発表)、「過去の臨界事故解析サブグループ (WPNCS/SG·4)」、国際原子力機関(IAEA)関連の「廃止措置終了に関する国際プロジェク ト(COMDEC)」等の7件の新規案件を含む55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ワークショップを開催し、 原子力施設の火災に関する情報交換を行った。また、平成31年度の若手研究者のIRSN 派遣に向 けて、新たに熱水力安全研究分野の実施取決め(Implementing Arrangement)を平成30年8 月に締結した。

JAEA-Review 2019-015

Table 2.3-1 国際協力一覧(平成 30 年度)(1/2)

		新規
OE	CD/NEA 関連の研究プロジェクト	
1	東京電力福島第一原子力発電所事故ベンチマーク解析(BSAF-2)	
2	格納容器内ヨウ素挙動及び水素挙動に係わる実験(THAI-3)	
3	ソースターム評価及び影響緩和に係わる実験(STEM-2)	
4	ヨウ素挙動に係わる実験(BIP-3)	
5	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)	
6	スタズビック被覆管健全性プロジェクト(SCIP-III)	
7	OECD-IRSN CABRI 水ループ計画	
8	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)	
0	NSC/WPRS/Expert Group on Reactor Fuel Performance(EGRFP)が実施の PCMI benchmark	
9	解析	
10	CSNI/WGFS/WGAMA SFP の冷却機能喪失事故/冷却材喪失事故に係る PIRT 検討	
11	CSNI/WGFS 2009 SOAR on Fuel Behavior during LOCA 更新	
12	CSNI/WGFS 2010 SOAR on Fuel Behavior in RIA 更新	0
13	CSNI/WGFS RIA Fuel-Code Benchmark Phase3	0
14	CSNI/WGFS a Technical Opinion Paper on Safety Criteria for Accident Tolerant Fuels	0
15	NSC/WPNCS/WPNCS/ICSBEP(国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト)	
10	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	
16	(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	
17	9 解析 10 CSNI/WGFS/WGAMA SFP の冷却機能喪失事故/冷却材喪失事故に係る PIRT 検討 11 CSNI/WGFS 2009 SOAR on Fuel Behavior during LOCA 更新 12 CSNI/WGFS 2010 SOAR on Fuel Behavior in RIA 更新 12 CSNI/WGFS RIA Fuel-Code Benchmark Phase3 13 CSNI/WGFS a Technical Opinion Paper on Safety Criteria for Accident Tolerant Fuels 14 CSNI/WGFS a Technical Opinion Paper on Safety Criteria for Accident Tolerant Fuels 15 NSC/WPNCS/WPNCS/ICSBEP (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/WPNCS/SG-4) 〇	
10	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	
18	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/WPNCS/SG-4)	0
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)	0
IAE	A関連の研究プロジェクト	
22	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	
23	JC-21 (Pu、U 粒子年代測定)	
24	JC-24(SIMS、前処理)	
25	JC-25(IAEA 依頼分析全般)	
26	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)	
27	廃止措置終了に関する国際プロジェクト (COMDEC)	0

	Table 2.3-1	国際協力一覧	(平成 30 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							
28	STC-4:反応度事故時の燃料挙動							
29	STC-5:廃棄物処分安全							
30	STC-9:原子力発電所の経年劣化							
31	STC-10:火災ハザード及び閉じ込め研究							
32	Implementing Arrangement(臨界安全)							
33	Implementing Arrangement (熱水力安全)	0						
	韓国 KAERI:原子力の平和利用分野における協力							
34	Program1 : PSA							
35	Program2: 熱水力							
36	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							
37	STC-4.7.1:格納容器熱水力挙動の評価							
38	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-5 実験)							
39	米国 NRC:原子力安全研究分野における協力覚書(包括)							
40	ドイツ カールスルーエ工科大学 (KIT):科学技術研究分野におけるフレームワーク取決め							
41	タイ原子力技術研究所(TINT):原子力の平和利用							
42	EU NUGENIA : Nuclear Gen II & III Association							
43	EU NUGENIA: IPRESCA(プールスクラビングに関する国際協力研究)							
44	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								
45	AS4(SIMS 測定)							
46	AS3(U 年代測定)							
47	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							
40	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							
40	約							
49	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							
50	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							
51	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							
52	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							
53	国際協力専門家グループ:IGRDM(照射脆化)							
54	国際協力専門家グループ:ICG-EAC (環境助長割れ)							
55	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. 平成 30 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高度化を進めている。

SA 進展過程やソースタームの把握には、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溶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、原子炉冷却系内 FP 化学解析コード CHEMKEq、溶融 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)。

さらに、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。





年度	西暦	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
	平成/令和	27	28	29	30	31/01	02	03
ソースターム評価手法の FP 化学モデル整備, THALES3 整備, THALES-PWR 版整備, ART/CELVA-1D 整						LVA-1D 整備,	検証	
整備								
ソースタ	ーム評価手法の	1F 事故解析,	最適化解析,動的	的 PRA 調査	ソースタ	マーム評価、動	的 PRA 手法整	備・試解析
応用								
格納容器	等健全性評価手	溶融炉心冷却	『性評価手法・	水素挙動評価目	手法の整備	実	幾体系への適用	3
法の整備								

Table 3.1-1 年次計画

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 の化学形を考慮することが重要である。特に、沸騰水型軽水炉(BWR)では制御材 であるホウ素の存在が FP 化学形に影響を及ぼし、これにより放射性物質の環境への放出量や 放出後の挙動が変わるため、こ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】

格納容器内ヨウ素化学の評価が可能な 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てソースターム評価手法の整備を進める。

【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-5 への参加及び大洗研究所の照射燃料試験施設 (AGF) や原子力科学研究所・原子力基礎工学研 究センターの FP 放出移行実験装置 (TeRRa) といった原子力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、取得データに基づき原子炉冷却系内の FP 化学を予測する代替統計モデルを構築し、THALES2/KICHE コードに導入した。

平成 30 年度は、FP 化学モデルの高度化に向けて実験解析により現象理解を進めた。また、 FP 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、並びに、THALES2/KICHE コー ドに組込んだ FP 化学代替統計モデルの改良及び実機解析への適用を継続した。

【成果】

・TeRRa 実験解析によるホウ素影響のメカニズムの推定

TeRRa 実験では水蒸気雰囲気において非放射性試料を加熱して気体状のヨウ素、セシウム等 を発生させ、温度勾配管(TGT)の内壁に沈着させる。その沈着物の分布や分析結果から FP の反応や化学形に関するデータを取得する。ホウ素含有系で CsI を蒸発させた TeRRa 実験では 温度勾配管内壁に沈着せず下流に到達する気体状のヨウ素が増大するという結果が得られてお

^{*} 本成果は、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(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。

り、温度勾配管領域における気体状ヨウ素(原子状 I、I₂、HI、有機ヨウ素など。TeRRa 実験 では化学種は未特定)の移行量が増大したことが示された。これは、実機において制御材にホ ウ素を用いた場合、ホウ素がない場合に比べて、より多くのヨウ素が原子炉冷却系から格納容 器内に流入することを意味する。

熱力学平衡の化学モデルを有する VICTORIA2.0 コードを用いてホウ素を添加した TeRRa 実験を解析し、温度勾配管領域における気体状 Cs 及び I 化学種の分布について Fig. 3.1-2 に示 す結果を得た。解析では温度勾配管の下流に到達する気体状ヨウ素量を過小評価したものの、 ホウ素含有系では非含有系に比べ高温部での気体状ヨウ素(原子状 I、HI)が約 10 倍増加する 興味深い結果が得られた。この気体状ヨウ素は、CsI の CsBO2への化学変化に伴い生成したも のであるが、低温部では不利な反応でありほとんど生成しない。瞬時に化学平衡が達成される 熱力学平衡モデルを考慮すると、実際の TeRRRa 実験では上流の高温部で生成した CsBO2や 気体状ヨウ素の CsI への変換反応が遅く、化学平衡に達さない状態、すなわち気体状ヨウ素を 有意に含有した気体として下流まで移行した可能性が考えられる。



Fig. 3.1-2 熱力学平衡計算による TeRRa 実験の解析結果(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 コードに導入した。このモデルではセシウム化学種として 2500K 以上 の高温時に有意となる単体 Cs を含めていたが、この化学種の計算が予測精度の低下をもたらし、 かつ、炉心より下流側の移行経路ではこの温度領域に達しないことから、取り扱い化学種を見 直すことで予測精度の向上を図った。

平成 30 年度は、BWR4/Mark-I プラントの全交流電源喪失(TB)及び炉心冷却機能喪失事故(TQUV)の2 シーケンスについて、それぞれ、格納容器破損ケースと破損前に格納容器ベントを実施したケースのソースターム(原子炉冷却系から原子炉格納容器への FP 移行量及び環境への FP 放出量)評価を行った。Fig. 3.1-3 に解析結果の例を示す。加えて、BWR5/Mark-II プラントの TB シーケンスについてソースターム評価を行い、型式の違いの影響を確認した。



FP化学モデルを使わず、セシウムの化学形を CslとCsOH に固定

【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。

3.1.2.2 格納容器内溶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、溶融炉心が圧力容器破損開口部から格納容器内に落 下し、溶融炉心/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、格納容器内の溶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 した溶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】

格納容器内溶融炉心冷却性を評価するため、平成27年度より、溶融炉心の水中落下時挙動を 扱うために必要なモデルを溶融炉心/冷却材相互作用解析コードJASMINEに追加した。モデ ルの検証及び改良は、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。

JASMINE コードは確率論的な冷却性評価に用いる。すなわち、事故条件の不確かさを考慮 した多ケース解析を行い、溶融炉心の冷却成功(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. 3.1-4)。

Fig. 3.1-3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)

[※]本成果は、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(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」で得られた成果を含む。



Fig. 3.1-4 JASMINE コードを活用した格納容器内溶融炉心冷却性の評価

平成 30 年度は、格納容器床面上における溶融炉心の拡がり挙動に係るモデルの改良を進め、 さらに、入力パラメータの不確かさを考慮した予備的な実機解析を行い、Fig. 3.1-4 に示した一 連の評価手法の成立性を確認した。

【成果】

溶融炉心が水中に落下した後の格納容器床面での水平方向の拡がり挙動を扱うための JASMINE コードのモデルを改良し、KTH が実施した PULiMS 実験の結果により検証を行っ た(Fig. 3.1-5)。この解析の要点は、溶融物が床面で拡がり、冷却されて固化した際の最終的 な拡がり面積(または半径)を適切に予測することである。水中落下量が同じ場合、拡がり面 積が小さいほど堆積物が厚くなるために崩壊熱が除去されにくくなり、床との界面温度がコン クリート分解温度を超えて MCCI に至る可能性が高まる。今回改良したモデルでは、拡がりの 継続/停止を溶融物の先端部で判定する(Fig. 3.1-6)。冷却水による除熱で溶融物表面には固 化層(クラスト)が形成されるが、拡がりの駆動力(重力に起因して溶融物を水平方向に押し 出す力)により先端のクラストが破壊されて新たな液相表面が露出することで拡がりが継続す る。すなわち、先端クラストの強度と拡がりの駆動力がバランスした際に拡がりが停止する。 今回のモデルにより、これまでの一連の PULiMS 実験の結果を再現することができた(Fig. 3.1-7)。

実機条件のように溶融物の組成が PULiMS 実験と異なる場合に対してもクラスト強度に関 する物性値の違いを適切に考慮することで本モデルは適用可能と考えている。検証に使える同 種の実験データが不十分であることから、自らデータを拡充するための準備を開始した。



実験装置

固化後の断面

Fig. 3.1-5 スウェーデン王立工科大学による溶融物床面拡がり実験 PULiMS の概要





Fig. 3.1-6 溶融物の床面拡がり挙動のモデル Fig. 3.1-7 PULiMS 実験結果との比較



【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 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するため、熱水力解析コードを用いて動的にイベントツリーの解 析を行う手法を開発する。

【実施内容・アプローチ】

動的なイベントツリー解析及び動的なイベントツリー解析により得られる結果を整理して、有 用なリスク情報を抽出する動的確率論的リスク評価ツール RAPID (Risk Assessment with Plant

^{*} 本成果は、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(動的 レベル1確率論的リスク評価手法の開発)事業」で得られた成果である。

Interactive Dynamics、Fig. 3.1-8)を開発する。

RAPID の開発に際しては、熱水力解析コード Apros 及びシビアアクシデント解析コード THALES2 を用いた連携解析を行い、その機能の確認を行う。



Fig. 3.1-8 動的確率論的リスク評価ツール RAPID の開発概念図

【成果】

動的にイベントツリー解析を行うため、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 ケンスを構築するとともに、構築した事故シーケンスに基づく解析条件を Apros 及び THALES2 の入力に反映する機能を整備し、多数解析を行うことでその機能の確認を行った。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 RAPID に付加し、THALES2 を用いた解析により機能の動作を確認した(Fig. 3.1-9)。

JAEA-Review 2019-015



解析手順の流れ方向(時間軸)

Fig. 3.1-9 THALES2 連携解析における解析の流れ図

【成果の活用先】

確率論的リスク評価における事象進展の時間依存性を含めた総合的な不確実さ評価に活用する。

3.1.2.4 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. 3.1-10)。 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(RuO4)が気相中に移行し、環境中に 放出される可能性がある。



Fig. 3.1-10 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

【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。

【実施内容・アプローチ】

サイクル安全研究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取得した実験デ ータ*を活用し、解析モデルを整備することにより、ソースターム評価手法の整備を進める。

【成果】

実験から得られた FP 硝酸塩の熱分解で発生する NOx 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 NOx 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。 同コードを用いて実機相当条件での試解析を実施し、事故時に貯槽で発生した Ru 等の放射性 物質を含む蒸気が流出すると想定される施設内の各区画での気液各相での濃度変化を推定した (Fig. 3.1-11)。



Fig. 3.1-11 廃ガス処理セル内の気相部における各化学種の濃度

【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 コードを整備し、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に 活用する。

3.1.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

 H. Shiotsu, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Influence of Chemical Speciation in Reactor Cooling System on pH of Suppression Pool during BWR Severe Accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.55, No.4, pp.363-373, 2018.

^{*} 本実験は、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(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」で実施された。

- X. Zheng, H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Severe Accident Scenario Uncertainty Analysis using the Dynamic Event Tree Method", Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 14, Los Angeles, U.S.A, September 16-21, 2018.
- A. Bentaib, N. Chaumeix, R. Grosseuvres, A. Bleyer, L. Gastaldo, L. Maas, S. Jallais, E. Vyazmina, S. Kudriakov, E. Studer, A. Dehbi, Y. Halouane, B. Schramm, V. Taivassalo, M. Frankova, O. Kotsuba, T. Holler, I. Kljenak, Y. Maruyama, M. Sato, J. Murgatroyd, M. Povilaitis, "ETSON-MITHYGENE benchmark on simulations of upward flame propagation experiment in the ENACCEF2 experimental facility", 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018.
- H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Sensitivity Analysis of Source Term in the accident of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station Unit 1 using THALES2/KICHE", Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM2018), Xiamen, China, October 10-12, 2018.
- J. Ishikawa, X. Zheng, H. Shiotsu, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Evaluation of Chemical Speciation of Iodine and Cesium considering Fission Product Chemistry in Reactor Coolant System", Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM2018), Xiamen, China, October 10-12, 2018.
- N. Trianti, M. Sato, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Computational Fluid Dynamics Analysis for Hydrogen Deflagration Tests at ENACCEF2 Facility", 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, November 18-21, 2018.
- H. Shiotsu, H. Ito, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama., "Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation", 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, November 18-21, 2018.
- ・ 岩澤譲, 松本俊慶, 川部隆平, 安島航平, 杉山智之, 丸山結, "JASMINE コードによる格納 容器内溶融炉心冷却性", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9月.
- ・ 石川淳, 鄭嘯宇, 塩津弘之, 杉山智之, "原子炉冷却系内 FP 化学を考慮したソースターム解 析手法の構築", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- ・ 三輪周平, 塩津弘之, 逢坂正彦, 杉山智之, 丸山結, "シビアアクシデント時の原子炉冷却系 条件におけるセシウム及びヨウ素の気相化学反応に与えるホウ素の影響",日本原子力学 会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- H. Shiotsu, H. Ito, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Numerical analysis for fission product behavior in VERDON-2 experiment", International VERDON Seminar, Aix-en-Provence, France, September 24-25, 2018.
- S. Miwa, H. Shiotsu, M. Osaka, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Experiments on iodine and cesium chemistry with focus on boron effects", International VERDON Seminar, Aix-en-Provence, France, September 24-25, 2018.

- H. Shiotsu, H. Ito, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Numerical analysis for fission product behavior in VERDON-2 experiment", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October 30-31, 2018.
- Y. Maruyama, "Current Status of Research on Source Term and Debris Coolability at JAEA", Asian MELCOR User Group (AMUG) meeting, Tokyo, Japan, August 27, 2018.
- ・ 塩津弘之, 三輪周平, 逢坂正彦, 杉山智之, 丸山結, "ホウ素含有水蒸気条件での非凝縮性ヨ ウ素の生成促進現象に対する化学平衡論解析", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- ・ 茂木孝介, Nuri Trianti, 松本俊慶, 杉山智之, 丸山結, "燃焼速度モデルを用いた水素火炎 伝播の CFD 解析", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- ・ 伊藤裕人,塩津弘之,田中洋一,西原慧径,杉山智之,丸山結,"CHEMKEq: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",JAEA-Data/Code 2018-012 (2018), 42p.
- ・ 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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,2019年3 月.
- ・ 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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,2019年3月.
- ・ 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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,2019年3月.
- など、雑誌論文1件、国際会議報告6件、口頭発表9件、技術報告書1件、受託報告書3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
- BIP3 計画:塗装壁面へのヨウ素の吸着及び壁面から脱離、有機ヨウ素の生成及び分解 ROSAU計画:溶融炉心冷却実験計画(準備会合に参加)
- 多国間炉内試験フレームワーク:ポストハルデン照射試験計画(NEAの議論に参加)
- 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

IPRESCA:第2,3世代原子炉プログラム(NUGENIA)によるプールスクラビング研究 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及び駐在 米国 NRC が主催する CSAPR 会合に参加

【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。

- ・原子炉冷却系内 FP 化学に関する実験データの拡充及び解析手法の整備
- ・SA総合解析コード THALES2の FP 化学計算機能の改良及び実機解析への適用
- ・溶融炉心冷却性評価に向けた溶融炉心/冷却材相互作用解析コード JASMINE の改良
- ・JASMINE コードを用いた確率論的な溶融炉心冷却性評価手法の成立性確認
- ・動的確率論的リスク評価ツール RAPID の開発
- ・再処理施設の高レベル廃液貯槽蒸発乾固事故時のソースターム評価手法の整備

今後は、上記の評価手法の整備を継続するとともに、FP化学及び溶融炉心冷却性評価に関する 検証データ取得のための基礎実験を開始する。また、THALES2コードとレベル3確率論的事故 影響評価コード OSCAAR との連携を強化し、重大事故対策や防護対策の効果を考慮してオンサ イトからオフサイトまで一貫した評価を行うための手法を構築する。
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、シビアアクシデント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。

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。

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)

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				
			レベル 2PI	RA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	の開発 確率論的評価		■ 毎手法の開発・中長期防護措置		置の最適化	

Table 3.2-1 年次計画

3.2.2 主な成果

3.2.2.1 レベル 2/3PRA インターフェイスシステムの開発*

【背景】

レベル 3PRA を実施するにあたり、レベル 2PRA の結果として得られる事故シナリオのソース ターム情報は不可欠である。レベル 2PRA で用いるシビアアクシデント解析コードで得られた膨 大な出力データからソースタームに係る情報を抽出し、レベル 3PRA の入力データを作成するこ とは、時間と労力を要する。そのため、レベル 2/3PRA インターフェイスシステムを整備する必 要がある。

【目的・ねらい】

シビアアクシデント解析コード THALES2 で得られたソースターム情報を OSCAAR に引き渡 すためのインターフェイスシステムを開発し、統合的な確率論的手法による不確かさ評価のため の解析システムを構築する。

【実施内容・アプローチ】

THALES2 で取り扱い可能な代表的な化学種を OSCAAR の核種グループに分類し、環境への 放出に係る情報として整理した。この結果を基に、THALES2 で得られるソースタームに係る情 報(核種ごとの環境への累積放出割合、放出エネルギー等)から OSCAAR の入力データを生成 するインターフェイスシステムを整備した(Fig. 3.2-2)。

また、THALES2 で得られた事故シナリオのソースターム情報を基に、環境への放出割合(放出ステージ)の設定の違いによる被ばく線量への影響を評価するため、試解析を行った。

【成果】

インターフェイスシステムは、レベル 2/3PRA の統合化システムの開発に寄与するものである。 また、試解析の結果から、一定期間ごとに分割した場合に分割期間を長くすると線量が高くなる 傾向が見られた。また、放出割合が急増する期間で分割した場合(case5)、詳細に分割した case2 の場合と同等の結果が得られた(Fig. 3.2-3)。

[※]本成果は、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。

【成果の活用先】

ARC-F プロジェクトで行う 1F 事故でのオフサイト解析に適用するなど、オンサイト・オフサイトを統合した確率論的事故影響評価に活用する予定である。



Fig. 3.2-2 THALES2-OSCAAR インターフェイスシステム



Fig. 3.2-3 環境への放出割合の設定の違いによる被ばく線量への影響

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 ータを実家屋により実験的に取得した。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)を、集合住宅と戸建住宅の両方について取得し、浸 透率と自然換気率の関係式を整備した(Fig. 3.2-4)。

また、屋内退避の低減効果を高める行動の一つとして考えられる空気清浄機を作動させた場合の低減効果を評価するために必要なパラメータである除去率を、実家屋実験により取得した(Fig. 3.2-5)。

【成果】

浸透率と自然換気率の関係式は、集合住宅と戸建住宅で違いが見られず、同じ関係式を用いて 別途算出する自然換気率から浸透率を評価できることを示した。空気清浄機の除去率は循環率が 大きくなるほど小さくなることが示され、被ばく低減効果を評価する際には循環率に応じて除去 率を変えて評価する必要性が示された。

【成果の活用先】

日本の一般家屋を対象に、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提供するとともに、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。

[※]本研究は、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」の一環として実施したものである。



Fig. 3.2-4 粒径 0.5 µm の浸透率と自然換気率の関係





を部屋の体積(m³)で除した値。)

3.2.2.3 既存建屋の屋内退避施設への利用に関する技術的知見の整備※

【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、一時的に屋内退避施設に避難することになって いる。屋内退避施設となる施設は、通常時には、病院、福祉施設、公民館等が利用されており、 緊急時に必要な放射線防護対策が図られている。これら屋内退避施設の整備を行う際には、放射 線防護の観点から住民の安全を確保するための技術的知見や留意点等を取りまとめる必要がある。

【目的・ねらい】

放射線防護能力が鉄筋コンクリート(RC)構造に比べて低い木造や鉄骨造建屋施設に対して、

[※]本研究の一部は内閣府からの受託事業「平成 30 年度原子力防災研究事業」の一環として実施 したものである。

屋内退避施設としての利用が可能となる放射線防護能力を備えるために必要な追加防護対策案を 検討し、その知見を取りまとめる。

【実施内容・アプローチ】

実在の木造建屋に対して、屋内退避施設として利用することを想定し、必要な対策を検討した。 外部被ばくへの対策として遮蔽性能を向上させるための遮蔽材料の敷設と、内部被ばくへの対策 として屋内への放射性物質の侵入を低減するための陽圧化装置の設置を行うことを検討した。遮 蔽材料には、防音室の施工の際に、一般的な建築材料として使用されている鉛複合板を壁もしく は天井に敷設することを想定した。解析では、様々な放射線防護対策を講じた木造建屋に3日間 屋内退避した場合の被ばく線量及び対策による被ばく線量低減効果を評価した(Fig. 3.2-6)。こ の結果、屋外にいた場合(屋外)、20 Pa の陽圧化をしたうえで、外部被ばくへの対策として特に 対策をしない場合(対策なし)、壁に鉛複合板 2 mm を付設した場合(壁に鉛 2 mm)等を比較し、 被ばく低減効果を定量的に評価した。

次に、これらの対策の施工成立性を構造、コスト、工期等の様々な項目に関して実現可能性を 評価した。遮蔽材料の施工については、重量物である鉛複合板の敷設による荷重増加による割増 計算を行い、建屋耐力の確認を行った。陽圧化装置は差圧 20 Pa を達成するために必要設備を選 定した。以上の検討について、放射線遮蔽、建築の専門家へのヒアリングを行った。ヒアリング 結果を基に、鉛複合板の設置箇所の制限、屋外からの施工による施設利用制限期間の短縮やコス ト低減、その他の機器の利用による被ばく線量低減効果を検証した。



Fig. 3.2-6 既存木造建屋に様々な放射線防護対策を講じた場合の3日間積算被ばく線量 (内部:内部被ばく、屋内GS:建屋内に侵入・沈着した核種からの外部被ばく、屋外GS:屋外の 地表面に沈着した核種からの外部被ばく、屋内CS:屋内に侵入した核種によるクラウドシャイン、 屋外CS:屋外の核種からのクラウドシャイン)

【成果】

既存の建屋を屋内退避施設に利用できるように改修する際に必要な対策の検討、施工計画に係 る技術的知見や留意点をとりまとめ、技術的には実現可能であることを確認した。

【成果の活用先】

国・自治体の進める地域防災計画の実効性向上に資する、屋内退避施設における防護対策の技術的根拠等として活用する。

3.2.2.4 住民の被ばく線量評価モデルの開発と不確実さ・感度解析

【背景】

1F事故後の汚染地域において住民の被ばく線量は、行政上の被ばく管理の決定や個々の生活の 将来を検討する上でも基本的な指標である。しかし、事故後のあらゆる期間において、すべての 住民の線量を実測することは困難であり、モデルを用いた評価が必要となる。モデルでの評価に は、空間的または時間的な汚染濃度及び個々の生活習慣の違いによる変動とともに、知識不足に よる不確実さが含まれる。このため、これらの変動や不確実性にどのように対処するかが、線量 評価における重要な課題となる。本研究では、住民の被ばく線量評価モデルを開発し、評価結果 のばらつきの程度とその原因となるパラメータを特定するため、不確実さ解析を行うとともに、 感度解析を行った。

【目的・ねらい】

住民帰還に向けて、汚染地域の生活で被ばくの可能性がある複数経路についての線量評価モデ ルを開発する。また、住民への情報提供や高精度化を効果的かつ効率的に実施するため、感度解 析を実施し、着目すべきパラメータを特定する。

【実施内容・アプローチ】

線量評価モデルの概要を Fig. 3.2-7 に示す。外部被ばく(グランドシャイン、クラウドシャイン)と内部被ばく(プルーム吸入、再浮遊吸入、食物摂取、土壌直接摂取)の合計 6 経路をモデル化した。放射性プルーム中濃度及び再浮遊核種濃度は、地表面濃度をもとに、それぞれ実効沈着速度と再浮遊係数を利用して算出した。グランドシャイン及び食物摂取について、実測値や他の評価結果との比較を Fig. 3.2-8 及び Fig. 3.2-9 にそれぞれ示す。Fig. 3.2-8 は福島市内の屋内作業者に対する事故後の年間線量を示している。この結果から、本研究の評価値は実測値とよく一致しており、また、他の先行研究の結果とも整合性が見られた。また、内部被ばくの評価結果をFig. 3.2-9 に示す。本研究の評価値の方が他の先行研究の結果よりも、高めの結果となった。今後、食物摂取制限による効果や福島県産食品に対する忌避行動を考慮して、さらなるモデル改良を継続する予定である。

このようにして開発したモデルを用いて、福島市の屋内作業者の事故後1年目の年間線量について、不確実さ解析と感度解析を行った。Fig. 3.2-10 に感度解析の結果を示す。この結果は、 Elementary Effect 法による感度解析の結果であり、µ* はパラメータの線量に対する平均的な感度を表し、σは他のパラメータとの相互作用の程度を表している。1年間の実効線量に対しては、 グランドシャインに関連するパラメータのµ* とσが高い値を示した。特に、¹³⁷Cs 地表面濃度と 屋外滞在時間の影響が大きくなった。このことから、管理の目的で自治体単位・多様な集団を一 括して線量評価する際には、汚染濃度の地域差や生活行動の個人差のような変動性へ対処する方法が重要になることを定量的に示すことができた。 JAEA-Review 2019-015



Fig. 3.2-7 モデルの概要と主要なパラメータ





Fig. 3.2-9 経口摂取に関する先行研究との比較



Fig. 3.2-10 Elementary Effect 法による感度解析の結果

【成果】

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 が可能になった。また、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できる。

【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】

- J. Hirouchi, Y. Nishizawa, Y. Urabe, K. Shimada, Y. Sanada and M. Munakata, "Development and application of a method for discriminating the influence of radon progenies in air from aerial radiation monitoring data", Applied Radiation and Isotopes, 141, pp.122 - 129, (2018).
- S. Takahara, M. Iijima, M. Yoneda and Y. Shimada, "A Probabilistic Approach to Assess External Doses to the Public Considering Spatial Variability of Radioactive Contamination and Interpopulation Differences in Behavior Pattern", Risk Analysis, 39(1), pp.212 - 224, (2019).
- 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), ICONE-27-2319, Ibaraki, Japan, May 19-24, 2019.
- A. N. Ishizaki, C. Nakanishi, K. Takubo and M. Munakata, "Evaluation of the Radiation Protection Capability in Sheltering Facilities with Positive Pressure Ventilation", 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), ICONE-27-2118, Ibaraki, Japan, May 19-24, 2019.

