



JAEA-Review

2025-010

DOI:10.11484/jaea-review-2025-010

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化 (委託研究)

—令和5年度 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業—

Fuel Debris Criticality Analysis Technology Using Non-contact Measurement Method
(Contract Research)

— FY2023 Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource
Development Project —

福島廃炉安全工学研究所 廃炉環境国際共同研究センター
東京科学大学

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science,
Fukushima Research and Engineering Institute
Institute of Science Tokyo

August 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒 319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: ird-support@jaea.go.jp

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化
(委託研究)

—令和5年度 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業—

日本原子力研究開発機構 福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター

東京科学大学

(2025年2月25日受理)

日本原子力研究開発機構 (JAEA) 廃炉環境国際共同研究センター (CLADS) では、令和5年度 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 (以下、「本事業」という。) を実施している。

本事業は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃炉等をはじめとした原子力分野の課題解決に貢献するため、国内外の英知を結集し、様々な分野の知見や経験を、従前の機関や分野の壁を越えて緊密に融合・連携させた基礎的・基盤的研究及び人材育成を推進することを目的としている。

平成30年度の新規採択課題から実施主体を文部科学省から JAEA に移行することで、JAEA とアカデミアとの連携を強化し、廃炉に資する中長期的な研究開発・人材育成をより安定的かつ継続的に実施する体制を構築した。

本研究は、令和3年度に採択された研究課題のうち、「非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化」の令和3年度から令和5年度分の研究成果について取りまとめたものである。

本研究は、非接触のアクティブ中性子法により燃料デブリの臨界安全上の特性を評価する測定システムの開発と、燃料デブリ取り出し作業員の安全確保方策の確立に資する基盤技術として多領域積分型動特性解析コードの開発により燃料デブリ臨界解析技術を高度化することを目的としており、東京科学大学、東京都市大学、産業技術総合研究所、長岡技術科学大学が連携して実施した。

燃料デブリの臨界特性システムの開発・性能評価では、ポリエチレン減速材と ^3He 比例計数管から構築される2層構造の検出器を開発し、検出器の動作検証及び性能試験を実施した。開発した検出器を用いて得られる測定データから燃料デブリに含まれる核分裂核種量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価し、検出限界、精度、適応可能なデブリ形状を評価した。

燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響評価手法の高度化では、本研究を通じて、遅発中性子による核分裂の効果を考慮することができ、燃料デブリの動きにも対応可能な MIK2.0-MVP コードの基本機能を開発した。MIK2.0-MVP コードは、 $C_{ij}(\tau)$ 関数のタリー計算を並列化すれば、スパコンを活用することによって、燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系のような複雑な体系であっても、粒子法との弱連成計算の範囲内で、動特性計算が実行可能となる見通しを得た。

本報告書は、日本原子力研究開発機構の英知事業における委託業務として、東京科学大学 (東京工業大学と東京医科歯科大学の統合により、令和6年10月に設立された。) が実施した成果を取りまとめたものである。

廃炉環境国際共同研究センター：〒979-1151 福島県双葉郡富岡町大字本岡字王塚 790-1

Fuel Debris Criticality Analysis Technology Using Non-contact Measurement Method
(Contract Research)
— FY2023 Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project —

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science,
Fukushima Research and Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tomioka-machi, Futaba-gun, Fukushima-ken

Institute of Science Tokyo

(Received February 25, 2025)

The Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS), Japan Atomic Energy Agency (JAEA), had been conducting the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (hereafter referred to “the Project”) in FY2023.

The Project aims to contribute to solving problems in the nuclear energy field represented by the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO). For this purpose, intelligence was collected from all over the world, and basic research and human resource development were promoted by closely integrating/collaborating knowledge and experiences in various fields beyond the barrier of conventional organizations and research fields.

The sponsor of the Project was moved from the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology to JAEA since the newly adopted proposals in FY2018. On this occasion, JAEA constructed a new research system where JAEA-academia collaboration is reinforced and medium-to-long term research/development and human resource development contributing to the decommissioning are stably and consecutively implemented.

Among the adopted proposals in FY2021, this report summarizes the research results of the “Fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method” conducted from FY2021 to FY2023.

The purpose of research was to improve the fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method by the development of the fuel debris criticality characteristics measurement system and the multi-region integral kinetic analysis code. It was performed by Institute of Science Tokyo, Tokyo City University, National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, and Nagaoka University of Technology. We developed the fuel debris criticality characteristics measurement system which has a two-layer structure surrounding a canister containing fuel debris fragments with ^3He proportional counters. The operational validation and performance evaluation were performed on the developed detector system. We have demonstrated the feasibility and accuracy of measuring the amount of fissile material and water content.

MIK2.0-MVP code, which can calculate fission reaction rate attributed to both prompt and delayed neutrons and also can take the movement of fuel debris into calculation, was developed. After parallelizing the tally process of $C_{ij}(\tau)$ function, MIK2.0-MVP code will be applicable to weakly coupled reactors which include moving fuel debris particles if a supercomputer will be used for the tally process of $C_{ij}(\tau)$ function and if the coupling of MIK2.0-MVP code with MPS will be weak.

Keywords: Fuel Debris, Criticality Safety, Non-contact Measurement, Kinetic Analysis Numerical Simulation, International Collaboration

This work was performed by Institute of Science Tokyo (It was established in October 2024 through the merger of Tokyo Institute of Technology and Tokyo Medical and Dental University.) under contract with Japan Atomic Energy Agency.

目次

1. 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の概要	1
2. 平成 30 年度 採択課題	2
3. 令和元年度 採択課題	5
4. 令和 2 年度 採択課題	8
5. 令和 3 年度 採択課題	10
6. 令和 4 年度 採択課題	12
7. 令和 5 年度 採択課題	14
付録 成果報告書	17

Contents

1. Outline of Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project	1
2. Accepted Proposal in FY2018.....	2
3. Accepted Proposal in FY2019.....	5
4. Accepted Proposal in FY2020.....	8
5. Accepted Proposal in FY2021.....	10
6. Accepted Proposal in FY2022.....	12
7. Accepted Proposal in FY2023.....	14
Appendix Result Report	17

This is a blank page.

1. 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の概要

文部科学省では、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン(平成26年6月文部科学省)」等を踏まえ、平成27年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」(以下、「本事業」という。)を立ち上げ、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プログラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進している。

具体的には、国内外の英知を結集し、国内の原子力分野のみならず様々な分野の知見や経験を、機関や分野の壁を越え、国際共同研究も含めて緊密に融合・連携させることにより、原子力の課題解決に資する基礎的・基盤的研究や産学が連携した人材育成の取組を推進している。

一方、日本原子力研究開発機構(以下、「JAEA」という。)では、平成27年に廃炉国際共同研究センター(以下、「CLADS」という。現:廃炉環境国際共同研究センター)を組織し、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」等を踏まえ、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所廃炉(以下、「1F廃炉」という。)に係る研究開発を進めている。

また、平成29年4月にCLADSの中核拠点である「国際共同研究棟」の運用を開始したことを踏まえ、今後はCLADSを中核に、廃炉の現場ニーズを踏まえた国内外の大学、研究機関等との基礎的・基盤的な研究開発及び人材育成の取組を推進することにより、廃炉研究拠点の形成を目指すことが期待されている。

このため、本事業では平成30年度の新規採択課題から実施主体を文部科学省からJAEAに移行することで、JAEAとアカデミアとの連携を強化し、廃炉に資する中長期的な研究開発・人材育成をより安定的かつ継続的に実施する体制を構築することとし、従来のプログラムを、①共通基盤型原子力研究プログラム、②課題解決型廃炉研究プログラム、③国際協力型廃炉研究プログラム、④研究人材育成型廃炉研究プログラム(令和元年度より新設)に再編した。

2. 平成 30 年度 採択課題

平成 30 年度採択課題については以下のとおりである。

課題数：19 課題

共通基盤型原子力研究プログラム	11 課題（若手研究 6 課題、一般研究 5 課題）
課題解決型廃炉研究プログラム	6 課題
国際協力型廃炉研究プログラム	2 課題（日英）

平成 30 年度 採択課題一覧

共通基盤型原子力研究プログラム

【若手研究】

課題名	研究代表者	所属機関
被災地探査や原子力発電所建屋内情報収集のための半自律ロボットを用いたセマンティックサーベイマップ生成システムの開発	河野 仁	東京工芸大学
汚染土壌の減容を目的とした重液分離による放射性微粒子回収法の高度化	山崎 信哉	筑波大学
ラドンを代表としたアルファ核種の吸入による内部被ばくの横断的生体影響評価	片岡 隆浩	岡山大学
炉心溶融物の粘性及び表面張力同時測定技術の開発	大石 佑治	大阪大学
iPS 細胞由来組織細胞における放射線依存的突然変異計測系の確立	島田 幹男	東京工業大学
レーザー共鳴イオン化を用いた同位体存在度の低いストロンチウム 90 の迅速分析技術開発	岩田 圭弘	東京大学

共通基盤型原子力研究プログラム

【一般研究】

課題名	研究代表者	所属機関
放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発	新井 剛	芝浦工業大学
燃料デブリ取り出しを容易にするゲル状充填材の開発	牟田 浩明	大阪大学
レーザー蛍光法を用いた燃料デブリ変質相の同定	斉藤 拓巳	東京大学
過酷炉心放射線環境における線量測定装置の開発	岡本 保	木更津工業高等専門学校
レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発	長谷川 秀一	東京大学

課題解決型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究	桐島 陽	東北大学
ガンマ線画像スペクトル分光法による高放射線場環境の画像化による定量的放射能分布解析法	谷森 達	京都大学
燃料デブリ取出し時における放射性核種飛散防止技術の開発	鈴木 俊一	東京大学
アルファダストの検出を目指した超高位置分解能イメージング装置の開発	黒澤 俊介	東北大学
ナノ粒子を用いた透明遮へい材の開発研究	渡邊 隆行	九州大学
先端計測技術の融合で実現する高耐放射線燃料デブリセンサーの研究開発	萩原 雅之	高エネルギー加速器研究機構

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献	五十嵐 康人	茨城大学
放射線耐性の高い薄型 SiC 中性子検出器の開発	三澤 毅	京都大学

3. 令和元年度 採択課題

令和元年度採択課題については以下のとおりである。

課題数：19 課題

共通基盤型原子力研究プログラム 7 課題（若手研究 2 課題、一般研究 5 課題）

課題解決型廃炉研究プログラム 4 課題

国際協力型廃炉研究プログラム 4 課題（日英 2 課題、日露 2 課題）

研究人材育成型廃炉研究プログラム 4 課題

令和元年度 採択課題一覧

共通基盤型原子力研究プログラム

【若手研究】

課題名	研究代表者	所属機関
ウラニル錯体化学に基づくテーラーメイド型新規海水ウラン吸着材開発	鷹尾 康一朗	東京工業大学
動作不能からの復帰を可能とする多連結移動ロボットの半自律遠隔操作技術の確立	田中 基康	電気通信大学

共通基盤型原子力研究プログラム

【一般研究】

課題名	研究代表者	所属機関
一次元光ファイバ放射線センサを用いた原子炉建屋内放射線源分布計測	瓜谷 章	名古屋大学
低線量・低線量率放射線被ばくによる臓器別酸化ストレス状態の検討	鈴木 正敏	東北大学
単一微粒子質量分析法に基づくアルファ微粒子オンラインモニタリングに向けた基礎検討	豊嶋 厚史	大阪大学
幹細胞動態により放射線発がんを特徴付ける新たな評価系の構築	飯塚 大輔	量子科学技術 研究開発機構
耐放射線性ダイヤモンド半導体撮像素子の開発	梅沢 仁 (~R2. 3. 31) 大曲 新矢 (R2. 4. 1~)	産業技術総合 研究所

課題解決型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
Multi-Physics モデリングによる福島2・3号機ペDESTAL燃料デブリ深さ方向の性状同定	山路 哲史	早稲田大学
燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄物のフッ化技術を用いた分別方法の研究開発	渡邊 大輔	日立GE ニュークリア・ エナジー
アパタイトセラミックスによるALPS沈殿系廃棄物の安定固化技術の開発	竹下 健二 (~R3. 6. 30) 塚原 剛彦 (R3. 7. 1~)	東京工業大学
拡張型スーパードラゴン多関節ロボットアームによる圧力容器内燃料デブリ調査への挑戦	高橋 秀治	東京工業大学

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
高い流動性および陰イオン核種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化	佐藤 努	北海道大学
再臨界前の中性子線増に即応可能な耐放射線FPGA システムの開発	渡邊 実	静岡大学 (～R3. 3. 31) 岡山大学 (R3. 4. 1～)

国際協力型廃炉研究プログラム（日露共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化	小原 徹	東京工業大学
微生物生態系による原子炉内物体の腐食・変質に関する評価研究	金井 昭夫	慶應義塾大学

研究人材育成型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
燃料デブリ取り出し時における炉内状況把握のための遠隔技術に関する研究人材育成	浅間 一	東京大学
化学計測技術とインフォマティクスを融合したデブリ性状把握手法の開発とティアップ型人材育成	高貝 慶隆	福島大学
放射線・化学・生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構の解明	大貫 敏彦 (～R2. 3. 31) 竹下 健二 (～R3. 6. 30) 塚原 剛彦 (R3. 7. 1～)	東京工業大学
燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発	永井 康介	東北大学

4. 令和2年度 採択課題

令和2年度は、2つのプログラムにおいて、研究課題の採択を決定した。
公募の概要は以下のとおりである。

公募期間：令和2年3月17日～令和2年5月14日（課題解決型）

令和2年5月13日～令和2年7月15日（国際協力型）

課題数：10 課題

課題解決型廃炉研究プログラム 8 課題（若手研究 2 課題、一般研究 6 課題）

国際協力型廃炉研究プログラム 2 課題（日英）

令和2年度 採択課題一覧

課題解決型廃炉研究プログラム

【若手研究】

課題名	研究代表者	所属機関
燃料デブリにおける特性の経年変化と環境劣化割れの調査	楊 会龍 (~R4.7.31) 村上 健太 (R4.8.1~)	東京大学
健全性崩壊をもたらす微生物による視認不可腐食の分子生物・電気化学的診断及び抑制技術の開発	岡本 章玄	物質・材料 研究機構

課題解決型廃炉研究プログラム

【一般研究】

課題名	研究代表者	所属機関
遮蔽不要な臨界近接監視システム用ダイヤモンド中性子検出器の要素技術開発	田中 真伸	高エネルギー加速器研究機構
α / β / γ 線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現: ナノバブルを用いた新規防食技術の開発	渡邊 豊	東北大学
β 、 γ 、X線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発	篠原 宏文	日本分析センター
合理的な処分のための実機環境を考慮した汚染鉄筋コンクリート長期状態変化の定量評価	丸山 一平	東京大学
溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討	小崎 完	北海道大学
マイクロ波重畳 LIBS によるデブリ組成計測の高度化と同位体の直接計測への挑戦	池田 裕二	アイラボ

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
革新的水質浄化剤の開発による環境問題低減化技術の開拓	浅尾 直樹	信州大学
無人航走体を用いた燃料デブリサンプルリターン技術の研究開発	鎌田 創	海上・港湾・航空技術研究所

5. 令和3年度 採択課題

令和3年度は、2つのプログラムにおいて、研究課題の採択を決定した。
公募の概要は以下のとおりである。

公募期間：令和3年3月16日～令和3年5月17日（課題解決型）
 令和3年4月13日～令和3年7月1日（国際協力型 日英共同研究）
 令和3年7月12日～令和3年8月18日（国際協力型 日露共同研究）

課題数：12 課題

課題解決型廃炉研究プログラム 8 課題
国際協力型廃炉研究プログラム 2 課題（日英）、2 課題（日露）

令和3年度 採択課題一覧

課題解決型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
建屋応答モニタリングと損傷イメージング技術を活用したハイブリッド型の原子炉建屋長期健全性評価法の開発研究	前田 匡樹	東北大学
燃料デブリ周辺物質の分析結果に基づく模擬デブリの合成による実機デブリ形成メカニズムの解明と事故進展解析結果の検証によるデブリ特性データベースの高度化	宇埜 正美	福井大学
ジオポリマー等によるPCV下部の止水・補修及び安定化に関する研究	鈴木 俊一	東京大学
世界初の同位体分析装置による少量燃料デブリの性状把握分析手法の確立	坂本 哲夫	工学院大学
アルファ微粒子の実測に向けた単一微粒子質量分析法の高度化	豊嶋 厚史	大阪大学
連携計測による線源探査ロボットシステムの開発研究	人見 啓太郎	東北大学
中赤外レーザー分光によるトリチウム水連続モニタリング手法の開発	安原 亮	自然科学 研究機構

