

令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書

東京電力福島第一原子力発電所
燃料デブリの臨界評価手法の整備

日本原子力研究開発機構
令和 6 年 3 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

この印刷物は再生紙を使用しています



この印刷物は、印刷用の紙へ
リサイクルできます。

目 次

第Ⅰ編 はじめに.....	1
第 1 章 背景・目的.....	3
1.1 事業の背景.....	3
1.2 事業の目的.....	3
第 2 章 全体計画及び年度計画.....	5
2.1 全体計画.....	5
2.2 令和 4 年度事業計画.....	8
第Ⅱ編 臨界条件評価手法の整備(臨界マップデータベースの高度化に関する部分)	12
第 3 章 臨界マップデータベースの高度化及び高精度化.....	14
3.1 臨界マップデータベースの高度化.....	14
3.2 燃料デブリの臨界特性評価.....	21
第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備(実験に関する部分)	35
第 4 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備.....	37
4.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作及び据付.....	37
4.2 実験環境の整備.....	70
4.3 STACY 更新炉初臨界炉心の核特性評価.....	81
第 5 章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備.....	115
5.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備.....	115
第 6 章 燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験.....	120
6.1 ロシア原産燃料調達不調に備えた計画見直し.....	120
6.2 初臨界炉心の検討.....	130
6.3 国際会議等における情報収集.....	132

第7章	デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備	134
7.1	デブリ模擬体調製設備の整備	134
7.2	デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備	140
第IV編	臨界挙動評価手法の整備	151
第8章	臨界挙動評価に係る検討	153
8.1	デブリの組成分布推定	153
8.2	^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種による放射線の線量評価への影響	280
第V編	専門家の意見聴取	297
第9章	福島燃料デブリ臨界評価研究委員会	299
9.1	第1回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	299
9.2	第2回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	303
9.3	第3回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	306
9.4	第4回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	311
9.5	第5回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	315
9.6	第6回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	319
第VI編	まとめ	322
第10章	令和4年度事業の成果	324
10.1	臨界条件評価手法の整備	324
10.2	臨界挙動評価手法の整備	326
10.3	専門家の意見聴取	327

第Ⅰ編 はじめに

第1章 背景・目的

1.1 事業の背景

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の1～3号機では、炉心が損傷・溶融し、多量の燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が溶融し再度固化した状態）が発生していることが想定されている¹⁾。これらの燃料デブリは、局所的に多様な性状を持つと考えられることから²⁻⁴⁾、今後の取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管に至るまで、性状の不確かさも考慮した燃料デブリの慎重な臨界管理が必要である⁵⁻⁸⁾。廃止措置のこれらの局面で事業者が行う管理の適否を判断するためには、燃料デブリの性状を踏まえた臨界条件及び燃料デブリが臨界を超過した際の臨界挙動（燃料デブリが臨界を超過するシナリオ（臨界超過シナリオ）及びその際の放射性物質による作業員被ばく等）を評価する手法を新たに整備しなければならない。

1.2 事業の目的

本事業では、燃料デブリの臨界条件の判断及び臨界超過時の臨界挙動の評価に使用する臨界リスク評価基準の基礎となるデータ（臨界リスク基礎データ）を、解析コードを用いて整備するとともに、臨界実験装置における燃料デブリを模擬した実験により取得されるデータを用いて解析コードの妥当性を確認する⁹⁾。また、燃料デブリの臨界超過時の臨界挙動を評価する手法を整備する。

これらの評価手法を整備することで、燃料デブリの取出しに係る様々な局面における事業者の臨界管理の適否の判断に必要な技術的知見を得る。

なお、本事業の実施に当たっては、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成28年7月6日原子力規制委員会決定）に基づき、国際的枠組みを積極的に活用する。

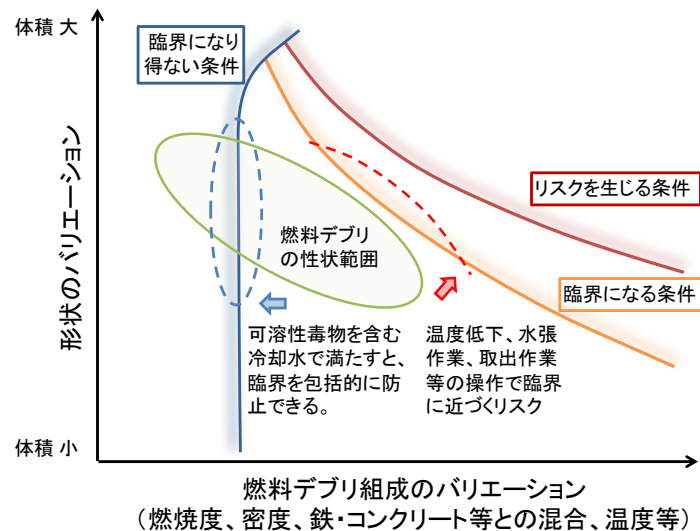
参考文献

- 1) 東京電力、福島第一原子力発電所の現況、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/genkyo/index-j.html>
- 2) 西原健司、他、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構 (2012).
- 3) D. W. Akers, et al., *TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Program*, NEA/CSNI/R(91)9, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Organization for Economic Cooperation and Development (1992).
- 4) K. Suyama, et al., *OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel*, OECD/NEA/WPNCs/EGbuc (2012)
- 5) 奥野浩、他、臨界安全ハンドブック・データ集第2版 (受託研究)、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- 6) K. Izawa, et al., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO_2 -Concrete System," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 1043 (2012).
- 7) K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," *Proc. GLOBAL2013*, Salt Lake City, USA, Sept.29-Oct.2, 2013 (2013).
- 8) W. Stratton, *Review of the State of Criticality of the Three Mile Island Unit 2 Core and Reactor Vessel*, DOE/NCT-01, Lawrence Livermore National Laboratory (1987).
- 9) 外池幸太郎、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討 ; (1) 燃料デブリ取扱いの臨界安全に関する臨界実験計画」、2012 年春の年会予稿集、E35、日本原子力学会(2012).

第2章 全体計画及び年度計画

2.1 全体計画

燃料デブリの性状をパラメータとして未臨界か否かを判断するためのデータベース「臨界マップデータベース」(図 2-1)¹⁾を、臨界安全研究で実績のある組成モデル化及び解析手法^{2,3)}を用いて整備する。並行して、乱雑な組成分布を持つ燃料デブリの解析により適した臨界安全解析システムの開発整備を進める。



燃料デブリが臨界になり得ない条件、臨界になる条件を「臨界マップデータベース」で明確にする。さらに、臨界により作業員被ばく、放射性物質放出等のリスクを生じる条件を「臨界挙動評価手法」で簡易評価する。ここに、燃料デブリの性状範囲を位置づけ、燃料デブリに対する操作の臨界リスクを評価できるようにする。

図 2-1 臨界マップデータベースの概念

臨界に近い燃料デブリについても未臨界か否かの判断を可能とするため、臨界リスク基礎データベースの精度を臨界実験で検証する。JAEA が保有する燃料サイクル安全工学研究施設 NUCEF の定常臨界実験装置 STACY を更新し、様々な中性子スペクトルを実現できる汎用の水減速・燃料棒非均質臨界実験装置とする^{6,7)}。そこで、核燃料と構造材を混合した試料「デブリ模擬体」の反応度価値測定、ウラン燃料棒と構造材棒を組み合わせた臨界量測定等の臨界実験を行い、実験結果により臨界マップの整備に用いた解析手法を検証する。デブリ模擬体を調製・分析する設備も NUCEF 内に整備し、効率的かつ柔軟に実験を実施する。以上の実験の概念を図 2-2 に示す。ウラン燃料棒及びデブリ模擬体原料の核燃料調達、並びに実験上重要な設備の性能を確認するモックアップ試験も行う⁸⁻¹²⁾。

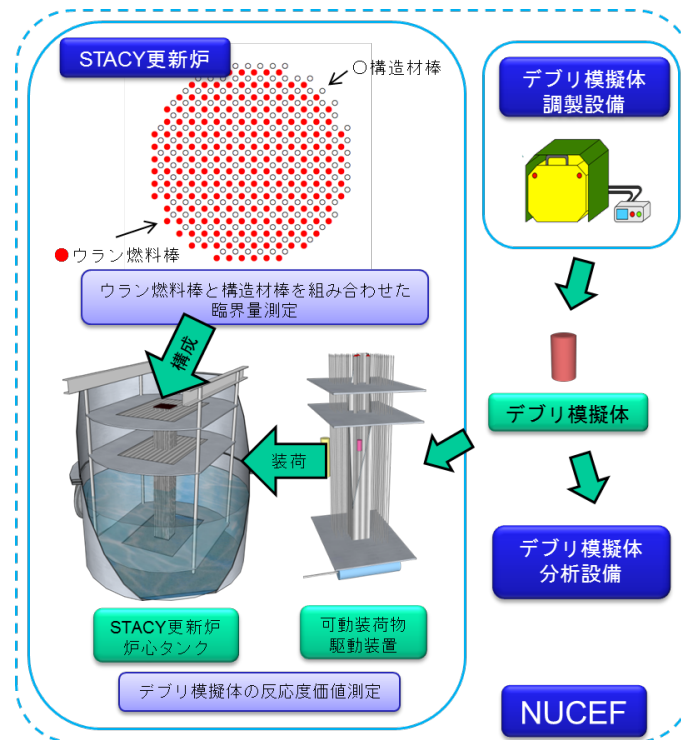


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

燃料デブリが臨界を超過した際の、作業被ばく、放射性物質放出等の臨界挙動を明らかにする評価手法を整備する。これは、前述の臨界リスク基礎データベース、シビアアクシデント解析コードによる評価又は実地調査に基づく 1～3 号機の状態及び燃料デブリ所在の情報、並びに作業内容等を組み合わせて臨界挙動を評価するツール^{13,14)}となる。計画されている燃料デブリ取出しを踏まえて、検証済みの臨界マップデータベース、臨界挙動評価手法を整備する。

本来本受託事業は令和 3 年度で終了する予定であったが、STACY 更新炉の改造工事が遅延したために事業を 3 年間延長することが令和 3 年 7 月に原子力規制委員会において決定され、STACY 更新炉を使用した実験は令和 5 年度及び令和 6 年度に実施する計画とされた。事業延長前の計画を図 2-3 に、事業延長後の 3 年間の当初計画を図 2-4 に示す。燃料デブリ取出作業中も、本事業は安全規制としての臨界管理の妥当性判断を継続的に支援する。

事業内訳	H26	H27	H28	H29	H30	H31(R01)	R02(H32)	R03(H33)
(1) 臨界条件 評価手法の 整備	← 臨界量計算・不確かさ解析 →			★臨界マップDB	← 臨界マップDBの稠密化(高精度化) →			
				← 臨界制限量計算(質量・寸法・濃度等) →				
				← 臨界安全解析システムの整備 →				
		← 高燃焼度燃焼燃料の核種組成分析及び燃焼計算コードの検証 →						
	○臨界実験装置							
	← 設計・製作・据付 →							
	← モックアップ試験 (安全板、水位計) →			← モックアップ試験 (水位計) →				
	← 燃料調達 →							
	○デブリ模擬体調製設備							
	← 設計・製作・据付・検査 →						デブリ模擬体調製	
	○デブリ模擬体分析設備							
	← 設計・製作・据付・検査 →						デブリ模擬体分析	
(2) 臨界挙動 評価手法の 整備	← 臨界リスク評価(解析ベース) →			★臨界リスク評価手法 (解析ベース)提案		← 臨界リスク評価手法 ★ (実験検証ベース)提案 →		
				← 臨界リスク評価(実機状況、実験検証ベース) →				

図 2-3 事業全体のスケジュール（平成 26 年度から令和 3 年度までの計画）

事業内訳	R04	R05	R06
(1) 臨界条件 評価手法の 整備	臨界マップDBの拡充・SA評価解析結果の反映 ←→ Solomonの改良 ←→		
○臨界実験装置 製作・検査	初臨界★ 性能試験 ←→ 臨界試験 設工認(1)内挿管 ←→ 製作 設工認(2)構造材模擬体／燃料試料挿入管 ←→ 製作 ○デブリ模擬体調製設備／分析設備 ←→ デブリ模擬体調製／分析		
(2) 臨界挙動 評価手法の 整備	放射線量の評価に資する、 臨界挙動に関する解析 ←→		

図 2-4 事業延長後の令和 4 年度から令和 6 年度までの当初計画

2.2 令和 4 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 9 年度である令和 4 年度事業として、図 2-5 に示すスケジュールによって、以下に記載する（１）から（４）の研究開発を行うことを計画した。

（１）臨界条件評価手法の整備

- ①平成 31 年度までに開発・整備した計算コードシステム（SOLOMON）を用いた臨界条件評価を進めるとともに、燃料デブリの臨界評価を実施する解析コードシステムの運用性向上のための整備及び統合化、並びに臨界マップデータベースの高精度化並びに精緻化を図る。また、SOLOMON については機能拡張を継続する。

②燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けた実験設備の整備として、平成26年度～令和3年度に引き続き、臨界実験装置 STACY を用いた実験に向けた実験計画の策定等を実施し、臨界実験装置の整備を進め、実験用装荷物の準備並びにデブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備の試運転を行う。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

令和3年度に引き続き、デブリ粒塊の大きさをパラメータとして、臨界発生条件を検討するとともに、臨界時挙動に大きく影響する反応度温度係数等の評価を行う。臨界挙動評価モデルに係る追加検討として、燃料デブリ粒塊の大きさと臨界時出力挙動の関係解明に取り組むとともに、臨界発生場所と影響との関係を明らかにするための調査・解析を行って、上記臨界挙動評価モデル・評価支援ツールの改良を必要に応じて実施する。

(3) 専門家の意見聴取

本事業の実施にあたっては、燃料デブリや臨界管理等の専門家と意見交換を3回程度行い、妥当性を確認しながら進める。令和4年度は「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」を開催することとし、専門家として以下の4名の方々を候補とする。

京都大学	中島 健	教授（炉物理・臨界安全・臨界事故評価）
名古屋大学	遠藤 知弘	准教授（炉物理・臨界安全・未臨界監視）
東京都市大学	村松 健	客員教授（令和3年度まで）（リスク評価）
京都大学	黒崎 健	教授（核燃料化学）

(4) 燃料デブリの性状及び臨界実験の実施に係る調査等

燃料デブリが生成される過程に関する既存の知見を、文献調査等により収集し、燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見を集積する。また、本事業で実施する臨界実験が、国際的水準で評価して優秀な精度を確保できるよう、臨界実験の計画・設計・施工管理に関する知見を有する国内外の会議等への参加をとおして、当該知見に関する調査及び意見交換を実施する。

なお、燃料輸送の実施は評価委員会等でも報告してきたように、令和4年2月の空容器の輸送から開始し燃料輸送を令和4年度中に実施する予定で準備を進めていたが、令和4年2月末以降の国際情勢変化の影響をうけて同作業を中断せざるを得なくなった。令和4年度事業においては、国際情勢の状況を注意深く注視して環境が好転してから実施するべく、計画の再検討を継続することとした。

また令和4年7月にダンプ槽で使用する部材の品質保証プロセスに不適合があることが判明したために STACY 更新炉の工事の中断を余儀なくされた。この対応のために工事の本格的な再開が令和4年12月となり、令和4年度事業は令和5年度末まで実施することとなった。再開後の STACY 更新炉の工事は順調に行われ、完成した STACY 更新炉を令和5年12月に受領した。この工事の遅れ並びに上述の製造した燃料の輸送が実施出来なくなった事を

反映した設工認を取る必要が生じた為に、STACY 更新炉の初臨界は本報告書を取り纏めている令和6年3月には令和6年度第一四半期中を計画している。

事業内訳	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
(1) 臨界条件評価手法の整備	乱雑化モデルの検討(質量保存からの偏差評価手法の調査)			
①燃料デブリの臨界特性評価	臨界マップDBデータ拡張・SAコード結果の反映に関する検討			
②実験準備 —実験計画策定	ロシア燃料の到着遅延対応			
—実験設備整備	臨界実験装置整備・性能確認試験 機器製作・据付			
	デブリ模擬体の調製・分析設備の整備 試運転と試料の調整分析			
	実験用装荷物の製作及び許認可手続き ▽申請(8月)			
	国際会議・海外研究機関における調査 ▽WPNC(6月末) ▽ICSBEP(10月)			
	燃料調達 輸送準備			
(2) 臨界挙動評価手法の整備	組成分布状況の整理、想定臨界シナリオの検討、核分裂数評価			
	希ガスの影響評価			
(3)専門家の意見聴取	計画検討△ (6/22)	中間報告△ (10/3)		進捗評価 △ (3/1)

図 2-5 令和4年度事業のスケジュール (令和4年度計画)

参考文献

- 1) K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," *Proc. GLOBAL2013*, Salt Lake City, USA, Sept.29-Oct.2, 2013 (2013).
- 2) 臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ、*臨界安全ハンドブック第2版*、JAERI 1340、日本原子力研究所 (1999).
- 3) 奥野浩、他、*臨界安全ハンドブック・データ集第2版(受託研究)*、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- 4) K. Suyama, et al., "Revised Burnup Code System SWAT: Description and Validation Using Postirradiation Examination Data," *Nucl. Technol.*, **138**, 97 (2002).
- 5) 深谷洋行、他、*使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験方法の検討*、JAEA-Research 2013-020、日本原子力研究開発機構 (2013).
- 6) K. Izawa, et al., "Evaluation of Nuclear Characteristics of Light-Water-Moderated Heterogeneous Cores in Modified STACY," *Proc. ICNC2011*, Edinburgh, UK, Sept.19-23, 2011 (2011).
- 7) 井澤一彦、他、「STACY 更新炉における軽水減速非均質体系の炉物理特性」、*2011年春の年会予稿集*、I37、日本原子力学会 (2011).

- 8) 外池幸太郎、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(1) 燃料デブリ取扱いの臨界安全に関する臨界実験計画」、2012 年春の年会予稿集、E35、日本原子力学会(2012).
- 9) 梅田幹、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(2) NUCEF 核燃料使用施設における燃料デブリ模擬体の調製と分析」、2012 年春の年会予稿集、E36、日本原子力学会 (2012).
- 10) 井澤一彦、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(3) 燃料デブリ模擬体を含む炉心の核特性解析」、2012 年春の年会予稿集、E37、日本原子力学会 (2012).
- 11) 木田孝、他、「燃料デブリ臨界試験に向けた STACY 更新炉の核特性評価と安全設計の検討；(1) 燃料デブリ臨界試験の概要と安全設計方針」、2013 年春の年会予稿集、H30、日本原子力学会 (2013).
- 12) 井澤一彦、他、「燃料デブリ臨界試験に向けた STACY 更新炉の核特性評価と安全設計の検討；(2) 炉心核特性と反応度評価」、2013 年春の年会予稿集、H31、日本原子力学会 (2013).
- 13) 保安院受託 MOX 燃料加工施設安全技術調査等（臨界事故安全評価等調査）調査報告書、日本原子力研究所／日本原子力研究開発機構 (2003～2006).
- 14) （編）吉田一雄、他、核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査（1, 2）、JAEA-Research 2006-085、2007-002 (2006, 2007).

第Ⅱ編 臨界条件評価手法の整備

(臨界マップデータベースの高度化に関する部分)

第3章 臨界マップデータベースの高度化及び高精度化

3.1 臨界マップデータベースの高度化

3.1.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では、事故機の燃料が損傷・熔融し、その大部分が燃料集合体の形状を保っていない事が確実な状況にある。熔融した燃料は、格納容器のコンクリート床との相互作用（MCCI）による MCCI 生成物や共に熔融したと考えられる炉内構造物・圧力容器等との混合物となって堆積していると想定されている。このような燃料デブリの臨界安全評価に資する目的として、本事業において、様々な組成の燃料デブリの臨界特性を蓄積し、臨界安全評価に迅速に用いるためのデータベースを開発するとともに、データベースに蓄積するための臨界特性データの取得を目的として、様々な燃料デブリ組成に対して系統的に臨界特性を解析する作業を進めている。

昨年度、燃料デブリ組成の乱雑さが臨界量評価に与える影響を確認するため、本事業で開発中の燃料デブリの乱雑な組成での臨界計算を実施するためのモンテカルロソルバー **Solomon** を用いて臨界量評価の試解析を実施し、燃料デブリ組成の乱雑さを考慮することで有意な臨界量のばらつきを評価できることを確認した。今年度は、昨年度用いた逆べき乗則に基づく乱雑化モデルに加えて、ボクセルモデルを用いた解析を実施し、両者のモデルを用いることによる臨界量評価への影響を確認した。

3.1.2 計算の概要

解析は基本的に昨年度と同様の条件とし、ボクセルモデルを適用するという点のみ変更した。図 3.1-1 に計算体系を示す。図 3.1-1 に示すように、計算体系は 2 領域から成る球体系であり、球内部に燃料領域、外周部に反射体の水が厚さ 30 cm で存在する。この燃料領域に **Solomon** の有する燃料デブリを模擬するための 2 つのモデルである逆べき乗則に基づく乱雑化モデルとボクセルモデルを適用した。本検討では、 $k_{\text{eff}} = 0.98$ となる燃料領域のサイズ（半径）を評価した。

燃料領域における乱雑化モデルは、昨年度同様、3 種類の燃焼度の異なる燃料組成の乱雑混合に適用した。昨年度用いた 2 種類の燃料の組み合わせのうち、1F1 号機の 3×3 燃料集合体領域の混合を模擬したケース、つまり 15.2 GWd/t、33.3 GWd/t、40.2 GWd/t の燃料が 2:3:4 の割合で乱雑混合していると仮定した条件を用いた。表 3.1-1 に各燃焼度の燃料組成を示す。用いた燃料組成はこれまで本事業にて使用してきたものと同じであり、BWR STEP3 燃料集合体体系¹⁾にて燃焼計算コード **SWAT4**²⁾により燃焼計算を行い、得られた全燃料棒組成の平均をとったものである¹⁾。

¹⁾ 表 3.1-1 より、燃焼度が高くなるにつれて ²³⁸U の原子個数密度が高くなっているなど、一部現実的ではない挙動が見られる。これは原子個数密度の算出方法によるものである。**SWAT4** で得られた核種重量を原子個数密度に変換する際に、燃料密度は一定として、表 3.1-1 に含まれる核種のみを考慮して各核種の原子個数密度を計算したため、高燃焼度では考慮されていない重核種が無視された結果、U-238 の重量の割合が大きくなり、原子数密度が高くなっている。

