JAEA-Review
2022-043
DOI: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）

ー令和３年度　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業ー

Fuel Debris Criticality Analysis Technology Using Non-contact Measurement Method (Contract Research)
-FY2021 Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project-

福島研究開発部門　福島研究開発拠点　廃炉環境国際共同研究センター
東京工業大学

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science,
Fukushima Research Institute, Sector of Fukushima Research and Development
Tokyo Institute of Technology

January 2023
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　JAEA イノベーションハブ　研究成果利活用課
〒 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.
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 Institutional Repository and Utilization Section,
JAEA Innovation Hub, 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, 2023

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－

日本原子力研究開発機構　福島研究開発部門　福島研究開発拠点
廃炉環境国際共同研究センター

東京工業大学

（2022 年 9 月 21 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（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始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、研究課題のうち、令和 3 年度に採択された「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を用いた燃料デブリ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よる燃料デブリ臨界解析技術の高度化を目的とし、令和 3 年度から令和 6 年度の 4 年計画の 1 年目として日本側は東京工業大学（東工大）、産業技術総合研究所（産総研）が連携して実施し、ロシア側はロシア国立原子力研究大学（MEPhI）が実施した。日本側とロシア側でそれぞれが開発する臨界特性測定システムについて、計算精度向上のために、これまでの実験データの整理と予備解析を実施した。多領域積分型動特性解析コードの開発については、開発環境として開発専用メニーコアマルチノード並列計算・データサーバーを構築した。ロシア側が令和 5 年度に実施予定のコード検証に用いる代表的な解析条件を決定した。また、東工大と MEPhI 間でオンラインによるワークショップを開催し、研究の今後の進め方に関する意見交換を行った。日本側の 3 機関は緊密に連携して研究を実施した。以上の活動により本研究の令和３年度の目的を達成することができた。

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、東京工業大学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

JAEA-Review 2022-043

Fuel Debris Criticality Analysis Technology Using Non-contact Measurement Method
(Contract Research)
－ FY2021 Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project －

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

Tokyo Institute of Technology

(Received September 21, 2022)

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 FY2021.

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 in FY2021.

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 Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech), National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), and National Research Nuclear University (MEPhI) as the first year of four years research project. For the criticality characteristic measurement systems to be developed by the Japanese and Russian sides, both Japanese and Russian sides investigated existing experimental data and conducted preliminary analysis for the design. Also, a many-core multi-node parallel computation and data analysis server dedicated for the development of the multi-region integral kinetic analysis code was deployed. In addition, main conditions to be used for the verification of the kinetic analysis code were summarized. Furthermore, an online workshop was held between Tokyo Tech and MEPhI to exchange ideas on how to proceed with the project. The three organizations on the Japanese side collaborated closely to proceed the research. By the activities, the purpose of the research of the year was achieved.

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

This work was performed by Tokyo Institute of Technology 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

付録　成果報告書 13

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

Appendix Result Report 13

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（日英共同研究）

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	山﨑 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	渡邉 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（日英共同研究 2 課題、日露共同研究 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 号機ペデスタル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	渡邉 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

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	淺間 一	東京大学
化学計測技術とインフォマティックスを融合したデブリ性状把握手法の開発とタイアップ型人材育成	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 (R2.4.1～)	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（日英共同研究）

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）会議での審議を経て、採択課題を決定した。

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	渡邉 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）

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・日露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 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ーベースの高度化	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	人見 啓太朗	東北大学

課題名	研究代表者	所属機関
研究		
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
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	淺間 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

本報告書は、以下の課題の令和 3 年度の研究成果を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３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　R03I151）

成果報告書

令和４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年度の研究成果を取りまとめたものです。

目次

概略 vi

1.　はじめに 1
1.1　研究目的 1
1.2　研究概要 1

2.　業務計画 3
2.1　全体計画 3
2.2　実施体制 6
2.3　令和 3 年度研究項目の計画 6
2.3.1　燃料デブリの臨界特性測定システムの開発 6
2.3.2　燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験 6
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 7
2.3.4　ロシア側研究機関の研究計画 7
2.3.5　研究推進 8

3.　令和 3 年度の実施内容及び成果 9
3.1　燃料デブリの臨界特性測定システムの開発 9
3.1.1　検出器の設計 9
3.1.2　まとめ 11
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） 11
3.2.1　検出器の基礎実験 11
3.2.2　まとめ 12
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 14
3.3.1　開発環境構築 14
3.3.2　まとめ 19
3.4　ロシア側研究機関の実施内容及び成果 19
3.4.1　令和 3 年度実施内容及び成果 19
3.5　研究推進 25

4.　結言 26

参考文献 27

執筆者リスト

【日本側】

事業代表者

国立大学法人東京工業大学	教授	小原　徹
	助教	西山　潤

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

研究協力者

国立大学法人長岡技術科学大学	准教授	竹澤　宏樹

【ロシア側】

事業代表者

ロシア国立原子力研究大学（MEPhI）	教授	Georgy V. Tikhomirov

表一覧

表 3.1-1　代表的な ^{3}He 比例計数管を用いた実験と比較用データ 10
表 3.1-2　^{241}AmBe 線源に対する評価済み核データライブラリごとの計算結果 10
表 3.1-3　^{252}Cf 線源に対する評価済み核データライブラリごとの計算結果 10
表 3.3-1　MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件 18

図一覧

図 2.2-1　実施体制図 6
図 3.1-1　予備解析の幾何条件 9
図 3.2-1　井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器..... 12
図 3.2-2　4π β－γ同時計数装置 13
図 3.3-1　開発専用メニーコアマルチノード並列計算・データサーバー 14
図 3.3-2　管理ノードを例とした CPU 仕様 15
図 3.3-3　管理ノードを例としたメモリ仕様 15
図 3.3-4　管理ノードを例としたディスクドライブ仕様 15
図 3.3-5　新設ノードと既設並列計算ワークステーションのネットワーク連携設定... 16
図 3.3-6　MIK2.0 コード動作確認結果..... 16
図 3.3-7　Serpent コード動作確認結果..... 17
Fig.3.4-1　The AWCC at the National Research Nuclear University MEPhI..... 21
Fig.3.4-2　The model of the neutron coincidence counter AWCC in the MCU code.. 23
Fig.3.4-3　Results of the integral neutron flux calculations in ^{3}He-counters.. 24
Fig.3.4-4　Results of the absorption reaction rate calculation in ^{3}He-counters 24

略語一覧

AWCC	：Active Well Coincidence Counter（アクティブ井戸型同時計数装置）
CLADS	：Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science（廃炉環境国際共同研究センター）
JAEA	：Japan Atomic Energy Agency（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）
東工大	：国立大学法人東京工業大学
産総研	：国立研究開発法人産業技術総合研究所

概略

燃料デブリ取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、臨界解析に多くの経験を有するロシアの大学と連携して、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する。令和 3 年度から令和 6 年度の 4 年計画の 1 年目として日本側は東京工業大学（以下、東工大と略記。）、産業技術総合研究所（以下、産総研と略記。）が連携して実施し、ロシア側はロシア国立原子力研究大学（以下、MEPhI と略記。）が実施した。

臨界特性測定システムについては、日本側とロシア側でそれぞれ測定システムを開発する。日本側で開発する測定システムは、アクティブ中性子法を用いて、誘導核分裂中性子と減速・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。検出器は中性子源、中性子検出器、減速材、遮蔽体を適切に配置する必要があり、モンテカルロ中性子輸送計算でシステム性能の確認と設計の最適化を行う。検出器の設計や測定性能を日露で共有・比較することで計算コードと核データライブラリの精度検証、測定システムの信頼性向上と測定技術の高度化が期待される。

多領域積分型動特性解析コードの開発については、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行えるようにするため、東工大が独自に開発した弱結合炉体系にも適用可能な空間依存動特性解析コードである多領域積分型動特性解析コード（Multi-region Integral Kinetic code）MIK2.0 と、日露両国が利用可能な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 Serpent を結合した MIK2.0-Serpent コードを日露で共同開発する。多様な臨界シナリオに対応するため、「燃料デブリの移動」と「燃料デブリ弱結合炉体系」の組み合わせに加えて、燃料デブリ取出し作業中に想定される状況を考慮して、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系と底部に存在する塊状燃料デブリベッドからなる燃料デブリ弱結合炉体系の遅発超臨界を臨界シナリオとして想定し、MIK2.0-Serpent コードと MPS（Moving Particle Simulation）計算コードを結合させた MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成解析を行う。

令和 3 年度は、東工大では臨界特性測定システムを開発するにあたり計算環境の整備を行った。予備解析として、ポリエチレン減速材と ^{3}He 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。また多領域積分型動特性解析コードの開発では、計算環境の整備と MIK2.0-Serpent コードの検証に適用可能な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調査を行い、検証のための解析条件を決定した。