課題名	研究代表者	所属機関
福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価	中瀬 正彦	東京工業大学

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
福島第一原子力発電所の廃止措置における放射性エアロゾル制御及び除染に関する研究	Erkan Nejdet (~R4. 1. 31) 三輪 修一郎 (R4. 2. 1~)	東京大学
燃料デブリ取り出しのための機械式マニピュレータのナビゲーションおよび制御	浅間 一	東京大学

国際協力型廃炉研究プログラム（日露共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
福島第一発電所 2、3 号機の事故進展シナリオに基づく FP・デブリ挙動の不確かさ低減と炉内汚染状況・デブリ性状の把握	小林 能直	東京工業大学
非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化	小原 徹	東京工業大学

6. 令和4年度採択課題

令和4年度は、2つのプログラムにおいて、研究課題の採択を決定した。
公募の概要は以下のとおりである。

公募期間：令和4年3月1日～令和4年5月6日（課題解決型）

令和4年4月7日～令和4年6月16日（国際協力型 日英共同研究）

課題数：8課題

課題解決型廃炉研究プログラム 6課題

国際協力型廃炉研究プログラム 2課題（日英）

令和4年度採択課題一覧

課題解決型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
革新的アルファダスト撮像装置と高線量率場モニタの実用化とその応用	黒澤 俊介	東北大学
3次元線量拡散予測法の確立と γ 線透過率差を利用した構造体内調査法の開発	谷森 達	京都大学
α 汚染可視化ハンドフットクロスモニタの要素技術開発	樋口 幹雄	北海道大学
高放射線耐性の低照度用太陽電池を利用した放射線場マッピング観測システム開発	奥野 泰希	京都大学 (～R5.3.31) 理化学研究所 (R5.4.1～)
障害物等による劣悪環境下でも通信可能なパッシブ無線通信方式の開発	新井 宏之	横浜国立大学
無線 UWB とカメラ画像分析を組合せたリアルタイム 3D 位置測位・組込システムの開発・評価	松下 光次郎	岐阜大学

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
耐放射線プロセッサを用いた組み込みシステムの開発	渡邊 実	岡山大学
マイクロ・ナノテクノロジーを利用したアルファ微粒子の溶解・凝集分散に及ぼすナノ界面現象の探求	塚原 剛彦	東京工業大学

7. 令和5年度 採択課題

令和5年度は、2つのプログラムにおいて、研究課題の採択を決定した。
公募の概要は以下のとおりである。

公募期間：令和5年3月1日～令和5年4月14日（課題解決型）

令和5年4月12日～令和5年6月15日（国際協力型 日英共同研究）

課題数：9 課題

課題解決型廃炉研究プログラム 7 課題

国際協力型廃炉研究プログラム 2 課題（日英）

これらの提案について、外部有識者から構成される審査委員会において、書面審査及び面接審査、日英共同研究については二国間の合同審査を実施し、採択候補課題を選定した。

その後、PD（プログラムディレクター）・PO（プログラムオフィサー）会議及びステアリングコミッティでの審議を経て、採択課題を決定した。

令和5年度 採択課題一覧

課題解決型廃炉研究プログラム

課題名	研究代表者	所属機関
遮蔽不要な耐放射線性ダイヤモンド中性子計測システムのプロトタイプ開発	金子 純一	北海道大学
簡易非破壊測定に向けた革新的なn・γシンチレーション検出システムの開発	鎌田 圭	東北大学
ペDESTAL部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた構成材料の物理・化学的変質に関する研究	五十嵐 豪	名古屋大学
動画像からの特徴量抽出結果に基づいた高速3次元炉内環境モデリング	中村 啓太	札幌大学
放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理・処分方法の検討	小崎 完	北海道大学

課題名	研究代表者	所属機関
高バックグラウンド放射線環境における配管内探査技術の開発	鳥居 建男	福井大学
PCV 気相漏洩位置及び漏洩量推定のための遠隔光計測技術の研究開発	椎名 達雄	千葉大学

国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証	牟田 浩明	大阪大学
燃料デブリ除去に向けた様々な特性をもつメタカオリンベースのジオポリマーの設計と特性評価	Yogarajah Elakneswaran	北海道大学

本報告書は、以下の課題の令和 3 年度から令和 5 年度分の研究成果について取りまとめたものである。

国際協力型廃炉研究プログラム（日露共同研究）

課題名	研究代表者	所属機関
非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化	小原 徹	東京工業大学

研究成果を取りまとめた成果報告書を付録として添付する。

付録
成果報告書

This is a blank page.

令和 5 年度

日本原子力研究開発機構

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

(契約番号 R05I053)

成果報告書

令和 6 年 3 月

国立大学法人東京工業大学

本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による委託業務として、国立大学法人東京工業大学が実施した「非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化」の令和3年度から令和5年度分の研究成果を取りまとめたものである。

目次

概略	vi
1. はじめに	1-1
1.1 研究目的	1-1
1.2 研究概要	1-1
2. 業務計画	2-1
2.1 全体計画	2-1
2.2 実施体制	2-3
2.3 令和5年度の成果の目標及び業務の実施方法	2-4
2.3.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発	2-4
2.3.2 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験（再委託先：産総研）	2-4
2.3.3 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化（再委託先：長岡技大）	2-4
2.3.4 研究推進	2-5
3. 実施内容及び成果	3-1
3.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発【令和3年度～令和5年度】	3-1
3.1.1 検出器の設計【令和3年度～令和4年度】	3-1
3.1.2 補正・換算係数の評価【令和5年度】	3-1
3.1.3 性能評価（再委託先：東京都市大）【令和5年度】	3-6
3.1.4 まとめ	3-6
3.2 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験（再委託先：産総研） 【令和3年度～令和5年度】	3-9
3.2.1 検出器の基礎実験【令和3年度～令和4年度】	3-9
3.2.2 実証実験【令和5年度】	3-9
3.2.3 性能評価試験【令和5年度】	3-12
3.2.4 まとめ	3-13
3.3 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化（再委託先：長岡技大） 【令和3年度～令和5年度】	3-14
3.3.1 開発環境構築【令和3年度】	3-14
3.3.2 開発・予備検証【令和4年度～令和5年度】	3-14
3.3.3 臨界影響解析【令和5年度】	3-19
3.3.4 まとめ	3-23
3.4 適用性の検討【令和5年度】	3-24
3.4.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの適用性の検討【令和5年度】	3-24
3.4.2 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の適用性検討【令和5年度】	3-24
3.4.3 まとめ	3-24
3.5 研究推進	3-25
4. 結言	4-1
参考文献	5-1

執筆者リスト

研究代表者

国立大学法人東京工業大学	教授	小原 徹
--------------	----	------

再委託先

国立研究開発法人産業技術総合研究所	グループリーダー	原野 英樹
-------------------	----------	-------

国立大学法人長岡技術科学大学	准教授	竹澤 宏樹
----------------	-----	-------

学校法人五島育英会東京都市大学	准教授	西山 潤
-----------------	-----	------

表一覧

表 2. 1-1	全体計画表	2-2
表 3. 1-1	臨界特性測定システムの測定性能	3-7
表 3. 3-1	MIK2. 0-MVP コード予備検証の計算条件 (GODIVA 炉心)	3-16
表 3. 3-2	MIK2. 0-MVP コード予備検証の計算条件 (結合炉体系)	3-16
表 3. 3-3	MIK2. 0-MVP/MPS 弱連成計算の動作確認条件	3-20
表 3. 3-4	スパコンを用いた中性子輸送モンテカルロ計算の高速化結果	3-20

図一覧

図 2. 2-1	実施体制図	2-3
図 3. 1-1	各説明変数に対する水含有量	3-3
図 3. 1-2	水含有量に対する解析結果	3-3
図 3. 1-3	各説明変数に対する無限増倍率	3-4
図 3. 1-4	無限増倍率に対する解析結果	3-4
図 3. 1-5	各説明変数に対する核分裂性核種量	3-5
図 3. 1-6	核分裂性核種量に対する解析結果	3-5
図 3. 1-7	球形 ^3He 比例計数管の実験値と計算値	3-7
図 3. 1-8	無限増倍率の予想値と実際の値	3-8
図 3. 1-9	核分裂性核種量の予想値と実際の値	3-8
図 3. 2-1	^3He 比例計数管校正実験の配置	3-10
図 3. 2-2	測定システムの構築	3-10
図 3. 2-3	^{252}Cf 線源を用いた同時計数測定の結果	3-11
図 3. 2-4	性能評価試験の結果（裸球形 ^3He ）	3-12
図 3. 2-5	性能評価試験の結果（減速材付き球形 ^3He ）	3-12
図 3. 2-6	性能評価試験（コンクリート、 B_4C ）	3-13
図 3. 3-1	MIK2. 0-MVP コードの概要	3-17
図 3. 3-2	MIK2. 0-MVP コード予備検証（GODIVA 炉心）の計算結果の例	3-17
図 3. 3-3	結合炉体系の概念図	3-17
図 3. 3-4	結合炉体系における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の 計算結果の例	3-18
図 3. 3-5	燃料デブリ多粒子体系の計算体系の例	3-21
図 3. 3-6	燃料デブリ多粒子体系（初期の体系）における即発中性子・遅発 中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算結果の例	3-21
図 3. 3-7	燃料デブリ多粒子体系（更新後の体系）における即発中性子・遅 発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算結果の例	3-22
図 3. 3-8	燃料デブリ多粒子体系の臨界影響解析の動作確認結果の例	3-22

略語一覧

1F	: 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所
JAEA	: Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
AWCC	: Active Well Coincidence Counter (アクティブ・ウェル型同時計数装置)
CLADS	: Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (廃炉環境国際共同研究センター)
MPS	: Moving Particle Simulation method (粒子法)
PCV	: Primary Containment Vessel (原子炉格納容器)
東電	: 東京電力ホールディングス株式会社

概略

燃料デブリ取り出し作業を安全かつ効率的に行うためには、事前情報が限られる取り出し直後の燃料デブリについて、1次スクリーニングにより臨界安全上のリスクを迅速に測定・評価することで燃料デブリの仕分けと核分裂性物質の計量を行う必要がある。また、臨界が発生した場合の影響評価のため、燃料デブリ取り出し作業の影響（振動、水流、落下など）によって燃料デブリ粒子が水中を移動する可能性も考慮した核的な結合炉体系について、適切な対策を検討・実装しておくことが望まれている。

本研究は、非接触のアクティブ中性子法により燃料デブリの臨界安全上の特性を評価する測定システムの開発と、燃料デブリ取り出し作業員の安全確保方策の確立に資する基盤技術として、多領域積分型動特性解析コードの開発により燃料デブリ臨界解析技術を高度化することを目的としている。令和3年度から令和5年度の3ヵ年計画の3年目として国立大学法人東京工業大学（以下、東京工業大学と略記。）、学校法人五島育英会東京都市大学（以下、東京都市大と略記。）、国立研究開発法人産業技術総合研究所（以下、産総研と略記。）、国立大学法人長岡技術科学大学（以下、長岡技大と略記。）が連携して実施した。

令和5年度、東京工業大学及び東京都市大では、令和4年度までに設計した検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価した。取り出し燃料デブリとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有しユニット缶に収納された状態に対してベンチマーク計算を行い、入力群を整備した。燃料デブリに関する取得可能なデータと測定データを基にする入力群に対して、核分裂性ウラン、プルトニウム量、水含有量、燃料デブリの無限増倍率を出力とするための補正・換算係数を、機械学習を適用した数値解析により導出した。開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験結果を用いて核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価した。また、X線CT法などデブリ収納缶内のデブリの諸特性を測定する他の手法と比較し、実用性の観点から本手法の特徴を整理した。

産総研では、令和4年度までに設計した検出器について、検出効率を熱中性子の国家標準場において高精度で校正した ^3He 比例計数管を用いて測定システムを構築した。構築した測定システムに対して、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 自発核分裂から発生する中性子の測定を実施し、同時計数の検出効率を導出した。また、燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対してアクティブ中性子源として $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を使用した実験と、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得した。

長岡技大では、MIK2.0-MVPコードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析した。結合炉体系における遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数は、体系内の中性子輸送挙動をよく反映していることを確認した。高濃縮金属ウランパルス炉心と未臨界ポリエチレン減速集合体との出力パルス時間遅れは、結合炉体系における遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の挙動と関連付けて説明できることを確認した。また、結合炉体系の動特性計算の試行からは、未臨界集合体における $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算、すなわち遅発中性子データの収集に伴う計算負荷の増加が課題となる可能性を見出すことができた。また、MIK2.0-MVPコードの改良では、時々刻々と変化する燃料デブリ多粒子体系の座標データを、MVPインプットファイルの形式で計算開始前に指定したタイムステップにおいて読み込む機能を追加した。また、臨界影響解析では改良型MIK2.0-MVPコードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS

弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施した。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存のMPS (Moving Particle Simulation method: 粒子法) 計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行った。その結果、改良型MIK2.0-MVPコードに追加した機能が正常に動作することを確認した。燃料デブリ多粒子体系の動特性計算では、計算体系が複雑化することに伴い、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷が課題となる。 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算は、即発中性子・遅発中性子の発生点や核分裂までの時間などのデータを取得するための中性子輸送モンテカルロ計算と、得られたデータから $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算で構成されている。このうち後者のタリー計算は、並列化されていない。燃料デブリ多粒子体系を対象とした $C_{ij}(\tau)$ 関数計算では、前者はヒストリー数が十分に多ければ、スーパーコンピュータ (以下、スパコンと略記。) を用いて高速化できることを確認した。後者の $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算は、ファイル入出力を除いて並列化可能である。このため、後者を並列化すれば、スパコンを用いて $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷を大幅に低減できる見通しを得た。

以上の活動により、本研究の令和5年度の所期の目的を達成することができた。

前年度までの成果報告書：

- ・非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化 (委託研究)
令和3年度 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業
JAEA-Review 2022-043
<https://doi.org/10.11484/jaea-review-2022-043>
- ・非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化 (委託研究)
令和4年度 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業
JAEA-Review 2024-013
<https://doi.org/10.11484/jaea-review-2024-013>

1. はじめに

1.1 研究目的

燃料デブリは、その溶融過程で炉内構造材などと混合または付着しており、その形状及び組成が多岐にわたっている。詳細な情報が不明な取り出し直後の燃料デブリを、核分裂性物質の有無やその臨界安全上のリスクに応じて迅速にスクリーニングすることが可能になれば、燃料取り出し作業を安全かつ効率的に行うことができる。ウラン・プルトニウムの非破壊による計量方法には、中性子照射によって誘導核分裂中性子を測定するアクティブ中性子法や自発核分裂などによって発生する中性子を利用するパッシブ中性子法、ガンマ線を測定する方法などがある。また、中性子源として加速器を使用する方法も提案されている。しかしながら、格納容器内は大量の放射性核分裂性物質によって汚染され、高線量ガンマ線環境であり、アクセスなどが限られた条件にある。また、燃料デブリは多孔質化し、冷却水を含有したり、コンクリートと混合することで水素を含んだりしているため、中性子法を適用する場合、中性子の減速によって、より多くの核分裂反応が誘導される。したがって、含まれる水素量も併せて推定することが、このような条件下での核分裂性核種の定量精度に重要となる。水素含有については、中性子源を用いて熱化した中性子を計数することによって水分量を測定する、中性子水分計が鉄鋼業や土木工事の分野において利用されている。ウラン計量、水分計の測定はともに中性子を計数する技術が基になっており、この機能を1つの測定システムに統合できれば、スクリーニングを効率的に行うことができる。

燃料デブリ取り出し時等に、万が一臨界事故が発生した場合の影響について評価し、適切な対策を検討・実装しておくことが望まれている。しかし現状では、燃料デブリ取り出し時等における臨界を未然に防ぐための臨界監視や臨界管理のためのシステム構築が進められているが、臨界が発生した場合の影響の見積もりや具体的な対策の検討は十分に進んでいない。このため、臨界が発生した場合の構造物や作業員への影響評価や、その評価結果に基づいた合理的な安全を確保するための考え方や具体的な対策検討が課題と考えられている。燃料デブリ取り出し時の臨界影響評価にあたっては、損傷した原子炉圧力容器内の燃料デブリは、核的な結合炉体系となっている可能性も考慮する必要がある。例えば、再凝固した塊状燃料デブリベッド内では、セラミックス層（増倍系）が金属層（非増倍系）で分離されている可能性がある。塊状燃料デブリベッドの上に空隙を保ちながら堆積する燃料デブリ多粒子体系は、空隙が冷却水で満たされると、高速中性子スペクトル体系（下部）と熱中性子スペクトル体系（上部）からなる結合炉体系と見なすことができる。さらに、燃料デブリ粒子は、燃料デブリ取り出し作業の影響（振動、水流、落下など）によって水中を移動する可能性も考慮する必要がある。