など、雑誌論文5件、国際会議報告7件、ロ頭発表13件、技術報告書4件、受託報告書13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、保物学会低線量リスク委員会ワーキンググ ループへの協力
- ・ 原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 3PRA 編): 2018の発行に協力

3.2.4 まとめと今後の展開

放射線安全・防災に関する研究として、OSCAAR とレベル 2PRA コードとの連携機能を整備 し、統合的不確かさ解析のための技術基盤を整備した。また、屋内退避時の住民の被ばく低減効 果の研究では、放射線防護に係る評価パラメータ・評価手法の整備を進めた。さらに、中長期の 住民の被ばく線量評価モデルの開発を進め、汚染地域に居住する住民の方の安心のための技術情 報をとりまとめた。 今後の展開として、OSCAAR の防護措置モデルの改良を進めるとともに、緊急時における被ば く線量評価手法の開発、現存被ばく状況下での中長期被ばく線量評価手法の開発とコード作成を 実施する。 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、圧力容器、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)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、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、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が必要不可欠である。

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。平成 30 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準備を進めた。

以下に、平成30年度の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】

軽水炉燃料では、通常運転時の被覆管の腐食及びこれに伴う水素吸収、燃料ペレットからの核 分裂生成ガス(FPガス)放出等を抑えるため、合金成分を従来の組成から変更した被覆管や添加 物入り燃料ペレットを採用する等の改良を施した燃料(改良型燃料)の開発が事業者によって進 められている。このような改良型燃料を商用炉に導入するに当たっては、種々の改良が通常運転 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する必要がある。

【目的・ねらい】

平成 30 年度は、高燃焼度改良型燃料の RIA 時破損限界・破損挙動及び FP ガス放出等に関す るデータ・知見を取得することを目的として、NSRR にて 4 回の RIA 模擬実験(LS-4、OS-1、 VA-9 及び CN-1)を実施した。

【実施内容・アプローチ】

LS-4及びOS-1は、それぞれクロミア(Cr₂O₃)添加燃料ペレット、クロミア及びアルミナ(Al₂O₃) を添加した ADOPT 燃料ペレットを装荷した BWR 照射済 UO₂燃料を対象とした実験である。 VA-9 は加圧水型軽水炉 (PWR) 照射済低スズ ZIRLO 被覆 UO₂燃料、CN-1 は PWR 照射済 M5 被覆 MOX 燃料を対象とした実験である。

【成果】

RIA 模擬実験中に取得された過渡データ及び RFEF にて実施された実験後の燃料棒外観観察結 果から、OS-1 及び CN-1 において、燃料の破損が確認された。Fig. 3.3-2 に OS-1 及び CN-1 実 験後の被覆管破損部の外観観察結果を示す。直線的なき裂が軸方向に走る特徴的な破損形態から、 OS-1 はペレット・被覆管機械的相互作用(PCMI)によって破損したものと判断される。一方、 CN-1 ではわずかな膨れを伴った開口部が観察されており、過渡データや解析結果を踏まえれば、 内圧破裂型の破損が生じたものと判断される。このような破損形態が燃焼の進んだ PWR 燃料の 実験で観察されたのは、炉型の異なるロシアの VVER 燃料を除けば初めてである。Fig. 3.3-3 に PCMI 破損限界マップを示す。現行の規制に用いられている PCMI 破損しきい値を下回る破損限 界データ(OS-1)やこれまでと異なる形態での破損発生(CN-1)を受け、追加の RIA 模擬実験 や照射後試験を通して RIA 時の燃料破損メカニズムの解明を進め、規制基準見直し要否を判断す るためのデータ及び知見を今後拡充していく必要がある。

【成果の活用先】

現行基準を下回る破損限界データ、これまで見られなかった破損形態の確認、被覆管製造時に おける最終熱処理条件等の PCMI 破損限界を支配する因子の解明などは、RIA 時の燃料破損が原 子炉施設の安全性に及ぼす影響を評価する上で考慮すべき重要な内容を含んでいる。これらの成

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究)事業」で得られた成果を含む。

果は、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 模擬実験後の被覆管破損部の 外観観察結果 (OS-1 及び CN-1)



Fig.3.3-3 PCMI 破損限界マップ

(実線及び点線が現行の規制に用いられている PCMI 破損し きい値。CN-1 試験は、PCMI 破損ではなく内圧破裂型の破損 と考えられるため白抜きでプロットしている)

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時に原子炉は停止状態になるが、核分 裂生成物の崩壊熱によって燃料棒の温度は上昇し、被覆管は高温水蒸気にさらされることで酸化 する。このLOCA時のような高温水蒸気中においてジルコニウム合金被覆管がある特定の温度で 比較的長い時間が経過すると酸化速度が急速に加速する現象(以下、「ブレークアウェイ酸化」と いう。)が報告されている[1]。ブレークアウェイ酸化が発生した場合には被覆管が著しく脆化す ることから、ブレークアウェイ酸化発生の有無を精度良く予測できるようにすることが重要であ る。このブレークアウェイ酸化発生条件については非照射の従来型被覆管に関して数多くの報告 があるが、高燃焼度改良型被覆管に関してはほとんど知見が無い。

【目的・ねらい】

本研究では、燃焼の進展及び合金組成の変更が被覆管のブレークアウェイ酸化挙動に及ぼす影響を評価することを目的とした。

【実施内容・アプローチ】

平成 30 年度は、高温水蒸気中酸化速度評価試験に供した高燃焼度ジルカロイ-2 (燃焼度 85 GWd/t) 被覆管試料を対象に断面金相観察を実施し、ブレークアウェイ酸化発生の有無を調べた。

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究)事業」で得られた成果を含む。

【成果】

Fig. 3.3・4 に 1273 K で 3600 s 酸化させた高燃焼度ジルカロイ・2 被覆管試料の断面金相観察結 果を示す。周方向にクラックが存在するブレークアウェイ酸化特有の多孔質酸化膜及び酸化膜ー 金属層間の波状界面が観察されたことから、同試料においてブレークアウェイ酸化が発生したと 考えられる。このブレークアウェイ酸化の発生条件(酸化温度 1273 K、酸化時間 3600 s) は従 来材である非照射ジルカロイ・4 被覆管と同等であり、85 GWd/t までの燃焼の進展や合金組成の 変更がブレークアウェイ酸化に及ぼす影響は小さいと考えられた。

平成 30 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に必要な準備 として、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度軽水炉燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験装 置をホットセル内に設置するための準備作業を行った。

【成果の活用先】

本研究により得られた高燃焼度改良型燃料被覆管のブレークアウェイ酸化発生条件に関する知 見は、LOCA時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。



Magnified B

Fig. 3.3-4 1273 K で 3600 s 酸化させた高燃焼度ジルカロイ-2 被覆管試料の断面金相画像 (燃焼度 85 GWd/t) [1]

3.3.2.3 燃料挙動解析コード FEMAXI-8の開発及び外部公開

【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

【目的・ねらい】

燃料挙動解析コードは多様なモデルの組み合わせによって構成され、それぞれが経験的要素を 内包することから、解析結果に対する信頼性を確保するうえでは、実験データとの比較を通じた コード全体としての挙動の妥当性検証が不可欠である。この点で、前公開バージョン FEMAXI-7 は体系的検証を欠いているとの指摘があったことから、新バージョンの開発では、体系的な検証 解析の実施を通じたコードの性能及び信頼性の向上を目指してきた。

【実施内容・アプローチ】

平成 30 年度は、前年度までに整備した国際燃料照射試験データベースを核とするコード検証用 燃料照射試験データベースを利用し、新バージョン FEMAXI-8 のモデル改良及び検証解析を継続 した。

【成果】

燃料ペレットのリロケーションモデル、FP ガス放出モデル等の主要モデルの高度化を経て、168 に及ぶ照射試験ケースに対し燃料中心温度やガス放出率等を妥当に予測できることを検証し、こ れにより FEMAXI-8 が一定の精度で軽水炉燃料の照射挙動評価を行える性能を有することを確 認した(Fig. 3.3-6)。さらに前バージョン FEMAXI-7 とのベンチマークにより、数値安定性、計 算性能の向上を示した[2]。この FEMAXI-8 は、平成 31 年 3 月 22 日付で一般に無償公開した[3]。 併せて、検証の客観性を確保する観点で、主要なモデル改良・解析条件をレポート・論文として 公開した。

【成果の活用先】

FEMAXI-8 は一般公開された国内唯一の燃料挙動解析コードとして、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 FEMAXI-8 計算結果と照射試験データとの比較 [4]

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 LOCA を超えるような高温条件(被覆管の最高温度:1200℃超)での燃料損傷挙動に 関し、燃料集合体体系における実験データは多数報告されているものの、高温下における燃料の 棒形状喪失に着目して取得された実験データは限られている。

【目的・ねらい】

本研究では、B-DBA~SA 初期における炉心冷却不全を原因とする燃料破損/溶融崩落挙動に 関するデータを取得することを目的とした NSRR を用いた LOCA 模擬実験を実施する。

【実施内容・アプローチ】

平成 30 年度は、通常運転中に被覆管外表面に形成された酸化膜が高温下での燃料棒形状喪失挙動に及ぼす影響を調べるため、酸化膜付き被覆管の未照射燃料棒を対象として NSRR 照射実験を 実施した。

【成果】

Fig. 3.3-7 に試験体系、照射試験後の外観及び計装データの一例を示す。この結果に基づき、高 温下で燃料棒がその形状を喪失する条件(形状喪失時の燃料中心温度等)に係る情報を取得した。

【成果の活用先】

本研究で得られた成果は、燃料スケールの挙動モデル開発・検証に利用、さらには SA 解析コ ードの改良等への活用が見込まれる。



Fig. 3.3-7 NSRR を用いた LOCA 模擬実験結果の例(酸化膜付き被覆管燃料)

3.3.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

• T. Narukawa, A. Yamaguchi, S. Jang, M. Amaya, "Uncertainty Quantification of Fracture Boundary of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions",

Nucl. Eng. Des., 331, pp.147-152 (2018).

- T. Fuketa, F. Nagase, "Behavior of Fuel with Zirconium Alloy Cladding in Reactivity-Initiated Accident and Loss-of-Coolant Accident", J. ASTM STP., Vol.1597, pp.52-92 (2018).
- T. Yumura, 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).
- M. Negyesi, M. Amaya, "The Influence of the air fraction in steam on the growth of the columnar oxide and the adjacent α-Zr(O) layer on Zry-4 fuel cladding at 1273 and 1473 K", Ann. Nucl. Energy, Vol.114, pp.52-65 (2018).

など、雑誌論文9件、技術報告書1件、国際会議報告4件、口頭発表26件、受託報告書等2件。

● 燃料安全研究国際会議(FSRM2018(2018/10/30-31, 於:水戸))の開催

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,日本原子力学会「第7回(平成30年度)核燃料部会部会賞(奨励賞)」受賞(平成31年3月)

【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
 - ▶ 仏国 CABRI 炉を用いた国際プロジェクト (CIP): NSRR 実験で取得した RIA 試験デー タの一部を比較データとして同プロジェクトに提供、活用
 - ▶ 燃料挙動解析コードベンチマーク活動:FEMAXI及びRANNS(事故時燃料挙動解析コ ード)に参加、解析結果を提供し、各国が有するコード間の比較に活用。この比較を通 じて、FEMAXI及びRANNSの改良も実施
 - ➢ RIA 及び LOCA 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、LOCA 報告書についても原子力機構の最新知見の反映作業を通して改訂に協力
 - > Halden Reactor Project、SCIP-III 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、同学会核燃料部会活動及び同部会「軽水炉燃料等の 安全高度化ロードマップ検討 WG 活動報告書」発刊(平成 30 年 12 月)への協力
- 日本電気協会原子燃料分科会活動及び JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」発 刊(平成 30 年 12 月)への協力
- 電中研原子力技術研究所/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(FSRM2018(2018/10/30-31, 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に関して、平成30年度に得られた主な成果を以下にまとめる。

- ・ 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 FP ガス放出/微粒子化、高温酸化等に係るデータを取得した。
- ・ 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。
- 設計基準を超える条件下での燃料挙動評価に必要な実験、試験装置の設計及び試験条件の検討を行った。
- ・ 燃料挙動解析コードの整備と検証を進め、最新バージョン FEMAXI-8 として外部公開した。

今後、事故時の炉心冷却性へ及ぼす影響評価に必要な、事故条件下での燃料の破損限界、破損 挙動及び破損影響に関するデータ及び知見の取得、解析評価ツールの整備等を継続する。

3.3.5 参考文献

- [1] T. Narukawa and M. Amaya, "Oxidation behavior of high-burnup advanced fuel cladding tubes in high-temperature steam," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.56, pp. 650-660 (2019).
- [2] 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, pp. 461-470 (2019).
- [3] 宇田川豊,山内紹裕,北野剛司,天谷政樹, "燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発一軽水 炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—", JAEA-Data/Code 2018-016 (2019), 76p.
- [4] 宇田川豊,天谷政樹, "燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発;軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証",日本原子力学会2018年秋の大会,岡山,2018年9月.

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

本研究は、1F事故の教訓を踏まえて改正された新規制基準に基づく安全規制を支援することを 主たる目的とし、熱水力安全分野における大規模実験、個別効果実験、解析等を実施する。

平成25年に改正された新規制基準は、SA対策が強化されたことが最大の特徴であり、これに 対応し、従来の主に設計基準事故に対する評価手法だけでなく、多重故障条件下の事故時熱水力 挙動やSAの防止及び影響緩和のためのアクシデントマネジメント(AM)策の有効性についての 評価手法の高度化がより重要になった。新規制基準で要求するAM策の整備では、起こり得る可 能性のある事故状況において、合理的に実施し得る効果的な手段を準備しておくことが要求され る。よって、従来の熱水力安全研究では想定していないような、多重故障を考慮したシナリオの 検討も必要である。代表的な重大事故シーケンスにおけるAM策の適切さを、解析の不確かさを 踏まえて説明することが要求されることから、AM策の有効性を評価するに当たっての不確かさ についても把握することが重要になる。対象とする範囲は原子炉内の熱水力挙動だけでなく、SA 時の格納容器内外での熱水力挙動も含まれる。すなわち、格納容器健全性に対する脅威事象とし ての水素燃焼や過温破損や放射性微粒子(エアロゾル)等の移行挙動に関する評価手法の高度化 を行うことも重要である。

安全研究センターでは、これら新規制基準の策定や安全評価手法の高度化に係る国内外の研究 開発動向等を背景とし、主たる研究対象を、炉心損傷前の原子炉及び炉心損傷後の格納容器等で の熱水力現象とし、実験と解析を両輪とした研究を実施している(Fig. 3.4·1)。本研究の年次計 画を Table 3.4·1 に示す。本節では、炉心損傷前熱水力研究、炉心損傷後熱水力研究、さらに、熱 水力基礎研究として二相流計測技術開発について平成 30 年度の成果概要を示す。



Fig. 3.4-1 熱水力安全研究の進め方

年度 西暦	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
平成/令和	27	28	29	30	31/01	02	03
	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)			
炉心損傷前熱水力	HIDRA 整備		炉心熱伝達デー	ータベース構築	データベー	ース拡充及び予測	リモデル高度化
				-			-
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				レ高度化
			プールスクラ	ビング・スプレ	イスクラビング挙	挙動実験及び予測	モデル高度化
熱水力安全研究 技術開発・基盤整備	解析手法整備	(AMAGII 開発う	友援, CFD 乱流及	マンゴ相流解析手	法, 炉心伝熱・材	各納容器熱水力子	▶測モデル構築)
	二相》	流計測技術開発	(超音波液膜計, 3	3D ボイド率計測	,高速応答 CTA,	エアロゾル計測	川検証)

Table 3.4-1 年次計画

3.4.2 炉心損傷前熱水力研究※

3.4.2.1 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、極めて過酷な多重 事故条件における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、スリーマイル島原子力発電所(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、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て破断口の位置や大きさを変えた条件 で、蒸気発生器(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た。LSTF は、ウェスチングハウス社型の電気出力 1100MW 級の 4 ループ PWR である日本原子力発電株式会社敦賀発電所 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】

SG 伝熱管の複数本破損事故事象は、地震レベル 1PRA 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、従来知見が不十分である。そのため、LSTF 装置を用いて SG 伝熱管の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】

平成 30 年度の実験は平成 29 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。平成 29 年度実験では高圧注入系を不作動としていたが、平成 30 年度はこれを作動する条件とし、高圧注入系による一次系への加圧効果(一次系圧力の下げ止まり効果)を確認する。運転員の回復操作として、破断してない健全側 SG の二次系の減圧操作による冷却を行う。

^{*} 本成果は、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(軽水 炉の事故時熱流動調査)事業」で得られたものである。

【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後、高圧注入系の作動(Fig.3.4-4)による加圧の効果(一次系圧力の下げ止 まり)はわずかに生じるにとどまり、その効果は顕著なものではなかった。健全ループ高温側配 管流体温度が 547K に低下した時点で、一次系圧力と破断ループ SG 二次側圧力とを均圧させる ために加圧器逃し弁を開放した。加圧器水位の回復を確認して高圧注入系を停止した後、加圧器 逃し弁を閉じることで一次系圧力と破断ループ SG 二次側圧力とが均圧した。健全ループ SG の 逃し弁開放後、破断ループ SG の逃し弁は開かなかった。高圧注入系が作動したことにより、破 断ループ低温側配管内で顕著な温度成層の形成を確認した(Fig.3.4-5)。実験を通じて、炉心露出 は生じず、回復操作の有効性を確認した。





Fig. 3.4-5 破断ループ低温側配管内流体温度

【成果の活用先】

平成 30 年度の実験結果は、高圧注入系作動を仮定した蒸気発生器複数本破損事故実験の基本ケ ースであり、炉心の露出を伴うより過酷な事故模擬実験結果との比較に用いられる。高圧注入系 作動による破断ループ低温側配管での顕著な温度成層は、最適評価コード等による予測性能の確認のための利用が期待される。

3.4.2.2 炉心熱伝達実験

【背景】

1F 事故後に原子力規制委員会により制定された新規制基準では、多重故障を考慮したシナリオ、 例えば、スクラム失敗事象(ATWS)というより厳しい条件を考慮し、その対策と対策の有効性 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、高熱流束の場合が多い 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、新たなデータの取得 やモデルの開発が必要である。

【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取得する。

【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を構築するため、基礎実験である先行冷却実験と、その検証 データ取得のため高圧での実験(単管及びバンドル熱伝達実験)を行う。

【成果】

(1) 4×4 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を把握するため、BWR9×9 燃料集合体 を模擬した4×4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。4×4バンドル試験体は、模擬燃料棒 (ロッド)の長さ、直径、 ピッチ、最外周燃料棒とチャンネル壁間距離を、実機 BWR9×9 燃料集合体と等しくした。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 185kW である。模擬燃料棒被覆 管の表面温度を測定するため、被覆管表面に熱電対を模擬燃料棒1本当たり 12 本埋め込んだ。

Fig. 3.4-6 に圧力 2MPa における沸騰遷移後の被覆管表面における液膜の進展(リウェット) 挙動へのフロータブ (図右下参照)の影響を調べた結果を示す。図左上がフロータブ無しの結果、 左下がフロータブ有りの結果である。図にはリウェット時の液膜先端位置を模擬燃料棒ごとに示 している。フロータブが無い場合、スペーサ 6-7 間においては、バンドル中心部に位置する模擬 燃料棒 (ロッド 1、4;図右上参照)及び外周部に位置する模擬燃料棒 (ロッド 6、7、13)にお けるリウェット速度が同程度の値であった。ロッド 4 のスペーサ 5-6 間におけるリウェット速度 は 6-7 間に比べ遅かったが、これはロッドの出力分布がコサイン分布であり、ロッド中央に近い 方の線出力密度が高く、表面温度が高いためである。フロータブが有る場合、外周部に位置する 模擬燃料棒 (ロッド 5、7)におけるリウェット速度が、中心部に位置する模擬燃料棒 (ロッド 1、 2)に比べ顕著に早く、特に、コーナー部に位置するロッド 5 における速度が最も早かった。この ように周方向にリウェット速度の差が生じるのは、フロータブよりチャンネルボックス壁からロ ッドに向かう流れが生じ、これにより外周部のロッドが中心部に比べ冷却されやすくなるためと 考えられる。



Fig. 3.4-6 リウェット時の液膜先端の進展位置

(2) 単管実験

沸騰遷移後の熱伝達挙動のパラメータ依存性を詳細に把握すること、また、熱伝達挙動への流路内障害物(模擬スペーサ)の影響を調査するため、単管熱伝達実験を行った。Fig. 3.4-7 に示す単管試験体は、内径 12.2mm、管壁厚さ 2.3mm、有効発熱長 3500mm のインコロイ 800HT 製の 直管 4 本を直列に接続したものであり、それぞれの管壁に直接通電することにより最大出力 230kW で加熱することができる。管外壁には温度計測のため熱電対を 56 本設置した。流路内障 害物は、管軸方向三ヶ所に設置した。模擬スペーサとして Fig. 3.4-8 に示す丸セル模擬スペーサ 及び旋回羽型スペーサの二種類を用いた。丸セル模擬スペーサは BWR 燃料集合体用丸セルスペ ーサを模擬し、スペーサの肉厚(0.5mm)、高さ(30mm)及び開口比(0.87)が実機スペーサと ほぼ同等となるようにした。旋回羽型スペーサは OECD/NEA-KAERI CFD benchmark[1]で用 いられたスワールスペーサを参考にしており、肉厚 1mm、高さ 10mm の板で流路を十字に区切 り、その下流側に台形の羽を流路軸方向に対して 30 度傾けて 4 枚取り付けた形状で、開口比は 0.80 である。



Fig. 3.4-7 单管試験体概略図

Fig. 3.4-9 熱伝達係数へのスペーサの影響

Fig. 3.4-9 に圧力 4MPa、質量流束 550kg/m²s における、伝熱面最高温度に対するリウェット 速度を示す。図中の黒い実線は、工藤-原のモデル[2]により計算した値である。スペーサを設置し ない場合、リウェット速度の伝熱面最高温度に対する傾きが、工藤-原のモデルで予測されるより も大きく、特に、高温側でモデルが非保守的となった。丸セル模擬スペーサを設置した場合、リ ウェット速度はスペーサ無しの場合とほぼ等しく、設置による影響は見られなかった。旋回羽型 スペーサを設置した場合、全温度領域においてスペーサ無しの場合よりもリウェット速度が速い 傾向があった。スワールスペーサの設置によるリウェット速度の増加は、高質量流束になるほど 顕著であった

(3) 先行冷却実験

沸騰遷移後のリウェット挙動は、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、リウェット点近傍での伝熱挙動(先行冷却)がリウェット伝播速度に強く影響するこ とが分かっているが、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、リウェ 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。

平成 30 年度は、円形流路の試験部に加えて、15×15 mm²の正方矩形流路に丸セル型スペーサ を設置した試験部を作成し、スペーサによる伝熱促進効果及び液滴挙動に着目した実験を実施し た。スペーサは、外径 14.3 mm、長さ 30 mmの丸セル型スペーサであり、模擬燃料棒の発熱開 始位置から 410 mm 下流にスペーサ中心が位置するよう配置している。

Fig. 3.4-10 に、スペーサを取り付けた試験体における空気単相冷却時の熱伝達係数実験値と気 相単相熱伝達相関式[3]を用いた予測値を示す。図中の黒色破線はスペーサの上下端を表し、縦軸 は加熱部入口からの距離を表す。図からわかるように、スペーサの上流側(0-0.4 m)では相関式 と計測値とが良好に一致する。一方、スペーサ部から下流側(0.4-0.6 m)では熱伝達係数の実験 値が大きくなり、スペーサによる伝熱促進が示されている。

Fig. 3.4-11 にスペーサを設置した試験体でのリウェット時の壁面温度の時系列変化を示す。図 中の実線はスペーサ上流側熱電対、破線はスペーサ部を含む下流側の熱電対で計測された温度を 示す。第8熱電対がスペーサ部分に設置されており、給水開始直後に濡れ、沸点(約100℃)よ りやや高い温度で推移することがわかる。これは、ヒータ表面が沸点に近い温度の水で覆われて いると考えられ、スペーサ設置時のリウェット実験の典型的な傾向であると考えられる。また、 スペーサ下流側はスペーサの直上流側が濡れる前にリウェットすることも確認され、スペーサに よる下流領域の冷却効果は大きな影響を持つことが確認された。

Fig. 3.4-12 にスペーサ近傍での液滴挙動を横軸に示す時系列に並べた可視化画像を示す。縦軸 はスペーサ終端からの距離を表し、縦軸の0の位置にスペーサ終端部が存在する。図は加熱時の リウェット挙動の可視化結果を表し、実験条件は空気流量30 m³/h (jc = 65 m/s)、水流量0.11 L/min (j_L = 0.014 m/s)、初期伝熱面温度200℃である。図は、スペーサ下流側1 mm 付近で液 滴が発生した後、スペーサ下流2 mm 程度の位置に液滴が沈着し、液膜が進展する様子を捉えた ものである。この様な液滴挙動は、スペーサ下流部での特徴的な液膜進展挙動と考えられる。本 可視化実験で確認された挙動条件は、再冠水過程同様にスペーサがロッドよりも先に濡れること で、液滴の供給源になるという知見と整合すると考えられる。



Fig. 3.4-10 スペーサ設置時における空気 単相冷却時熱伝達係数分布



Fig. 3.4-11 加熱リウェット時模擬燃料棒 表面温度の時系列変化



Fig. 3.4-12 リウェット時スペーサ下流側での液滴挙動可視化図

【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。

- OECD/NEA, Report of the OECD/NEA KAERI Rod Bundle CFD Benchmark Exercise, NEA/CSNI/R (2013)5.
- [2] 工藤義朗, 原貴, "BWR 燃料集合体の現象論的リウェット相関式の開発", 日本原子力学会 和文論文誌, Vol.2, No.2, pp.121-129, (2003).