産総研では、計算コードと核データの検証用に用いる黒鉛、ポリエチレンなどの減速材と ^{3}He 比例計数管を用いたこれまでの実験のデータ収集と整理を行った。また金放射化法による中性子束分布測定のため、井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器の検出効率を高精度で校正した。また臨界特性測定システム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}AmBe 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。

ロシア側研究機関である MEPhI では、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（以下、1F と略記。）燃料デブリの組成・形成過程に関わる最新の研究成果の分析、MEPhI が独自に開発を進める Active Well Coincidence Counter：アクティブ井戸型同時計数装置（以下、AWCC と略記。）中性子同時計数システムの動作確認、AWCC 中性子同時計数システムのシミュレーションモデル開発、MEPhI が独自に開発を進める燃料デブリ放射能計算コード CORIUMSITY の改良を進めた。

ロシア側共同研究機関である MEPhI とは、オンラインでワークショップを開催し、研究に関する意見交換を行い緊密に連携して研究を実施した。

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。万が一臨界が発生した場合に安全を確保するために、臨界発生時の挙動評価を通した作業員の安全確保対策の確立が望まれている。しかし現状では、燃料デブリ取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を行う。

燃料デブリの臨界特性測定システムについては、日本側として、東工大、産総研が連携して研究開発を実施し、ロシア側は MEPhI が研究開発を実施する。日本側（東工大、産総研）とロシア

側（MEPhI）でそれぞれ検出器を開発し、試験を実施する。それぞれの検出器開発にあたっては、検出器の設計や測定データを日露で共有・比較することで測定システムの信頼性向上と測定技術の高度化が期待される。特にロシア側では使用済み燃料や球形燃料を使用した実験が可能であり、日本では実施が難しい貴重な測定データを取得できる。日本側で開発する測定システムは、アクティブ中性子法を用いて、誘導核分裂中性子と減速・熱化中性子を同時に測定する検出器を設計する。検出器は中性子源、中性子検出器、減速材、遮蔽体を適切に配置する必要があり、モンテカルロ計算ベースで性能の確認と設計の最適化を行う。最適化にあたっては計算コード及び核データの妥当性を検証するために、日本側で新たに取得する実験データに加えて、ロシアでの既存の測定データとの比較を行う。設計した検出器について、測定結果から核分裂性核種の量、水素含有用への換算するための手法について、計算ベースで検証を行う。最終的に日本側、ロシア側で開発した検出システムについて、検出限界や測定時間、精度、ガンマ線バックグランド下での影響などシステムの性能について比較を行う。

多領域積分型動特性解析コードの開発については、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行えるようにするため、東工大が独自に開発した弱結合炉体系にも適用可能な空間依存動特性解析コードである多領域積分型動特性解析コード（Multi-region Integral Kinetic code）MIK2.0 と、日露両国が利用可能な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 Serpent を結合した MIK2.0-Serpent コードを日露で共同開発する。多様な臨界シナリオに対応するため、「燃料デブリの移動」と「燃料デブリ弱結合炉体系」の組み合わせに加えて、燃料デブリ取出し作業中に想定される状況を考慮して、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系と底部に存在する塊状燃料デブリベッドからなる燃料デブリ弱結合炉体系の遅発超臨界を臨界シナリオとして想定する。この臨界シナリオに対して MIK2.0-Serpent コードと MPS（Moving Particle Simulation）計算コードを結合させた MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成解析を行う。MIK2.0-Serpent コードの検証には、結合炉体系における超臨界／パルス中性子源実験の出力動特性データが不可欠であるが、ロシアは稀有な結合炉体系の超臨界／パルス中性子源実験データを豊富に保有している。そこで MIK2.0-Serpent コードの日露共同開発では、日本側は、(1)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、(2)MIK2.0-Serpent コードの開発（コーディング）と、(3)予備検証、(4)MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成解析を分担し、ロシア側は、(1)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と、(2)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を用いた MIK2.0-Serpent コードの検証を分担する。結合炉超臨界／パルス中性子源実験データの詳細調査は、ロシア語公開文献を対象とする。MIK2.0-Serpent コードの開発作業は主に日本側で実施されるが、開発進捗やロシア側が豊富な使用経験を有する Serpent コードの知見などを共有しながら緊密に連携する。また、MIK2.0-Serpent コードの検証作業は主にロシア側で実施されるが、日露両国間で開発知見や検証作業の進捗を共有しながら緊密に連携する。このように、日露両国が対面やオンライン会議を通じて緊密に連携し、令和元年度、2 年度日露原子力共同研究の連携グッドプラクティス[1][2]を踏襲する。

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、日本側は東工大、産総研が連携して実施し、ロシア側は MEPhI が実施する。本研究の目的達成のため、日本側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。

(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・国際比較の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、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、ロシア側の既存の測定データ、(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}AmBe 中性子源、^{252}Cf 中性子源）、中性子検出器（^{3}He 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、開発した検出器を用いて得られた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・換算係数を計算により導出する。様々な形状、組成、水素含有量の燃料デブリに対して計算を行い、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、最適な方法を検討・評価する。

③性能評価・国際比較では、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、産総研が

担当する(1)-③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。ロシア側で開発した検出器についても同様の性能評価を実施することで国際比較を実施する。

(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検出器の実証実験、③検出システムの性能評価試験の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 ^{3}He 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工大が担当する(1)-①検出器の設計において利用する。計算の高精度化には、比較対象となる実験の高精度化が必要になる。減速体系における中性子束の絶対測定には金の放射化法が用いられる。放射化金試料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する。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、中性子放出率を高精度で校正する。検出器の設計の最適化（東工大担当(1)-①）のため、減速材厚さに対する熱中性子束、検出効率関する実験を実施する。放出中性子エネルギーが異なる中性子源（^{241}AmBe 線源、^{252}Cf 線源、加速器線源）について減速材中の熱中性子束分布を金の放射化、^{3}He 比例計数管での測定で行う。測定データは計算結果との比較・検証に使用する。誘導核分裂中性子の同時計数を検証するための実験を実施する。誘導核分裂で発生する中性子は、減速材で減速して、主に熱中性子になってから ^{3}He 比例計数管で(n,p)反応により検出される。減速時間が同時計数の精度に影響するため、計算の検証用に実験を実施する。異なる減速材、異なる体系の大きさでゲート時間を変えた実験を行うことで、計算によって減速時間が精度良く計算できているかの比較用実験データを取得する。

②検出器の実証実験では、熱中性子の国家標準場において、購入した ^{3}He 検出器の検出効率を高精度で校正する。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。

③検出システムの性能評価試験では、天然ウランと水素含有した模擬燃料デブリを用いた性能試験を実施し、性能評価のための基礎データを取得する。水素含有物として、ポリエチレン、コンクリート、軽水などを、天然ウランを組み合わせ開発した検出器を使用して、測定を実施し、核分裂性ウラン量、水素含有量の導出方法が適用可能か検証する。

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 コードの開発専用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 コードの動作確認を行う。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日露共同で実施する。MIK2.0-Serpent コードの開発には、計算ジョブ予約の必要

性やユーザー使用状況（繁忙期など）の影響があるクラウドサーバーではなく、トライアンドエラーに不可欠な即時応答性を確保できる開発専用のサーバーが必要となる。また、MIK2.0 コードは遅発中性子に関連した積分型動特性パラメータを、中性子輸送モンテカルロ計算を繰り返すことによって計算するため、中性子輸送モンテカルロ計算から得られる膨大な核分裂中性子のデータを保持・直接編集が可能なデータサーバー機能を兼ね備えた大規模な並列計算サーバーが必要となる。このような背景から、令和 3 年度は 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。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は、ロシア語公開文献を対象として実施する。調査では、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をロシア側と協力して可能な限り明らかにし、ロシア側が令和 5 年度に実施する MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件を決定する。

②開発・予備検証では、MIK2.0-Serpent コードの開発と予備検証を実施する。MIK2.0-Serpent 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 Serpent のソースプログラムを改造する。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-Serpent コードを用いて再現解析する。再現解析では、東工大で実施された MIK1.0 コードによる Godiva 炉超臨界実験再現解析の知見を参考とする。燃料デブリの動きに対応できるように MIK2.0-Serpent コードを改良し、MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成計算の動作確認を実施する。MIK2.0-Serpent コードの改良では、燃料デブリの動きに関わるタームを MIK2.0 コードの積分型動特性計算モジュールに組み込む。また、令和 5 年度にロシア側が実施する MIK2.0-Serpent コードの検証から得られる知見を MIK2.0-Serpent コードの改良作業にフィードバックする。MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成計算の動作確認では、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の既存の MPS 計算結果をインプットとして用いて、フィードバック効果を考慮せずに改良版 MIK2.0-Serpent コードの動作確認を行う。ここでは、令和 6 年度に備えて、クラウドサーバーを用いた動作確認も行う。

