

燃料デブリ取り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—

Improvement of Critical Safety Technology in Fuel Debris Retrieval
(Contract Research)

-FY2020 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 2022

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

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—

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

(2021年9月14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（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（以下、「1F」という）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、研究課題のうち、令和元年度に採択された「燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化」の令和元年度と令和2年度の研究成果について取りまとめたものである。本課題は令和2年度が最終年度となるため2年度分の成果を取りまとめた。

本研究の目的は、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燃料デブリ取出しの際の臨界安全解析の高度化を図ることである。本研究は、令和元年度及び令和2年度の2年度計画として日本側は東京工業大学、東京都市大学が連携して実施し、ロシア側はロシア国立原子力研究大学（MEPhI）が実施した。

令和元年度は、東京工業大学では高度な燃料デブリ水中落下臨界解析を行うのに必要な高速メモリを搭載した GPU サーバーの整備と導入したサーバーを用いた予備解析を行った。また東京都市大学では、ベンチマーク解析の解析条件を東京工業大学、MEPhI と協議して設定した。また、小型サーバーを導入しベンチマーク解析の予備解析を実施した。

令和2年度は、東京工業大学では 1F の燃料デブリ取出し作業を想定した現実的な規模の体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを実施し、さらに水中での燃料デブリの動きと最終的な堆積状態の計算結果を用いてモンテカルロ中性子輸送計算コード MVP3.0 により臨界解析を行った。また東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の3者でベンチマーク解析ケースの本解析を実施し、解析精度及び解析の高速化に関する知見を得た。

ロシア側共同研究機関である MEPhI とは、モスクワ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。さらに JAEA/CLADS とも連携しつつ事業を実施した。また得られた研究成果は、論文にまとめ査読付き国際ジャーナルで発表し、さらに日本原子力学会春の年会で口頭発表を行い成果の公表に務めた。

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

Improvement of Critical Safety Technology in Fuel Debris Retrieval
(Contract Research)

— FY2020 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 14, 2021)

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 FY2020.

The Project aims to contribute to solving problems in the nuclear energy field represented by the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F), 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 FY2019, this report summarizes the research results of the “Improvement of critical safety technology in fuel debris retrieval” conducted in FY2019 and FY2020. Since the final year of this proposal was FY2020, the results for two fiscal years were summarized.

The purpose of research was to improve the criticality safety analysis methods in the case of fuel debris removal with the collaboration with Russian university, which has a lot of experiences in the criticality analysis. This research has been performed as two fiscal years project in FY 2019 and FY 2020 by Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech) and Tokyo City University (TCU) as the Japanese side, and National Research Nuclear University MEPhI as the Russian side.

In FY2019, Tokyo Tech introduced a GPU server with fast memory, which is needed for the sophisticated criticality analysis of fuel debris falling in water and performed preliminary analysis. TCU decided the benchmark calculation conditions by the discussion with Tokyo Tech and MEPhI, and performed preliminary analysis of the benchmark calculations introducing small scale server.

In FY2020, Tokyo Tech performed simulation of fuel debris falling down in water using MPS method for the practical geometry of fuel debris removal in the decommissioning of 1F and performed criticality calculations by neutron transport Monte Carlo code MVP3.0 for the moving fuel debris in water and for the accumulated fuel debris obtained by the simulation. Tokyo Tech, TCU, and MEPhI performed the benchmark calculations and obtained the knowledge about the accuracy of the criticality calculation and the improvement of calculation speed.

The project was performed by the collaboration between the organizations having a workshop with the Russian counterpart MEPhI. The project was also performed by the collaboration with JAEA/CLADS. The research outputs were published by peer review international technical journals and presented at the meeting of Atomic Energy Society of Japan by oral presentations.

Keywords: Fuel Debris, Criticality Safety, 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
付録 成果報告書	11

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
Appendix Result Report	11

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 (令和元年度まで) 大曲 新矢	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	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 (令和2年度 まで) 岡山大学

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
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	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 (平成30年度まで) 竹下 健二	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	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

本報告書は、以下の課題の令和元年度と令和 2 年度の研究成果を取りまとめたものである。
本課題は令和 2 年度が最終年度となるため 2 年度分の成果を取りまとめている。

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
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

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 2 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

燃料デブリ取り出し臨界安全技術の高度化

(契約番号 R02I050)

成果報告書

令和 2 年 12 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「燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化」の令和元年度から令和2年度の研究成果を取りまとめたものです。本課題は令和2年度が最終年度となるため2年分の成果を取りまとめています。

目次

概略	vi
1. はじめに	1-1
2. 業務計画	2. 1-1
2.1 全体計画	2. 1-1
2.2 成果の目標及び業務の実施方法	2. 2-1
3. 実施内容及び成果	3. 1-1
3.1 燃料デブリ水中落下臨界解析の高度化	3. 1-1
3.1.1 目的	3. 1-1
3.1.2 GPUサーバーの導入と予備解析（令和元年度）	3. 1-1
3.1.3 大規模体系での燃料デブリ水中落下計算（令和2年度）	3. 1-2
3.1.4 大規模体系での燃料デブリ水中落下臨界解析（令和2年度）	3. 1-3
3.1.5 まとめ	3. 1-4
3.2 燃料デブリ臨界解析ベンチマーク（再委託先：東京都市大学）	3. 2-1
3.2.1 目的	3. 2-1
3.2.2 解析条件	3. 2-1
3.2.3 解析結果	3. 2-2
3.2.4 まとめ	3. 2-4
3.3 ロシア側の研究成果	3. 3-10
3.4 研究推進	3. 4-1
3.5 成果の公表	3. 5-1
3.6 今後の展望	3. 6-1
4. 結言	4-1
参考文献	5-1
参考資料 ロシア側（MEPhI）の研究成果報告	6-1

執筆者リスト

事業代表者

国立大学法人東京工業大学	科学技術創成研究院先導原子力研究所	教授	小原徹
国立大学法人東京工業大学	科学技術創成研究院先導原子力研究所	助教	西山潤

連携先

学校法人五島育英会東京都市大学	理工学部原子力安全工学科	講師	竹澤宏樹
-----------------	--------------	----	------

表一覧

表3.1-1	GPUサーバーの基本仕様	3.1-5
表3.1-2	Particleworksでの計算上限	3.1-5
表3.1-3	予備解析の計算条件	3.1-5
表3.1-4	GPUサーバー計算速度比較	3.1-5
表3.1-5	本解析の計算パラメーター一覧	3.1-5
表3.2-1	ベンチマーク解析ケースの構成	3.2-5
表3.2-2	熱中性子散乱則S (α, β) の処理手法の比較	3.2-5
表3.2-3	MVP3.0のSTGモデルを用いた臨界解析結果	3.2-6
表3.2-4	SerpentのESGモデルを用いた臨界解析結果	3.2-6

図一覧

図2. 1-1	実施体制図	2. 1-1
図3. 1-1	予備解析の計算体系	3. 1-6
図3. 1-2	予備解析の出力例	3. 1-6
図3. 1-3	モデル化した球形の燃料デブリ	3. 1-7
図3. 1-4	ペDESTAL底部の水中への落下計算の幾何条件	3. 1-7
図3. 1-5	ペDESTAL底部の水中への落下計算出力例	3. 1-8
図3. 1-6	臨界解析における幾何条件	3. 1-9
図3. 1-7	燃料デブリ水中落下における実効増倍率の時間変化	3. 1-9
図3. 1-8	燃料デブリ堆積時の燃料体積割合分布	3. 1-10
図3. 1-9	臨界解析における水面モデル	3. 1-11
図3. 1-10	水面モデルに対する実効増倍率の時間変化	3. 1-11
図3. 2-1	ベンチマーク解析ケース1の解析体系の概念図	3. 2-7
図3. 2-2	ベンチマーク解析ケース2の解析体系の概念図	3. 2-7
図3. 2-3	ベンチマーク解析ケース2におけるSTGモデルの適用例	3. 2-7
図3. 2-4	ベンチマーク解析ケース1の実効増倍率の予備解析結果	3. 2-8
図3. 2-5	ベンチマーク解析ケース1の実効増倍率の本解析結果	3. 2-8
図3. 2-6	ベンチマーク解析ケース1の中性子束相対誤差の解析結果例	3. 2-9
図3. 2-7	ベンチマーク解析ケース1の熱群中性子束の計算結果例（詳細群）	3. 2-9
図3. 6-1	実用化に向け考えられるロードマップの例	3. 6-2

略語一覧

GPU : Graphics Processing Unit (グラフィックス プロセッシング ユニット)

GPGPU: General-purpose computing on GPU (GPUによる汎用計算)

用語一覧

粒子法 : 連続体に関する方程式を数値的に解くための離散化手法の 1 つで、計算対象を粒子の集まりとして表す計算手法

陽解法 : 微分方程式を解くための数値解法で、差分方程式で近似する離散化手法を用い、時刻に対して前進差分を用いて解く方法

陰解法 : 陽解法と同様の差分法による数値解法で、時刻に対して後退差分を用いて連立方程式を解く方法

MVP3.0 : 日本原子力研究開発機構が開発した連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コードのバージョン 3.0

MCU : ロシア クルチャトフ研究所が開発した連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コード

Serpent : フィンランド国立技術研究センター (VTT) が開発した連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コード

ENDF-B/7.0 : アメリカ ブルックヘブン国立研究所が公開している評価済み核データライブラリのバージョン 7.0

確率論的幾何形状モデル : 燃料デブリ粒子のランダムな位置を 1 つずつ定義する代わりに、燃料デブリ粒子間距離の分布関数を用いることで中性子の現在位置から最も近い燃料デブリ粒子の位置を確率的に決定する解析モデル

格子形状モデル : 燃料デブリ粒子を空間内に規則正しく周期的に配置する解析モデル

概略

燃料デブリ取出し時の再臨界事故の防止には細心の注意を払う必要があり、そのためには作業中の臨界近接を的確に把握する技術の開発と同時に、あらかじめ想定している作業で考えうるトラブルが発生した場合においても燃料デブリの未臨界が確実に確保されることを精度の高い解析により確認する必要がある。本研究の目的は、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燃料デブリ取出しの際の臨界安全解析の高度化を図ることである。本研究は、令和元年度及び令和2年度の2年計画として日本側は国立大学法人東京工業大学（以下、「東京工業大学」と略す。）、学校法人五島育英会東京都市大学（以下、「東京都市大学」と略す。）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」と略す。）が実施した。

本研究で日本側は、水中での燃料デブリ落下事象の際の燃料デブリの動きと最終的な堆積状態を明らかにするシミュレーションとモンテカルロコードによる臨界解析の結合により、燃料デブリが水中に落下した場合の臨界性の評価の高度化を行うこととなっている。ロシアの大学・研究機関では西側研究機関とは独立した原子力研究を長年行っており、独自のデータ、解析手法、解析コードを開発・整備してきている。ロシア側の研究としては、ロシア側の手法による燃料デブリ組成や臨界性の解析の高度化を進めることとなっている。さらに、本研究では、モンテカルロコードによる燃料デブリを想定した臨界解析を日露で行い、比較・検討することで、その解析精度の妥当性を評価することとなっている。

令和元年度は、東京工業大学では高度な燃料デブリ水中落下臨界解析を行うのに必要な高速メモリを搭載した GPU サーバーの整備と導入したサーバーを用いた予備解析を行った。導入した GPU サーバーについて、燃料デブリを模擬した立方体を気中から水中へ自由落下させる計算体系に対して予備解析を行い、動作を確認した。さらに解析結果から、計算可能な体系の規模と計算時間を推定する式を導出した。一方東京都市大学では、ベンチマーク解析の解析条件を東京工業大学、MEPhI と協議して設定した。また、小型サーバーを導入しベンチマーク解析の予備解析を実施し、日露双方が異なる計算コードで行った場合の実効増倍率の相対誤差を確認した。

令和2年度は、東京工業大学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」と略す。）の燃料デブリ取出し作業を想定した現実的な規模の体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを実施し、さらに水中での燃料デブリの動きと最終的な堆積状態の計算結果を用いてモンテカルロ中性子輸送計算コード MVP3.0 により臨界解析を行った。また東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の3者でベンチマーク解析ケースの本解析を実施し、解析精度及び解析の高速化に関する知見を得た。

ロシア側共同研究機関である MEPhI とは、モスクワ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。さらに国立研究開発法人日本原子力研究開発機構廃炉環境国際共同研究センター（以下、「JAEA/CLADS」と略す。）とも連携しつつ事業を実施した。また得られた研究成果は、論文にまとめ査読付き国際ジャーナルで発表し、さらに日本原子力学会春の年会での口頭発表を行い、成果の公表に務めた。

1. はじめに

燃料デブリの取出し作業時における再臨界事故の発生の可能性は低いと考えられるものの、万一再臨界事故が発生すれば作業員を危険にさらし、社会的にも大きなインパクトを与え、廃炉作業全体に大きな影響を及ぼす可能性がある。このため燃料デブリ取出し時の再臨界事故の防止には細心の注意を払う必要がある。そのためには、作業中の臨界近接を的確に把握する技術の開発と同時に、あらかじめ想定している作業で考えうるトラブルが発生した場合においても燃料デブリの未臨界が確実に確保されることを精度の高い解析により確認する必要がある。燃料デブリの組成は多様であると推定され、また形状や状態も複雑かつ多様であると考えられる。このため燃料デブリの臨界性評価はこのような複雑な状況での解析を適切に行う必要がある。これまでの臨界安全評価における解析は、燃料工場や再処理工場での燃料集合体やタンクに入った燃料溶液を対象としたものであり、例えば燃料デブリが水中に落下する場合の臨界性の変化などの複雑な解析の経験はほとんどない。また、モンテカルロコードによる臨界解析はこれまで多くの検証がなされているものの、燃料デブリ体系を対象とした解析のベンチマークを行うことは臨界解析精度を確認する上で意義が大きい。本研究の目的は、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燃料デブリ取出しの際の臨界安全解析の高度化を図ることである。本研究で日本側は、水中での燃料デブリ落下事象の際の燃料デブリの動き及び最終的な堆積状態を明らかにするシミュレーションとモンテカルロコードによる臨界解析の結合により、燃料デブリが水中に落下した場合の臨界性の評価の高度化を行う。ロシアの大学・研究機関では西側研究機関とは独立した原子力研究を長年行っており、独自のデータ、解析手法、解析コードを開発・整備してきている。ロシア側の研究としては、ロシア側の手法による燃料デブリ組成や臨界性の解析の高度化を進める。さらに、本研究では、モンテカルロコードによる燃料デブリを想定した臨界解析を日露で行い、比較・検討することで、その解析精度の妥当性を評価する。

2. 業務計画

2.1 全体計画

本研究は、日本側は東京工業大学、東京都市大学が連携して実施し、ロシア側は MPhI が実施する。実施体制を図 2.1-1 に示す。

東京工業大学は、燃料デブリ水中落下時の臨界性評価の高度化を実施する。東京工業大学では、燃料デブリ粒子が水中に多数落下した場合の落下挙動と臨界性の評価を、粒子法を用いたソフトウェア Particleworks と中性子輸送モンテカルロコード MVP を結合したシステムを開発し、実施してきた。しかしながら保有している計算サーバーの能力が十分でないため、扱える体系の大きさに限界があり、より現実の状況に近い体系での解析を行うことができなかった。本研究では、高速メモリを搭載した GPU サーバーを新たに導入することにより、これまで実施できなかったより現実に近い大きな体系での燃料デブリ粒子の落下挙動の解析と臨界性評価を行い、このような体系での臨界安全上問題となりうる条件を明らかにする。燃料デブリ落下及び堆積に関する知見は、MPhI との臨界解析ベンチマーク及び MPhI の解析手法研究に連携して役立てる。また MPhI の研究による知見を本研究に取り入れることができるかについて連携して検討を行う。

東京都市大学では、燃料デブリ臨界解析のベンチマーク解析を行う。解析条件は燃料デブリ落下シミュレーション等で得られた知見をもとに設定し、解析は中性子輸送モンテカルロコード MVP3.0 及び JENDL-4.0 核データライブラリで行う。燃料デブリ粒子堆積の模擬に当たっては複数のモデルを用いて解析することを検討する。ロシア側である MPhI はロシアで開発された中性子輸送モンテカルロコード MCU 等を用いて解析を行い、使用する核データ及び解析モデルはロシア側のこれまでの知見に基づきロシア側が決定し解析を行う。得られた結果を比較検討することで、燃料デブリ体系での臨界解析の精度が十分なものであるかについて検討を行う。

日本側の研究遂行に当たっては東京工業大学と東京都市大学は定期的に検討会を行い、密接な連携により研究を進める。またロシア側との連携のため、定期的に日露のワークショップを行う。