ボクセルモデルは燃料領域内の水の混合に用いた。昨年度は V_m/V_f (燃料領域内の水-燃料体積割合) に応じて均質に水を加えていたが、本検討ではボクセルモデルにより非均質の形で水を加えた。燃料領域にボクセルモデルを用いた場合のイメージを図 3.1-2 に示す。図 3.1-2 より、本検討の計算体系は燃料デブリ内の空孔に水が混在しているようなモデルに近いことが分かる。なお、本検討に先立ち、ボクセルのサイズ (一辺の長さ) をいくつか変えた計算を行い、最も臨界半径が小さくなる (実効増倍率が大きくなる) ボクセルサイズとして一辺 1 cm の立方体とした。ボクセルサイズの検討については Appendix 3.1.A に記載した。

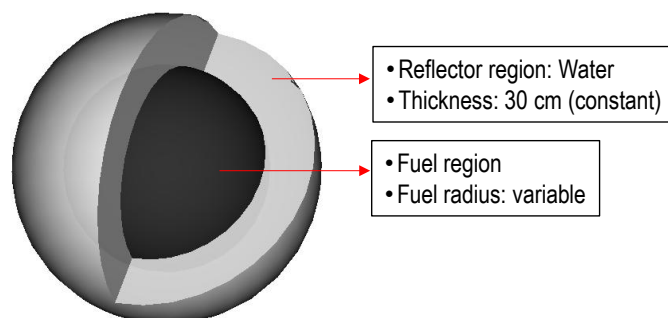


図 3.1-1 計算体系

表 3.1-1 燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

	燃焼度 (GWd/t)		
	15.2	33.3	40.2
²³⁴ U	5.9808E-06	4.8600E-06	4.5041E-06
²³⁵ U	6.0824E-04	3.2609E-04	2.4663E-04
²³⁸ U	2.2847E-02	2.2918E-02	2.2929E-02
²³⁸ Pu	5.2710E-07	3.6077E-06	5.6516E-06
²³⁹ Pu	1.0731E-04	1.3278E-04	1.3460E-04
²⁴⁰ Pu	2.1475E-05	5.2590E-05	6.2715E-05
²⁴¹ Pu	7.9357E-06	2.1655E-05	2.5518E-05
²⁴² Pu	1.2858E-06	9.1530E-06	1.3934E-05
²⁴¹ Am	2.3857E-06	6.9648E-06	8.3062E-06
⁹⁵ Mo	2.2875E-05	4.7629E-05	5.6350E-05
⁹⁹ Tc	2.3159E-05	4.8480E-05	5.7521E-05
¹⁰³ Rh	1.3170E-05	2.7051E-05	3.1490E-05
¹⁴³ Nd	1.9107E-05	3.5128E-05	3.9175E-05
¹⁴⁵ Nd	1.3677E-05	2.7835E-05	3.2602E-05
¹⁴⁷ Sm	5.2342E-06	9.5449E-06	1.0650E-05
¹⁴⁹ Sm	1.1941E-07	1.1467E-07	1.1092E-07
¹⁵⁰ Sm	4.4851E-06	1.0639E-05	1.3043E-05
¹⁵² Sm	2.0905E-06	4.0410E-06	4.5870E-06
¹⁵³ Eu	1.4220E-06	4.1760E-06	5.2494E-06
¹⁵⁵ Gd	2.7162E-07	1.8029E-07	2.2419E-07
¹⁵⁷ Gd	4.5914E-08	4.3614E-08	4.3898E-08
O	4.8104E-02	4.8895E-02	4.9200E-02

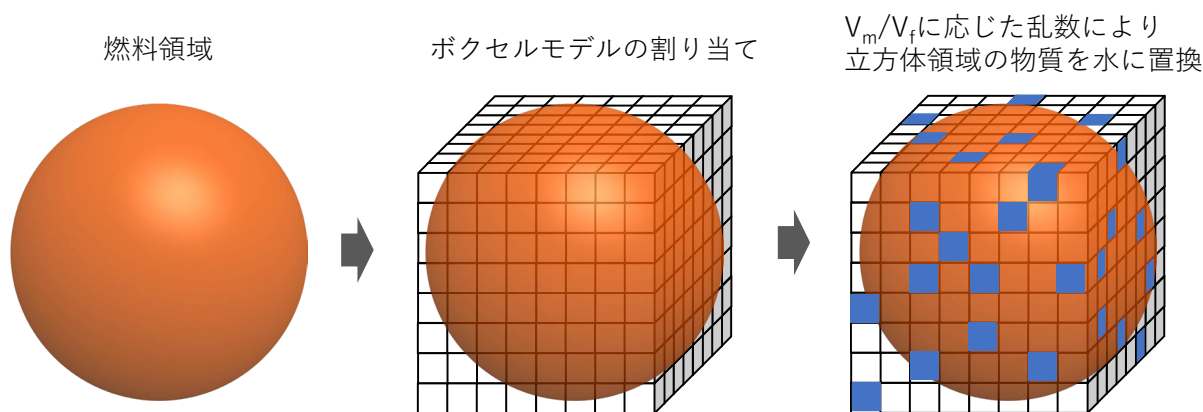


図 3.1-2 燃料領域へのボクセルモデル適用のイメージ

3.1.3 計算手順

計算手順は昨年度と同様である。以下に手順を示す。

1. まず、ある一つの V_m/V_f で、図 3.1-1 に示す体系において乱雑化モデル及びボクセルモデルに基づく一つのレプリカに対して $k_{\text{eff}}=0.98$ をカバーするように燃料領域半径を 4 点変えて臨界計算を実施した。なお、Solomon でのモンテカルロ計算におけるサイクル数あたりのヒストリ数は 10000、有効サイクル数は 2000、捨てサイクル数は 100 とした。
2. この結果に対して 3 次多項式によるフィッティングを行うことで、 $k_{\text{eff}}=0.98$ となる燃料半径（これを臨界半径とする）を求めた。
3. 以上の手続きを 100 レプリカに対して実施し、100 レプリカにおける臨界半径を求めた。
4. この 100 個の臨界半径を統計処理することで臨界半径の平均及び標準偏差（ σ ）を評価した。
5. 以上の手順を異なる V_m/V_f でも実施し、最終的に V_m/V_f に対する臨界半径の平均値及び不確かさ（ $\pm 1\sigma$ 、 $\pm 3\sigma$ ）の形で結果を整理した。

3.1.4 結果

表 3.1-2 に乱雑化モデルとボクセルモデルを用いて得られた臨界半径平均値及び不確かさを示す。ここで、Mean は 100 レプリカ計算で得られた臨界半径の平均値、 $\pm 1\sigma$ 及び $\pm 3\sigma$ は平均値にそれら（ σ は標準偏差）を足し合わせた値、Std. は標準偏差である。表 3.1-2 より、臨界半径平均値は V_m/V_f に応じて変化し、また標準偏差は最適減速に近い V_m/V_f においても $\pm 3\sigma$ で数センチ単位のばらつきが見られており、有意なばらつきが生じていることが分かる。

また、表 3.1-2 の結果と単純な均質・非均質体系及び昨年度実施した乱雑化モデルのみ用いた結果との比較を図 3.1-3 に示す。図 3.1-3 の Hetero (FCC) は過去の検討において MVP を用いて得られた燃料領域内に半径 1 cm の燃料球が水中に FCC（面心立方）構造で配列した場合、RWF は昨年度得られた乱雑化モデルのみ用いた場合、Homo. は過去の検討で MVP を用いて得られた燃料領域内を均質とした場合の計算結果である。図 3.1-3 より、今回のボクセルモデルを用いて水を導入した場合の結果は、昨年度得られた乱雑化モデルのみの結果や均

質体系の結果とは大きく性質が異なり、非均質体系の結果に非常に近い結果が得られることが分かった。

表 3.1-2 乱雑化モデル及びボクセルモデルを用いた臨界半径平均値とその不確かさ

V _m /V _f	Mean	+1 σ	+3 σ	-1 σ	-3 σ	Std.
0.73	71.58	77.75	90.08	65.41	53.08	6.17
0.91	53.24	55.18	59.08	51.29	47.39	1.95
1.20	42.63	43.78	46.08	41.48	39.18	1.15
1.74	36.27	37.06	38.63	35.48	33.91	0.79
2.38	34.37	35.10	36.55	33.64	32.19	0.73
3.10	34.77	35.54	37.09	33.99	32.45	0.77
3.91	36.94	37.87	39.73	36.01	34.15	0.93
4.83	41.35	42.56	44.98	40.14	37.71	1.21
5.86	49.17	51.16	55.13	47.19	43.22	1.99
7.00	66.81	71.57	81.08	62.05	52.54	4.76

Unit: cm (V_m/V_fを除く)

乱雑化モデル及びボクセルモデルを用いた場合の臨界半径平均値と非均質体系の結果を更に比較すると、V_m/V_fが最適減速から離れた条件、つまり減速不足や過減速の条件では、乱雑化モデル及びボクセルモデルを用いた場合の平均値の方が臨界半径を小さく評価することが分かった。この結果は、Solomon による 100 レプリカの計算において、単純な非均質体系よりも実効増倍率を大きく評価するケースが多くみられていることを意味している。つまり、この結果は単純な FCC 構造の非均質体系は減速不足や過減速の条件では効率的な配置方法ではなく、一方、Solomon で乱雑に燃料を分布させることでより現実的かつ安全側の評価が実施できる可能性を示唆している。

また、最適減速に近い条件では、非均質体系の方が Solomon による平均値よりも臨界半径を小さく評価しており、これは FCC 構造による配置が中性子の増倍において非常に効率的な配置であることを示唆している。しかしながら、乱雑さによる臨界半径のばらつきを考慮すると、Solomon による -3 σ の結果は非均質体系の臨界半径を下回っていることが分かる。ここで、V_m/V_f = 2.38 における 100 レプリカの臨界半径のばらつきを図 3.1-4 に示す。RWF+Voxel として示したのが乱雑化モデル及びボクセルモデルを用いた場合のレプリカのばらつきである。図 3.1-4 より実際に非均質体系よりも臨界半径が下回っているレプリカが存在していることが確認できる。

なお、最適減速付近におけるレプリカ間のばらつきに対するボクセルモデルによる影響はほとんどない。図 3.1-4 に Voxel として示したのは乱雑化モデルを用いず、燃料分布を均質としてボクセルモデルのみを用いた場合の 100 レプリカの計算を別途実施した際のばらつきであり、ほとんど RWF+Voxel の平均値上に分布していることが分かる。つまり、RWF+Voxel のレプリカのばらつきは乱雑化モデルによるものであり、このばらつきの大きさは混合する

燃料組成に依存する²。したがって、本検討により非均質体系よりも臨界半径が小さいレプリカが見いだされたのは、燃料組成条件に依存する結果であることに注意する必要がある。

本検討により、最適減速付近では単純なモデルの比較としてはボクセルモデルよりも FCC 構造に基づく非均質体系の方が臨界半径を小さく評価できるモデルであるが、乱雑モデルにより燃料分布の乱雑さを考慮することで非均質体系よりも臨界半径が小さいケースを見いだせる可能性がある、ということ明らかとなった。また、本検討で得られた乱雑化モデルによる臨界半径のばらつきは、FCC 構造に基づく非均質体系において燃料分布の乱雑さが考慮できた場合にも同等のばらつきが存在し得ると考えられる。したがって、例えば水中にデブリ粒子が分布するような場合など、想定する状況によっては FCC 構造に基づく非均質体系の臨界半径の結果と、Solomon の乱雑化モデルとボクセルモデルの組み合わせによる臨界半径の不確かさを組み合わせることで、より合理的かつ安全側の評価が行える可能性がある。

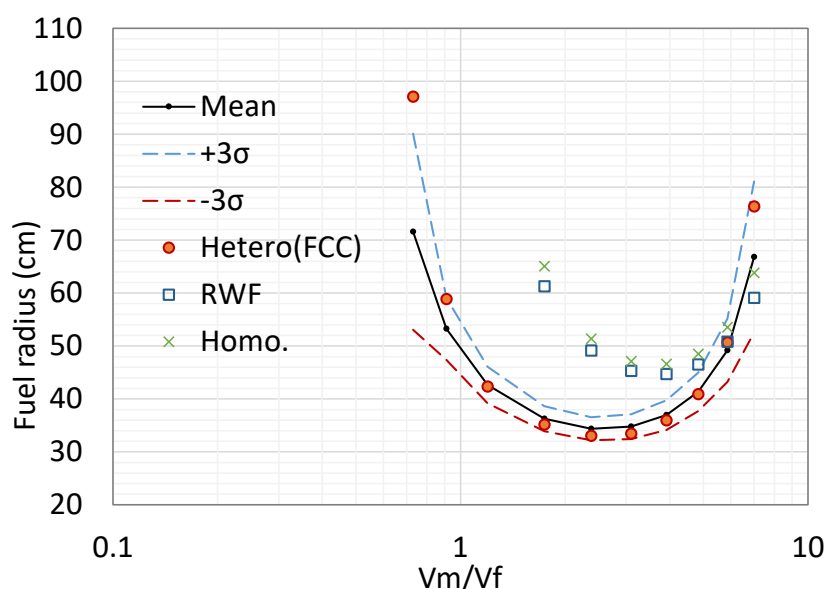


図 3.1-3 乱雑化モデル及びボクセルモデルを用いた臨界半径と単純な均質・非均質体系及び乱雑化モデルのみを用いた場合との比較

² 昨年度の検討により、混合する燃料組成の燃焼度が大きく異なるほど乱雑化モデルによるばらつきが大きくなることが確認されている。

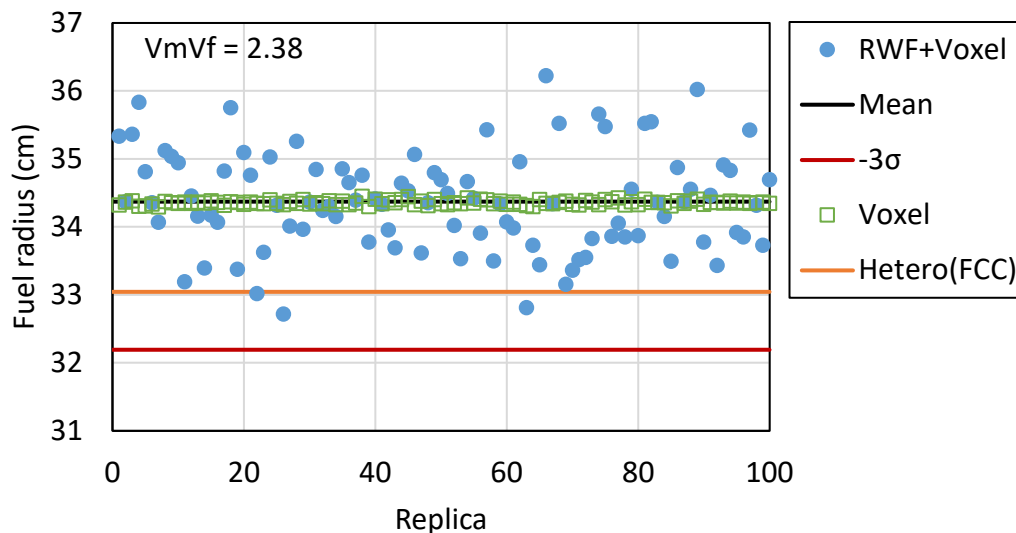


図 3.1-4 $V_m/V_f=2.38$ におけるレプリカ毎の臨界半径のばらつき

3.1.5 まとめ

Solomon を用いた臨界特性データ拡充に向けた検討として、Solomon の乱雑化モデルとボクセルモデルを組み合わせる臨界量評価を実施し、両者のモデルが臨界量評価に与える影響を確認した。乱雑化モデルは 3 種類の燃焼燃料組成の乱雑混合に適用し、一方でボクセルモデルにより水を非均質に体系に導入した。解析の結果、本モデルにより得られた臨界量評価結果は、過去に実施した FCC 構造に基づく非均質体系の結果と近い結果になることが分かった。最適減速から外れた条件では Solomon を用いた計算結果の方が臨界量を小さく評価する傾向があり、単純な非均質体系よりも現実的かつ安全側の評価が可能であることが示唆された。また、最適減速に近い条件では、Solomon を用いた臨界量平均値よりも非均質体系の方が臨界量を小さく評価したが、混合する燃料組成条件によっては、燃料分布の乱雑さによるばらつきを考慮することでより安全側の評価となり得ることが分かった。なお、例えば水中にデブリ粒子が分布するような場合など、単純な非均質モデルの方が適切と考えられるような状況の場合には、非均質体系による臨界量評価結果に、Solomon による臨界量不確かさ評価結果を組み合わせることで、燃料分布の乱雑さを考慮したより合理的な評価が行える可能性がある。

参考文献

- 1) K. Suyama, “OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel,” OECD/NEA/WPNCS/EGBC (2012).
- 2) 鹿島陽夫、他、”連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT4.0”、JAEA-Data/Code2014-028、日本原子力研究開発機構(2014).

Appendix 3.1.A ボクセルサイズの検討

ボクセルサイズの設定のため、ボクセルの一辺の長さを 0.2、0.5、1、1.5、2 cm のように変えた 5 ケースの計算を行った。計算条件、計算手順は 3.1.2 節、3.1.3 節に記載したものと同じであり、 V_m/V_f は本検討で比較として使用した FCC 構造の体系で最適減速に近い条件となる 2.38 とした。図 3.1-5 に結果として得られたそれぞれのボクセルサイズに対する臨界半径を示す。図 3.1-5 より、ボクセルサイズが 1 cm のときに最も臨界半径は小さくなった。本結果から、臨界安全上厳しい条件設定とするため、ボクセルサイズを 1 cm として本検討を実施した。

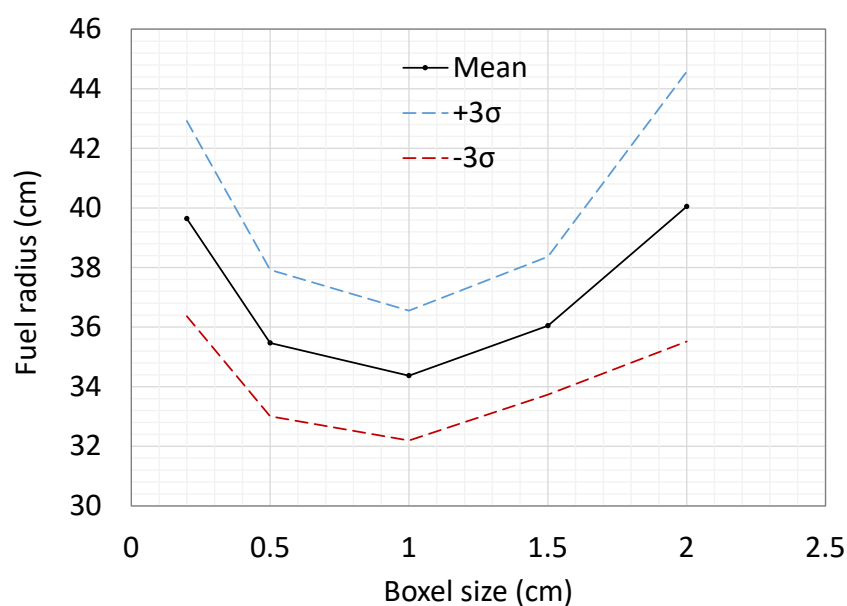


図 3.1-5 ボクセルサイズに対する臨界半径の変化

3.2 燃料デブリの臨界特性評価

3.2.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料及び原子炉内構造物とコンクリートを含む原子炉支持体が溶融して再度固化した状態、いわゆる燃料デブリが生成していると考えられている。一方、従来の臨界安全解析システムは、核燃料の性状が判明している体系を前提としており、燃料デブリのように構成物質の平均組成及び組成の空間分布の両方に不確かさが存在する体系を想定していない。このような状況に対処するため、令和3年度までの事業において、モンテカルロ計算ソルバー（名称：Solomon=SOLver Of MONte carlo）を開発・整備し、乱雑な連続空間分布の3次元数式表現モデルおよび中性子移動追跡機能を実装した。また、数式によるモデル構築が不可能な乱雑分布の体系への対処のために、ボクセル重ね合わせ機構も実装した。

以上の開発実績をベースとして、本節3.2においては、臨界マップデータベースの高精度化・精緻化に必要とされるSolomon乱雑化モデルの機能拡張について報告する。なお、ボクセル重ね合わせ機構に基づく解析結果は、節3.1において報告されている。

3.2.2 乱雑化モデルの質量偏差評価方法の調査

逆冪乗則パワースペクトルを示す状態が、工学的制御の及ばない極端に無秩序な系の最終的な進展先として、特定の物理・化学モデルに依拠することなく導出されている¹⁾。この逆冪乗則パワースペクトルが、波数を k として、 $1/k$ （ピンクノイズ）と $1/k^2$ （ブラウンノイズ）の間に収まることも導出されている¹⁾。このようにして導入可能な乱雑体系の近似モデルとして、以下に示す不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（IRWF: incomplete randomized Weierstrass function）が、令和3年度までの事業において提案され、Solomonに実装された。

$$W(x) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0. \quad (3.2-1)$$

ここで、 x は1次元の位置変数、 σ は振幅調整因子、 B_j は ± 1 を等確率でとるベルヌーイ型確率変数、 $-\infty < m_1 < m_2 < \infty$ 、 A_j は $(0, 2\pi)$ 上で一様にサンプリングされた位相である。式(3.2-1)のパワースペクトルは、 $\lambda^{m_1-1} \leq k \leq \lambda^{m_2}$ の波数領域に限定される逆冪乗則 $1/k^{2\alpha+1}$ ($\alpha \geq 0$)の離散化近似であり、右肩下がりの楕円状近似になっている²⁾。例えば、波数0.1から波数100までの45本の歯からなる右肩下がりの楕円状近似を考える場合、 $\lambda^{m_2} = 100$ 、 $\lambda^{m_1-1} = 0.1$ 、 $m_2 - m_1 + 1 = 45$ から $m_1 = -14$ 、 $m_2 = 30$ 、 $\lambda = 1.166$ のようにパラメータが決まる。振幅調整因子 σ は、参考文献2)に記されているように、 $|W(x)| \leq 1$ が満たされるように決められる。式(3.2-1)は、

$$\hat{C}(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \mathbf{\Omega}_j / S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0 \quad (3.2-2)$$

として3次元化され、 $W(x)$ と同様に、IRWFと呼ばれる。ここで、 $\mathbf{r}$ は3次元の位置ベクトル、 $\mathbf{\Omega}_j$ は等方サンプリングされた長さ1のベクトル、 S はスケール因子である。