③臨界影響解析では、燃料デブリベッドに向かって水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の MPS 計算を実施し、このような燃料デブリ弱結合炉体系の遅発超臨界シナリオに対する MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成解析を実施する。燃料デブリ弱結合炉体系の MPS 計算は、令和 6 年度までに公表されている燃料デブリ条件なども参考にしながら計算条件を決定し実施する。燃料デブリ弱結合炉体系の遅発超臨界シナリオに対する MIK2.0-Serpent／MPS 弱連成解析では、上記の水中を落下する燃料デブリ多粒子体系の MPS 計算結果をインプットとして用いて、フィードバック効果も考慮して MIK2.0-Serpent コードとの弱連成解析を実施する。本解析には、高速計算を行うためにクラウドサーバーも利用する。

2.2　実施体制

図 2.2-1 に実施体制を示す。

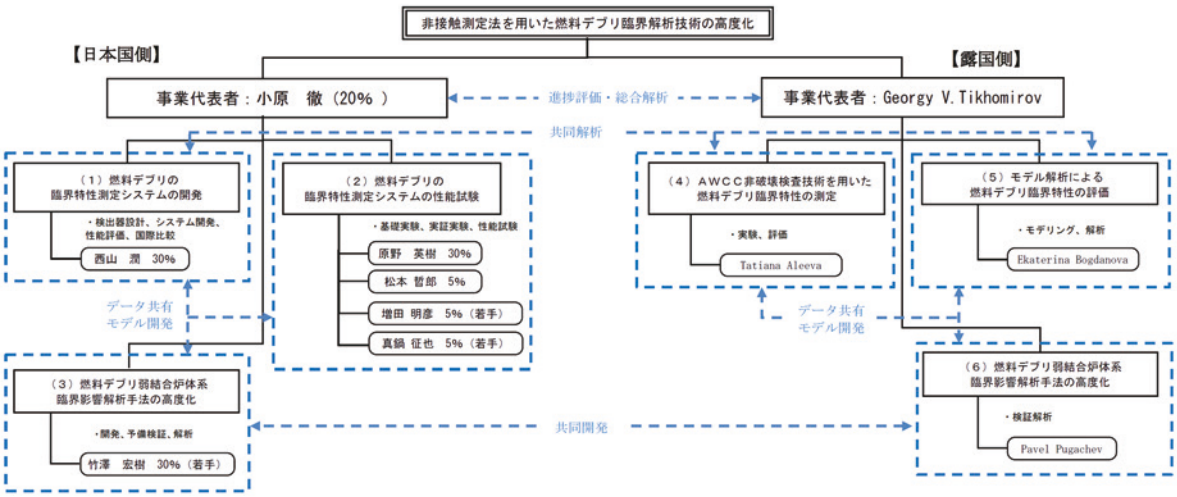

図 2.2-1　実施体制図

2.3　令和 3 年度研究項目の計画

2.3.1　燃料デブリの臨界特性測定システムの開発

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にあたって、計算コードと核データライブラリの検証を行う。モンテカルロ中性子輸送計算コードとして MVP-3[3]、PHITS3[4]、MCNP6.2[5]、Serpent2[6]の 4 コードと評価済み核データライブラリとして JENDL-4.0[7]、ENDF/B-VII.1[8]、ENDF/B-VIII[9]、JEFF-3.3[10]を比較対象とする。令和 3 年度は計算環境の整備を行う。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、ロシア側の既存 AWCC 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する。ポリエチレンや黒鉛などの減速材に対する熱中性子散乱則に関する実験と結果について文献調査を行い、データ収集を行う。予備解析として、ポリエチレンもしくは黒鉛の減速体系における ^{3}He 比例計数管を用いた計数実験について解析を行い、計算結果と実験結果の比較を行い、計算精度の評価を行う。

2.3.2　燃料デブリの臨界特性測定システムの性能試験

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 ^{3}He 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工大が担当する(1)-①検出器の設計において利用する。計算の高精度化には、比較対象となる実験の高精度化が必要になる。減速体系における中性子束の絶対測定には金の放射化法が用いられる。放射化金試料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する。^{241}AmBe 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 4π β－γ同時計数装置で絶対測定する。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、411.8 keV ガンマ線に対する検出効率を校正する。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}AmBe 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

令和２年度日露原子力共同研究の枠組みで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、令和 3 年度は 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（半導体供給逼迫の影響も見ながら合計 200 コア前後の規模とする。）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。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は、ロシア語公開文献を対象として実施する。調査では、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をロシア側と協力して可能な限り明らかにし、ロシア側が令和 5 年度に実施する予定の MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件を決定する。

2.3.4　ロシア側研究機関の研究計画

ロシア側研究機関である MEPhI の令和 3 年度の研究では、Ⅰ. 1F 燃料デブリの組成・形成過程に関わる最新の研究成果の分析、Ⅱ. MEPhI が独自に開発を進める AWCC 中性子同時計数システムの動作確認、Ⅲ. AWCC 中性子同時計数システムのシミュレーションモデル開発、Ⅳ. MEPhI が独自に開発を進める燃料デブリ放射能計算コード CORIUMSITY の改良、の 4 項目が計画されている。各項目の詳細を以下に示す。

Ⅰ. Conducting an analytical review of modern scientific, technical, and methodological literature, affecting the problem of evolution and composition assessment of fuel debris formed by the Fukushima Daiichi accident

A) Conducting an analytical review of modern scientific, technical, regulatory, and methodological literature, related to the scientific and technical problem of the research.
B) Conducting patent research in accordance with GOST 15.011-96.
C) Analysis of existing experimental techniques for determining fuel debris characteristics.
D) Selection and substantiation of the research direction on technologies for the determination of fissile material and fission products in fuel debris, fuel debris characteristics.

Ⅱ. Preparation of experimental systems - a neutron coincidence counter AWCC for measuring the masses of fissile materials

A) Carrying out experimental studies using the AWCC neutron coincidence counter to determine the mass of fissile isotopes in a fuel debris sample:

1. Modeling the influence of the matrix and shells using various metal structures and lightweight materials.
2. Modeling the influence of non-uniform distribution of fissile materials in the matrix.
3. Modeling the influence of the spontaneous fission neutron background and (α, n) -reactions.
4. Modeling the influence of gamma background. Simulation of protection against gamma radiation. Assessment of the maximum permissible level of the dose rate of gamma radiation.
5. Estimation of the minimum measurable amount of fissile materials depending on the background level created by spontaneous fission neutrons / (α, n) -reactions and gamma quanta.
6. Choice of AWCC operation mode depending on the mass of fissile materials, matrix composition and sample volume (coincidence counting, full counting, thermal / fast modes).

B) Computational planning of experiments at the unique installation of MEPhI for active neutron analysis of the fissile materials content.

C) Carrying out experiments to estimate the mass of fissile isotopes and fission products in fuel debris.

Ⅲ. Development of mathematical models and conducting numerical simulations of experiments

A) Development of mathematical models for fuel debris characteristics analysis.

B) Development of models for fuel debris criticality analysis using neutron transport programs that implement the Monte Carlo method (MCU, Serpent, OpenMC).

C) Verification of the results obtained by both sides.

Ⅳ. Development and improvement of the CORIUMSITY code designed to simulate fuel debris after an accident at the reactor facility

A) The calculation of the isotopic composition from the moment of the start of the emergency process to a given moment in time

B) Adding particles with continuous spectra to radiation source

C) Improving the fuel debris layering algorithm

D) Verification of the code

2.3.5 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（以下、CLADS と略記。）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。また日露間の連携を密にするためにロシア側研究機関である MEPhI とオンラインでの日露ワークショップを１回行う。

3. 令和 3 年度の実施内容及び成果

3.1 燃料デブリの臨界特性測定システムの開発

3.1.1 検出器の設計

臨界特性測定システムの開発では、2.3.1 項で示した観点で、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。そのため計算精度の把握と高精度化はシステム性能の向上に重要となる。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（データ収集のための実験については表 3.1-1 に示す。）、ロシア側の既存 AWCC の測定データ（データは文献[11][12][27]を参照。）を収集・整理し、計算結果との比較用のデータを準備した（表 3.1-1 参照）。またポリエチレンや黒鉛などの減速材に対する熱中性子散乱則に関する実験と結果について文献調査を行い、データ収集を行った（文献[13]参照）。準備したデータは令和 4 年度の計算精度検証に使用される。