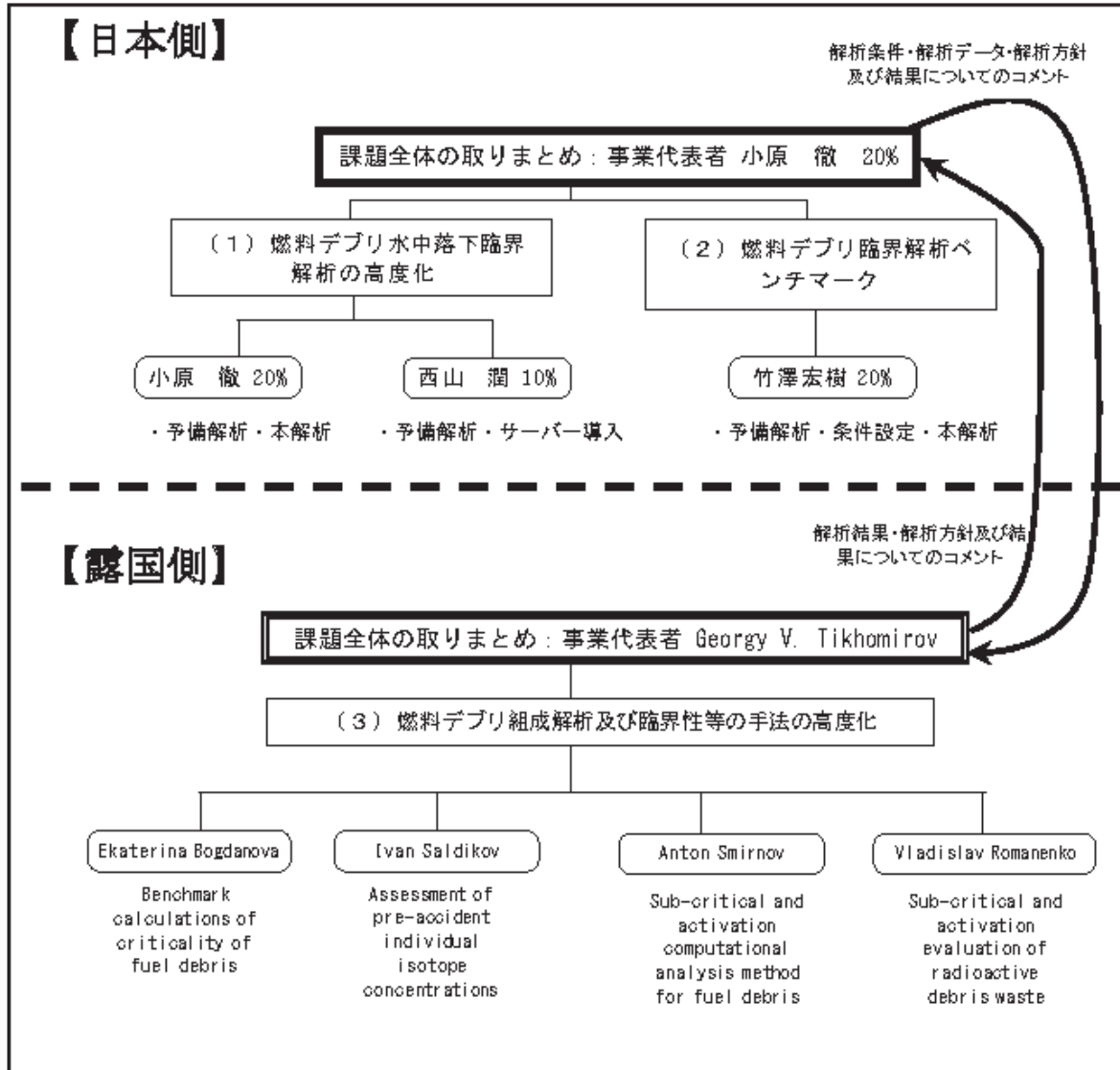


図 2.1-1 実施体制図

2.2 成果の目標及び業務の実施方法

令和元年度は東京工業大学では、高度な燃料デブリ水中落下臨界解析を行うのに必要な高速メモリを搭載した GPU サーバーの整備と導入したサーバーを用いた予備解析を行う計画とした。詳細は以下のとおりである。

事業代表者の研究グループでは、粒子法による燃料デブリの落下シミュレーションと中性子輸送モンテカルロコード MVP を結合させ、多数の粒子状の燃料デブリが水中を落下する場合の燃料デブリの動きのシミュレーションを行い、同時に落下中の各時刻及び最終状態での燃料デブリ粒子 1 つ 1 つの位置を中性子輸送モンテカルロコードのインプットとすることで、落下中及び落下後の堆積状態での臨界性（実効増倍率）を評価するシステムを開発した。燃料デブリ落下シミュレーションには粒子法による流体解析ソフトウェアであるプロメテック・ソフトウェア社製 Particleworks を使い、解析に当たり模擬物質を用いた落下実験の条件を変えて繰り返し行い、シミュレーションの妥当性を確認している。粒子法はシミュレーション対象の液体あるいは固体の物質を多数の粒子で表現し、各粒子の相互作用を物質の特性に合わせて定義し、シミュレートする方法である。粒子状の固体の燃料デブリが水中に落下する場合のシミュレーションを行う場合は、固体の燃料デブリのみならず、水も多数の粒子で表現して行う。このため特に水の量を増やすと水を表現する粒子数が大幅に増加する。粒子数が多くなると粒子間の相互作用の計算量が飛躍的に増加し、メモリ及び長大な計算時間を要するようになり、高速 GPU メモリを搭載した計算能力の高いサーバーでなければ大きな体系での解析が現実的には不可能となる。研究室で保有しているサーバーを用いた場合は、直径 40 cm、深さ 15 cm 程度の水中に 1000 個の 10 mm 角の立方体の燃料デブリ粒子が落下した場合のシミュレーションが限界で、これ以上の解析ができない。東京工業大学にはスーパーコンピュータ TSUBAME があるが、本ソフトウェアはスーパーコンピュータを用いた解析には対応しておらず、また対応しているソフトウェアも他に存在していないので、より大きい体系で現実に近い状況を模擬した解析を行うためには、新たな GPU サーバーの導入が必要である。このため、令和元年度はより大規模なシミュレーションを可能とする GPU サーバーを導入し、現在保有している Particleworks を用いて、より大きい体系を模擬するための予備的な解析を行う。令和元年度の事業期間が 6 ヶ月と短いため、解析は導入したサーバーでどの程度の規模の解析が可能かの目安を得ることを目標とする。また燃料デブリ臨界解析ベンチマーク計算の体系・条件等を決定するための知見をロシア側にも提供する。条件設定のための情報はこれまで行った解析による知見とするが、予備解析の結果が間に合う場合は、その結果をもとにした条件設定も検討する。また年度内に MEPhI と共にワークショップを少なくとも 1 回程度開催し、解析内容等についての詳細な検討を東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で行う。ワークショップでは、MEPhI 側で実施している燃料デブリ組成、燃料デブリ体系での未臨界解析手法とその解析等についての情報交換を行い、双方の研究に反映させることを検討する。また、東京都市大学ではベンチマーク解析の解析条件の設定と予備解析を行う。燃料デブリ臨界解析のベンチマークは同条件で解析を行う MEPhI の解析結果と比較検討することで行う。このための解析体系及び条件の決定を MEPhI と協議して行う。条件設定に当たっては東京工業大学でこれまで実施された燃料デブリ水中落下シミュレーションの結果を活用して行うこととし、解析条件は東京工業大学と連携して検討を行う。予定している解析条件は、燃料デブリ粒子が水中落下している途中の状態、燃料デブリ粒子が水底に堆積している状態等であるが、最終的には MEPhI 側との協議により決定する。多数の燃料デブリ粒子の解析では、ランダムに配置されている粒子をどのように扱うかによっても結果が異なることが予想され、日本側、ロシア側がそれぞれのモデルで解析を行い、結果に違いが出るか等について検討対象とする。同時に、解析データ編集用のサーバーを導入し予備解析を実施する。また MEPhI とのワークショップに参加し、解析内容等について

の詳細な検討を東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で行う。これらの活動による研究成果は学術雑誌、学会、1F 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。

令和 2 年度は東京工業大学では、令和元年度に整備したサーバーを用いて本解析を行い、より大きく現実に近い体系での燃料デブリ水中落下時の臨界解析を行う計画とした。詳細は以下のとおりである。

令和 2 年度は事業期間が 9 ヶ月と短く、報告書作成等の期間を考えると解析に費やせる研究期間は 6 ヶ月程度であるため、短い研究期間でできるだけ様々な状況の解析を行うため、かねて保有していた粒子法によるシミュレーションソフトウェア Particleworks 1 ライセンス及び本事業において整備した Particleworks 2 ライセンスを用い、複数の解析を並行して行う。解析条件は、東京電力ホールディングス株式会社（以下、「東京電力」と略す。）、技術研究組合国際廃炉研究開発機構（以下、「IRID」と略す。）等が公表する燃料デブリの炉内状況及び作業計画等をもとに決定するものとするが、どの程度の規模の解析が可能かはサーバーの性能に依存するため、令和元年度に導入したサーバーでどの程度の規模の解析が研究期間内で実施可能かを検討した後、具体的な状況・条件を決定する。可能な限り、様々な条件での解析を行い、燃料デブリ水中落下時の臨界性についてできるだけ一般的な知見を得られるよう努める。令和 2 年度中、MEPhI とのワークショップを 2 回程度開催し、東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で研究の進展やその成果について情報交換を行う。ワークショップでは、MEPhI 側で実施している燃料デブリ組成、燃料デブリ体系での未臨界解析手法とその解析等についての情報交換を行い、双方の成果を最終成果に反映させることを検討する。さらに得られた研究成果は学術雑誌、学会、1F 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し、成果の公表に努める。

東京都市大学では、燃料デブリ臨界解析ベンチマークに用いる並列計算ワークステーションの整備とベンチマークのための本解析を実施する。解析対象は多数の燃料デブリ粒子からなり、また領域間の結合が弱い体系となるため中性子源の収束が遅く、解析には多くの計算時間を要するため、限られた研究期間内で解析を効率的に進めるため、並列計算ワークステーションを導入する。導入したワークステーションを用いてベンチマークのための解析を中性子輸送モンテカルロコード MVP3.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて行う。得られた結果を MEPhI の解析結果と比較しその精度について検討を行う。また MEPhI とのワークショップに参加し、解析結果等についての詳細な検討を東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で行う。さらに、研究成果は学術雑誌、学会、1F 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するなどして、成果の公表に努める。

3. 実施内容及び成果

3.1 燃料デブリ水中落下臨界解析の高度化

3.1.1 目的

燃料デブリ取出し作業では再臨界事故防止のために、未臨界が確実に確保されることを精度の高い解析により確認する必要がある。東京工業大学では、粒子法による燃料デブリの水中落下数値シミュレーションとモンテカルロ法による中性子輸送計算及び臨界解析を組み合わせたシステムを開発している。これまでの研究で、小規模体系における水中落下実験と再現計算により手法の妥当性を確認している[1]。本研究では、1F の燃料デブリ取出し作業を想定した大規模な体系に対して、水中落下過程における燃料デブリの動きと最終的な堆積状態を数値シミュレーションにより明らかにし、モンテカルロコードによる臨界解析と結合することによって燃料デブリ水中落下事象に対する臨界性評価の高度化を行うことを目的とする。

3.1.2 GPU サーバーの導入と予備解析（令和元年度）

令和元年度に実施した GPU サーバーの導入と予備解析の詳細について述べる。燃料デブリの水中落下過程の臨界性評価には、燃料デブリと水との相互作用を考慮し、刻一刻と変化する燃料デブリの位置を導出する必要がある。燃料デブリの水中落下体系は水を伴う固気液三相であり、格子計算を用いないメッシュフリーな計算で自由界面の計算に利点がある粒子法を用いた数値流体解析によって燃料デブリの位置を計算する。粒子法を用いた大規模な水中落下挙動の数値シミュレーションを実施するために必要な高速メモリを搭載した GPU サーバーを導入した。導入した GPU サーバー（新規）と既設の GPU サーバー（既設）の基本仕様を表 3.1-1 に示す。導入した GPU サーバーは、GPGPU のための最新 GPU である NVIDIA 社製 Quadro GV100 を 2 基と高速のメインメモリ 1 TB (1024 GB) 搭載しており、既設サーバーと比較して、より大規模な体系の数値シミュレーションをより高速に実施することが可能である。

本研究では粒子法の CAE ソフトである Prometech 社製 Particleworks[2]を用いて燃料デブリ水中落下シミュレーションを行った。新規 GPU サーバー専用新たに Particleworks 2 ライセンスを購入し、解析を実施した。粒子法では液体、固体などの連続体を粒子（計算点）で離散化する。流体、固体の解像度は粒子の半径に依存するため、扱える粒子数の上限が非常に重要となる。既設、新設 GPU サーバーを用いて Particleworks の上で取り扱える最大粒子数を比較した。最大取り扱い粒子数を表 3.1-2 に示す。新設 GPU サーバーは約 3.8 倍の粒子数、つまり同一の粒子径の計算の場合、約 3.8 倍の体積の計算が可能である。

新規導入した GPU サーバーの動作確認と計算速度評価のために、これまでに実施した先行研究[1]の体系において予備解析を実施した。計算体系の概略図を図 3.1-1 に、計算条件を表 3.1-3 に示す。計算は、燃料デブリを模擬した 1 cm 立方の立方体 1000 個 (10×10×10 個) を気中から水中へ自由落下させる体系である。計算対象である燃料デブリと水は、計算粒子（計算点）で表現される。粒子径を 2 mm としたこの解析では、水と燃料デブリを併せた総粒子数は約 240 万個である。予備解析では、自由落下後 1.0 秒後までの燃料デブリの位置を時間刻み 0.00002 秒間隔で計算し出力する。解析結果の出力例を図 3.1-2 に示す。この結果は粒子位置にポスト処理を行い流体表面の表示処理を行ったものである。燃料デブリは時刻 $t = 0$ 秒から自由落下し、水中に落下し、拡散しながら容器底面に堆積する。粒子法は計算格子を用いないメッシュフリーの計算であるため、大きな変形を伴う界面変化を扱う計算に適している。本解析条件でも、燃料デブリが水面に落下した際の水面の揺らぎが計算できている。この計算で得られた 5 点の時刻における燃料デブリ位置 ($t=0.0, 0.1, 0.2, 0.4, 0.8$ [s]) を用いて作成した体系をベンチマーク解析ケース 1 とし、3.2 節での燃料デブリ臨界解析ベンチマークに使用した。

新設 GPU サーバーと既設 GPU サーバーでの計算時間を表 3.1-4 に示す。計算は主に圧力計算を解く計算モデルとして陰解法と陽解法を用いた結果を比較した。陽解法の方が 2.2～3.9 倍計算速度が速く、新設・既設 GPU サーバーの比較では導入した GPU サーバーの方が 1.6～2.9 倍計算速度が速いことがわかった。

計算可能な体系の規模の試算を行った。計算体系の流体・固体の体積を V [m³]とした時、総粒子数 N_p は

$$N_p = \frac{V}{\frac{4\pi R^3}{3} PF} \approx \frac{V}{8.4R^3} \quad \text{式(3.1-1)}$$

と表される。ここで R [m]は計算粒子半径、 PF は球の充填率である。この式を変形し、計算可能な体積は

$$V \approx 8.4R^3 N_p \quad \text{式(3.1-2)}$$

となる。新設 GPU サーバーの取り扱い粒子上限 $N_p = 9.6 \times 10^7$ に対して、粒子半径 $R = 0.5$ [cm] を代入すると $V \approx 100$ [m³]となり、約 4 m 立方の体積の計算が可能である。

計算時間 T は、総粒子数 N_p とタイムステップ数 N_s に比例することがわかっている。タイムステップ数は計算内時間経過 t と計算の時間刻み Δt を用いて計算され、

$$T = k \frac{V}{8.4R^3} \cdot \frac{t}{\Delta t} \quad \text{式(3.1-3)}$$

となる。ここで k [1/particle/step]は GPU サーバー依存の計算時間の係数である。表 3.1-4 の結果を用いて、新設 GPU サーバー上で陽解法を適用した際の係数を求めると $k = 3.9 \times 10^{-7}$ となった。 $V \approx 100$ [m³]の体系で、粒子半径 $R = 0.5$ [cm]、計算内時間経過 $t = 10$ [s]、時間刻み $\Delta t = 0.01$ [s]で解析すると仮定すると、推定計算時間は $T \approx 10$ [h]となる。

3.1.3 大規模体系での燃料デブリ水中落下計算（令和2年度）

1Fの燃料デブリ取出し作業を想定した、より大きく現実的な規模の体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを行うに当たり、東京電力等が公表する燃料デブリの炉内状況及び作業計画等[3][4]をもとに解析条件を決定した。取出し作業における安全性、確実性、迅速性、使用済燃料の取出し作業状況などから、燃料デブリ取出しの初号機として準備が行われている2号機を本解析の解析対象とした。2号機は溶融した燃料が压力容器底部に多く残存する状況であり、一部燃料デブリが格納容器内へ溶解落ちている。2号機のペDESTAL底部は深さ30 cmの冷却水がたまっており、ペDESTAL底部全体に、小石状・粘土状に見える堆積物が確認されている。また燃料集合体の一部（上部タイププレート）がペDESTAL底部に落下しており、その周辺に確認された堆積物は燃料デブリと推定されている。