乱雑化において、3 種物質の混合を考える場合には、空間平均体積割合を V_1, V_2, V_3 として、図 3.2-1 に示すような体積割合分割を行う。この手法は partial volume-fraction pairing (PVP: 部分体積割合結合法) と呼ばれる。図 3.2-1 において決められる部分体積割合 $V_{1,2}, V_{1,3}, V_{2,1}, V_{2,3}$ 、

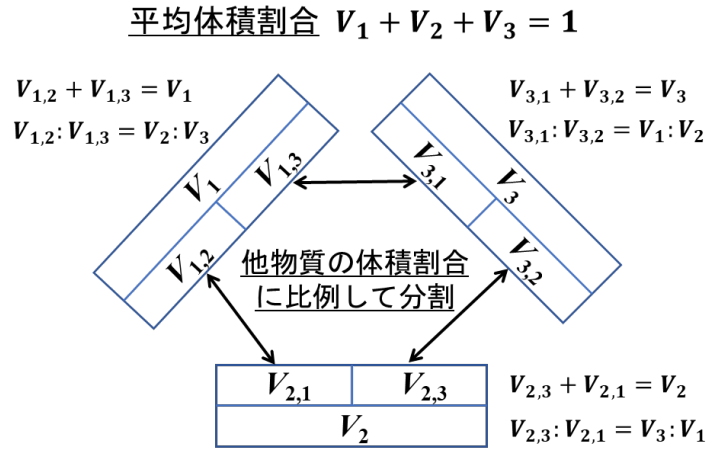


図 3.2-1 Partial volume-fraction pairing による体積割合分割

$V_{3,1}, V_{3,2}$ を用いて、個々の物質の体積割合と巨視的断面積が、図 3.2-2 に示すように計算される。2 種物質及び 4 種物質の混合の場合にも、同様の構築により、乱雑化を実践することができる。

空間依存 体積割合	V_1 $\hat{V}_1(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{1,2} + V_{1,3}}^{V_1} + \min(V_{1,2}, V_{2,1}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$	IRWF レプリカ（生成例） をハット（$\hat{}$）で 示している
	$\hat{V}_2(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{2,3} + V_{2,1}}^{V_2} + \min(V_{2,3}, V_{3,2}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$	$\hat{C}_{1,2,2,1}, \hat{C}_{2,3,3,2},$ $\hat{C}_{3,1,1,3}$ は独立な 乱数列から構成
	$\hat{V}_3(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{3,1} + V_{3,2}}^{V_3} + \min(V_{3,1}, V_{1,3}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) - \min(V_{3,2}, V_{2,3}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r})$	
乱雑媒質の 巨視的断面積 (cm^{-1})	$\Sigma_R^{debris}(\mathbf{r}, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r}) \Sigma_{R,1}(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r}) \Sigma_{R,2}(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r}) \Sigma_{R,3}(E)$ $\hat{V}_1 + \hat{V}_2 + \hat{V}_3 = V_1 + V_2 + V_3 = 1$	
	R : 核反応タイプ E : エネルギー	

図 3.2-2 Partial Volume-Fraction Pairing 法に基づく空間依存の体積割合と巨視的断面積

ここで、個々の物質の質量偏差について考察する。例えば、位置 $\mathbf{r}$ における単位体積当たりの物質 1 の質量偏差は、以下に示す体積割合の偏差に比例する。

$$\hat{V}_1(\mathbf{r}) - (V_{1,2} + V_{1,3}) = \min(V_{1,2}, V_{2,1}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r}). \quad (3.2-3)$$

したがって、パーセント表示での空間平均質量偏差は、体積要素を $dV = d^3\mathbf{r}$ として、

$$\frac{\int_{\text{乱雑化領域}} (\hat{V}_1(\mathbf{r}) - (V_{1,2} + V_{1,3})) dV}{\text{乱雑化領域体積}} \times 100 \quad (3.2-4)$$

式(3.2-3)を考慮すると、式(3.2-4)の値は、以下の量の定数倍の差であることがわかる。

$$\frac{\int_{\text{乱雑化領域}} \hat{C}(\mathbf{r}) dV}{\text{乱雑化領域体積}} \quad (3.2-5)$$

ここで、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ は式(3.2-2)の IRWF である。言い換えると、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ は $\hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$ 及び $\hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$ に対応する。また、 $dV/(\text{乱雑化領域体積})$ は、位置 $\mathbf{r}$ の確率密度と解釈される。すなわち、モンテカルロ法による数値積分により式(3.3-5)を計算することが可能である。なお、具体的なサンプリング方法については、本小節末尾の付録に概要を記述する。

乱雑化領域を半径 30cm の球とし、式(3.2.5)をモンテカルロ法で計算する例題を検討した。振幅調整因子 σ を、体積割合変動が 100%以下を意味する $|\hat{C}(\mathbf{r})| \leq 1$ という制約下での最大値とし²⁾、式(3.2-2)におけるスケール因子 S が半径と同じ 30cm となるケースを検討に含めた。これは、非常に大きな偏差が出現し得る設定での検討がなされたことを意味する。波数の上限値を 100 cm^{-1} に固定し、様々な波数下限値に対して式(3.2.5)をモンテカルロ法で計算した。式(3.2-2)から明らかなように $\hat{C}(\mathbf{r})$ の期待値はゼロである。すなわち、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ の無限個の実現に亘っての平均は定数 0 であり、式(3.2-5)は $\hat{C}(\mathbf{r})$ の平均偏差を意味している。図 3.2-3 にスペクトルが $1/(\text{波数})^2$ の場合における波数下限値に対しての平均偏差を示す。一般的な傾向として、平均偏差は、低波数領域で大きく、スケール因子の増大と共に大きくなることがわかる。図 3.2-4 に、低波数領域での緩傾斜成分追加の効果を示す。低波数領域での緩傾斜成分が偏差を低減する方向に働いていることがわかる。この特性は、3.2.5 節における画像解析によるデブリ模擬体のパワースペクトル評価の結果と合わせて、今後も検討を続けていく価値があると考えられる。

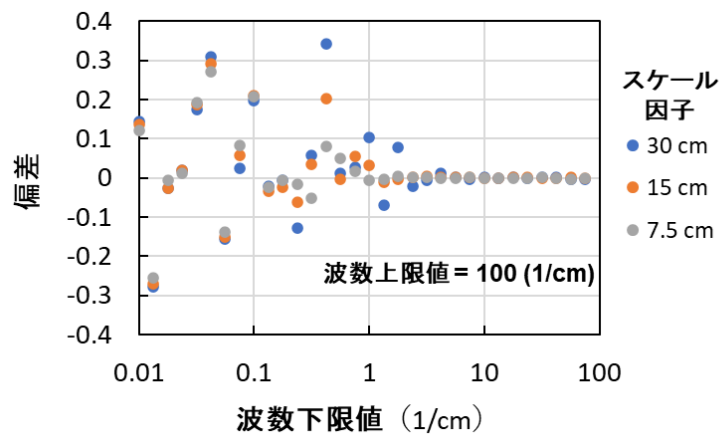


図 3.2-3 偏差の波数下限値依存性 ($1/(\text{波数})^2$ スペクトル)

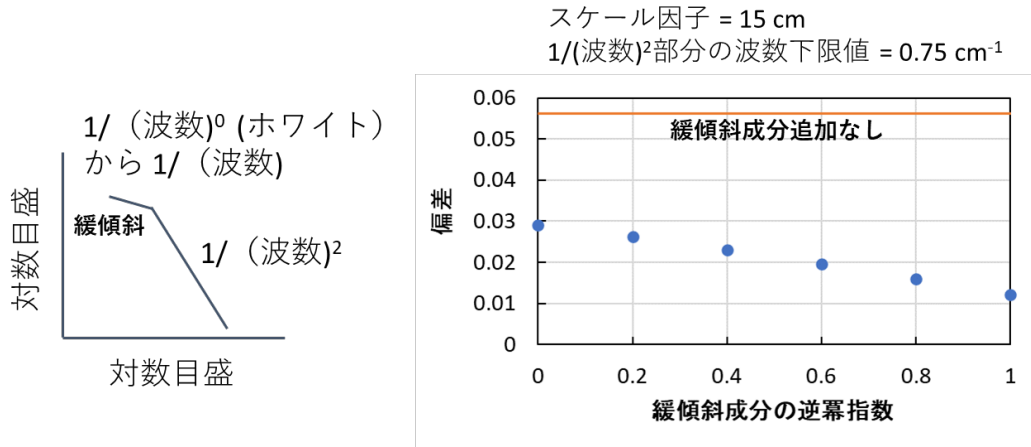


図 3.2-4 低波数領域での緩傾斜成分追加の効果

3.2.2.1 附録：球内の一様サンプリングと式(3.3-5)の計算

本附録の目的は、式(3.2-5)の計算方法を球体系の乱雑化領域に対して簡潔に示すことである。最初に、半径 R の球内の球殻 $r \sim r+dr$ から点（位置）を選ぶ確率は

$$\frac{4\pi r^2 dr}{(4\pi/3)R^3} = \frac{3r^2 dr}{R^3}$$

である。当然のことながら、上式を $r=0$ から $r=R$ まで積分すると 1 になる。开区間 $(0,1)$ において乱数 ξ が独立で一様にサンプリングされることを $\xi \sim U(0,1)$ と表すことにする。球殻の半径 r は、 $\xi_1 \sim U(0,1)$ に対して

$$\xi_1 = \int_{u=0}^{u=r} \frac{3u^2 du}{R^3} = \frac{r^3}{R^3}$$

の関係にあり、 r は以下のように求まる。

$$r = R(\xi_1)^{\frac{1}{3}} \quad (3.2-6)$$

次に、極角（polar angle）の余弦 μ は -1 から 1 の範囲で一様に分布するので、 $\xi_2 \sim U(0,1)$ に対して、

$$\mu = -1 + 2\xi_2 \quad (3.2-7)$$

の関係にある。方位角（azimuth） ϕ に関しては、 360° の範囲で一様に分布しているので、 $\xi_3 \sim U(0,1)$ に対して、

$$\phi = 2\pi\xi_3 \quad (3.2-8)$$

の関係にある。式(3.2.6)-(3.2-8)を用いて、位置ベクトル $\hat{r}$ は以下のように求められる。

$$\hat{r} = (r\sqrt{1-\mu^2}\cos(\phi), r\sqrt{1-\mu^2}\sin(\phi), r\mu) \quad (3.2-9)$$

なお、ハット記号「 $\hat{\cdot}$ 」は、「サンプリングの結果として生成したもの」という意味を持つ。式(3.2-9)の位置ベクトル $\hat{\mathbf{r}}$ を独立に N 個生成させて平均を取ると式(3.2-5)の評価値が得られる。

$$\frac{\int_{\text{球体系乱雑化領域}} \hat{C}(\mathbf{r}) dV}{\text{球体系乱雑化領域体積}} \approx \frac{1}{N} \sum_{j=1}^N \hat{C}(\hat{\mathbf{r}}_j) \quad (3.2-10)$$

式(3.2-10)の右辺の評価値の標準偏差は以下のように計算される。

$$\sqrt{\frac{1}{N(N-1)} \left(\sum_{j=1}^N (\hat{C}(\hat{\mathbf{r}}_j))^2 - N \left(\frac{1}{N} \sum_{j=1}^N \hat{C}(\hat{\mathbf{r}}_j) \right)^2 \right)}$$

計算点 N が 100000 のとき、上式による標準偏差は 0.002 程度以下であることを確認した。また、計算時間は、Intel Xeon Platinum 8280 で 1 msec 程度であった。したがって、モンテカルロ法以外の空間離散化を伴う数値積分法を式(3.2-5)に対して検討する必要性はないと考えられる。また、擬似モンテカルロ法による計算効率化の必要性もないと考えられる。

3.2.3 乱雑化の有界増幅と極値統計による性能評価

令和2年度に、式(3.2-1)及び(3.2-2)で表される乱雑化関数（IRWF）を別の乱雑な関数に変換する、有界な増幅機能を検討した。令和3年度には、有界増幅機能を用いて、逆冪乗則パワースペクトルの下での乱雑混合体系の実効増倍率の上限値推定を検討した。令和4年度においては、令和3年度の計算結果を拡充し、極値統計学³⁾による有界増幅機能の性能評価を行う。

本小節で取り扱う例題は、平成 30 年度原子力規制庁受託事業「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」報告書に記載の 3 種燃焼度燃料からなる、図 3.2-5 に示す水・燃料デブリ体系である。各燃焼度燃料の体積比は、燃焼度 15.2GWd/t の燃料を [15.2GWd/t] のように表すと、[15.2GWd/t]:[24.2GWd/t]:[37.5GWd/t]=4:2:3 である。令和 3 年度に、Solomon コード⁴⁾と JENDL4.0 Library⁵⁾を用いて、図 3.2-5 の燃料デブリ体系の 3000 レプリカに対して実効増倍率を計算した。令和 4 年度においては、3000 レプリカの実効増倍率計算を追加し、臨界性揺らぎのデータを拡充した。計算結果を図 3.2-6 に示す。揺らぎの上限に非常に近いと思われる極値が 3 回出現していることが見てとれる。本小節においては、揺らぎの上限値がこれら 3 個の値よりどの程度大きくなるかを極値統計解析により推定する。

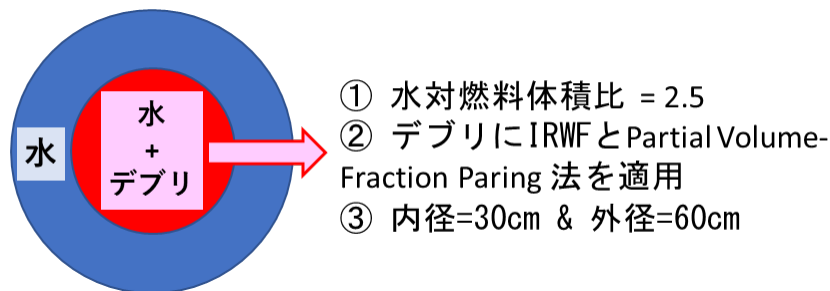


図 3.2-5 燃料デブリ体系の例題

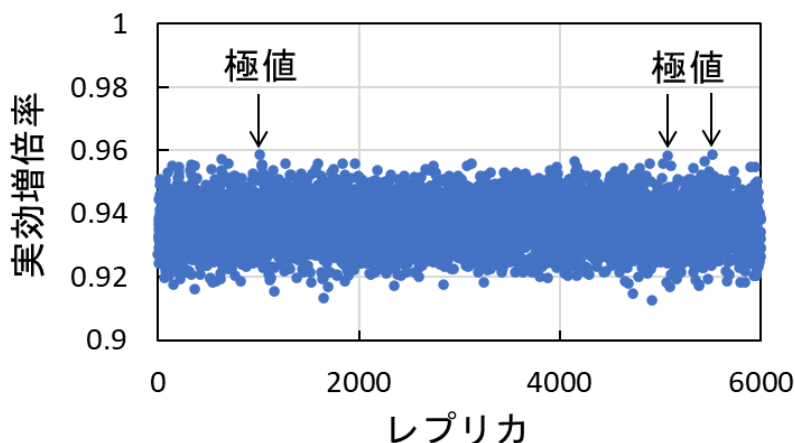


図 3.2-6 燃料デブリ体系の臨界性揺らぎ

体積割合は 100%以下の正の数であるため、IRWF を変換する際には、上下限有界である必要がある。また、変動の表現として、IRWF を代入した際の期待値がゼロである必要がある。これらの条件を満たす変換関数として、

$$T(x) = \frac{2x}{1+x^2} \quad (3.2-11)$$

を令和 2 年度及び 3 年度において検討した。式(3.2-11)の変換関数 $T(x)$ 及び $T(cW(x))$ (c は定数)による IRWF の変換例を図 3.2-7 に再掲する。また、図 3.2-6 の最初の 100 レプリカにおいて、図 3.2-2 の $\hat{C}(r)$ 等の代わりに $T(2\hat{C}(r))$ とした場合の臨界性揺らぎを、図 3.2-8 に再掲する。この図の中の 5 個の矢印は、指し示された実効増倍率が図 3.2-6 の最大実効増倍率より大きいことを示している。すなわち、僅か 100 レプリカへの有界増幅機能の適用によって、元々の 6000 レプリカからの最大実効増倍率より大きい実効増倍率が 5 回も出現していることになる。本節においては、図 3.2-8 における最上位の実効増倍率が、図 3.2-6 の実効増倍率の極値統計解析による上限値推定より大きいかどうかを判定する。

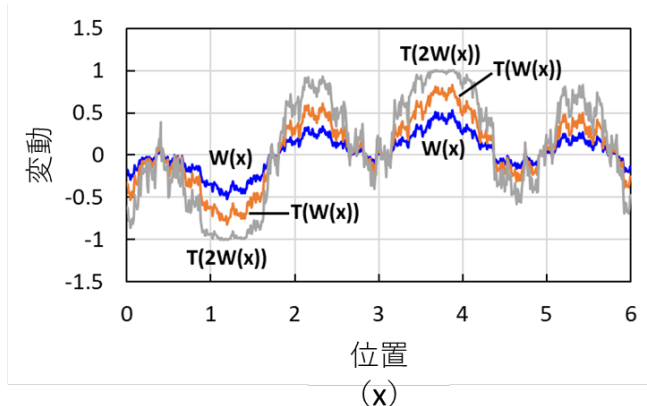
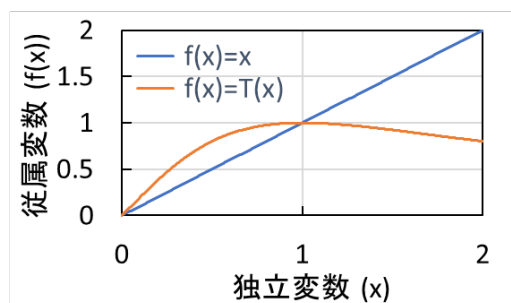


図 3.2-7 有界増幅関数 $T(x)$ と IRWF の増幅例

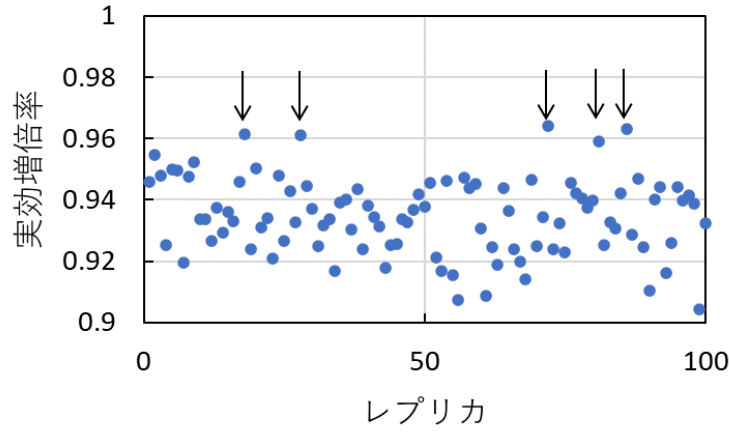


図 3.2-8 有界増幅適用後の臨界性揺らぎ

極値統計の基本的な理論的枠組みは以下ようになる。 $X_1, X_2, \dots, X_n$ を独立・同一分布から得られるデータとし、それらの最大値として極値統計量 Z_n を定義する。

$$Z_n \equiv \max\{X_1, X_2, \dots, X_n\}. \quad (3.2-12)$$

極値統計量の累積確率分布は、 P が確率を表すとして、

$$P(Z_n \leq x) = \prod_{i=1}^n P(X_i \leq x) = \prod_{i=1}^n F(x) = F^n(x).$$

となる。ところが、

$$P(Z_n \leq x) \rightarrow \begin{cases} 0, & x:F(x) < 1, \\ 1, & x:F(x) = 1, \end{cases}$$

のような縮退が生じ、このままでは有用でない。そこで、基準化定数列 (a_n, b_n) を適切に導入し、 Z_n がある確率変数 Z に分布収束するようにする。

$$P\left(\frac{Z_n - b_n}{a_n} \leq x\right) \rightarrow P(Z \leq x) \quad (3.2-13)$$

確率変数 Z の累積分布関数は、通常、 $G(x)$ であらわされる。つまり、 $G(x) = P(Z \leq x)$ である。なお、 (a_n, b_n) の例については、極値統計学の文献³⁾を参照されたい。ここで、確率変数 Z は、次のいずれかの極値分布に従うことが知られている³⁾。

$$\begin{aligned} G(x) &= \exp[-\exp(-x)], & x \in \mathbb{R}, & \quad (\text{Gumbel}) \\ G(x) &= \exp[-x^{-\alpha}], & x \geq 0, \alpha > 0, & \quad (\text{Fréchet}) \\ G(x) &= \exp[-(-x)^\alpha], & x \leq 0, \alpha < 0, & \quad (\text{Weibull}) \end{aligned} \quad (3.2-14)$$

適切に取られた (a_n, b_n) の下、指数・正規分布が Gumbel 分布、パレート分布が Fréchet 分布、ベータ分布が Weibull に分布収束することが知られている。式(3.2-14)の 3 タイプへの収束のみが式(3.2-13)において起こることは Trinity 定理と呼ばれる定理にまとめられている。式(3.2-14)における極値分布の 3 タイプは、以下に示す一般化極値分布に包摂される。

$$G_\xi(x) = \exp\left[-(1 + \xi x)_+^{-1/\xi}\right], \quad -\infty < \xi < \infty, \quad (3.2-15)$$

上式において、パラメータ ξ は極値指数と呼ばれ、

$\xi = 0$: Gumbel 分布,

$\xi > 0$: Fréchet 分布,

$\xi < 0$: Weibull 分布.