このような背景の下、本研究は、非接触のアクティブ中性子法により核分裂性ウラン、プルトニウム、含有水素量を定量化し、燃料デブリの臨界安全上の特性を評価することができる測定システムを開発し、同時に燃料デブリ取り出し作業員の安全確保方策の確立に貢献する基盤技術として多領域積分型動特性解析コードを開発し、燃料デブリの動きを含む燃料デブリ弱結合炉体系の臨界影響評価を実施できるようにすることを目的とする。

1.2 研究概要

本研究では、燃料デブリの臨界特性測定システムの開発、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験、燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化を行う。

燃料デブリの臨界特性測定システムの開発では、令和4年度までに設計した検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価する。さらに、開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウム

トニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価する。

燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験では、令和4年度までに設計した検出器について、測定システムを構築する。開発した検出器に対して、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 自発核分裂から発生する中性子の測定を行う。さらに、測定システムについて、燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対して、アクティブ中性子源として ^{241}Am -Be線源を使用した実験と誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得する。

燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法では、MIK2.0-MVP コードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析する。さらに、改良型MIK2.0-MVP コードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS 弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施する。

2. 業務計画

2.1 全体計画

本研究は、臨界特性測定システムと多領域積分型動特性解析コードの開発にあたり、東京工業大学、東京都市大、産総研、長岡技大が連携して実施する。本研究の目的達成のための実施項目は下記の3項目である。

- (1) 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発
- (2) 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験
- (3) 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化

臨界特性測定システムは、非接触のアクティブ中性子法による誘導核分裂中性子と含有水素による熱化中性子を同時に測定することにより、核分裂性ウラン、プルトニウム、含有水素量を定量化し、燃料デブリの臨界安全上の特性を評価することができる測定システムを開発する。この測定システムの開発では、検出器の設計、最適化、性能評価について、中性子輸送計算を基に数値解析によって行う「(1) 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発」と、検出器の設計に必要な中性子計測の基礎データの取得や製作した測定システムの試験を行う「(2) 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験」により実施する。表 2.1-1 に、全体計画表を示す。

「(1) 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発」では、「①検出器の設計」、「②補正・換算係数の評価」、「③性能評価」の3段階で研究を進める。「①検出器の設計」では、検出器システムの検出効率と計量精度の向上のため、中性子源と検出器、減速材と遮蔽材の配置について中性子輸送モンテカルロ計算により最適化を行う。計算コード及び核データの妥当性検証には、(2)–①の基礎実験において新たに取得する実験データを用いて比較・検討する。計算結果と実験データの比較を行い、解析精度の評価を行う。評価済み核データライブラリ間の比較や熱中性子散乱則の評価を行い解析精度の向上を図る。精度の向上、評価を行った解析コードを用いて、臨界特性測定システム用の検出器の設計を行う。検出器は、中性子源 (^{241}Am -Be中性子源、 ^{252}Cf 中性子源)、中性子検出器 (^3He 比例計数管)、減速材 (ポリエチレン、黒鉛、軽水) と遮蔽材 (鉛、鉄、ホウ素入りポリエチレンなど) を組み合わせたものになる。誘導核分裂中性子の高効率測定と含有水素による減速中性子の分離測定を両立させる減速材の大きさや検出器の配置を計算によって最適化させる。「②補正・換算係数の評価」では、令和4年度までに設計した検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価する。燃料デブリに関する取得可能なデータと測定データを基にする入力群に対して、核分裂性ウラン、プルトニウム (^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu) 量、水素含有量 (H/U)、燃料デブリの無限増倍率 (k_{∞}) を出力とするための補正・換算係数を数値解析により導出する。取り出し燃料デブリとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有しユニット缶に収納された状態に対してベンチマーク計算を行い、測定値との相関を評価する。導出手法としては機械学習の適用も行い、現場適用を考慮して最適な手法を検討・評価する。「③性能評価」では、開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、「(2) 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験」の「③性能評価試験」の結果を用いて核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価する。また、X線CT法などデブリ収納缶内のデブリの諸特性を測定する他の手法と比較し、実用性の観点から本手法の特徴を整理する。

「(2) 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験」では、「①検出器の基礎実験」、「②実証実験」、「③性能評価試験」の3段階で研究を進める。「①検出器の基礎実験」では、測定システムを開発するにあたって、計算コードと核データの検証用に必要となる実験データの収集と整理を行う。対象となる実験データはポリエチレン、黒鉛、軽水などの減速材と³He比例計数管を用いた実験である。収集・整理した実験データは、東京工業大学が担当する(1)-①検出器の設計において利用する。「②実証実験」では、令和4年度までに設計した検出器について測定システムを構築する。購入した³He検出器の検出効率を熱中性子の国家標準場において、高精度で校正する。開発した検出器に対して、誘導核分裂中性子を模擬した²⁵²Cf自発核分裂から発生する中性子の測定を行う。測定は同時測定で行い、同時計数の検出効率を導出する。「③性能評価試験」では、測定システムについて燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対して、アクティブ中性子源として²⁴¹Am-Be線源を使用した実験と誘導核分裂中性子を模擬した²⁵²Cf線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得する。

多領域積分型動特性解析コードの開発のため、「(3) 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化」を実施する。この研究は、「①開発環境構築」、「②開発・予備検証」、「③臨界影響解析」の3段階で実施する。「①開発環境構築」では、MIK2.0-Serpent コード開発専用のメニーコアマルチノード並列計算・データサーバーを導入する。導入したサーバーにおいて、既存の MIK2.0 コードと Serpent コードをインストールし両コードの動作確認を行う。「②開発・予備検証」では、MIK2.0-MVP コードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析する。予備検証で使用する実験データは、令和3年度に調査したデータを活用し、一部不明な実験条件は仮定することで対処する。また、燃料デブリの動きに対応できるように MIK2.0-MVP コードを改良する。「③臨界影響解析」では、改良型 MIK2.0-MVP コードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS 弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施する。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存の MPS 計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行う。

表 2.1-1 全体計画表

項目	令和3年度	令和4年度	令和5年度
(1) 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発			
①検出器の設計（東京工業大学）	←→	←→	
②補正・換算係数の評価（東京工業大学）			←→
③性能評価（東京都市大）			←→
(2) 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験（産総研）			
①検出器の基礎実験	←→	←→	
②実証実験			←→
③性能評価試験			←→
(3) 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化（長岡技大）			
①開発環境構築	←→	←→	
②開発・予備検証		←→	
③臨界影響解析			←→
(4) 研究推進（東京工業大学）	←→	←→	←→

2.2 実施体制

実施体制を図 2.2-1 に示す。

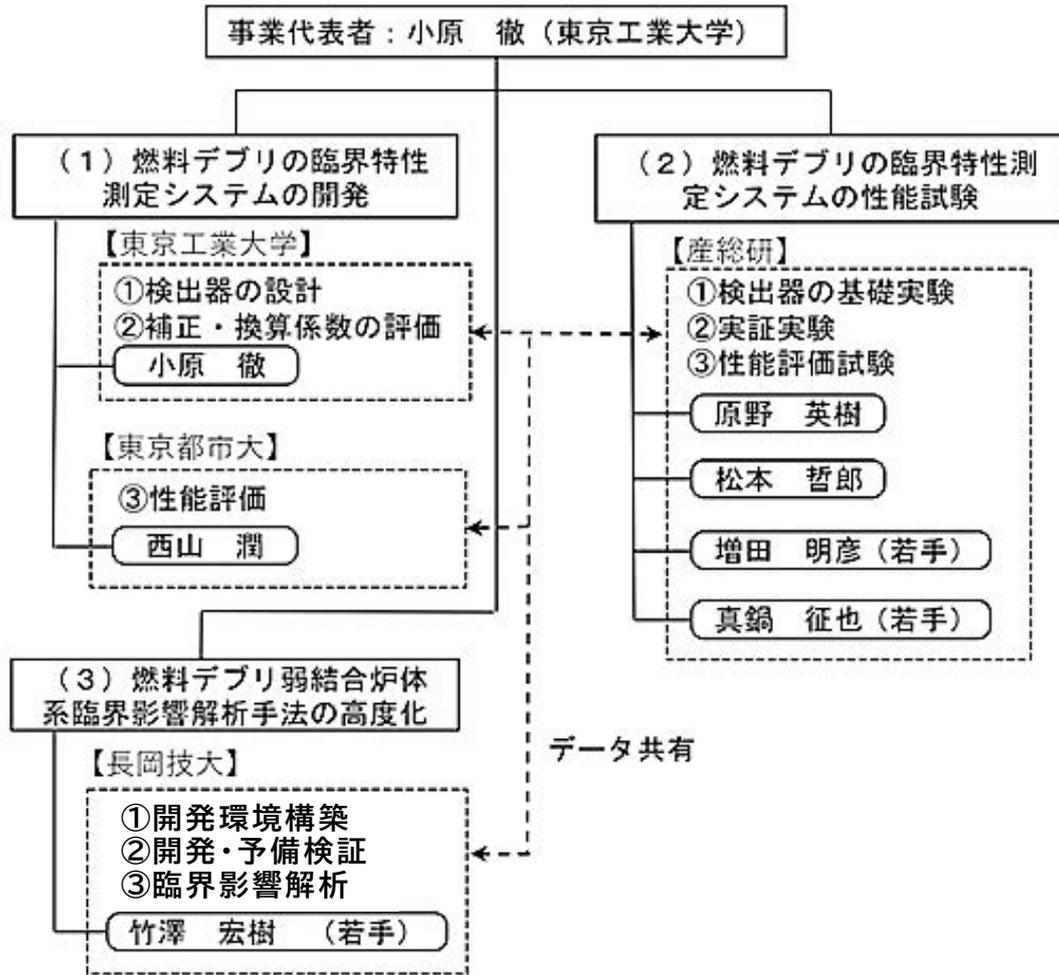


図 2.2-1 実施体制図

2.3 令和5年度の成果の目標及び業務の実施方法

2.3.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発

(1) 補正・換算係数の評価

令和4年度までに設計した検出器を用いて、得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価する。燃料デブリに関する取得可能なデータと測定データを基にする入力群に対して、核分裂性ウラン、プルトニウム量、水素含有量、燃料デブリの無限増倍率を出力とするための補正・換算係数を数値解析により導出する。取り出し燃料デブリとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有しユニット缶に収納された状態に対してベンチマーク計算を行い、測定値との相関を評価する。導出手法としては機械学習の適用も行い、現場適用を考慮して最適な手法を検討・評価する。

(2) 性能評価（再委託先：東京都市大）

開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験結果を用いて核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価する。また、X線CT法などデブリ収納缶内のデブリの諸特性を測定する他の手法と比較し、実用性の観点から本手法の特徴を整理する。

2.3.2 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験（再委託先：産総研）

(1) 実証実験

令和4年度までに設計した検出器について、測定システムを構築する。購入した ^3He 検出器の検出効率を熱中性子の国家標準場において、高精度で校正する。開発した検出器に対して、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 自発核分裂から発生する中性子の測定を行う。測定は同時測定で行い、同時計数の検出効率を導出する。

(2) 性能評価試験

測定システムについて、燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対して、アクティブ中性子源として $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を使用した実験と誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得する。

2.3.3 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化（再委託先：長岡技大）

(1) 開発・予備検証

MIK2.0-MVPコードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析する。予備検証で使用する実験データは、令和3年度に調査したデータを活用し、一部不明な実験条件は仮定することで対処する。また、燃料デブリの動きに対応できるようにMIK2.0-MVPコードを改良する。

(2) 臨界影響解析

改良型MIK2.0-MVPコードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施する。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存のMPS計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行う。

2.3.4 研究推進

研究代表者の下で各研究項目間ならびに廃炉環境国際共同研究センター (CLADS) 等との連携を密にして、研究を進める。また、研究実施計画を推進するための打合せや会議等を開催する。さらに、研究成果は学術雑誌、学会、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下、1F と略記。）廃炉をテーマとした廃炉関連機関でのシンポジウム等で発表・公表に努める。

3. 実施内容及び成果

3.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発【令和3年度～令和5年度】

3.1.1 検出器の設計【令和3年度～令和4年度】

【令和4年度までの概要】

令和3年度には、臨界特性測定システムの開発における検出器の設計、最適化、性能評価に必要な中性子輸送モンテカルロ計算の解析環境を整備した。予備解析として、ポリエチレン減速材と³He比例計数管の組み合わせによる中性子計数体系に対する解析を実施し、計算コードと核データライブラリの検証を行った。産総研が保有する中性子減速場における中性子測定実験のデータ、既存AWCC（Active Well Coincidence Counter：アクティブ・ウェル型同時計数装置）の測定データを収集・整理し、計算結果との比較用のデータを準備した。これらのデータは令和4年度に測定するデータを加えて、数値解析精度の確及び高度化に利用される。

令和4年度には、燃料デブリ臨界特性測定システムを開発するにあたって、令和3年度に引き続き、計算コードと核データライブラリの検証を行った。また、令和3年度に収集・整理した産総研が保有する中性子減速場における中性子測定実験のデータ、既存のAWCCの測定データ、加えて検出器設計最適化のために新たに基礎実験を行って取得するデータを用いて、中性子輸送計算コードの妥当性及び不確かさを評価することで解析精度の向上を図り、検出器の配置や³Heガス圧、減速材、遮蔽材、中性子源配置の最適化を、輸送計算コードを用いたパラメトリックサーベイにより実施することで検出器を設計した。設計した検出器は燃料デブリ量、水分量に感度を持つ検出器であることを確認した。

3.1.2 補正・換算係数の評価【令和5年度】

【令和5年度の実施内容及び成果】

令和4年度に設計した、臨界特性測定システムの各検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価した。4台の検出器の応答、測定対象の燃料デブリ総質量などを説明変数とし、目的変数として核分裂生成核種含有量、無限増倍率、水含有量を求める回帰式の導出を重回帰分析によって行った。学習用データとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有し、ユニット缶に収納された状態の燃料デブリに対して入力パラメータを用意し、ベンチマーク計算として、無限体系に対する固定値計算によって無限増倍率を、固定源計算によって検出器の応答を計算した。計算には、中性子輸送モンテカルロ計算コードMCNP6.2^[1]、PHITS^[2]、核データライブラリとしてENDF/B-VIII^[3]を用いた。

重回帰分析には、機械学習ライブラリscikit-learn^[4]を使用し、線形モデルで重み学習を行う線形回帰モデルを適用した。

$$y_i = \omega_0 + \omega_1 x_1 + \omega_2 x_2 + \omega_3 x_3 + \omega_4 x_4$$

各説明変数と目的変数は下記のとおりである。なお、各変数はデータの前処理として正規化（Min-Max normalization）を行った。

説明変数 x_i ：サンプル量 x_1 、各検出器の応答（ x_2 ：減速材付き球形³He比例計数管、

x_3 ：裸の球形³He比例計数管、 x_4 ：2台の直管³He比例計数管）

目的変数 y_i ：水分量、無限増倍率、核分裂性核種量

各説明変数に対する水含有量を図 3.1-1 に示す。水分量に関しては、サンプル量、減速材付き球形 ^3He 比例計数管、直管 ^3He 比例計数管の相関は低いですが、裸の球形 ^3He 比例計数管については、水分量の増加に伴い計数率が増加する関係がある。図 3.1-2 に、水分量に対する重回帰分析の結果を示す。グラフは、生成した学習データのうち 7 割のデータで解析を行い、残り 3 割で検証した結果である。裸の球形 ^3He 比例計数管の計数率に対する係数 ω_3 が主たる成分となっており、回帰式を用いた予想値に対して実際の値はおおむね線形になっている。

各説明変数に対する無限増倍率を図 3.1-3 に示す。無限増倍率に関しては、サンプル量の相関は低いですが、無限増倍率が増加すると各検出器の計数率が増加する傾向にある。図 3.1-4 に、無限増倍率に対する重回帰分析の結果を示す。予想値と実際の値は線形ではなく、予測値が過大評価する傾向にある。