- [3] G. F. Hewitt, 2.5.1. Forced Convection in Ducts: 5-7. "Hemisphere handbook of heat exchanger design", Bristol: Hemisphere Publishing Corporation; 1990.
- 3.4.3 炉心損傷後熱水力研究※

3.4.3.1 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ついて、特に、格納容器の過温破損、水素リスク、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、評価手法の整備を行うことを目的とする。このた めに、CIGMA を新たに整備し、平成 25 年度から格納容器内熱水力挙動に関する実験研究を実施 している。CIGMA は、上に挙げた研究課題のうちの格納容器過温破損及び水素リスクを調査す るための総合実験装置であり、SA 条件を模擬するための超高温高圧実験条件の設定や、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ための機器や計測系等の能力を備える。 また実験研究と並行して、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水素リスクに係る熱水力挙動と安全対策に着目し、CIGMA 装置等を用いた研究により、シビアアクシデント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】

平成 30 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実施した。格納 容器ベント実験は、水素リスクの観点でのベント運用の課題の抽出と運用の最適化に資する知見 の取得を目的とした。単純体系でのベース実験を実施し、格納容器ベント時における格納容器内 熱流動現象の基本特性の確認を行った。ベント時の初期圧力は 400kPa とし、水素発生量は被覆 管内の Zr が全量酸化と仮定し算出した。本実験では、水素の代替ガスとしてヘリウムを使用した。 また、ベント流量は 80m³/h(流量/容器体積比で BWR 定格の 0.8 倍、PWR 定格の 28 倍)とし た。Fig. 3.4-13 に CIGMA 容器及びベントラインの模式図を示す。容器下部のベント配管を用い てベントを行った。Fig. 3.4-14 に容器内鉛直方向のヘリウム濃度分布の時系列変化を示す。容器 上部のヘリウム濃度は変化しないが、ベントにより上部のヘリウム成層が下方へと拡大し、ヘリ ウム高濃度領域が拡大していく挙動が見られた。

次に、格納容器外面冷却で駆動される自然循環によって、シビアアクシデント時の水素等の雰 囲気ガスの流動特性を調査する基礎的実験を実施した。本実験では初期に加熱したヘリウムと空

[※]本成果は、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(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」で得られたものである。

気による成層を形成し、容器外面から冷却(Fig. 3.4-15 に冷却位置を示した)を行った。Fig. 3.4-15 に示した各高さ(丸印)の位置でのヘリウム濃度の時間変化を Fig. 3.4-16 に示す。外面冷却によ る自然対流により、上部のヘリウム濃度は低下し、下部では上昇する挙動が観測された。本実験 は壁冷却によって駆動される自然循環流とそれによって進展するヘリウム混合が関連した熱及び 物質伝達の連成問題であり、既往研究で多く実施されている噴流による密度成層浸食のような単 純体系では見られない複雑な混合挙動を確認した。さらに、本実験の数値流体力学(CFD)解析 を実施した。解析には CFD コードである OpenFOAM を使用し、乱流モデルには浮力による乱 流生成を考慮するように改良した Launder-Sharma k-epsilon モデルを適用した。Fig. 3.4-17 に 各高さにおけるヘリウム濃度推移の実験結果及び解析結果の比較を示す。シンボルが実験結果で あり、シンボルと同色の実線はその高さでのヘリウム濃度の解析結果を表している。Z=7.1m(青 色)でヘリウム濃度が一度低下し、その後上昇する挙動は解析でも再現しており、またヘリウム 濃度が上昇するタイミングも実験とよく一致している。1000秒以降の濃度低下は過小評価してい るが、全体のヘリウムの混合挙動を解析でも再現できた。



Fig. 3.4-13 CIGMA装置模式図 (青矢印がベント配管を表す)



Fig. 3.4-14 ヘリウム濃度の鉛直方向分布



Fig. 3.4-15 CIGMA冷却位置(ヘリウム成層の 初期界面は黄色の丸印近傍の位置)

Fig. 3.4-16 各高さでのヘリウム濃度の時間 変化



Fig. 3.4-17 ヘリウム濃度時間変化の実験結果とCFD解析結果の比較

【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する解析コ ードの妥当性確認及び評価モデルの高度化に用いられる。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。

3.4.3.2 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」という。)の計測や、 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[1]、SUPRA[2]や BUSCA[3]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して提起されている。

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えい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 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を念頭に、エアロゾルの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特性の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。

スプレイスクラビングに関する課題としては、既存モデルのほとんどが単一落下液滴とエアロ ゾル粒子の相互作用を仮定しており、液滴群を想定したものではない[4,5]。また、予測精度検証 用に実施された実験は、密閉容器内に存在するエアロゾルにスプレイを施した場合のエアロゾル 濃度時間減衰を計測したものが多く、原子炉建屋から漏えい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を調査する実験はほとんど存在しない。そこで、 スプレイによるエアロゾル除染係数を評価できる実験を新たに設計し、実験を行う。

【実施内容・アプローチ】

本実験では、気液二相流と DF の関係に着目し、同じ実験体系・条件において詳細な気液二相 流計測と高精度なエアロゾル (DF) 計測両方の実験データベースを構築する。これまでに、異な る計測原理を持つエアロゾル計測手法の検証、水深や粒子数密度、粒径等を変えた DF 計測、4 センサープローブを用いた二相流計測、DF 計測に対する不確かさ要因の調査(水質や粒子ロス 等)についての実験を行ってきた。一連の実験の中で、平成 30 年度は以下を実施した。

1) より広い実験範囲を得るために改良したエアロゾル混合輸送系統の性能評価試験

2) ガス注入領域に限定したプールスクラビング実験

3) 異なるサイズの試験部を用いたスケーリング効果実験

本報告ではこのうち2)の結果について概要を説明する。

液滴によるエアロゾル除去モデルに対しては、落下液滴群を横切るエアロゾルの除染に対する モデルを構築するために、スプレイを横切るエアロゾルの除染係数(DF)計測試験を実施した。

【成果】

(1) ガス注入領域 DF 計測

プールスクラビングによる除染係数は、注入ノズルからエアロゾルが噴出した直後のガス注入

領域と、注入ガスが分散して気泡群となる気泡上昇領域に分けてモデルが整備されている。ここでは、ガス注入領域のDFを評価するために、高速ビデオによる可視化実験から各注入ガス速度に対する初期気泡長さを見積もり、その結果に基づいてプール水深(submergence)を決定しDFを計測した。Fig.3.4-18に注入領域の気泡の画像データ、Fig. 3.4-19に画像データから算出した各注入ガス速度条件に対する最大、最小及び平均気泡長さを示す。エアロゾルはスペクトロメータ(WELAS, PALAS 社製)を用い、入口と出口のエアロゾル濃度を同時計測しDFを求めた。試験粒子は0.5、0.7、1µmの単分散SiO₂粒子を使用した。WELASで計測した各粒子の粒子径分布をFig.3.4-20に示す。本プールスクラビング実験は、上記可視化実験と同じ注入ガス速度の6条件で実施され、各注入条件に対して可視化で得られた最大、最小及び平均初期気泡長さと同じ3つの水深をそれぞれ設定し、各水深におけるDFを計測した。WELAS 計測時間は90秒以上であり、3回以上繰り返し計測して平均DFを求めた。

各条件において取得した DF を Fig. 3.4-21 及び Fig. 3.4-22 に示す。図中に各粒子や注入ガス 速度条件の平均水深における DF に対して \pm 10%のエラーバーをつけた。ただし、本エラーバー は、平均水深における DF の計測誤差を示すものではなく、最大及び最小水深における DF と平 均水深における DF の値の比較を容易にするために、平均水深における DF の \pm 10%の値を示す ものである。計測結果から、注入ガス流速や粒子径の増加に伴って DF は増加した。特に 1 μ m 粒子に対する DF の増加傾向が顕著であり、注入ガス速度の増加に伴って粒子の慣性が増加し、 気泡界面に衝突して保持される確率が増えたことが一因として考えられる。また、各粒子や注入 ガス速度条件の最大及び最小水深における DF は、同条件の平均水深における DF の \pm 10%程度 にほとんど納まることから、平均水深における DF を各粒子や注入ガス速度条件におけるガス注 入領域 DF の代表値として使用できることが示された。今後、可視化で得られた気泡挙動と合わ せ、ガス注入領域のモデル高度化を検討する予定である。



Fig. 3.4-18 初期気泡写真



Fig. 3.4-21 0.5、0.7µm粒子のDF



(2) スプレイによるエアロゾル除去実験

実験装置の模式図を Fig. 3.4-23 に示す。試験部は、透明アクリル製であり、上部 1m 分は 0.5m×0.5m の正方形断面、下部 1m 分は 1.0m×0.5m の長方形断面となっている。試験部上部 に拡がり角 15 度のフルコーンスプレイノズルを設置し、スプレイ水流量をコリオリ式流量計 (KEYENCE 社 FD-SS2A)で計測する。スプレイの液滴径は、位相ドップラー式粒子分析計 (以下、「PDI」という。)を用いて計測する。エアロゾル発生器から入口エアロゾル計測部まで のエアロゾル導入系統は、プールスクラビング実験のものとほぼ同様であり、エアロゾルは矩形 管より試験部に導入され、試験部内のスプレイを横切り、円形パイプから排気される。



Fig. 3.4-23 スプレイスクラビング実験装置模式図

最初に、スプレイ液滴の粒度分布計測結果を示す。スプレイ水流量 0.3、0.6、0.9 L/min 条件 における液滴径を PDI で計測した。計測点はスプレイノズルより 46cm 下の試験部正方形断面中 心である。計測液滴径分布の結果を Fig. 3.4-24 に示す。スプレイ水流量が 0.9 L/min から 0.6 L/min に下がるのに伴い、液滴径のピークは 20μ m から 40μ m に増加した。0.3 L/min 時、明確 な液滴径のピークは現れなかった。



Fig. 3.4-24 液滴径分布

次に、スプレイを横切るエアロゾルの DF 計測を実施した結果を示す。実験は、Table 3.4-2 に 示す試験部に注入される粒子を伴うガス流量とスプレイ水流量を組み合わせた条件で実施した。 DF を求めるために、試験部入口出口のエアロゾルを WELAS で同時計測した。WELAS の計測 時間は 100 秒以上であり、2 回以上繰り返し計測して各条件の平均 DF を求めた。試験部出口の WELAS に液滴が混入することによる計測誤差をなくすために、出口サンプリング配管を 120℃ まで加熱し、条件を揃えるために試験部入口部のサンプリング配管も同じく 120℃まで加熱した。 試験粒子は 4.3.3 項のプールスクラビング実験同様に、0.5、0.7、1.0 µ m の単分散 SiO2粒子を用 いた。

まず、バックグラウンドとしてスプレイ水を散布しない場合の DF を計測した(Fig. 3.4·25)。 スプレイを作動しない条件でも DF は 1 より大きく、粒子径の増加とガス流量の減少に伴って DF が増加傾向であり、DF の最大値は 1.6 程度であった。これは、重力沈降で粒子の一部が試験部底 面に堆積し、粒子ロスしたことが原因と考えられる。DF の評価上、粒子ロスの影響を緩和させ るために、スプレイを作動した条件で計測した DF を同じガス流量におけるスプレイを作動しな い条件での DF で割ることで規格化した(Fig. 3.4·26)。キャリアガス流量の減少に伴って DF は 増加傾向となった。これは、ガス流量の減少に伴ってスプレイ領域におけるエアロゾルの滞在時 間が長くなったためと考えられる。スプレイ水流量が 0.6、0.9 L/min の場合は、粒子径の増加に 伴って DF が上昇した。粒子径の増加に伴って粒子の慣性が増加し、液滴と衝突する確率が増え たことが一因だと考えられる。また、スプレイ水流量の増加に伴って DF は上昇した。これはス プレイ水流量の増加に伴う空間内液滴密度の増加もしくは液滴速度の上昇によって、液滴と粒子 の衝突確率が増えたためと考えられる。一方、スプレイ水流量が 0.3 L/min の場合、DF が 1 程度 と小さく(スプレイ水を散布しないバックグラウンド時の DF と同程度であり)、DF に対する粒 子径の依存性はほとんど見られなかった。スプレイ水流量 0.9 L/min 時のスプレイの広がり角度 はノズルで規定する 15°であるのに対し、0.3 L/min 時の広がり角度はそれより小さい 11° 程度 であった。液滴の横方向の減速がなく、円錐を仮定すると、0.9 L/min 時のスプレイの断面積は 0.3 L/min 時の 2 倍程度となる。このためスプレイの影響領域が減少し、スプレイ領域を通過し ないエアロゾルが増えるために、DF が小さく、粒子径依存性が顕著に現れなかった可能性がある。

平成 30 年度の実験結果にも反映されているように、既設装置では、スプレイ領域を通過するエ アロゾル量を把握できず、スプレイ水流量やガス流量条件によって変化すると考えられる。その ため、全エアロゾルがスプレイ領域を通過できるよう、エアロゾル注入口をスプレイ領域内に設 置する装置改造を来年度に実施する予定である。

粒子を伴うガス流量	スプレイ水流量	粒子を伴うガス流量	スプレイ水流量
[L/min]	[L/min]	[L/min]	[L/min]
95	0		0
	0.3	205	0.3
	0.6	395	0.6
	0.9		0.9
195	0		0
	0.3	705	0.3
	0.6	195	0.6
	0.9		0.9

Table 3.4-2 実験条件



Fig. 3.4-25 スプレイ水流量0 L/min時のDF計測結果
JAEA-Review 2019-015



Fig. 3.4-26 スプレイ作動時のDF計測結果: (a)0.3 L/min、(b)0.6 L/min、(c)0.9 L/min

【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。

- [1] P.C. Owczarski, K.W. Burk, "SPARC-90: A Code for Calculating Fission Product Capture in Suppression Pools", NUREG/CR-5765, 1991.
- [2] A.T. Wassel, A.F. Mills and D.C. Bugby, "Analysis of radionuclide retention in water pool", Nuclear Engineering and Design, Vol. 90, 87-104, 1985.
- [3] 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, S765-S768, 1991.

- [4] OECD/NES/CSNI, State-Of-the-Art Report on Nuclear Aerosols, NEA/CSNI/R(2009)5, 2009.
- [5] Sandia National Laboratories, MELCOR Computer Code Mannuals, Vol.2: Reference Manuals, Radionuclide (RN) package reference manual, NUREG/CR-6119, 2000.

3.4.4 熱水力基礎研究

【背景】

従来の炉心熱流動実験での模擬燃料棒表面のドライアウト・リウェットの判定は、熱電対での 温度測定によって行われてきている。しかし、液膜先端の形状は伝熱面からの熱伝達の影響を受 けるため複雑になり、温度測定に基づく液膜有無の判定には不確かさを伴うため、液膜を直接測 定する手法の開発が必要である。

【目的・ねらい】

本研究では高精度かつ流れ場を乱さずに、高温・高圧体系に応用可能な液膜検知及び液膜厚さ 計測技術を開発し、高温・高圧条件下での液膜ドライアウト・リウェット判定及び液膜厚さ測定 することを目的とする。

【実施内容・アプローチ】

本研究ではこれまで、流れ場を乱さない非接触計測が可能で原理が単純な超音波信号に着目し、 高分解能計測を可能とするために、従来よりも高い周波数(15 MHz)を利用できる駆動回路を開 発した。平成 30 年度は、円管内を流れる上昇環状流に本液膜測定技術を適用し、常温・常圧下の 環状液膜流を計測した(Fig. 3.4-27 参照)。

【成果】

Fig. 3.4・28 に円管内を上昇する液膜流を測定した際の計測波形(青色)と、シミュレーション 波形(赤色)を示す。シミュレーション波形は、ある厚さの液膜を仮定した時の受信波形を予測 した波形を意味する。計測波形とシミュレーション波形が一致したとき、シミュレーション波形 の算出に用いた液膜厚さを計測から得られる液膜厚さ測定値となる。いずれのグラフにおいても 受信波形とシミュレーション波形が一致しており、液膜厚さの予測方法は適当であると考えられ る。また、上側のグラフは液膜厚さが161µmとなる条件での測定であり、壁面での反射波であ る第1波と液膜表面での反射波である第2波とが明確に分離されることがわかる。一方、下側の グラフでは、液膜厚さが36µmと非常に薄いため、第1波と第2波が重なり合うことがわかり、 液膜が厚い場合とは受信波形が大きく異なることがわかる。従来の解析手法では重なった信号を 適切に処理することができなかったが、本研究ではシミュレーション波形を用いた解析手法を用 いることで、液膜厚さを測定することが可能となった。

高分解能・高出力・高減衰・高 S/N 比の特性を有する駆動回路を開発し、単パルスに近い超音 波の発信を実現するとともに、データ解析手法も整備することで、従来よりも空間分解能の高い 液膜厚さ計測が可能となることを確認した。今後は、同解析手法を用いた新たな設計により加熱 体系への適用を検討し、液膜ドライアウト伝熱実験への活用に繋げる予定である。



Fig. 3.4-27 試験装置概要図



【成果の活用先】

本研究で開発された超音波液膜測定技術を用いることで、従来手法では測定できなかった非常 に薄い液膜の高精度測定が可能となる。加熱体系での適用性が確認できた場合、高温・高圧実験 において液膜測定を実施し、従来では測定できていなかった液膜挙動が測定可能となる。

3.4.5 成果の公表状況等

【成果の公開】

- S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Stratification breakup by a diffuse buoyant jet: The MISTRA HM1-1 and 1-1bis experiments and their CFD analysis", Nuclear Engineering and Design, Vol. 331, pp. 162-175 (2018).
- A. Satou, Y. Wada, D.T. Le, Y. Shibamoto, T. Yonomoto: "Experimental Investigation of Post-BT Heat Transfer and Rewetting Phenomena", Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU2018), Lucca, Italy, May 13-18 (2018).
- H. Sun, S. Machida, Y. Sibamoto, Y. Okagaki, T. Yonomoto, "Experimental investigation on dependence of decontamination factor on aerosol number concentration in pool scrubbing under normal temperature and pressure", 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-26), ICONE26-81638, London, England, July 22-26, (2018).
- Y. Wada, D.T. Le, A. Satou, Y. Sibamoto and T. Yonomoto: "On the liquid film flow characteristics during the rewetting in the single rod air-water system", 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-26), ICONE26-82491, London, England, July 22-26 (2018).
- S. Abe, M. Ishigaki, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Influence of grating type obstacle

on stratification breakup by a vertical jet", Proceedings of NUTHOS-12, 984, Qingdao, China, (2018).

 M. Ishigaki, S. Abe, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Experiments on Collapse of Density Stratification by Outer Surface Cooling of Containment Vessel: CC-PL-12 and CC-PL-24 Experiments at CIGMA", Proceedings of NUTHOS-12, 1012, Qingdao, China, (2018).

など、雑誌論文5件、国際会議報告7件、口頭発表5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
- SAPIUM: Systematic Approach for Input Uncertainty Quantification of the Physical Models in System Thermalhydraulic Codes
- HYMERES2: Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety 2
- ATLAS2: Advanced Thermal-hydraulic Test Loop for Accident Simulation Phase 2
- CFD4NRS Benchmark
- 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

3.4.6 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、平成29年度に引き続き蒸気発生器伝熱管の 複数本破断条件におけるシステム挙動実験をパラメータを変えて実施し、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と、検証データ取得のための高圧熱伝達実験を実施した。平成30年度は炉心 熱伝達に対するスペーサ効果に注目し、基礎実験ではスペーサによる液滴供給の様子を可視化し、 高圧実験ではスペーサのフロータブがリウェットに及ぼす影響を検証した。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、引き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 却実験では幅広いパラメータ範囲での液膜・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、沸騰遷移後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。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 4×4 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外面冷却実験において容器内部の自然循環と水素移行挙動の相互作用に 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を実施し実験デー タベースの拡張を行い、温度分布(過温破損)やガス濃度分布(水素リスク)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。また、蒸気ベントや事故模擬実験を実 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。

超音波を利用した計測器開発では等温条件での計測手法の課題が解決された。今後は入熱された条件における計測機器の適用性を沸騰体系での実験装置を用いて調査・検証する。

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、原子炉建屋、原子炉圧力容器や原子炉配管等 の原子炉機器を対象に、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するとし 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 ながら原子炉圧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 る研究及び高温水中の腐食環境を支配する水の放射線分解とそれに起因する腐食



• 放射化材加工技術、照射後試験技術 • 事故・地震時の構造強度解析技術 等

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

	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3	
		照射材を用いた試験			PIEに関する研究基礎の整備			
材料劣化・強度試験			監視試験	片の活用	破壊靭性・亀	R2 ● DIFLに聞する研 ・ 亀裂進度・水質等価雪 用化検討・規格基準へ(実用化検討 実用化検討 実用化検討、規 室評価手法の整備	手法の高度化	
健全性評価手法の整備	PASCALシリーズ	における経年事象】	及び対象部位の拡充	・標準要領の整備	実用化	と検討・規格基準へ	の反映	
	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		
地震時の健全性評価		機器等の	強度試験					
	配管に係る詳細	解析手法の整備	建屋・機器・	配管に係る詳細解	析手法の整備	実用化検討、規	格基準への反映	
	配管に係る損傷確	率評価手法の整備		建屋・機器・酯	記管に係る損傷確率	評価手法の整備		
飛翔体衝突の影響評価		建屋応答解析手	法の調査・検討	建	屋や内包構造物に	着目し、応答・健全	性評価手法の整備	

Table 3.5-1 年次展開

環境の評価に関する研究を、ナノレベルの微細組織分析など中性子照射に伴う材料劣化メカニズ ムの評価等を踏まえながら進めている。なお、今後見込まれる廃炉が決定された軽水炉から取り 出される材料(廃炉材)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 術の高度化など引き続き研究基盤の整備を進める。また、確率論的健全性評価手法の実用化を念 頭に、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 を図り、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。さらに、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 (竜巻飛来物や飛行機等)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詳細化・高度化に係る研究、飛翔体衝突に係る原子炉建屋及びこれに 内包される構造物に及ぼす影響評価手法に関する研究を進めている。今後は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 ノンパラメトリックベイズ法による原子炉圧力容器鋼の照射脆化評価※

【背景】

原子炉圧力容器は安全上最も重要な機器であり、供用に伴い進行する照射脆化の程度を適切に 予測することが求められる。照射脆化の予測についてはこれまでに多くの研究が行われており、 国内では、中性子照射に伴い鋼材中に形成される Cu や Ni 等の溶質原子のクラスタや原子のはじ き出しに起因したマトリックス損傷を考慮した脆化予測法が用いられている[1]。また、高照射量 領域の監視試験データが蓄積されており、高照射量領域の脆化予測の精度を改善するための係数 の最適化が行われている[2]。このような背景の下、高照射量領域における照射脆化予測の精度向 上のためには、ミクロ組織変化に基づく評価のほか、統計的評価などの手法を組合せて様々なア プローチで評価することが有効である。

【目的・ねらい】

脆化予測法の保守性等の確認のため、実測データの数や不確実さを考慮可能な統計解析手法を 用い、国内の商用炉及び試験炉照射データを対象に脆化量を表す指標である関連温度移行量 (*ΔRT*_{NDT})を評価する。

【実施内容・アプローチ】

脆化因子と考えられる中性子照射条件や材料の化学成分等のデータの不確実さも考慮できるノンパラメトリックベイズ(BNP)法を用いた解析手法を整備し、解析の信頼性及び予測性を確認した上で、*ART*NDTに寄与する脆化因子を明らかにするともに、その計算値の確率分布から確信区間等を評価する。*ART*NDTへの影響の大きさを評価する指標として、広く使える情報量基準(WAIC)を用いた。WAICは値が小さいほど、実測データと未知のデータに対する予測性が優れることを

[※]本成果は、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(原子 力発電施設等安全性実証解析等(軽水炉照射材料健全性評価研究))事業」及び「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 成果である。

示す指標である。国内の商用炉照射データ 348 点と試験炉照射データ 48 点を対象に、中性子照 射量、照射速度、材料の化学成分である Cu、Ni、P、Si、Mn 含有量及び未照射時の関連温度(*RT*NDT 初期値)を入力変数の候補として *ΔRT*NDT への影響について分析した。

【成果】

Fig. 3.5-2 に解析対象データを BWR 及び PWR に区分したときの *ΔRT*_{NDT} の計算値と実測値の 残差の標準偏差(解析対象データに対する予測性の良さ)とWAICの関係を示す。ここでは、事 前に実施した Gelman-rubin 統計量 (*R-hat*) を用いた評価から解析の信頼性が高いと判断された 入力変数の組合せを表示しており、材料の化学成分や RTNDT 初期値の影響を見やすくするため、 中性子照射量、照射速度については条件を揃えている。(a)は BWR データを対象とした評価結果 である。中性子照射量と照射速度に加え、Cu 含有量を入力変数としたときに WAIC が最も小さ くなっていることが分かる。一方、(b)の PWR データを対象とした評価では Cu 含有量に加えて Ni及びSiを入力変数としたときにWAICが小さく、Si含有量が脆化に影響することが示された。 BWR 及び PWR データそれぞれで WAIC が最も小さくなる入力変数の組合せを用いて ΔRT_{NDT} の中央値及び確信区間の算出を行った結果を Fig. 3.5-3 に示す。計算値のエラーバーは実測デー タが取り得る範囲に相当する 95%確信区間であり、計算値を算出する条件の周辺データに応じて、 個々の条件ごとに異なる確信区間が算出されている。例えば、材料の化学成分が全体のデータ分 布から乖離し、周辺のデータが比較的少ない領域や、実測データが大きくばらついている領域で エラーバーが大きくなる傾向にある。ARTNDTの計算値と実測値の関係は概ね1:1の関係になって おり、計算値と実測値の残差の標準偏差は9℃前後と国内外の予測法と比較しても同程度の予測 性を示すことが確認できる。また、95%確信区間は現行の脆化予測法[2]におけるマージン(±22℃) で概ね包絡されており、保守的なマージンが設定されていることを示した。



Fig. 3.5-2 WAIC と残差の標準偏差の関係 (a) BWR、(b) PWR



Fig. 3.5-3 統計解析に基づく ARTNDT の計算値と実測値の関係

【成果の活用先】

実測データの不確実さを考慮して得られた関連温度移行量の確信区間等の評価結果や脆化因子 に係る新たな知見は、原子炉圧力容器鋼の脆化予測法等の信頼性の向上が期待される。

3.5.2.2 ステンレス鋼の中性子照射影響評価のための知識基盤整備※

【背景】

軽水炉の炉内構造物の健全性評価をより科学的に合理的に行うため、供用環境下でのステンレ ス鋼の材料特性値に対する放射線照射等による経年劣化の影響を適切に考慮することが求められ ている。米国電力研究所では、ステンレス鋼の機械的性質と高温水中における亀裂進展速度の中 性子照射量依存性に係る評価式の構築と ASME 事例規格化を進めている[3]。一方、国内では、 これまでに、電気事業者や国による試験研究で広範かつ系統的な中性子照射ステンレス鋼の材料 特性データの収集と照射量依存性評価が進められており、こうした知識基盤を活用して、国内に おいても中性子照射ステンレス鋼の材料特性に係る傾向式の構築が必要である。

【目的・ねらい】

より合理的な炉内構造物の健全性評価に資するため、中性子照射ステンレス鋼の材料特性に関 するデータシートを整備するとともに、ステンレス鋼の材料特性の照射量依存性に係る傾向式を 構築する。

【実施内容・アプローチ】

中性子照射ステンレス鋼の材料特性評価に関わる国家プロジェクトの報告書等を中心とした公 開文献の調査を実施し、掲載された数値データ及び付随する材料、照射、試験条件に関する情報 を網羅的に収集した。収集したデータに対して、炉心条件での材料評価に対する適用性等の観点 からスクリーニングを行い、データシートを整備した。また、整備したデータシートを活用し、 材料特性値ごとに照射量依存性を適切に表現する基本式を選定し、データフィッティングにより 個々の材料特性値に対する傾向式を構築した。