のように分類される。極値指数 ξ は、極値統計解析において重要な役割を果たす量である。

極値統計は、通常、以下のように実践される。まず、式(3.2-13)の分布収束を考慮し、一般化極値分布 $G_\xi(x)$ における基準化定数を $(a_n, b_n) = (\mu, \sigma)$ 、極値統計量を $Z_n = \bar{z}$ とて、式(3.2-15)を基準化する。

$$G_\xi\left(\frac{\bar{z} - \mu}{\sigma}\right) = \exp\left[-\left(1 + \xi\left(\frac{\bar{z} - \mu}{\sigma}\right)\right)_+^{-1/\xi}\right], \quad -\infty < \xi < \infty, \quad (3.2-16)$$

次に、独立・同一分布のデータを $X_1, X_2, \dots, X_{mn}$ のように mn 個生成し、サイズ n のデータブロック毎に最大値を求め、 m 個の最大値からなるデータセットを生成する。言い換えると、ブロック 1: $X_1, X_2, \dots, X_n$, ブロック 2: $X_{n+1}, X_{n+2}, \dots, X_{2n}, \dots$, ブロック m : $X_{(m-1)n+1}, X_{(m-1)n+2}, \dots, X_{mn}$ のそれぞれから式(3.2-12)のようにして得られる最大値から構成されるデータセット $Z_{n,1}, Z_{n,2}, \dots, Z_{n,m}$ を、最尤法に基づいて、式(3.3-16)にフィッティングして μ, σ, ξ を求める。最尤法計算に関しては、統計ソフト R⁶⁾を利用した。最尤法及び R での極値統計学パッケージ利用の詳細については、極値統計学の文献³⁾を参照されたい。以下に示す分類が決定的に重要である。

$$\text{i)} \quad \xi < 0 \text{ のとき、} \bar{z} \text{ の上限値} = \mu - \frac{\sigma}{\xi}$$

$$\text{ii)} \quad \xi > 0 \text{ のとき、} \bar{z} \text{ の下限値} = \mu - \frac{\sigma}{\xi}$$

極値統計解析においては、ブロックサイズ n 及びブロック数 m を、積を一定に保ちながらさまざまな組み合わせに固定し、図 3.2-9 に示すようにランダム置換を活用して統計誤差を算出する。このように極値統計解析を図 3.2-6 の実効増倍率データに適用したところ、 $\xi \approx -0.2$ であることがわかった。したがって、i)より、実効増倍率の揺らぎには上限値が存在することになる。この上限値を、図 3.2-6 における最上位値及び図 3.2-8 における最上位と第 2 位の値と共に示したのが図 3.2-10 である。有界増幅適用後の実効増倍率の最上位 2 個の値が、極値統計による臨界性揺らぎ上限値推定と同程度以上であることが見てとれる。この結果が、図 3.2-6 における 6000 レプリカの計算値の極値統計解析に対して、図 3.2-8 での 100 レプリカの計算値から得られていることを考慮すると、60 倍程度以上の効率化が達成されているとみなすことができる。

統計誤差のため、ごく小さな頻度であるが、極値指数 ξ の計算値が正の値となるケースが出現する。この場合、i)ではなく ii)による $\bar{z}$ の下限値推定がなされ、上述の手法は破綻する。ただし、このような場合には、データと計算値の間に不整合が生じ、該当ケースが棄却される。具体的には、図 3.2-6 の実効増倍率計算値の標本平均が、極値統計解析に基づく ii)によるブロック最大値という最大値推定の下限より大きくなるという不整合である。この不整合性の例を表 3.2-1 に示す。なお、本小節の研究を推進中に極値指数 ξ が正の値となったすべてのケースにおいて、表 3.2-1 と同じ不整合が生じたことを報告しておく。

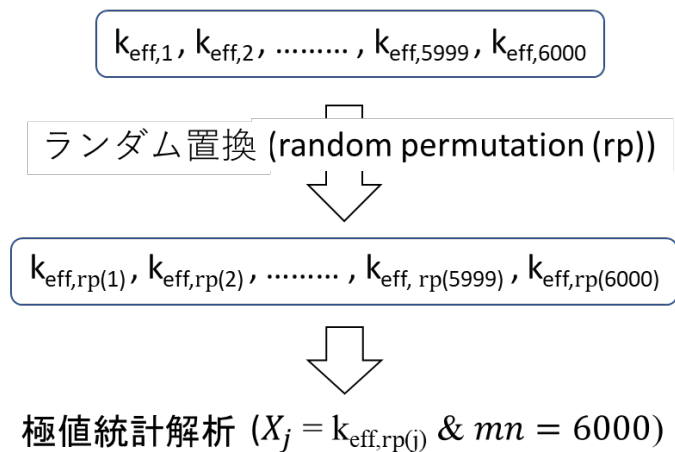


図 3.2-9 ランダム置換と極値統計解析

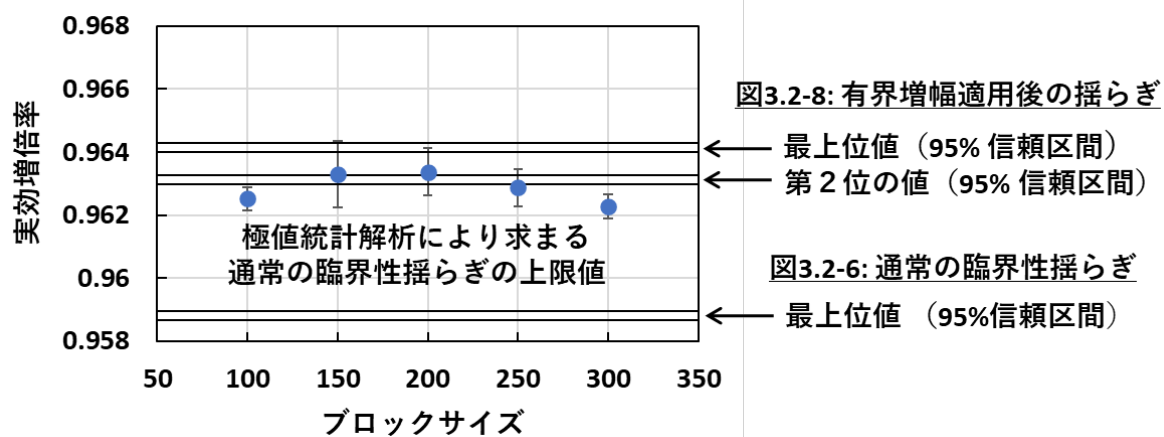


図 3.2-10 極値統計解析による通常の燃料デブリ体系臨界性揺らぎの上限値推定 (誤差棒は 95%信頼区間に相当)

表 3.2-1 実効増倍率(k_{eff}) データと極値統計解析の不整合の例

不整合性による棄却例						
ブロック サイズ	ブロック数	μ	σ	ξ	$\bar{z}$ 下限値	k_{eff} 標本平均
100	60	0.9527	0.0028	0.1002	0.9245	0.9372 (0.0002**)
150	40	0.9537	0.0026	0.1007	0.9277	
200	30	0.9540	0.0023	0.0999	0.9311	
250	24	0.9547	0.0025	0.0987	0.9294	
300	20	0.9548	0.0022	0.0977	0.9327	

* $\bar{z} = Z_n$: ブロック最大値

** 2 標準偏差

3.2.4 画像解析とパワースペクトル

令和 3 年度までのモンテカルロ法ソルバーSolomon の歩みにおいては、デブリ臨界性揺らぎ評価のために、逆冪乗則パワースペクトルの乱雑化モデルをワイエルシュトラス関数に基づき開発し、3.2.2 節の式(3.2-2)、図 3.2-1、並びに図 3.2-2 にまとめられる要素を含むモンテカルロ臨界計算に至っている。このようなアプローチは、その基盤を、「工学的制御の及ばない無秩序な系は、最終的に、逆冪の指数が 1 と 2 の間の逆冪乗則パワースペクトルの状態に落ち着く¹⁾」という統計物理学的理論に置いている。そこで、燃料デブリのパワースペクトルの大まかな形を、実際に、逆冪乗則で表すことの妥当性が問われる。

2011 年の福島第一原子力発電所事故以降に実施された燃料デブリ模擬体生成実験として、フランスの CEA がドイツの KIT で実施したものが知られている²⁾。実験終了後に、原子力機構安全研究センターからの人員が KIT に派遣され、様々な燃料デブリ模擬体を写真撮影した。この際の貴重な高解像度画像が、「原子力規制庁 平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業」の報告書の第 3 章（15-18 ページ）に収録されている。収録画像から計算されたパワースペクトルを図 3.2-11 に示す。大きなスケール（8 cm 程度以上の大きさ）での画像情報の欠落のために低波数領域の計算値が信用できないことを考慮すると、大まかにみて、逆冪乗則に従っているが見てとれる。図 3.2-12 に、画像読み込みソフト OpenCV を使用してパワースペクトルを計算する Python スクリプトを示す。6 行目で OpenCV を import し、10 行目で図 3.2-11 の②の赤枠画像 (MCCI-upperhalf.jpg) を読み込んでいる。図 3.2-11 の③の Windows ソフト「フォト」によるトリミングから画素数が 913x342 であることがわかり、342 画素に関する和が 21 行目である。23 行目の出力により

$$\text{最小の波数領域変数} = 0.00109529 \approx \frac{1}{913}$$

を確認した。画像の横サイズが $48.5 \text{ mm} + 31.5 \text{ mm} = 8 \text{ cm}$ なので、離散フーリエ変換に現れる $2\pi/N$ (N: 整数) について

$$\frac{2\pi}{N} \approx \frac{8}{913} \quad (3.2-13)$$

の関係が成り立つ。上式で決まる N による補正が 27 行目である。33 行目が図 3.2-11 のパワースペクトル画像を出力する。

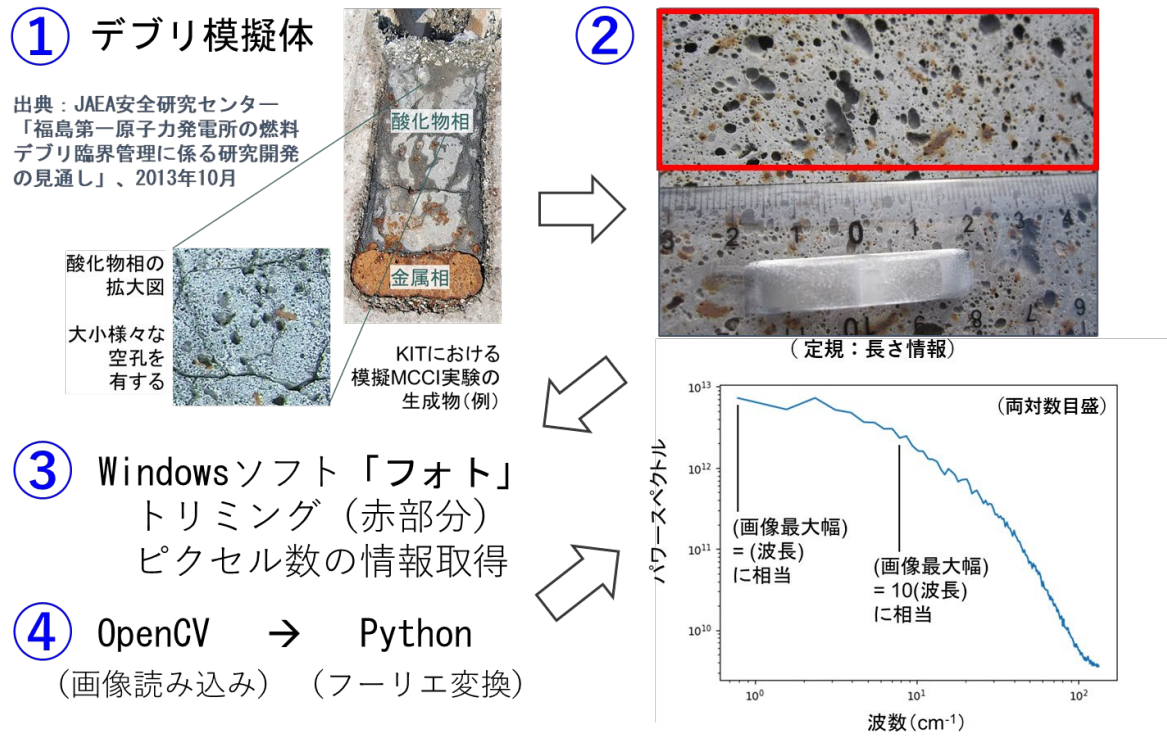


図 3.2-11 画像解析によるパワースペクトル計算


```

1  """
2  """
3  opne cv
4
5  """
6  import cv2
7  import numpy as np
8  import matplotlib.pyplot as plot
9
10 img =cv2.imread('MCCI-upperhalf.jpg', 0)
11 fshift = np.fft.fft2(img)
12 amp = np.abs(fshift)
13
14 power = np.log(amp**2)
15 print(len(power))
16
17 freq=np.fft.fftfreq(len(amp[1]), d=1.0)
18
19 amp = amp**2
20
21 amp = np.sum(amp, axis=1)
22
23 print(freq[1])
24 print(freq[-1])
25 print(freq[int(len(amp)/2)]/freq[1])
26
27 freq = freq * 913.0 * 2.0 * 3.141592654 / 8.0
28
29 plot.figure()
30 plot.plot(freq[1:int(len(amp)/2)], amp[1:int(len(amp)/2)])
31 plot.yscale('log')
32 plot.xscale('log')
33 plot.show()
34

```

図 3.2-12 画像読み込みに OpenCV を使用するパワースペクトル計算のための Python スクリプト

3.2.5 まとめ

本節においては、燃料デブリを含む体系の臨界リスク基礎データベースに関連して、高精度化及び精緻化に必要とされる Solomon 乱雑化モデルの機能拡張を検討した。最初に、乱雑化モデルを質量管理の下で本格運用するための準備として、基準ケースからの構成物質の質量偏差を評価する機能について検討した。この過程で、乱雑化を定義している逆冪乗則パワースペクトルの低スペクトル領域が大きな質量偏差をもたらす可能性を明らかにした。特に、波数に関して、 1 cm^{-1} 以下のスペクトル領域の影響が大きいことがわかった。また、低スペクトル領域で小さな逆冪指数にすると、質量偏差が小さくなることを明らかにした。質量偏差の計算手法としては、モンテカルロ法による乱雑化関数の数値積分で充分に対応できることがわかった。次に、有界な乱雑化増幅を利用する中性子実効増倍率の最大可能値推定に関す

るデータを拡充した。極値統計による性能評価を実施し、効率的な臨界性揺らぎの上限値推定が可能であることを示した。最後に、乱雑化モデルの基礎基盤である、「工学的制御の及ばない無秩序な系は、最終的に、逆冪の指数が 1 と 2 の間の逆冪乗則パワースペクトルの状態に落ち着く¹⁾」という統計物理学理論の妥当性を、フランスの CEA がドイツの KIT で実施したデブリ模擬体生成実験の画像解析により確認した。デブリ(模擬体)の画像(*.jpg)ファイルを手に入れば、同じ手順でパワースペクトルを計算できるようになり、将来の画像入手機会への備えを確立した。

参考文献

- 1) Frieden BR, Hughes RJ. Spectral 1/f Noise Derived from Extremized Physical Information. Physical Review E. 1994; 49, 4, 2644-2649. <https://doi.org/10.1103/PhysRevE.49.2644>
- 2) Ueki T. Weierstrass function methodology for uncertainty analysis of randommedia criticality with spectrum range control. Progress in Nuclear Energy. 2022; 144, 104099. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.104099>
- 3) 高橋倫也, 志村隆彰, 極値統計学, 近代科学社, 2016.
- 4) Nagaya Y., Ueki T., Tonoike K., 2019. SOLOMON: A Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis,” Proceedings of ICNC 2019, Paris, France, September 15-20, 2019.
- 5) Shibata K et al., 2011. JENDL 4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering. Journal of Nuclear Science and Technology. 48, 1, 1-30. <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711675>.
- 6) R Core Team, 2018. R: A language and environment for statistical computing. R Foundation for Statistical Computing, Vienna, Austria. <https://www.R-project.org/>.
- 7) Foit J.J., Fischer M., Journeau Ch., and Langrock G., 2014. Experiments on MCCI with oxide and steel. Annals of Nuclear Energy **74**, 100-109.

第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備 (実験に関する部分)

第4章 STACY 更新炉原子炉本体の整備

本章では、STACY 更新炉の実験準備として、令和3年度事業までで製作又は材料を購入した本体施設の主要機器の据付工事について「4.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作及び据付」で述べる。また、実験開始に備えた実験環境の整備については「4.2 STACY 更新炉データ収集システムの整備」で、初臨界炉心として選定される可能性のある炉心の核特性評価を「4.3 STACY 更新炉初臨界炉心の核特性評価」に述べる。

4.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作及び据付

4.1.1 目的及び概要

(1) 目的

臨界実験による臨界マップ検証に向けた STACY 更新炉原子炉本体の整備は、更新後に使用しない現行 STACY 施設の原子炉本体及び計測制御系統施設等の主要部分を解体・撤去した後、更新炉に適合させるため継続使用設備の改造及び更新炉原子炉本体等の新設機器の製作・据付を実施する手順で進める。

本事業では令和4年度事業として以下の作業を行う。

- STACY 更新炉の機器の製作を完了させ、現地据付工事を完了する。
- 製作・据付を行った機器が、既設の機器を含めて正常に動作することを点検により確認する。

(2) 概要

① STACY 更新炉の概要

STACY 更新炉は水位制御方式による臨界実験装置である。炉心は棒状燃料を格子板に配列することによって構成する。構成した炉心は上部開放型の堅型円筒形炉心タンク内に設置する。減速材及び反射材となる軽水は、地下の炉下室(S)のダンプ槽より炉心タンクにポンプで供給する。STACY 更新炉原子炉本体の概略系統図を図 4.1.1-1 に示す。概略系統図に示される範囲は新設機器として整備し、これらの新設機器を炉室(S)及び炉下室(S)に据え付けるために既設の炉室フード及び実験装置架台を改造して整備する。また、STACY 更新炉の操作・監視機能、インターロック回路、安全保護回路、警報回路は、現行の制御盤等を改造して整備する。

更新 STACY 施設全体の設備構成とその構成設備が整備計画で新たに製作するものか、既設設備を改造して使用するものかを整理して表 4.1.1-1 に示す。

② 令和4年度事業の概要

令和3年度事業に引き続き、以下の1)に示す主要な新設機器を製作し、原子炉等規制法に定める使用前検査（使用前事業者検査）を実施した。また、2)に示すように、現地工事を進め、装置の据え付けを完了させた

1) 新設機器の製作及び法定検査

表 4.1.1-1 に示す新設機器の製作及び既設機器の改造を実施し、使用前検査（使用前事業者検査）を行う。

2) 現地据付工事

製作した新設機器（令和 3 年度までに製作した機器を含む。）を現地に据え付ける工事を行う。据付に際しては使用前検査（使用前事業者検査）の据付検査を実施し、また既設の機器と共に定期自主検査を行い、適切に据付が完了していることを確認する。

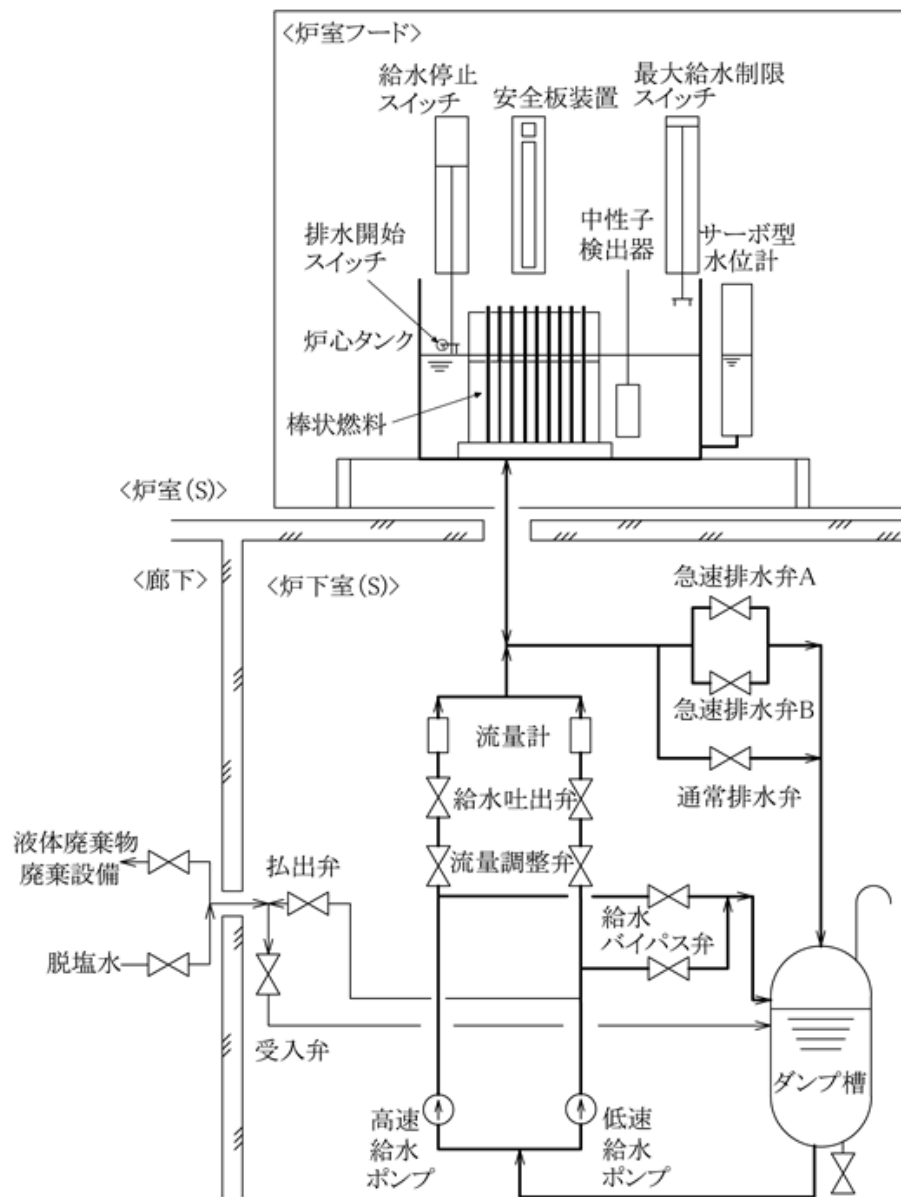


図 4.1.1-1 STACY 更新炉の概略系統

表 4.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (1/2)

原子炉本体		
	燃料体	
		ウラン棒状燃料（既存）
	○	ウラン棒状燃料（新規）
	原子炉容器	
	○	炉心タンク
	○	内部構造物
	その他主要な事項	
△	起動用中性子源	
△	炉室フード（実験装置架台）	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設		
	核燃料貯蔵設備	
		棒状燃料貯蔵設備
		棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
	○	棒状燃料収納容器（棒状燃料収納容器架台）
	△	溶液燃料貯蔵設備
		粉末燃料貯蔵設備
	△	ウラン酸化物燃料貯蔵設備
	△	使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備
計測制御系統施設		
	計装	
		核計装
		その他主要な計装
	○	最大給水制限スイッチ
	○	給水停止・排水開始スイッチ
	○	サーボ型水位計
	○	炉心温度計
	○	高速給水流量計、低速給水流量計
		炉室（S）、炉下室（S）線量率計
	○	ダンプ槽温度計
	○	ダンプ槽電導度系
	△	監視操作盤
	△	モニタ盤
		炉室線量率計盤
	安全保護回路	
	△	原子炉停止回路
		STACY主電源盤
	制御設備	
		制御材
	○	安全板（安全板装置 原子炉停止系）
		制御材駆動設備
	○	給排水系
	○	安全板駆動装置
	○	温度制御設備
	その他主要な事項	
		制御室
	△	インターロック（反応度制御回路）
	△	警報回路