各説明変数に対する核分裂性核種量を図 3.1-5 に示す。核分裂性核種量に関しては、直管 ^3He 比例計数管については、核分裂性核種量の増加に伴い計数率が増加する関係がある。図 3.1-6 に、核分裂性核種量に対する重回帰分析の結果を示す。予想値と実際の値はおおむね線形の関係にあるが、核分裂性核種を全く含まない条件で過大に評価する。

これらの最適な方法の検討・評価では、現場適用を考慮した。

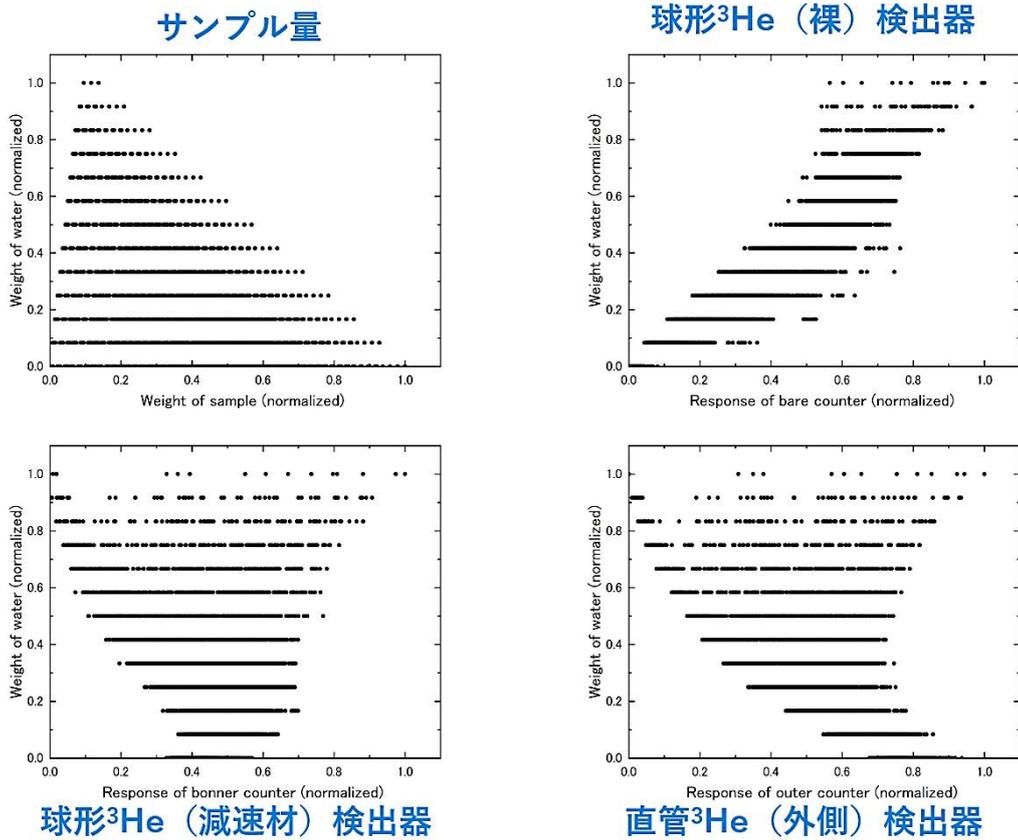
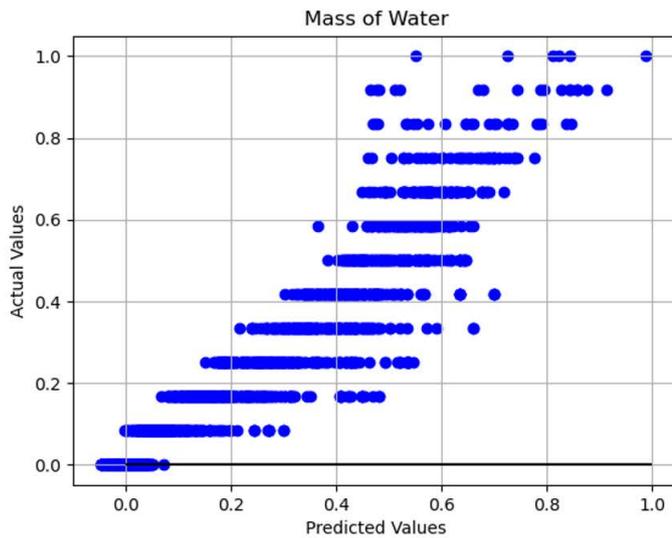


図 3. 1-1 各説明変数に対する水含有量



Min: 0.00 kg
Max: 7.54 kg

決定係数 R^2
train 0.871248
test 0.866203

ω_0	-0.1436
ω_1	0.0649
ω_2	-0.1222
ω_3	1.0520
ω_4	0.1932

$$y_i = \omega_0 + \omega_1 x_1 + \omega_2 x_2 + \omega_3 x_3 + \omega_4 x_4$$

図 3. 1-2 水含有量に対する解析結果

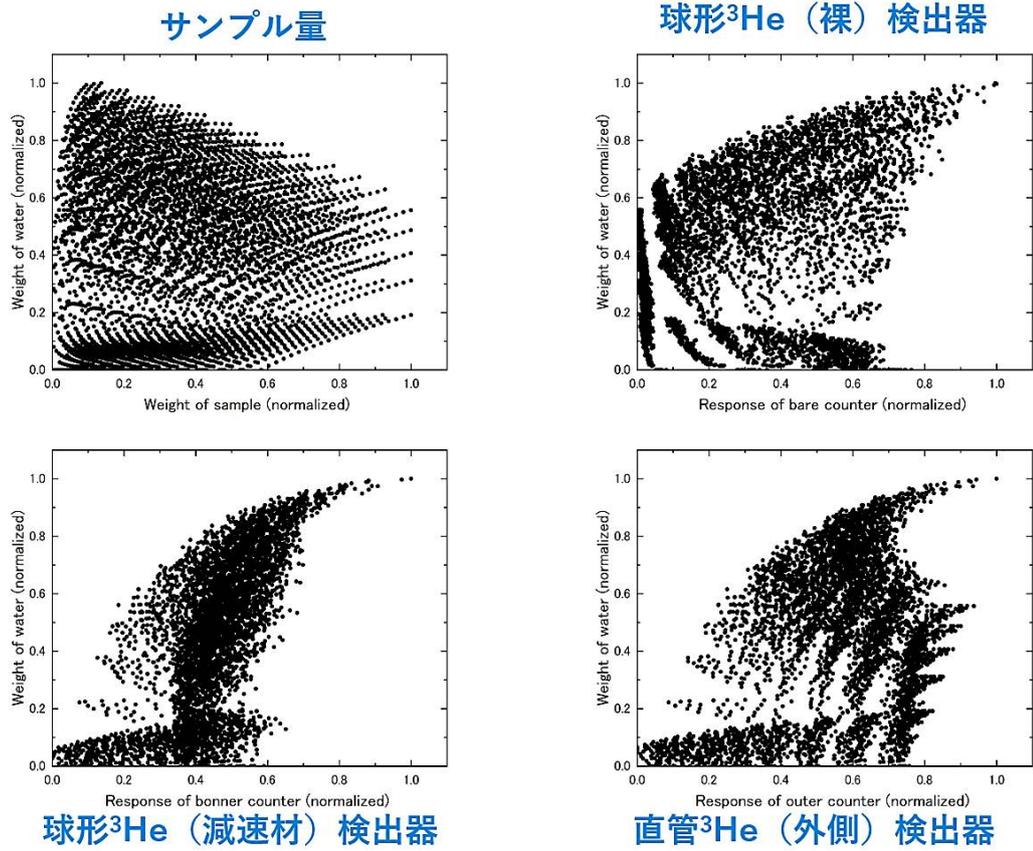


図 3.1-3 各説明変数に対する無限増倍率

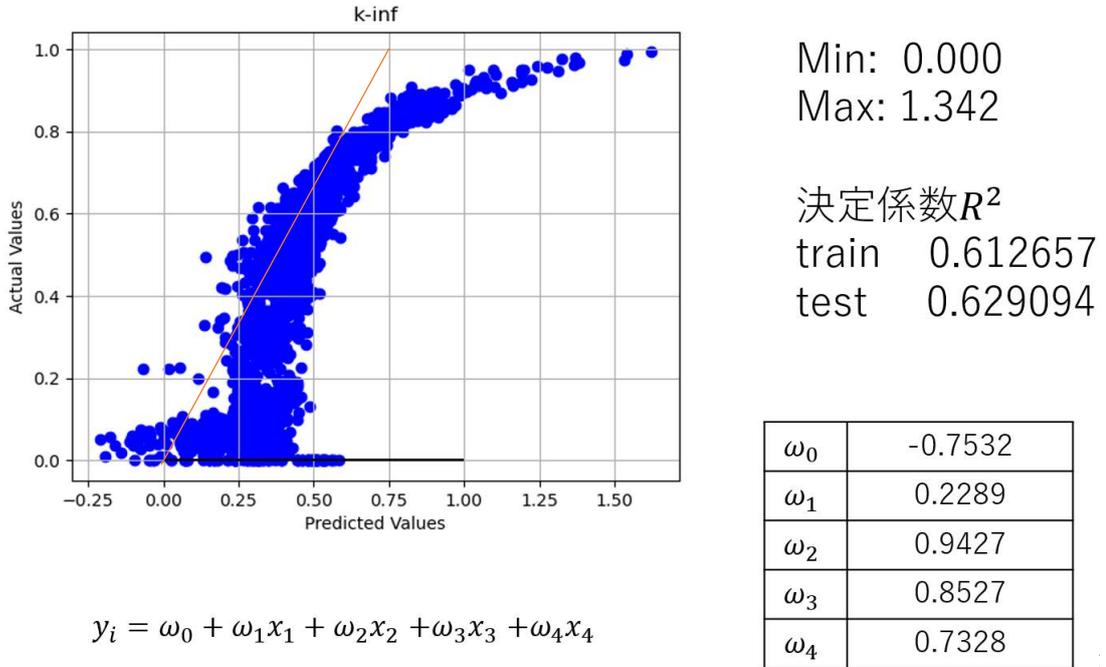


図 3.1-4 無限増倍率に対する解析結果

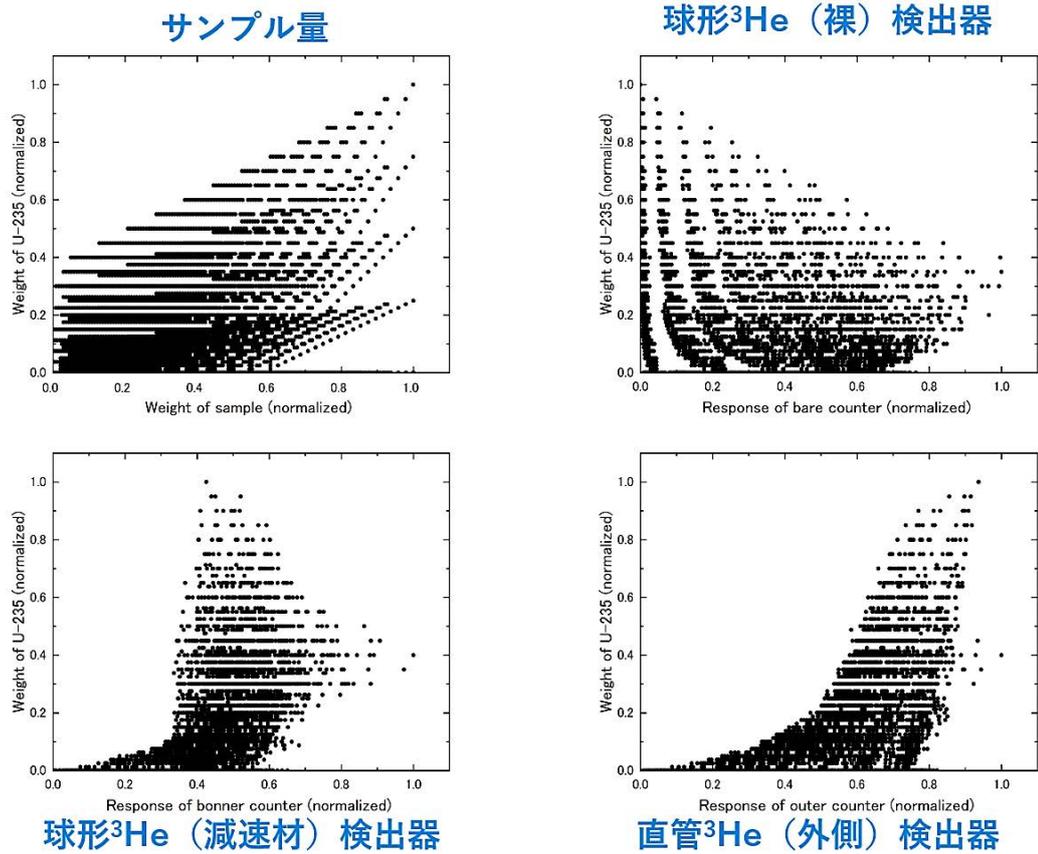


図 3.1-5 各説明変数に対する核分裂性核種量

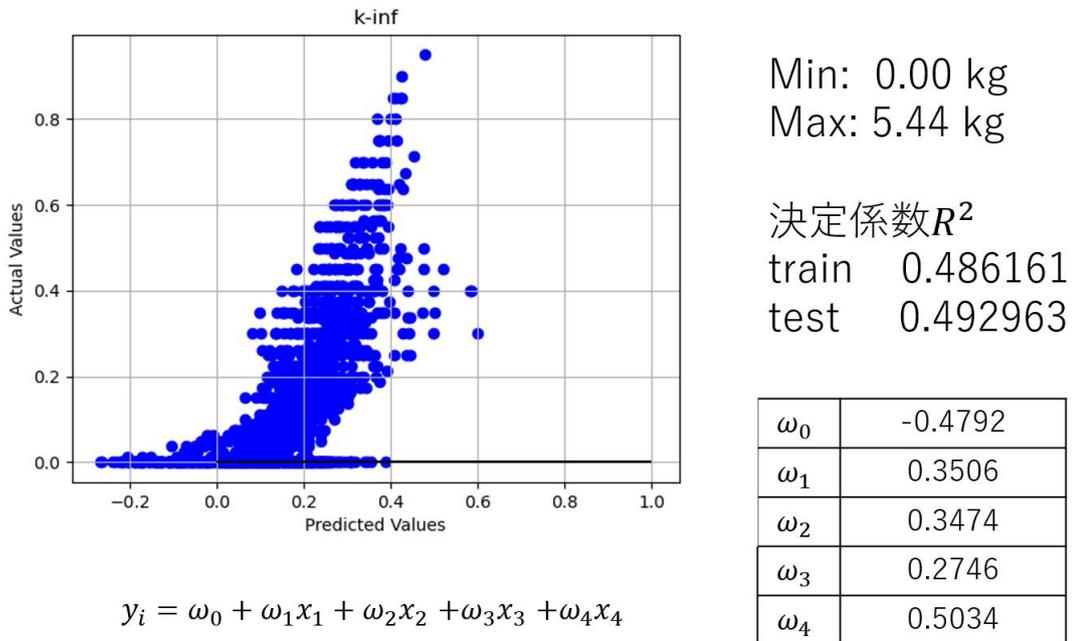


図 3.1-6 核分裂性核種量に対する解析結果

3.1.3 性能評価（再委託先：東京都市大）【令和5年度】

【令和5年度の実施内容及び成果】

令和4年度～令和5年度に開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験結果(3.2.3項)を用いて評価した。図3.1-7に、裸の ^3He 比例計数管と減速材付き ^3He 比例計数管に対する、模擬サンプルを用いた性能試験結果の計算と実験値及びその比(C/E)を示す。SUS球、ジルコニア球と水を含む体系において、計算は5%以内の精度で実験を再現している結果となっている。また、直管 ^3He 比例計数管の中性子放出あたりの計数率、同時計数率はそれぞれ4%以内、10%以内の精度となった。