[※]本成果は、原子力規制庁からの受託事業「平成27年度、28年度原子力施設等防災対策等委託 費(原子力発電施設等安全性実証解析等(軽水炉照射材料健全性評価研究))事業」で得られた成 果をもとにした検討の結果である。

【成果】

文献調査及びスクリーニングの結果、中性子照射ステンレス鋼の材料特性評価に係る公開文献 等 170本以上から、約 3000点に及ぶ引張特性、硬さ、照射誘起応力腐食割れ(IASCC)感受性、 IASCC発生、IASCC進展、破壊靱性、照射応力緩和・照射クリープ、スエリング、ミクロ組織、 粒界偏析に関する数値データ及び付随する材料、照射、試験条件に関する情報を収集し、PWRと BWRそれぞれに区分してデータシートに整理した。Table 3.5・2 は、データシートに収録した文 献及びデータ数を示す。炉内構造物の健全性評価に直接関わる IASCC 特性については、PWR で は IASCC発生データ、BWR では IASCC進展データの充実が図られており、炉型ごとに特徴が あることが分かる。加えて、BWR分野では、炉心シュラウドの破壊評価への適用を考慮して破壊 靭性データが取得されている。さらに、機構論的な観点から材料特性データの適用妥当性や汎用 性を検討するため、照射応力緩和・照射クリープ、スエリング、照射による転位発達と粒界偏析に 係るデータを収集した[3]-[5]。

上記のデータシートより、下記条件に合致した溶体化ステンレス鋼(炭素量 0.03 wt%以上)の 降伏応力(σ_y)を抽出し、PWR、BWR それぞれの照射量依存性に係る傾向式の構築に供した。

・PWR: 照射温度及び試験温度 290~350°C、ひずみ速度 1×10⁻⁶/秒以上

・BWR:照射温度及び試験温度約290°C、ひずみ速度1×10⁻⁴/秒以上

抽出したσyは、中性子照射量の増加とともに増加した後、飽和する傾向を示した。そこで、PWR 分野では照射量 20 dpa 以上のデータの平均値 852.2 MPa、BWR 分野では照射量 6 dpa 以上のデ ータの平均値 846.5 MPa を飽和値とし、照射量(F)(単位:dpa)に依存して飽和する関数形[4] (式(1))に基づいて傾向式を構築することとした。

ここで、a、b、cは定数であり、最小二乗法を用いたデータフィッティングにより決定した。PWR、 BWR ごとに σ_y の照射量依存性を示す傾向式と傾向線、標準偏差(sd)を Fig. 3.5-4 に示す。こ の結果より、BWR 条件での σ_y は、PWR 条件に比べて低照射量側で急峻に増加する傾向を示すこ とが分かる。こうした傾向の相違は、PWR 条件の照射温度及び試験温度が BWR 条件よりも高い ことによるものと考えられる[4]。降伏応力 σ_y の他、引張強さ、均一伸び及び全伸び、破壊靭性、 PWR 分野の IASCC 発生及び BWR 分野 IASCC 進展特性に対し、照射量依存性の傾向式を構築 した。

++	PWR		BV	WR	萩年豆八	
M 科特1生	文献数	データ数	文献数	データ数	評価区方	
引張特性	20	325	18	342	继载的地质亚研	
硬さ	3	45	7	132	陵城印江貝計Ш	
IASCC 感受性	11	97	12	154		
IASCC 発生	11	285	2	63	IASCC に起因する 角刻惑生、進展証価格	
IASCC 進展	7	177	18	301	電表発生・進展評価及び破壊評価	
破壊靱性	5	58	9	133		
照射応力緩和・クリープ	5	133	6	161		
スエリング	12	217	(調査対象外)		松井美人的苏瓜	
照射による転位発達	11	59	8	96	1茂1冉im日15十1Ш	
照射誘起粒界偏析	7	92	7	96	1	

Table 3.5-2 収集した中性子照射ステンレス鋼の材料特性データの概要



Fig. 3.5-4 ステンレス鋼の降伏応力の照射量依存性に関する傾向式とデータの関係

【成果の活用先】

ステンレス鋼の材料特性の照射量依存性に関する傾向式は、炉内構造物における IASCC による割れ発生評価や進展評価手法の高度化に必要な知見としての活用が期待される。

3.5.2.3 原子炉圧力容器に対する健全性評価手法の高度化[6]

【背景】

国内軽水炉の長期供用に伴い、安全上最も重要な機器である原子炉圧力容器における中性子照 射による経年劣化(中性子照射脆化)や、健全性評価を行ううえで最も厳しい事象である加圧熱 衝撃事象等を考慮した健全性評価において、より科学的に合理的な手法である確率論的健全性評 価手法の実用化が重要な課題となっている。

【目的・ねらい】

原子炉圧力容器を対象とした確率論的健全性評価手法の実用化を図る。

【実施内容・アプローチ】

確率論的健全性評価に資する数値指標である原子炉圧力容器の破損頻度(例えば、亀裂貫通頻 度)評価の実用化に向けて、国内 PWR 型軽水炉の原子炉圧力容器炉心領域部を対象に整備して きた PFM 解析コード PASCAL4 について、BWR 型軽水炉の原子炉圧力容器を対象とした評価を 実現するため、必要な評価手法、評価モデルやデータに関する調査・検討結果を踏まえ、機能の 高度化を図った(Fig. 3.5·5)。また、メーカー、大学や研究所等で構成する検討会における解析 コードの検証や国際的ベンチマーク解析等を通じて、PASCAL4 の信頼性確認を進めるとともに、 確率論的健全性評価に資する評価手法や評価モデルの技術的根拠等を取りまとめた標準的解析要 領について、BWR 型軽水炉の原子炉圧力容器に対する評価を含めるように拡充した。さらに、原 子力規制委員会の日本機械学会維持規格に対する技術評価の検討チームの要請を踏まえ、PWR 型 軽水炉の原子炉圧力容器炉心領域の溶接継手を対象に、供用期間中非破壊検査の試験程度、検査 精度及び運転年数が破損頻度に与える影響を解析により明確にするなど(Fig. 3.5·6)[6]、確率論 的健全性評価における PFM 評価手法の有用性を示した。



Fig. 3.5-5 BWR 型軽水炉原子炉圧力容器炉心領域に対する破損頻度試解析例



Fig. 3.5-6 PWR 型軽水炉原子炉圧力容器炉心領域溶接継手に対する破損頻度解析事例

【成果の活用先】

PASCAL4 を用いた評価事例は、原子力規制委員会の民間規格に対する技術評価に活用された。 また、国内 PWR 及び BWR 型軽水炉の原子炉圧力容器を対象として整備した破損頻度の定量的 活用事例は、非破壊検査に係る試験程度や検査間隔等の妥当性確認に係る技術的知見、高経年化 技術評価・運転期間延長認可等に係る技術的知見としての活用が期待される。

3.5.2.4 建屋・配管の耐震安全評価手法の高度化**

【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ている。また、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 率論的リスク評価の高度化のために、建屋や配管等の損傷確率(フラジリティ)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、設計上の想定を超える地震動に対する耐震安全評価 手法を精緻化し現実的な応答や耐力を評価することで、フラジリティ評価手法を高度化する。

【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、建屋や配管等のフ ラジリティ評価手法の高度化を行った。具体的には、平成29年度に整備した建屋3次元詳細モデ ル(Fig. 3.5-7(a))を用いて、より標準的な地盤・荷重条件を設定し、建屋地震応答解析結果への 影響の大きい有限要素タイプ等の影響因子について、その影響度を確認した(Fig. 3.5-7(b))。得 られた結果等を踏まえ、標準的解析要領案を策定した。また、設計を超える入力地震動に対する

^{*} 本成果は、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(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」で得られた成果である。

建屋損傷状態の推移を把握するため、建屋3次元詳細モデルの荷重漸増解析を実施し、建屋の終 局荷重は基準地震動レベルの荷重に対して十分に余裕があることを確認した(Fig. 3.5-8(a))。建 屋3次元詳細モデルと従来手法の結果を比較し、非線形領域において従来よりも高い剛性が期待 できる可能性を確認した(Fig. 3.5-8(b))。さらに、経年劣化による亀裂や減肉の有無にかかわら ず適用可能な配管の破壊評価法を整備し、PFM解析コードに導入することにより、配管の任意の 供用期間におけるフラジリティを評価可能な手法を整備するとともに、フラジリティ評価事例を 整備した。



(a) 建屋3次元詳細モデルの例
 (b) 有限要素タイプの違いによる影響検討の例
 Fig. 3.5-7 建屋3次元詳細モデルと影響度評価事例



(a)荷重倍率と変位関係例
 (b)3次元詳細モデルと従来手法の剛性比較例
 Fig. 3.5-8 3次元詳細モデルを用いた建屋損傷評価事例

【成果の活用先】

地震応答解析手法及びフラジリティ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 価やリスク評価に係る技術的知見としての活用が期待される。 3.5.2.5 衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価手法の高度化[7]

【背景】

新規制基準において、実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド(飛翔 体衝突による原子力施設への影響評価を要求)が制定され、航空機等の飛翔体衝突に伴う建屋や 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】

建屋や内包機器等を対象に飛翔体衝突等が健全性に及ぼす影響を評価する手法の整備を図る。

【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局部損傷評価に加え、建屋を伝播した衝撃波が建屋内包機 器に及ぼす影響評価に係る手法を整備した。具体的には、剛・柔飛翔体を対象とし、原子力施設 の外壁を想定した鉄筋コンクリート板構造物に対する衝突影響評価手法を整備し、既往文献の試 験結果を用いて妥当性を確認した。妥当性を確認した評価手法を用いて、貫入現象に着目した飛 翔体先端形状や衝突角度等の影響評価を実施した。その結果、柔飛翔体衝突による貫入現象にお いて、板構造物の損傷に寄与するエネルギー履歴より、垂直衝突と斜め衝突では先端形状の影響 が異なることを確認し、板構造物の損傷と飛翔体の先端形状や衝突角度の関係に係るデータを取 得した(Fig. 3.5-9)[7]。また、建屋内包機器への影響評価に資するため、飛翔体衝突時の鉄筋コ ンクリート構造物及び内包機器への影響評価に係る国際ベンチマーク(OECD/NEA IRIS プロジ ェクト)に参画し、実規模相当の試験データを取得した。この試験結果の再現解析を通じて、鉄 筋コンクリート構造物及び内包機器の振動応答を評価し、衝突影響評価手法の妥当性を確認した。



Fig. 3.5-9 柔飛翔体による板構造物の損傷に寄与するエネルギー履歴の解析例

【成果の活用先】

貫入現象における衝突角度や飛翔体先端形状の影響及び衝突による建屋内包機器への影響を確認した本成果は、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が期待 される。

3.5.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

- Y. Ha, T. Tobita, T. Ohtsu, H. Takamizawa, Y. Nishiyama, "Applicability of miniature compact tension specimens for fracture toughness evaluation of highly neutron irradiated reactor pressure vessel steels", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.140, No.5, 2018, p. 051402 (1-6).
- A. Nishida, M. Nagai, H. Tsubota, and Y. Li, "Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact", Mechanical Engineering Journal, Vol.5, Issue 5, 2018, p. 18-00087 (1-21).

など、雑誌論文 20 件、国際会議報告 21 件 、技術報告書 3 件 、口頭発表 26 件 、受託報告 書 3 件 。

・ 表彰:国際会議 ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Conference で最優秀論文賞受賞

【規制支援活動】

- ・ 原子力規制委員会等への技術的知見の提供や基準類を検討・評価する委員会に専門家3名
 を派遣する等、規制活動等に貢献した。
- ・ 原子力規制委員会の維持規格の技術評価に関する検討チーム第8回会合で「原子炉圧力容 器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析」につい て報告した。

【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
- ・日本電気協会 「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」の整備
- ・日本地震工学会「原子力発電所の地震安全の基本原則」作成
- ・米国機械学会規格 「ASME B&PV Code Section XI」改定
- ・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

- BNP 法による原子炉圧力容器鋼の照射脆化評価では、BWR データでは中性子照射量、照射 速度に加え、Cu 含有量が脆化に影響し、PWR データでは中性子照射量、Cu、Ni に加え Si 含有量が脆化に影響することが示された。また、BNP 法で得られた 95%確信区間は現行の脆 化予測法におけるマージン(±22℃)で概ね包絡されており、保守的なマージンが設定され ていることを示した。今後は、各因子が脆化に及ぼす影響の定量評価に取り組むとともに、 微細組織変化との相関を確認する。
- ステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れに関して、中性子照射された炉内構造物用ステンレス 鋼に関するデータを公開文献により網羅的に収集し、材料特性への照射影響評価に必要なデ ータベースを整備するとともに、材料特性の照射量依存性の傾向式を構築した。今後は、HAZ の亀裂進展速度に対する照射影響を評価するための基礎知見として、未照射の母材と HAZ に対する亀裂進展速度と亀裂先端近傍の微細組織の相関の確認等を進める。
- ・ 国内原子炉圧力容器を対象とした PFM 解析コード PASCAL4 及び破損頻度評価に資する技術的根拠等を取りまとめた標準的解析要領について、対象部位として BWR 型軽水炉の原子 炉圧力容器を含めるように拡充した。また、定量評価事例の整備を通じて、PFM 解析手法の 有用性を示した。今後は、継続して解析コードや標準的解析要領の評価対象部位を拡充する。
- ・ 三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 子の影響度の評価結果等を踏まえ、標準的解析要領案を整備した。また、新たに経年劣化に よる亀裂や減肉の有無にかかわらず適用可能な配管の破壊評価法を提案し、フラジリティ評 価事例を整備した。今後は、建屋の現実的応答解析のための標準的解析要領、経年配管のフ ラジリティ評価に関する評価要領の完成を目指す。
- 飛翔体が斜めに衝突した場合の構造物の局部損傷と衝突角度、飛翔体先端形状等の関係を検討し、現実的な損傷評価手法に関する提案の見通しを得るとともに、国際ベンチマークプロジェクトへの参画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を整備するとともに、建屋内包機器に及ぼす影響評価に係る手法の整備を図る。

3.5.5 参考文献

- [1] 日本電気協会, "原子炉構造材の監視試験方法", JEAC 4201-2007 (2007).
- [2] 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).
- [3] E. D. Eason and R. Pathania, "Disposition Curves for Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Light Water Reactor Environments", in Proc. the ASME 2015 Pressure Vessel and Piping Conference, July 19-23, 2015, Boston, Massachusetts, USA, (2015) Paper No. PVP2015-45323.
- [4] M. L. Grossbeck, "Empirical relations for tensile properties of austenitic stainless steels irradiated in mixed-spectrum reactors", J. Nucl. Mater., Vol. 179-181 (1991) pp.568-571.
- [5] G. E. Lucas, "The Evolution of Mechanical Property Change in Irradiated Austenitic Stainless Steels", J. Nucl. Mater., Vol. 206 (1993) pp.287-305.
- [6] 勝山仁哉, "原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学の適用事例及び 感度解析", 第8回維持規格の技術評価に関する検討チーム, 資料 8-1-3, (2018).

[7]康作夷, 永井穰, 西田明美, 坪田張二, "斜め衝突による RC 版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-", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月. 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。年次計画を Table 3.6-1 に示す。

平成 30 年度は、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、「高レベル濃縮廃液蒸発 乾固事故」という。)に着目し、事故事象進展の評価に必要な知見の取得・整備を進めた。また、 MOX 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(以下、「GB」という。)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を取得した。

また、臨界事故のうち沸騰による高出力が長時間継続する場合の継続時間を初期条件から推定 する解析手法の開発及び臨界事故防止への活用に向けた未臨界度評価手法の開発を進めた。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、Taについて、点検・補修作業に伴うアルカリ水溶液による除染作 業時の耐食性及び機械的特性低下に及ぼすパラメータ(アルカリ濃度等)の影響に係わるデータ を取得した。

年度	H27	H28	H29	H30	H31/R1	R2	R3
重大事故研究		☆媒火災 ─── ■ 事故)Ru 放出・移 ≰)核的動特性評	● 行挙動把握、影響 ● 価手法整備、放射	響緩和策の有効 対性物質・放射線	性評価 →→● ま う 解 ガス 放出 評		平価モデル → 整備 孝 備
商用再処理経年変化研究	腐食評価 環境割れ	□ □式検討 □評価	アルカリ洗浄	に伴う異材接合組	継手水素脆化割;	れ発生評価 →	

Table 3.6-1 年次計画

3.6.2 主な成果

3.6.2.1 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究

【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 (以下、「廃液」という。)として高レベル濃縮廃液貯槽に集中して存在している[1]。貯槽の冷却 機能が喪失すると、廃液中の放射性物質の崩壊熱によって廃液の温度上昇と、有効な対策を講ず ることができなかった場合には、蒸発及び乾固が引き起こされ、放射性物質が放出される可能性 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】

廃液中に溶存するルテニウム化学種(硝酸ニトロシルルテニウムとして溶存していると予想される。以下、ルテニウムを「Ru」という。)は、蒸発乾固の過程で、揮発性を有する四酸化ルテニウム(以下、「RuO4」という。)に酸化され、気相中へ放出されると予想される。Ru は廃液が

沸騰している段階から放出され始め、廃液の沸騰が終了し乾固する段階においてその放出が顕著 となることが報告されている[2]。本研究では、主に Ru に着目し、廃液の沸騰・乾固に至る各過 程での放出及び移行挙動評価データを取得しモデル化を検討している。高レベル濃縮廃液の放射 線分解により存在する亜硝酸によって、硝酸ニトロシルルテニウムから RuO4 への酸化が抑えら れ Ru の放出が抑制される可能性がある。廃液組成を参考に調整したコールドの模擬廃液に亜硝 酸ナトリウムを添加することで亜硝酸濃度を制御し、廃液沸騰条件下における RuO4 の放出抑制 効果を調べた。

【実施内容・アプローチ】*1

平成 29 度の試験では、亜硝酸ナトリウムの添加に伴って廃液中で多量の NOx ガスが生成し、 廃液表面における気泡の破裂に伴う飛沫の放出により、RuO4の放出挙動を定量的に把握すること が困難であった。平成 30 年度は、この亜硝酸ナトリウム水溶液の添加による飛沫同伴量増加の影 響を小さくするため、加熱試料の液面を二分するための仕切りを設けた加熱容器を用いる工夫を 施した。また、飛沫同伴による各元素の回収液への移行を防ぐため、加熱容器測定側から回収容 器間の配管の途中にフィルタを設置した。これにより、回収液では移行する Ru のうち RuO4 の みの経時変化を測定することとした。試験装置の概要を Fig. 3.6-1 に示す。



Fig. 3.6-1 亜硝酸添加試験装置の概略図

加熱試料 200 mL を入れた加熱容器をオイルバス内に設置した。送気ガス流量を各 0.5 L/min に調整し、オイルバスによる加熱とシリンジポンプによる亜硝酸ナトリウム水溶液(または超純 水)の添加を開始した。加熱試料中の亜硝酸濃度を調整するため、この亜硝酸ナトリウム水溶液 (または超純水)は連続的に添加しており、各試験間で添加量は一定とした。加熱試験中は加熱 試料と回収液を経時的にサンプリングし、ICP-MS を用いて Ru 及びその他の元素量を定量した。 加熱条件としては、蒸気流速が 1.3 cm/s になるような加熱密度を基準とした。この蒸気流速 1.3 cm/s は、高レベル濃縮廃液の発熱密度が 5 W/L[3]の場合に想定される、蒸発乾固事象の沸騰初期段階 で貯槽内を蒸気が上昇する速度である[2]。 【成果】*1

試験結果を Fig. 3.6-2 に示す。模擬廃液中の亜硝酸濃度が高くなるについて、回収液への Ru の移行割合が低下する傾向が見られた。亜硝酸濃度が 0.06 mol/L 以上では、回収液において Ru の移行は確認されなかった。



Fig. 3.6-2 回収液での捕集結果からの Ru の移行割合(蒸気流速 1.3 cm/s)

【成果の活用先】

廃液沸騰時の亜硝酸による Ru の放出抑制効果を実験的に確認した。この結果は、高レベル濃 縮廃液蒸発乾固事故時のソースターム評価や事故対策の有効性評価への活用が期待される。

3.6.2.2 グローブボックス火災事故研究*2

【背景】

MOX 燃料加工施設において、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 GB の内部で取り扱われる。火災によって GB が有する閉じ込め機能が喪失した場合には、内 包される放射性物質が放出される可能性がある。

【目的・ねらい】

MOX 加工施設を含む再処理施設等での特徴的な火災の一つである GB 火災に着目し、事故進展評価や事故時の放射性物質の移行挙動・閉じ込め評価に必要なデータ等を取得することにより、 火災解析評価に関する手法の整備に資することを目的とする。

【実施内容・アプローチ】

大型の燃焼セルを備え実機サイズの高性能粒子エア(HEPA)フィルタが取付可能な火災試験 装置 ACUA を用い、GB パネル(アクリル樹脂(以下「PMMA」という。)及びポリカーボネー ト(以下「PC」という。))の燃焼特性データ(重量減少速度、ばい煙放出量、ばい煙粒径分布等) と HEPA フィルタ目詰まりデータを取得した。ACUA の概要を Fig. 3.6-3 に示す。円形の GB パ

^{*1} 本成果は、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(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。

ネル材(厚さ 10 mm)を燃焼皿にいれ、ガスバーナーで着火させた。GBパネル材の燃焼の進行 に伴う重量減少速度(mb(kg/s))及び平均放熱速度(HRRav(J/s))、煤煙放出速度及び煤煙粒子 径分布、さらに、煤煙の目詰まりに伴う HEPA フィルタの差圧上昇を測定した。試験では、燃焼 セルへの給気流量(F(m³/min))、燃焼面積(S(m²))等をパラメータとした。



【成果】*2

F/S に対して m_b/S がほぼ一定となり、本試験条件の m_b/S が換気条件の影響を受けない表面積 律速段階であることを示唆する結果となった。その結果、Sの関数とした PMMA 燃焼の m_b の簡 易的な実験相関式が得られた。 m_b をSから直接計算し評価できることになるため、解析コード等 での燃焼物重量の経時変化計算のための入力式として活用できる可能性がある。

PMMA と PC の燃焼で発生した煤煙の粒径分布測定結果の一例を Fig. 3.6-4 に示す。同じ S 及 び F 条件の下では、PC の燃焼に伴う煤煙の最頻度径は大きく、大きい粒径の粒子個数濃度は高 い。また、HEPA フィルタの単位面積当たりの煤煙負荷量 M と HEPA フィルタの差圧 Δ P の関係 を Fig. 3.6-5 に示す。いずれの場合も M の増加に伴い Δ P は曲線的に増加した。また、PMMA の 方が PC よりも Δ P の上昇傾向が大きかった。Thomas らは HEPA フィルタへの透過流量一定の 条件の下で負荷させる固体粒子の粒径条件を変化させた場合、同じ M に対して負荷させる粒子の 粒径が小さいほど Δ P が大きくなることを指摘している[4]。Fig. 3.6-4 と Fig. 3.6-5 の関係は、 Thomas らの傾向と一致している。





^{※2}本成果は、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(再処理施設等における火災事故時影響評価試験)事業」における研究成果を取りまとめたものである。

【成果の活用先】

GB 火災事故時の閉じ込め機能評価に必要な基礎データを取得した。評価手法に反映することで閉じ込め機能喪失に至るまでの時間や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】

N.Yoshida, et al., "Migration behavior of gaseous ruthenium tetroxide under boiling and drying accident condition in reprocessing plant", J. Nucl. Sci. Technol. vol.55, no. 6, pp.599-604 (2018).

など、雑誌等掲載論文:1件、技術報告書等:0件、国際会議等報告:0件、口頭発表:4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】

・FINAS(サイクル施設等の事故故障通報システム)会合にメンバーとして参画

・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

核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故や GB 火災等の 重大事故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してきた。 また、事象の進展を精度良く評価できるように臨界事故解析コードの性能の向上を図ってきた。

高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故については、揮発性が高く放出割合が比較的大きい Ru に着目 して、廃液の沸騰から乾固に至る事故事象の各過程における放出・移行データを継続して取得し てきた。特に、廃液沸騰下での亜硝酸による揮発性 Ru 化合物の放出抑制効果について定量的な 評価結果を得ることができた。乾固段階から顕著となる Ru の放出を抑制するため注水により乾 固を防止する対策が想定されている。この研究成果は、想定されている事故対策の有効性評価に も活用できるものと期待される。

GB 火災に関しては、大型の燃焼試験装置を用いて、GB 全体に占める割合が高い樹脂製のパネ ル材に着目し、これらの燃焼に伴う基礎的な燃焼特性データや HEPA フィルタの目詰まりに対す る影響を評価するためのデータ等を取得した。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。

Zr/Ta/SUS 鋼異材接合継手の水素脆化割れを対象とした商用再処理施設の経年変化研究では、水素脆化が生じるプロセス及びメカニズムの考察を行いながら、実機で使用される異材接合継手を用いた実証的な研究を進め、安全性を確認するための技術的知見を取得・整理していく。

3.6.5 参考文献

- [1] 日本原燃株式会社、"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] 宮田敬士他, "六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (II) 高レベル濃縮廃液沸とう事故の 発生頻度評価(内的事象)", 日本原子力学会和文論文誌, Vol.7, No.2, pp.85-98 (2008).
- [4] D. Thomas, A. Charvet, N. Bardin-Monnier and J. C. Appert-Collin, "Aerosol Filtration", Elsevier Ltd. (2017).