解析条件として、2号機のペDESTAL底部の冷却水だまりへ、臨界量以上の燃料デブリが落下する状況を想定した。ペDESTAL内径は5.4 m、水深を0.3 mとすると水の体積は6.9 m³となる。燃料デブリの臨界量は先行研究[5]から、粒状燃料が円錐状に堆積する際の最小臨界燃料体積である0.28 m³を採用した。(3.1-1)式と新設 GPU サーバーの取り扱い計算粒子点上限 $N_p = 9.6 \times 10^6$ の関係から、粒子法における計算粒子点の半径を $R = 0.25$ [cm]とした。この時、水の計算粒子点数は約 6000 万個となる。この計算粒子点の半径は、水の計算粒子点、燃料デブリの計算粒子点それぞれに同じ値が適用される。燃料デブリの形状は、この計算粒子点が結合した集合として計算中で表現される。本解析では、燃料デブリの形状を、直径 5 cm の球とした。計算における燃料デブリの形状モデルを図 3.1-3 に示す。直径 0.5 cm の計算粒子点 496 個で 1 つの燃料デ

ブリ球を模擬する形となっている。

解析では燃料デブリの総量として臨界量以上の 0.33 m^3 (燃料デブリ球 5000 個) を水プールへ落下させる計算を行った。直径 1.0 m の容器内に燃料デブリ球 5000 個をランダムに堆積させた後、水面上 20 cm の位置から水プールへ一度に落下させる。水プール直径の大きさによる堆積形状、水面揺動の影響を確かめるために、水プールの直径を 2.0 m、3.0 m、5.4 m の場合について計算を実施した。燃料デブリ落下前の幾何条件を図 3.1-4 に水プールの直径が 2.0 m の場合を例に示す。計算に使用したパラメータを表 3.1-5 に示す。計算には令和元年度に購入した Particleworks 2 ライセンスを用い、複数の解析を並行して行った。数値計算の、前処理、本計算、後処理を同時に行えることにより、効率的に異なる条件での計算が可能となった。計算結果の例を図 3.1-5 に示す。燃料デブリの落下、水中での堆積及び水面の揺らぎが計算できている。実際のペダスタルサイズに対応した幾何条件において、現実的な時間で計算が可能であることを確かめた。

3.1.4 大規模体系での燃料デブリ水中落下臨界解析 (令和 2 年度)

令和元年度に整備したサーバーを用いてより大きく現実に近い体系での燃料デブリ水中落下時の臨界解析を行った。解析では、短い研究期間でできるだけ様々な状況の解析を行うため、かねて保有していた Particleworks 1 ライセンス及び本事業で整備した Particleworks 2 ライセンスを用い、複数の解析を並行して行った。解析条件は、東京電力、IRID 等が公表する燃料デブリの炉内状況及び作業計画等をもとに決定することとし、令和元年度に導入したサーバーでどの程度の規模の解析が可能かを検討した結果である前節の計算により得られた燃料デブリ球の位置情報と条件を用いて解析することとした。臨界解析における幾何条件を図 3.1-6 に示す。水プールの底面及び側面が厚さ 50 cm のコンクリートで覆われていると仮定した。燃料デブリの落下に際し、実際には水面が揺らぐが、堆積の効果を見るために、燃料デブリの落下によって水位レベルが変化しないと仮定して計算を行った。直径 2.0 m のプールにおいて、落下開始後 0.5 秒後の燃料デブリが気中と水中に分かれている条件をベンチマーク解析ケース 2 として、臨界解析ベンチマークを実施した (詳細は 3.2 節)。実効増倍率を中性子輸送計算モンテカルロコードである MVP-3 を用いて計算した。燃料デブリ落下開始から 0.05 秒ごとの実効増倍率の変化を図 3.1-7 に示す。燃料デブリが気中にある時、体系は未臨界である。燃料デブリが水に接触し、水中に落下するにつれて実効増倍率は増加し、今回の計算条件では一部気中、一部水中にある落下後 0.45 秒後に実効増倍率が最大となった。その後は燃料デブリが床面に衝突して底面を広がり体積するにつれて実効増倍率は減少した。これは燃料デブリの広がりにより体系からの中性子の漏れが増大したためと説明できる。図 3.1-8 に各プール直径における水中の燃料デブリ体積割合の分布を示す。今回用いた床面での摩擦係数と落下高さでは燃料デブリは直径約 3 m の広がりになる。したがって落下後の堆積した状態における実効増倍率は直径 3.0 m と 5.4 m はほぼ同じ値となっている。直径 2.0 m の場合は、壁面の制限により小さい直径で燃料デブリがまとまるため、ほかの場合より高い実効増倍率となっている。一方で落下途中は実効増倍率が最大となる点も含め 3 つのケースはよく一致した値となっており、プール内径が水中への落下の状況及び実効増倍率への影響がないことを示している。

次に燃料デブリ水中落下における水面の揺らぎの影響が実効増倍率に与える影響の評価を行った。前出の水位変動がないモデル (水位一定モデル) に加え、燃料デブリが水中へ落下するに伴い、水面をフラットとして水の体積が一定であると仮定して水位を上昇させる簡易モデル (水位変化モデル)、粒子法による計算結果の水の計算粒子位置から R-Z 体系で水面を導出したモデル (水面変化モデル) について実効増倍率の計算を行った。水位変化モデルで実効増倍率が最大と

なった時刻における各計算モデルの幾何条件を図 3.1-9 に示す。直径 2.0 m の場合、3 つのモデルにおける実効増倍率の計算結果を図 3.1-10 に示す。水位変化モデルでは燃料デブリが落下途中では水位が上昇するため、水位一定モデルと比較して実効増倍率が增大する。一方で堆積時は上部の水の厚さが両者ともに十分なため、実効増倍率の差は現れなかった。より実現象を模擬している水面変化モデルでは、燃料デブリにより水が押しのけられる効果が現れており、燃料デブリと減速材である水の体積割合の変化や、中性子漏れの効果を反映した結果となっている。堆積後の実効増倍率が最大となっており、落下途中では水面の揺らぎにより実効増倍率が変動している。この結果より、水面の取り扱いが実効増倍率に与える影響が大きいことが明らかになった。

3.1.5 まとめ

1F の燃料デブリ取出し作業を想定した大規模な体系に対して、水中落下過程における燃料デブリの動きと最終的な堆積状態を数値シミュレーションにより明らかにし、モンテカルロコードによる臨界解析と結合することによって燃料デブリ水中落下事象に対する臨界性評価の高度化を行うことを目的として、粒子法による燃料デブリの水中落下数値シミュレーションとモンテカルロ法による中性子輸送計算及び臨界解析を組み合わせた計算を実施した。

燃料デブリ水中落下挙動の数値シミュレーションを実施するための、高速メモリを搭載した GPU サーバーを導入した。燃料デブリを模擬した立方体を気中から水中へ自由落下させる計算体系について予備解析を行った。解析結果から、計算可能な体系の規模と計算時間を推定する式を導出した。導入した GPU サーバーでは体積 $V \approx 100$ [m³] 程度の大きさの体系の計算が現実的な計算時間で解析できることが明らかとなった。

1F の燃料デブリ取出し作業を想定した、より大きく現実的な規模の体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを実施した。2 号機を対象に、ペDESTAL 内部を想定した水プール（最大内径 5.4 m）へ臨界量の燃料デブリを落下させる計算を行った。実際のペDESTAL サイズに対応した幾何条件において、現実的な時間で燃料デブリの落下、水中での堆積及び水面の揺らぎが可能であることを確かめた。

水中での燃料デブリの動きと最終的な堆積状態の計算結果を用いてモンテカルロ中性子輸送計算コード MVP3.0 により臨界解析を行った。プール内径、水面モデルが臨界性に与える影響について評価した。特に水面の動きが臨界性に与える影響が大きく、本研究で使用した粒子法による数値流体解析が実現象に則した精度の高い臨界解析に重要であることが明らかとなった。

3.4 節で記すように、MEPhI とはワークショップを 3 回開催し、東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で研究の進展やその成果について情報交換を行い、連携して研究を推進した。またワークショップでは、MEPhI 側で実施している燃料デブリ組成、燃料デブリ体系での未臨界解析手法とその解析についての情報交換を行い、双方の成果を反映させることを検討した。

また得られた成果は、3.5 節に記すように学術雑誌、学会で発表し、成果の公表に努めた。

実用化に向けた課題としては、現実の燃料デブリ粒子は様々な大きさ・形状のものが混在していると考えられ、解析においてランダムな形状・大きさのものを粒子法でどのように扱うかが課題となると考えられる。MPS 法では個々の燃料デブリ粒子の形状を明示的に指定する必要があるため、例えば MPS-DEM 法等の MPS 法に別の手法を組み合わせたシミュレーション方法を用いて形状効果をデブリ粒子表面の摩擦係数で表現する等の方法が考えられる。MPS-DEM 法は手法的には確立されているので、本手法を燃料デブリ粒子の水中落下現象のシミュレーションに適用可能であることを示すことができれば、実用化に向けて大きく前進するものと考えられる。

表 3.1-1 GPU サーバーの基本仕様

	既設サーバー	新設サーバー
搭載 CPU	Intel Xeon E5-2697v4×2 基	Intel Xeon Gold 6152×2 基
メモリ	DDR4-2400 MHz 512 GB	DDR4-2666 MHz 1024 GB
搭載 GPU	NVIDIA Tesla K40×2 基	NVIDIA Quadro GV100×2 基
GPU メモリ	12 GB	32 GB
GPU 演算性能 (倍精度、カタログ値)	1.4 TFLOPS	7.4 TFLOPS

表 3.1-2 Particleworks での計算上限

	既設サーバー	新設サーバー
取り扱い粒子数上限	2500 万個	9600 万個

表 3.1-3 予備解析の計算条件

燃料デブリサイズ	1 cm 立方×1000 個
水のサイズ	直径 40 cm×深さ 15 cm
燃料デブリの密度	7.870 g/cm ³
水の密度	1.000 g/cm ³
粒子径	2.0 mm
総粒子数	2.42×10 ⁶ 個
数値計算内 経過時間 t	1.0 秒
数値計算時間刻み Δt	2×10 ⁻⁵ 秒

表 3.1-4 GPU サーバー計算速度比較

	既設サーバー	新設サーバー	計算速度比
総計算時間 (圧力計算陰解法)	2.88×10 ⁵ 秒	1.01×10 ⁵ 秒	2.9
総計算時間 (圧力計算陽解法)	7.34×10 ⁴ 秒	4.56×10 ⁴ 秒	1.6

表 3.1-5 本解析の計算パラメーター一覧

水プール内径	2.0 m	3.0 m	5.4 m
粒子径	5.0 mm		
総粒子数	9.99×10 ⁶ 個	1.94×10 ⁷ 個	5.74×10 ⁷ 個
数値計算内 経過時間 t	3.0 秒 (初期ランダム配置 1.5 秒+水中落下 1.5 秒)		
数値計算時間刻み Δt	5×10 ⁻⁵ 秒		
計算所要時間	46.2 h	65.9 h	144.6 h

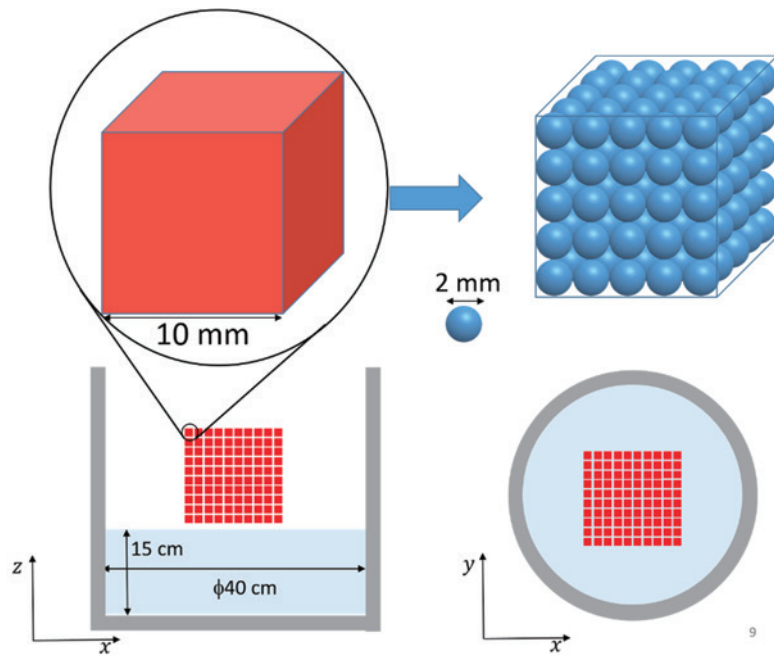


図 3.1-1 予備解析の計算体系

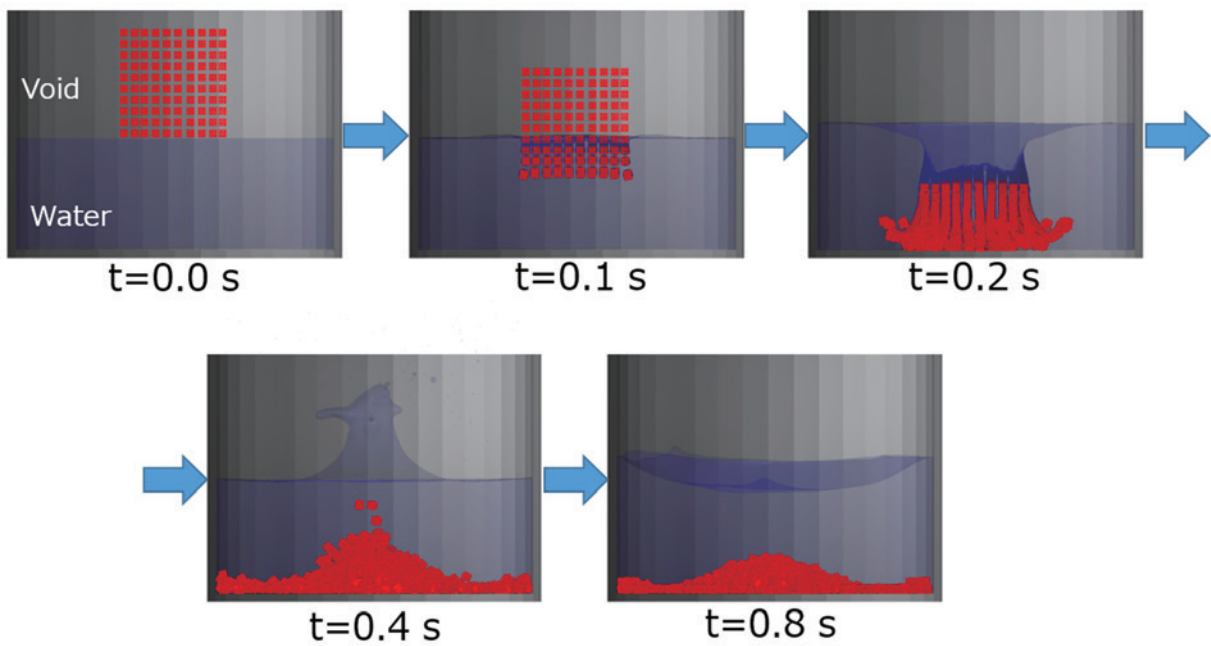


図 3.1-2 予備解析の出力例

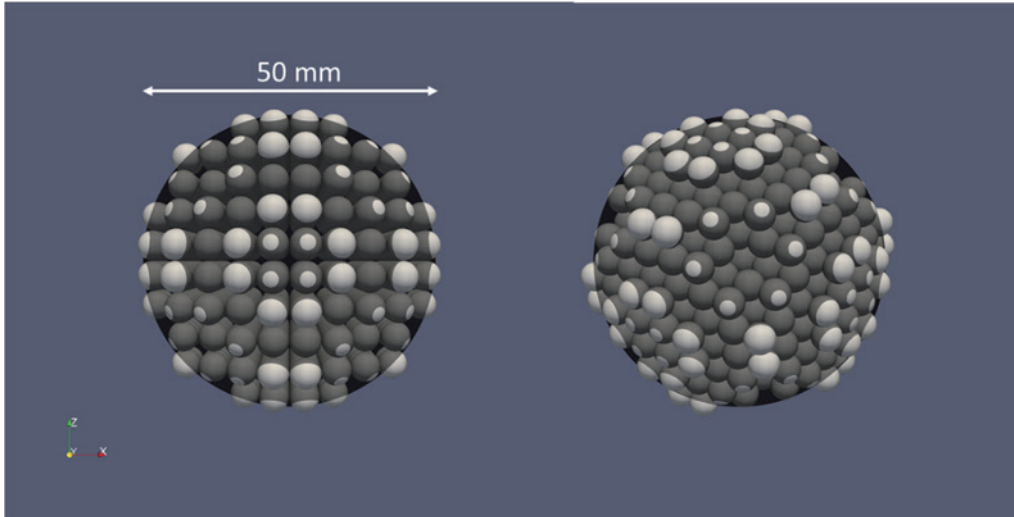


図 3.1-3 モデル化した球形の燃料デブリ
 (灰色で表されている直径 5 cm の球は直径 5 mm の計算粒子で構成されており、
 後者のうち前者に含まれていない部分が白く表されている)