水含有量による予想値と実際の値との差の分散(1σ)は0.97 kgとなり、体積密度としては0.078 g/cm³となった。この値が水分測定の下限值と推定される。無限増倍率に関して、回帰式による予想値と実際の値を図3.1-8に示す。無限増倍率0.8未満では、予想値に対して実際の値は大きな幅を取っている。一方で予想値1.0では、実際の値は1.00～1.14の幅に収まり、精度が向上する。核分裂性核種量に関して、回帰式による予想値と実際の値を図3.1-9に示す。核分裂性核種量が0.5 kg以上含有されていた場合、予想値は0.5 kg以上の値となり、この値が下限値となる。測定システムの各検出器の感度と中性子放出率 10^5 source/sの ^{241}Am -Be中性子源を用いた場合の計数率を表3.1-1に示す。回帰式の精度に対して十分な統計精度である1%の精度の測定には、最小で4.9時間の測定時間が必要になる。今回得られた結果は、均質化体系を対象としており、燃料デブリ粒子径が1 mm未満の体系に適用可能と考えられる。球形の燃料デブリについては、直径2 cmの場合が最も無限増倍率が大きくなることが分かっており、形状効果を正確に取り入れるためには形状に関する事前情報の取得と形状効果を取り入れた教師データの準備が必要となる。

燃料デブリの仕分けに適用する非破壊計測技術については、5種類の候補技術(アクティブ中性子法、パッシブ中性子法、ミュオン散乱法、X線CT法、パッシブガンマ線法)が検討されている^[6]。本研究の臨界特性測定システムはアクティブ中性子法になり、外部中性子源により中性子を照射して、燃料デブリ内で起きる誘導核分裂から発生する中子を計測する。検討されているアクティブ中性子法は、中性子源としてD-T中性子源もしくはD-D中性子源を用いるものであり、装置の関係でPCV(Primary Containment Vessel:原子炉格納容器)外での測定が想定されている。一方で、本システムはコンパクトなシステムであり、PCV内での測定が可能である。PCV内での適用が検討されているパッシブ中性子法は、 ^{244}Cm からの自発核分裂中子を測定する方法であるが、キュリウムとウランの帯同性を別の測定によって証明する必要がある。X線CT法は物質かさ密度と核燃料混入量が評価可能な手法であり、アクティブ中性子法と組み合わせ、より評価精度を向上できる可能性がある。

3.1.4 まとめ

【令和5年度の実施内容及び成果】

令和4年度までに設計した検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価した。取り出し燃料デブリとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有しユニット缶に収納された状態に対してベンチマーク計算を行い、入力群を整備した。燃料デブリに関する取得可能なデータと測定データを基にする入力群に対して、核分裂性ウラン、プ

ルトニウム (^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu) 量、水素含有量 (H/U)、燃料デブリの無限増倍率 (k_{∞}) を出力とするための補正・換算係数を、機械学習を適用した数値解析により導出した。

開発した検出器と核分裂性核種 (ウラン、プルトニウム) の計量、水含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験結果を用いて、核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価した。また、X線CT法などデブリ収納缶内のデブリの諸特性を測定する他の手法と比較し、実用性の観点から本手法の特徴を整理した。

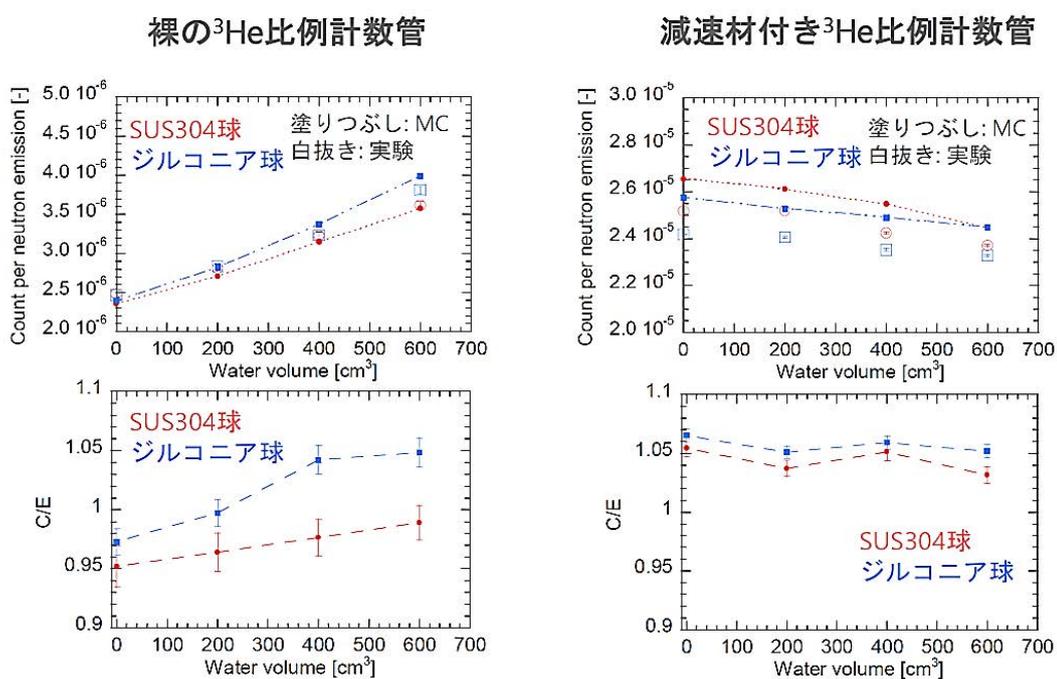


図 3.1-7 球形 ^3He 比例計数管の実験値と計算値

表 3.1-1 臨界特性測定システムの測定性能

検出器	球形 ^3He (減速材付き)	球形 ^3He (裸)	直管 ^3He (2台合計)
最小感度 [1/source]	5.68×10^{-6}	2.44×10^{-5}	1.64×10^{-4}
最大感度 [1/source]	6.64×10^{-5}	6.67×10^{-4}	4.43×10^{-4}
最小計数率 [1/s]	0.57	2.44	16.4
最大計数率 [1/s]	6.64	66.7	44.3
統計不確かさ 1%に必要な測定時間 [h]	4.9	1.1	0.17

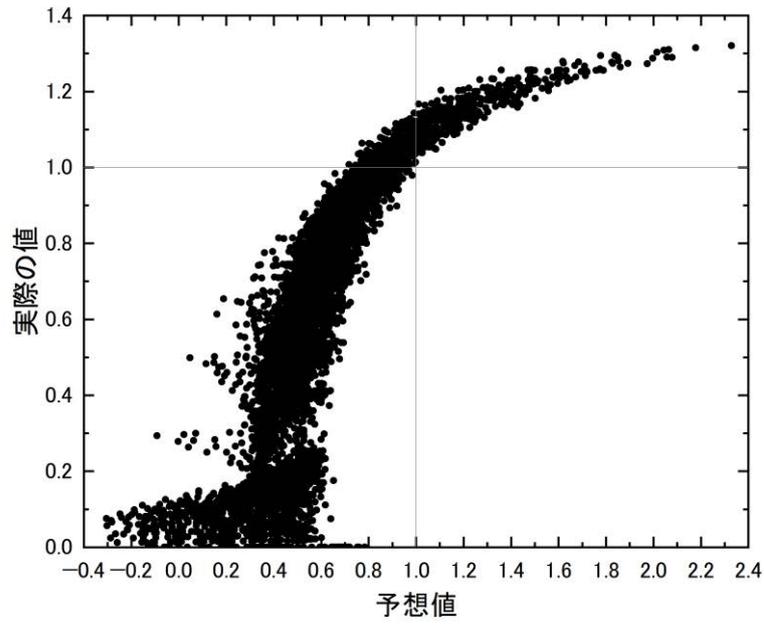


図 3.1-8 無限増倍率の予想値と実際の値

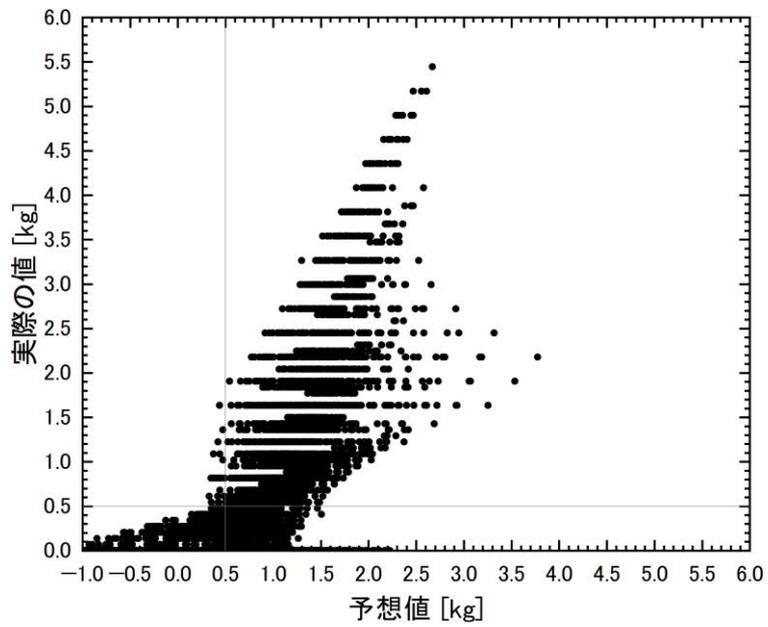


図 3.1-9 核分裂性核種の予想値と実際の値

3.2 燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験（再委託先：産総研）

【令和3年度～令和5年度】

3.2.1 検出器の基礎実験【令和3年度～令和4年度】

【令和4年度までの概要】

令和3年度には、臨界特性測定システムの開発にあたって、計算コードと核データの検証用に必要となる黒鉛、ポリエチレンなどの減速材と ^3He 比例計数管を用いた実験データの収集と整理を行った。また、中性子束分布測定に用いられる放射化金箔から放出されるガンマ線の井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器での検出効率を高精度で校正した。校正には、 $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子源と黒鉛パイルを使用した熱中性子国家標準場で金箔を照射し、誘導放射能を $4\pi\beta-\gamma$ 同時計数装置で絶対測定し、同じ金箔を井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器で測定して、411.8 keVガンマ線に対する検出効率を校正した。また、アクティブ中性子法で使用する中性子源(^{252}Cf 中性子源)について、黒鉛パイルと校正済みの $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子源との相対測定によって、中性子放出率を高精度で校正した。

令和4年度には基礎実験として、減速材(ポリエチレン、軽水、黒鉛)と中性子源(^{252}Cf 線源、 $^{241}\text{Am-Be}$ 線源、加速器線源)の組み合わせからなる体系において、金箔・金ワイヤーを用いた放射化法による中性子束分布の詳細測定、 ^3He 比例計数管を用いた同時計数実験を実施した。この実験により、減速材体系における中性子源の中性子エネルギー依存性、減速時間や中性子透過の減速材厚さ依存性を高精度で検証するための比較用実験データを取得した。同時計数測定システムの動作検証を行い、正常に動作することを確認した。

3.2.2 実証実験【令和5年度】

【令和5年度の実施内容及び成果】

令和4年度に設計した、測定システムに使用する4台の ^3He 比例計数管(球形2台と直管2台)について、熱中性子国家標準場である産総研の黒鉛パイルと $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子源を用いた照射場において校正した。校正した際の実験配置を図3.2-1に示す。球形 ^3He 比例計数管は黒鉛パイル内部において照射した。また、直管の ^3He 比例計数管は黒鉛パイルの外で照射した。照射した場における中性子束は、金箔の放射化法による測定で校正されている。それぞれの検出器の感度を、3%以内の高精度で導出した。

校正した ^3He 比例計数管を用いて、図3.2-2に示す測定システムを構築した。測定システムは、内側に燃料デブリを収納するユニット缶(直径20 cm×高さ40 cm)を格納できる空間を取り囲むように、5 cm厚のSUSブロック、その周りを1 cm厚の B_4C 中性子遮蔽材、その外周を10 cm厚のポリエチレンで囲む体系となっている。内側のSUSブロック内に、裸の球形 ^3He 比例計数管と減速材付き球形 ^3He 比例計数管が配置される。外側のポリエチレン内に直管の ^3He 比例計数管が配置される。構築した測定システムを用いて、同時測定の実証実験を行った。誘導核分裂中性子を模擬するために、 ^{252}Cf 自発核分裂中性子源を測定システム中央に配置して、外側直管 ^3He 比例計数管による測定を行った。比例計数管の信号時間間隔に対する計数率を図3.2-3に示す。自発核分裂により、ほぼ同時刻に発生した中性子が500 μs 以内に測定されているのが観測され、計数効率は $3.99 \pm 0.13 \times 10^{-6}$ counts/sourceであり、同時測定が可能であることが確かめられた。