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内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おり発熱量が減衰して 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 遮蔽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 料デブリ取出しのような毒物を含む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 年度に始まった今中長期計画では、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、<u>計算コードによる燃料デブリ臨界特性解析</u>と解析結果のデータベース化、 <u>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</u>、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。

本報告では、平成30年度の主な成果として、上記下線部を紹介する。

3.7.2 主な成果

3.7.2.1 燃料デブリ臨界特性の解析(燃焼度及び集合体混合の効果)*

【背景】

軽水炉心には数年分の複数サイクルの燃料集合体が混在して装荷されており、過酷事故で燃料 デブリが生成される際には燃焼度の異なる燃料集合体が様々な条件で混合すると考えられる。事 故進展に応じて、鉄を主成分とする構造材や格納容器底部のコンクリートとも様々な比率で混合 するとも考えられる。この結果、燃料デブリの性状は不均一であり、部分ごとに大きく異なる臨 界特性を持つと想定すべきである。実際、TMI-2 燃料デブリには、溶融を免れてペレットが散乱 したもの、溶融プールが形成され大きな塊として固まったもの、溶融プールから流れ出て水中で 細粒状に固まったもの、部分的に集合体の形状を保ったものなどがあり、臨界特性の観点で性状 は不均一である。

このような様々な性状の燃料デブリを想定しつつ、過度な安全裕度を導入することは避け、燃料デブリの現実的・合理的な臨界安全管理を実現するための基礎データを集積することが求められている。また、燃料デブリの実際の組成が試料分析により判明した際には、基礎データに照らして迅速・簡易に臨界特性を判断し、臨界管理制限値を設定できることが望ましい。

【目的・ねらい】

1Fの1~3 各号機には、装荷時期(燃焼度)の異なる5~6 種類の集合体が存在していたが、 それぞれに由来する燃料デブリの最小臨界量は大きく異なる。この効果を燃焼度ごとに評価する とともに、異なる燃焼度の集合体の混合条件による臨界特性の変化を調べたところ、燃焼が1年 未満の集合体が混合すると増倍が大幅に弱くなる傾向が見られた。

本来、このような集合体は新しいものであって、増倍が強いはずである。実際、達成したい燃焼度に応じて用いられる核分裂性の²³⁵Uが多く、増倍が強すぎる。これを中性子吸収反応で打ち 消すために、可燃性毒物の¹⁵⁵Gdと¹⁵⁷Gdが新燃料集合体の数分の一の燃料棒に UO₂・Gd₂O₃燃料の形で組み込まれる。その効果は限定的であって、正常な運転において炉心全体が臨界になる ことを妨げない。しかし、この可燃性毒物が炉心溶融を経て燃料デブリに広がると、中性子吸収 効果が大幅に強くなると推定し、その様子を詳しく調べることとした。

【実施内容・アプローチ】

事故直前の燃料集合体の炉心装荷パターンに基づき、炉心溶融時に起こる可能性が高い、集合体同士の混合パターンを明らかにし、臨界特性解析で用いる組成条件を決めた。例えば、炉心全域を集合体4体分(2×2)及び9体分(3×3)の大きさで走査すると、燃焼1年未満の集合体を含まない領域が見つかる。集合体16体分(4×4)以上の大きさで走査すると、どの部分も必ず燃焼1年未満の集合体を含む。

そこで、燃焼1年未満の集合体を含むが、その数が最も少ない混合パターンとして、集合体4 体分(2×2)の混合については燃焼1年未満集合体を1体、集合体9体分(3×3)の混合につい ては1体、集合体16体分(4×4)の混合については2体、集合体25体分(5×5)については3

[※]本成果は、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(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。

体含むパターンを、実際の炉心装荷パターンから選び出した。その上で、燃焼計算と混合パター ンに基づいて、燃料デブリ組成を算出した。

一方で、燃焼1年未満の集合体を含まない混合パターンである集合体4体分(2×2)の領域を 炉心装荷パターンから全て選び、やはり燃焼計算と混合パターンに基づいて、燃料デブリ組成を 算出した。燃焼が1年を超えると可燃性毒物が燃え尽きることから、この燃料デブリ組成は¹⁵⁵Gd と¹⁵⁷Gdを含まない(微量の核分裂生成物を除く)ことが特徴である。

BWR STEP3 燃料集合体に基づく OECD/NEA 燃焼計算ベンチマークモデルに対して、統合化 燃焼計算コードシステム SWAT で燃焼計算を行った。用いた核データは JENDL4 に基づく。燃 焼履歴は事故前までの公開されている運転条件の情報を用いた。

【成果】

燃焼1年未満の集合体が含まれる混合パターンで生成した燃料デブリ組成に対して、中性子の 無限増倍率を算出した結果を Fig. 3.7-1 に示す。水中に燃料デブリ球が配列している非均質体系 である。計算には連続エネルギーモンテカルロコード MVP と核データライブラリーJENDL4 を 用いた。



Fig. 3.7-1 集合体同士の混合パターンと無限増倍率の関係 (可燃性毒物 ¹⁵⁵Gd 及び ¹⁵⁷Gd が残存する燃焼 1 年未満の燃料集合体を含む場合)

混合パターンのうち燃焼1年未満の集合体数の比率が最も小さいものは、集合体9体分(3×3) の混合に1体が含まれるものであり、図中にオレンジ色で計算結果が示されている。無限増倍率 が1.0を若干上回る条件が存在するが、燃料デブリが所在すると考えられる格納容器ペデスタル 部を満たすような半径2mの球を想定しても実効増倍率(keff)は1を下回り、臨界となる可能性 は極めて低い。その他の燃焼1年未満の集合体を含む混合パターンについては、無限増倍率が常 に1.0を下回っており、臨界になる可能性がないと考えられる。

燃料デブリ組成と臨界特性を関連付けて特徴づける指標が提案できれば、燃料デブリの試料分析結果と照合することが容易となる。試しに、原子個数について¹⁵⁵Gd と¹⁵⁷Gd の和と²³⁵Uの比

を図中に示した。この比は、混合パターンないし燃料デブリ組成ごとに、つまり図中のプロット 線ごとに一意に定まるものである。この結果、比が 0.0146 から 0.0067 へと減少すると無限増倍 率が上昇する単調な傾向を示していることがわかる。

燃焼1年未満の集合体を含まず、したがって、可燃性毒物¹⁵⁵Gd及び¹⁵⁷Gdの効果を期待できない混合パターンで生成した燃料デブリ組成に対して、最小臨界量を算出した結果を Fig. 3.7-2 に示す。この混合パターンは全て4体分(2×2)である。Fig. 3.7-3 に示す球形状(半径 R)の 燃料領域を厚さ 30cmの水反射体が取り巻くモデルを用いた。燃料領域はさらに細かい構造となっており、水減速材中に燃料デブリ球が多数配列している。計算には連続エネルギーモンテカル ロコード MVP と核データライブラリーJENDL4 を用いた。



Fig. 3.7-2 集合体同士の混合パターン(2×2)と最小臨界量(半径)の関係 (燃焼1年未満の燃料集合体を含まず可燃性毒物¹⁵⁵Gd及び¹⁵⁷Gdの効果が無い場合)



Fig. 3.7-3 最小臨界量(半径 R)の計算に用いた形状モデル

燃焼2サイクル目から6サイクル目までの燃料集合体を混合する様々なパターンを各色の線で 示した。燃焼サイクルごとの燃焼度はそれぞれ、15.2 GWd/t、24.2 GWd/t、33.3 GWd/t、 37.5 GWd/t、及び40.2 GWd/t であり、例えば黄色の線に「15.2×2+24.2×1+33.3×1」と記 してあるものは、2サイクル目燃料集合体(15.2 GWd/t)2体、3サイクル目燃料集合体(24.2 GWd/t) 1体、及び4サイクル目燃料集合体(33.3 GWd/t)1体を混合したことを示している。

この結果、様々な混合パターンがあり得るものの、最小臨界半径は25 cm~30 cm 程度とあま り差がない。また、この寸法は燃料デブリ全体量に比べると小さく、厳しい寸法制限を求めてい るように見える。しかし、混合パターンを踏まえれば、このような寸法制限を必要とする燃料デ ブリは1カ所あたり高々燃料集合体4体分の量しか存在し得ないはずであり、この結果、図中の 「臨界になり得る範囲」のみを考慮すれば良いこととなる。つまり、水/デブリ体積比が1.0を 超えて水分が多量の場合、例えば燃料デブリ微粉と水が混合したスラリ状のものを臨界管理の対 象とすれば良いと考えられる。

燃料集合体9体分(3×3)であって燃焼1年未満の集合体を含まない領域についても同様の検 討を行った。燃焼度が比較的高い集合体で構成されていることから、生成される燃料デブリの中 性子増倍は比較的弱く、臨界になり得る条件は、やはり、水/デブリ体積比が1.0を超えて水分 が多量の場合に限られる。

【成果の活用先】

Fig. 3.7-1 に示した結果は、例えば臨界管理の要否を(155Gd + 157Gd)/235U原子個数比の分析結 果から決定できる可能性を示唆しており、同比は燃料デブリ分析項目の重要な候補と考えられる。 また、Fig. 3.7-2 に示した結果は、燃料デブリ臨界管理が必要な性状条件を大幅に絞り込める可能 性を示唆しており、これらの結果は、燃料デブリの現実的・合理的な臨界安全管理の実現に資す るものである。

しかしながら、本報に示した結果に共通する条件として、溶融混合を経て生成された均質な燃料デブリを前提としている。溶融を経ずに燃料ペレットが散乱したような、性状分布が乱雑で非 均質な燃料デブリについてはさらに検討が必要である。 3.7.2.2 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**

【背景】

前節で述べた背景のうち本節で述べる取り組みに関して重要なことは、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. 3.7-4)、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、不完全な燃料デブリ性状の情報に基づいて、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. 3.7-4 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、計算時間を増大する。このため、 Fig. 3.7-5 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、このよう な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。



Fig. 3.7-5 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)

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

[※]本成果は、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(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。

法により解析・評価手法を整備することとした。

【実施内容・アプローチ】

乱雑な性状分布を少数の統計・確率パラメータで表現し、性状分布をサンプリングし、臨界計 算を繰り返すことにより、臨界特性の不確かさ(ばらつき)を評価することとした。

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により連続的な(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を採用 することとした。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ることとした。

臨界特性解析の対象となる性状分布モデルを構築する際、解析担当者が準備するものは予想される性状の平均値、不確かさ(ばらつき)、及び乱雑さの性質を示す統計パラメータである。これらを与えれば、臨界解析コードが自動的にサンプリングし、Fig. 3.7-6 に示すような複数の乱雑な性状分布を生成する。この個々の性状分布をレプリカと呼ぶ。



Fig. 3.7-6 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

そのうえで、個々のレプリカについて臨界計算を行い、計算結果である中性子実効増倍率の統計的な振る舞いを検討する。一例として、乱雑な性状分布を持つ MCCI 生成物について、100 個のレプリカを生成し、簡易な少数群エネルギーモンテカルロ計算により中性子実効増倍率を計算した結果を Fig. 3.7-7 に示す。従来の均質かつ均一な MCCI 生成物のモデルの場合、実線で示したように中性子実効増倍率が 1.04 をやや上回る平均組成を仮定している。これに、ウラン酸化物やコンクリートが偏在する濃度の幅と、乱雑さの性質を決めるパラメータ(λ、α 及び S)を加えて本手法で計算すると、平均組成は同一にもかかわらず、中性子実効増倍率が 2%も異なる様々な乱雑な性状分布が存在し得ることがわかる。この 2%のばらつきはモンテカルロ法に付随する不確かさ(通常「σ」と表現される量)よりもはるかに大きい。



Fig. 3.7-7 レプリカ 100 個の増倍率分布

【成果とその活用】

以上のような解析手法の実用を目指し、連続エネルギーモンテカルロ計算ソルバー Solomon を 整備している。ワイエルシュトラウス関数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、及び連続的な 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するデルタトラッキング法を実装 している。

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、中性子実効増倍率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。

3.7.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

<u>平成 30 年度</u>

T. Ueki, "Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation driven by normal noise," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 55, pp.1180-1192 (2018).

T. Ueki, "Universal methodology for statistical error and convergence of correlated Monte Carlo tallies," Nuclear Science and Engineering, Vol.193, No.7, pp.776-789, (2019).

など、雑誌等掲載論文2件、技術報告書等0件、国際会議等報告0件、口頭発表6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】

平成 30 年度

・ 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 国際アドバイザリ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。本報告では、燃焼度及び集合体混合の効果を明らかにす る燃料デブリ臨界特性の解析、及び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を 示した。

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。 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(International Atomic Energy Agency: IAEA)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(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認する方法である。

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認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

平成年度	27	28	29	30	31	32	33
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	ンの精製時	期決定法		
核物質粒子の 化学状態分析	<u> </u>	マン分光分	分析法ウラ	ン粒子の化	之学状態分析	听法	

Table 3.8-1 平成 27 年度から平成 33 年度までの研究計画

平成31年以降の表記は、新元号に読み替えることとする

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 ー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 度から平成 32 年度(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 ²³⁴U が約 25 万年の 半減期で ²³⁰Th 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・精製または濃縮さ れた時期を調べることが可能であり、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。

【目的・ねらい】

これまでに、濃縮度 85%及び 10%の濃縮ウラン溶液を対象として、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た。平成 30 年度は、濃縮度 85%の 高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ったので、以下に実施内容と成 果をまとめる。

[※]本研究の一部は、原子力規制庁からの受託事業「平成 30 年度 保障措置環境分析調査委託費 (保障措置環境分析調査)事業」の一環として実施したものである。

【実施内容・アプローチ】

試料としては、高濃縮ウランの同位体標準物質 NBS U850 (85%濃縮)の U₃O₈ 粉末を用いた。 試料は、ウラン量として 10~150 ng になるように粒子の個数を調整して作成した。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。²³³U 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、この操作 を繰り返したのち、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 びウラン溶出液を蒸発乾固した後、硝酸を加えて溶解し、最終的に 0.81M 硝酸試料溶液として 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、 ²³⁰Th/229Th 比及び ²³⁴U/²³³U 比を取得した。ICP-MS 測定で取得した ²³⁰Th/²²⁹Th 比、²³⁴U/²³³U 比の計算値を 用いて、以下の(式 3.8.1)により試料中の ²³⁰Th/²³⁴U 比を求めた。

$$\frac{{}^{230}Th}{{}^{234}U} = \frac{{}^{230}Th}{{}^{229}Th} \Big/ \frac{{}^{234}U}{{}^{233}U} \bullet \frac{{}^{229}Th}{{}^{233}U} = \left[\left(\frac{{}^{230}Th}{{}^{229}Th} \right)_{Meas.} - \left(\frac{{}^{230}Th}{{}^{229}Th} \right)_{Sp} \right] \Big/ \left[\left(\frac{{}^{234}U}{{}^{233}U} \right)_{Meas.} - \left(\frac{{}^{234}U}{{}^{233}U} \right)_{Sp} \right] \bullet \left(\frac{{}^{229}Th}{{}^{233}U} \right)_{Sp}$$
(

ここで、(²³⁰Th/²²⁹Th)_{Meas}及び(²³⁴U/²³³U)_{Meas}は実測定値、(²³⁰Th/²²⁹Th)_{Sp}、(²³⁴U/²³³U)_{Sp}及び (²²⁹Th/²³³U)_{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 ²³⁰Th/²³⁴U 比を用い、(式 3.8.2)に示した親核種と壊変生成核種の壊変ー成長の一般式から推定精製日を決 定した。

$$t = \frac{1}{\lambda_{234U} - \lambda_{230Th}} \bullet \ln\left(1 + \frac{^{230}Th}{^{234}U} \bullet \frac{\lambda_{234U} - \lambda_{230Th}}{\lambda_{234U}}\right) \quad (\not \exists 3.8.2)$$

【成果】

各試料の分析に使用したウラン粒子の電子顕微鏡像は単一の球形個体ではなく、いくつかの微 粒子が凝集して形成された粒子であった。このウランの精製参照日として、同種のウランを分析 した文献値を用いた(Williams R.W., Gaffney A.M., Proc. Radiochim. Acta, 1, 31-35 (2011))。 分析から得られた推定精製日は、ウラン量が 10 ng の試料では文献値に対して推定精製日が 10 年ほど古い傾向を示したものの、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 1~3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、小さな粒子では 12%~28%、大 きなものでは 5%~13%であった。推定 10 ng のウラン試料の推定精製日が若干古い傾向を示した 理由としては、実際のウラン量は 4.7 ng であり、その粒子に含まれる ²³⁰Th 量は 5 fg 程度と非常 に少ないため ICP-MS 測定時に ²³⁰Th のバックグラウンドの影響を受けて ²³⁰Th 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、85%高濃縮ウランの粒子試料については、11~210 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 学形を知ることで、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持ち、微小な対象物の化学状態を分析する方法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1μmのウラン粒子に対して U₃O₈ と UO₂ の 化学形を判別できることを実証してきた。

【目的・ねらい】

より微小なウラン粒子に対して測定を行うため、サブマイクロメートルの微小ウラン粒子に対 する測定用のレーザー照射条件及び分光測定に用いる検出器の高感度化について検討を行った。

【実施内容・アプローチ】

微小ウラン粒子に対する測定条件の検討を行った。顕微ラマン分光分析時には、集光したレー ザーを試料に照射する必要があり、この際にレーザーパワーが強すぎると試料を損傷させたり、 強すぎるレーザーの照射によって UO₂が U₃O₈へと酸化させたりする。まず、サブミクロンサイ ズの UO₂粒子を用いて、試料を非破壊で測定可能なラマン分光測定条件の検討を行った。ガラス 状炭素基板上の UO₂微粒子からサブマイクロメートル程度のウラン粒子を探索し、マイクロマニ ピュレータを用いて別のガラス状炭素基板に移送し、複数回のレーザー照射による化学形態を測 定した。粒径約 0.6~0.8 μm のウラン粒子に対して、波長 532 nm、出力 0.03 mW のレーザー照 射条件で1 スペクトルあたり 60 秒の測定を 10 回行った。10 回の測定中に、ラマンスペクトル の形状は変わらず、ラマンピークの位置は変わらなかった。この結果は、測定中に試料の化学形 態が変化せず、試料の損傷を防いで分析できたことを示している。10 回の測定を積算したラマン スペクトルでは、どの粒子も UO₂の結晶構造に由来するラマンピーク(445,580,1150 cm⁻¹)が 観測された。この測定から最小で粒径 0.6 μm の UO₂粒子に対して、その化学形を正しく判別す ることができた。

より微小なウラン粒子に対してラマン分光測定を可能にするため、高感度検出器を用いるラマン分光測定方法の検討を行った。新たに導入した検出器(Andor 社製、DU420-BEX2DD)は、500-600 nm の波長の光に対する量子収率が約 90%であり、既存の検出器(Andor 社製、

DU420-OE)(量子収率:約 50%)よりも信号損失が少なく、高感度測定が可能になると考えら れた。Si 基板を用いた検出器の信号強度比較試験の結果、信号強度が約 1.6 倍に増加し、量子収 率から期待される信号強度の増加率(約 1.8 倍)と近い値が得られた。レーザー(波長:532 nm, 出力:0.03 mW)を60秒、1 回照射して粒径 0.7 µm のウラン粒子をそれぞれの検出器で測定し て、取得したラマンスペクトルを比較した。測定バックグラウンドを考慮せず、ラマン散乱光の 強度のみを比較すると、445 cm⁻¹や 1150 cm⁻¹のピークのカウントが新規検出器では既存のもの より 2 倍程度高くなった。このことから高感度検出器の使用が微小ウラン粒子の信号対バックグ ラウンド比を増加させるために有用であることが分かった。

これら2つの検出器の信号対雑音比を比較するため、CCDの冷却温度を-70℃、露光時間60秒 として、1150 cm⁻¹のラマンピークで規格化してバックグラウンドノイズの大きさを比較した。新 規検出器は感度が高いものの、既存品と比較してノイズが大きくなっており、この検出器を用い て微小なウラン粒子に対する測定を行う場合、CCDの冷却温度を下げる、露光時間を短時間化す る等の方法で信号雑音比を改善する工夫が必要であることが分かった。

【成果】

粒径約 0.6~0.8 µm のウラン粒子に対して、波長 532 nm、出力 0.03 mW のレーザー照射条件 で1 スペクトルあたり 60 秒の測定を 10 回行ったが、測定中に試料の化学形態が変化せず、試料 の損傷を防いで最小で粒径 0.6 µm の UO₂粒子に対して、その化学形を正しく判別することがで きることを確認した。また、量子収率が高い検出器を導入することで信号損失が少なくすること ができ、測定によって得られる信号強度を約 1.6 倍に増加させることができた。

【成果の活用先】

今後、得られた分析技術能力をさら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。これまで使用していた装置の老朽化に伴い機器を更新した。そ の際に、IAEA が多くのネットワーク分析所に導入を勧告している大型二次イオン質量分析装置 (LG-SIMS, Large Geometry-Secondary Ion Mass Spectrometer)を整備し、平成 29 年度末に 据付・調整を完了させた。この LG-SIMS 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/ΔM>40,000)、²³⁸U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(²³⁴U、²³⁵U、²³⁶U、²³⁸U など)は、5 個の検出器でイオン強度を同時に測定することができる。これまで CLEAR で使用してきた SIMS では、検出器は一個のみであったため、質量が異なるイオンを同時に複数個を検出することはで きず、磁場または電場の強度を変えてウラン同位体を順番に測定していた。しかし、この方式で は、信号強度の時間変動が測定結果の誤差を招いて精密な同位体比分析が困難となる。一方、複数の検出器でそれぞれ質量数の異なるウランイオンを同時検出する場合には、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精密な同位体比分析が可能となった。

【目的・ねらい】

新たに導入した LG-SIMS 装置を用いた分析法の開発を行うため、最適分析条件や性能を検討・ 評価し、その結果を用いて IAEA 試料の分析に適用する。

【実施内容・アプローチ】

スリット幅や一次イオンビーム強度の安定時間について最適な分析条件を検討し、検出器の性 能を評価試験した。

①スリット幅

質量分解能を決定するための入口スリットと出口スリット幅を選択して、質量分解能と信号 強度がともに最適となる条件を検討した。また、一次イオンビーム(O₂+)や検出器の安定性に ついても検討した。

スリット幅は狭い方が質量分解能は高くなる一方、スリットを通過できる二次イオンビーム の量が減少するため得られる信号量も減少する。スリットの幅を変えた場合の質量分解能や信 号強度の変化について調べてパーティクル分析に適したスリット幅の検討を行った。出口スリ ットを 500 µm に固定して入口スリットの大きさを 100~250 µm と変化させた場合、入口スリ ットとして 200 µm を用いた場合に質量分解能 2,560 が得られ、分子イオンのピークの分離が ほぼ可能となった。さらに良いピーク形状及び高い信号強度が得られる点からも、この組み合 わせが最適であると判断した。

②一次イオンビーム強度の安定性

安定した一次イオンビームを使用することは、精密な同位体比分析を行う上で必要不可欠で ある。そこで、一次イオンビーム(O₂+)ビームの電流値を測定することでビーム強度の安定性 を検討した。装置立上げ直後はビーム電流の安定性が悪く、電流値が徐々に増加する傾向を示 した。装置立上げから約 50 分経過した辺りでビーム電流の変動率 Δ I/I が 0.43%となって非常 に安定した。このことから、装置立上げ後 1 時間程度は一次イオンビームが安定しないため、 測定を行うべきではないことが示された。

③検出器の性能

LG-SIMS はマルチコレクター型の装置であり、5 つの検出器(電子増倍管検出器)を有して いる。これら検出器のバックグラウンドカウント(二次イオンを入れていない状態)は、どの 検出器も1カウント/分以下のバックグラウンドであり、メーカーの保証値(3カウント/分以下) よりも十分に低いことが示された。5 つの検出器の検出効率の変動を比較するため、同じ強度 のイオンビームをそれぞれの検出器に導いて信号強度を比較した。2 週間程度に渡って14 回測 定した結果、各検出器ともに大きな変動はないが、それぞれ固有に変動する様子が見られた。 したがって、測定日ごとに検出効率を測定して検出器による感度の違いを補正して、正確な同 位体比を求めることにした。 【成果】

検出器の検出効率特性を把握するとともに、最適なスリット幅や装置の安定化に必要な時間を 性能評価試験から求めた。得られた最適条件を用いて同位体比が既知のウラン粒子を LG-SIMS で測定した結果、質量分解能が8倍、分析精度が3倍の性能でIAEA保障措置環境試料を分析す ることが可能となった。IAEA から送付された試験試料を精確に分析し、本分析法についての技 術認定をIAEAより取得した(平成31年3月18日)。

【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。

3.8.3 成果の公表状況等

【成果の公開】

雜誌論文2件、国際会議報告3件、口頭発表2件、技術報告書0件、受託報告書1件。

(1) 雑誌論文

1) S. Asai, Y. Hanzawa, M. Konda, D. Suzuki, M. Magara, T. Kimura, R. Ishihara, K. Saito, S. Yamada, H. Hirota, "Rapid separation of zirconium using microvolume anion-exchange cartridge for ⁹³Zr determination with isotope dilution ICP-MS", Talanta, Vol.185 (2018) pp.98-105.

2) Y. Miyamoto, K. Yasuda. "Anion-exchange separation of americium and the lanthanides using a single column", Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences, Vol.18 (2018) pp.13-15.

(2) 国際会議報告

- Y. Miyamoto, K. Yasuda, "Sequential anion-exchange separation of ultra-trace actinides and lanthanides with an automatic system", 18th Radiochemical Conference (Radchem 2018), Mariánské Lázně, Czech Republic, 13-20 May 2018.
- F. Esaka, "Isotope Ratio Analysis of Individual Particles Containing Uranium and/or Plutonium with Inorganic Mass Spectrometry", Korean Society for Mass Spectrometry Summer Symposium, Changwon Korea, 23-24 August 2018.
- 3) Y. Miyamoto, K. Yasuda, "Sequential anion-exchange separation of ultra-trace actinides and lanthanides with an automatic system", 13th International Symposium on Nuclear and Environmental Radiochemical Analysis (ERA13), Cambridge, United Kingdom, 17-20 September 2018.
- (3) 口頭発表
- 蓬田 匠, 江坂 文孝, 宮本 ユタカ, "マイクロサンプリング-顕微ラマン分光法によるサブ ミクロンサイズのウラン微粒子の化学状態分析"(ポスター), 日本分析化学会第67年会, 仙台, 2018年9月12-14日.

- 2) 蓬田 匠,"核燃料由来のウラン微粒子性状分析法の開発と保障措置環境試料分析への応用", 平成 30 年度安全研究センター報告会,秋葉原,2018 年 11 月 8 日.
- (4) 受託報告書等
- 日本原子力研究開発機構,"原子力規制庁受託事業「平成 30 年度 保障措置環境分析調査」 報告書(委託事業調査報告書)", 2019 年 3 月.