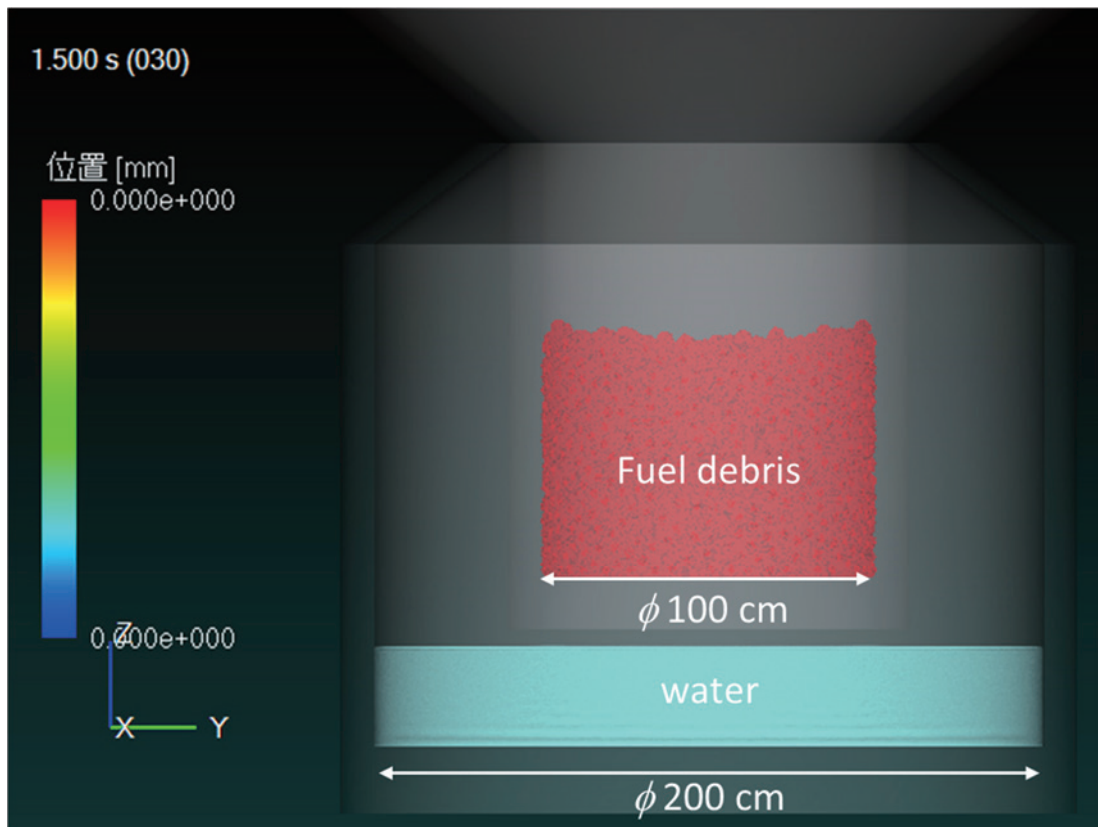


図 3.1-4 ペDESTAL底部の水中への落下計算の幾何条件

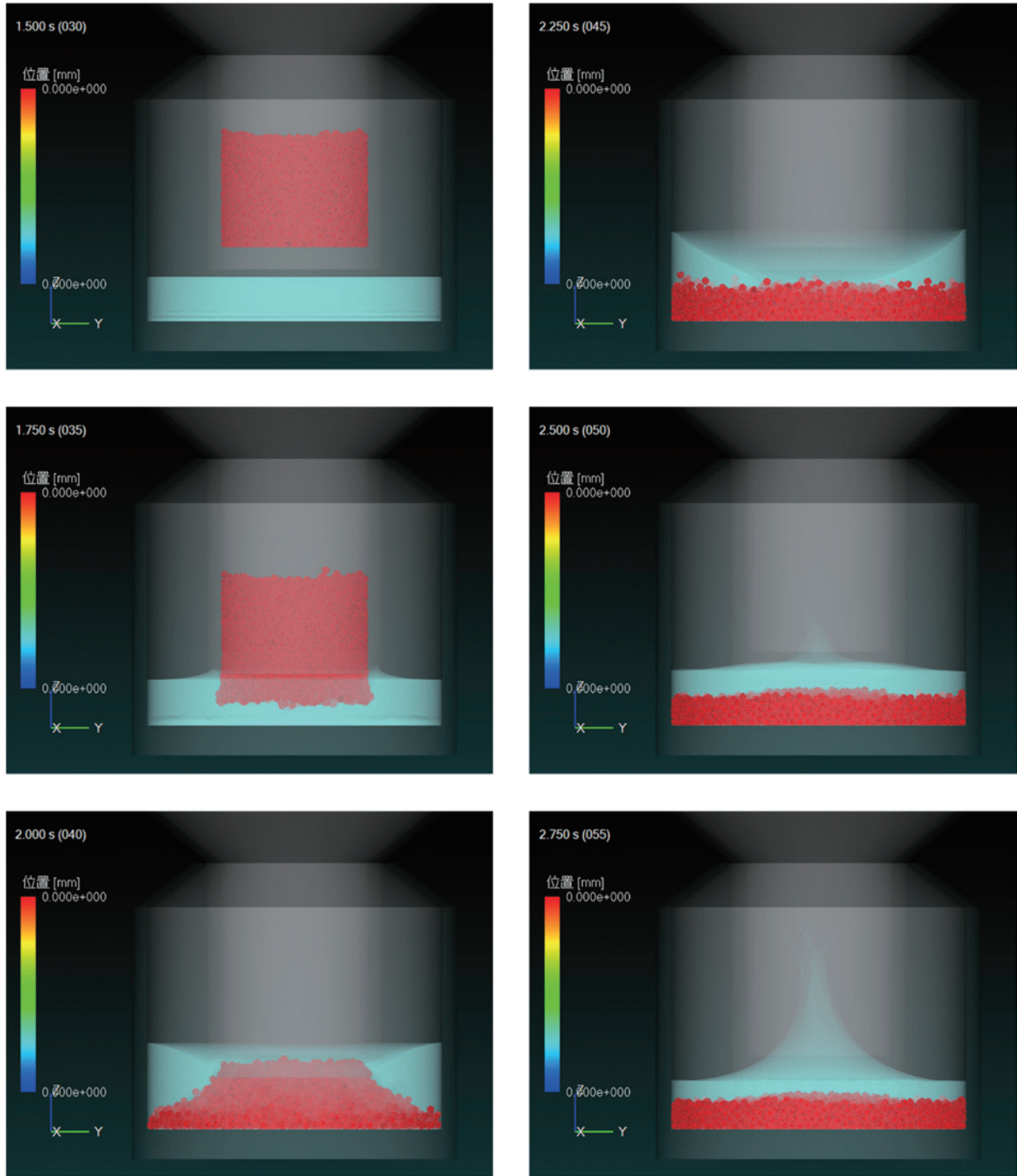


図 3.1-5 ペDESTAL底部の水中への落下計算出力例

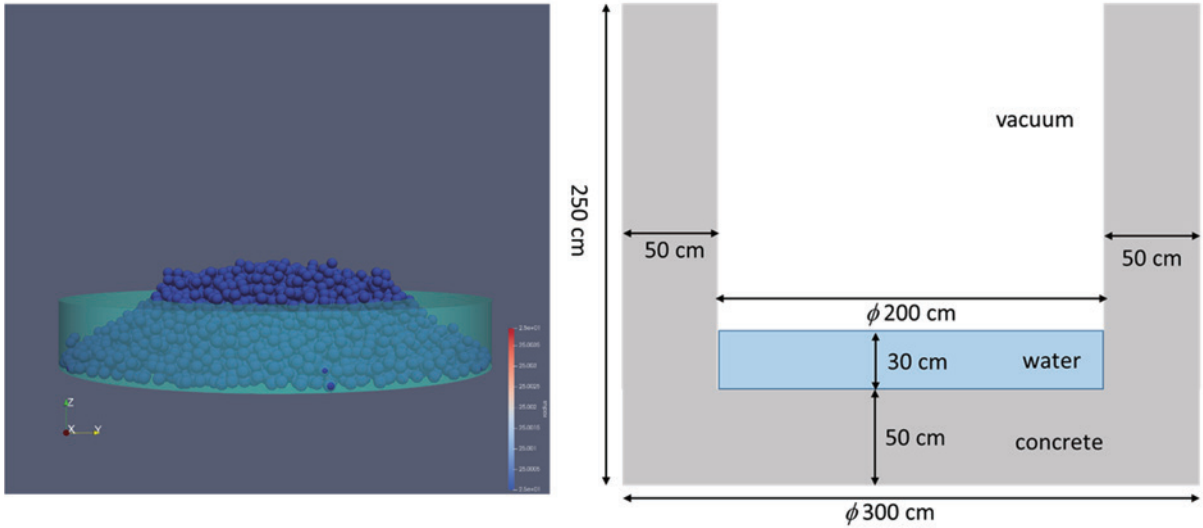


図 3.1-6 臨界解析における幾何条件

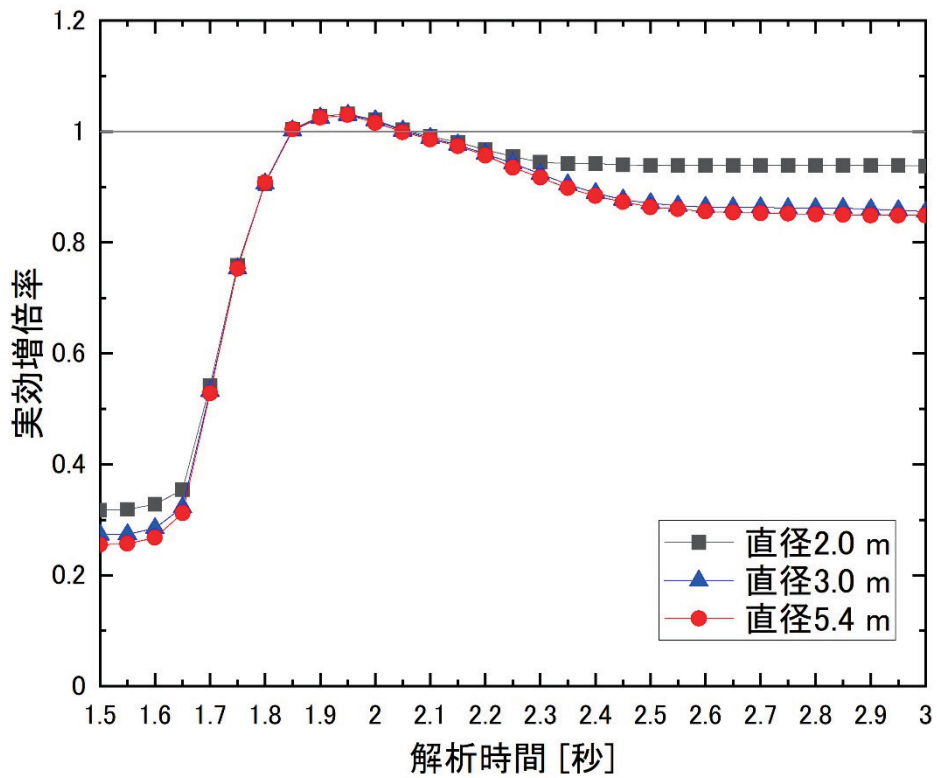


図 3.1-7 燃料デブリ水中落下における実効増倍率の時間変化

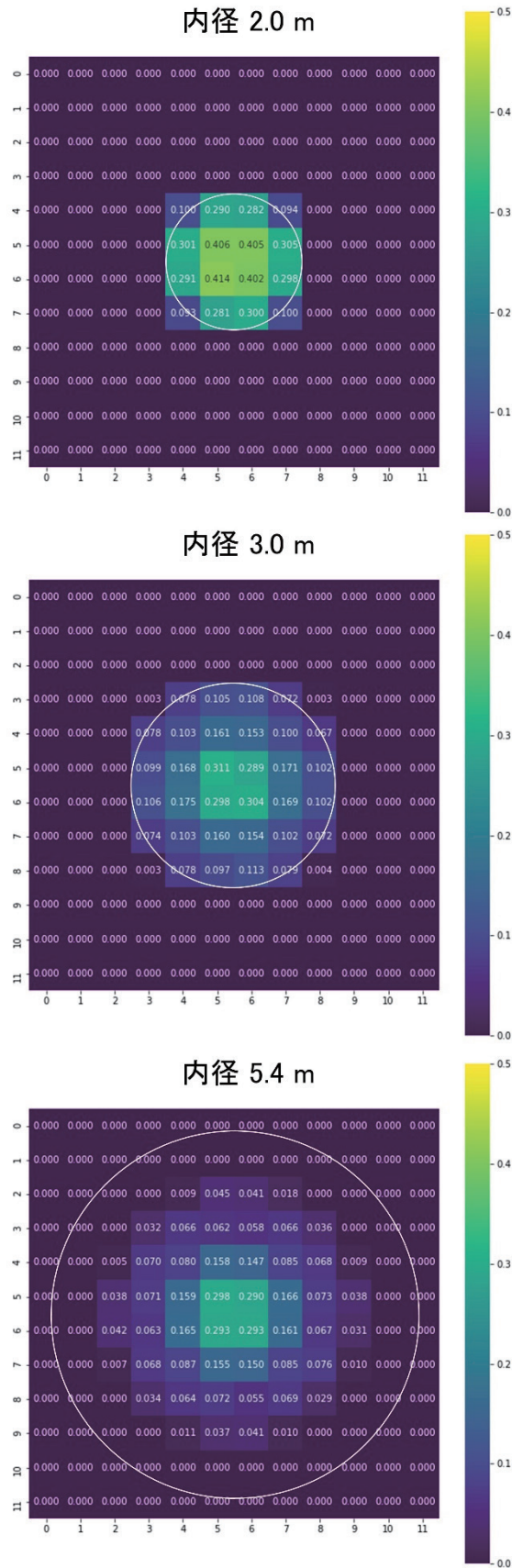


図 3.1-8 燃料デブリ堆積時の燃料体積割合分布

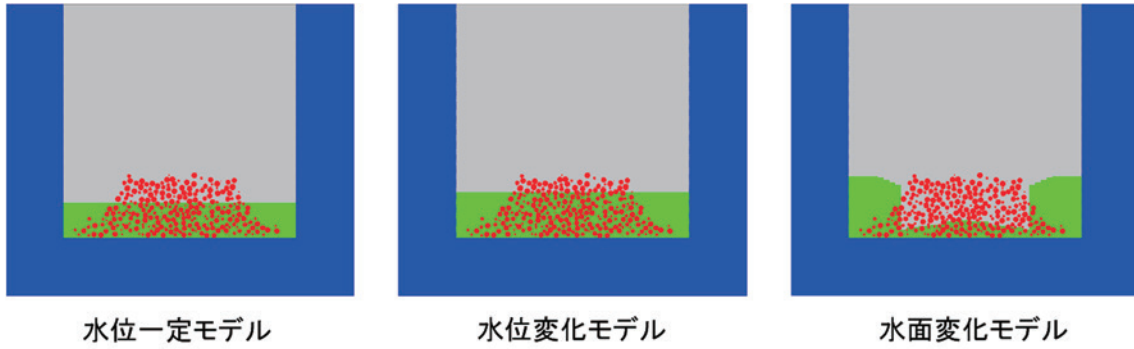


図 3.1-9 臨界解析における水面モデル

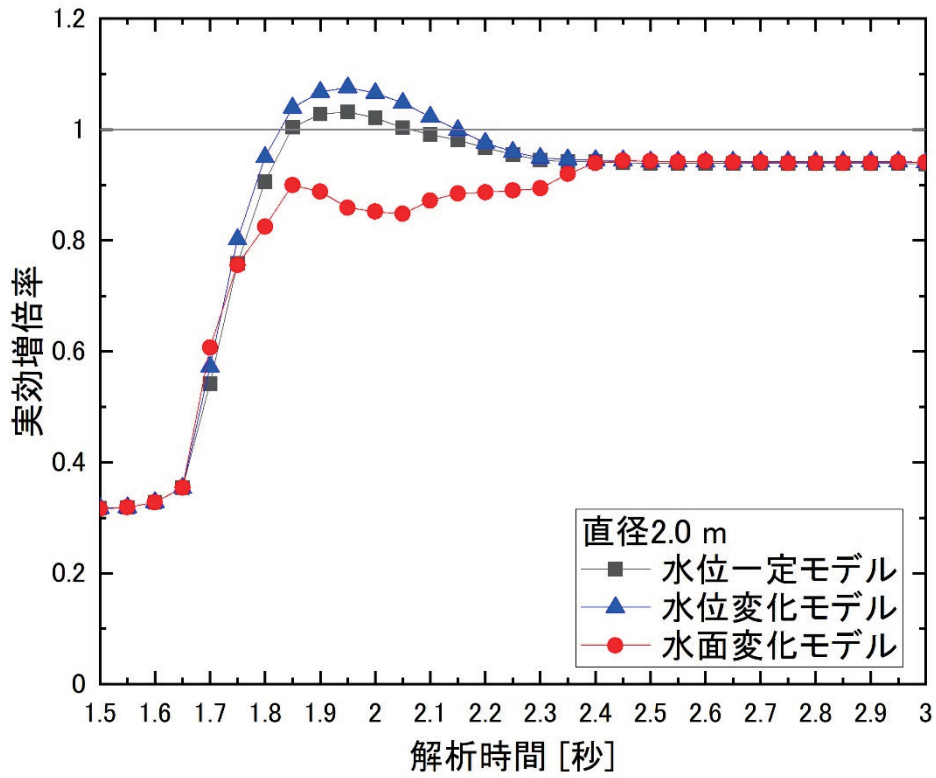


図 3.1-10 水面モデルに対する実効増倍率の時間変化

3.2 燃料デブリ臨界解析ベンチマーク（再委託先：東京都市大学）

3.2.1 目的

1Fの燃料デブリの取出し作業では、再凝固した燃料デブリのかたまりをドリルやレーザー等で小片に砕き、その作業性を向上させる必要がある。これらの燃料デブリの小片が周辺に存在する冷却水と混合すると、中性子の減速が促進され最適減速状態に近づく可能性が考えられるため、同様な条件を想定した臨界解析が必要となる。そこで本研究では、粒子状の燃料デブリが水中に多数集まった燃料デブリ多粒子体系を対象とした臨界解析に着目する。燃料デブリ多粒子体系の形状や燃料・材料組成は商用原子炉とは大きく異なることが予想される。本研究の目的は、このような体系に連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コードを適用した臨界解析を想定し、同解析から得られる実効増倍率を複数の解析コード間で比較するベンチマークを通じて、その解析精度を検証することである。この実施のため令和元年度はベンチマーク解析の解析条件の設定と予備解析を行うこととした。また令和2年度は燃料デブリ臨界解析ベンチマークに用いる並列計算ワークステーションの整備とベンチマークのための本解析を実施することとした。解析対象は多数の燃料デブリ粒子からなり、また領域間の結合が弱い体系となるため中性子源の収束が遅く、解析には多くの計算時間を要するため、限られた研究期間内で解析を効率的に進めるため、並列計算ワークステーションを導入することとした。さらに導入したワークステーションを用いてベンチマークのための解析を中性子輸送モンテカルロコード MVP3.0 と核データライブラリ JENDL-4.0、ENDF/B-7.0 を用いて行う。得られた結果を MephI の解析結果と比較しその精度について検討を行うこととした。

3.2.2 解析条件

東京工業大学、東京都市大学、MephI の3者で本共同研究に関わるワークショップを開催し、ベンチマーク解析内容等についての詳細な検討を行った。本検討の結果を踏まえて設定された3つのベンチマーク解析ケースの構成を表3.2-1に示す。また、各ケースの概要を以下に説明する。

ベンチマーク解析ケース1では、水中をコンクリートベッドに向かって落下する燃料デブリの多粒子体系を対象とすることとした。燃料デブリ多粒子体系が水中への落下を開始する初期状態から、コンクリートベッド上への最終堆積状態までの間の実効増倍率を連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コード（日本側は MVP3.0、ロシア側は MCU、Serpent）及び共通の核データライブラリ ENDF/B-7.0 を用いて計算し、各コードから得られる実効増倍率を比較することで実効増倍率の解析精度を検証することとした。日本側は、核データライブラリ JENDL-4.0 も用いて計算した。上記の初期状態から最終状態までの間の燃料デブリ多粒子体系の水中落下挙動及び燃料デブリの形状と体積は、東京工業大学において解析された結果[6]と同じであり、実効増倍率を解析するタイムステップは初期状態と最終状態を含めて5点設定されている。本ケースの解析体系の概念図を図3.2-1に示す。初期状態 ($t=0$ [s]) と最終状態 ($t=0.8$ [s]) に加えて、燃料デブリ粒子が気中と水中に存在する状態 ($t=0.1$ [s])、燃料デブリ多粒子体系の実効増倍率が最大となる状態 ($t=0.2$ [s]) と、この状態と最終状態の間の状態 ($t=0.4$ [s]) である。

令和2年度はベンチマーク解析ケース1及びベンチマーク解析2の本解析を行った。本解析で設定した燃料デブリの組成は令和元年度の予備解析と同じであり、1F1号機における燃料熔融挙動を模擬した解析結果[7]を踏まえて、構造材・コンクリートを構成する核種と二酸化ウラン（濃縮度5 wt%）の混合組成とした。また、コンクリートの組成は普通コンクリート[8]とした。上記の3つの解析コードに同一の燃料デブリ多粒子体系の粒子分布と材料組成を設定し、実効増倍率を解析した。

ベンチマーク解析ケース2では、ベンチマーク解析ケース1と同じ MVP3.0 と Serpent 及び共

通の核データライブラリ ENDF/B-7.0 を使用して、水中を落下する燃料デブリ多粒子体系に対して日本側は確率論的幾何形状 (STG) モデル、ロシア側は明示的確率論的幾何形状 (ESG) モデルを適用して実効増倍率を解析し、解析結果の精度と計算時間の関係を検証することとした。STG モデルは燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義する必要がなく、粒径と粒子の充填率に応じた最近接粒子分布を用いて体系内の中性子輸送挙動を模擬するモデルである。ESG モデルは燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義する必要があるものの、一般的な格子モデルのように体系内の中性子のトラッキングプロセスを高速化したモデルである。本ケースの解析体系の概念図を図 3.2-2 に示す。これは、図 3.1-6 の体系と同じである。本ケースの燃料デブリ粒子の形状は、STG モデルと ESG モデルを適用しやすくするため球形 (直径 5 cm) に変更されている。燃料デブリとコンクリートの組成はベンチマーク解析ケース 1 と同じである。この体系への STG モデルの適用例を図 3.2-3 に示す。STG モデルは燃料デブリ多粒子体系の中心領域のみに適用されていることが特徴である。ここでは、各 STG 領域の充填率に対応した最近接粒子分布関数が利用された。MVP3.0 を用いた解析では、以下の 3 つのモデルによる結果が比較された。

1. 燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義したモデル
2. STG モデル
3. STG モデルに最近接粒子分布関数を組み合わせたモデル

Serpent を用いた解析では、以下の 2 つのモデルによる結果が比較された。

1. 燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義したモデル
2. ESG モデル

ベンチマーク解析ケース 3 では、水中を燃料デブリベッドに向かって落下する燃料デブリ多粒子体系を対象とし、燃料デブリ多粒子体系と燃料デブリベッドの核的な結合が時々刻々変化するような体系の臨界解析の課題を、ベンチマーク解析ケース 1 と 2 の知見を踏まえて抽出することとした。

3.2.3 解析結果

3.2.3.1 ベンチマーク予備解析 (令和元年度)

令和元年度は小型サーバーを導入しベンチマーク解析ケース 1 の予備解析を行った。本ケースの実効増倍率の予備解析結果を図 3.2-4 に示す。各解析コードから得られた実効増倍率の標準偏差は 0.01 %程度である。実効増倍率は燃料デブリ多粒子体系の水中への落下と共に上昇し、同体系の分布が水中で平坦化すると共に減少している。この実効増倍率の変化は 3 つの解析コード間で一致することを確認した。また、解析された実効増倍率の相対誤差は MVP3.0 の実効増倍率を基準として 0.6 %程度であることを確認した。

3.2.3.2 ベンチマーク本解析 (令和 2 年度)

令和 2 年度は、燃料デブリ臨界解析ベンチマークに用いる並列計算ワークステーションを整備し、ベンチマークのための本解析を実施した。解析対象は多数の燃料デブリ粒子からなり、また領域間の結合が弱い体系となるため中性子源の収束が遅く、解析には多くの計算時間を要するため、限られた研究期間内で解析を効率的に進めるため、並列計算ワークステーションを導入した。導入したワークステーションを用いてベンチマークのための解析を中性子輸送モンテカルロコード MVP3.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて行った。得られた結果を MephI の解析結果と比較しその精度について検討を行った。

以下にベンチマーク解析ケース 1 からケース 3 について結果の概要をまとめる。

ベンチマーク解析ケース 1 の解析結果を図 3.2-5 に示す。解析結果を考察するため、燃料デブ