表 4.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (2/2)

放射性廃棄物の廃棄施設		
	気体廃棄物の廃棄施設	
	液体廃棄物の廃棄施設	
	固体廃棄物の廃棄施設	
放射線管理施設		
	屋内管理用の主要な設備	
	屋外管理用の主要な設備	
原子炉格納施設		
	炉室（S）	
	その他主要な事項	
	△	炉室（S）換気空調設備
その他試験研究用等原子炉の附属施設		
	非常用電源設備	
	主要な実験設備	
	○	実験用装荷物
		パルス中性子発生装置
	その他主要な事項	
		グローブボックス
		その他
	△	共用換気空調設備、分析設備
		上記以外

凡例：○新設 △改造

4.1.2 成果報告

(1) 新設機器の製作及び法定検査

① 実施内容

原子炉施設である STACY の設備機器は、使用を開始する前に原子炉等規制法に基づく検査（使用前検査）に合格することが求められる。ただし、STACY 更新炉の許認可手続き中、令和 2 年 4 月に法令が改正されたため、STACY の設備の一部は事業者が自ら実施する使用前事業者検査の対象となった。これらの使用前検査（使用前事業者検査）受検に当たり、令和 3 年度事業に引き続き検査計画書及び要領書を作成し、製作した機器について工事の工程に従い検査を行った。

令和 4 年度事業において製作及び検査を実施した機器は以下のとおりである。

➤ 原子炉本体

✧ 原子炉容器

- ・炉心タンク
- ・格子板
- ・格子板フレーム

✧ その他主要な事項

- ・実験装置架台
- ・移動支持架台
- ・炉室フード

- ・起動用中性子源
- 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - ◇ 核燃料貯蔵設備
 - ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ（架台を含む。）
- 計測制御系統施設
 - ◇ 計装
 - ・最大給水制限スイッチ
 - ・給水停止スイッチ（排水開始スイッチを含む。）
 - ・サーボ型水位計
 - ・計装類（温度計、流量計、電導度計等）
 - ・監視操作盤
 - ・モニタ盤
 - ◇ 安全保護回路
 - ・原子炉停止回路
 - ◇ 制御材
 - ・安全板駆動装置（ガイドピンを含む。）
 - ・安全板
 - ・未臨界板
 - ◇ 制御材駆動設備
 - ・給排水系主配管
 - ・給排水系弁類
 - ・ダンプ槽
 - ・高速／低速流量調整弁
 - ・高速／低速給水バイパス弁
 - ・高速／低速給水ポンプ
 - ・高速／低速給水吐出弁
 - ◇ その他の主要な事項
 - ・インターロック
 - ・警報回路
 - ・検出器配置用治具
- その他試験研究棟等原子炉の附属施設
 - ・可動装荷物駆動装置

1) 検査実施場所

対象機器	検査場所
・炉心タンク（材、溶、寸、外） ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ（未、材、寸、外） ・移動支持架台（材、性） ・安全板（材、寸、外） ・安全板駆動装置（寸、外、単） ・ガイドピン（寸、外） ・未臨界板（材、寸） ・格子板フレーム（材、寸、外） ・炉室フード（材） ・可動装荷物駆動装置（寸、外） ・ダンプ槽（材、溶、寸、外、耐） ・実験装置架台（材） ・棒状燃料収納容器架台（材） ・最大給水制限スイッチ（材） ・給水停止スイッチ（材） ・排水開始スイッチ（材） ・安全保護回路（材） ・給排水系主配管（材、溶、耐） ・計装機器（外）	富士電機(株)川崎工場 神奈川県川崎市川崎区田辺新田 1-1 丸括弧内の記号は検査種別を示す（以下同じ。） 材：材料検査 寸：寸法検査 外：外観検査 性：性能検査 単：単体性能検査 系：系統作動検査 耐：耐圧漏洩検査 溶：溶接検査 据：据付検査 適：適合性確認検査
・炉心タンク（材） ・移動支持架台（材）	土井鋼材（鶴見）
・格子板（材） ・安全板駆動装置（材） ・炉心タンク（材） ・格子板フレーム（材） ・可動装荷物駆動装置（材）	土肥野金属（両国）
・最大給水制限スイッチ（材、単） ・給水停止スイッチ（材、寸、外、単） ・排水開始スイッチ（材、寸、外、単）	スギノマシン（富山）

検査実施場所（続き）

対象機器	検査場所
・炉心タンク（溶、据、耐、適） ・移動支持架台（材、据、適） ・可動装荷物駆動装置（材） ・実験装置架台（材、据） ・棒状燃料収納容器（据） ・棒状燃料収納容器架台（据） ・格子板フレーム（据、適） ・格子板（据） ・最大給水制限スイッチ（据） ・給水停止スイッチ（据） ・排水開始スイッチ（据） ・炉室フード（材、据、適） ・炉室(S)（適） ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ（材、寸、外、据、未、適） ・給排水系ポンプ、弁（適） ・給排水系主配管（溶、耐、外、寸、据） ・安全保護回路（材、外） ・ダンプ槽（据） ・安全板駆動装置（据） ・未臨界板（適） ・可動装荷物駆動装置（据） ・計装類（外、適） ・起動用中性子源（据、適） ・監視操作盤、モニタ盤（外、系） ・サーボ型水位計（適）	現地（日本原子力研究開発機構原子力科学研究所） 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
・格子板（寸、外）	中星工業（山梨）
・給排水系主配管（材、溶）	木村化工機（尼崎）
・未臨界板（寸、外）	高村興業所（広島）
・給排水系弁類（材、外、寸、耐、単） ・高速／低速給水吐出弁（材、外、寸、耐、単） ・急速排水弁／通常排水弁（材、単）	平田バルブ（新潟）

検査実施場所（続き）

対象機器	検査場所
・給排水系弁類（材、外、寸、耐、単） ・高速／低速流量調整弁（材、単） ・高速／低速給水バイパス弁（材、外、寸、耐、単）	中北製作所（大阪）
・高速／低速給水ポンプ（材、単）	宮崎日機装（宮崎）
・炉心タンク（溶）	大谷加工（那須）

2) 検査実施内容

製作及び据付を実施した機器について使用前検査（使用前事業者検査）を行った。検査実施内容を表 4.1.2-1(1)~(4)に示す。また、各検査の概要について表 4.1.2-2 に示す。

表 4.1.2-1(1) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（原子炉本体）

名称	試験・検査									
	材料 検査	寸法 検査	外観 検査	耐圧 漏えい 検査	据付 検査	未臨 界性能 検査	単体 性能 検査	系統 作動 検査	適合 性確 認 検査	溶接 検査
◇原子炉容器										
・炉心タンク	○	○	○	○	○	—	—	—	○	○
・格子板	○	○	○	—	○	—	—	—	○	—
・格子板フレーム	○	○	○	—	○	—	—	—	○	—
◇その他主要な事項										
・実験装置架台	○	—	—	—	○	—	—	—	○	—
・移動支持架台	○	—	—	—	○	—	○	—	○	—
・炉室フード	○	—	—	—	○	—	—	—	○	—
・起動用中性子源	○	—	—	—	○	—	—	○	○	—

※使用前検査対象、○：検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-1(2) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容
（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

名称	試験・検査									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	○	○	○	－	○	○	－	－	○	－
・棒状燃料収納容器架台	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－

※使用前検査対象、○：検査対象、－：検査対象外

表 4.1.2-1(3) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査									
	材料 検査	寸法 検査	外観 検査	耐圧 漏えい 検査	据付 検査	未 臨界 性能 検査	単 体 性能 検査	系 統 作 動 検査	適 合 性 確 認 検査	溶 接 検査
◇計装										
・最大給水制限スイッチ	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－
・給水停止スイッチ	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－
・排水開始スイッチ	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－
・サーボ型水位計	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－
・計装類（温度計、流量計、電 導度計等）	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－
・監視操作盤	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－
・モニタ盤	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－
◇安全保護回路										
・原子炉停止回路	○	－	○	－	－	－	－	○	○	－
◇制御材										
・安全板駆動装置	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－
・ガイドピン	○	○	○	－	－	－	－	－	○	－
・安全板	○	○	○	－	－	－	－	－	○	－
・未臨界板	○	○	○	－	－	－	－	－	○	－
◇制御材駆動設備										
・給排水系主配管	○	○	○	○	○	－	－	○	○	○
・給排水系弁類	○	○	○	○	－	－	○	○	○	－
・ダンプ槽	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－
・高速／低速流量調整弁	○	○	○	－	－	－	○	○	○	－
・高速／低速給水バイパス弁	○	○	○	○	－	－	○	○	○	－
・高速／低速給水ポンプ	○	－	○	－	－	－	○	○	○	－
・高速／低速給水吐出弁	○	○	○	○	－	－	○	○	○	－
◇その他の主要な事項										
・インターロック	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－
・警報回路	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－
・検出器配置用治具	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－

※使用前検査対象、○：検査対象、－：検査対象外

表 4.1.2-1(4) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容
（その他試験研究棟等原子炉の附属施設）

名称	試験・検査									
	材料 検査	寸法 検査	外観 検査	耐圧 漏えい 検査	据付 検査	未臨 界性能 検査	単体 性能 検査	系統 作動 検査	適合性 確認 検査	溶接 検査
・可動装荷物駆動装置	○	○	○	－	○	－	○	－	○	－

※使用前検査対象、○：検査対象、－：検査対象外

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要(1/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
1	材料検査	材料検査成績証明書等により、検査対象の材料が設計仕様を満足することを確認する。	以下の機器について実施 ・炉心タンク ・格子板 ・格子板フレーム ・実験装置架台 ・移動支持架台 ・炉室フード ・起動用中性子源 ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ ・棒状燃料収納容器架台 ・最大給水制限スイッチ ・給水停止スイッチ ・排水開始スイッチ ・原子炉停止回路 ・安全板駆動装置 ・ガイドピン ・安全板 ・未臨界板 ・給排水系主配管 ・給排水系弁類 ・ダンプ槽 ・高速／低速流量調整弁 ・高速／低速給水バイパス弁 ・高速／低速給水ポンプ ・高速／低速給水吐出弁 ・検出器配置用治具 ・可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要(2/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
2	寸法検査	必要な寸法を鋼尺、巻尺等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。	以下の機器について実施 ・ 炉心タンク ・ 格子板 ・ 格子板フレーム ・ 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ ・ 棒状燃料収納容器架台 ・ 最大給水制限スイッチ ・ 給水停止スイッチ ・ 排水開始スイッチ ・ 安全板駆動装置 ・ ガイドピン ・ 安全板 ・ 未臨界板 ・ 給排水系主配管 ・ 給排水系弁類 ・ ダンプ槽 ・ 高速／低速流量調整弁 ・ 高速／低速給水バイパス弁 ・ 高速／低速給水吐出弁 ・ 可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要(3/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
3	外観検査	目視により外観を確認し、機能上有害な傷、割れ及び変形がないことを確認する。	以下の機器について実施 ・ 炉心タンク ・ 格子板 ・ 格子板フレーム ・ 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ ・ 棒状燃料収納容器架台 ・ 最大給水制限スイッチ ・ 給水停止スイッチ ・ 排水開始スイッチ ・ サーボ型水位計 ・ 計装類 ・ 監視操作盤 ・ モニタ盤 ・ 原子炉停止回路 ・ 安全板駆動装置 ・ ガイドピン ・ 安全板 ・ 未臨界板 ・ 給排水系主配管 ・ 給排水系弁類 ・ ダンプ槽 ・ 高速／低速流量調整弁 ・ 高速／低速給水バイパス弁 ・ 高速／低速給水吐出弁 ・ 可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (4/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
4	耐圧・漏えい検査	給排水系（主配管、主要弁、ポンプのうち静水頭を超える耐圧部に限る。）について昇圧試験を行い、検査圧力に耐え、かつ、著しい漏えいのないことを確認する。 ダンプ槽について水張り試験を行い、水頭圧に耐え、かつ、著しい漏えいのないことを確認する。	以下の機器について実施 ・ 炉心タンク ・ 給排水系主配管 ・ 給排水系弁類 ・ 高速／低速給水吐出弁 ・ 高速／低速給水バイパス弁 ・ ダンプ槽
5	据付検査	実験装置架台について据付状態を目視により確認及び必要な寸法（ボルト径及び埋込み深さ）をノギス等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。 棒状燃料収納容器及び棒状燃料収納容器架台について据付状態を目視により確認及び必要な寸法（ボルト径及び埋込み深さ）をノギス等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。	以下の機器について実施 ・ 炉心タンク ・ 格子板 ・ 格子板フレーム ・ 実験装置架台 ・ 移動支持架台 ・ 炉室フード ・ 起動用中性子源 ・ 棒状燃料貯蔵設備 Ⅱ ・ 棒状燃料収納容器架台 ・ 最大給水制限スイッチ ・ 給水停止スイッチ ・ 排水開始スイッチ ・ 安全板駆動装置 ・ 給排水系主配管 ・ ダンプ槽 ・ 検出器配置用治具 ・ 可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (5/8)

6	未臨界性 確認検査	格子間隔、配列面間距離及び中性子吸収材厚さについて、鋼尺、巻尺、ノギス等を用いて実測し、許容値内にあることを確認する。また、棒状燃料収納容器と炉心タンク間の距離を巻尺等の器具を用いて実測し、許容値内（4 m 以上）であることを確認する。実測が困難である場合は、間接的方法（実測可能な測定値からの計算）で行う。	以下の機器について 実施 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ （令和3年度事業）
7	単体性能 検査	ポンプの容量、揚程及び吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間を測定し、所定の性能を満足していることを確認する。 安全板駆動装置について挿入時間を測定し、所定の性能を満足していることを確認する。 当該検査において、原子炉停止系等の作動時間（安全板駆動装置の挿入時間、吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間）については、異常を検知してから原子炉停止系等を作動させるまでの時間を含めて、所定の性能であることを確認する。	以下の機器について 実施 ・移動支持架台 ・最大給水制限スイッチ ・給水停止スイッチ ・排水開始スイッチ ・安全板駆動装置 ・給排水系弁類 ・高速／低速流量調整弁 ・高速／低速給水バイパス弁 ・高速／低速給水ポンプ ・高速／低速給水吐出弁 ・可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (6/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
8	系統作動検査	制御設備に係る設備の据付完了後に系統構成が適正であることを目視により確認する。また、制御設備を運転し正常に作動し、所定の機能を満足することを確認する。 当該検査において、原子炉停止系等の作動時間（安全板駆動装置の挿入時間、吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間）については、異常を検知してから原子炉停止系等を作動させるまでの時間を含めて、スクラム項目毎に所定の性能であることを確認する。	以下の機器について実施 ・ 起動用中性子源 ・ 最大給水制限スイッチ ・ 給水停止スイッチ ・ 排水開始スイッチ ・ サーボ型水位計 ・ 計装類 ・ 監視操作盤 ・ モニタ盤 ・ 原子炉停止回路 ・ 安全板駆動装置 ・ 給排水系主配管 ・ 給排水系弁類 ・ ダンプ槽 ・ 高速／低速流量調整弁 ・ 高速／低速給水バイパス弁 ・ 高速／低速給水ポンプ ・ 高速／低速給水吐出弁

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (7/8)

No.	検査項目	検査概要	備 考
9	適合性確認検査	設計の変更が生じた構築物等について、STACY 更新炉の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準規則への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。 ・地震による損傷の防止（第 6 条） ・津波による損傷の防止（第 7 条） ・外部からの衝撃による損傷の防止（第 8 条） ・試験研究用等原子炉施設の機能（第 10 条） ・機能の確認等（第 11 条） ・機能の確認等（第 12 条） ・溢水による損傷の防止（第 19 条） ・安全設備（第 21 条） ・反応度制御系統施設及び原子炉停止系統（第 33 条） ・原子炉制御室等（第 34 条）	以下の機器について実施 ・炉心タンク ・格子板 ・格子板フレーム ・実験装置架台 ・移動支持架台 ・炉室フード ・起動用中性子源 ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ ・最大給水制限スイッチ ・給水停止スイッチ ・排水開始スイッチ ・サーボ型水位計 ・計装類 ・監視操作盤 ・モニタ盤 ・原子炉停止回路 ・安全板駆動装置 ・ガイドピン ・安全板 ・未臨界板 ・給排水系主配管 ・給排水系弁類 ・ダンプ槽 ・高速／低速流量調整弁 ・高速／低速給水バイパス弁 ・高速／低速給水ポンプ ・高速／低速給水吐出弁 ・可動装荷物駆動装置

表 4.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (8/8)

10	溶接検査	溶接を行う容器・配管類について、STACY 更新炉の「設計及び工事の方法」に従って行われ、所定の性能を満足することを確認するため、以下の検査を実施する。 ・ あらかじめの検査（施工法、溶接士） ・ 材料検査（溶接） ・ 開先検査 ・ 溶接作業検査 ・ 非破壊検査 ・ 外観検査（溶接） ・ 耐圧漏洩検査（溶接）	以下の機器について実施 ・ 炉心タンク ・ 給排水系主配管
----	------	--	---

② 実施結果

各検査の実施結果を表 4.1.2-3(1)~(10)に示す。実施したすべての検査について、要求仕様を満足することを確認した。

表 4.1.2-3(1) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果（原子炉本体）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇原子炉容器										
・炉心タンク	R3/ 5/19, 8/20, 8/23, 12/24 良	R4/ 1/14 良	R4/ 1/14 良	R5/ 4/7 良	R5/ 4/4 良	—	—	—	R5/ 12/26 良	*1 良
・格子板	R3/ 6/25 良	R3/ 11/3~ 12 良	R3/ 11/3~ 12 良	—	R5/ 3/22 良	—	—	—	R5/ 11/30 良	—
・格子板フレーム	R3/ 7/6, 8/23 良	R4/ 1/14 良	R4/ 1/14 良	—	R5/ 4/4 良	—	—	—	R5/ 11/30 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

*1 R3/5/18, 6/17, 6/18, 7/5, 8/2, 8/3, 8/16, 8/23, 8/24, 8/30, 9/7, 9/14, 9/16, 9/22, 9/29, 10/4, 10/13, 10/14, 10/25, 10/26, 11/4, 11/5, 12/7, 12/9

表 4.1.2-3(2) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果（原子炉本体）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇その他主要な事項										
・実験装置架台	R4/ 3/9, 5/12~ 13, 10/28 良	—	—	—	R5/ 1/23 良	—	—	—	R5/ 12/27 良	—
・移動支持架台	R3/ 5/13, 5/21, 8/20, 9/13 良	—	—	—	R5/ 3/22 良	—	R4/ 4/22 良	—	R5/ 12/17 良	—
・炉室フード※	R3/ 12/24 R5/ 1/17, 5/30~ 6/1 良	—	—	—	R5/ 5/30~ 6/1 良	—	—	—	R5/ 5/30~ 6/1 良	—
・起動用中性子源	R5/ 6/16 良	—	—	—	R5/ 10/2 良	—	—	R5/ 12/5 良	R6/ 1/10 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(3) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容
（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料 検査	寸 法 検査	外 観 検査	耐 圧 漏 え い 検査	据 付 検査	未 臨 界 性 確 認 検査	単 体 性 能 検査	系 統 作 動 検査	適 合 性 確 認 検査	溶 接 検査
・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ※	R3/ 7/6 R5/ 5/30~ 6/1 良	R3/ 6/14, 7/6, 10/25 R5/ 5/30~ 6/1 良	R3/ 7/6, 10/25 R5/ 5/30~ 6/1 良	—	R5/ 5/30~ 6/1, 11/29 良	R3/ 5/7, 6/14 R5/ 5/30~ 6/1 良	—	—	R5/ 5/30~ 6/1, 11/29 良	—
・棒状燃料収納容器 架台	R4/ 3/9 R5/ 2/8 良	—	R5/ 5/30~ 6/1 良	—	R5/ 2/24 良	—	—	—	—	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(4) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇計装										
・最大給水制限スイッチ	R3/ 9/28, R5/ 2/17 良	R4/ 3/7 良	R4/ 3/7 良	—	R5/ 3/22 良	—	R4/ 6/28 良	R5/ 12/12 良	R5/ 12/26 良	—
・給水停止スイッチ	R3/ 9/28, R5/ 2/17 良	R4/ 3/7 良	R4/ 3/7 良	—	R5/ 3/22 良	—	R4/ 6/28 良	R5/ 12/12 良	R5/ 12/26 良	—
・排水開始スイッチ	R3/ 9/28, R5/ 2/17 良	R4/ 3/7 良	R4/ 3/7 良	—	R5/ 3/22 良	—	R4/ 6/28 良	R5/ 12/12 良	R5/ 12/26 良	—
・サーボ型水位計	—	—	R5/ 9/6 良	—	—	—	—	R5/ 12/12 良	R5/ 12/27 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(5) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外觀検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇計装										
・計装類（温度計、流量計、電導度計等）	—	—	R5/ 6/16, 10/12 良	—	—	—	—	R5/ 12/12 良	R5/ 12/27 良	—
・監視操作盤	—	—	R5/ 10/30 良	—	—	—	—	R5/ 12/5 良	R6/ 1/10 良	—
・モニタ盤	—	—	R5/ 10/30 良	—	—	—	—	R5/ 12/5 良	R6/ 1/10 良	—
◇安全保護回路										
・原子炉停止回路	R5/ 2/17, 7/7, 7/14 良	—	R5/ 10/30 良	—	—	—	—	R5/ 12/15, 12/18, 12/19 良	R5/ 12/26 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(6) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇制御材										
・安全板駆動装置	R3/ 5/19, 6/25, 8/23	R3/ 11/24 R4/ 1/21	R3/ 11/24 R4/ 1/21, 4/8	—	R5/ 9/4, 9/6	—	R4/ 4/21	R5/ 12/15, 12/18, 12/19	R5/ 12/26	—
・ガイドピン	R3/ 5/21	R3/ 12/24	R3/ 12/24	—	—	—	—	—	R5/ 12/26	—
・安全板	R3/ 5/19, 5/21, 6/4	R3/ 5/21, 6/1, 11/24	R3/ 11/24	—	—	—	—	—	R5/ 12/26	—
・未臨界板	R3/ 11/24 R4/ 1/31	R4/ 1/31, 2/28	R4/ 2/28	—	—	—	—	—	R5/ 11/30	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(7) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料 検査	寸法 検査	外観 検査	耐圧 漏えい 検査	据付 検査	未臨 界性能 検査	単体 性能 検査	系統 作動 検査	適合 性確認 検査	溶接 検査
◇制御材駆動 設備										
・給排水系主 配管	R4/ 6/20 R5/ 3/3, 3/10, 3/17, 7/4 良	R5/ 5/19 9/7~ 8 良	R5/ 5/19, 8/28, 8/29, 9/25 良	R5/ 5/19, 8/8, 8/28 良	R5/ 9/19~ 20 良	—	—	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27	*1 良
・給排水系弁 類	R4/ 3/25~ 26 3/30 4/27, 6/13 良	R4/ 3/25~ 26 3/30 4/26~ 28 良	R4/ 3/25~ 26 3/30 4/26~ 28 R5/ 9/25 良	R4/ 3/25~ 26 3/30 4/26~ 28 良	—	—	R4/ 3/25~ 26 3/30, 4/27, 6/13 良	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27 良	—
・ダンプ槽	R4/ 2/9, 12/8, 12/27 R5/ 1/17, 2/17 良	R5/ 5/29~ 30 良	R5/ 5/29~ 30 良	R5/ 5/29~ 30 良	R5/ 8/3 良	—	—	R5/ 12/5 良	R5/ 12/27 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