【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、平成 30 年度は、高濃縮ウラン粒子(濃縮 度 85%)を用いて分析法の検討を行った。その結果、全量として 10 ng 相当のウランを含む複数 粒子に対して、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、より微小なウラン粒子の化学状態の分析を可能とするため、分析条件及 び検出器の検討を行った。その結果、これまで困難であったサブミクロンサイズのウラン粒子の 化学状態分析を可能とした。

顕微ラマン分光法を用いた核物質粒子の性状分析技術では、レーザー照射条件を最適化するこ とで最小で粒径 0.6 μm の UO₂粒子に対して、測定中に試料の化学形態を変化させずにその化学 形を正しく判別することができた。また、量子収率が高い検出器を導入することで信号損失が少 なくすることができ、測定によって得られる信号強度を約 1.6 倍に増加させることができた。

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、スリット幅や一次イオンビーム強度の安定時間について最適な分析条件を求め、IAEA保障措置環境試料のウラン同位体比を正確かつ精度良く分析できるように準備を整えた。得られた最適条件を用いて同位体比が既知のウラン粒子をLG-SIMSで測定した結果、質量分解能が8倍、分析精度が3倍の性能でIAEA保障措置環境試料を分析することが可能となった。IAEAから送付された試験試料を精確に分析し、本分析法についての技術認定をIAEAより取得した。

今後は低濃縮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。LG-SIMS を用いた保障措置環境試料の分析技術に おいては、IAEA から送付されるネットワーク分析所間比較試験試料を分析して、分析結果の正 確さや精度を確かめた後、IAEA からの依頼試料分析に取りかかる。 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、公衆や作業者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、炉内等廃棄物の中深度処分に係る規制基準の整備が本格化している。 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。加えて、ベントナイト系人工バリアの変質挙動解析に係る技術的知見の整備、漏え いモニタリング施設設計の妥当性確認の際の判断指標の整理を行った。

また、地層処分については、特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律に沿って文献調査、概 要調査、精密調査段階を経て立地点が選定され、令和10年代後半に事業許可申請が行われる予定 である。安全研究センターは、中深度処分について整備した技術的知見をもって地層処分の安全 規制をサポートするとともに、地層処分の安全規制に特有な事項について規制ニーズに基づいた 安全研究を実施する必要がある。具体的には、火山の活動性を評価する手法整備を進めた。

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、今後想定されるアスベスト及び PCB 含有安定器のクリアラン スレベルの検討を進めた。

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んだ。整理した 情報は、通常の原子力施設の運転・廃止に伴って発生する廃棄物とは異なる特性を有する事故廃 棄物の、保管・再利用の安全の確保や、廃棄体化と処分にも貢献することを意図している。







原子力機構外協力: 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 原子力機構内協力: 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】

炉内等廃棄物の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・侵食およ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】

隆起・侵食及び海水準変動を考慮し、現実に即した地形変化とそれに応じた地下水流動の評価 を行うため、日本国内で地形変化等に関するデータを有する沿岸陸域を対象として、地形の時間 変化に応じた地下水流動の変化を評価可能とする三次元の地形変化と地下水流動を組み合わせた 評価手法の整備を行う。また本手法を適用した解析事例から、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。

【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)も考慮した将来地形 の変動幅を推定する手法を整備する。現状の地形変化の評価コードでは、斜面及び河川の侵食に より河口から海域に供給される土砂が過剰に堆積されてしまう評価モデルの課題があり、大陸棚 外縁部まで堆積物の層厚情報を有する複数の海域のデータ調査・分析から、その海域での堆積モ デルの改良を進めた。また、上記の地形変化に応じた3次元の地下水流動・塩分濃度の変化を現 実的に評価可能とするため、地表での流出入状態や海水準位置に応じた可変濃度境界条件や非定 常計算精度向上のための最適パラメータの自動化を地下水流動・塩分濃度解析コードに導入した。 そして、改良した各コードを用いて将来12.5万年までの地形変化を評価して3次元非定常の地下 水流動・塩分濃度の経時変化を解析した。

【成果】

外洋に面したデータの存在する 6 海域のデータ調査・分析の結果から、砂と泥の 2 成分の堆積 範囲の重畳、砂の堆積に対する水深依存性、泥の安息角による堆積制限などを考慮した堆積モデ ルを構築し、海域の堆積構造をより現実的に評価できるようになった (Fig. 3.9-3)。また、3 次元 地下水流動・塩分濃度解析コードに上記の解析機能を導入し、地形変化による地下水流動・塩分 濃度解析の精度を向上させた。さらに、将来 12.5 万年後までの地形変化から地下水流動を解析し た結果、隆起により勾配の大きくなった山地領域においては地下水流動系に大きな変化は見られ

[※]本成果は、原子力規制庁「平成 30 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設地の安全評価に関する調査)事業」で得られた成果を含む。

なかったが、海水準変動に伴って移動する汀線付近で地下水流動系が局所的に変化し、海退及び 海進の違いによる塩分濃度分布形成の違いが生じる結果となった。よって、本解析で対象とした 河川の侵食と堆積が生じる汀線付近の沿岸域の地形変化評価では、特に河川侵食と堆積、海退及 び海進に関する条件設定の妥当性を判断することが重要である。



Fig. 3.9-3 海域での堆積モデルの改良とその適用結果

【成果の活用先】

今後、本手法の改良と様々なサイト条件への適用の検討を進め、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。

3.9.2.2 ベントナイト系人工バリアの変質挙動解析手法の整備※

【背景】

炉内等廃棄物の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. 3.9-4)。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。

人工バリアのうち、低透水層として用いられるベントナイトと呼ばれる粘土に水が接触すると、 主成分であるモンモリロナイトという鉱物が膨潤することによって止水性を発揮する。しかしな

[※]本成果は、原子力規制庁「平成 30 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設地の安全評価に関する調査)事業」で得られた成果を含む。

がら、モンモリロナイトはアルカリ環境で溶解する性質があるため、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が溶解すると、ベントナイト系人工バリアの膨潤性が失われ、その止水 性も低下することが懸念されている。



Fig. 3.9-4 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】

ベントナイト系人工バリアの止水性(透水係数で表される。)の長期的な変化は安全評価上の重 要なパラメータの一つであり、科学的根拠に基づき設定する必要がある。当該パラメータを評価 するために整備した計算コード(物質移行-変質連成解析計算コード:MC-BUFFER)は、①セ メント成分の溶出モデル、②ベントナイト中のイオン種の拡散モデル、③ベントナイト中のモン モリロナイト等の鉱物の溶解と二次鉱物の析出モデル、及び④モンモリロナイト量の減少に伴う ベントナイトの透水性の変化モデルで構成されている。このうち②の拡散モデルでは、これまで 粒子間間隙にある自由水の中を物質が移流や拡散により移行する実行拡散係数(De)モデルを用 いていたが、ベントナイト中の水はベントナイトに束縛された状態であると考えられることから、 この不整合を回避できるモデルの一つとして見かけの拡散係数(Da)を用いたモデルを考慮する。 2つの拡散モデル(Deモデル、Daモデル)の特徴についての整理および Daデータ整備を行い、 MC-BUFFERによる解析を試行して、両拡散モデルの適用性について検討する。

【実施内容・アプローチ】

ベントナイト系人工バリア中で想定される拡散現象を考慮し、それぞれの拡散モデルの特徴を 整理するとともに当該変質評価への適用性について検討した。また、本モデルを用いてイオン種 の拡散を計算する際に必要となる Da データセットについても整備した。データセット整備にあ たっては、ベントナイトの透水係数の変化に関係すると考えられるイオン種のうち、既往の Da データが存在するものについては試験条件や試験方法の妥当性を確認した上で採用し、存在しな いものについては自由水中の拡散係数に対する Da の依存性等から推定するとともに、一部の重 要イオン種に対しては拡散試験を実施して Da を取得した。拡散試験は、圧縮したベントナイト 試料を用いて、In-diffusion 法及び透過拡散法と呼ばれる 2 つの方法で実施した。

【成果】

両拡散モデルの適用性について検討した結果、セメント系バリア材との境界における元素の移

行現象をモデル・パラメータに適切に取り込むこと等が必要であることを示した。また、Da デー タセットの整備にあたり、Fig. 3.9-5 に示す拡散セルにより、In-diffusion 法で Da データを取得 した。In-diffusion 拡散法では、2 つのベントナイト圧縮体の間に対象とするイオン種を含む溶液 を塗布し、一定期間経過後の濃度分布から拡散係数を求める。セメントに多く含まれ重要なイオ ン種の一つであるにも関わらず、これまでほとんど拡散データが存在していなかったカリウムイ オンについての In-diffusion 試験結果の一例を Fig. 3.9-6 に示す。カリウムはもともとベントナ イト試料中に数%含まれているため、試験前にナトリウムとの置換処理を行い、可能な限り試料 から除去したが、試験後の濃度分布から、圧縮体中には僅かにカリウムが残っていたことが分か った。そこで、本試験では、その影響を考慮した濃度補正を行うことでカリウムの Da を導出し た。また、透過拡散試験結果から得られた Da 値もほぼ同値を示したことから、信頼性の高いカ リウムの Da データが取得できたことが確認できた。また、ベントナイト系人工バリアの透水係 数評価に必要となる主要元素(14 元素)の Da データベースの整備も行った。



Fig. 3.9-5 In-diffusion 試験用セル



Fig. 3.9-6 In-diffusion 試験結果の一例 (一定期間経過後のカリウム濃度分布)

【成果の活用先】

今後、拡散モデルの適用性の検討を進め、ベントナイト系人工バリアの長期透水性評価に係る 知見の整備を行うことにより、将来の中深度処分の性能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。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。

3.9.2.3 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

[※]本成果は、原子力規制庁「平成 30 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設地の安全評価に関する調査)事業」で得られた成果を含む。

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 の実施(Fig. 3.9-7)に際して、規制者の視点では、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、事業者とは独立して保持しておく必要がある。



Fig. 3.9-7 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】

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以下の技術的根拠を整備 することを目的とする。

- ・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 考えら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】

国内外でこれまでに実施されてきた各種モニタリングにおいて公開されている情報を収集した 上で、モニタリングの目的・項目・方法・観測期間、メンテナンス・維持管理方法、モニタリン グ孔閉塞方法などについて整理し、それらの技術的根拠に基づいて上記の要求事項に関わる留意 点と課題について整理した。

また、原位置でのモニタリング孔の閉鎖状況の確認方法を検討するためには、モニタリング孔 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閉塞材の状態を確認しておく必要が ある。このことから、閉塞・埋戻しの技術的成立性に係る妥当性判断に必要な知見を取得し、閉 鎖確認に係る技術的知見の整備及び閉塞確認に必要な装置の設計に資する情報を取得するため、 ボーリング孔を模擬した透水試験装置を製作し、閉鎖確認の妥当性判断に資する試験を実施した。

【成果】

国内外の既存情報により、地質環境調査のためのボーリング孔掘削、モニタリング場所の選定、 モニタリング方法の選択事由、装置設置方法、モニタリング、システムの長期的維持管理、モニ タリングシステムの撤去、ボーリング孔の埋戻し・閉塞のそれぞれの項目について、規制者の視 点で各段階において確認すべき重要な点について整理した。その結果、孔閉塞材の搬送・配置に ついて複数の方法が検討されているが、国内外の研究機関で研究開発途上にあり確立した技術的 根拠を整理するためには知見が不十分であることが明らかになった。そのため、「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」に係るモニタリング孔の埋戻し閉塞方法については、今後採用される可能性 が高い技術について確認試験を行った。原位置でのモニタリング孔の閉鎖状況を模擬したベント ナイト材料を利用した透水試験を行った結果、閉塞材の有効粘土密度と透水係数の関係は、既往 の室内試験結果と概ね整合的であり、膨潤後の閉塞材の有効粘土密度からモニタリング孔閉塞部 の透水係数を推定できる可能性が示された(Fig. 3.9・8)。閉塞材の選定に当たっては、モニタリ ング孔閉塞部に求められる透水係数から閉塞材膨潤後の有効粘土密度を想定し、作成する閉 塞材の密度やベントナイトー砂配合比を設定することが重要であると考えられた。



Fig. 3.9-8 模擬ボーリング孔閉塞試験の概要と閉塞材の透水特性試験結果

以上の結果を踏まえ、実際のモニタリング孔の閉鎖及び閉鎖確認に必要となる試験装置の概念 設計を行った。また、試験装置の一部を試作し作動試験を実施した(Fig. 3.9-9)。閉塞材は定置 後から膨潤し3日後には模擬ボーリング孔との隙間はほぼ閉鎖された。また、8日後には上方へ と膨潤が進行した。上方へ膨潤した閉塞材は試験装置周辺の模擬ボーリング孔との隙間に侵入し、 時間経過とともに閉塞が密になっていく様子が確認された。閉塞材の膨潤状況は、モニタリング 孔の閉塞状況を確認するための定圧注水を実施する時期や埋戻し材の定置作業開始時期の判断に 重要な要素であり、今後、実際のボーリング孔において閉塞時の判断指標を整理していく予定で ある。

JAEA-Review 2019-015



Fig. 3.9-9 閉塞材挿入装置の試作と作動試験状況

【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、モニタリング孔の閉塞に利用可 能な材料の選定と実際のモニタ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。

3.9.2.4 火山の活動性を評価する手法の整備

【背景】

地層処分場は、将来にわたって火山噴火やマグマ貫入による破壊や著しい熱影響が生じるおそれの ないよう、火山から離れた場所に立地されるが、そのような場所においても、将来の火山活動に伴う マグマの滞留や深部流体などに起因した地下水水質や温度場に影響が生じる可能性がある。将来の火 山活動による廃棄物埋設地の周辺環境への熱的影響を評価するために必要な知見整備のため、将来の 火山活動を推定する手法の一環としてマグマ滞留時間を推定する手法の適用性について検討を行う。

【目的・ねらい】

近年、火山噴出物に含まれる各鉱物中の U/Th 等の放射性核種の同位体比を用いて鉱物が晶出 されてからの経過時間を推定し、さらに噴火年代の情報と組み合わせることで、次の噴火準備期 間すなわちマグマの滞留期間を推定する方法が提案されている。U/Th の存在比の違いから鉱物の 晶出年代を推定する手法(放射非平衡法)では、鉱物中の U/Th 比に有意の差のあるジルコンと ガラスの鉱物ペアでは有用であるが、それらを含まない火山噴出物も存在する(Fig. 3.9-10)。そ こで、様々な火山噴出物に対して放射非平衡法を適用できることを確認するため、有用性が示さ れているジルコンとガラス以外の鉱物について適用性の検討を行った。

【実施内容・アプローチ】

様々な火山噴出物に対して放射非平衡法を適用できることを確認するため、ジルコンとガラス 以外の鉱物として斜長石、角閃石、輝石、黒雲母について、本手法の適用性を検討する。代表的 な火山噴出物として大山倉吉軽石層(DKP)を選定し、U/Th の存在比による放射非平衡法を用 いた分析をケーススタディとして実施した。

本分析では、まず同一のマグマからの晶出であることを確認するため、⁸⁷Sr/⁸⁶Sr の分析を行う とともに、さらに各鉱物中の U/Th の微量元素分析を行い、放射非平衡法の現実的な適用の可能 性を検討した。



Fig. 3.9-10 放射非平衡法によるマグマ滞留時間の推定の概念

【成果】

⁸⁷Sr/⁸⁶Sr 分析の結果から、4 種類の鉱物のうち斜長石、角閃石、輝石が同一のマグマ起源であ ることを確認した。これらの鉱物中の U・Th の微量元素分析の結果から、斜長石、角閃石、輝石 の U/Th 比は年代推定をする上で必要な差を有すること、さらに Th 同位体比を高精度に分析する ために必要な Th 量(30 ng)が、現実的な鉱物量(約 100~300 mg)から得られることがわかっ た。以上の分析結果から、DKP において斜長石、角閃石、輝石を対象とした放射非平衡法が適用 できる見込みが得られた。

【成果の活用先】

本研究により、マグマの晶出年代を知るために、ジルコンとガラス以外の鉱物として斜長石、 角閃石、輝石を対象にU/Thによる放射非平衡法が適用できる見込みが示された。今後、²³⁰Th/²³²Th の同位体比の分析による知見を得て、我が国における他の特徴の異なる火山の噴出物への適用性 の検討を進めることにより、地層処分のみならず中深度処分の立地候補地点における将来の火山 影響の時間的変動の推定に資することが期待できる。

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。

^{**} 本成果は、原子力規制庁「平成 30 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。

【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、これらを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、最終的に行われる試料採取な どによる代表点測定に加えて、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線量率 分布などを局所的な汚染を含めた放射能濃度分布を的確に推定するための補足的情報として活用 できる可能性を考慮し、敷地内放射能分布推定プログラム ESRAD に外生変数を取り入れたクリ ギング(外生ドリフトクリギング)の機能を拡張し、その有効性を検討した。

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、¹³⁵Cs/¹³⁷Csを精度良く分析できる化学分離法を検討し、さらにトリプル四重極質量分析装置(ICP-QQQ-MS)及び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起源識別の可能性を検討した。

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濃度分布評価方法の整備では、敷地内の代表点の濃度測定に 加え、事前サーベイから得られる線量率分布を外生データとして活用した外生ドリフトクリギン グを可能とするように放射能濃度分布推定コード ESRAD の改良を行うとともに、仮想的な濃度 分布の条件に対する予察的解析から、線量率分布を外生変数として活用した外生ドリフトクリギ ングにより放射能濃度分布の推定精度が向上できることを示した(Fig. 3.9-11)。

1F 事故に係るフォールアウトの汚染識別のための ¹³⁵Cs/¹³⁷Cs を精度よく分析できる化学分離 法を整備するとともに、1F サイト周辺における高汚染領域での ¹³⁵Cs/¹³⁷Cs の測定結果から 1F 起 源の識別の見込みがあることを示した。

【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。

JAEA-Review 2019-015



3.9.2.6 新規対象物のクリアランスレベル評価手法の開発**

【背景】

原子炉等規制法におけるクリアランス対象となる廃棄物は、金属、コンクリート及びガラスに 限定されているが、今後、廃止措置作業が進捗するにつれて、PCBやアスベスト等を含む新たな 廃棄物に対するクリアランスが考えられる。こうした新規対象物のクリアランスに関する規制整 備に向けて、我が国おける PCB、アスベスト廃棄物の処理等の実態を踏まえたクリアランスの安 全性の評価手法を開発し、その評価手法による被ばく線量評価からクリアランスレベルの検討を 進める必要がある。

【目的・ねらい】

解体により今後発生が予想される PCB、アスベスト廃棄物などをクリアランスの新規対象とす るため、原子力発電所から発生する当該廃棄物の物量、我が国おける処理工程、埋立形態の実態 等を考慮した被ばく線量評価を行い、クリアランスレベルとしての放射能濃度を試算する。

【実施内容・アプローチ】

アスベスト廃棄物に対するクリアランスレベル評価では、まず我が国おけるアスベスト廃棄物 の処理工程および埋立形態の実態調査を行った。保温材として使用される石綿等は特別管理廃棄 物に指定されており、クリアランスされた後、溶融して無害化するか、処理を行わず二重梱包し て管理型処分場で埋設処分される被ばく経路に大別される(Fig. 3.9-12)。溶融無害化処理では、 さらに、運搬および無害化処理作業、処理時の排気筒からの核種放出、発生するスラグの再利用、

[※]本成果は、原子力規制庁「平成 30 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」で得られた成果である。

及び安定型処分による被ばく経路を設定し、各被ばく評価モデルを構築した。各被ばく経路の主 要核種に対する線量評価を行い、10μSv/年相当のアスベスト廃棄物中の核種濃度を算出した。



Fig. 3.9-12 クリアランス後のアスベスト廃棄物に対する評価対象の設定

【成果】

我が国のアスベスト廃棄物に対する処理工程、埋立形態の実態等を考慮した被ばく線量評価の 結果から、アスベスト廃棄物のクリアランスレベルは原子炉施設等に対する現行のクリアランス レベルと同等あるいはそれを上回る値であることがわかった。また、PCB 廃棄物に対しても同様 のアプローチによる線量評価を行い、すべての核種に対し既往のクリアランスレベル評価より 1 桁以上値が大きくなる結果となった。以上の評価から、新規クリアランス対象物であるアスベス ト及び PCB 廃棄物については、現行のクリアランスレベルを適用すれば保守的であることが確認 できた。

【成果の活用先】

今後廃止措置解体により発生が予想されるアスベスト及び PCB の廃棄物のクリアランス制度 への貢献が期待される。

3.9.2.7 1F プラント内核種移行に関する調査※

【背景】

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溶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

[※]本成果は、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(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」で得られた成果である。

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、プラント内の核種移行挙動を把握するために有 用と考えられる 1F 試料を選定し、1F プラント内の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考案する。

【実施内容・アプローチ】

固相試料としては、原子炉建屋内で採取された構造材であるコンクリート、保温材、塗膜や格 納容器内で採取された堆積物や調査装置への付着物を選定するとともに、これら試料についての 核種分析データから、現時点で把握可能な核種の分布状況として、1Fの1~3号機の建屋内や格 納容器内における試料採取場所と検出された核種を整理した。特に、2号機は水素爆発による建 屋の損壊が起きておらず、事故時に放出された核種が最上階まで気相として移行し壁などに付着 し、事故当時の状態が保存されている可能性が高いと考えられる。そのため、有用な試料として 2号機原子炉建屋内で採取された試料に着目した。

水試料としては、事故時に滞留水中に大量に溶出したと考えられる放射性ヨウ素及び放射性セシウムのうち、吸着性が極めて低くかつ半減期が極めて長い I-129 に着目し、I-129 が事故当時のままの濃度に近い濃度で現在も存在している可能性のある滞留水や貯留水の候補として、復水器内貯留水、3 号機格納容器内の滞留水のうち水底近くの水及び 3 号機原子炉建屋の HPCI 室等の高放射能濃度滞留水を選定した。

これらの試料について情報整理するとともに、Iの化学形態ごとの定量法を整備した。

【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、1Fサイト内の汚染水、建屋内線量、がれき、土壌等に係る分析データに加えて、 OECD/NEAの1F関連プロジェクト(BSAF-2等)から収集した情報を整理するとともに、整理 した情報から、現時点で把握可能な核種の移行挙動について取りまとめた。

化学形態定量法整備の一環として、固相抽出剤(Anion-SR)を活用した I 分離法の検討のための抽出試験を行った。試験には、実際の汚染水を模擬した水試料を調製し使用した。滞留水中に存在する I-129 の化学形態として、I⁻、IO₃⁻、有機形ヨウ素(CH₃I)を想定した。Anion-SR は 陰イオン交換性能を有し、I⁻に対しては幅広いpH 領域において吸着性能が報告されている一方、IO₃⁻に関してはほとんど吸着されないとの報告がある。また、CH₃I は中性であるため、陰イオン交換基に吸着するとは考えにくい。そこで、Fig. 3.9-13 に示すように、試料中の I⁻のみが吸着 する条件を求め、①この条件で I⁻を IO₃⁻や CH₃I から分離した後、②IO₃⁻を I⁻に還元して Anion-SR に吸着させ、IO₃⁻起源の I と CH₃I を分離し、③CH₃I を分解して I⁻として Anion-SR に吸着させ CH₃I 起源のヨウ素を回収することで、化学形態ごとに分離する手法を検討した。

試験の結果、I⁻を抽出するのに適切なアルカリ条件として 0.01 M NaOH を選択した。また、 この条件では IO₃⁻と CH₃I はほぼ回収されないことを確認した。また、IO₃⁻を I⁻に還元するた めの条件として還元剤(Na₂SO₃または K₂SO₃)を用い、pH を 2 とした。CH₃I を分解する手法 として、NaOH とエタノールを添加した後、1 時間超音波照射をした後、一晩放置する手法を試 したが、CH₃Iの沸点が低いため揮散してしまい、ヨウ素の回収率が著しく低い結果となった。 今後、回収率を向上させるため、分解後すぐに通液する手法を検討する。



Fig. 3.9-13 Iの化学形態分離手法

【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/NES 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】

S. Takai, T. Sawaguchi, S. Takeda, "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil Resulting from the Fukushima NPS Accident for Road Embankments", Health physics, doi: 10.1097/HP.00000000000000904, Vol.115, No.1, pp.439-447, 2018.

など、雑誌論文8件、国際会議報告4件、口頭発表11件、受託報告書等4件を公開した。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

OECD/NEA「Expert Group on Legacy Management (EGLM)」へ参加し、1F 関連の再利用 等に係る評価結果を提供した。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。新たに 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。

仏国 IRSN より4名、原子力規制庁より2名、人形峠環境技術センターから2名の参加を得て IRSN-S/NRA/R-JAEA Scientific Seminar 2018 on Waste Managementを原子力科学研究所にて 開催し、安全規制上の重要事項、ウラン鉱山サイト及び汚染サイト、地層処分及び中深度処分、 廃棄体等について情報交換を行った。 【学会活動等への貢献】

日本原子力学会 原子力安全部会及びバックエンド部会のセミナー等において「廃棄物処分の安 全確保」についての議論の展開を図った。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、報告書のとり まとめに貢献した。原子力規制庁、北海道大学と共同で、「火山活動評価のためのマグマ滞留時間 の推定手法に関する研究」を実施した。原子力規制委員会「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に 関する検討チーム」に参加した。また、環境省主催「除去土壌の処分に関する検討チーム会合」 に評価結果を提供した。

3.9.4 まとめと今後の展開

炉内等廃棄物の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。加えて、ベントナイト系人工バリアの変質挙動解析に係る技術的知 見の整備、漏えいモニタリング施設設計の妥当性確認の際の判断指標の整理を行った。また、地 層処分の安全規制に特有な事項として、火山の活動性評価手法整備に向けた検討を行った。さら に、原子力施設の廃止措置終了時の敷地由来の汚染源の識別や濃度分布の評価、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。今後想定されるアスベスト及び PCB 含有安定 器のクリアランスレベルの検討を進めた。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んだ。

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 の移行評価データ、隆起・浸食及び海水準変 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モニタリング孔の閉塞」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。地層処分については、国が科学的特性マップを示した ため、文献調査はいつ始まってもおかしくなく、その2、3年後には本格的な立地調査である概要 調査に移行する可能性がある。中深度処分について整備した技術的知見をもって地層処分の安全 規制をサポートしつつ、地層処分の安全規制に特有な事項、特に処分場への影響が大きく、立地 の可否を左右する自然災害である火山についての研究を進める必要がある。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向上できるような試料採取点の抽出方法を含めて、新 たな検認手順案を整備する必要がある。また、クリアランスについては、今後申請が予想される 新たな形態の廃棄体の放射能濃度の検認や新たな対象物(被覆ケーブル、制御盤等)に対するク リアランスレベルなど、技術的な検討が必要であり、新規対象物のクリアランスレベルを導出し、 その検認手法を整備する必要がある。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。

編集後記

本報告書は、安全研究センターに設けた編集事務局において編集方針、掲載内容等を検討した 上で、当センター内の各研究分野の実施担当者に原稿を執筆頂き、事務局で取りまとめたもので ある。当該研究分野以外の外部研究者、大学院生等にも理解して頂ける内容となるよう執筆担当 者には心を砕いて頂いた。今後も最新の研究成果をタイムリーに発信していく予定である。

編集事務局

- 島田 亜佐子 (安全研究センター 環境影響評価研究グループ 研究主幹)
- 扇柳 仁 (安全研究センター 研究計画調整室 研究副主幹)
 - 西山 裕孝 (安全研究センター 研究計画調整室長)

付録1 平成30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
- <u>(1.1)</u> <u>雑誌等掲載論文:1件</u>
- H. Shiotsu, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Influence of Chemical Speciation in Reactor Cooling System on pH of Suppression Pool during BWR Severe Accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.55, No.4, pp.363-373, 2018.

(1.2) 技術報告書等:1件

1) 伊藤裕人, 塩津弘之, 田中洋一, 西原慧径, 杉山智之, 丸山結, "CHEMKEq: 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", JAEA-Data/Code 2018-012 (2018), 42p.

(1.3) 国際会議等報告:6件

- X. Zheng, H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Severe Accident Scenario Uncertainty Analysis using the Dynamic Event Tree Method", Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 14, Los Angeles, U.S.A, September 16-21, 2018.
- 2) A. Bentaib, N. Chaumeix, R. Grosseuvres, A. Bleyer, L. Gastaldo, L. Maas, S. Jallais, E. Vyazmina, S. Kudriakov, E. Studer, A. Dehbi, Y. Halouane, B. Schramm, V. Taivassalo, M. Frankova, O. Kotsuba, T. Holler, I. Kljenak, Y. Maruyama, M. Sato, J. Murgatroyd, M. Povilaitis, "ETSON-MITHYGENE benchmark on simulations of upward flame propagation experiment in the ENACCEF2 experimental facility", 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018.
- 3) H. Tamaki, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Sensitivity Analysis of Source Term in the accident of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station Unit 1 using THALES2/KICHE", Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM2018), Xiamen, China, October 10-12, 2018.
- 4) J. Ishikawa, X. Zheng, H. Shiotsu, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Evaluation of Chemical Speciation of Iodine and Cesium considering Fission Product Chemistry in Reactor Coolant System", Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM2018), Xiamen, China, October 10-12, 2018.
- 5) N. Trianti, M. Sato, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Computational Fluid Dynamics Analysis for Hydrogen Deflagration Tests at ENACCEF2 Facility", 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, November 18-21, 2018.
- 6) H. Shiotsu, H. Ito, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama., "Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation", 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11),

Busan, Korea, November 18-21, 2018.

(2) 口頭発表:9件

- 1) 岩澤譲, 松本俊慶, 川部隆平, 安島航平, 杉山智之, 丸山結, "JASMINE コードによる格納容 器内溶融炉心冷却性", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 2) 石川淳, 鄭嘯宇, 塩津弘之, 杉山智之, "原子炉冷却系内 FP 化学を考慮したソースターム解析 手法の構築", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 3) 三輪周平, 塩津弘之, 逢坂正彦, 杉山智之, 丸山結, "シビアアクシデント時の原子炉冷却系条件におけるセシウム及びヨウ素の気相化学反応に与えるホウ素の影響",日本原子力学会2018年秋の大会,岡山, 2018年9月.
- H. Shiotsu, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Numerical analysis for fission product behavior in VERDON-2 experiment", International VERDON Seminar, Aix-en-Provence, France, September 24-25, 2018.
- 5) S. Miwa, H. Shiotsu, M. Osaka, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Experiments on iodine and cesium chemistry with focus on boron effects", International VERDON Seminar, Aix-en-Provence, France, September 24-25, 2018.
- H. Shiotsu, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Numerical analysis for fission product behavior in VERDON-2 experiment", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October 30-31, 2018.
- 7) Y. Maruyama, "Current Status of Research on Source Term and Debris Coolability at JAEA", Asian MELCOR User Group (AMUG) meeting, Tokyo, Japan, August 27, 2018.
- 8) 塩津弘之,三輪周平,逢坂正彦,杉山智之,丸山結,"ホウ素含有水蒸気条件での非凝縮性ヨウ 素の生成促進現象に対する化学平衡論解析",日本原子力学会2019年春の年会,水戸,2019年 3月.
- 9) 茂木孝介, Nuri Trianti, 松本俊慶, 杉山智之, 丸山結, "燃焼速度モデルを用いた水素火炎伝播の CFD 解析", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.