リ・水・コンクリート各領域の中性子束及び各種反応率を3コード間で比較した。その結果、各領域の中性子束及び各種反応率ともに、熱群における3コード間の結果の差異が顕著であった。例として、燃料デブリ領域における時刻0.2 sの中性子束の相対誤差を図3.2-6に示す。この違いをさらに考察するため、詳細エネルギー群を用いて中性子束を再計算した。例として、燃料デブリ領域における時刻0.2 sの熱群中性子束の計算結果例を図3.2-7に示す。熱群中性子束の差異は、3コードの熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$ の処理手法の差異に起因すると考えられる。3コードの熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$ の処理手法の比較結果を表3.2-2に示す。MVP3.0・Serpentと比較して、MCUは熱中性子散乱後の中性子エネルギーを一様にサンプリングしている点が大きく異なっている。このため、MCUの熱群中性子束は、図3.2-5に示されるようにMVP3.0・Serpentの熱群中性子束と比較して中性子束のスパイク位置が大きく異なっており、これは図3.2-6に示される中性子束の相対誤差の挙動とも整合している。3コードから得られる実効増倍率は、MVP3.0の実効増倍率を基準としてSerpentでは相対誤差0.1%以内、MCUでは相対誤差0.6%以内で一致することが確認された。

ベンチマーク解析ケース2では、燃料デブリ多粒子体系を対象とした臨界計算時間を短縮するための工夫として、MVP3.0のSTGモデルとSerpentのESGモデルを適用した場合の実効増倍率の精度と計算時間の短縮効果について検討を行った。MVP3.0のSTGモデルを用いた臨界解析結果を表3.2-3に示す。解析モデル番号は、セクション3.2.2に従う。STGモデルを適用した場合の計算速度は、今回の粒子数5000の体系では、燃料デブリの粒子位置を1つ1つ明示的に定義する解析モデル(Explicit model)よりも約2倍に高速化された。一方、実効増倍率の相対誤差は約4%であった。この要因として、本ケースのように粒径が5 cmと大きな場合は、水中での中性子の散乱角度分布がSTGモデルの前提である一様散乱からずれる効果が考えられる。この効果をSTGモデルに考慮することによって実効増倍率の精度の改善が期待できる。続いて、SerpentのESGモデルを用いた臨界解析結果を表3.2-4に示す。解析モデル番号は、セクション3.2.2に従う。ESGモデルを適用した場合の計算速度は、今回の粒子数5000の体系では、燃料デブリの粒子位置を1つ1つ明示的に定義する解析モデルよりも約88倍に高速化された。一方、実効増倍率の相対誤差は0.01%以下であった。MVP3.0とSerpentを用いて燃料デブリ多粒子体系を対象とした同じ臨界計算を同じワークステーション、同じ並列数で行った場合、MVP3.0はSerpentよりも約4倍高速である知見を踏まえても、今回の粒子数5000の体系では、SerpentのESGモデルはMVP3.0のSTGモデルよりも20倍程度高速である。STGモデルは燃料デブリの粒子1つ1つの位置を定義する必要がなく、また、最近接粒子分布関数を用いて体系内の中性子輸送挙動を考察することが可能な簡便な解析モデルである一方、ESGモデルは燃料デブリの粒子1つ1つの位置を定義する必要があるが高速計算が可能な解析モデルであると言える。実際の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界計算では、これらの特徴を踏まえて両モデルを使い分けることが重要である。

ベンチマーク解析ケース3では、ベンチマーク解析ケース1と2の知見を踏まえて、燃料デブリ多粒子体系が水中を燃料デブリベッドに向かって落下するような燃料デブリ間の核的結合が時々刻々変化する体系を対象とした臨界解析の課題を検討した。本ケースでは、燃料デブリ多粒子体系内での中性子トラッキング時間に加えて、核的結合の強弱に依存した核分裂中性子源分布の収束時間も課題となる。このような場合、確率論的幾何形状モデルなどの適切な利用の重要性がさらに高まる。また、燃料デブリ多粒子体系が水中に落下する途中で超臨界に達するような場合、時々刻々変化する核的結合をモデル化した動特性解析が必要となる。このような場合、多点炉モデルや積分型動特性モデルの適用が有効であるが、いずれのモデルも本ケースのような体系を想定した解析モデル・解析手法の検証が今後必要である。

3.2.4 まとめ

東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で緊密に連携しながら 3 つのベンチマーク解析ケースの本解析を実施した。また、燃料デブリ臨界解析ベンチマークに用いる並列計算ワークステーションを導入した。本解析では、日本側は中性子輸送モンテカルロコード MVP3.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 及び ENDF/B-7.0 を、ロシア側は中性子輸送モンテカルロコード MCU・Serpent と核データライブラリ ENDF/B-7.0 を用いて行った。日本側・ロシア側双方で得られた結果は、東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で本共同研究に関わるワークショップを通じて互いに比較し、その精度について検討した。3 コードから得られる実効増倍率は、MVP3.0 の実効増倍率を基準として Serpent では相対誤差 0.1 %以内、MCU では相対誤差 0.6 %以内で一致することが確認された。

燃料デブリ多粒子体系の臨界解析では、ランダムに配置されている燃料デブリ多粒子体系のモデル化手法によっても解析結果が異なることが予想されるため、日本側、ロシア側がそれぞれ得意とする解析モデル等を適用して実効増倍率を解析し、解析結果の精度と計算時間の関係を検証した。ロシア側から提案された Serpent の ESG モデルは MVP3.0 の STG モデルよりも高速計算が可能であり、燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義するモデルの実効増倍率との相対誤差は 0.01 %以下であった。STG モデルは燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義する必要がなく、また、最近接粒子分布関数を用いて体系内の中性子輸送挙動を考察することが可能な簡便な解析モデルである一方、ESG モデルは燃料デブリの粒子 1 つ 1 つの位置を定義する必要があるが、高速計算が可能な解析モデルであると言える。実際の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界計算では、これらの特徴を踏まえて両モデルを使い分けることが重要である。

なお解析結果等についての詳細な検討は 3.4 節で記す MEPhI とのワークショップにおいて東京工業大学、東京都市大学、MEPhI の 3 者で行った。

また得られた成果は、3.5 節に記すように学術雑誌、学会で発表し、成果の公表に努めた。

実用化に向けた課題としては、燃料デブリ多粒子体系が水中を燃料デブリベッドに向かって落下するような燃料デブリ間の核的な結合が時々刻々変化する体系を対象とした臨界解析では、中性子トラッキング時間に加えて、核的結合の強弱に依存した核分裂中性子源分布の収束時間も挙げられる。このような場合、確率論的幾何形状モデルなどの適切な利用の重要性がさらに高まる。同様な体系が超臨界となった場合の動特性解析では、多点炉モデルや積分型動特性モデルの適用が有効であるが、いずれのモデルも本ケースのような体系を想定した解析モデル・解析手法の検証が必要である。

表 3.2-1 ベンチマーク解析ケースの構成

ケース	解析体系	解析目的	解析コード 核データライブラリ	燃料デブリ粒子の分布
1	水中を落下する燃料デブリ多粒子体系	実効増倍率の精度検証	日本側： MVP3.0+ENDF/B-7.0 ロシア側： MCU+ENDF/B-7.0 Serpent+ENDF/B-7.0	粒子法による解析結果
2	同上	解析モデル毎の実効増倍率の精度検証	同上	1. 粒子法による解析結果 2. 確率論的幾何形状モデル 3. 格子形状モデル など
3	水中を落下する燃料デブリ多粒子体系と燃料デブリベッドからなる結合体系	核分裂中性子源分布の収束特性の検証	同上	粒子法による解析結果

表 3.2-2 熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$ の処理手法の比較

	MVP	Serpent	MCU
熱中性子散乱後のエネルギー群数	162	64	67
熱中性子散乱後のエネルギー群 j の決め方	一様乱数と累積分布関数を用いて j を決定	同左	一様乱数によって j を等確率で決定
熱中性子散乱後のエネルギーサンプリング方法	エネルギー群 j 内の線形内挿	同左	同左

表 3.2-3 MVP3.0 の STG モデルを用いた臨界解析結果

モデル番号	keff	sigma [%]	keff 相対誤差 [%]	Speed-up
1	1.02286E+00	0.0091	N/A	N/A
2	1.06948E+00	0.0077	4.56	2.26
3	1.06652E+00	0.0083	4.27	2.20