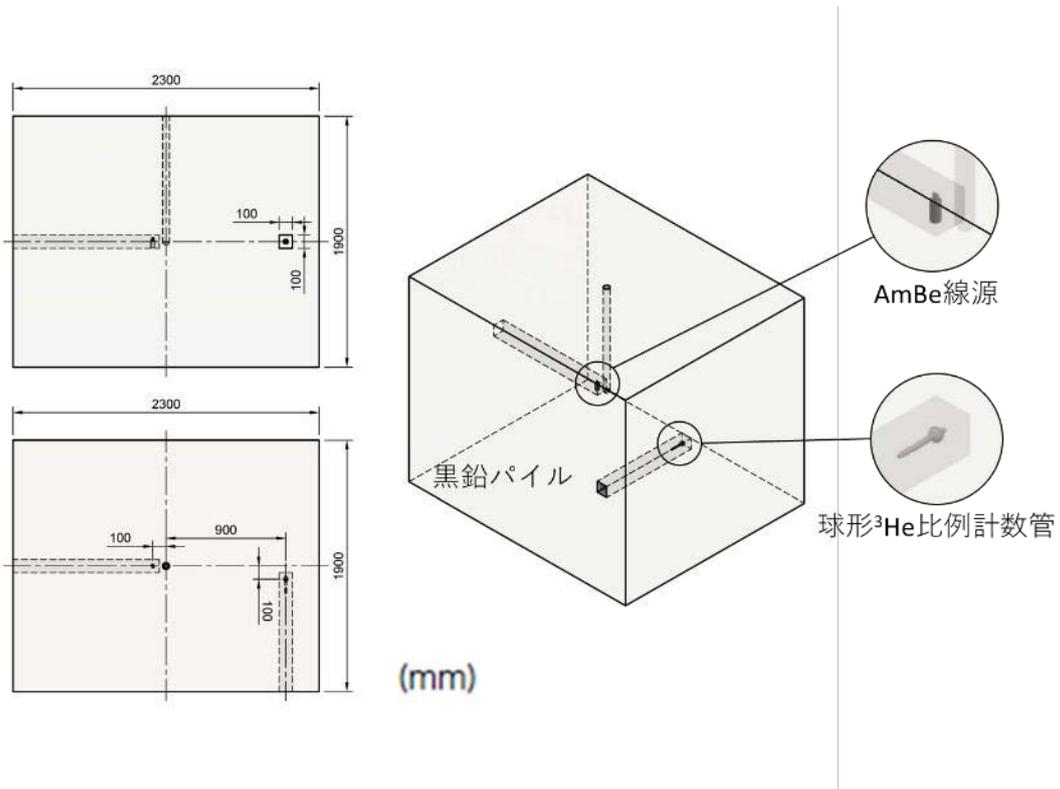


図 3.2-1 ³He 比例計数管校正実験の配置

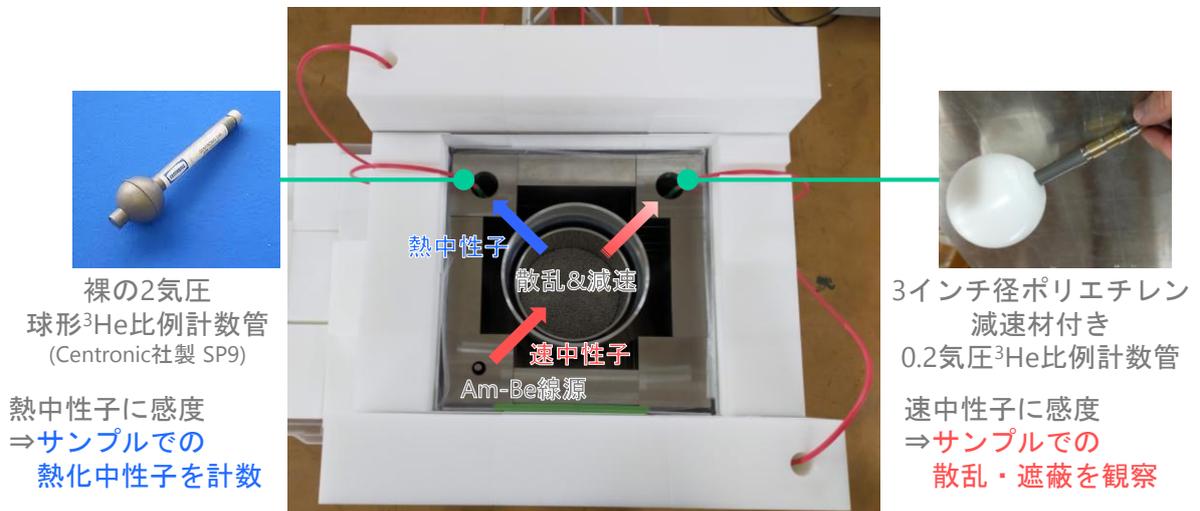


図 3.2-2 測定システムの構築

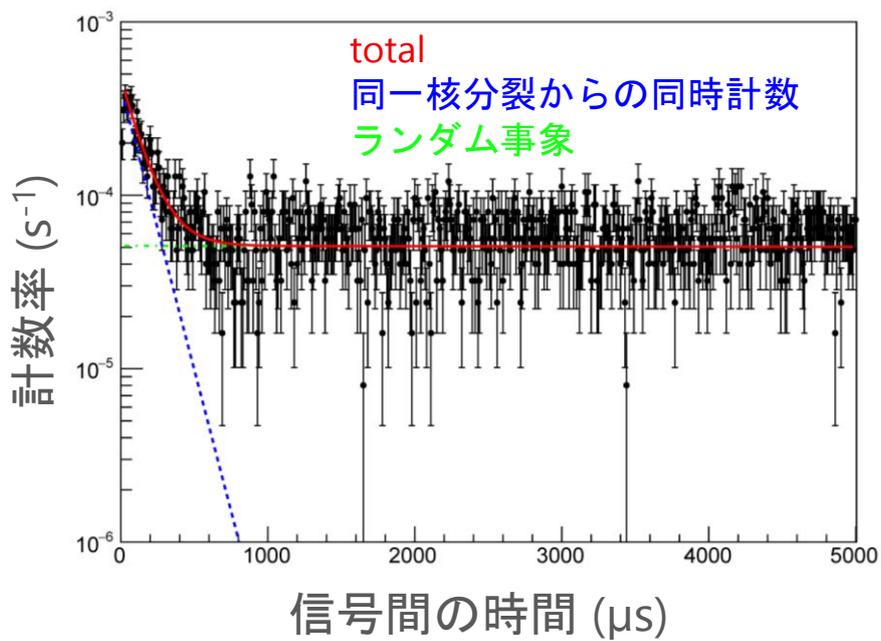


図 3. 2-3 ^{252}Cf 線源を用いた同時計数測定の結果

3.2.3 性能評価試験【令和5年度】

【令和5年度の実施内容及び成果】

構築した測定システムを用いて、SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて燃料デブリを模擬したサンプルを作製して、 ^{241}Am -Be 線源を使用した実験と、 ^{252}Cf 線源を使用した実験により性能評価試験を実施した。使用したサンプルは、3 mm 球の SUS (SUS304、密度 7.93 g/cm^3) とジルコニア (ZrO_2 60%、 SiO_2 40%、密度 4.0 g/cm^3)、15 cm 角のコンクリートブロック、5 mm 厚の B_4C シートである。SUS とジルコニア球に関しては、純水を追加して水分量に対する変化を測定した。SUS、ジルコニア球に対する裸の球形 ^3He 比例計数管と減速材付きの ^3He 比例計数管の測定結果を図 3.2-4、図 3.2-5 にそれぞれ示す。裸の球形 ^3He 比例計数管の測定結果は、SUS とジルコニアの違いによる差はなく、水分含有量の増加に伴い中性子が減速されて熱中性子になることによる計数率の増加が観測された。一方で、減速材付き ^3He 比例計数管は、SUS とジルコニアでの透過率の違いにより、SUS の方が 4%ほど高い計数率となり、水分含有量の増加に伴い遮蔽効果による計数率の減少が観測された。また、図 3.2-6 に示すコンクリートとホウ素 (B_4C) のサンプルに対しても同様に測定を行った。加えて誘導核分裂模擬した実験を行い、各検出器の計数率を測定した。得られたデータは「3.1.3 性能評価」に用いられた。

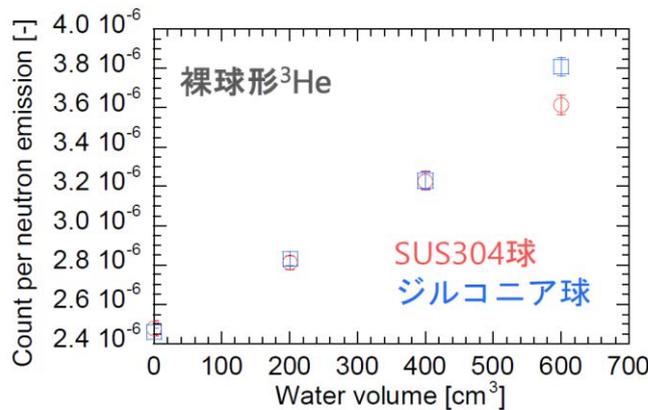


図 3.2-4 性能評価試験の結果（裸球形 ^3He ）

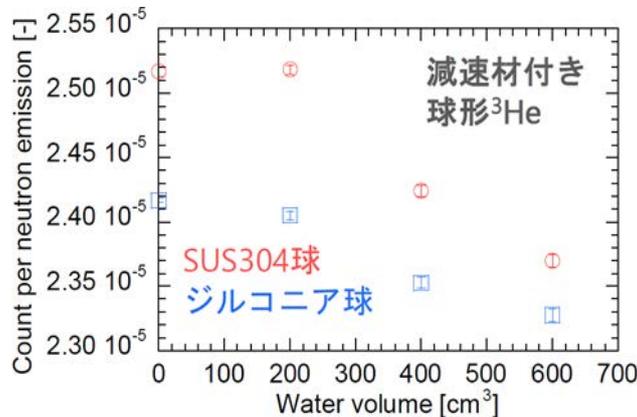


図 3.2-5 性能評価試験の結果（減速材付き球形 ^3He ）

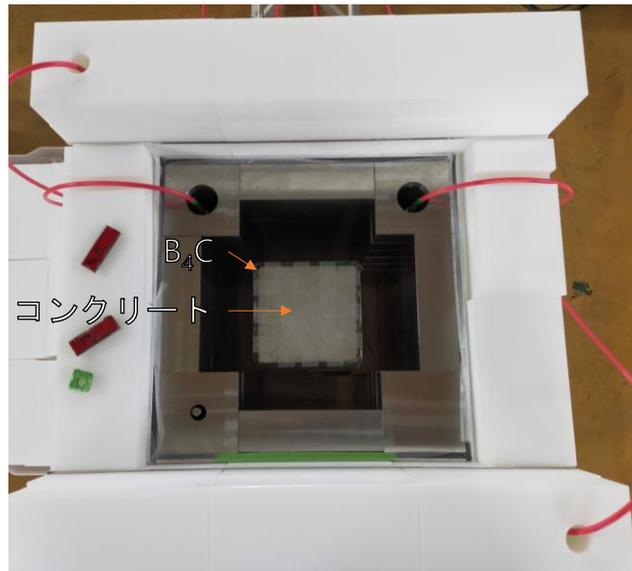


図 3.2-6 性能評価試験（コンクリート、 B_4C ）

3.2.4 まとめ

【令和5年度の実施内容及び成果】

令和4年度までに設計した検出器について、検出効率を熱中性子の国家標準場において高精度で校正した ^3He 比例計数管を用いて測定システムを構築した。構築した測定システムに対して、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 自発核分裂から発生する中性子の測定を実施し、同時計数の検出効率を導出した。また、燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対してアクティブ中性子源として $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を使用した実験と、誘導核分裂中性子を模擬した ^{252}Cf 線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得した。

3.3 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化（再委託先：長岡技大）

【令和3年度～令和5年度】

3.3.1 開発環境構築【令和3年度】

令和3年度には、前事業において令和2年度に導入した並列計算ワークステーションの計算容量を増強する形で、MIK2.0-MVP コード開発専用のメニーコアマルチノード並列計算・データサーバーを導入し、開発環境を整備した。また、ロシア国内で実施された結合炉超臨界／パルス中性子源実験データの詳細調査を、ロシア語公開文献を対象として実施した。その結果、ロシア国立原子力機構（ロスアトム）の物理電力工学研究所（Institute of Physics and Power Engineering：以下、IPPE と略記。）の結合炉体系における超臨界実験結果に関する文献に着目することとし、実験に用いられた結合炉体系の仕様、反応度投入条件、出力動特性データなど、令和5年度に実施する予定の MIK2.0-MVP コードの検証に用いる代表的な解析条件を整理した^[6]。

3.3.2 開発・予備検証【令和4年度～令和5年度】

【令和4年度の概要】

令和4年度には、MIK2.0-MVP コードの開発と予備検証を実施した。MIK2.0-MVP コードの開発では、MIK2.0 コードが必要とする積分型動特性パラメータを計算できるように、汎用連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コード（MVP）のソースプログラムを改造した。また、改造した MVP コードから出力されるデータを用いて、積分型動特性パラメータを計算するプログラムを作成した。MIK2.0-MVP コードの概要を図 3.3-1 に示す。予備検証では、米国ロスアラモス国立研究所で実施された GODIVA 炉超臨界実験の出力動特性データを、MIK2.0-MVP コードを用いて再現解析した。予備検証の計算条件を表 3.3-1 に示す。GODIVA 炉心の領域数は、コードの動作確認のため、2 領域（内側・外側）とした。計算結果の例を図 3.3-2 に示す。MIK2.0-MVP コードでは、MIK1.0 コードが有する計算機能に加えて、遅発中性子による核分裂の効果も考慮することができるようになったことを確認した。

【令和5年度の実施内容及び成果】

「②開発・予備検証」のうち、予備検証については、MIK2.0-MVP コードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析した。予備検証で使用した実験データは、令和3年度に調査したデータを活用し、一部不明な実験条件は仮定することで対処した。再現解析に用いた結合炉体系の概念図を図 3.3-3 に示す。領域1は高濃縮金属ウランパルス炉心、領域2は未臨界ポリエチレン減速集合体を示している。集合体の燃料セルは、直径 50 mm×厚さ 1 mm のステンレス管の内壁上に 5 μm の高濃縮金属ウランがコーティングされており、管内はアルゴン・キセノンガスで満たされている。このため本研究では、集合体を均質な領域として仮定した。結合炉体系の主な仕様は、令和3年度の文献調査の結果^[6]とした。その他の計算条件を表 3.3-2 に示す。再現解析結果の例として、結合炉体系における即発中性子と遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数を図 3.3-4 に示す。ここで、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の添え字 j は最初の核分裂が起きた領域番号を、添え字 i は領域 j で最初の核分裂によって発生した遅発中性子が核分裂を引き起こす領域番号を示す。遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数には、遅発中性子の発生時間遅れは含まれていない。本研究で計算できるようになった遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数に着目すると、 $C_{11}^d(\tau)$ 関数では 1.0×10^{-7} s 頃までに高速中性子による核分裂が収束し、

その後 2.0×10^{-3} s 頃までに集合体で減速されたのち、パルス炉心へ反射された熱中性子による核分裂が収束していく様子が表現されている。一方、 $C_{21}^d(\tau)$ 関数では高速中性子が集合体に入射し、 1.0×10^{-6} s 頃から減速されながら 2.0×10^{-3} s 頃までに熱中性子による核分裂が収束していく様子が表現されている。 $C_{12}^d(\tau)$ 関数は、 $C_{11}^d(\tau)$ 関数や $C_{21}^d(\tau)$ 関数と様子が異なっている。これは、集合体から入射した熱外中性子が 1.0×10^{-8} s 頃から核分裂を引き起こし始め、その後、 2.0×10^{-3} s 頃までに熱中性子による核分裂が収束していく様子が表現されている。 $C_{22}^d(\tau)$ 関数の様子は、集合体内部の核分裂の時間的挙動を示しているため、 $C_{21}^d(\tau)$ 関数と類似している。また、 $C_{11}^d(\tau)$ 関数の収束値（結合係数） $> C_{21}^d(\tau)$ 関数の収束値、 $C_{22}^d(\tau)$ 関数の収束値 $> C_{12}^d(\tau)$ 関数の収束値となっており、結合係数の大小関係も妥当である。このような特徴は、即発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数にも当てはまる。パルス炉心と集合体の出力パルスの時間差はおよそ 1.0×10^{-3} s^[7]であり、これは即発中性子の $C_{21}^p(\tau)$ 関数が 1.0×10^{-5} s 頃から 1.0×10^{-3} s 頃までにかけて立ち上がる挙動と関連している。結合炉体系の動特性計算の試行からは、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の収束におよそ 2.0×10^{-3} s かかることに起因する計算負荷の増加よりも、未臨界集合体における $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算、すなわち遅発中性子データの収集に伴う計算負荷の増加の方が課題となる可能性を見出すことができた。

「②開発・予備検証」のうち、開発については、燃料デブリの動きに対応できるように MIK2.0-MVP コードを改良した。具体的には、時々刻々と変化する燃料デブリ多粒子体系の座標データを、計算開始前に MVP インプットファイルの形式で指定したタイムステップにおいて読み込む機能を MIK2.0-MVP コードに追加した。

表 3.3-1 MIK2.0-MVP コード予備検証の計算条件 (GODIVA 炉心)

計算体系	GODIVA 炉心
組成	U234 : 1.00 wt% U235 : 93.71 wt% U238 : Remaining wt%
外径/内径 (2 領域分割)	8.85 cm/7.02 cm
初期温度	293 K
初期炉心出力	1 W (定常状態)
投入反応度	約 1.08 \$、ステップ投入 ($\beta_{\text{eff}}=0.0067$)
タイムステップ Δt	2.0×10^{-10} s
計算ステップ数	1.0×10^6 (0.2 ms)
フィードバック効果	U238 ドップラー効果 スペクトルシフト (断熱近似)

表 3.3-2 MIK2.0-MVP コード予備検証の計算条件 (結合炉体系)

計算体系	結合炉体系 ^[7]
領域分割数	2
領域 1	高濃縮金属ウランパルス炉心
領域 2	未臨界ポリエチレン減速集合体
初期温度	293 K
初期炉心出力	1 W (定常状態)
投入反応度 (制御棒など吸収材を無視した仮定)	約 4.2 \$、ステップ投入 ($\beta_{\text{eff}}=0.0069$)
タイムステップ Δt	2.0×10^{-9} s
計算ステップ数	1.5×10^6 (3.0 ms)
フィードバック効果	U238 ドップラー効果 高濃縮金属ウランパルス炉心の熱膨張 スペクトルシフト (断熱近似)