(3) 受託報告書等:3件

- 原子力規制庁受託事業,「平成30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,2019年3月(公 開予定).
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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, 2019年3月(公開予定).
- 原子力規制庁受託事業,「平成30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,2019年3月(公開予 定).
- 2. 放射線安全・防災に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文:5件

- Pratama, M. A., "Estimation of radiocesium dietary intake from time series data of radiocesium concentrations in sewer sludge", Environment International, 115, pp.196 -204, 2018/06.
- J. Hirouchi, S. Takahara, H. Komagamine, M. Munakata, "Investigation of reduction factor of internal exposure for sheltering in Japan", Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM 2018) (USB Flash Drive), 8 p., 2018/10.
- J. Hirouchi, Y. Nishizawa, Y. Urabe, K. Shimada, Y. Sanada and M. Munakata, "Development and application of a method for discriminating the influence of radon progenies in air from aerial radiation monitoring data", Applied Radiation and Isotopes, 141, pp.122 - 129, (2018).
- 4) S. Takahara, M. Iijima, M. Yoneda and Y. Shimada, "A Probabilistic Approach to Assess External Doses to the Public Considering Spatial Variability of Radioactive Contamination and Interpopulation Differences in Behavior Pattern", Risk Analysis, 39(1), pp.212 - 224, (2019).
- 5) 森愛理ほか,原子力事故後の家屋内におけるさまざまな部材の拭き取り効率調査,保健物理, 54(1),2019/03.

(1.2) 技術報告書等:4件

- 1) 嶋田和真, 佐々木利久, 飯島正史, 宗像雅広, 東京電力福島第一原子力発電所事故時における オフサイトの防災業務関係者の外部被ばく線量評価(受託研究), JAEA-Research 2018-012, 2019, 68p.
- ・普天間章,眞田幸尚,石崎梓,岩井毅行,瀬口栄作,松永祐樹,河端智樹,豊田政幸,飛田晋一 朗,平賀祥吾,佐藤一彦,佐藤義治,卜部嘉,嶋田和真,森愛理,廣内淳,工藤保,平成 29 年 度原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究) JAEA-Technology 2018-015, 2019, 120p.
- ・普天間章,眞田幸尚,岩井毅行,瀬口栄作,松永祐樹,河端智樹,豊田政幸,飛田晋一朗,平賀 祥吾,佐藤一彦,佐藤義治,卜部嘉,石崎梓,嶋田和真,森愛理,廣内淳,工藤保,平成 29 年 度緊急時対応技術適用のためのバックグラウンド航空機モニタリング(受託研究), JAEA-Technology 2018-016, 2019, 98p.
- 4) 石崎梓, 普天間章, 田窪一也, 中西千佳, 宗像雅広, 建屋の遮蔽性能評価のための建築材料の 光子透過率データ集(受託研究), JAEA-Data/Code 2018-022, 2019, 20p.

(1.3) 国際会議等報告:7件

- Y. Tanimura, S. Nishino, H. Yoshitomi, M. Takahashi, "Characteristics of spectrometer and shield for portable thyroid dose monitoring system in high dose rate environment", AOCRP-5, Australia, May 2018.
- 2) H. Yoshitomi, S. Nishino, M. Takahashi, Y. Tanimura, "A new method to evaluate radioiodine activity in thyroid by the spectroscopy measurements using a simplified phantom incorporated with simulation", AOCRP-5, Australia, May 2018.
- 3) S. Nishino et al., "Conceptual design of thyroid dose monitoring system using gamma-ray

spectrometers", 5th European IRPA Congress, Netherlands, June 2018.

- 4) K. Manabe et al., "Development of a function calculating internal dose coefficients based on ICRP 2007 Recommendations", HEIR2018, Fontenay aux roses, 10th October, 2018.
- 5) Y. Tanimura, S. Nishino, H. Yoshitomi, M. Takahashi, "Conceptual design of a potable thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers", ARADOS-4, Seoul, October, 2018.
- 6) 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), ICONE-27-2319, Ibaraki, Japan, May 19-24, 2019.
- 7) A. N. Ishizaki, C. Nakanishi, K. Takubo and M. Munakata, "Evaluation of the Radiation Protection Capability in Sheltering Facilities with Positive Pressure Ventilation", 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), ICONE-27-2118, Ibaraki, Japan, May 19-24, 2019.
- (2) 口頭発表:13件
- 釈迦郡翔太,村井智瑛,木本成,松井康人,米田稔,廣内淳,実家屋における粒子の沈着率と 換気率の測定実験,京都大学工学部衛生工学科創立 60 周年記念;第 40 回京都大学環境衛生 工学研究会シンポジウム,2018/07.
- 2) 廣内淳,高原省五,駒ヶ峯弘志,宗像雅広,木本成,米田稔,松井康人,屋内退避による内部被ばくの低減効果の調査,5;実家屋での沈着率の調査,日本原子力学会2018年秋の大会,岡山,2018/09.
- 3) 高原省五,渡邊正敏,福島第一原子力発電所事故後の住民の被ばく線量に関する不確実さ・感 度解析,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山,2018/09.
- 4) 木本成ほか、ヨウ素ガスの挙動に関する実験評価、第59回大気環境学会年会、2018/09.
- 5) 真辺健太郎, 佐藤薫, 高橋史明, ICRP 2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発, 日本放射線事故・災害医学会第6回学術集会, 2018/09.
- 6) 長田直之,石崎梓,西澤幸康,結城洋一,眞田幸尚,プルーム中を飛行する無人機に付着する エアロゾル量の推定,2018日本放射化学会年会・第62回放射化学討論会,2018/09.
- 7) 浜崎正章,森愛理,阿部はるか,五位渕章太,岩佐忠敏,石田恵一,薄井利英,江口和利,中田陽,家屋内装部材におけるスミヤ法に用いる拭取り資材の特性評価,日本放射線安全管理学会第17回学術大会,2018/12.
- 8) 高原省五,渡邊正敏,日常生活を通じて、どこから、どれだけ被ばくしているのか?,平成30 年度福島研究開発部門成果報告会,2019/02.
- 9) 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(4) 試作機の製作と特性試験,日本原子力学会2019年春の年会,水戸,2019/03.
- 10) 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(1)線量係数計算機
 能の開発 -平成 30 年度の進捗状況・,日本原子力学会 2019 年春の年会,水戸,2019/03.
- 11) 真辺健太郎, 嶋洋祐, 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(2) 核種摂取量推定機能の開発 -平成 30 年度の進捗状況-, 日本原子力学会 2019

年春の年会,水戸,2019/03.

- 12) 普天間章, 学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究(3) 有人ヘリコプターを 用いたモニタリングについて, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019/03.
- 13) 廣内淳,学生・若手研究者たちが考える保健物理・環境科学研究(5)事故初期における住民 への影響を評価する上での課題,日本原子力学会 2019 年春の年会、水戸,2019/03.

(3) 受託報告書等:13件

- 原子力規制庁受託事業,「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」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「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)」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(放射性プルーム測定 技術確立等)事業」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 4) 内閣府受託事業,「平成 30 年度地域防災計画・避難計画の充実化の支援に資する技術的知見の整備事業 第一分冊:確率論的評価手法を用いた事故影響評価解析」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019 年 3 月.
- 5) 内閣府受託事業,「平成 30 年度地域防災計画・避難計画の充実化の支援に資する技術的知見 の整備事業 第二分冊:オフサイトの防災業務関係者の線量評価モデル構築に関する検討」成 果報告書,日本原子力研究開発機構,2019 年 3 月.
- 6) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度緊急時モニタリングセンターに係る訓練の高度化業務」 成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019 年 3 月.
- 7) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業(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,2019年3月.
- 8) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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,2019 年 3 月.
- 9) 内閣府受託事業,「平成 30 年度原子力防災研究事業(「原子力防災関係政策研究マップ(案)」の整備)」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 10) 内閣府受託事業,「平成 30 年度原子力防災研究事業(放射線防護対策を講じた屋内退避施設の技術仕様要件(案)の整備及び維持向上)」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019 年3月.
- 11) 内閣府受託事業,「平成 30 年度原子力防災研究事業(適切な防護措置を講じるための資機材 選定の支援に係る技術的知見の整備)」成果報告書,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 12) 内閣府受託事業,「平成 30 年度原子力防災研究事業(国際的な技術情報の整備・発信)」成果 報告書,日本原子力研究開発機構,2019 年 3 月.
- 13) 内閣府受託事業,「平成 30 年度原子力防災研究事業」総括報告書,日本原子力研究開発機構, 2019 年 3 月.
- 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:9件

- T. Narukawa, A. Yamaguchi, S. Jang, M. Amaya, "Uncertainty Quantification of Fracture Boundary of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions", Nucl. Eng. Des., Vol.331, pp.147-152 (2018).
- T. Fuketa, F. Nagase, "Behavior of Fuel with Zirconium Alloy Cladding in Reactivity-Initiated Accident and Loss-of-Coolant Accident", J. ASTM STP., Vol.1597, p.52-92., DOI 10.1520/STP159720160090 Date: 12-May-17 (2018).
- T. Yumura, 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, pp798-804 (2018).
- M. Negyesi, M. Amaya, "The Influence of the air fraction in steam on the growth of the columnar oxide and the adjacent α-Zr(O) layer on Zry-4 fuel cladding at 1273 and 1473 K", Annals of Nuclear Energy, Vol.114, pp.52-65 (2018).
- 5) F. Li, T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, "Hydride embrittlement assessment of Zircaloy-4 cladding with a pre-crack at outer surface under biaxial-EDC testing conditions", J. Nucl. Sci. Technol., (査読中).
- 6) Y. Udagawa, M. Amaya, "Model Updates and Performance Evaluations on Fuel Performance Code FEMAXI-8 for Light Water Reactor Fuel Analysis", J. Nucl. Sci. Technol., (査読中).
- T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, "Fracture Behavior of Recrystallized and Stress-relieved Zircaloy-4 Cladding under Biaxial Stress Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.50, No.8, pp.724-730, (2019).
- 8) Y. Udagawa, T. Fuketa, "Transient Response of LWR Fuels (RIA)", Comprehensive Nuclear Materials, (査読中).
- 9) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Thresholds for Failure of High Burnup LWR Fuels by Pellet Cladding Mechanical Interaction under Reactivity-Initiated Accident Conditions", J. Nucl., Sci. Technol., (投稿中).

(1.2) 技術報告書等:1件

 宇田川豊、山内紹裕、北野剛司、天谷政樹、"燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発 —軽水 炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—", JAEA-Data/Code 2018-016 (2019), 76p.

(1.3) 国際会議等報告:4件

- M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara, Y. Tanagichi, "Behaviors of High-burnup LWR Fuels with Improved Materials under Design-basis Accident Conditions", Proc. of Top Fuel 2018, p.A0093, Prague, Czech Republic, September, 2018.
- A. Yamauchi, M. Amaya, "The Effect of Final Heat Treatment at Fabrication on the Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Zry-4", Proc. of Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September, 2018.
- 3) M. Dostal, G. Rossiter, A. Dethioux, J. Zhang, A. Masaki, et al., "OECD/NEA Benchmark on Pellet-clad Mechanical Interaction Modelling with Fuel Performance Codes: Impact of

Number of Radial Pellet Cracks and Pellet-clad Friction Coefficient", Proc. of Top Fuel 2018, p.A0219, Prague, Czech Republic, September, 2018.

4) T. Narukawa, A. Yamaguchi, S. Jang, M. Amaya, "Application of Bayesian Optimal Experimental Design to Reduce Parameter Uncertainty in the Fracture Boundary of a Fuel Cladding Tube under LOCA Conditions", Procs. of 14the International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM-14), Los Angeles, USA, September, 2018.

(1.4) その他:1件

1) 成川隆文, "平成 29 年度核燃料部会賞(学会講演賞)を受賞して",日本原子力学会核燃料部, 2018 年 8 月.

(2) 口頭発表: 26 件

- T. Narukawa, "Study on the effect of azimuthal temperature difference on the ballooning and rupture behavior of Zircaloy-4 cladding tube under transient-heating conditions", Studsvik Cladding Integrity Program Meeting (SCIP-III), Budapest, Hungary, May (2018).
- 2) 宇田川豊, 天谷政樹, "燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発; 軽水炉燃料挙動モデルの改良 と総合性能の検証", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 3) K. Kakiuchi, Y. Udagawa, M. Amaya, "Status of Fission Gas Dynamics Test", 22nd Meeting of CIP Technical Advisory Group, Aix-en-Provence, France, September, (2018).
- 4) K. Kakiuchi, Y. Udagawa, M. Amaya, "Status of ALPS-II Program", 22nd Meeting of CIP Technical Advisory Group, Aix-en-Provence, France, September, (2018).
- 5) T. Mihara, "Behavior of high burnup BWR UO₂ fuels with additives under RIA conditions", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- Y. Udagawa, "Status and plan of RIA study at JAEA", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- Y. Taniguchi, "Behavior of high burnup MOX fuel with M5 cladding under RIA conditions", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- 8) M. Amaya, "Fuel safety research at JAEA", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- 9) Y. Okada, "Effects of oxidation and secondary hydriding on the strength of post LOCA cladding", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- 10) F. Li, "Effect of hydride morphology on the failure strain of pre-cracked Zircaloy-4 cladding under biaxial stress conditions", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- 11) M. Negyesi, "Study on breakaway oxidation of Zry-4 fuel cladding", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).
- 12) T. Narukawa, "Status and plan of LOCA study at JAEA", Fuel Safety Research Meeting 2018, Mito, Japan, October (2018).

- 13) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Updates made on 6.2.5 + 6.2.6, Updates made on Chap.7 + App.A", 2nd Meeting of the WGFS URSO activity; Update of the state-of-the-art report on fuel behaviour in RIA conditions Fuel Safety Research Meeting, Paris, France, September, (2018).
- 14) Y. Udagawa, "WGFS RIA fuel code benchmark phase-III; Preliminary results of RANNS calculation", 2nd Meeting of the WGFS RIA Fuel-Code Benchmark Phase 3, Paris, France, September, (2018).
- 15) 宇田川豊, "原子炉安全性研究炉 NSRR を用いた安全研究; 改良型軽水炉燃料の事故時限界性 能", 第13回原子力機構報告会, 東京, 2018年11月.
- 16) 天谷政樹, "事故時の燃料ふるまい", 第 39 回軽水炉燃料に関する技術セミナー, 東京, 2018 年 12 月.
- 17) M. Amaya, Y. Udagawa, H. Murao, "Experimental capability of Nuclear Safety Research Reactor (NSRR)", 11th Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies, Orlando, FL, February (2019).
- 18) 天谷政樹, 伊藤匡聡, 小椋数馬, "高燃焼度改良型燃料の反応度事故 (RIA) 及び冷却材喪失 事故 (LOCA) 条件下における挙動(1) 全体概要", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- 19) 宇田川豊,村尾裕之,鈴木美穂,天谷政樹,"高燃焼度改良型燃料の反応度事故(RIA)及び 冷却材喪失事故(LOCA)条件下における挙動(2)高燃焼度改良型燃料の RIA 時挙動",日本 原子力学会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- 20) 三原武, 宇田川豊, 鈴木寿之, 吉田拓矢, 天谷政樹, "高燃焼度改良型燃料の反応度事故 (RIA) 及び冷却材喪失事故 (LOCA) 条件下における挙動(3) 高燃焼度添加物入り UO2 燃料の RIA 時挙動", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- 21) 谷口良徳, 宇田川豊, 村松靖之, 蛭田健太, 天谷政樹, "高燃焼度改良型燃料の反応度事故 (RIA) 及び冷却材喪失事故 (LOCA) 条件下における挙動(4) 高燃焼度 MOX 燃料の RIA 時挙動", 日本原子力学会 2019 年春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- 22) 成川隆文,上原寛之,天谷政樹,"高燃焼度改良型燃料の反応度事故(RIA)及び冷却材喪失 事故(LOCA)条件下における挙動(5)高燃焼度改良型燃料のLOCA時挙動",日本原子力学 会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- 23) 垣内一雄,成川隆文,小畑祐希,天谷政樹,"高燃焼度改良型燃料の反応度事故(RIA)及び 冷却材喪失事故(LOCA)条件下における挙動(6)高燃焼度改良被覆管の高温酸化挙動",日本 原子力学会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- 24) 岡田裕史, 天谷政樹, "二次水素化が冷却材喪失事故(LOCA)後被覆管の曲げ強度に及ぼす 影響",日本原子力学会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- 25) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Updates made on Chap.7+App.A", 3rd Meeting of the WGFS URSO activity; Update of the state-of-the-art report on fuel behaviour in RIA conditions Fuel Safety Research Meeting, Paris, France, March, (2019).
- 26) Y. Udagawa, M. Amaya, "WGFS RIA fuel code benchmark phase-III; Final results of RANNS calculation", 3rd Meeting of the WGFS RIA Fuel-Code Benchmark Phase 3, Paris, France, March, (2019).

(3) 受託報告書等:2件

- 原子力規制庁受託事業,「平成29年度原子力規制庁委託成果報告書原子力施設等防災対策等 委託費(事故時燃料冷却性評価に関する研究)事業(平成29年度分)」,日本原子力研究開 発機構,平成31年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書原子力施設等防災対策等 委託費(事故時燃料冷却性評価に関する研究)事業(平成 30 年度分)」,日本原子力研究開 発機構,平成 31 年 3 月.
- 4. 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
- T. Takeda, I. Ohtsu, "Uncertainty Analysis of ROSA/LSTF Test by RELAP5 Code and PKL Counterpart Test concerning PWR Hot Leg Break LOCAs", Nuclear Engineering and Technology, 50, pp.829-841 (2018).
- 2) T. Takeda, I. Ohtsu, "ROSA/LSTF test on nitrogen gas behavior during reflux condensation in PWR and RELAP5 code analyses", Mechanical Engineering Journal, Vol.5, No.4, Article ID 18-00077, 14 p. (2018).
- S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Stratification breakup by a diffuse buoyant jet: The MISTRA HM1-1 and 1-1bis experiments and their CFD analysis", Nuclear Engineering and Design, Vol.331, pp.162-175 (2018).
- 4) T. Takeda and I. Ohtsu, "ROSA/LSTF Tests and Posttest Analyses by RELAP5 Code for Accident Management Measures during PWR Station Blackout Transient with Loss of Primary Coolant and Gas Inflow", Science and Technology of Nuclear Installations, Article ID 7635878, 19 p. (2018).
- 5) N. Furuichi, Y. Terao, Y. Wada, Y. Tsuji, "Further experiments for mean velocity profile of pipe flow at high Reynolds number", Physics of Fluids Vol.30, 055101, 7p. (2018).

(1.2) 技術報告書等:0件

(1.3) 国際会議等報告:7件

- A. Satou, Y. Wada, D.T. Le, Y. Shibamoto, T. Yonomoto: "Experimental Investigation of Post-BT Heat Transfer and Rewetting Phenomena", Best Estimate Plus Uncertainty International Conference, BEPU2018, Lucca, Italy, May 13-18 (2018).
- 2) H. Sun, S. Machida, Y. Sibamoto, Y. Okagaki, T. Yonomoto, "Experimental investigation on dependence of decontamination factor on aerosol number concentration in pool scrubbing under normal temperature and pressure", Proceedings of 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-26), ICONE26-81638, London, England, July 22-26, 2018.
- 3) Y. Wada, D.T. Le, A. Satou, Y. Sibamoto and T. Yonomoto: "On the liquid film flow characteristics during the rewetting in the single rod air-water system", Proceedings of 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-26), ICONE26-82491,

London, England, July 22-26 (2018).

- S. Abe, M. Ishigaki, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Influence of grating type obstacle on stratification breakup by a vertical jet", Proceedings of NUTHOS-12, 984, Qingdao, China, (2018).
- 5) M. Ishigaki, S. Abe, Y. Shibamoto and T. Yonomoto: "Experiments on Collapse of Density Stratification by Outer Surface Cooling of Containment Vessel: CC-PL-12 and CC-PL-24 Experiments at CIGMA", Proceedings of NUTHOS-12, 1012, Qingdao, China, (2018).
- M. Ishigaki and T. Watanabe: "Numerical Simulation of Natural Circulation Experiment under Asymmetric Cooldown using LSTF", Proceedings of NUTHOS-12, 993, Qingdao, China, (2018).
- 7) Y. Wada, E. Kusano, N. Furuichi and Y. Tsuji: "A correction method based on probability density function and measurement volume for turbulence intensity profile measured by LDV in turbulent pipe flow", Proceedings of 15th International Conference on Flow Dynamics (ICFD 2018), pp.778-779, Sendai, Japan, November 7-9 (2018).
- (2) 口頭発表:4件
- 1) 柴本泰照,石垣将宏,安部諭,与能本泰介,"格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験-境界熱 伝達の影響-",日本原子力学会 2018 秋の大会,岡山,1H16,2018 年 9 月.
- 2) 和田裕貴, 佐川淳, 佐藤聡, 柴本泰照, 与能本泰介, "管内面に形成される液膜の超音波測定", 日本原子力学会 2018 秋の大会, 岡山, 2120, 2018 年 9 月.
- 3) 石垣将宏, 安部諭, 柴本泰照, 与能本泰介, "格納容器ベント時の密度成層挙動に関する CIGMA 実験", 日本原子力学会 2019 春の年会, 水戸, 2019 年 3 月.
- 4) D.T. Le, Y. Sibamoto, Y. Wada, T. Yonomoto, "Evaluation of liquid film front behavior during rewetting process based on visualization experiment", 日本原子力学会 2019 春の年 会, 水戸, 2019 年 3 月.

(3) 受託報告書等:2件

- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」,日本原子力研究開発機構,平成 31 年 3 月,(2019).
- 2) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」,日本原子力研究開発機構,平成31年3月,(2019).
- 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: 20 件

- K. Lu, A. Mano, J. Katsuyama, Y. Li, F. Iwamatsu, "Development of stress intensity factors for subsurface flaws in plates subjected to polynomial stress distributions", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.140, No.3, pp.031201 (1-11) (2018).
- K. Hasegawa, B. Strnadel, Y. Li, V. Lacroix, "Stress intensity factors for Transformed Surface Flaws and Remaining Fatigue Lives Based on Flaw-to-Surface Proximity Rules", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.140, No.5, pp.051204 (1-7) (2018).

- 3) Y. Ha, T. Tobita, T. Ohtsu, H. Takamizawa and Y. Nishiyama, "Applicability of miniature compact tension specimens for fracture toughness evaluation of highly neutron irradiated reactor pressure vessel steels", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.140, No.5, pp.051402 (1-6) (2018).
- 4) A. Nishida, M. Nagai, H. Tsubota, Y. Li, "Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact - Simulation Analysis for Evaluating Perforation Phenomena caused by Oblique Impact of Deformable Projectiles –", JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.5, No.5, pp.18-00087 (1-21) (2018).
- 5) M. Udagawa, Y. Li, A. Nishida, I. Nakamura, "Failure Behavior Analyses of Piping System under Dynamic Seismic Loading", International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol.167, pp.2-10, (2018).
- 6) S. Uchida, Y. Chimi, S. Kasahara, S. Hanawa, H. Okada, M. Naitoh, M. Kojima, H. Kikura, D. Lister, "Improvement of plant reliability based on combining of prediction and inspection of crack growth due to intergranular stress corrosion cracking", Nuclear Engineering and Design, Vol.337, pp.84-95 (2018).
- J. Katsuyama, S. Uno, T. Watanabe, Y. Li, "Influence evaluation of loading conditions during pressurized thermal shock transients based on thermal-hydraulics and structural analyses", Frontiers of Mechanical Engineering, Vol.13, pp.563-570 (2018).
- A. Mano, Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, Y. Li, "Improvement of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL-SP with regard to PWSCC", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol.5, pp.031505 (1-8) (2018).
- 9) 内田俊介, "3.5.3 汚染水処理技術",日本原子力学会編,原子力のいまと明日;東京電力福島 第一原子力発電所事故の経験から,丸善, pp.63-67 (2019).
- 10) 笠原茂樹, 知見康弘, 端邦樹, 塙悟史, "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, (In press).
- 11) Y. Li, G. Katsumata, K. Masaki, Y. Itabashi, M. Nagai, M. Suzuki and Y. Kanto, "Verification of probabilistic fracture mechanics analysis code for reactor pressure vessel", Journal of Pressure Vessel Technology, (投稿中).
- 12) Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, Y. Li and K. Onizawa, "Crack Growth Evaluation for Cracked Stainless and Carbon Steel Pipes under Large Seismic Cyclic Loading", Journal of Pressure Vessel Technology, (投稿中).
- K. Lu, J. Katsuyama and Y. Li "Plasticity correction on stress intensity factor evaluation for underclad cracks in reactor pressure vessels", Journal of Pressure Vessel Technology, (投稿中).
- B. Choi, A. Nishida, K. Muramatsu and T. Takada, "Evaluation of Effect of Difference Building Modeling on Seismic Response for NPP Structure", Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, (投稿中).
- 15) 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", Nuclear Engineering and Design, Vol.350, pp.116-127 (2019).

- 16) 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", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.141, pp.031201 (1-5) (2019).
- 17) V. Mares, K. Hasegawa, Y. Li and V. Lacroix, "Plastic Collapse Stresses for Pipes with Inner and Outer Circumferential Cracks", Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.141, pp.021203 (1-6) (2019).
- 18) A. Mano, J. Katsuyama, Y. Miyamoto, Y. Yamaguchi and Y. Li, "A New Probabilistic Evaluation Model for Weld Residual Stress", International Journal of Pressure Vessels and Piping, https://doi.org/10.1016/j.ijpvp.2019.103945 (In press).
- 19) 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).
- 20) K. Hata and H. Inoue, "A simulation of radiolysis of chloride solutions containing ferrous ion", Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2019.1585986, (Inpress).

(1.2) 技術報告書等:3件

- 1) 飛田徹, 西山裕孝, 鬼沢邦雄, "Mechanical properties database of reactor pressure vessel steel related to fracture toughness evaluation", JAEA-Data/Code 2018-013 (2018), 60p.
- 2) 笠原茂樹, 福谷耕司, 越石正人, 藤井克彦, 知見康弘, "沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステ ナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究)", JAEA-Review 2018-012 (2018), 180p.
- 3) 笠原茂樹, 福谷耕司, 藤本浩二, 藤井克彦, 知見康弘, "加圧水型軽水炉炉内構造物用オーステ ナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究)", JAEA-Review 2018-013 (2018), 171p.

(1.3) 国際会議等報告: 21 件

- J. Katsuyama, Y. Yamaguchi and Y. Li, "Creep Deformation Analysis of a Pipe Specimen Based on a Creep Damage Evaluation Method", ICONE26, London, England, July 22-26 (2018).
- A. Nishida, M. Nagai, H. Tsubota and Y. Li, "Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Soft Missiles", ICONE26, London, England, July 22-26 (2018).
- B. Choi, A. Nishida, Y. Li, K. Muramatsu and T. Takada, "Epistemic Uncertainty Quantification of Floor Responses for a Nuclear Reactor Building", ICONE26, London, England, July 22-26 (2018).
- Y. Ha, T. Tobita, H. Takamizawa, S. Hanawa and Y. Nishiyama, "Fracture Toughness Evaluation of Heat-Affected Zone under Weld Overlay Cladding in Reactor Pressure Vessel Steel", PVP 2018, PVP2018-84535, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 5) A. Nishida, B. Choi, H. Yamano and T. Takada, "Development of seismic

countermeasures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants; Cliff edges relevant to NPP building system", PVP2018, Prague, Czech Republic, July15-20 (2018).