表 3.2-4 Serpent の ESG モデルを用いた臨界解析結果

モデル番号	keff	Speed-up
1	1.02312±0.00007	N/A
2	1.02316±0.00007	約 88

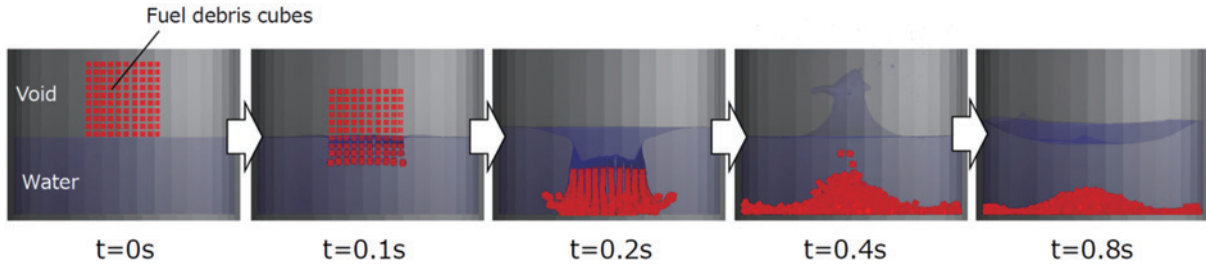


図 3.2-1 ベンチマーク解析ケース 1 の解析体系の概念図

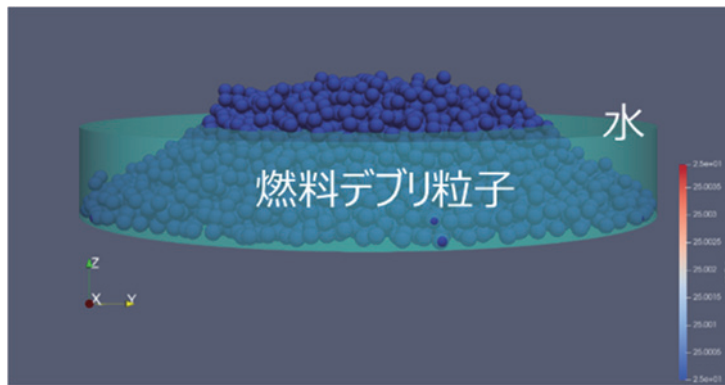


図 3.2-2 ベンチマーク解析ケース 2 の解析体系の概念図

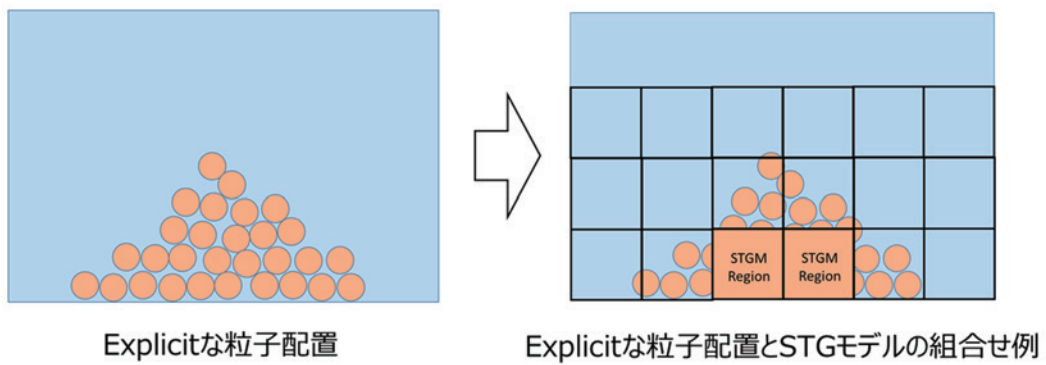


図 3.2-3 ベンチマーク解析ケース 2 における STG モデルの適用例

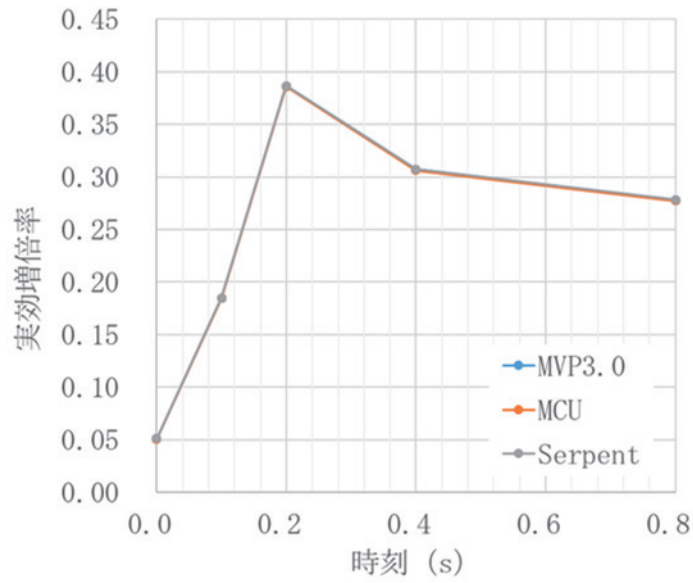


図 3.2-4 バンチマーク解析ケース 1 の実効増倍率の予備解析結果

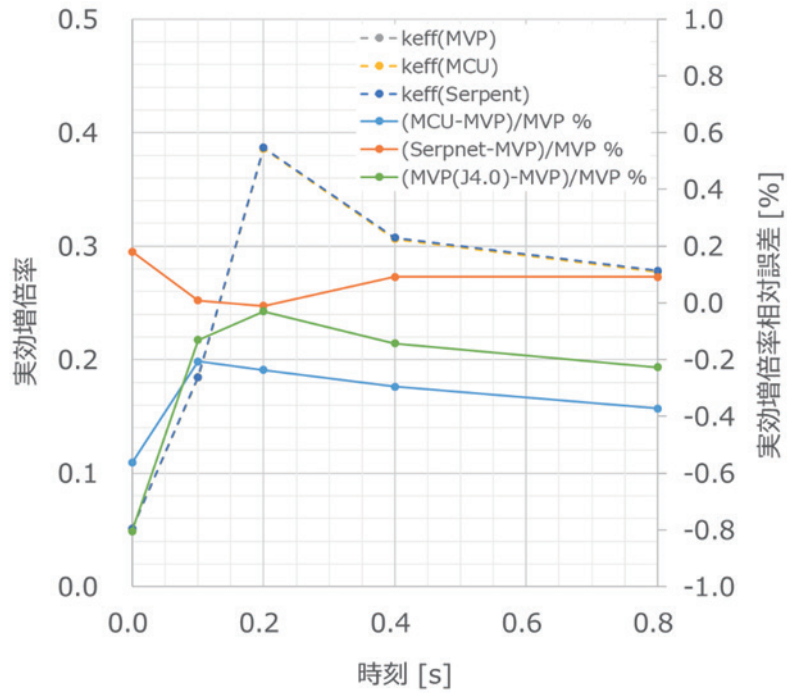


図 3.2-5 バンチマーク解析ケース 1 の実効増倍率の本解析結果

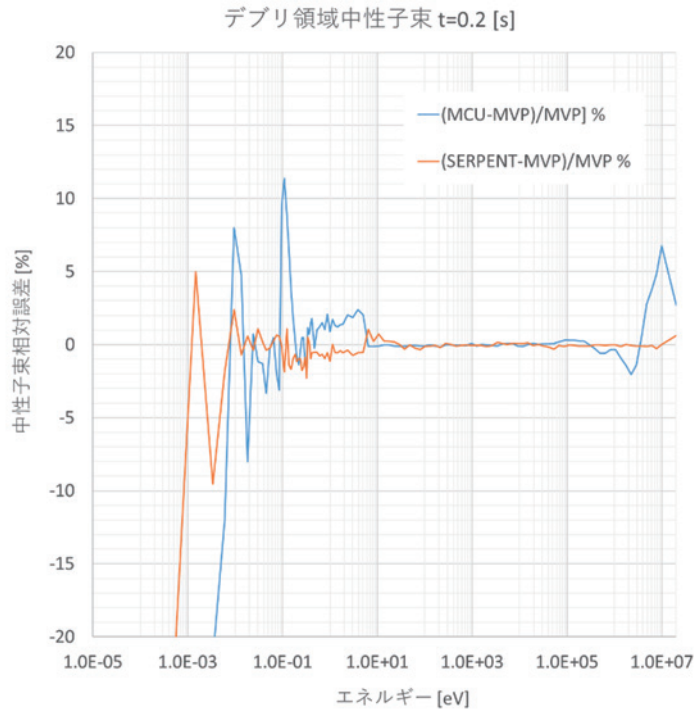


図 3.2-6 ベンチマーク解析ケース 1 の中性子束相対誤差の解析結果例

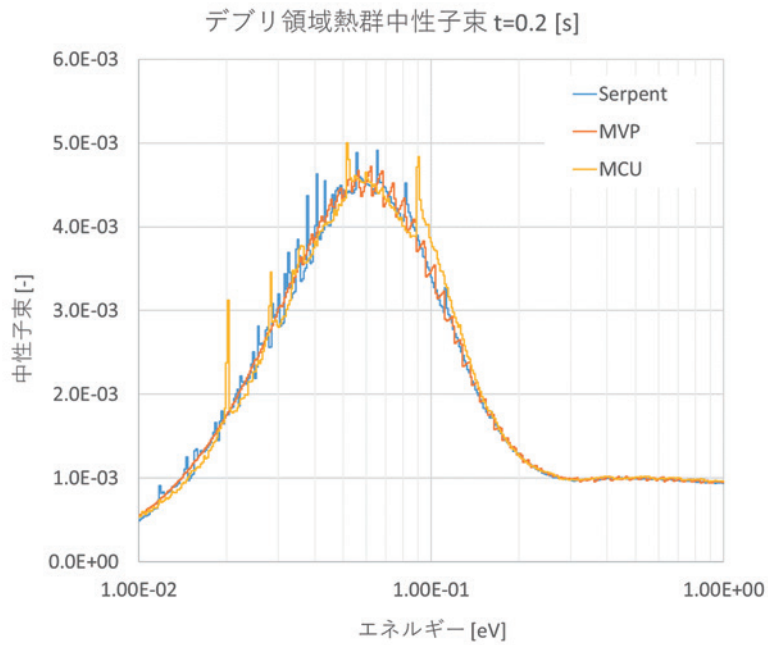


図 3.2-7 ベンチマーク解析ケース 1 の熱群中性子束の計算結果例 (詳細群)

3.3 ロシア側の研究成果

ロシア側の研究機関である MPhI では、3.2 節に記載した臨界計算のベンチマーク解析を日露共同で実施したほか、過酷事故炉心溶融進展解析プログラム CORIUMSITY を開発した。本コードは、発電用原子炉の過酷事故において炉心溶融が起きた場合の、炉心内の燃料と構造材の熱的及び機械的反応の結果生成されるコリウム（燃料デブリ）の生成のシナリオを解析するプログラムであり、燃料デブリ組成や臨界性の解析の高度化を進めることを目的として開発された。本コードで使用されている主な手法の 1 つはシーケンスマトリックスを用いたマトリックス法である。本マトリックスの要素は本コードの核種データベースより生成される。燃料の燃焼による組成変化はオイラー法の反復により求められる。本コードの精度はベンチマーク計算のデータによって評価されている。本コードの詳細と精度の確認の計算結果は MPhI が作成した参考資料に記載されている。なおロシア側の成果の説明が、日露で行ったワークショップにおいて日本側になされ、知見を本研究に取り入れることができるかについて連携して検討を行った。

3.4 研究推進

本事業は日本側実施機関である東京工業大学と東京都市大学、ロシア側研究機関である MEPHI が緊密に連携して実施した。

具体的には令和元年度は、令和元年 11 月 25 日～26 日にモスクワの MEPHI において、MEPHI-Tokyo Tech international workshop for the criticality safety in Fukushima-Daiichi NPS decommissioning (MEPHI-東京工業大学 福島第一原子力発電所の臨界安全に関するワークショップ) を開催し、日本側担当者及び MEPHI 担当者が参加して、それぞれの研究状況についての情報交換及び今後の詳細な実施計画の策定を行った。ワークショップの研究状況についての情報交換では、MEPHI 側の大学院学生も参加し、活発な意見交換が行われた。また、令和 2 年 2 月 7 日に CLADS の燃料デブリ取出し研究の担当者と意見交換を行うなど、CLADS とも連携を密にして事業を推進した。

令和 2 年度は以下の 3 回のワークショップを東京工業大学、東京都市大学、MEPHI の 3 機関合同でリモートシステムを用いて行った。

第 1 回ワークショップ (Zoom 会議)

日程：令和 2 年 9 月 2 日

参加者：小原教授 (東京工業大学)、Tikhomirov 教授 (MEPHI)、ほか東京工業大学、東京都市大学、MEPHI 関係者 計 8 名

内容：研究進捗状況の確認、今後の研究の進め方についての意見交換

第 2 回ワークショップ (Zoom 会議)

日程：令和 2 年 11 月 19 日

参加者：小原教授 (東京工業大学)、Tikhomirov 教授 (MEPHI)、ほか東京工業大学、東京都市大学、MEPHI 関係者 計 8 名

内容：研究進捗状況の確認、今後の研究の進め方についての意見交換

第 3 回ワークショップ (Zoom 会議)

日程：令和 2 年 12 月 24 日

参加者：小原教授 (東京工業大学)、Tikhomirov 教授 (MEPHI)、ほか東京工業大学、東京都市大学、MEPHI 関係者 計 8 名

内容：報告書取りまとめ、今後の研究についての意見交換

また東京工業大学、東京都市大学、MEPHI の 3 機関の研究担当者による研究打ち合わせを、リモートシステムを用いて頻繁に実施し、日露関係者で緊密な意見交換を行いながら研究を推進した。また、JAEA/CLADS との連携を推進するため、令和 2 年 6 月 19 日に JAEA プログラムオフィサー (以下、「J-P0」と略す。) フォローにおいて J-P0 と計画概要及び進捗状況の説明と意見交換を、また令和 2 年 9 月 24 日に J-P0 への進捗状況報告を、それぞれリモートシステムを用いて行い、JAEA/CLADS と密接な連携の下、研究を推進した。

3.5 成果の公表

本事業の推進に当たり積極的に成果の公表に努めた。具体的には、日露共同で推進したデブリ臨界安全の研究成果を査読付き国際ジャーナル、日本原子力学会の年会で発表した。

令和元年度は、本事業による研究成果を日本原子力学会 2020 年春の年会で日露連名での発表として 1 件行った。

Anton Smirnov, Ekaterina Bogdanova, Georgy Tikhomirov, Hiroki Takezawa, Jun Nishiyama and Toru Obara: Criticality Calculations of Fuel Debris in Various Conditions during Falling Down, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 2020 年 3 月 16 日～18 日, 福島大学, 1I01 (2020).

本大会には MEPHI の研究者が参加し口頭発表を行う予定であったが、新型コロナウイルス感染防止のため年会は中止された。ただし、予稿集は発行され、本発表は正式に発表されたものとして扱われることとなっている。

令和 2 年度は、本事業による研究成果をまとめた論文を査読付き国際ジャーナルに日露連名で 3 報発表した。

Смирнов, А. Д., Умбар, Т., Богданова, Е. В., Пугачев, П. А., Терновых, М. Ю., Тихомиров, Г. В., Обара, Т., Анализ критичности смеси кориума и воды при ликвидации последствий аварии на АЭС Фукусима-1.

(Neutronic Modeling of a Subcritical System with Corium Particles and Water from International Benchmark), Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika, No.2, 2002, pp. 135-145, DOI: 10.26583/npe.2020.2.12.

Smirnov, A. D., Bogdanova, E. V., Pugachev, P. A., Saldikov, I. S., Ternovykh, M. Y., Tikhomirov, G. V., Takezawa, H., Muramoto, T., Nishiyama, J., Obara, T., Neutronic Modeling of a Subcritical System with Corium Particles and Water (from International Benchmark), Nuclear Energy and Technology, Vol. 6, No. 3, 2020, pp. 155-160, DOI: 10.3897/nucet.6.57742.

Pugachev, P. A., Bogdanova, E. V., Saldikov, I. S., Smirnov, A. D., Ternovykh, M. Y., Tikhomirov, G. V., Takezawa, H., Muramoto, T., Nishiyama, J., Obara, T., Visualization of Neutron Characteristics Distribution of Debris Particles, Scientific Visualization, Vol. 12, No. 3, 2020, pp. 100-107, DOI: 10.26583/sv.12.3.09.

これに加えて、本事業の成果を日本原子力学会 2021 年春の年会で 1 件発表した。

小原徹、西山潤、村本武司、文元太郎、竹澤宏樹、Smirnov, A. D., Bogdanova, E. V., Pugachev, P. A., Saldikov, I. S., Ternovykh, M. Y., Tikhomirov, G. V., 日露共同研究による燃料デブリ臨界安全解析, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 令和 3 年 3 月 17 日～19 日, リモート会議, 2B02 (2021).

また下記論文を日本原子力学会誌欧文誌に投稿し、査読中である。

Smirnov, A., Bogdanova, E., Pugachev, P., Saldikov, I., Tikhomirov, G., Takezawa, H., Nishiyama, J., Obara, T., Monte Carlo Codes Benchmarking on Sub-critical Fuel Debris Particles System for Neutronic Analysis, Special Issue of Journal of Nuclear Science and Technology, under review.