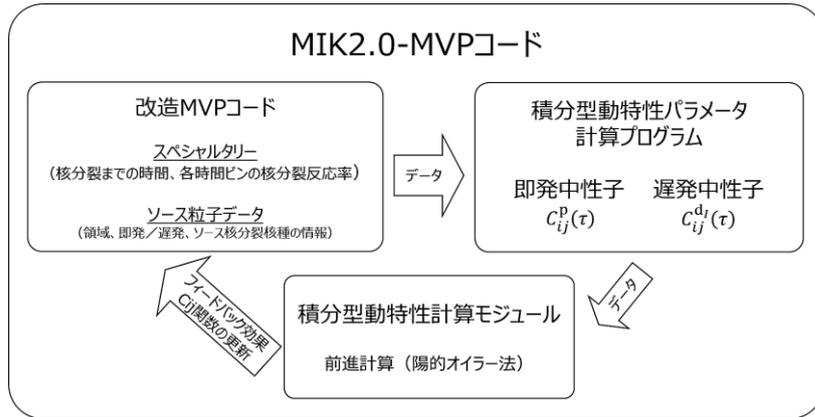


図 3.3-1 MIK2.0-MVP コードの概要

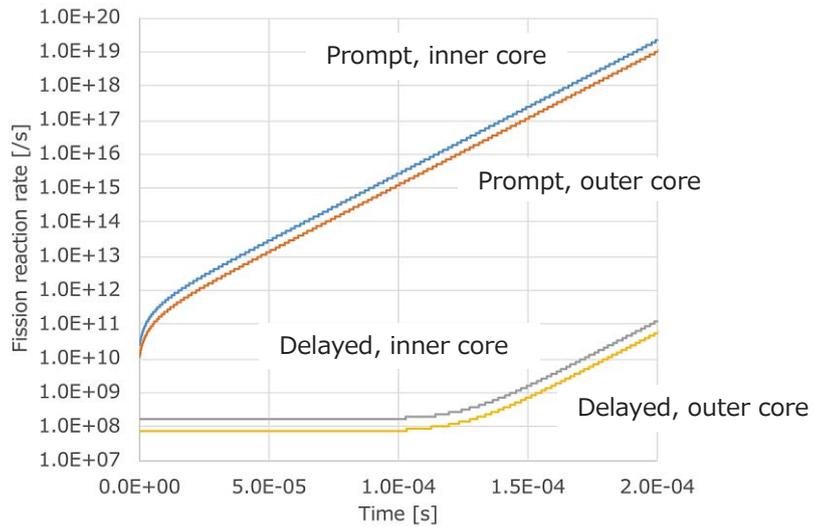
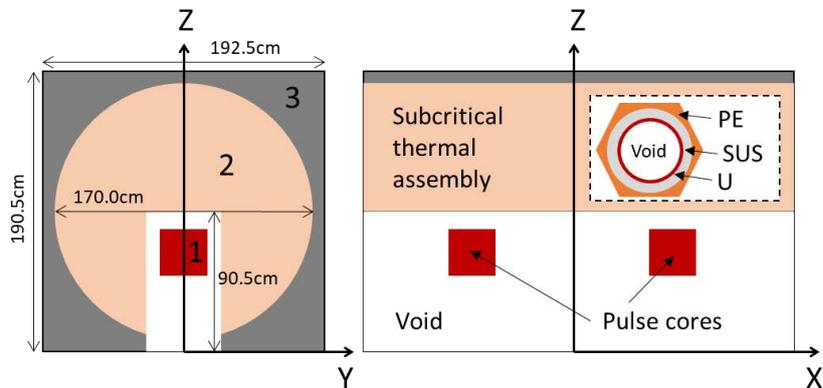
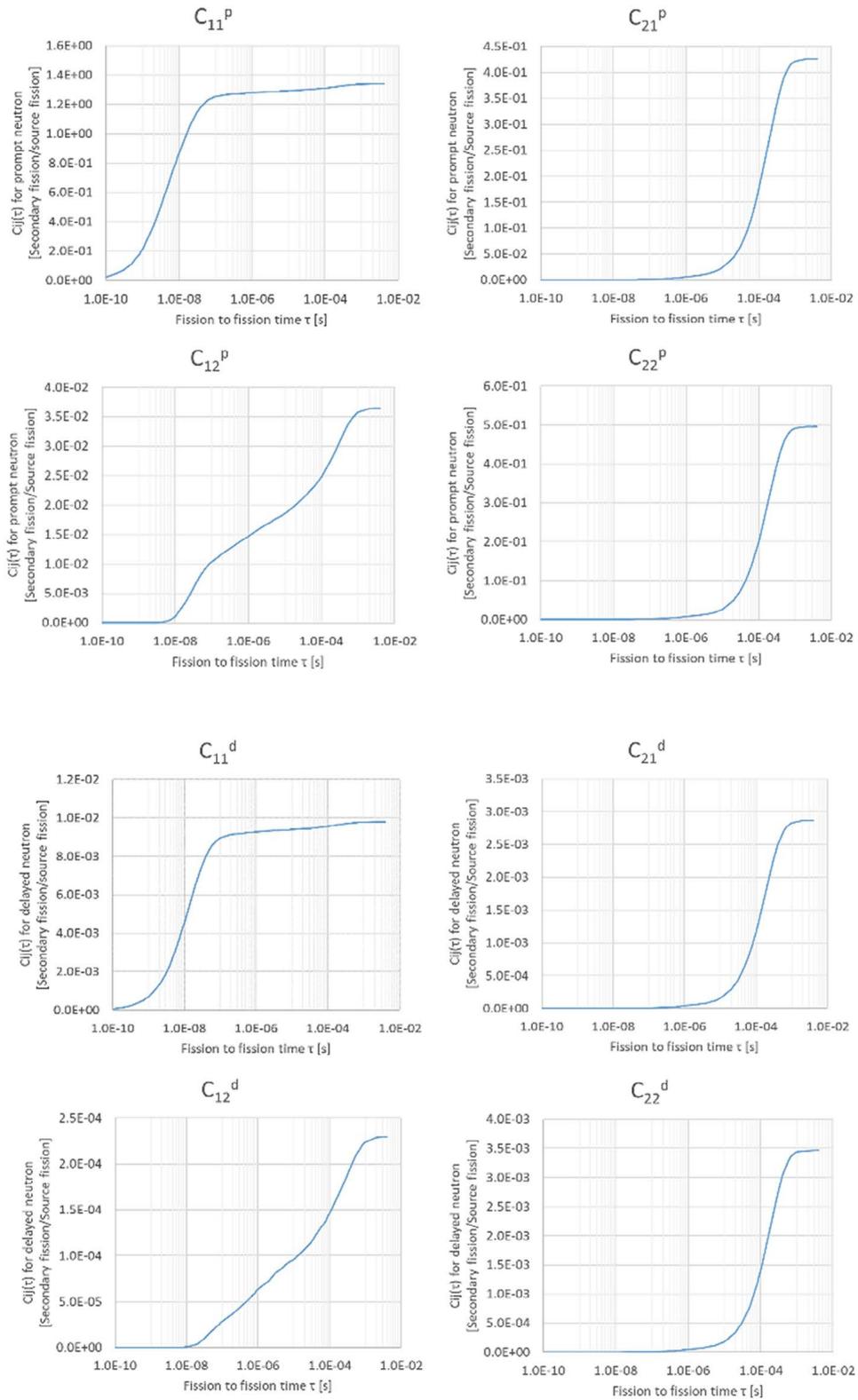


図 3.3-2 MIK2.0-MVP コード予備検証 (GODIVA 炉心) の計算結果の例



領域 1 : 高濃縮金属ウランパルス炉心
 領域 2 : 未臨界ポリエチレン減速集合体
 領域 3 : ポリエチレン

図 3.3-3 結合炉体系の概念図



領域 1：高濃縮金属ウランパルス炉心
 領域 2：未臨界ポリエチレン減速集合体
 p：即発中性子、d：遅発中性子

図 3.3-4 結合炉体系における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算結果の例

3.3.3 臨界影響解析【令和5年度】

「③臨界影響解析」については、「②開発・予備検証」で燃料デブリ多粒子体系の座標データを読み込む機能を追加した改良型 MIK2.0-MVP コードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS 弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施した。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存の MPS 計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行った。動作確認の計算条件を表 3.3-3 に、計算体系の例を図 3.3-5 に示す。この体系の特徴は、一辺 1 cm の立方体の金属ウラン燃料粒子 1000 個が水中に含まれている点にある。ただし、出力を計算する際は粒子ごとではなく、粒子をいくつかのグループに分ける。今回の動作確認では、出力を計算する領域数を 2 (最小) とするため、1000 個の粒子を左右に同数ずつ分割した。ウラン濃縮度は、反応度投入直後の実効増倍率が 1.0 を超すように調整した。改良型 MIK2.0-MVP コードが、時々刻々と変化する燃料デブリ多粒子体系の座標データを、計算開始前に MVP インプットファイルの形式で指定したタイムステップにおいて読み込めるか動作確認をするため、粒子座標データとして必要最小限の異なる 2 種類を準備した。図 3.3-5 左は初期 (反応度投入直後) の体系を、図 3.3-5 右は粒子座標データ更新後の体系をそれぞれ示している。改良型 MIK2.0-MVP コードを用いて計算した燃料デブリ多粒子体系の即発中性子と遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数を、図 3.3-6 (初期の体系) と図 3.3-7 (更新後の体系) に示す。燃料デブリ多粒子体系は、左右に同数ずつ分割されているため、それぞれの中性子に対して 4 つ定義される $C_{ij}(\tau)$ のうち 2 つ ($C_{11}(\tau)$ と $C_{12}(\tau)$) を示す。先述の結合炉体系のうち、未臨界ポリエチレン減速集合体の $C_{ij}(\tau)$ 関数と同様に、 2.0×10^{-3} s 頃までに熱中性子による核分裂が収束していく様子が表現されている。また、初期の体系と更新後の体系の $C_{ij}(\tau)$ 関数を比較すると、多粒子体系の空間分布が変化することに伴って、領域 1 と領域 2 の燃料領域間を行き来する中性子に対応した $C_{ij}(\tau)$ 関数 ($C_{12}(\tau)$) が減少している。これらの $C_{ij}(\tau)$ 関数を用いた臨界影響解析の動作確認結果の例を図 3.3-8 に示す。2 つの領域の核分裂反応率の初期値が一致していない理由は、領域間の結合係数 ($C_{ij}(\infty)$) の統計誤差の影響と考えられる。改良型 MIK2.0-MVP コードによる計算は、予め指定した時刻 $t=1.0 \times 10^{-6}$ s (タイムステップ番号 100) において粒子座標データが更新され、正常終了することを確認することができた。

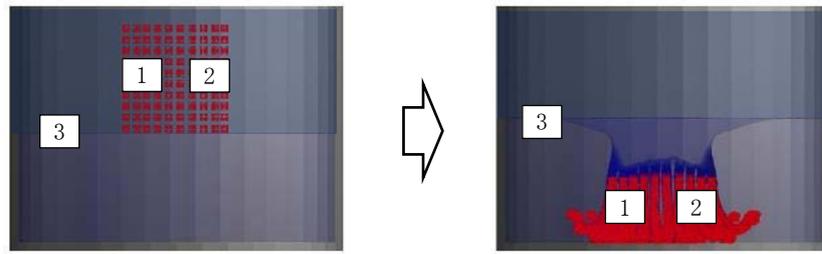
燃料デブリ多粒子体系の動特性計算では、計算体系が複雑になることに伴い、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷が課題となる。 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算は、即発中性子・遅発中性子の発生源や核分裂までの時間などのデータを取得するための中性子輸送モンテカルロ計算と、得られたデータから $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算で構成されている。前者と後者の比率は、GODIVA 炉心のような単純な計算体系でおおよそ 3 : 2 である。また、後者のタリー計算は並列化されていない。このため、前者の中性子輸送モンテカルロ計算について、 $C_{ij}(\tau)$ 関数を計算するための設定を追加した燃料デブリ多粒子体系 MVP インプットファイルを対象として、東京工業大学の TSUBAME スパコンにおいて計算高速化の可能性を検討した。結果を表 3.3-4 に示す。ケース 1 は、研究室でも実現可能な MPI (Message Passing Interface) プロセス数を想定した。ケース 2 はケース 1 よりも MPI プロセス数を 5 倍増加しており、中性子輸送計算の時間もおよそ 1/5 に短縮された。燃料デブリ多粒子体系を対象とした $C_{ij}(\tau)$ 関数計算では、後者の $C_{ij}(\tau)$ 関数タリーの計算はファイル入出力を除いて並列化可能である。このため、後者を並列化すれば、スパコンを用いて $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷を大幅に低減できる見通しを得た。

表 3.3-3 MIK2.0-MVP/MPS 弱連成計算の動作確認条件

計算体系	燃料デブリ多粒子体系 (2種類) 体系1: 図 3.3-5 左 (初期の体系) 体系2: 図 3.3-5 右 (更新後の体系)
燃料デブリ粒子数	1000 (各粒子は 1 cm 角の立方体)
燃料デブリ組成	高濃縮金属ウラン
計算体系の実効増倍率 体系1 (初期の体系) 体系2 (更新後の体系)	約 1.01 約 0.99
出力を計算する領域の数 領域1 領域2	2 左側燃料 500 個 右側燃料 500 個
$C_{ij}(\tau)$ 関数計算 ヒストリー数/バッチ	1.0×10^6
バッチ数	20
タイムステップ幅 Δt	1.0×10^{-8} s
計算ステップ数	200
計算体系を更新するタイムステップ番号	100
初期状態の出力	1 W
フィードバック効果	なし (動作確認のため)

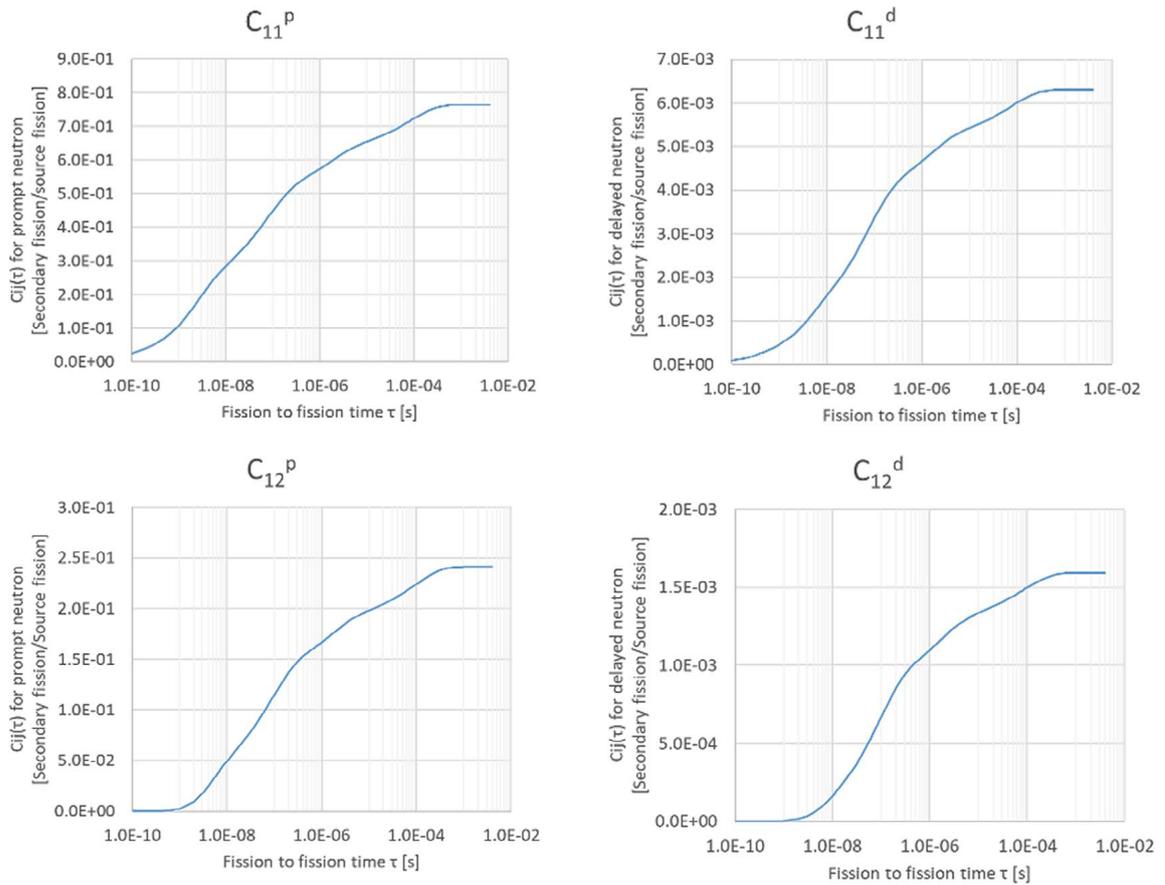
表 3.3-4 スパコンを用いた中性子輸送モンテカルロ計算の高速化結果

	ケース 1	ケース 2
ヒストリー数/バッチ	1.00×10^7	1.00×10^7
バッチ	30	30
Elapsed time (秒)	5.31×10^3	1.05×10^3
CPU time (秒)	5.30×10^3	1.05×10^3
CPU time (h)	1.47	0.29
使用した MVP 実行モジュール	mvp64. mpi	mvp64. mpi
使用ノード数	4	20
ノードあたりのプロセス数	28	28
MPI 全プロセス数	112	560