*1 R4/2/25, 6/9, 6/10, 7/5~6, R5/3/9, 5/11, 5/12, 5/15, 5/17, 5/19~20, 5/26, 6/1, 6/21, 6/28, 6/29, 6/30, 7/3, 7/6, 7/10, 7/14, 7/18, 7/19, 7/21, 7/27, 8/8

表 4.1.2-3(8) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料 検査	寸法 検査	外観 検査	耐圧 漏えい 検査	据付 検査	未臨 界性能 検査	単体 性能 検査	系統 作動 検査	適合 性確認 検査	溶接 検査
◇制御材駆動設備										
・高速／低速 流量調整弁	R4/ 4/8 良	R4/ 4/27～ 28 良	R4/ 4/27～ 28 良	R4/ 4/27～ 28 良	—	—	R4/ 4/8 良	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27 良	—
・高速／低速 給水バイパス 弁	R4/ 4/8 良	R4/ 4/27～ 28 良	R4/ 4/27～ 28 良	R4/ 4/27～ 28 良	—	—	R4/ 4/8 良	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27 良	—
・高速／低速 給水ポンプ	R4/ 4/20～ 21 良	—	R5/ 9/25 良	—	—	—	R4/ 4/20～ 21 良	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27 良	—
・高速／低速 給水吐出弁	R4/ 4/27 良	R4/ 4/26～ 28 良	R4/ 4/26～ 28 良	R4/ 4/26～ 28 良	—	—	R4/ 4/27 良	R5/ 12/13 良	R5/ 12/27 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

表 4.1.2-3(9) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容（計測制御系統施設）

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）									
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査	溶接検査
◇その他の主要な事項										
・インターロック	－	－	－	－	－	－	－	R5/ 12/15, 12/18, 12/19 良	R5/ 12/26 良	－
・警報回路	－	－	－	－	－	－	－	R5/ 12/15, 12/18, 12/19 良	R5/ 12/26 良	－
・検出器配置用治具	○	－	－	－	R5/ 10/26 良	－	－	－	－	－

※使用前検査対象、－：検査対象外

表 4.1.2-3(10) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容
（その他試験研究棟等原子炉の附属施設）

名称	試験・検査（実施日及び結果）									
	材料 検査	寸 法 検査	外 観 検査	耐 圧 漏 え い 検査	据 付 検査	未 臨 界 性 能 検査	単 体 性 能 検査	系 統 作 動 検査	適 合 性 確 認 検査	溶 接 検査
・可動装荷物駆動装置	R3/ 5/13, 8/23, 9/13 良	R4/ 1/14, 3/9 良	R4/ 1/14, 3/9 良	—	R5/ 9/4, 9/6 良	—	R4/ 4/21 良	—	R6/ 1/10 良	—

※使用前検査対象、—：検査対象外

(2) 現地据付工事

更新前の STACY の炉心タンクは、3 階建ての架台（実験装置架台）の 2 階部分に据え付けられていた。実験装置架台を改造し、新設した機器（令和 3 年度事業までに製作した機器を含む）を据え付けるための工事を令和 4 年 4 月 1 日に着工し、令和 5 年 12 月 28 日に完了した。更新後の STACY の炉心タンクは、更新前同様に 2 階部分に 2 階部分に据え付けられた。架台の 1 階部分には炉心内に少量サンプルを挿入する可動装荷物駆動装置が据え付けられ、3 階部分には安全板駆動装置を支持する移動支持架台が据え付けられた。また、実験装置架台の東側には棒状燃料貯蔵設備Ⅱを設置するための架台が製作され、棒状燃料収納容器が据え付けられた。工事完了後の架台の外観を図 4.1.2-1 に示す。

4.1.3 まとめ

平成 29 年に申請した設計及び工事の方法の認可（設工認）の安全審査が当初の想定を超えた期間を要し、また、機器製作中に製造に係る不適合事象が発生したため、令和 4 年度事業は、令和 4 年及び令和 5 年の 2 ヶ年で実施した。事業では、主要機器の製作及び据付を完了し、新設機器類の使用前検査（使用前事業者検査）及び溶接に係る事業者検査を行い、すべての機器について、設工認及び新規制基準に適合していることを確認した。

主な成果は以下のとおりである。

(1) 新設機器の製作及び法定検査

STACY 更新炉に係る新設機器の製作及び既設機器の改造を実施し、使用前検査（使用前事業者検査）を行い、令和 5 年度事業で実施するデブリ模擬臨界実験の準備を整えた。

(2) 現地据付工事

製作した新設機器（令和 3 年度までに製作した機器を含む。）を現地に据え付ける工事を行った。据付に際しては使用前検査（使用前事業者検査）の据付検査を実施し、また既設の機器と共に定期自主検査を行い、適切に据付が完了していることを確認した。

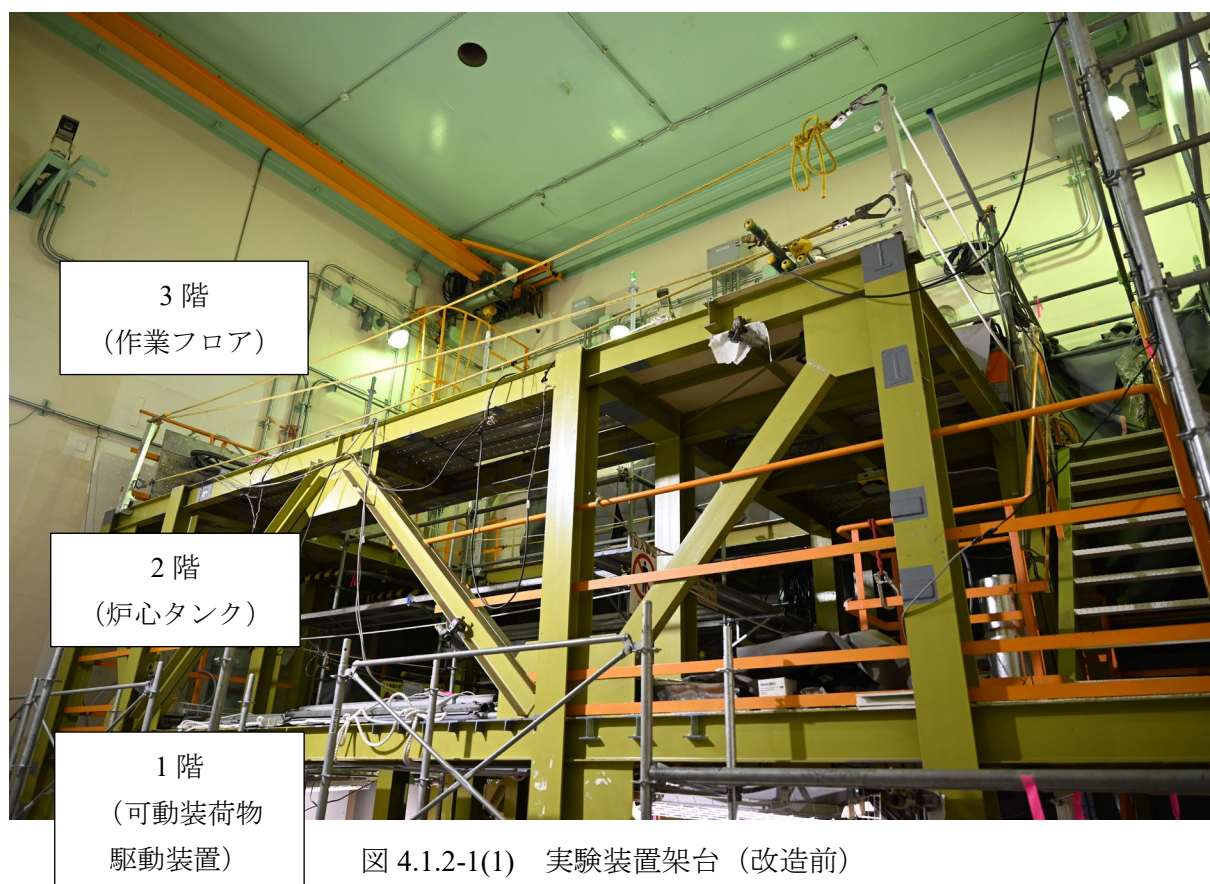


図 4.1.2-1(1) 実験装置架台 (改造前)

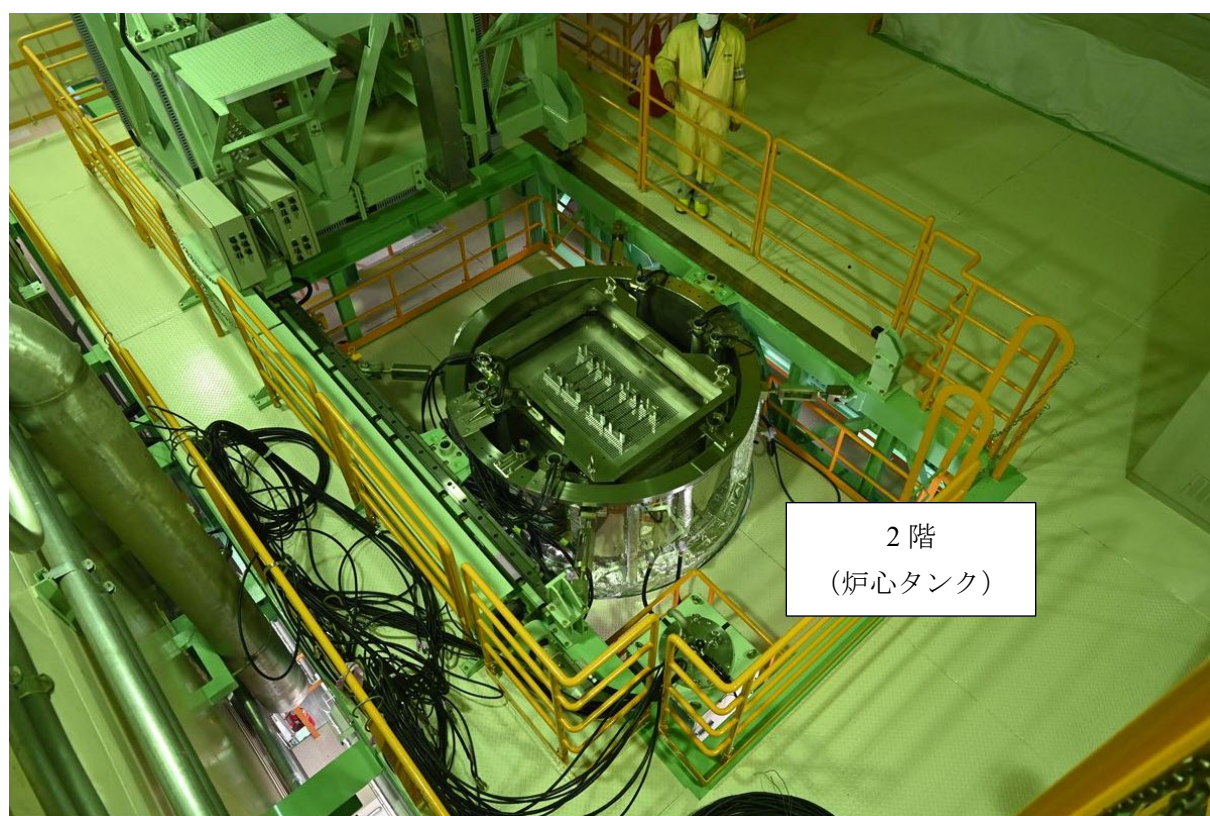


図 4.1.2-1(2) STACY 更新炉炉心タンク (据付後)



図 4.1.2-1(3) STACY 更新炉ダンプ槽 (据付後)



図 4.1.2-1(4) STACY 更新炉可動装荷物駆動装置 (据付後)

4.2 STACY 更新炉実験データ収集システムの整備

4.2.1 目的及び概要

(1) 目的

令和 4 年度事業までで整備した STACY 更新炉は、原子炉停止系が確実に作動することや、原子炉等規制法で要求される記録を確実に残すことを重視するため、安全保護回路やインターロック回路にはリレーロジックを用い、また記録には紙を使用したペンレコーダーを採用する等、電氣的には保守的な設計となっている。いっぽう、燃料デブリ模擬実験をはじめとする臨界実験データを確実に収集し、また将来の研究に役立てるためには、実験データをデジタルデータの形で詳細に記録し、データベース化することが望ましい。この目的のため、STACY 更新炉は、機器の動作状態や核計装の測定値を、デジタルデータとして出力できるよう設計されている。STACY 更新炉の運転開始に先立ち、これらのデジタルデータを収集し、データベースに収納するシステムを整備した。

(2) 概要

STACY 更新炉から収集されるデジタルデータを収集するため、制御室内に LAN を整備し、データベースサーバを設置した。また、今後炉室、炉下室に設置される実験設備等のデータを制御室に送信するための準備として、光ファイバーケーブルを炉室及び炉下室に引き込み、通信環境を整えた。

4.2.2 成果報告

(1) 仕様

①データ収集サーバの設置

データ収集サーバの仕様を表 4.2-1 に示す。サーバは STACY 更新炉のペンレコーダー等から出力されるデータを収集するための収集サーバ及び収集されたデジタルデータを蓄積するためのデータベースサーバに分けられる。前者はペンレコーダーメーカーのデータ収集ソフトウェアをインストールする Windows サーバとし、後者は Linux サーバとした。データベースには時系列データベース InfluxDB v2 を採用し、標準速度毎秒 10 回でデータを収集する。なお、STACY 更新炉で収集される臨界実験データは原則として公開されるものであるため、将来的にはインターネットを通じて直接データ公開が行われることも考えられるが、セキュリティ上の問題も考えられることから、公開ネットに接続することは行わない。

②制御室内 LAN 敷設

STACY 更新炉の制御室から炉室及び炉下室前の廊下には、将来の実験に備え、あらかじめ光ファイバーが敷設してある。制御室内 LAN 敷設として、①で設置したサーバをネットワーク HUB を通じて LAN で接続し、また、令和 6 年度事業で実施する炉室、炉下室での測定に備え、前述の既設光ファイバーケーブルを炉室及び炉下室に引き込み、測定の準備を整える。光ファイバーケーブルは制御室内のネットワークと接続し、測定されたデータをデータベースサーバに送信することができる。ネットワーク接続図を図 4.2-

1 に、制御室内の LAN ケーブル敷設図を図 4.2-2 に、炉室、炉下室への光ファイバーケーブル接続への引き込み図を図 4.2-3 に示す。

(2) 結果

①データ収集サーバ及びデータベースサーバの設置

データ収集サーバ及びデータベースサーバを制御室に設置し、データ収集の準備を整えた。これらのサーバに収集されるデータ項目（予定を含む。）を表 4.2-2 に示す。これらのデータはデジタルデータとして InfluxDB v2 に収録され、研究者によるリアルタイム分析に供される。また、データが将来的にも確実に保存されるようにするため、テキストファイルの形で蓄積される方針とした。

②制御室内 LAN 敷設

制御室内 LAN 敷設として、①のデータ収集サーバ及びデータ収集サーバをネットワーク HUB を通じて結合したほか、既設の光ファイバーケーブルを炉室、炉下室の中に引き込む工事を行った。引き込み工事の写真を図 4.2-4 に示す。これらの工事により STACY 更新炉の運転データをデジタルデータの形で収集し、蓄積、公開するシステムを整備することができた。

4.2.3 まとめ

STACY 更新炉で行なわれる臨界実験データをデジタルデータの形で収集、蓄積するためのデータ収集システムを設計、構築した。STACY 更新炉は、安全上の目的のため、安全保護回路を始めとする制御系はリレーロジックを中心とした保守的な設計となっており、外部からの影響を受けないようになっている。また、原子炉出力を始めとする法令要求によって取得されるデータは、確実にエビデンスを残す観点から、ペンレコーダーを使用してチャート紙に記録する方式を採用している。他方、貴重な実験データを広く活用する観点から、STACY 更新炉は、ペンレコーダー及び制御装置から、各種データをデジタルデータで出力できるよう設計されている。本年度事業では、データ収集サーバ及びデータベースサーバを設置し、STACY 更新炉のデータ出力装置と接続、データ収集を開始することができた。また、ネットワーク敷設作業として、既設の光ファイバーケーブルを炉室及び炉下室内に引き込み令和 6 年度に実施する実験運転で収集されるデータを制御室に送信、データベースに蓄積する準備を整えた。

表 4.2-1(1) データ収集サーバの仕様

モデル名	PowerEdge T150タワーサーバー
OS	Windows Server 2022 Standard 16Core
CPU	Xeon E-2324G 3.1GHz
メモリ	16GB (16GB UDIMM, 3200MT/s, ECC) X1
マザーボード	要デュアルポート 1 GbオンボードLAN
グラフィック	オンボードグラフィック
ストレージ1	NL SAS 2TB 7.2K RPM 12Gbps 512n
ストレージ2	NL SAS 2TB 7.2K RPM 12Gbps 512n
RAID	RAID 1 ミラーリング
RAID/内蔵 ストレージ コントローラー	PERC H355 アダプター FH
光学ドライブ	DVD+/- RW
サーバーアクセサリ	キーボード と 光学マウス、USB、ブラック、日本語
OSメディアキット	Windows サーバー2022 スタンダード, Fullfilled Recovery イメージ
OSメディアキット	Windows サーバー2022 スタンダード, WS2019 Std Downgrade w/DVD メディア
サポート	ProSupport オンサイト対応保守サービス 3年

表 4.2-1(2) データベースサーバの仕様

モデル名	PowerEdge T150タワーサーバー
OS	Debian GNU/Linux (Ubuntu)
CPU	Xeon® E-2378 2.6GHz
メモリ	32GB (16GB UDIMM, 3200MT/s, ECC) X2
マザーボード	要デュアルポート 1 GbオンボードLAN
グラフィック	オンボードグラフィック
ストレージ1	1.2TB ハード ドライブ SAS ISE 12Gbps 10k 512n
ストレージ2	1.2TB ハード ドライブ SAS ISE 12Gbps 10k 512n
RAID	RAID 1 ミラーリング
RAID/内蔵 ストレージ コントローラー	PERC H355 アダプター FH
光学ドライブ	DVD+/- RW
サーバーアクセサリ	キーボード と 光学マウス、USB、ブラック、日本語
サポート	ProSupport オンサイト対応保守サービス 3年

表 4.2-2(1) 収集データ一覧（警報及びスクラム）

No.	データ項目	種別	内容
1	起動系炉周期 短（5 秒）	スクラム	炉周期 5 秒
2	運転系対数出力系炉周期 短（5 秒）	スクラム	炉周期 5 秒
3	安全出力系 出力 高（220W）	スクラム	線形出力 220W
4	安全出力系積分出力 高（0.1kWh）	スクラム	運転上限積分出力
5	炉心タンク 水位 高	スクラム	400-1400mm
6	地震加速度（水平）大（2.5 Gal）	スクラム	2.5 Gal
7	地震加速度（垂直）大（2.5 Gal）	スクラム	2.5 Gal
8	電源電圧 低（90V）	スクラム	UA 電源電圧 90V
			UB 電源電圧 90V
9	高圧電源電圧低(-10%)	スクラム	起動系高圧電源電圧-10%
			運転系対数出力系高圧電源電圧-10%
			安全出力系高圧電源電圧-10%
10	手動スクラム	スクラム	手動スクラムスイッチ A
			手動スクラムスイッチ B
11	安全スイッチ	スクラム	安全スイッチ A-A（炉室）
			安全スイッチ B-A(炉下室)
			安全スイッチ C-A(管理棟 209 号室)
			安全スイッチ A-B（炉室）
			安全スイッチ B-B(炉下室)
			安全スイッチ C-B(管理棟 209 号室)
12	炉室（S）遮蔽扉開	スクラム	炉室扉
13	炉下室（S）遮蔽扉開	スクラム	炉下室扉
14	起動系炉周期 短（20 秒）	プレススクラム	炉周期 20 秒
15	運転系対数出力系炉周期 短（20 秒）	プレススクラム	炉周期 20 秒
16	安全出力系 出力 高（180W）	プレススクラム	線形出力 180W
17	安全出力系積分出力 高（40Wh）	プレススクラム	運転上限積分出力 40Wh
18	電源電圧低(95V)	プレススクラム	UA 電源電圧 95V
			UB 電源電圧 95V

表 4.2-2(1) 収集データ一覧（警報及びスクラム）（続き）

No.	警報名称	警報種別	警報内容
19	高圧電源電圧低(-5%)	プレスクラム	起動系高圧電源電圧-5%
			運転系対数出力系高圧電源電圧-5%
			安全出力系高圧電源電圧-5%
20	運転系線型出力系測定範囲逸脱 (3%,100%)	プロセス 警報	運転系線型出力計 A 高高(100%)
			運転系線型出力計 A 低低(3%)
			運転系線型出力計 B 高高(100%)
			運転系線型出力計 B 低低(3%)
21	運転系線型出力系高圧電源電圧低(-5%)	プロセス 警報	運転系線型出力計 A 高圧電源-5%
			運転系線型出力計 B 高圧電源-5%
22	運転系線型出力系測定範囲逸脱 (10%,90%)	プロセス 警報	運転系線型出力計 A 高(90%)
			運転系線型出力計 A 低(10%)
			運転系線型出力計 B 高(90%)
			運転系線型出力計 B 低(10%)
23	炉室 S 放射線量率高	プロセス 警報	200 μ Gy/hr
24	炉下室 S 放射線量率高	プロセス 警報	200 μ Gy/hr
25	安全出力系積分出力 高(30Wh)	プロセス 警報	A 系安全出力系積分出力 高
			B 系安全出力系積分出力 高
26	炉心タンク 水位高	プロセス 警報	0 ~ 1400mm
27	高速給水ポンプ異常	プロセス 警報	過負荷
28	低速給水ポンプ異常	プロセス 警報	過負荷
29	最大給水制限スイッチ 駆動装置モータ異常	プロセス 警報	過負荷
30	給水停止スイッチ 駆動装置モータ異常	プロセス 警報	過負荷
31	可動装荷物駆動装置 A モータ異常	プロセス 警報	過負荷
32	可動装荷物駆動装置 B モータ異常	プロセス 警報	過負荷
33	可動装荷物駆動装置 C モータ異常	プロセス 警報	過負荷