- K. Lu, K. Masaki, J. Katsuyama and Y. Li, "Development of crack evaluation models for probabilistic fracture mechanics analyses of Japanese reactor pressure vessels", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 7) K. Lu, K. Masaki, J. Katsuyama, Y. Li and S. Uno, "Development of probabilistic fracture mechanics code PASCAL Version 4 for reactor pressure vessels", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- Y. Yamaguchi, J. Katsuyama and Y. Li, "Crack growth prediction for cracked dissimilar metal weld joint in pipe under large seismic cyclic loading", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 9) Y. Yamaguchi, K. Hasegawa and Y. Li, "Fatigue crack growth for ferritic steel under negative stress ratio", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- K. Hasegawa, Y. Li, V. Mares and V. Lacroix, "Prediction for plastic collapse stresses for pipes with inner and outer circumferential flaws", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- Y. Li, S. Uno, K. Masaki, J. Katsuyama, T. Dickson and M. Kirk, "Verification of probabilistic fracture mechanics analysis code through benchmark analyses", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 12) K. Hasegawa, Y. Li, Y. J. Kim, V. Lacroix and B. Strnadel, "Plastic collapse stresses for pipes with circumferential twin flaws using combination rules", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 13) V. Lacroix, P. Dulieu, S. Blasset, R. Tiete, Y. Li, K. Hasegawa, W. Bamford and A. Udyawar, "Rules for flaw interaction for subsurface flaws in operating pressurized vessels: Technical basis of code case N-877", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- P. Dulieu, V. Lacroix, K. Hasegawa, Y. Li and B. Strnadel, "Alternative characterization rules for multiple surface planner flaws", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 15) K. Arai, J. Katsuyama and Y. Li, "Sensitivity study on the effects of nondestructive examinations on failure probabilities of reactor pressure vessels", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- 16) T. L. Nguyen, M. W. Lee, K. Hasegawa and J. J. Kim, "Numerical study on longitudinal distance on failure stress of non-aligned twin cracked pipe", PVP2018, Prague, Czech Republic, July 15-20 (2018).
- Y. Chimi, K. Sato, S. Kasahara, R. Umehara and S. Hanawa, "Influence of Zn injection on PWSCC crack growth rates and oxide film properties of Alloy 600", Fontevraud 9, Avignon, France, September 17-20 (2018).
- 18) K. Hata, H. Inoue, T. Satoh, Y and Chimi, "Effect of ferrous ion addition on radiolysis of

chloride ion solutions", NPC2018, San Francisco, USA, September 9-14 (2018).

- S. Hanawa, K. Hata, Y. Chimi and S. Kasahara, "Preliminary Verification of Water Radiolysis and ECP Calculation Models by In-pile ECP Measurements", NPC2018, San Francisco, USA, September 9-14 (2018).
- 20) T. Watanabe, M. Ishigaki and J. Katsuyama, "Analyses of LSTF experiment and PWR plant for 5% cold-leg break loss of coolant accident", NUTHOS-12, Qingdao, China, October 14-18 (2018).
- 21) Y. Li, K. Azuma and K. Hasegawa, "Failure Bending Moment of Pipes Containing Multiple Circumferential Flaws with Complicated Shape", 2018 International Symposium on Structural Integrity, Nanjing, China, November 2-5 (2018).

(2) 口頭発表: 26件

- 1) J. Katsuyama, Y. Miyamoto, Y. Yamaguchi, A. Mano and Y. Li, "A new probabilistic evaluation model on weld residual stress", ASINCO-12, 台湾, 2018年4月.
- 2) Y. Ha, H, Takamizawa, T. Tobita and Y. Nishiyama, "JAEA Research on the Structural Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel for Safe Long-term Operation; Fracture Toughness Evaluation", International Symposium on the Future of Nuclear Materials Research, Yokosuka, Japan, May 24 (2018).
- 3) 李銀生,「原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学評価」,平成 30 年度 非破壊検査 総合シンポジウム,東京,2018 年 6 月.
- 4) 西田明美,「衝撃現象に係る解析の現状技術と課題」,日本溶接協会第53回国内シンポジウム,東京,2018年7月.(招待講演)
- 5) 坪田張二,西田明美,「航空機衝突の衝撃作用による構造物の損傷評価」,日本溶接協会第53 回国内シンポジウム,東京,2018年7月(招待講演).
- J. Katsuyama and Y. Li, "Recent Research on LBB in Japan", ICONE26, London, England, July 22-26 (2018). (panel session)
- 7) 西田明美, 崔炳賢, 塩見忠彦, 李銀生, 「原子炉建屋の耐震評価のための三次元モデル化手法の標準化への取り組み」, JASMiRT 第2回国内ワークショップ, 東京, 2018年8月.(招待講 演)
- 8) 勝山仁哉 ほか,「原子力配管に対する確率論的破壊力学評価手法の適用」, JASMiRT 第 2 回国内ワークショップ, 東京, 2018 年 8 月.(招待講演)
- 9) 西田明美,「衝撃解析のためのモデル化と解析法」,日本建築学会 2018 年度大会 構造部門 (応用力学)パネルディスカッション「衝撃作用低減への合理的アプローチ」,宮城,2018 年9月.(依頼講演)
- 10) 崔炳賢,西田明美,塩見忠彦,村松健,高田毅士,「原子炉建屋のモデル化手法の違いによる 地震応答解析結果への影響評価」,日本建築学会 2018 年度大会,宮城,2018 年 9 月.
- 11) 西田明美, 康作夷, 坪田張二, 「剛および柔飛翔体の斜め衝突による RC 構造物の局部損傷評価」, 日本建築学会 2018 年度大会, 宮城, 2018 年 9 月.
- 12) 知見康弘, 福谷耕司, 笠原茂樹, 藤井克彦, 塙悟史, 「軽水炉炉内構成材料の照射特性に関する データ調査と傾向分析(1) 全体概要」, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 13) 福谷耕司,知見康弘,笠原茂樹,藤井克彦,藤本浩二,「軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析(2) 引張特性と IASCC 発生」,日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 14) 笠原茂樹, 福谷耕司, 知見康弘, 藤井克彦, 越石正人, 「軽水炉炉内構成材料の照射特性に関 するデータ調査と傾向分析(3) IASCC 亀裂進展と破壊靱性」, 日本原子力学会 2018 年秋の大 会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 15) 高見澤悠, 塙悟史, 西山明美, 「照射脆化データのベイズ統計解析における信頼性及び予測性 に関する検討」, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 16)端邦樹,佐藤智徳,井上博之,「鉄イオンと塩化物イオン共存下における水の放射線分解」,日本原子力学会2018年秋の大会,岡山,2018年9月.
- 17) 河侑成, 岩田景子, 高見澤悠, 岡本芳浩, 下山巖, 本田充紀, 塙悟史, 西山裕孝, 「イオン照射した原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の X 線吸収を用いた微細組織分析」, 日本原子力学会2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 18) 康作夷,永井穣,西田明美,坪田張二,「斜め衝突による RC 版の局部損傷評価に関する研究
 一飛翔体先端形状による影響評価検討ー」,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山,2018 年
 9月.
- 19) 真野晃宏,山口義仁,勝山仁哉,李銀生,「確率論的破壊力学に基づく非破壊検査における試験程度の検討」,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山,2018 年 9 月.
- 20) 勝山仁哉, 眞崎浩一, 李銀生, 渡辺正, 「原子炉圧力容器の破損確率に及ぼす過渡条件の影響」, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 21) 西田明美, 崔作夷, 山野秀将, 高田毅士, 「原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発-その13 建屋システムのクリフエッジの特定と評価-」, 日本原子力学会2018年秋の大会, 岡山, 2018年9月.
- 22)河侑成,高見澤悠,塙悟史,西山裕孝,「イオン照射された原子炉圧力容器ステンレス肉盛溶 接熱影響部の微細組織変化」,東北大学金属材料研究所付属量子エネルギー材料科学国際研 究センター平成 30 年度大洗研究会,宮城,2018 年 10 月.
- 23) 高見澤悠,「ベイズ統計による照射脆化データの解析」,日本溶接協会 原子力研究委員会原 子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討小委員会,東京,2018年11月.
- 24) 笠原茂樹,福谷耕司,知見康弘,藤井克彦,越石正人,「オーステナイト系ステンレス鋼の高 温水中における亀裂進展速度の中性子照射量依存性傾向式の検討」,材料照射研究会・ゼロエ ミッションエネルギー拠点研究会(副題:原子力材料と寿命評価),京都,2018年11月.
- 25) 高見澤悠, 塙悟史, 西山裕孝, 「国内原子炉圧力容器鋼の照射脆化データの統計解析-脆化への影響因子の評価-」,材料照射研究会・ゼロエミッションエネルギー拠点研究会(副題:原子力材料と寿命評価),京都,2018年11月.
- 26) 福谷耕司,藤井克彦,知見康弘,「軽水炉照射によるオーステナイト系ステンレス鋼の機械的 性質の変化」,材料照射研究会・ゼロエミッションエネルギー拠点研究会(副題:原子力材料 と寿命評価),京都,2018年11月.

(3) 受託報告書等:3件

1) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(原子力発電施設等安

全性実証解析等(軽水炉照射材料健全性評価研究))事業」,日本原子力研究開発機構,2019 年3月.

- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化))事業」,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」,日本原子力研究開発機構,2019 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:1件
- N. Yoshida, T. Ono, Y. Amano, H. Abe, "Migration behavior of gaseous ruthenium tetroxide under boiling and drying accident condition in reprocessing plant", J. Nucl. Sci. Technol, Vol.55, No.6, pp.599-604, (2018).
- (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:4件

- 1) 山根祐一,「準静的状態の出力挙動に基づいて反応度と核分裂性同位体比を同時に求める方法の理論的開発」,日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018.9).
- 2) 金田智寛, 横山賢一, 石島暖大, 上野文義, 阿部仁, 「純 Ta の水素放出挙動に及ぼす測定雰囲気の影響」, 日本金属学会 2018 年秋季講演会 (2018.9).
- 3) 石島暖大,「Taの NaOH 水溶液中における腐食挙動の時間依存性」,第65回材料と環境討 論会(2018.10).
- 山根祐一,「KUCA 未臨界炉心の反応度評価(2)準静的状態の出力挙動に基づく評価」,日本原子力学会2019年春の年会(2019.3).

(3) 受託報告書等:3件

- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 7. 臨界安全管理に関する研究

(1.1) 雜誌等掲載論文:2件

1) T. Ueki, "Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation

driven by normal noise", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.55, No.10, pp.1180-1192, (2018).

2) T. Ueki, "Universal methodology for statistical error and convergence of correlated Monte Carlo tallies", Nuclear Science and Engineering, Vol.193, No.7, pp.776-789, (2019).

(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:6件

- 1) 植木太郎,「モンテカルロ法臨界計算における統計誤差評価とバイアス補正」,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山,2018 年 9 月.
- 2) 長家康展,羽倉洋行,「臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomonの開発(2) 非分離共鳴断面積に対する確率テーブル法の実装」,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山, 2018年9月.
- 3) 荒木祥平,山根祐一,植木太郎,外池幸太郎,「1/f⁶周波数分布乱雑体系における中性子実効 増倍率分布の指数依存性」,日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山,2018 年 9 月.
- 4) 植木太郎,「確率的乱雑化モデルの拡張と臨界計算コード Solomon への実装」,日本原子力 学会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- 5) 荒木祥平,山根祐一,外池幸太郎,北村康則,三澤毅,「KUCA 未臨界炉心の反応度評価 (1) パルス中性子法を用いた動特性パラメータ Beff/l の評価」,日本原子力学会 2019 年春の年会,水戸,2019 年 3 月.
- シマヌルラン・リアプト、山根祐一、外池幸太郎、「Effect of Gd₂O₃ on fission number estimation during a severe accident in a BWR spent fuel pool」、日本原子力学会 2019 年 春の年会、水戸、2019 年 3 月.

(3) 受託報告書等:1件

 原子力規制庁受託事業、「平成 30 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」、日本原子力研究開発機構、2019 年 3 月.

8. 保障措置に関する研究

(1.1) 雑誌等掲載論文:4件

- 1) R. Tomita, F. Esaka, T. Yomogida, Y. Miyamoto, "The use of particle manipulation and isotope ratio screening for analyzing individual uranium particles with secondary ion mass spectrometry", Journal of Radioanalytical Nuclear Chemisty (投稿中).
- S. Asai, Y. Hanzawa, M. Konda, D. Suzuki, M. Magara, T. Kimura, R. Ishihara, K. Saito, S. Yamada, H. Hirota, "Rapid separation of zirconium using microvolume anion-exchange cartridge for ⁹³Zr determination with isotope dilution ICP-MS", Talanta, Vol.185, pp.98-105, (2018).

- Y. Miyamoto, K. Yasuda, "Anion-exchange separation of americium and the lanthanides using a single column", Jouranl of Nuclear and Radiochemical Sciences, Vol.18, pp. 13-15, (2018).
- 4) 江坂文孝, "核不拡散・核セキュリティに利用される微量分析技術", ぶんせき, Vol.10, pp.408-411, (2018).

(1.2) 技術報告書等:0件

(1.3) 国際会議等報告:3件

- Y. Miyamoto, K.Yasuda, "Sequential anion-exchange separation of ultra-trace actinides and lanthanides with an automatic system", 18th Radiochemical Conference (Radchem 2018), Mariánské Lázně, Czech Republic, May 13-20 (2018).
- F. Esaka, "Isotope Ratio Analysis of Individual Particles Containing Uranium and/or Plutonium with Inorganic Mass Spectrometry", Korean Society for Mass Spectrometry Summer Symposium, Changwon Korea, August 23-24 (2018).
- 3) Y. Miyamoto, K.Yasuda, "Sequential anion-exchange separation of ultra-trace actinides and lanthanides with an automatic system", 13th International Symposium on Nuclear and Environmental Radiochemical Analysis (ERA13) Cambridge, United Kingdom, September 17-20 (2018).
- (2) 口頭発表:2件
- 2) 蓬田匠,核燃料由来のウラン微粒子性状分析法の開発と保障措置環境試料分析への応用,平成 30 年度安全研究センター報告会,秋葉原,2018 年 11 月.
- (3) 受託報告書等:1件
- 原子力規制庁受託事業,「平成30年度保障措置環境分析調査委託費(保障措置環境分析調査) 事業」,日本原子力研究開発機構,2019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:6件

- 1) 前田敏克,中深度処分の安全確保に向けた課題について,原子力バックエンド研究(印刷中).
- 2) D. Sugiyama, H. Kimura, H. Tachikawa, T. Iimoto, Y. Kawata, H. Ogino, M. Okoshi, "Integrating radiation protection criteria for radioactive waste management into remediation procedures in existing exposure situations after a nuclear accident", Journal of Radiological Protection, Vol.38, pp.456-462, (2018).
- 3) S. Takai, T. Sawaguchi, S. Takeda, "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil Resulting from the Fukushima NPS Accident for Road Embankments", Health physics,

doi: 10.1097/HP.0000000000000904, Vol.115, No.1, pp.439-447, (2018).

- T. Shimada, K. Miwa, S. Takeda, "Study on restricted use of contaminated rubble on Fukushima Daiichi NPS site (1) Estimation of reference radioactive concentration for recycling materials", Progress of Nuclear Science and Technology, Vol.6, pp.203-207, (2019). DOI: 10.15669/pnst.6.203.
- 5) K. Miwa, T. Shimada, S. Takeda, "Study on restricted use of contaminated rubble on Fukushima Daiichi NPS site (2) Validation confirming of reference radioactive concentration for recycling materials", Progress of Nuclear Science and Technology, Vol.6, pp.166-170, (2019). DOI: 10.15669/pnst.6.166.
- S. Takai, T. Sawaguchi and S. Takeda, "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil due to Fukushima NPS Accident as Coastal Levees", Proceedings of Waste Management Conference 2018 (WM2018), (2018).

(1.2) 技術報告書等: 2 件

- 1) 島田亜佐子, "RadChem2018 会議報告", 放射化学, 38, pp.30-31, 2018.
- 2) 島田亜佐子, 岡本芳浩, "Study on Mo Structure in Simulated Dissolved Solutions of Activated Metal Waste", Photon Factory Activity Report 2017, 2018.

(1.3) 国際会議等報告: 4 件

- 1) T. Maeda, "Radioactive Waste Management in Japan", TTWS 2019 JPN, Feb. 20 (2019).
- S. Takai, T. Sawaguchi, S. Takeda, "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil due to Fukushima NPS Accident as Coastal Levees", 2018 WM Symposia, Phenix, Mar 18-22, (2018).
- A. Shimada, T. Shimada, S. Takeda, T. Yamaguchi, "Study on chemical separation method for the analysis of isotope ratio of ¹³⁵Cs to ¹³⁷Cs in soil", 18th Radiochemical conference, Marianske Lazne, May 14-18 (2018).
- 4) K. Miwa, S. Takeda, T. Iimoto, "Development of dose estimation system integrating sediment model for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation", 9th International Conference on High Level Environmental Radiation Areas - For Understanding Chronic Low-Dose-Rate Radiation Exposure Health Effects and Social Impacts (ICHLERA2018), Hirosaki, Sep. 24-27 (2018).

(2) 口頭発表:11 件

- 1) 前田敏克, 中深度処分の安全確保に向けた課題について, 第34回バックエンド夏期セミナー 2018年8月.
- 2) 笹川剛,千田太詩,新堀雄一,処分場周辺におけるシリカ系二次鉱物の生成挙動,平成 30 年 度安全研究センター報告会,秋葉原,2018 年 11 月.
- 3)前田敏克他, 放射性廃棄物の処分等に関する安全研究, 平成 30 年度安全研究センター報告会, 秋葉原, 2018 年 11 月.
- 4) 邉見光,橘真由美,青山絵里,山口徹治,前田敏克,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,福島研究開発部門報告会,いわき,2019年2月.

- 5) 山口徹治, 炉内等廃棄物の中深度処分に関する研究, 茨城プラスネット平成30年度3月例会, 2019年3月.
- 6) 島田太郎, 行川正和, 高井静霞, 武田聖司, "放射能濃度評価のためのシンチレーションファ イバーによる測定方法の検討", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 7) 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 2018 年秋の大会, 岡山, 企画セッション講演, 2018 年 9 月.
- 8) 三輪一爾, 武田聖司, 飯本武志, "除去土壌の海面埋立への再利用における海洋中 Cs 移行評価 手法の開発", 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 岡山, 2018 年 9 月.
- 9) 島田亜佐子,島田太郎,武田聖司,"フォールアウトを考慮した廃止措置終了確認のためのバックグラウンド設定方法の検討-土壌中の¹³⁵Cs/¹³⁷Cs同位体比測定のための化学分離法の開発-",第34回「バックエンド」夏期セミナー,仙台,2018年8月.
- 10) 島田太郎, 鍋倉修英, 武田聖司, "サイト解放検認支援のための放射能分布推定プログラム ESRAD への外生ドリフト法の導入", 第34回「バックエンド」夏期セミナー, 仙台, 2018年 8月.
- 11) 島田太郎, "外生ドリフトクリギングを利用したサイト解放検認方法の検討", ポスター発表, 安全研究センター報告会, 秋葉原, 2018 年 11 月 8 日.

(3) 受託報告書等: 4 件

- 原子力規制庁受託事業,「平成30年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設地の 安全評価に関する調査)事業」,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 2) 原子力規制庁受託事業,「平成30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」,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 3) 原子力規制庁受託事業,「平成 30 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」,日本原子力研究開発機構,2019年3月.
- 4)環境省受託事業,「平成 30 年度除染効果検証等及び基準等検討業務」,日本原子力研究開発機構,2019年3月.

付録2 略語一覧

省略名	正式名称	日本語
1F	Fukushima Daiichi Nuclear Power	福島第一原子力発電所
	Station	
1T-C(T)	1 inch Thickness Compact Tension	1 インチ厚コンパクトテンション
	specimen	型試験片
ACUA	Apparatus for Evaluating Clogging Effect	火災時フィルタ目詰り挙動観察装
	of HEPA Filter on Confinement	置
	Capability Under Fire Accident	
AM	Accident Management	事故管理
ATF	Accident Tolerant Fuel	事故耐性燃料
ATWS	Anticipated Transient without Scram	スクラム不能過渡事象
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	数值流体力学
DBA	Design-Basis Accident	設計基準事故
DEC	Design Extension Condition	設計拡張状態
EDC	Expansion-Due-to-Compression test	拡管試験
FINAS	Fuel Incident Notification & Analysis	サイクル施設等の事故故障通報シ
	System	ステム
FP	Fission Product	核分裂生成物
GB	GloveBox	グローブボックス
GUI	Graphical User Interface	グラフィカルユーザーインターフ
		ェース
HEPA	High Efficiency Particulate Air (Filter)	高性能粒子エア(フィルタ)
HLW	High Level Waste	高レベル放射性廃棄物
IASCC	Irradiation-Assisted Stress Corrosion	照射誘起応力腐食割れ
	Cracking	
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma Mass	誘導結合型プラズマ質量分析計
	Spectrometer	
JASPAS	Japan Support Programme for Agency	日本政府による対 IAEA 保障措置
	Safeguards	技術支援協力計画
JEAC	Japan Electric Association Code	電気技術規程
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data	日本独自の評価済み核データライ
	Library	ブラリー

一般略語(1/3)

省略名	正式名称	日本語
LDV	Laser Doppler Velocimetry	レーザードップラー流速計
LG-SIMS	Large Geometry Secondary Ionization	大型の二次イオン質量分析計
	Mass Spectrometer	
LHS 法	Latin Hypercube Sampling	ラテン超方格法
LOCA	Loss-of-Coolant Accident	冷却材喪失事故
MACCS	MELCOR Accident Consequence Code	MELCOR による事故影響評価コ
	System	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
ML-EM	Maximum Likelihood - Expectation	最尤推定-期待值最大化
	Maximization	
MODARIA	Modeling and Data for Radiological	放射線影響評価に関するモデリン
	Impact Assessment	グとデータに関するプログラム
MOX	Mixed-oxide fuel	混合酸化物燃料
Mini-C(T)	Miniature Compact Tension specimen	ミニチュアコンパクトテンション
		型試験片
OSCAAR	the Off-Site Consequence Analysis code	確率論的事故影響評価コード
	for Atmospheric Release in reactor	
	accident	
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner	静的触媒式水素再結合装置
PASCAL	PFM Analysis of Structural Components	確率論的破壊力学解析コード
	in Aging LWR	
PASCAL-SP	PFM Analysis of Structural Components	確率論的破壊力学解析コード
	in Aging LWR - Stress corrosion cracking	
	at welded joints of Piping	
PAZ	Precautionary Action Zone	予防的防護措置を準備する区域
PCCv	Pre-Cracked Charpy- v notched type	シャルピー型試験片
	specimen	
PCMI	Pellet-Cladding Mechanical Interaction	ペレット被覆管機械的相互作用
PDI	Phase Doppler Interferometer	位相ドップラー式粒子分析計
PFM	Probabilistic Fracture Mechanics	確率論的破壊力学
PHITS	Particle and Heavy Ion Transport code	粒子・重イオン輸送計算コード
	System	
PIV	Particle Imaging Velocimetry	粒子画像流速計測法
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価

一般略語(2/3)

省略名	正式名称	日本語
PSF	Plastic Scintillation Fiber	プラスチックシンチレーションフ
		アイバー
PUREX	Plutonium Uranium Reduction	プルトニウム-ウラン還元抽出法
	Extraction	
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
QMS	Quadrupole Mass Spectrometer	四重極型質量分析計
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
SG-SIMS	Single Geometry Secondary Ionization	小型の二次イオン質量分析計
	Mass Spectrometer	
SITEX-II	Sustainable network for Independent	廃棄物地層処分に関する規制支援
	Technical EXpertise of radioactive waste	技術能力のための持続可能なネッ
	disposal – Interactions and	トワーク-対話と実践-
	Implementation	
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
TWCF	Through-Wall Cracking Frequency	龟裂貫通頻度
UPZ	Urgent Protective action planning Zone	緊急防護措置を準備する区域
WMS	Wire Mesh Sensor	ワイヤメッシュセンサ

一般略語(3/3)

省略名	正式名称	日本語
AIST	national institute of Advanced Industrial	産業技術総合研究所
	Science and Technology	
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux	原子力・ 代替エネルギー庁 (フラ
	énergies alternatives	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	国際放射線防護委員会
	Radiological Protection	
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté	放射線防護・原子力安全研究所(フ
	Nucléaire	ランス)
КТН	Kungliga Tekniska högskolan	王立工科大学(スウェーデン)
NDF	Nuclear Damage compensation and	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
	Decommissioning Facilitation	
	corporation	
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会(日本)
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation	経済協力開発機構/原子力機関
	and Development / Nuclear Energy	
	Agency	
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会(米国)

機関名略語

省略名	正式名称	日本語
AGF	Alpha Gamma Facility	照射燃料試験施設
BECKY	Back-end Cycle Key Elements Research	バックエンド研究施設
	Facility	
CIGMA	Containment Integral Effect	大型格納容器実験装置
	Measurement Apparatus	
CLEAR	Clean Laboratory for Environmental	高度環境分析研究棟
	Analysis and Research	
ESRAD	Estimation of Spatial RadioActivity	放射能分布推定プログラム
	Distribution	
HIDRA	High Pressure Thermal Hydraulic Loop	高圧熱流動実験ループ
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	燃料サイクル安全工学研究施設
	research Facility	
RFEF	Reactor Fuel Examination Facility	燃料試験施設
STACY	Static Experiment Critical Facility	定常臨界実験装置
STEM	Simulation Test for Environmental	環境シミュレーション試験棟
	radionuclide Migration	
TCA	Tank Type Critical Assembly	軽水臨界実験装置
TeRRa	Test bench for FP Release and tRansport	FP放出移行举動再現実験装置
VIMES	VIsualization and Measurement on	小型密度成層可視化実験装置
	Stratification Behavior	
WINCS	Wind Tunnel for Condensation of Steam	蒸気風洞試験装置
	and Air Mixture	

原子力機構略語

This is a blank page.

_

表 1. SI 基本単位				
甘大昌	SI 基本単位			
本平里	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	Α		
熱力学温度	ケルビン	Κ		
物質量	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			
AI 立 是 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 さ , 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 ⁸			
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

	SI 旭立単位			
組立量	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
立体鱼	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	Ν		m kg s ⁻²
E 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	С		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 1}$
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	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^{-1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	$kg s^{2} A^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	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
光東	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照度	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	カタール	kat		s ⁻¹ mol

酸素活性(1) ダール kat [s¹ mol]
 (w)SH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。
 (h)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。
 (a)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)へルツは周期現象についてのみ、ペラレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。 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。それシウス度とケルビンの
 (a)やレシウス度はケルビンの特別な名称で、温度器や温度開隔を表す整備はどもらの単位で表しても同じである。
 (b)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物告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

	S	[組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 九	リニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角 加 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
電東密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
誘 電 卒	コアラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ペンリー毎メートル	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	ダレイ毎秒	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}	э 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	с
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	Р	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	Т	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р
10^{6}	メガ	М	10^{-15}	フェムト	f
10^3	+ 1	k	10^{-18}	アト	а
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	v

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	۰	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, 1	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		記号	SI 単位で表される数値	
電子	ボル	ŀ	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダル	- F	\sim	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原	子質量単	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=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa	
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa	
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m	
海 里	Μ	1 M=1852m	
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{-12} \text{ cm})^2=10^{-28} \text{ m}^2$	
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s	
ネーパ	Np	ci単位しの粉結的な間接け	
ベル	В	対数量の定義に依存。	
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			
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J			
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N			
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s			
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{ m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$			
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd m}^{-2}$			
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx			
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²			
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$			
ガウス	G	1 G =1Mx 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	ユ		IJ	ſ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq		
$\scriptstyle u$	\sim	ŀ	ゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$		
ラ				K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy		
$\scriptstyle u$				Д	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv		
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$		
フ	T.		N	"		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m		
メー	ートル	/系	カラゞ	ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg		
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa		
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa		
+1	ы		11	_		1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J		
15	Ц		9		cal	(「IT」カロリー), 4.184J(「熱化学」カロリー)		
3	ク			~	u	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$		