計算環境の整備として大規模計算能力を有する東工大のクラスタ型スーパーコンピュータ TSUBAME3.0 において、並列計算を含む各計算コード及びデータライブラリの計算環境の整備を行った。計算コードとして MVP-3、PHITS3、MCNP6.2、Serpent2 の 4 コード、評価済み核データライブラリとして JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、ENDF/B-VIII、JEFF-3.3 を検証用として準備した。予備解析として、ポリエチレン減速材中に ^{3}He ガスを配置した体系において、中性子計測を模擬した計算を実行し、計算結果を比較した。計算の幾何条件を図 3.1-1 に示す。減速材として、直径 50 cm×高さ 50 cm の円柱の高密度ポリエチレン（密度 0.95 g/cm^{3}）内部に直径 20 cm×高さ 20 cm の内部空間がある体系に、円環部分のポリエチレン中心に対象となる位置に 2 ヵ所、直径 2.5 cm×高さ 50 cm の ^{3}He ガス（1 気圧）を配置した。中心部から ^{241}AmBe、^{252}Cf の放出中性子エネルギースペクトルに対応する中性子を点等方線源として発生させ、^{3}He(p,n)反応を計数する。中性子エネルギースペクトルは ISO8529-1[14]の推奨値を使用した。MCNP6.2 で計算した各核データライブラリに対する結果を表 3.1-2、表 3.1-3 に示す。平均中性子エネルギーが低い ^{252}Cf 線源（平均中性子エネルギー2.13 MeV）の方が ^{241}AmBe 線源（平均中性子エネルギー4.16 MeV）より高い検出効率となっている。データライブラリの違いでは ENDF/B-VIII.0 以外は誤差内で一致する結果となった。黒鉛減速体系として、産総研の黒鉛減速体系[15]において、^{241}AmBe、^{252}Cf 中性子源と球径 ^{3}He 比例計数管を用いた実験と計算の比較を行った。実験は黒鉛パイル中心から-10 cm 位置に中性子線源を、90 cm 位置に球径 ^{3}He 比例計数管を設置して、計数実験を行った。各線源に対する計数比（^{252}Cf/^{241}AmBe）は実験値 0.988±0.018、計算値 0.991±0.008 となり、不確かさ内で一致した。

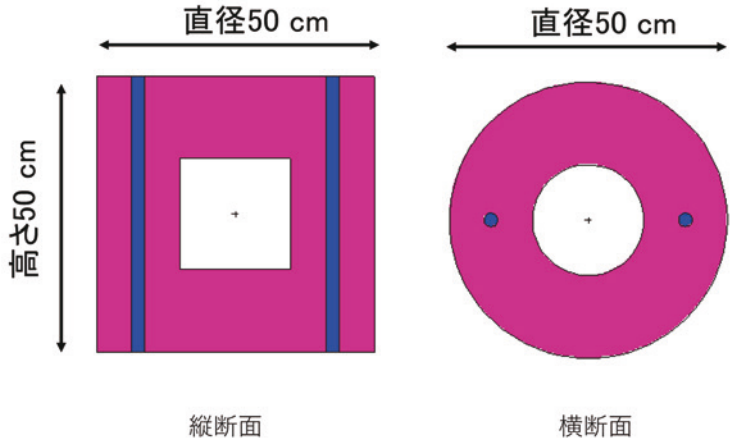

図 3.1-1　予備解析の幾何条件

表 3.1-1　代表的な ^{3}He 比例計数管を用いた実験と比較用データ

No	中性子源	減速材	中性子検出器	比較用データ	参考文献
1	^{241}AmBe、^{252}Cf	黒鉛	直管 ^{3}He 比例計数管、金箔	検出器計数率と金箔飽和放射能	文献[15]
2	^{241}AmBe	黒鉛	ポリエチレン減速材付き球径 ^{3}He 比例計数管、金箔	検出器計数率と金箔飽和放射能	文献[16]
3	^{241}AmBe、^{252}Cf、加速器中性子源	ポリエチレン	球径 ^{3}He 比例計数管	検出器計数率のエネルギー依存性 文献[14]の Fig.3-5	文献[17]
4	^{241}AmLi	ポリエチレン	直管 ^{3}He 比例計数管	U 量と同時計数率の関係	文献[11]
5	^{239}PuBe、^{252}Cf ^{241}AmLi	ポリエチレン	直管 ^{3}He 比例計数管	同時計数率の線源依存性	文献[12]

表 3.1-2　^{241}AmBe 線源に対する評価済み核データライブラリごとの計算結果

ライブラリ名	検出効率（1/source）		相対比（JENDL-4.0 比）	
	計算結果	誤差	結果	誤差
JENDL-4.0	4.9765E-03	7.0E-06	1.0000	-
ENDF/B-VII.1	4.9863E-03	7.0E-06	1.0020	0.0020
ENDF/B-VIII.0	4.9105E-03	6.9E-06	0.9867	0.0020
JEFF-3.3	4.9698E-03	7.0E-06	0.9987	0.0020

表 3.1-3　^{252}Cf 線源に対する評価済み核データライブラリごとの計算結果

ライブラリ名	検出効率（1/source）		相対比（JENDL-4.0 比）	
	計算結果	誤差	結果	誤差
JENDL-4.0	5.5398E-03	7.2E-06	1.0000	0.0018
ENDF/B-VII.1	5.5301E-03	7.7E-06	0.9982	0.0019
ENDF/B-VIII.0	5.4569E-03	7.6E-06	0.9850	0.0019
JEFF-3.3	5.5171E-03	7.7E-06	0.9959	0.0019

3.1.2　まとめ

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、性能評価に必要となるモンテカルロ中性子輸送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 ^{3}He 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、ロシア側の既存 AWCC の測定データ（データは文献[11][12][27]を参照。）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、数値解析精度の確認及び高度化に利用される。

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）

3.2.1　検出器の基礎実験

臨界特性測定システムの開発にあたっては、2.3.1 項で示した観点で、モンテカルロ中性子輸送計算による中性子減速及び中性子計数の数値解析精度が重要となる。解析精度検証と高精度化のために、これまで産総研で実施した減速材と ^{3}He 比例計数管の組み合わせによる中性子計数実験に関するデータを収集・整理した。表 3.1-1 に代表的な測定例を示す。No.1、No.2 の実験は、黒鉛を減速剤とする産総研の熱中性子国家標準場における実験であり、熱中性子束をそれぞれ形状の異なる ^{3}He 比例計数管で実施したものである。No.3 の実験は、^{241}AmBe、^{252}Cf の中性子源及び加速器によって発生させた中性子をポリエチレン減速材で覆われた球形 ^{3}He 比例計数管で測定したものである。収集・整理した実験データは東工大が担当する(1)-①検出器の設計において利用した。

計算と実験の比較により計算精度の検証を行うにあたり、実験の精度が重要となる。令和 4 年度に実施する減速材との ^{3}He 比例計数管の組み合わせによる基礎実験において、熱中性子束の絶対測定及び空間分布測定を金の放射化法により実施する。使用する井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器（図 3.2-1）の検出効率を 4π β－γ 同時計数装置（図 3.2-2）による絶対測定と相対比較することにより、不確かさ 1 %未満の高精度で校正した。^{241}AmBe 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（直径 20 mm、厚さ 25 μm）を照射し、井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器、4π β－γ 同時計数装置でそれぞれ測定した。相対比較により、411.8 keV ガンマ線に対する井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器のピーク検出効率を 60.63±0.41 %（暫定値）と決定した。

一方で臨界特性測定システムはアクティブ中性子法によって測定するシステムであり、^{241}AmBe 中性子源の中性子放出率も重要なデータである。また自発核分裂中性子源である ^{252}Cf を用いて誘導核分裂中性子の同時計数実験の模擬実験を行うため使用する ^{252}Cf 中性子の放出率も重要である。^{241}Am は半減期が 432 年と長いため経年変化による変動が少ないが、^{252}Cf 中性子源は半減期 2.645 年の ^{252}Cf に対してわずかに含まれる半減期 13.08 年の ^{250}Cf の影響を考慮する必要がある。そのため、使用する ^{252}Cf 中性子源について、黒鉛パイルと校正済みの ^{241}AmBe 中性子源との相対測定によって中性子放出率を高精度（不確かさ 3 %未満）で校正した。今回校正した中性子源の中性子放出率は、2022 年 1 月 4 日時点で $3.673\pm0.0570\times10^{5}$ 1/s（暫定値）となった。

3.2.2　まとめ

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 ^{3}He 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}AmBe 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 4π β－γ 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、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}AmBe 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。