表 4.2-2(1) 収集データ一覧（警報及びスクラム）（続き）

No.	警報名称	警報種別	警報内容
34	中性子原駆動装置モータ異常	プロセス 警報	過負荷
35	核計装ユニット引き抜き	プロセス 警報	運転系線型出力系 ユニット引抜
			安全出力系 A ユニット引抜
			安全出力系 B ユニット引抜
36	高速給水流量高	プロセス 警報	40 - 480 L/min
37	低速給水流量高	プロセス 警報	15 - 150 L/min
38	ダンプ槽水位高	プロセス 警報	2050 mm
39	炉下室漏洩検知	プロセス 警報	30mm 以上
40	炉室フード 漏洩検知器作動	プロセス 警報	30mm 以上
41	ダンプ槽 放射能高	プロセス 警報	1000cps
42	炉心温度 A/B 高	プロセス 警報	20 - 80℃
43	ダンプ槽温度 A/B 高	プロセス 警報	20 - 80℃
44	炉心タンク余熱ヒータ温度 A/B 高	プロセス 警報	80℃
45	停電	プロセス 警報	モニタ盤 MCCB OFF

表 4.2-2(2) 収集データ一覧（記録）

データ項目	詳細	タグ No.
炉心・ダンプ槽温度	炉心温度 A	T-5110101A
	炉心温度 B	T-5110101B
	ダンプ槽温度 A	T-5110201A
	ダンプ槽温度 B	T-5110201B
炉心タンク水位	—	L-5110101
起動系対数計数率	起動系対数計数率 A	Rn-11101A
	起動系対数計数率 B	Rn-11101B
運転系対数出力	運転系対数出力 A	Rn-11103A
	運転系対数出力 B	Rn-11103B
安全出力系 A 積分・線型出力	安全出力系 A 積分出力	RnQ-11104A
	安全出力系 A 線型出力	Rn-11104A
安全出力系 B 積分・線型出力	安全出力系 B 積分出力	RnQ-11104B
	安全出力系 B 線型出力	Rn-11104B
運転系線型出力系線型出力	運転系線型出力系線型出力 A	Rn-11102A
	運転系線型出力系線型出力 B	Rn-11102B
給水停止スイッチ	給水停止スイッチ水位 A	L-5114101A
	給水停止スイッチ水位 B	L-5114101B
最大給水制限スイッチ	最大給水制限スイッチ水位 A	L-5114201A
	最大給水制限スイッチ水位 B	L-5114201B
ダンプ槽水位・導電率	ダンプ槽水位	L-5110201
	ダンプ槽導電率	C-5110201

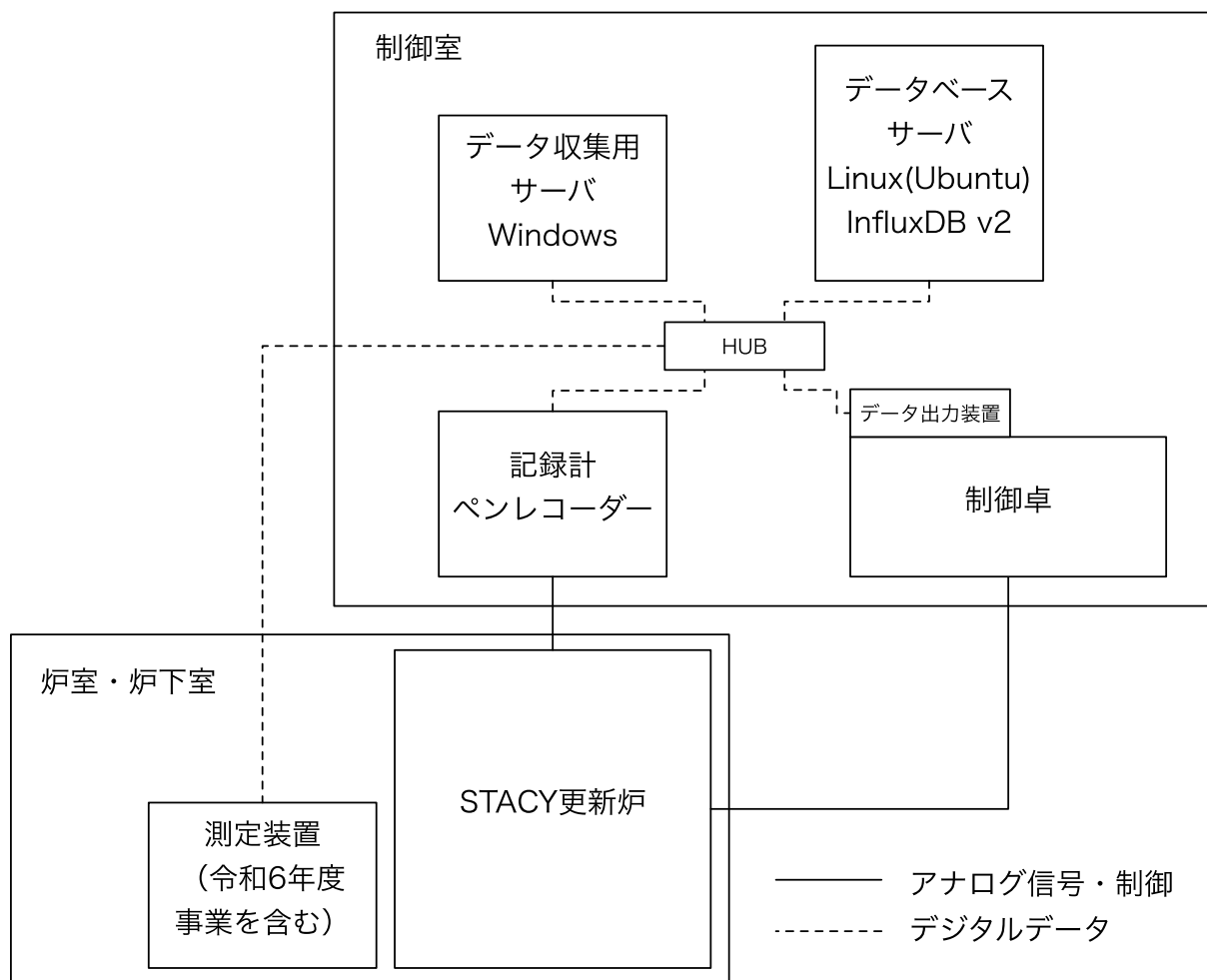
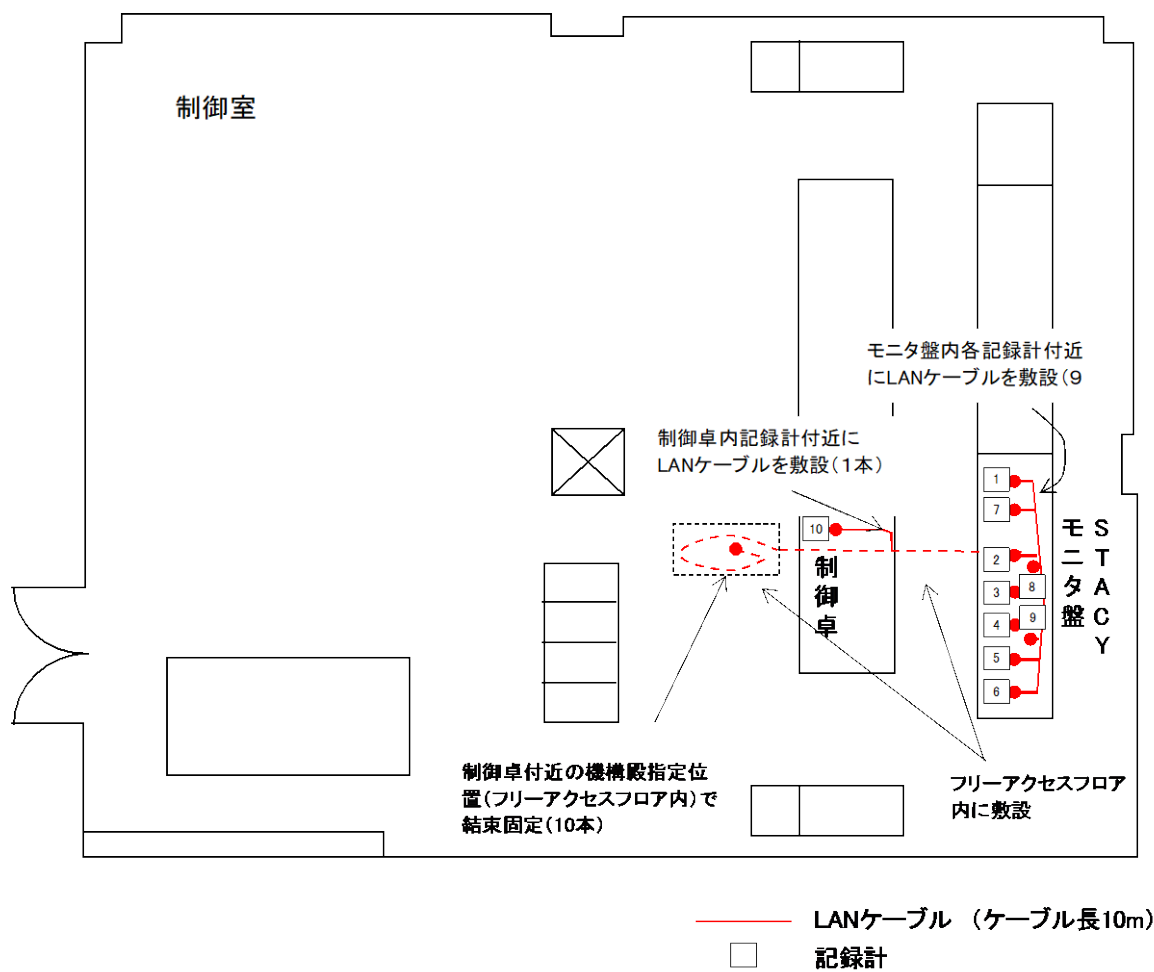


図 4.2-1 STACY 更新炉データ収集システム接続図



LANケーブル符号		LANケーブル符号	
1	D-TIRW-5110101	6	GRnQIRA-11104B
2	D-LIRW-5110101	7	D-FIWR-5112001
3	GRnIRA-11101	8	D-LR-51144101
4	GRnIRA-11103	9	D-LR-5110201
5	GRnQIRA-11104A	10	D-LRW-51110101

LANケーブル敷設ルート図

図 4.2-2 制御室内 LAN ケーブル敷設図

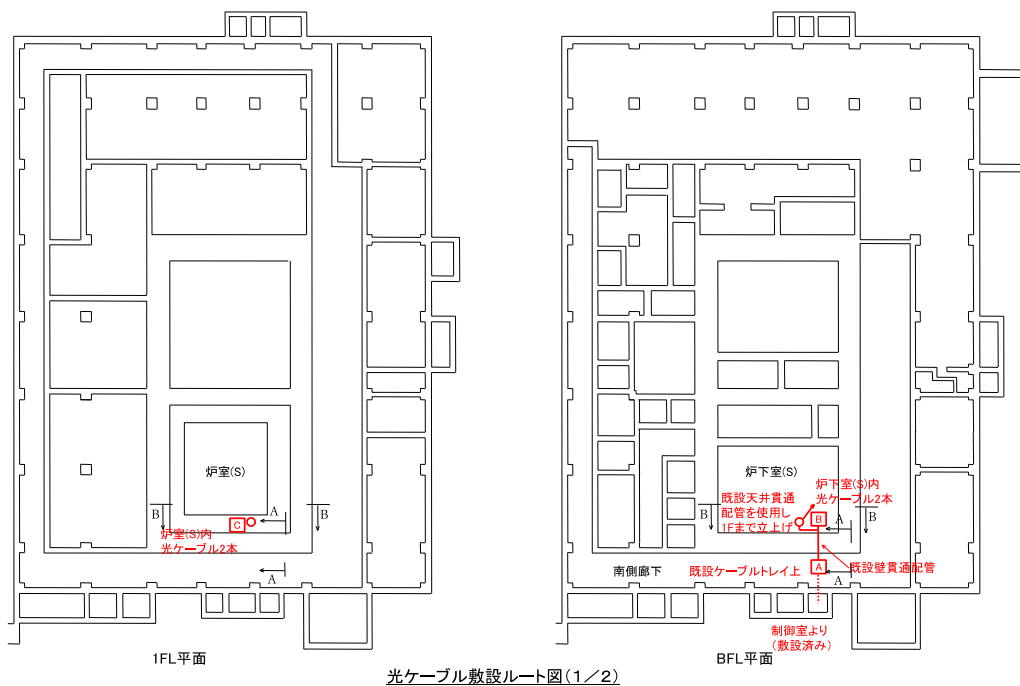


図 4.2-3(1) 光ファイバー敷設図 (1 / 2)

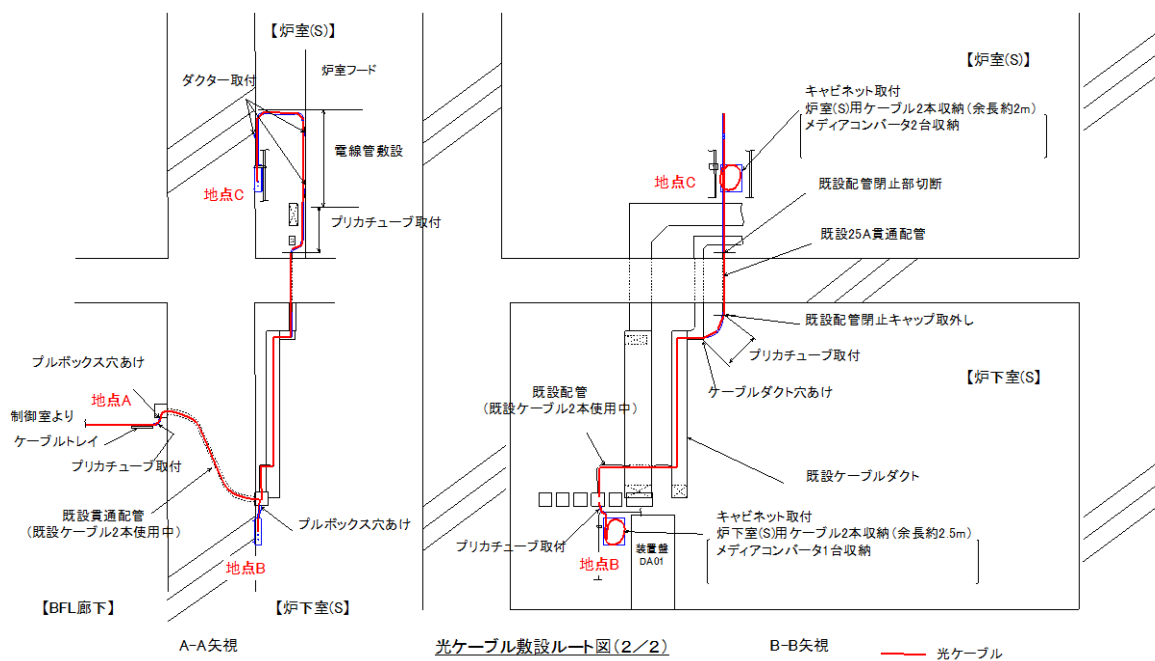


図 4.2-3(2) 光ファイバー敷設図 (2 / 2)



(a) 炉下室へのケーブル引き込み



(b) 炉下室~炉室へのケーブル引き込み（左：炉室側、右：炉下室側からみたところ）



(c) キャビネットボックス取付後の写真（左：炉室、右：炉下室）

図 4.2-4 光ファイバー工事写真

4.3 STACY 更新炉初臨界炉心の核特性評価

4.3.1 目的及び概要

STACY 更新炉では、運転再開のための炉心（以下「基本炉心（１）」という。）の構成範囲について、原子炉等規制法に基づく設計及び工事の計画の認可（以下「設工認」という。）を取得している。本節では、基本炉心（１）の使用前事業者検査に先立ち、計画されている炉心体系で核計算を行い、核特性（臨界水位、原子炉停止余裕、ワンロットストックマージン、各種反応度係数等）を評価し、評価結果が核的制限値を満足することを確認する。以下に設工認申請書に示した基本炉心（１）の使用前事業者検査受検炉心（案）を示す。最終的な炉心構成は実測により確定される。その他、原子炉の出力校正のために実験用装荷物（可動装荷物駆動装置に金を封入）を装荷した炉心での運転も計画されているため、同様に確認する。

基本炉心（１）の受検炉心（案）

No.	格子間隔 (cm)	臨界水位※ (cm)	棒状燃料※ (本)	配列 パターン	備考
①	1.50	約 70	約 274	円筒炉心	事前確認
	1.50	90～140	255～240*	円筒炉心	受検炉心
②	2.54†	約 70	約 240	円筒炉心	事前確認
	2.54†	90～140	215～200*	円筒炉心	受検炉心

† 格子間隔 1.27cm の格子板に棒状燃料を 1 本飛ばしで挿入する。

※臨界水位及び棒状燃料の装荷本数は可変条件であり、詳細解析、実測データ又は臨界近接の結果により決定する。

* 本数の大小が逆であるのは、臨界水位の大小と合わせたため（臨界水位が増大すると本数は減少する。）。

4.3.2 成果報告

(1) 解析仕様

STACY 更新炉の炉心構成条件は本節に示すとおりであり、解析は当該仕様の範囲で実施した。

① 炉心構成の条件

STACYの炉心構成条件は下記のとおりとする。また、炉心は、その特性が表 4.3.2-1 及び表 4.3.2-2 に示す範囲になるよう構成するものとする。

1) 燃料

種類	ウラン棒状燃料 (^{235}U 濃縮度 5 wt%)
本数	50 本以上 400 本以下。ただし、棒状燃料の有効長下端より 140cm 超の給水によっても臨界にならない炉心については 400 本以下

2) 減速材及び反射材

種類	軽水
使用温度	常温 (25°C)

3) 格子板

格子間隔	15 mm、12.7 mm (格子間隔 12.7 mm の格子板に棒状燃料を 1 本飛ばしで挿入し、格子間隔 25.4 mm として炉心構成する。)
------	--

減速材対燃料ペレット体積比 0.9 以上 11 以下

4) 炉心形状 円筒炉心

5) 実験用装荷物 可動装荷物駆動装置 (有／無)

6) 過剰反応度

最大過剰反応度	0.8 ドル以下
給水による最大添加反応度	0.3 ドル以下

7) 臨界近傍における最大反応度添加率 3 セント／s 以下

8) 安全板による停止時の中性子実効増倍率

全数挿入時	0.985 以下
ワンロッドスタック時	0.995 以下

9) 可動装荷物

最大添加反応度	0.3 ドル以下
反応度添加率	3 セント／s 以下

② 構成してはならない炉心の識別

炉心を構成するときには、実験計画に応じて炉心を構成する範囲を決定し、①に示した炉心構成の条件を満足していることを、原則として計算解析により評価し、確認する。このとき、計画した範囲内に炉心構成の条件を満足しない炉心が確認されたときは、当該炉心を「構成してはならない炉心」として特定し、炉心構成範囲外として識別する。

③ 評価条件及び判定基準

1) 臨界水位

臨界水位は 40cm 以上 140cm 以下の範囲で評価する。

2) 過剰反応度

STACYでは、計測制御系統施設のプロセス計装設備である最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチにより、炉心に給水される軽水の水位を制限することによって、過剰反応度に関する制限を担保する。

最大給水制限スイッチの上限位置は、給水系の吐出弁の閉動作時間（1 s）及び低速給水系による水位上昇速度（最大 1 mm/s）並びに最大給水制限スイッチの水面検出誤差（±1.5 mm）を考慮して、最大過剰反応度（0.8 ドル）に相当する臨界超過水位よりも下方に制限する。

同様に、給水停止スイッチの上限位置は、給水系の吐出弁の閉動作時間（1 s）及び低速給水系による水位上昇速度（最大 1 mm/s）並びに給水停止スイッチの水面検出誤差（±1.5 mm）を考慮して、最大添加反応度（0.3 ドル）に相当する臨界超過水位よりも下方に制限する。

3) 給排水系による最大反応度添加率

臨界近傍における最大反応度添加率 3 セント/s に相当する給水流量を V_{lim} 、臨界近傍における制御材（軽水）の高さを H 、炉心タンク内の水面の面積を S とすると、水位反応度係数 $d\rho/dH$ と V_{lim} は以下の関係式で表される。

$$\frac{d\rho}{dH} \cdot \frac{V_{lim}}{S} = 3 \text{ セント/s}$$

$d\rho/dH$ は、 H のほぼ 3 乗に反比例するため、上式より臨界水位が最小の場合に V_{lim} が最小となる。給排水系の制御能力の評価では、実験計画時の計算解析により求めた $d\rho/dH$ を用いて算出した V_{lim} の最小値と低速給水系の給水制御能力を比較して、低速給水系の最小給水流量がこの V_{lim} を十分下回っているかどうか

かにより判定する。ただし、実測データにより見通しが明らかな場合は、計算解析を省略することができる。計算解析のみにより $d\rho/dH$ を求めた場合は、実測により計算解析の妥当性を確認する。

なお、前節に示したとおり、STACYの炉心は水位反応度係数 $d\rho/dH$ が 6 セント/mm ($=6.0\times 10^{-2}$ ドル/mm) を下回るように構成する。この、もっとも給排水系による反応度添加率が大きいときの V_{lim} は 65 l/min である。