3.6 今後の展望

今回の研究成果の実用化に向けた研究開発としては図 3.6-1 のようなロードマップが例として考えられる。

すなわち、まず実用化の段階で解析が想定される体系（大きさ・形状等）及び燃料デブリ組成の推定を行う。この想定をもとに、実用規模での解析が可能であるかの確認を行う。これには、実規模程度の体系のモックアップと模擬燃料デブリを使用した実験による水中落下シミュレーションの精度の確認及び計算速度の検討が含まれる。水中落下シミュレーションで用いた MPS 法では、本研究で示したように GPU を用いて解析を行うことから、GPU の性能がその計算速度を大きく左右する。現在 GPU の性能は日々向上しており、GPU 性能向上が本手法の実用化に大きく寄与するものと考えられ、この観点からの検討を行う。また中性子輸送モンテカルロ解析はスーパーコンピュータによる CPU の並列計算に本研究の成果で得られた計算速度向上の知見を取り入れることにより、計算速度が大きく向上すると期待されるため、この観点からの検討を行う。これらの確認・検討により、作業計画をもとにした実際の作業状況を反映させた水中落下シミュレーション及び臨界性評価の実用的な解析が可能となることが期待できる。

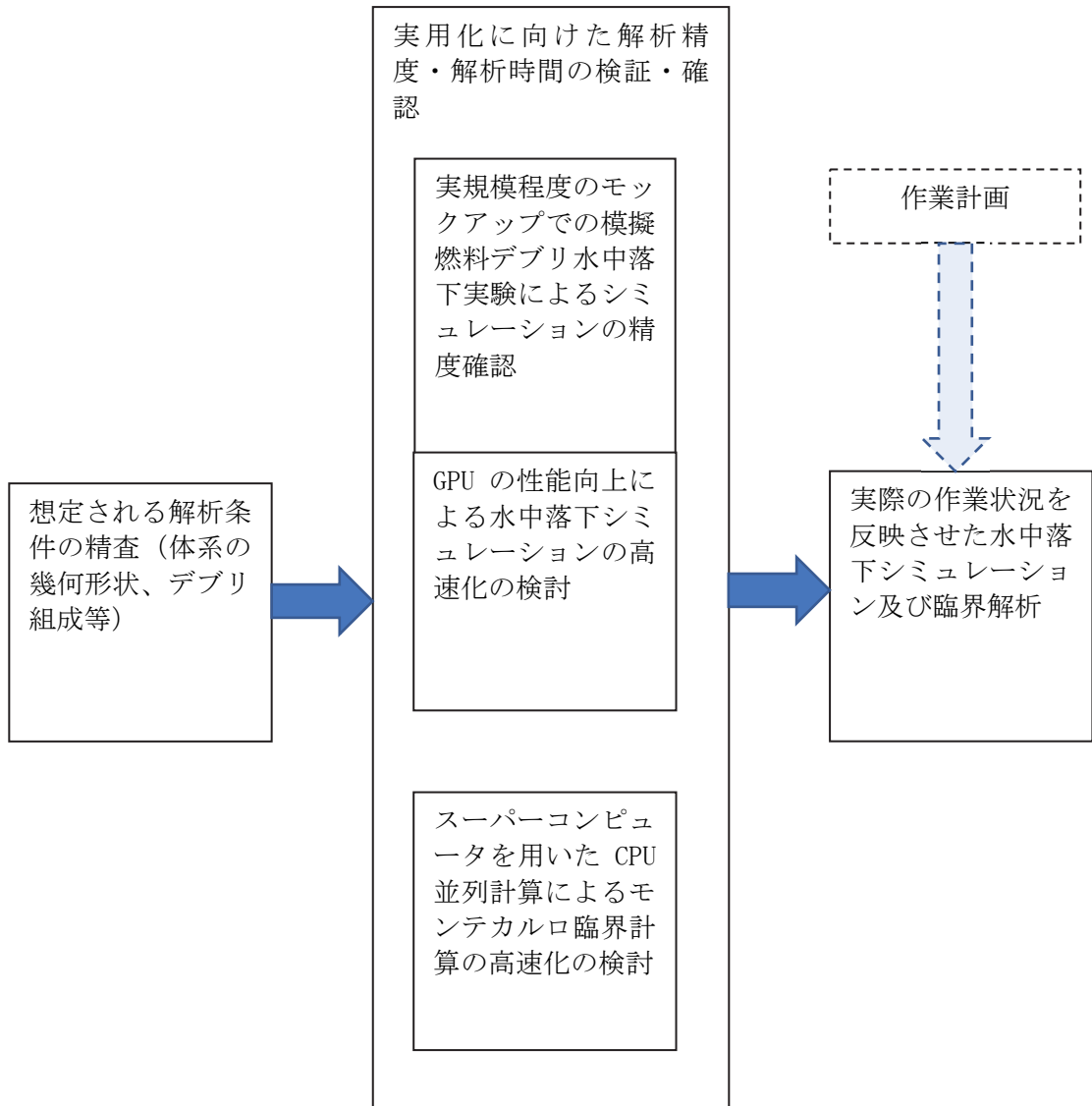


図 3.6-1 実用化に向け考えられるロードマップの例

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燃料デブリ取出しの際の臨界安全解析の高度化を図ることを目的として、令和元年度及び令和2年度の2年計画として日本側は東京工業大学、東京都市大学が連携して実施し、ロシア側はMEPhIが実施した。

令和元年度は、東京工業大学では高度な燃料デブリ水中落下臨界解析を行うのに必要な高速メモリを搭載したGPUサーバーの整備と導入したサーバーを用いた予備解析を行った。導入したGPUサーバーについて、燃料デブリを模擬した立方体を気中から水中へ自由落下させる計算体系について予備解析を行い、動作を確認した。解析結果から、計算可能な体系の規模と計算時間を推定する式を導出した。導入したGPUサーバーでは体積100 m³程度の大きさの体系の計算が現実的な計算時間で解析できることが明らかとなった。また東京都市大学では、ベンチマーク解析の解析条件を東京工業大学、MEPhIと協議して設定した。また、小型サーバーを導入しベンチマーク解析の予備解析を実施し、MVP3.0、MCU、Serpentによって解析された実効増倍率の相対誤差は、MVP3.0の実効増倍率を基準として0.6%程度であることを確認した。

令和2年度は、東京工業大学では1Fの燃料デブリ取出し作業を想定した現実的な規模の体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを実施し、2号機を対象に、ペDESTAL内部を想定した水プール（最大内径5.4 m）へ臨界量の燃料デブリを落下させる計算を行った。実際のペDESTALサイズに対応した幾何条件において、現実的な時間で燃料デブリの落下、水中での堆積及び水面の揺らぎが可能であることを確かめ、さらに水中での燃料デブリの動きと最終的な堆積状態の計算結果を用いてモンテカルロ中性子輸送計算コードMVP3.0により臨界解析を行い、特に水面の動きが臨界性に与える影響が大きく、本研究で使用した粒子法による数値流体解析が実現象に則した精度の高い臨界解析に重要であることを明らかにした。また東京工業大学、東京都市大学、MEPhIの3者でベンチマーク解析ケースの本解析を実施した。本解析では、日本側は中性子輸送モンテカルロコードMVP3.0と核データライブラリJENDL-4.0及びENDF/B-7.0を、ロシア側は中性子輸送モンテカルロコードMCU・Serpentと核データライブラリENDF/B-7.0を用いて行い、3コードから得られる実効増倍率は、MVP3.0の実効増倍率を基準としてSerpentでは相対誤差0.1%以内、MCUでは相対誤差0.6%以内で一致することが確認した。またロシア側から提案されたSerpentのESGモデルはMVP3.0のSTGモデルよりも高速計算が可能であることが明らかになった。

ロシア側共同研究機関であるMEPhIとは、モスクワ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。さらにJAEA/CLADSとも連携しつつ事業を実施した。

また得られた研究成果は、論文にまとめ査読付き国際ジャーナルで発表し、さらに日本原子力学会春の年会で口頭発表を行い、成果の公表に務めた。

以上の活動により、本研究の目的を達成することができた。

参考文献

- [1] Muramoto T., Nishiyama J., Obara, T., Numerical Analysis of Criticality of Fuel Debris Falling in Water, Annals of Nuclear Energy, vol. 131, 2019, pp. 112-122.
- [2] Prometech Software, Particleworks, <https://www.particleworks.com/index.html> (参照：令和3年11月9日) .
- [3] 経済産業省, 廃止措置に向けた取組, <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning.html> (参照：令和2年11月30日) .
- [4] 東京電力ホールディングス株式会社, 燃料デブリ取り出しの状況, <https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/retrieval/> (参照：令和2年11月30日) .
- [5] Tuya D., Obara T., Supercritical Transient Analysis in Hypothetical Fuel-debris Systems by Multi-region Approach Based on Integral Kinetic Model, D Annals of Nuclear Energy, vol. 120, 2018, pp. 169-177.
- [6] Muramoto T. et al., Numerical Analysis of Criticality of Fuel Debris Falling in Water, Annals of Nuclear Energy, vol. 131, 2019, p. 112.
- [7] Robb K. R. et al., Enhanced Ex-vessel Analysis for Fukushima Daiichi Unit 1: Melt Spreading and Core-concrete Interaction Analyses with MELTSPREAD and CORQUEN, 2013, ORNL/TM-2012/455.
- [8] Naito Y. et al., Nuclear Criticality Safety Handbook (English translation), JAERI-Review 95-013, 1995, 397p.

参考資料 ロシア側 (MEPhI) の研究成果報告

CORIUMSITY program code for the consequences analysis of a severe core melt accident

Introduction

As part of the tasks to improve the nuclear safety of nuclear power plants, a new program code was developed. The CORIUMSITY program code developed, considered in this work, is intended to analyze the scenario in which an accident at a nuclear power plant is simulated with the melting of the core and the formation of the so-called “corium” - a mixture of nuclear and structural materials of the nuclear reactor core, formed as a result of thermal and mechanical impact during an accident. The CORIUMSITY program code, is intended to analyze several scenarios of different accidents, include an accident with reactor core melting. The functions of this code can help in solving many urgent nuclear safety problems. One of the main methods of operation of the CORIUMSITY code algorithms is the matrix exponential method, which consists in using a matrix function of a square matrix, in which as values are used indicators corresponding to nuclides from the CORIUMSITY code database. The program implements an iterative Euler method for solving the system of levels of nuclear fuel burnup. The CORIUMSITY code was verified with benchmark data to assess the accuracy of the calculation.

1. Using program codes to assess the structure and composition of the corium

Based on the information presented earlier, we can conclude that the safest and most relevant method for assessing the structure and neutron-physical characteristics of the corium is to calculate the isotopic composition using software.

1.1. Previously used software to evaluate the structure and neutron-physical parameters of corium

Functionally-similar codes have been used to analyze samples from reactor core damaged during the Three Mile Island accident. Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) reports contain useful information and can be used as source of data, that important for this study. The process for assessing the structure of the corium was described in OECD reports «TMI-2 analysis exercise» [1] and «TMI-2 examination result» [2]. After taking corium samples and analyzing them, it was concluded that the special codes used to assess the structure of the corium used in the accident at the Three Mile Island NPP investigation did not give sufficiently accurate results. This is supported by the fact that the real structure of the corium, established by direct research during fuel extraction, did not coincide with the proposed structure estimated with the help of special codes. Hypothetical, estimated (by the special software) and confirmed TMI-2 reactor core end state are presented at figures 1-2.

A large number of works on determining the structure of the corium and the interaction of materials at high temperatures in the core are carried out using the old codes, some of which were developed after the accident at the Three Mile Island NPP. The functionality of these codes, the representatives of which can be called MAAP5 and MELCOR are insufficient to perform all tasks to ensure nuclear safety, in particular, the old codes are not capable of analyzing the isotopic composition of corium in the required volume.

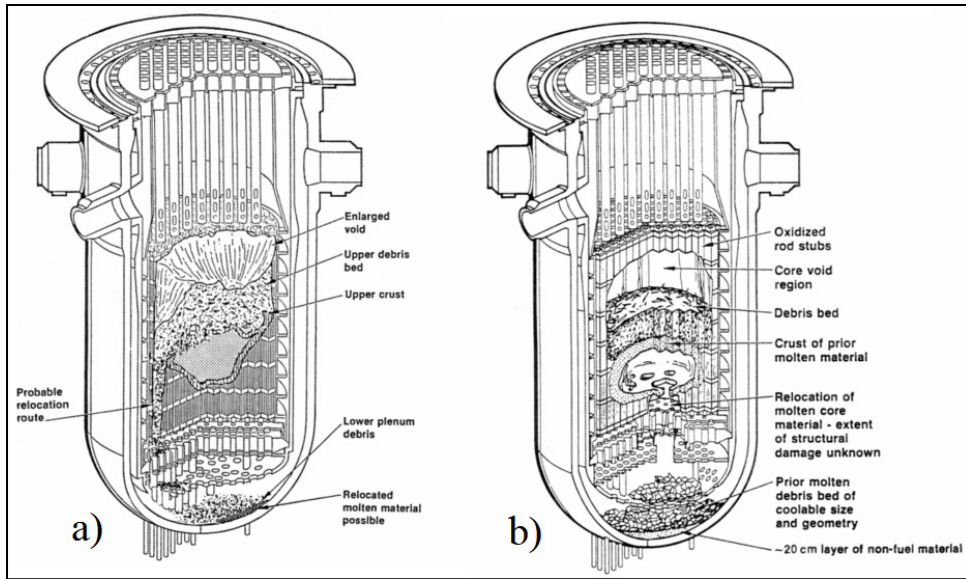


Figure 1. a) Hypothetical and b) estimated reactor end state after core boring 1986-1987. [1-2]

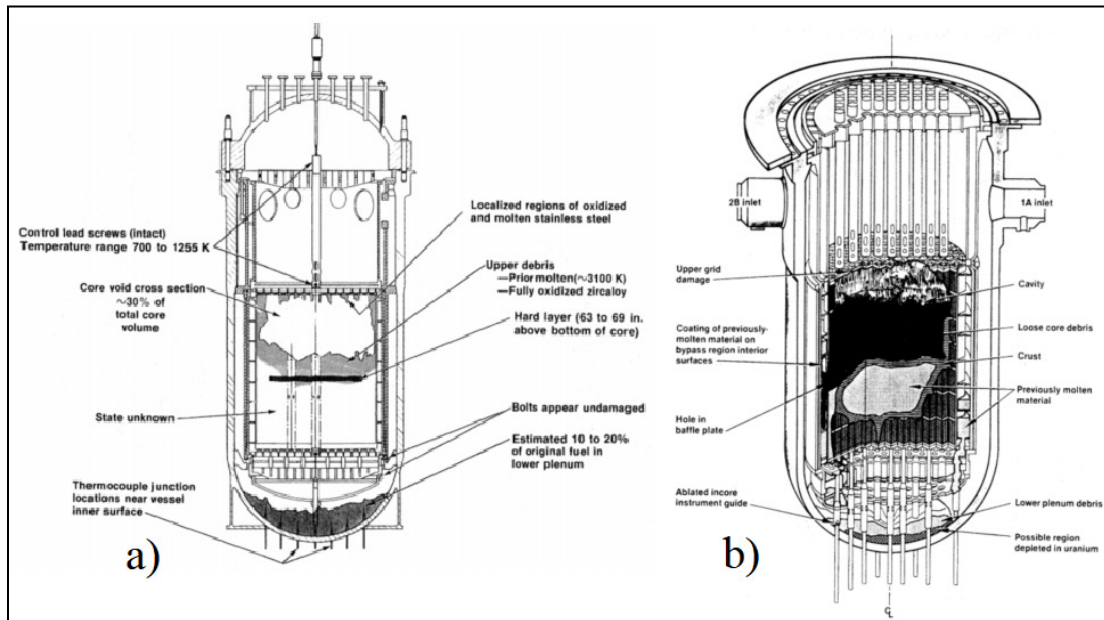


Figure 2. Known core state in the TMI-2 reactor vessel at the a) start (1985-1986) and at the end of defueling b) (1987-1990). [1-2]

1.2. Modern software to evaluate the structure and neutron-physical parameters of corium

The problem of the accuracy of determining the structure of the corium formed as a result of an accident at a nuclear power plant is a topical topic with many modern studies in this area. Various scientific organizations around the world are working on this issue, with the aim of raising nuclear safety standards and developing technologies and recommendations for possible scenarios. Within the framework of these tasks, special codes are being developed. These works are carried out by various scientific organizations around the world and are exploring possible methods for analyzing the structure of the corium in various reactors and with using various methods.

Many modern software codes that can be used to solve the above problems implement CFD (Computational Fluid Dynamics) methods. In particular, one of the main representatives of such programs is the MIDAC code [3], which is being developed at the advanced nuclear power laboratory in Shanxi, China.