図 3.2-1　井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器

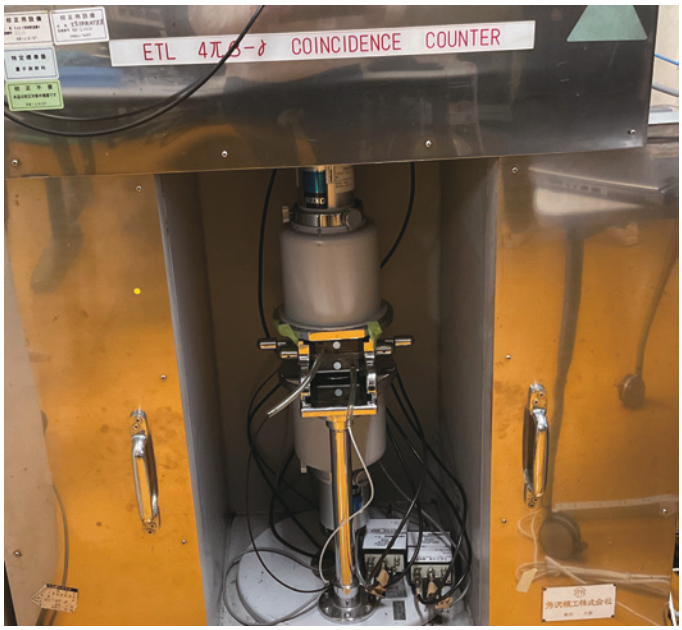

図 3.2-2　4π β－γ 同時計数装置

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

3.3.1　開発環境構築

令和2年度日露原子力共同研究の枠組みで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、令和 3 年度は 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（半導体供給逼迫の影響も見ながら合計 200 コア前後の規模とする。）を導入した。導入したサーバーを図 3.3-1 に示す。図 3.3-1 の上側が 4 つの新設ノード（管理ノード×1、計算ノード×3）、下側は令和 2 年度に導入した並列計算ワークステーションである。新設された各ノードの主要仕様は同じであるため、例として、管理ノードの CPU、メモリ、ディスクドライブの仕様確認結果をそれぞれ図 3.3-2、図 3.3-3、図 3.3-4 に示す。CPU は 52 コア／ノードであり、4 ノード合計 208 コアである。メモリは 384 GB／ノード、ディスクは SSD 約 894 GB・HDD 約 3.7 TB である。また、新設ノードに対して下側の並列計算ワークステーション（大容量ディスクドライブ）をネットワーク連携させた結果を図 3.3-5 に示す。新設された管理ノードから、大容量ディスクドライブ（約 11 TB）へアクセスできるように設定されている。これにより、新設ノードで計算実行中でも、下側の並列計算ワークステーションで大量のデータ編集を同時に実行できる開発環境が整備された。

図 3.3-1　開発専用メニーコアマルチノード並列計算・データサーバー

```
[root@capella01 ~]# lscpu
アーキテクチャ : x86_64
CPU op-mode(s):        32-bit, 64-bit
Byte Order:            Little Endian
CPU(s):                52
On-line CPU(s) list:   0-51
コアあたりのスレッド数:1
ソケットあたりのコア数:26
Socket(s):             2
NUMAノード:          2
ベンダー ID:         GenuineIntel
CPUファミリー:     6
モデル:              85
Model name:            Intel(R) Xeon(R) Gold 6230R CPU @ 2.10GHz
ステッピング:     7
CPU MHz:               1000.012
CPU max MHz:           4000.0000
CPU min MHz:           1000.0000
BogoMIPS:              4200.00
仮想化:              VT-x
L1d キャッシュ:    32K
L1i キャッシュ:    32K
L2 キャッシュ:     1024K
L3 キャッシュ:     36608K
NUMAノード 0 CPU:   0-25
NUMAノード 1 CPU:   26-51
Flags:                 fpu vme de pse tsc msr pae mce cx8 apic sep mtrr pge mca cmov pat pse36 clflush dts acpi mmx fx
sr sse sse2 ss ht tm pbe syscall nx pdpe1gb rdtscp lm constant_tsc art arch_perfmon pebs bts rep_good nopl xtopology n
onstop_tsc aperfmperf eagerfpu pni pclmulqdq dtes64 monitor ds_cpl vmx smx est tm2 ssse3 sdbg fma cx16 xtpr pdcm pcid
dca sse4_1 sse4_2 x2apic movbe popcnt tsc_deadline_timer aes xsave avx f16c rdrand lahf_lm abm 3dnowprefetch epb cat_l
3 cdp_l3 invpcid_single intel_ppin intel_pt ssbd mba ibrs ibpb stibp ibrs_enhanced tpr_shadow vnmi flexpriority ept vp
id fsgsbase tsc_adjust bmi1 hle avx2 smep bmi2 erms invpcid rtm cqm mpx rdt_a avx512f avx512dq rdseed adx smap clflush
opt clwb avx512cd avx512bw avx512vl xsaveopt xsavec xgetbv1 cqm_llc cqm_occup_llc cqm_mbm_total cqm_mbm_local dtherm i
da arat pln pts pku ospke avx512_vnni md_clear spec_ctrl intel_stibp flush_l1d arch_capabilities
[root@capella01 ~]#
```

図 3.3-2　管理ノードを例とした CPU 仕様

```
[root@capella01 ~]# lsmem
RANGE                                  SIZE  STATE REMOVABLE   BLOCK
0x0000000000000000-0x000000007fffffff    2G online       no     0-1
0x0000000100000000-0x000000017fffffff    2G online       no     4-5
0x0000000180000000-0x00000029bfffffff  161G online      yes   6-166
0x00000029c0000000-0x00000030bfffffff   28G online       no 167-194
0x00000030c0000000-0x000000383fffffff   30G online      yes 195-224
0x0000003840000000-0x000000387fffffff    1G online       no     225
0x0000003880000000-0x000000553fffffff  115G online      yes 226-340
0x0000005540000000-0x000000557fffffff    1G online       no     341
0x0000005580000000-0x00000056bfffffff    5G online      yes 342-346
0x00000056c0000000-0x000000603fffffff   38G online       no 347-384

Memory block size:         1G
Total online memory:     383G
Total offline memory:      0B
[root@capella01 ~]#
```

図 3.3-3　管理ノードを例としたメモリ仕様

```
[root@capella01 ~]# lsblk
NAME   MAJ:MIN RM   SIZE RO TYPE MOUNTPOINT
sda      8:0    0 893.8G  0 disk
├sda1   8:1    0     2G  0 part /boot
├sda2   8:2    0    16G  0 part [SWAP]
└sda3   8:3    0 875.8G  0 part /
sdb      8:16   0   3.7T  0 disk
└sdb1   8:17   0   3.7T  0 part /home
[root@capella01 ~]#
```

図 3.3-4　管理ノードを例としたディスクドライブ仕様

```
[root@capella01 ~]# df -h
ファイルシス          サイズ  使用  残り 使用% マウント位置
devtmpfs              189G     0  189G    0% /dev
tmpfs                 189G  4.0K  189G    1% /dev/shm
tmpfs                 189G   52M  189G    1% /run
tmpfs                 189G     0  189G    0% /sys/fs/cgroup
/dev/sda3             876G   39G  838G    5% /
/dev/sda1             2.0G  250M  1.8G   13% /boot
/dev/sdb1             3.7T   45G  3.6T    2% /home
tmpfs                  38G   20K   38G    1% /run/user/42
192.168.11.205:/home   11T   79G   11T    1% /work
tmpfs                  38G    0   38G    0% /run/user/0
[root@capella01 ~]#
```

図 3.3-5　新設ノードと既設並列計算ワークステーションのネットワーク連携設定

次に、導入したサーバーにおいて、既存の MIK2.0 コード[18]と Serpent コード[6]をインストールし、両コードの動作確認を行った。MIK2.0 コードの動作確認結果を図 3.3-6 に示す。動作確認では、Godiva 炉心の即発超臨界計算[19]のうち、フィードバック効果を無視し最初の 100 ステップだけ実行した。既設の並列計算ワークステーションでの実行結果と同等の結果が得られることを確認した。

```
[takezawa@capella01 MIK]$ ./0mikrun_mod.sh
-----------------------------------------------------------------
Calculation has started & is running... Please wait till it ends!
-----------------------------------------------------------------
  FORWARD program started at step          0!
 FORWARD program started         0  is now finished!
  UPDATE program started at step          0!
 UPDATE program: Update variable TEMP1      is updated!
 UPDATE program: Update variable TEMP2      is updated!
 UPDATE program: Update variable DENS1      is updated!
 UPDATE program: Update variable DENS2      is updated!
 UPDATE program: Update variable RADI2      is updated!
 UPDATE program: Update variable RADI1      is updated!
 UPDATE program: Reactivity variable RADI2      is updated!
 UPDATE program: Reactivity variable RADI1      is updated!
  UPDATE program started at step          0 is finished now!
 MVP and Tally_Cijpd programs sta         0!
         0
  FORWARD program started at step          1!
  FORWARD: step_beg is          1
  CFIJTALLY subroutine: IDs for process/task     0 is      1000
  CFIJTALLY subroutine: Couplings for process/task     0 is   001,001
  CFIJTALLY subroutine: IDs for process/task     0 is      1001
  CFIJTALLY subroutine: Couplings for process/task     0 is   001,002
  CFIJTALLY subroutine: IDs for process/task     0 is      1002
  CFIJTALLY subroutine: Couplings for process/task     0 is   002,001
  CFIJTALLY subroutine: IDs for process/task     0 is      1003
  CFIJTALLY subroutine: Couplings for process/task     0 is   002,002
  CFIJTALLY subroutine: k-eff is  1.00338E+00
          1
         1
 ---- Start reading cijp_py ----
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
       40000       40000
 FORWARD program started         1  is now finished!
 The whole calculation finished successfully!
[takezawa@capella01 MIK]$
```