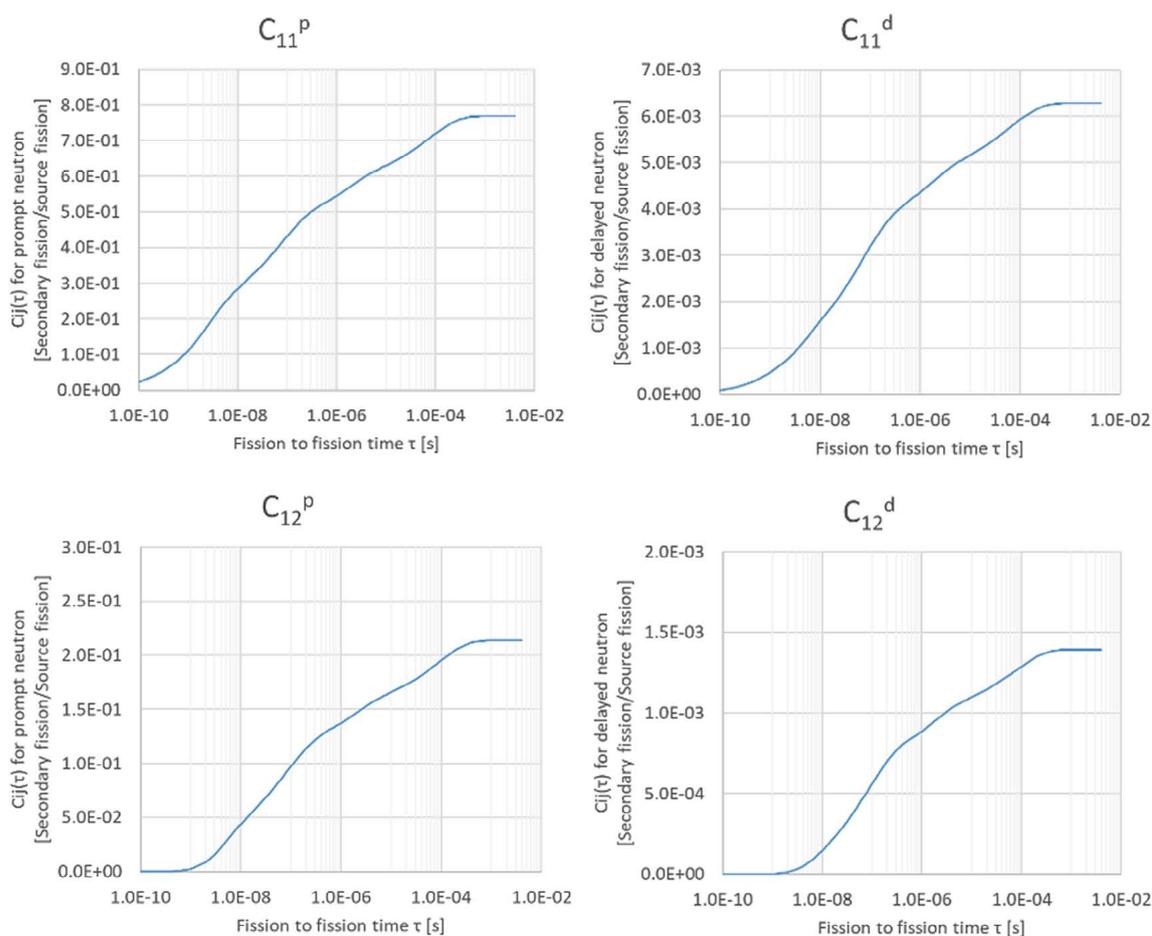
領域 1：左側燃料、領域 2：右側燃料、領域 3：冷却水
 左図：初期の体系、右図：更新後の体系（ただし水面揺動は含まず。）

図 3.3-5 燃料デブリ多粒子体系の計算体系の例



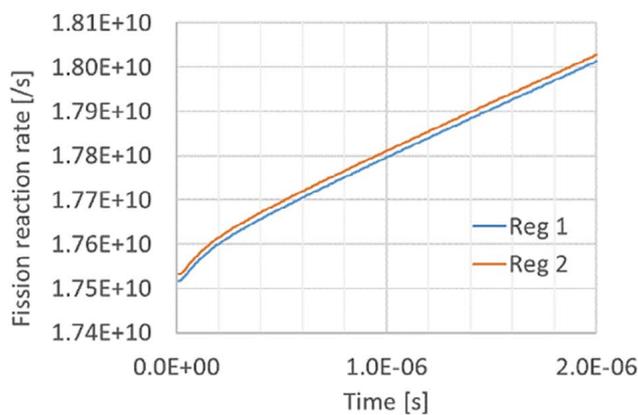
領域 1：左側燃料、領域 2：右側燃料、p：即発中性子、d：遅発中性子

図 3.3-6 燃料デブリ多粒子体系（初期の体系）における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算結果の例



領域 1 : 左側燃料、領域 2 : 右側燃料、p : 即発中性子、d : 遅発中性子

図 3.3-7 燃料デブリ多粒子体系（更新後の体系）における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算結果の例



領域 1 : 左側燃料、領域 2 : 右側燃料

図 3.3-8 燃料デブリ多粒子体系の臨界影響解析の動作確認結果の例

3.3.4 まとめ【令和5年度】

MIK2.0-MVP コードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析した。結合炉体系における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数は、体系内の中性子輸送挙動をよく反映していることを確認した。高濃縮金属ウランパルス炉心と未臨界ポリエチレン減速集合体との出力パルス時間遅れは、結合炉体系における即発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の挙動と関連付けて説明できることを確認した。また、結合炉体系の動特性計算の試行からは、未臨界集合体における $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算、すなわち遅発中性子データの収集に伴う計算負荷の増加が課題となる可能性を見出すことができた。

MIK2.0-MVP コードの改良では、時々刻々と変化する燃料デブリ多粒子体系の座標データを、計算開始前に MVP インプットファイルの形式で指定したタイムステップにおいて読み込む機能を追加した。

臨界影響解析では、改良型 MIK2.0-MVP コードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS 弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施した。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存の MPS 計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行った。その結果、改良型 MIK2.0-MVP コードに追加した機能が正常に動作することを確認した。燃料デブリ多粒子体系の動特性計算では、計算体系が複雑化することに伴い、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷が課題となる。 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算は、即発中性子・遅発中性子の発生点や核分裂までの時間などのデータを取得するための中性子輸送モンテカルロ計算と、得られたデータから $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算で構成されている。前者と後者の比率は、GODIVA 炉心のような単純な計算体系でおよそ 3:2 である。このうち、後者のタリー計算は並列化されていない。前者はヒストリー数が十分に多ければ、スパコンを用いて高速化できることを確認した。後者の $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算は、ファイル入出力を除いて並列化可能である。このため、後者を並列化すればスパコンを用いて、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷を大幅に低減できる見通しを得た。

3.4 適用性の検討【令和5年度】

3.4.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの適用性の検討【令和5年度】

本研究における臨界特性測定システムの開発において、計算による実験の再現度の確認、測定の基本原理、測定量推定手法を確立した、本検出器は中性子源として大型機器を使用しないことから PCV 内部での適用できる可能性がある。一方で、精度を向上し、より短時間での測定で仕分けを行うために、燃料デブリの組成と形状に関する条件を明らかにする必要があり、燃料デブリサンプルの分析や燃料デブリ回収方法との連携が必要である。また、他の燃料デブリ非破壊計測技術との連携による精度向上の可能性を検討する必要がある。

3.4.2 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の適用性検討【令和5年度】

本研究を通じて、遅発中性子による核分裂の効果を考慮することができ、燃料デブリの動きにも対応可能な MIK2.0-MVP コードの基盤機能を開発した。弱結合炉体系を用いた MIK2.0-MVP コードの予備検証を通じて、遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の妥当性を確認すると同時に、燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系では、弱結合かつ未臨界の領域における $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算、すなわち遅発中性子データの収集に伴う計算負荷の増加が課題となる可能性を見出すことができた。また、燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系の動特性計算では、計算体系が複雑化することに伴い、同様に $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷が課題となる。 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算は、即発中性子・遅発中性子の発生源や核分裂までの時間などのデータを取得するための中性子輸送モンテカルロ計算と、得られたデータから $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算で構成されている。前者と後者の比率は、GODIVA 炉心のような単純な計算体系でおよそ 3:2 である。このうち、後者のタリー計算は並列化されていない。前者はヒストリー数が十分に多ければ、スパコンを用いて高速化できることを確認した。後者の $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算は、ファイル入出力を除いて並列化可能である。このため後者を並列化すれば、スパコンを用いて $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷を大幅に低減できる見通しを得た。MIK2.0-MVP コードは、 $C_{ij}(\tau)$ 関数のタリー計算を並列化すれば、スパコンを活用することによって、燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系のような複雑な体系であっても、粒子法との弱連成計算の範囲内で動特性計算が実行可能な見通しを得た。

3.4.3 まとめ

3.4.1 項及び 3.4.2 項で述べられているように、燃料デブリの臨界特性測定システム及び燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法ともに、本事業期間による研究開発により現場適用性が期待できる成果を得ることができた。

3.5 研究推進

(1) 令和3年度の実施内容

本業務は、日本側実施機関である東京工業大学と産総研、ロシア側研究機関であるロシア国立原子力研究大学（MEPhI）が緊密に連携して実施した。

国内連携としては、令和4年2月3日のPO中間フォローにおいて、JAEA/CLADSのJAEAプログラムオフィサー（J-P0）も交えて計画概要及び進捗状況の説明と意見交換を行った。令和4年2月25日には、東京工業大学と産総研の関係者間でキックオフ会議を開催し、日本側研究計画のすり合わせと今後の活動について意見交換を行った。令和4年3月10日には、令和3年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業成果報告会に参加し、研究計画の概要を事前録画形式で多くの事業関係者と共有した。その他、日本側実施機関の担当者レベルでは、オンライン会議形式で研究進捗を緊密に共有しながら研究を推進した。

日露連携としては、令和4年2月22日にオンライン会議形式で日露ワークショップを開催し、両国の研究計画・進捗、連携に関わる期待、研究推進に関わる注意事項など詳細について確認と意見交換を行った。

(2) 令和4年度の実施内容

本業務は、東京工業大学と産総研、長岡技大が緊密に連携して実施した。

令和4年6月9日、12月27日、令和5年3月3日のPO中間フォローにおいて、J-P0も交えて計画概要及び進捗状況の説明と意見交換を行った。令和4年8月29日に開催された第6回NDF廃炉国際フォーラムでポスター発表した他、令和5年3月15日には、日本原子力学会2023年春の年会において、各3研究課題の研究進捗についてシリーズ発表として3件の発表を行った。その他、実施機関の担当者レベルでは、オンライン会議形式で研究進捗を緊密に共有しながら研究を推進した。

(3) 令和5年度の実施内容

本業務は、東京工業大学と東京都市大、産総研、長岡技大が緊密に連携して実施した。

令和5年12月8日のPO中間フォロー及び令和5年9月5日、令和6年1月31日のJ-P0との打合せにおいて、JAEA/CLADSのリサーチサポーター（RS）も交えて計画概要及び進捗状況の説明と意見交換を行った。令和5年10月1日～6日に開催された、国際会議The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023)において、2件の本研究の成果発表を行った他、令和5年8月28日に開催された第6回NDF廃炉国際フォーラムでポスター発表し、令和5年3月27日には日本原子力学会2024年春の年会において、各研究課題の研究進捗についてシリーズ発表として3件の発表を行った。その他、実施機関の担当者レベルでは、オンライン会議形式で研究進捗を緊密に共有しながら研究を推進した。

4. 結言

本研究は、非接触のアクティブ中性子法により燃料デブリの臨界安全上の特性を評価する測定システムの開発と、燃料デブリ取り出し作業員の安全確保方策の確立に資する基盤技術として、多領域積分型動特性解析コードの開発により燃料デブリ臨界解析技術を高度化することを目的としており、令和3年度から令和5年度の3ヵ年計画の3年目として東京工業大学、東京都市大、産総研、長岡技大が連携して実施した。

令和5年度、東京工業大学及び東京都市大では、令和4年度までに設計した検出器を用いて得られる測定データから核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を検討・評価した。取り出し燃料デブリとして、想定されるデブリ形状、組成、水素含有量を有しユニット缶に収納された状態に対してベンチマーク計算を行い、入力群を整備した。燃料デブリに関する取得可能なデータと測定データを基にする入力群に対して、核分裂性ウラン、プルトニウム量、水含有量、燃料デブリの無限増倍率を出力とするための補正・換算係数を、機械学習を適用した数値解析により導出した。開発した検出器と核分裂性ウラン、プルトニウムの計量、水素含有量、臨界安全上の特性を導出するための手法を組み合わせた検出システムについて、燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験結果を用いて核分裂性核種の検出限界、精度、適応可能な燃料デブリ形状や測定時間などの性能を評価した。また、X線CT法などデブリ収納缶内のデブリの諸特性を測定する他の手法と比較し、実用性の観点から本手法の特徴を整理した。

産総研では、令和4年度までに設計した検出器について、検出効率を熱中性子の国家標準場において高精度で校正した³He比例計数管を用いて測定システムを構築した。構築した測定システムに対して、誘導核分裂中性子を模擬した²⁵²Cf自発核分裂から発生する中性子の測定を実施し、同時計数の検出効率を導出した。また、燃料デブリを模擬したサンプル（SUS、ジルコニア、コンクリート、水、ホウ素などを組み合わせて作製）に対してアクティブ中性子源として²⁴¹Am-Be線源を使用した実験と、誘導核分裂中性子を模擬した²⁵²Cf線源を利用した実験を実施し、性能評価のためのデータを取得した。

長岡技大では、MIK2.0-MVPコードの予備検証として、高速中性子スペクトルと熱中性子スペクトルの2領域で構成される結合炉体系の超臨界実験データを再現解析した。結合炉体系における即発中性子・遅発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数は、体系内の中性子輸送挙動をよく反映していることを確認した。高濃縮金属ウランパルス炉心と未臨界ポリエチレン減速集合体との出力パルス時間遅れは、結合炉体系における即発中性子の $C_{ij}(\tau)$ 関数の挙動と関連付けて説明できることを確認した。また、結合炉体系の動特性計算の試行からは、未臨界集合体における $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算、すなわち遅発中性子データの収集に伴う計算負荷の増加が課題となる可能性を見出すことができた。また、MIK2.0-MVPコードの改良では、時々刻々と変化する燃料デブリ多粒子体系の座標データを、計算開始前にMVPインプットファイルの形式で指定したタイムステップにおいて読み込む機能を追加した。また、臨界影響解析では改良型MIK2.0-MVPコードを用いて、MIK2.0-MVP/MPS弱連成計算による臨界影響解析の動作確認を実施した。ここでは、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存のMPS計算結果の一部をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮しない条件での臨界影響解析の動作確認を行った。その結果、改良型MIK2.0-MVPコードに追加した機能が正常に動作することを確認した。燃料デブリ多粒子体系の動特性計算では、計算体系が複雑化することに伴い、 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷が課題となる。 $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算は、即発中性子・遅発中性子の発生点や核分裂までの時間などのデータを取得するための中性子輸送モンテカルロ計算と、得られたデータから $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算で構成されている。前者と後者の比率は、GODIVA炉心のような単純な計算体系でおおよそ3:2である。この

うち、後者のタリー計算は並列化されていない。燃料デブリ多粒子体系を対象とした $C_{ij}(\tau)$ 関数計算では、前者はヒストリー数が十分に多ければ、スパコンを用いて高速化できることを確認した。後者の $C_{ij}(\tau)$ 関数をタリーする計算は、ファイル入出力を除いて並列化可能である。このため、後者を並列化すれば、スパコンを用いて $C_{ij}(\tau)$ 関数の計算負荷を大幅に低減できる見通しを得た。

以上の活動により、本研究の令和5年度の所期の目的を達成することができた。

参考文献

- [1] Werner, C. J. et al., MCNP Version 6.2 Release Notes, LA-UR-18-20808, 2018, 39p.
- [2] Sato, T. et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS Version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., 55(6), 2018, pp.684-690.
- [3] Brown, D. A. et al., ENDF/B- VIII.0: The 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data, Nucl. Data Sheets 148, 2018, pp.1-142.
- [4] Pedregosa, F. et al., Scikit - learn: Machine learning in Python, J. Machine Learn. Res., 12, 2011, pp.2825-2830.
- [5] 令和4年度開始 廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発）」最終報告、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）, 2023.
- [6] 日本原子力研究開発機構, 東京工業大学, 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化, JAEA-Review 2022-043, 2023, 52p.
<https://doi.org/10.11484/jaea-review-2022-043>
- [7] Дьяченко, П. П., ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БАРС-6 - ДВАДЦАТЬ ЛЕТ НА СЛУЖБЕ ЛАЗЕРОВ С ЯДЕРНОЙ НАКАЧКОЙ, Труды МЕЖОТРАСЛЕВОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ, посвященной 50-летию с начала эксплуатации импульсных, Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования, Саров, 2015, pp.57-69 (in Russian).