However, this code is intended for the analysis of corium formation processes in PWR reactors and uses CFD methods [4], which distinguishes it from the developed CORIUMSITY code, which uses methods of neutron-physical calculation of burnup for analysis.

Special codes are being developed to analyze specific tasks. For example, codes for analyzing the consequences of re-flooding of the reactor core after an accident [5], a code for analyzing specific chemical reconfigurations [6] and the code for complex numerical modeling of severe beyond design basis accidents with core melting [7].

1.3. Distinctive features of Coriumcity Code

The software tool for calculating the composition and structure of the corium formed as a result of an accident with the melting of the reactor core should have a wide functionality. In addition to the ability to analyze the isotopic composition of the corium and its fragments, the code should also have the ability to reconfigure nuclide-mixtures in the calculation process and should be able to add or delete some elements during the formation of the corium. It is also important to have a functional for changing the geometry of the calculated models with the output of this information. The CORIUMSITY code was developed taking into account these requirements, which favorably distinguishes it from similar codes mentioned above. The CORIUMSITY program code, is intended to analyze several scenarios of different accidents, include an accident with reactor core melting. But one of the main assignment of this code is analysis of the corium - a mixture of nuclear and structural materials of the nuclear reactor core, formed as a result of thermal and mechanical impact during an accident.

The main area of application of the CORIUMSITY code is the assessment of the following parameters:

- radiation spectrum of corium formed as a result of an accident at a nuclear power plant;
- obtaining the distribution of the spectrum of alpha-beta-gamma and neutron radiation (neutron radiation greatly complicates the ability to study corium and take its samples);
- calculation of heat release in the corium at any time after the accident;
- accounting for the heterogeneous distribution of corium. Ability to obtain results on corium layers that form during melt flowdown;

Currently, CORIUMSITY code can be used in the tasks of assessing the structure and properties of the corium formed as a result of the accident at the Fukushima Daiichi NPP, as well as in the tasks of ensuring nuclear safety in the event of an accident at similar facilities (VVER and PWR reactors).

2. CORIUMSITY code development

Initially, the core code was developed to solve the problem of a subcritical system with corium particles and water. This task is an international benchmark designed to improve nuclear safety after the accident at the Fukushima nuclear power plant. In this benchmark, the criticality of a corium debris system was evaluated in order to prevent the organization of a critical mass of corium debris in reality. This problem has been studied all over the world in various scientific organizations [8]. In the course of work on this task [9-11], it was decided to develop a software tool that has wide functionality for solving nuclear safety problems.

During the development of the CORIUMSITY code, the functionality of the code is constantly expanding and currently includes other important functions. In particular, the possibility of dividing a mixture of nuclides into separate groups was added, for a more accurate analysis of various parameters, as well as the isolation of nuclides and fractions by type of radiation, which allows planning the processes of contact with corium or its fragments. One of the possible functionalities of the CORIUMSITY code is also the assessment of changes in the spectrum of corium, or individual fractions.

2.1. Algorithm of the CORIUMSITY code

One of the main methods of operation of the CORIUMSITY code algorithms is the matrix exponential method, which consists in using a matrix function of a square matrix, in which as values are used indicators corresponding to nuclides from the CORIUMSITY code database. The code uses as input data the concentration of nuclides and the parameters of the core (or other object) at the moment the corium starts to form. In the course of the code operation, it is necessary to calculate the composition and concentration of nuclides in the core in the pre-accident state, for which neutronic codes with the function of calculating burnup can be used (for example, the neutron-physical codes SERPENT and MCU).

Conventionally, the CORIUMSITY code calculation method is divided into three stages:

- preparing data for calculation;
- calculation;
- post-processing of results.

Let's take a closer look at each of these points. The algorithm of the CORIUMSITY code is shown in Figure 3.

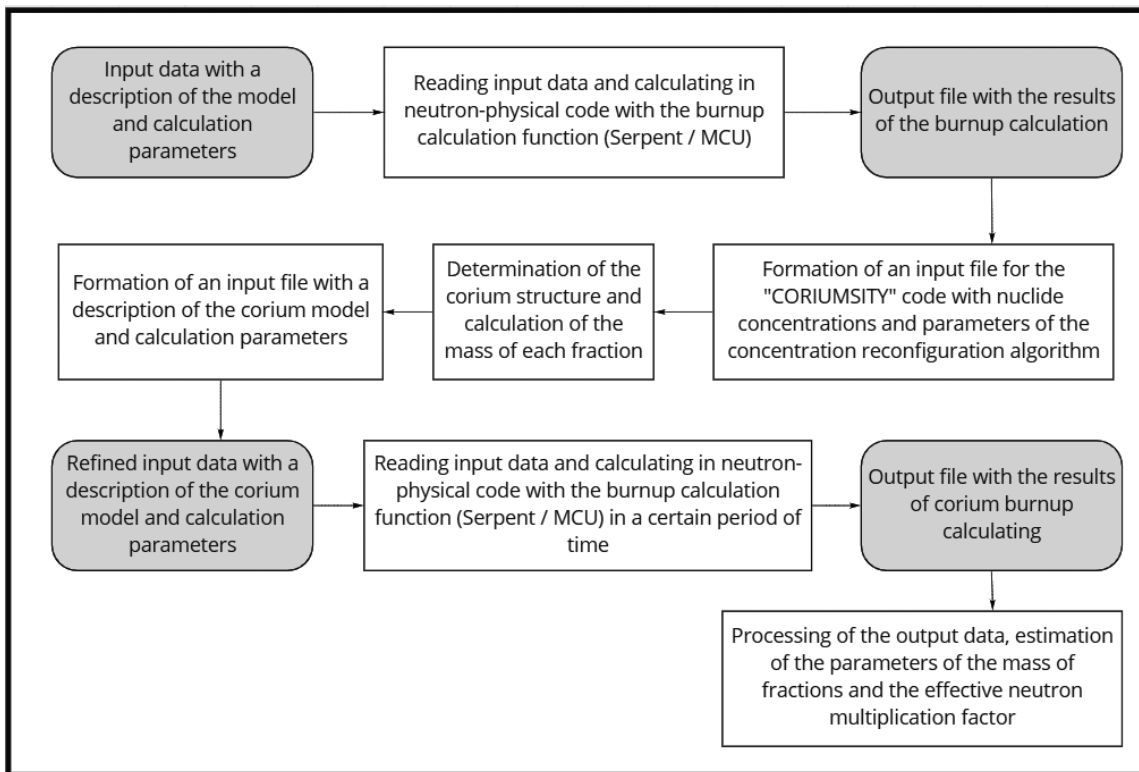


Figure 3. The algorithm of the CORIUMSITY code

2.1.1. *Preparing data for calculation.* At this stage, the calculation of the entire system (it can be a reactor or a test problem with a fuel assembly) is prepared for the calculation by the code, i. e. Neutron-physical analysis of the system is carried out, fuel burnup before immersion of a part of the concentrations in the CORIUMSITY code. In this case, a third-party module can be any neutron-physical code that supports the function of calculating fuel burnup. For example, Russian MCU (Kurchatov Institute) [12], Finnish Serpent (Finland, VTT) [13], or Japanese MVP [14] or American Scale (ORNL) [15] and others. All of these codes work independently of each other and of the CORIUMSITY app. However, after their development, a list of isotopes is obtained with an indication of their non-zero concentrations (due to the fact that the fuel has already worked in the reactor for some time). This list of nuclides and their concentrations is placed into the

CORIUMSITY program, and then the second stage begins.

To automatically transfer the received data, you can use plug-ins to interact with third-party software products. The CORIUMSITY program code allows you to do this due to the object-oriented approaches used in the design.

2.1.2. *Calculation.* The second stage implies direct calculation of the change in the isotopic composition during the accident and post-accident state. The concentration values obtained in the previous step are used as input data for the calculation. More details about exactly how, what methods are used to calculate the change in isotopic composition will be discussed below.

2.1.3. *Post-processing of results.* After the calculation, the results must be saved somewhere. CORIUMSITY saves the results to hard disk as output files in a text file in its own presentation. At figure 4 a part of the output file is presented, in which the resulting concentrations are stored at the time of calculation after the first step. This can be judged by the name of the file: "out.conc.stp1.dat". Here out is the keyword of the output file, dat is the extension of the output file (from the English word "data" - data), conc is the concentration, stp1 is the first step. For each step, only the number will change. The file "out.conc.stp1.layer1.dat" stores information about the concentrations for the layer with the conditional number 1. Thus, to find out the concentration after, say, the 50th step in the 8th layer of corium, we should open file "out. conc.stp50.layer8.dat ".

Concentrations, 1/cm/barn requested by user				
	№	ZASID	Isotope	Concentration, 1/cm/barn
1	1	0922350	U235	1.000159e+02
2	2	0922360	U236	1.999686e+02
3	3	0922380	U238	1.000005e+02
4	4	0942390	Pu239	2.061956e+02
5	5	0942400	Pu240	1.098241e+02
6	6	0942410	Pu241	8.756389e+01
7	7	0942420	Pu242	1.002402e+02
8	8	0902300	Th230	9.999828e+01
9	9	0912310	Pa231	9.999421e+01
10	10	0922320	U232	1.451059e+02
11	11	0922330	U233	9.999898e+01
12	12	0922340	U234	1.074609e+02
13	13	0932370	Np237	2.005966e+02
14	14	0932390	Np239	2.721115e-04
15	15	0942360	Pu236	5.151049e+01
16	16	0942380	Pu238	3.902613e+02
17	17	0952410	Am241	1.118394e+02
18	18	0952421	Am242M	9.866311e+01
19	19	0952430	Am243	1.001015e+02
20	20	0962420	Cm242	3.359910e+00
21	21	0962430	Cm243	9.368668e+01
22	22	0962440	Cm244	9.014584e+01
23	23	0922370	U237	3.095877e-43
24	24	0932361	Np236M	7.967797e-320
25	25	0932380	Np238	1.102367e-137
26	26	0952422	Am242M2	0.000000e+00
27				
28				
29				
30				
31				
All Concentrations, 1/cm/b				
	№	ZASID	Isotope	Concentration, 1/cm/barn
32	1	0811760	Tl176	0.000000e+00
33	2	0811770	Tl177	0.000000e+00

Figure 4. Part of the output file of the results of calculating the concentrations of the CORIUMSITY program

2.2. *CORIUMSITY code method*

The program implements an iterative Euler method for solving the system of levels of nuclear fuel burnup. The user must specify the size of the time step with which the problem is solved over the entire time interval, as well as the number of iterations of the division of the interval. In each such subinterval, all parameters, constants, and values of the burnup (decay) equation remain unchanged. After completion of the calculation on the subinterval, the values are recalculated taking into account the new received data. The size of the interval itself (the number of iterations), the time interval of the task must be selected by the user from physical considerations.

2.3. *CORIUMSITY code verification*

As a verification test for checking the correctness of the calculation by the matrix exponential method, was chosen the conditional problem of calculating the corium, for which the initial concentrations of all introduced nuclides are equal to 100 1/cm³.

Such a simplification is necessary in order to understand after a given amount of time what percentage of the nuclide has decayed, and what nuclides have increased without the need to normalize to 100 %, because the concentration is already 100. Time step: 1000 days. The number of corium layers is three. The number of time intervals of the Euler method was equal to 100. This problem was calculated using two methods: the matrix exponential method and the Euler method. The results were compared with the results of calculating the same problem using a similar code (reference solution). Table 1 shows the results of calculating this benchmark using the CORIUMSITY code using two calculation methods (matrix exponent and Euler's method), the results of calculating using the reference code, as well as the difference between the reference solution and the solution obtained using the CORIUMSITY code (matrix exponential method).

Table 1. A table with headings spanning two columns and containing notes.

Isotop	Coriumcity code Euler method	Coriumcity code matrix method	Referent code	Difference, %
U238	1,00E+02	1,00E+02	100	0,00
Pu242	1,00E+02	1,00E+02	100	0,00
U233	1,00E+02	1,00E+02	100	0,00
Am241	1,12E+02	1,12E+02	112	0,00
Th230	1,00E+02	1,00E+02	100	0,00
Pa231	1,00E+02	1,00E+02	100	0,01
Am243	1,00E+02	1,00E+02	100	0,01
U235	1,00E+02	1,00E+02	100	0,02
Pu241	8,77E+01	8,76E+01	87,6	0,04
Cm244	9,01E+01	9,01E+01	90	0,06
Pu240	1,10E+02	1,10E+02	110	0,07
Cm243	9,37E+01	9,37E+01	93,6	0,09
Am242M	9,87E+01	9,87E+01	98,8	0,14
Pu239	2,06E+02	2,06E+02	206	0,14
Np237	2,00E+02	2,00E+02	200	0,22
U236	1,61E+02	1,50E+02	152	1,30
U234	1,06E+02	1,02E+02	104	1,79

The table shows that the difference in the obtained concentrations after the accident for most isotopes does not exceed a percentage of the reference code for calculating isotope kinetics.

3. Conclusion

The CORIUMSITY code was developed, which has the full range of necessary functions to solve advanced nuclear safety problems. Taking into account the new standards after the accident at the Fukushima Daiichi NPP, the development of this code is an urgent task and this code can be used to solve many urgent problems. The code has been verified on an international benchmark and has shown good results. In the future, the code will be refined to expand the functionality of the program.

For full release of the CORIUMSITY code, it is necessary to carry out an additional verification of the results obtained using the CORIUMSITY code and experimental data from different benchmarks. For this, a dataset can be used to assess the structure of the corium formed as a result of a real accident at a nuclear power plant with a core melt. Similar accidents, have occurred at Three Mile Island and Fukushima Daiichi NPPs.

References

- [1] OECD Report TMI-2 Analysis Exercise final report;
- [2] OECD Report TMI-2 Examination Results from the OECD/CSNI programm;
- [3] Wang J, Wen X, Fan Y and etc., 2014, *The development of a zirconium oxidation calculating program module for Module In-vessel Degraded Analysis Code MIDAC*, Progress in Nuclear Energy vol 73, Amsterdam: Elsevier, p 162-177;
- [4] Hwang B, Park H S, Jung W H, Lee M, Kim M H, 2019, *Numerical validation and investigation for the sedimentation of solid particles in liquid pool using the CFD-DEM coupling algorithm Nuclear, Engineering and Design v355*, Amsterdam: Elsevier;
- [5] Jeong H S, Park C J, Ha K S, 2014, *Analysis on criticality properties and control strategies after reflooding of a damaged reactor core*, Annals of Nuclear Energy vol 69, Amsterdam: Elsevier, p 65-73;
- [6] Ikeuchi H, Yano K, Washiya T, 2020, *Chemical forms of uranium evaluated by thermodynamic calculation associated with distribution of core materials in the damaged reactor pressure vessel*, Journal of Nuclear Science and Technology vol 57, USA: Taylor and Francis Ltd, p 704-718;
- [7] Bolshov L A, Dolganov K S, Kiselev A E, Strizhov V F, 2019, *Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents*, Nuclear Engineering and Design vol 341, Amsterdam: Elsevier, p 326-345;
- [8] Freiria L M, Buck M, Starflinger J, 2019, *Neutronic modeling of debris beds for a criticality evaluation*, Annals of Nuclear Energy vol 130, Amsterdam: Elsevier, p 164-172;
- [9] Smirnov A D, Bogdanova E V., Pugachev P A, Saldikov I S, Ternovykh M Y, Tikhomirov G V., Takezawa H, Muramoto T, Nishiyama J and Obara T, 2020, *Neutronic modeling of a subcritical system with corium particles and water (from international benchmark)*, Nucl. Energy Technol. 6 p 155–60;
- [10] Smirnov A D, Bogdanova E V, Pugachev P A, Saldikov S I, Ternovykh T M, Tikhomirov G V, Takezawa T H, Muramoto M T, Nishiyama N J and Obara O T, 2020, *Neutronic modeling of a subcritical system with corium particles and water from international benchmark*, Izv. Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yad. Energ. p 135-45;

- [11] Pugachev P A, Bogdanova E V, Saldikov I S, Smirnov A D, Ternovyykh M Y, Tikhomirov G V, Takezawa H, Muramoto T, Nishiyama J and Obara T, 2020, *Visualization of neutron characteristics distribution of debris particles* Sci. Vis. 12
- [12] Alekseev N I, Bolshagin S N, Gomin E A, Gorodkov S, Gurevich M I, Kalugin M A, Kulakov A S, Marin S V, Novoselcev A P, Oleinik D S, Prianichnikov A V, Suhino–Homenko E A, Shchkarovsky D A, Ydkevich M S, 2011, *MCU Status – 5*, Questions of atomic science and technology: Physics of nuclear reactors, vol 4, p 4;
- [13] Leppänen, J, et al., 2015, *The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013*, Annals of Nuclear Energy, vol 82, Amsterdam: Elsevier, p 142-150.
- [14] Japan Atomic Energy Research Institute, 2005, *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods*;
- [15] Rearden B T and Jessee M A, 2016, *SCALE Code System*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee;
- [16] Matplotlib: Python plotting — Matplotlib 3.3.2 documentation;

This is a blank page.