図 3.3-6　MIK2.0 コード動作確認結果

Serpent コードの動作確認結果を図 3.3-7 に示す。動作確認では、コード標準のサンプル問題 1（均質無限体系の増倍係数計算）を実行した。サンプル問題 1 の標準計算結果や、既設の並列計算ワークステーションでの実行結果と同等の結果が得られることを確認した。

```
[takezawa@capella01 1_infinite]$ ./sss2_serialrun_.sh

Serpent 2 beta

A Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code

 - Version 2.1.32 (February 24, 2021) -- Contact: serpent@vtt.fi

 - Reference: J. Leppanen, et al. "The Serpent Monte Carlo code: Status,
              development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy,
              82 (2015) 142-150.

 - Compiled Mar  8 2022 16:48:15

 - MPI Parallel calculation mode available

 - OpenMP Parallel calculation mode not available

 - Geometry and mesh plotting available

 - Default data path set to: "/home/takezawa/Serpent/xsdata/endfb7"

 - Full command used to run Serpent:

   sss2 infinite.inp

Begin calculation on Thu Apr  7 14:48:13 2022 at capella01
```

(A) 計算開始時

```
Transport cycle completed in 1.08 seconds.

Waiting for results from other MPI tasks...
OK.

[takezawa@capella01 1_infinite]$
```

(B) 計算終了時

図 3.3-7　Serpent コード動作確認結果

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は、ロシア語公開文献を対象として実施した。令和 3 年度は、MEPhI が対象となる文献を検索した結果、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[20][21]に着目することとし、同文献を MEPhI から入手した。日本側では翻訳アプリ DeepL Pro を用いてロシア語を英語に翻訳の上、解読した。

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、ロシア側が令和 5 年度に実施する予定の MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件の調査結果を表 3.3-1 に示す。この体系は、高濃縮金属ウランのツインコアパルス炉 BARS-6 と未臨界ポリエチレン減速燃料セル集合体 Stand B で構成される高速中性子スペクトル炉と熱中性子スペクトル炉を組み合わせた結合炉である。この体系の概念図は、文献[20][21]や IPPE のホ

ームページ[22]等で公開されている。燃料セルは中空の管構造であり、管内面上に高濃縮金属ウランが厚さ約 5 μm でコーティングされている。中空部分には、He-Ar-Xe ガスがレーザー媒質として封入されている。パルス運転を開始する際は、まず約 5 W の定常状態を最低でも 5 分間保持し、核分裂中性子限を体系内に蓄積させる。その後、反応度調整棒をスプリング機構で BARS-6 から瞬間的に弾き出し、正の反応度を投入する。パルス炉 BARS-6 及び未臨界集合体 Stand B の即発超臨界時の出力応答は、4 つの集合体設計仕様（表 3.3-1 の初期設計仕様や高出力型仕様など）に対して文献[20][21]に示されている。今後も引き続き、集合体設計の詳細仕様を調査するとともに、MIK2.0-Serpent コードの検証に適用可能な他の超臨界実験等のデータを検索する。

表 3.3-1　MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件

1. 結合炉体系の仕様	
・BARS-6 仕様（シングルコア）	
燃料	金属ウラン（濃縮度 90 %）
U235 質量	105 kg
形状	中空円柱（安全棒チャンネル）
サイズ	直径 220 mm×高さ 220 mm
コア間隔	350 mm から 1500 mm
・Stand B 仕様（初期設計）	
燃料セルの燃料	金属ウラン（濃縮度 90 %） セル内面に厚さ約 5 μm でコーティング
燃料セルの管材料	スチール
燃料セルの中空部	He-Ar-Xe ガス
燃料セル模擬体の燃料	二酸化ウラン （U235 装荷量は燃料セルと同じ）
燃料セル模擬体の管材料	アルミニウム
燃料セル模擬体の中空部	ボイド（推定）
燃料セル・模擬体の内／外径と長さ	49 mm／50 mm、2500 mm
減速材・反射体	ポリエチレン
単独での増倍率	約 0.7
集合体の直径	約 1700 mm
集合体本数	700 程度
セルピッチ	52 mm
BARS-6 と Stand B の中心間距離	475 mm
2. 反応度投入条件	
反応度調整棒	B10 と減速材の混合物質
反応度投入率	15－200 β_{eff}/sec（β_{eff}：0.0069）
3. 出力動特性データ（即発超臨界応答）	
Stand B（初期設計仕様）	文献[20]の図 9、文献[21]の図 8
Stand B（高出力型設計仕様など）	文献[20]の図 9

3.3.2　まとめ

令和2年度日露原子力共同研究の枠組みで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、令和 3 年度は 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した。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った。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は、ロシア語公開文献を対象として実施した。調査では、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をロシア側と協力して可能な限り明らかにし、ロシア側が令和 5 年度に実施する予定の MIK2.0-Serpent コードの検証に用いる代表的な解析条件を決定した。今後も引続き、MIK2.0-Serpent コードの検証に適用可能な他の超臨界実験等のデータを検索する。

3.4　ロシア側研究機関の実施内容及び成果

3.4.1　令和3年度実施内容及び成果

ロシア側研究機関である MEPhI の令和3年度の研究では、Ⅰ. 1F 燃料デブリの組成・形成過程に関わる最新の研究成果の分析、Ⅱ. MEPhI が独自に開発を進める AWCC 中性子同時計数システムの動作確認、Ⅲ. AWCC 中性子同時計数システムのシミュレーションモデル開発、Ⅳ. MEPhI が独自に開発を進める燃料デブリ放射能計算コード CORIUMSITY の改良の 4 項目が計画されている。

項目Ⅰでは、これまでに 1F 事故に加えて、チェルノブイリ及びスリーマイル島での原子力発電所事故に関わる最新の研究知見の分析が進められている。これらの結果は、最新の燃料デブリ解析モデルの構築に利用される予定である。

項目Ⅱでは、これまでに AWCC 中性子同時計数システムが技術仕様通りの動作をすることが確認されている。また、燃料デブリ形状が測定に与える影響を検討するため、中性子源位置を変化させた予備測定が計画されている。

項目Ⅲでは、これまでに中性子輸送モンテカルロ計算コード MCU 等を用いた AWCC 中性子同時計数システムのシミュレーションモデルが作成され、^{3}He カウンター内部の中性子スペクトル等の予備検討が進められている。

項目Ⅳでは、これまでに CORIUMSITY コードと核データライブラリ ENDF/B-VII.0 の連携設定が進められている。

各項目の進捗の概要を以下に示す。

Ⅰ. Conducting an analytical review of modern scientific, technical, and methodological literature, affecting the problem of evolution and composition assessment of fuel debris formed by the Fukushima Daiichi accident

The objective of this work is to conduct a literature review and form a set of fuel debris characteristics and parameters based on the results of the public domain studies. This complex will be used in further work on fuel debris modeling and calculating the fuel debris characteristics using specialized precision neutron transport codes. The developed complex is based on parameters such as a fuel debris nuclide composition, fuel debris elements geometric and density characteristics, a

fuel debris structure (a level of homogeneity of fuel debris elements), and others. Since many research results contradict each other, it was decided to form several extreme cases, which differ significantly in a number of parameters. These contradictions based on the serious difference amongst the results of computational and experimental studies carried out by the scientific community.

This review examined sources containing information on the following topics: the Three Mile Island [23], the Chernobyl [24], the Fukushima Daiichi NPP accidents [25], Fukushima-1 reactor core structure research, formation of fuel debris research, Three Mile Island NPP fuel debris samples research, data on the physical examination and measurements of fuel debris samples at the Three Mile Island NPP, the results of fuel debris formation modeling and its characteristics, data on the Fukushima Daiichi NPP monitoring, data on non-destructive gamma spectrometry methods and their applicability to the fuel debris analysis, data on the features of the fuel debris morphology and phase formation during the accident, methods for assessing fuel debris composition, and others. In total, 40 independent data sources were studied in this work.

The result of this work is a set of extreme cases containing the entire parameters set necessary to create and calculate the fuel debris model. Each case reflects the idea of fuel debris composition and structure, according to various scientific organizations data.

Ⅱ. Preparation of experimental systems - a neutron coincidence counter AWCC for measuring the masses of fissile materials

■ Completion, purpose, and preparation for operation of the neutron coincidence counter AWCC

As a part of the project, a neutron coincidence counter of the AWCC type was prepared for measurements (Fig.3.4-1)[26]. The AWCC consists of: JCC-51 type detection unit[27], JSR-14 type neutron-neutron coincidence analyzer; personal computer with appropriate software. The AWCC can operate in active and passive modes. To operate in the active mode, two AmLi neutron sources with an intensity of $5.5 \cdot 10^4$ n/s each are installed in the counter.

Fig.3.4-1 The AWCC at the National Research Nuclear University MEPhI[26]

The JCC-51 is designed to accommodate test samples and detect neutrons. The JCC-51 is a hollow cylinder with an outer diameter of 49 cm and an inner diameter of 20 cm. The walls of the JCC-51 are made of high-density polyethylene. The walls of the JCC-51 contain 42 ^{3}He thermal neutron counters with preamplifiers and signal conditioning amplifiers. The counters are divided into six groups. Signals from each group of the counters are fed to a common output JCC-51 Signal. The +HV input is high voltage. +5 V input - supplies voltage to the amplifiers. The JCC-51 end caps accommodate the two detachable AmLi neutron sources.

JSR-14 is a neutron coincidence analyzer based on shift register logic. JSR-14 is designed as a stand-alone device, which connected to JCC-51 with a special cable. Through this cable high voltage and electronic circuit supply voltage are delivered from JSR-14 to JCC-51, and signals from slow neutron counters are sent to JSR-14.

The measuring system is controlled via a personal computer with NCC software. The exchange of information between the JSR-14 and the computer is carried out through the RS-232 port.

To confirm the metrological performance of the AWCC, three series of repeated measurements were carried out. In each series, the measurements were carried out for three days, 10 measurements daily by different operators.

1st Series. Active mode, Thermal Mode geometry, without sample, measured value: total pulse count rate from the AmLi-sources.

2nd Series. Active mode, Thermal Mode geometry, uranium metal sample, measured values: total pulse count rate and double coincidence count rate.

3rd Series. Passive mode, FAST mode geometry, the PuBe-source, detected value: full count rate.

Obtained results confirmed the stability of the AWCC neutron coincidence counter, AWCC fully complies with its technical specifications.

■ Investigation of the non-uniformity of the neutron detection efficiency over the volume of the AWCC measurement cavity

To assess the influence of the debris sample geometry on the analysis of the results, measurements with the displacement of neutron sources over the counter cavity volume are carried out.

At the first stage, measurements in the passive AWCC mode with the FAST mode geometry were made:

- the 1st series of measurements was carried out with the PuBe-neutron source;
- the 2nd series of measurements was carried out with a sample of metallic natural uranium of a cylindrical shape weighing 807.48 g.

Ⅲ. Development of mathematical models and conducting numerical simulations of experiments

■ Verification of the neutron coincidence counter AWCC model

The model of the neutron coincidence counter AWCC in precision codes that implement the Monte Carlo method, namely, in the Serpent[6], MCU[28] and OpenMC [29] programs were developed at this stage of work (Fig.3.4-2).

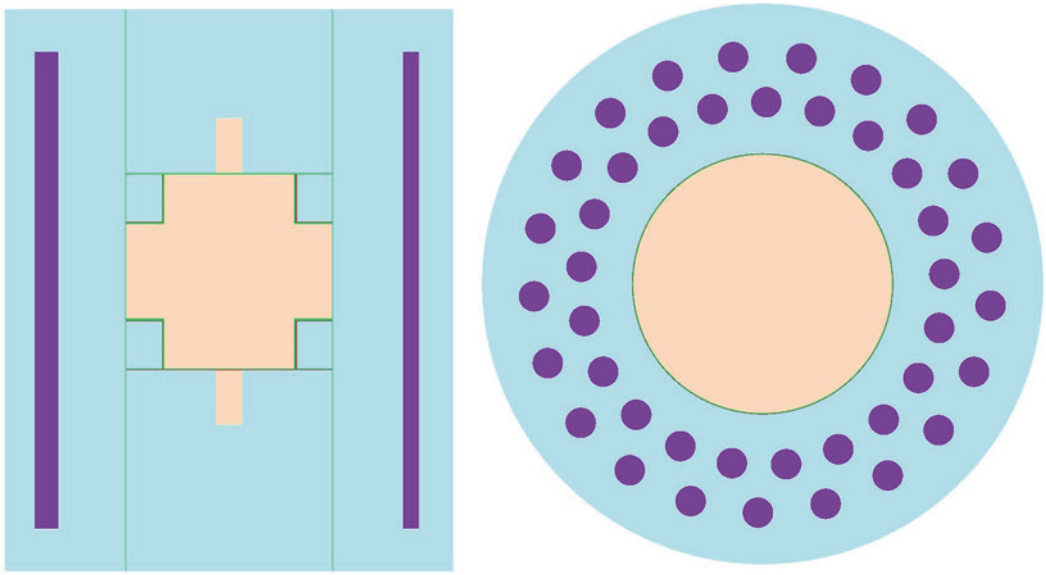

Fig.3.4-2 The model of the neutron coincidence counter AWCC in the MCU code

The three programs were used to calculate the volume-integrated neutron flux and the absorption reaction rate in the ^{3}He-counters. The calculations were carried out using the library of evaluated nuclear data ENDF/B-VII.0[30]. 100 million neutron histories were simulated in each calculation. The results of the volume-integrated neutron flux calculation in the ^{3}He-counters are shown in Fig.3.4-3. The results of the absorption reaction rate calculation in the ^{3}He-counters are shown in Fig.3.4-4.

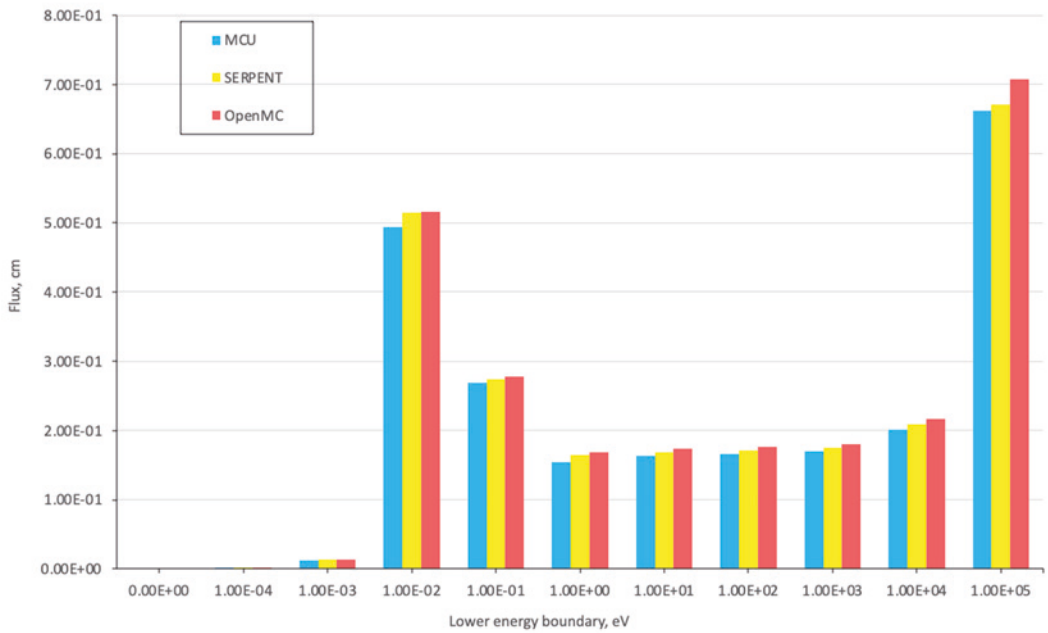

Fig. 3.4-3 Results of the integral neutron flux calculations in ^{3}He-counters

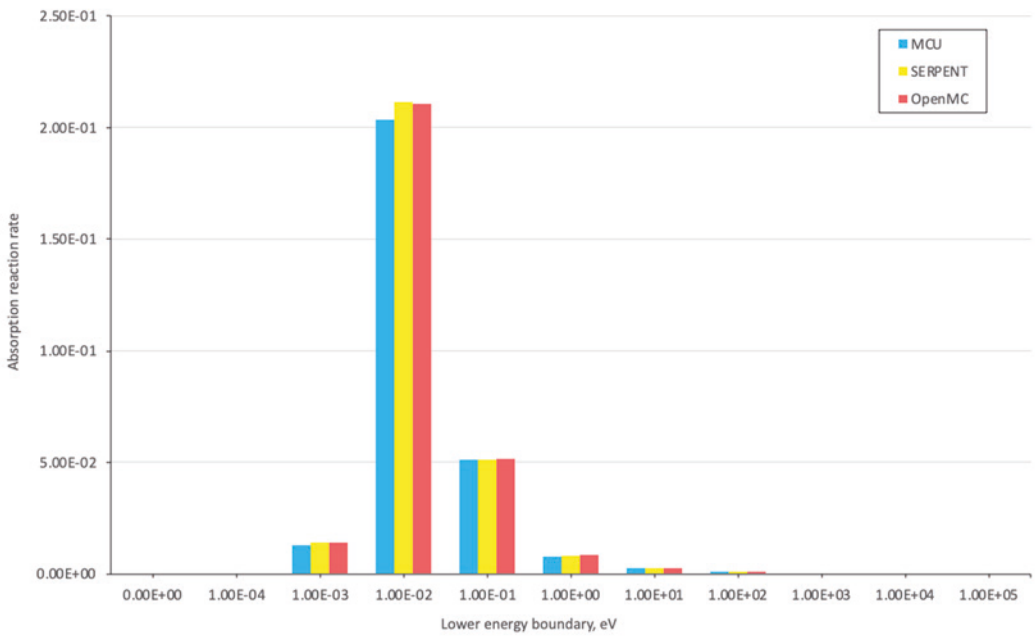

Fig. 3.4-4 Results of the absorption reaction rate calculation in ^{3}He-counters

■ Experiments numerical simulation

The numerical simulations of the experiment at the neutron coincidence counter AWCC with a sample of metallic natural uranium were carried out using the MCU,

Serpent and OpenMC codes. The results show good agreement. There is a little difference between MCU and Serpent/OpenMC which are caused by different implementation of the thermalization library.

Ⅳ. Development and improvement of the CORIUMSITY code designed to simulate fuel debris after an accident at the reactor facility

Development of code for fuel debris characteristic evaluation was conducted. The code is intended to simulate decay processes in spent nuclear fuel and materials formed after an accident at nuclear facilities (e.g., in fuel debris). The code can form a layer structure of fuel debris based on coefficients set by users, perform isotope kinetics simulation (decay processes), calculate activities, decay heat and radiation spectra of radioactive materials. The information about radiative decay was collected from the ENDF/B-VII.0 library.

3.5 研究推進

本事業は日本側実施機関である東工大と産総研、ロシア側研究機関である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日のプログラムオフィサー(PO)中間フォローにおいて、JAEAプログラムオフィサー（J-PO）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、東工大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画し、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。

第1回日露ワークショップ（Zoom会議）

日程　　：令和4年2月22日 16:00-17:10（東京）、10:00-11:10（モスクワ）
参加者　：小原教授（東工大）、Tikhomirov教授（MEPhI）、
　　ほか東工大、長岡技術科学大学、MEPhI関係者　計10名
内容　　：両国の研究計画・進捗確認、今後の研究の進め方についての意見交換など

4. 結言

本研究は、臨界解析に多くの経験を有するロシアの大学と連携して、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 6 年度の 4 年計画の 1 年目として日本側は東工大、産総研が連携して実施し、ロシア側は MEPhI が実施した。

令和 3 年度、東工大では臨界特性測定システムを開発するにあたり計算環境の整備を行った。予備解析として、ポリエチレン減速材と ^{3}He 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。また多領域積分型動特性解析コードの開発では、計算環境の整備と MIK2.0-Serpent コードの検証に適用可能な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調査を行い、検証のための解析条件を決定した。

産総研では、計算コードと核データの検証用に用いる黒鉛、ポリエチレンなどの減速材と ^{3}He 比例計数管を用いたこれまでの実験のデータ収集と整理を行った。また金放射化法による中性子束分布測定のため、井戸型 NaI(Tl)シンチレーション検出器の検出効率を高精度で校正した。また臨界特性測定システム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}AmBe 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。

ロシア側共同研究機関である MEPhI とは、オンラインでワークショップを開催し、研究に関する意見交換を行い緊密に連携して研究を実施した。以上の活動により本研究の令和 3 年度の目的を達成することができた。

参考文献

[1] 廃炉環境国際共同研究センター，東京工業大学，燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化(委託研究)－令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－，JAEA-Review 2020-041，2020，30p.

[2] 廃炉環境国際共同研究センター，東京工業大学，燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化(委託研究)－令和２年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－，JAEA-Review 2021-037，2022，61p.

[3] Nagaya, Y. et al., MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAEA-Data/Code 2016-018, 2017, 421p.

[4] Sato, T. et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS Version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., vol.55, no.6, 2018, pp.684-690.

[5] Werner, C. J. et al., MCNP Version 6.2, Release Notes, LA-UR-18-20808, 2018, 39p.

[6] Leppänen, J. et al., The Serpent Monte Carlo Code: Status, Development, and Applications in 2013, Ann. Nucl. Energy, vol.82, 2015, pp.142-150.

[7] Shibata, K. et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol., vol.48, no.1, 2011, pp.1-30.

[8] Chadwick, M. B. et al., ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data, Nucl. Data Sheets, vol.112, no.12, 2011, pp.2887-2996.

[9] 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, vol.148, 2018, pp.1-142.

[10] Plompen, A. J. M., The Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library, JEFF-3.3, Eur. Phys. J. A, vol.56, no.7, 2020, 181.

[11] Bushuev, A. V. et al, Determination of the Residual Content of Fissile Materials in Fuel from Spent Fuel Assemblies with High Initial Enrichment by the Active Neutron Method, Atomic Energy, vol.114, 2013, pp.428-432.

[12] Bushuev, A. V. et al, A Setup for Active Neutron Analysis of the Fissile Material Content in Fuel Assemblies of Nuclear Reactors, Physics of Atomic Nuclei, vol.79, 2016, pp.1362-1366.

[13] Lee, J. et al, Neutron Total Cross Section Measurements of Polyethylene Using Time-of-flight Method at KURNS-LINAC, J. Nucl. Sci. Tech., vol.57, no.1, 2020, pp.1-8.

[14] International Standards Organization, ISO8529-1 Neutron Reference Radiations Fields - Part 1: Characteristics and Methods of Production, Geneva, Switzerland 1998.

[15] Harano, H. et al., Convenient Method of Relative Calibration of the Neutron Source Emission Rate between Different Source Types, IEEE Trans. Nucl. Sci. vol.53, no.3, 2006, pp.1413-1417.

[16] Noltel, R., Böttger, R., Chen, J., Harano, H., Thomas, D.J., International Key Comparison of Thermal Neutron Fluence Measurements-CCRI(III)-K8, Metrologia, vol.52, no.1A, 2015, 06011.

[17] Harano, H. et al., Development of a Compact Flat Response Neutron Detector, IEEE Transactions on Nuclear Science, vol.58, no.5, 2011, pp.2421-2425.

[18] Takezawa, H. et al., Calculation of Transient Parameters of the Integral Kinetic Model with Delayed Neutrons for Space-dependent Kinetic Analysis of Coupled Reactors, Nuclear Science and Engineering, vol.195, no.11, 2021, pp.1236-1246.

[19] Tuya, D. et al., Improved Approach to Multiregion Supercritical Transient Analysis Based on the Integral Kinetic Model and Monte Carlo Method, Nuclear Science and Engineering, vol.188, no.1, 2017, pp.33-42.

[20] 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).

[21] D'yachenko, P. P. et al., "Stand B" Reactor-laser System, Atomic Energy, vol.88, 2000, pp.352-357.

[22] 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 IPPE の結合炉体系概念図, https://www.ippe.ru/okes/facilities/309-b（参照：2022 年 4 月 18 日）.

[23] Walker, J. S., Three Mile Island: A Nuclear Crisis in Historical Perspective, Berkeley: University of California Press, 2004, 303p.

[24] Zubekhina, B. et al., Long-Term Aging of Chernobyl Fuel Debris: Corium and "Lava", Sustainability, vol.13, no.3, 2021, 1073.

[25] Pellegrini, M. et al., Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS: Best-Estimate Case Comparison, Nuclear Technology, vo.196, no.2, 2016, pp.198-210.

[26] The shown picture(Fig.3.4-1) is the original photograph of the AWCC neutron coincidence counter owned by National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering State Institute). Copyright belongs to National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering State Institute). Using these materials is possible only with the active link to https://eng.mephi.ru（参照：2022 年 4 月 18 日）.

[27] JCC-51, Active Well Neutron Coincidence Counter, Mirion Technologies, C36907 - 05/2009.

[28] Kalugin, M. A. et al., Overview of the MCU Monte Carlo Software Package, Ann. Nucl. Energy, vol.82, 2015, pp.54-62.
[29] Romano, P. K. et al., OpenMC: A State-of-the-art Monte Carlo Code for Research and Development, Ann. Nucl. Energy, vol.82, 2015, pp.90-97.
[30] Chadwick, M. B. et al., ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nuclear Data Sheets, vol.107, no. 12, 2006, pp.2931-3060.