4) 可動装荷物による最大添加反応度及び反応度添加率

実験用装荷物に検出器用治具を装荷する際の最大添加反応度及び反応度添加率が 0.3 ドル及び 3 セント/s を超えないことを確認するために、基本炉心（1）の受検炉心（案）における格子間隔 1.50cm 受検炉心の範囲内にある炉心（格子間隔 1.50cm、臨界水位 108cm、棒状燃料 253 本）を対象に計算解析により確認した。解析の結果、最大添加反応度は-0.5 セントであり、反応度添加率 $d\rho/dt$ （セント/s）は ρ を可動装荷物の反応度価値（セント）、 H_{C1} を可動装荷物が炉心内に挿入されていない場合の臨界水位（mm）、 v を可動装荷物駆動装置の駆動速度（11 mm/s、最大駆動速度設定 10 mm/s 及び駆動速度精度 ± 1 mm/s を考慮）とした場合、以下の式で表される。

$$d\rho/dt = (2 \cdot \rho / H_{C1}) \times v$$

上式より、反応度添加率は-0.01（セント/s）となり、核的制限値である最大添加反応度 0.3 ドル及び反応度添加率 3 セント/s を超えないことを確認した。

5) 安全板による停止時の中性子実効増倍率

安全板による反応度抑制効果は、実験計画時の計算解析により、安全板の全挿入による停止時の中性子実効増倍率が 0.985 以下、ワンロッドスタック時（最大の反応度価値を持つ安全板 1 枚が挿入不能なとき）の中性子実効増倍率が 0.995 以下となることを確認することにより評価する。ただし、実測データにより見通しが明らかな場合は、計算解析を省略することができる。計算解析のみにより安全板の反応度抑制効果を評価した場合は、実測により計算解析の妥当性を確認する。さらに、STACY施設は想定される津波の遡上高さ（T.P.+約 6 m）を敷地高さ（T.P.+約 8 m）が上回るため津波による浸水のおそれはない。ただし、想定を超えた津波による浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、安全板（又は安全板と同じ材料で製作する中性子吸収板（以下「未臨界板」という。）の性能とあいまって、海水による全水没を想定したときに中性子実効増倍率を 0.995 以下にできることを計算解析によって確認する。このとき、ワンロッドスタックは想定しない。また、評価に当たっては適切な臨界バイアスを考慮する。

6) 炉心特性

炉心の特性は、実験計画段階において、水位、温度及びボイドに関する反応度係数並びに即発中性子寿命及び実効遅発中性子割合の変化範囲を計算解析により確認し、それらの特性値が表 4.3.2-1 及び表 4.3.2-2 に示す範囲内に収まる見通しがあることを確認する。

表 4.3.2-1 核的制限値に関連する炉心特性値

炉心特性値	最大値	最小値
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}
最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^{**} (ℓ/min)	1915	65

※炉心タンク内の水面の断面積を 15%減として評価

表 4.3.2-2 S T A C Y で構成される炉心の動特性定数

動特性定数	最大値	最小値
減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}
減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}
棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}
即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}
実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}

④ 評価方法

1) 評価の方針

評価は以下の順に行う。以下の計算のうち、i), ii)については、連続エネルギーモンテカルロコード MVP2¹⁾を評価済核データライブラリ JENDL-3.3²⁾と組み合わせて使用する。また、iii)においては、SN 輸送計算コード DANTSYS³⁾のうちから TWODANT を用いて R-Z 体系の計算とする。このとき、群定数としては JENDL-3.3 を基にした、統合核計算コードシステム SRAC⁴⁾ライブラリ 107 群定数（中性子エネルギーが 0.68256eV 以上の高速中性子 70 群及び熱中性子 37 群）を、SRAC 内の衝突確率法に基づく P I J モジュールで求めた空間依存スペクトルを重みとして、16 群（高速中性子 10 群、熱中性子 6 群）に縮約したものをを用いる。

i) 臨界炉心の評価

受検炉心（案）（事前確認、受検炉心）に係る計算は、臨界水位を 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm とし、棒状燃料本数をパラメータとした臨界計算を行い、臨界となる本数を求める。臨界とみなす中性子実効増倍率は、原子力機構の既設の臨界実験装置 TCA における実験結果^{5) 6)}から、0.997 とする。このとき、格子間隔は、減速材対燃料ペレット体積比（以下「VR」と略す。）に係る炉心構成範囲の制限を満足するものとして 1.50 cm、2.54 cm とする（それぞれの VR は約 2.93, 10.9 である）。これらの臨界となる条件を以下「臨界炉心」と呼ぶ。なお、格子間隔 2.54 cm は、1.27 cm ピッチの格子板に棒状燃料を 1 本飛ばしで挿入することを想定したものである。

可動装荷物駆動装置を装荷した炉心に係る計算は、受検炉心の臨界水位変化範囲が 90～140 cm であることを踏まえ、臨界水位を 70 cm、110 cm、140 cm とし、棒状燃料本数をパラメータとした臨界計算を行い、臨界となる本数を求める。格子間隔は VR が炉心構成範囲の制限を満足する 1.50 cm（可動装荷物駆動装置を装荷時の VR は約 2.96～約 2.97）とする。

ii) 安全板（未臨界板）の評価

格子板の概略図を図 4.3.2-1 に示す。本評価では、i)で求めた臨界炉心について、2 枚の安全板を挿入したときの中性子実効増倍率を評価する。評価の結果、核的制限値を満足しない場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

上記の評価に当たっては、下式の計算を行い、最大過剰反応度である 0.8 ドル及びモンテカルロ計算に付随する不確かさの 3 倍を計算結果に加えて判定する。

$$\rho = \frac{1}{k_0} - \frac{1}{k_1}, \sigma_\rho = \sqrt{\frac{\sigma_{k0}^2}{k_0^4} + \frac{\sigma_{k1}^2}{k_1^4}}$$

$$\rho' = \rho + 0.8\beta_{\max}$$

$$k' = \frac{1}{1 - \rho'}, \sigma_{k'} = \frac{\sigma_\rho}{(1 - \rho')^2}$$

$$\text{test} \left[k' + 3\sigma_{k'} \leq \text{criterion} \right]$$

ただし、記号は、以下のとおりである。

k_0	安全板（未臨界板）を挿入しない時の中性子実効増倍率
σ_{k0}	k_0 の不確かさ（1 標準偏差）
k_1	安全板（未臨界板）を挿入した時の中性子実効増倍率
σ_{k1}	k_1 の不確かさ（1 標準偏差）
ρ	安全板（未臨界板）の反応度効果
σ_ρ	ρ の不確かさ（1 標準偏差）
ρ'	最大過剰反応度 0.8 ドルを考慮した反応度効果
$\beta_{\max}$	実効遅発中性子割合の最大値 (8.1×10^{-3} 。設置(変更)許可申請書の値。)
k'	安全板（未臨界板）挿入時の中性子実効増倍率
$\sigma_{k'}$	k' の不確かさ（1 標準偏差）
test	判定関数。引数を評価した結果が真であるとき合格とする。
criterion	判定基準。全挿入時 0.985、ワンロットスタック時 0.995

また、想定を超えた津波に炉心が水没したときの評価として、炉心が海水に全水没したときでも中性子実効増倍率を 0.995 以下にできる最大本数の炉心进行评估する。なお、このとき ρ の評価には上式を用い、 k_0 を臨界バイアスである 0.997 とし、 σ_{k0} は無視する。また、 ρ' の評価（ $0.8\beta_{\max}$ を加える）は行わない。以下このような炉心を「津波最大炉心」という。津波最大炉心は安全板が 2 枚挿入された状態の評価を行うほか、未臨界板 2 枚が挿入された条件でも評価する。計算の結果、最大炉心の棒状燃料本数が臨界炉心の棒状燃料本数を下回る場合は、想定を超えた津波

に水没した時に臨界になるおそれを否定できないものとして、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

iii) 炉心特性の評価

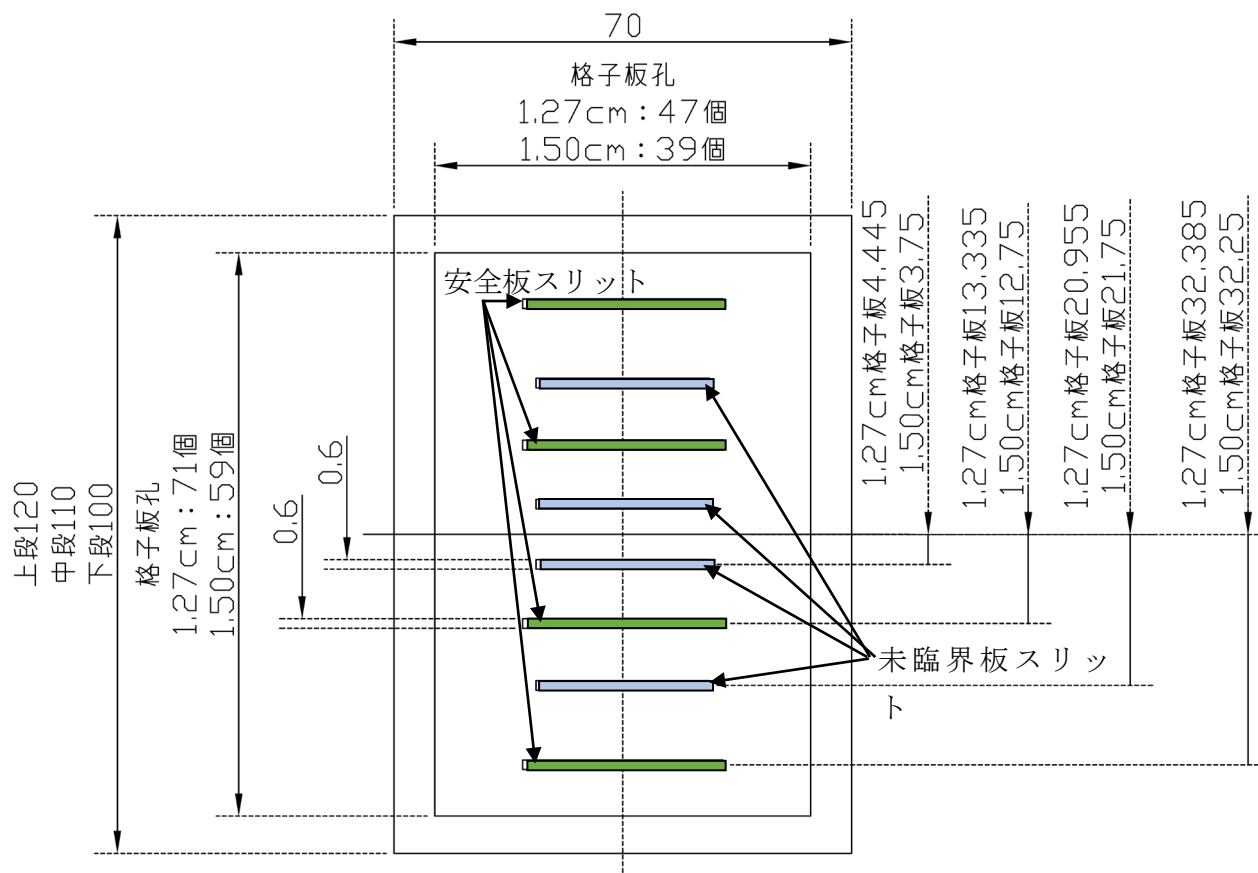
i)で評価した臨界炉心について、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数、棒状燃料温度反応度係数、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合及び水位反応度係数の計算を行い、炉心特性値の範囲（以下「炉心特性範囲」という。）に入る見通しがあることを確認する。炉心特性範囲を逸脱する場合は、ii)と同様に、「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

2) 計算モデル

前述のとおり、計算コード及び核データライブラリは、1)評価の方針に示したものをを用いる。モンテカルロ計算の計算条件を表 4.3.2-3 に示す。使用した原子個数密度を表 4.3.2-4 に示す。MVP 計算モデルを図 4.3.2-2、SRAC 計算モデルを図 4.3.2-3、DANTSYS 計算モデルを図 4.3.2-4 にそれぞれ示す。また、計算においては、安全板（未臨界板）評価時の中性子実効増倍率を大きくするため、以下の条件をおく。

- i) 安全板の幅は、実機よりも狭い 20cm とする。未臨界板の幅は設計仕様よりも狭く 17cm とする。
- ii) 安全板の全体の厚み及びカドミウムの厚みは、実機よりも薄い 1.25mm、0.3mm とする。なお、未臨界板の厚みは安全板と同じとする。
- iii) 未臨界板評価時の海水は、茨城県沖の海水の塩分が約 32g/kg⁷⁾であることから実際の海水より低く 31g/kg とする。また、海水に含まれる中性子吸収物質（塩素、ボロン等）の密度を実際より低くするため、茨城県沖の夏季の海表面温度⁷⁾を参考に、海水温度は 30℃とする。
- iv) 安全板が挿入されたときの水位の上昇は、計算モデルに反映する。このとき、上昇量を実際より大きく推定するため、炉心タンク内の水面の面積を、棒状燃料の装荷本数等によらず一律 15%減¹⁾として計算する。

¹⁾ 炉心タンク内の面積の 15%は、棒状燃料にして約 5300 本、直径 11cm の内挿管にして約 40 本に相当する。これは、棒状燃料の最大装荷量 400 本に対して十分に大きい。



単位：cm

図 4.3.2-1 格子板概略図

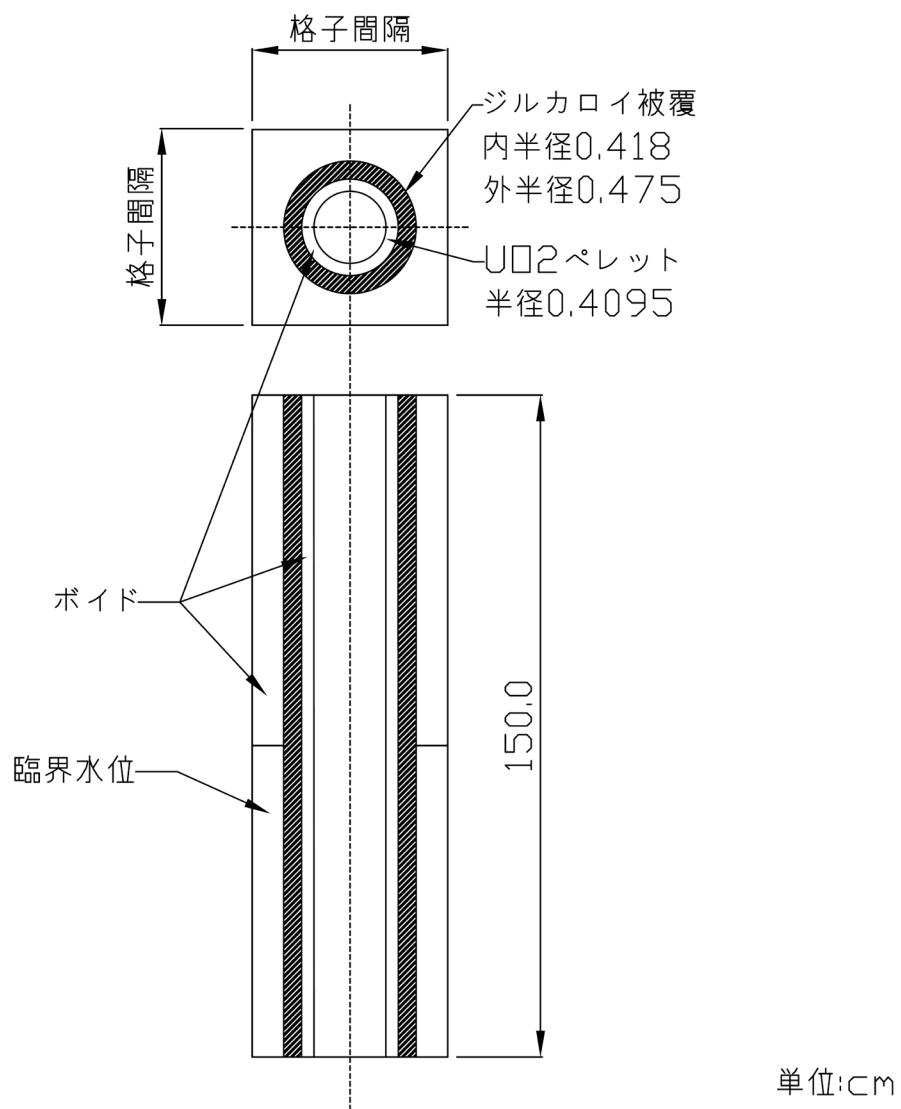


図 4.3.2-2(1) MVP 計算モデル (棒状燃料)

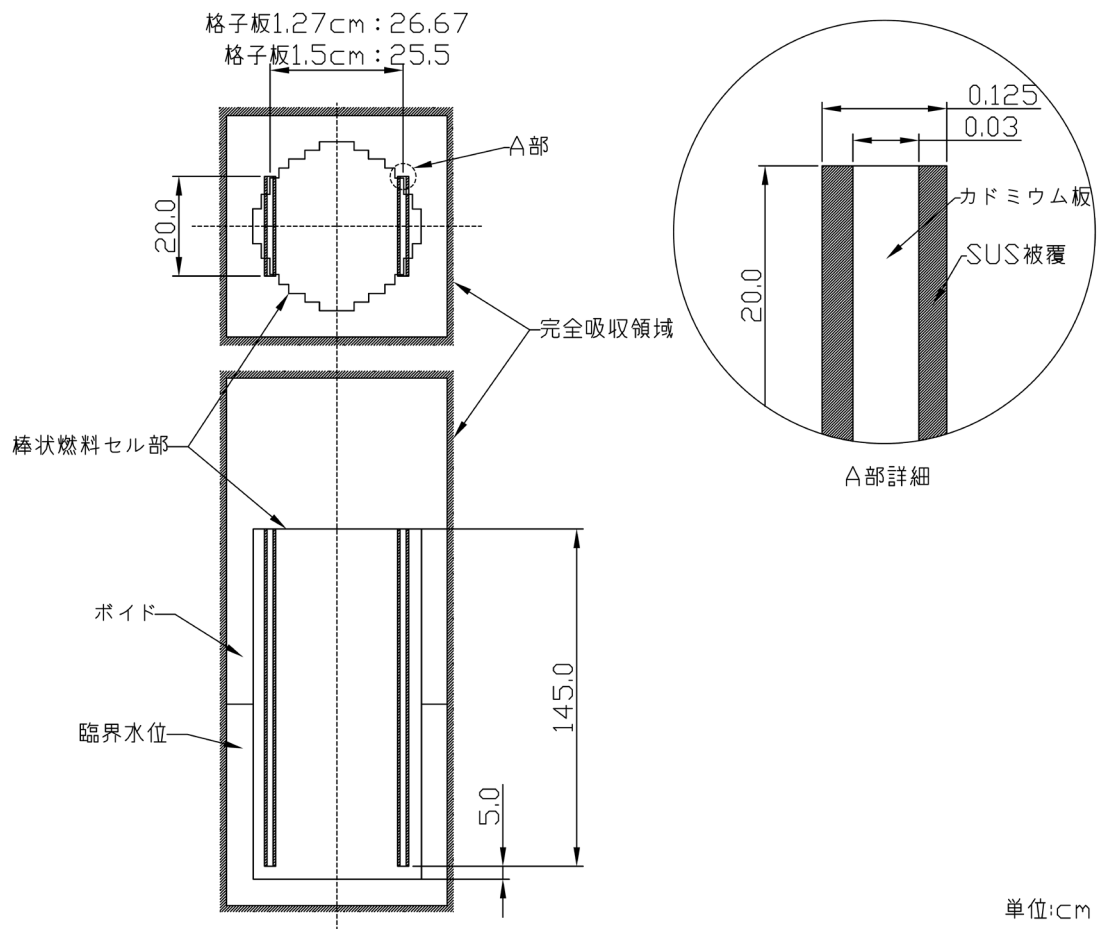


図 4.3.2-2(2) MVP 計算モデル (安全板挿入位置)

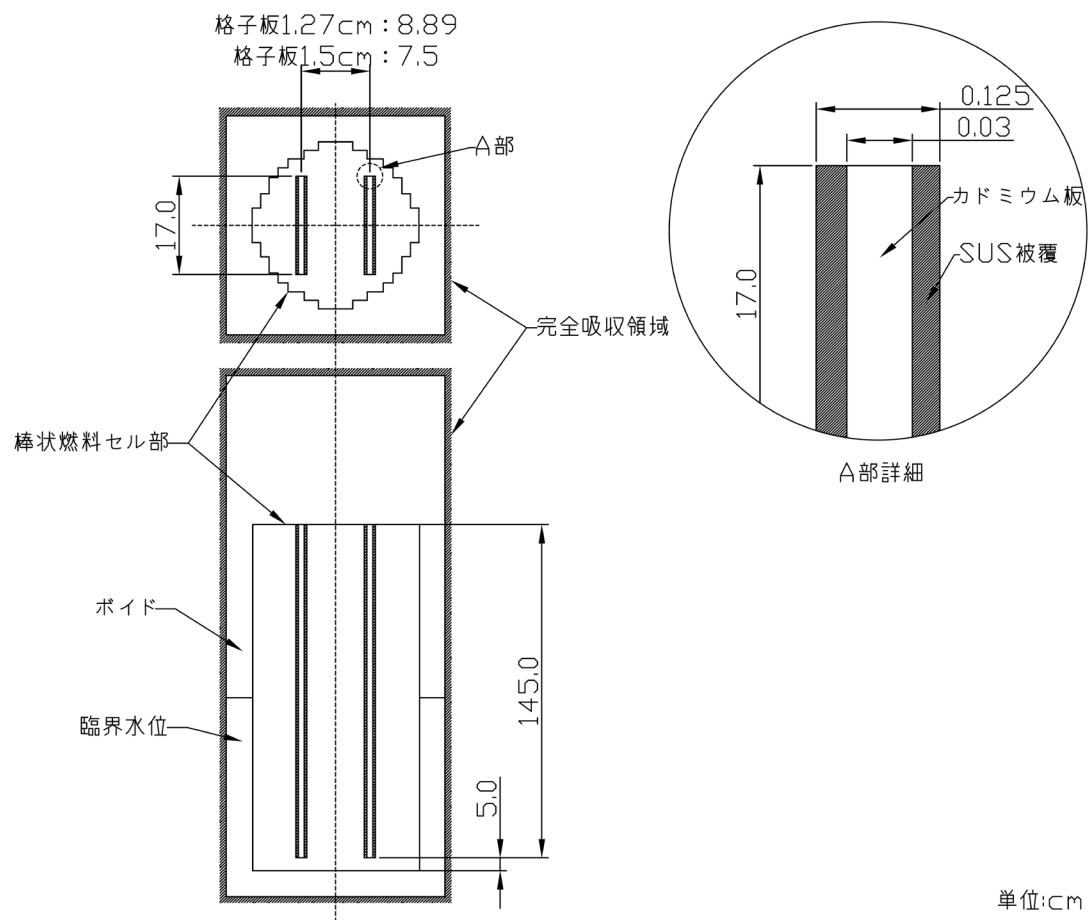
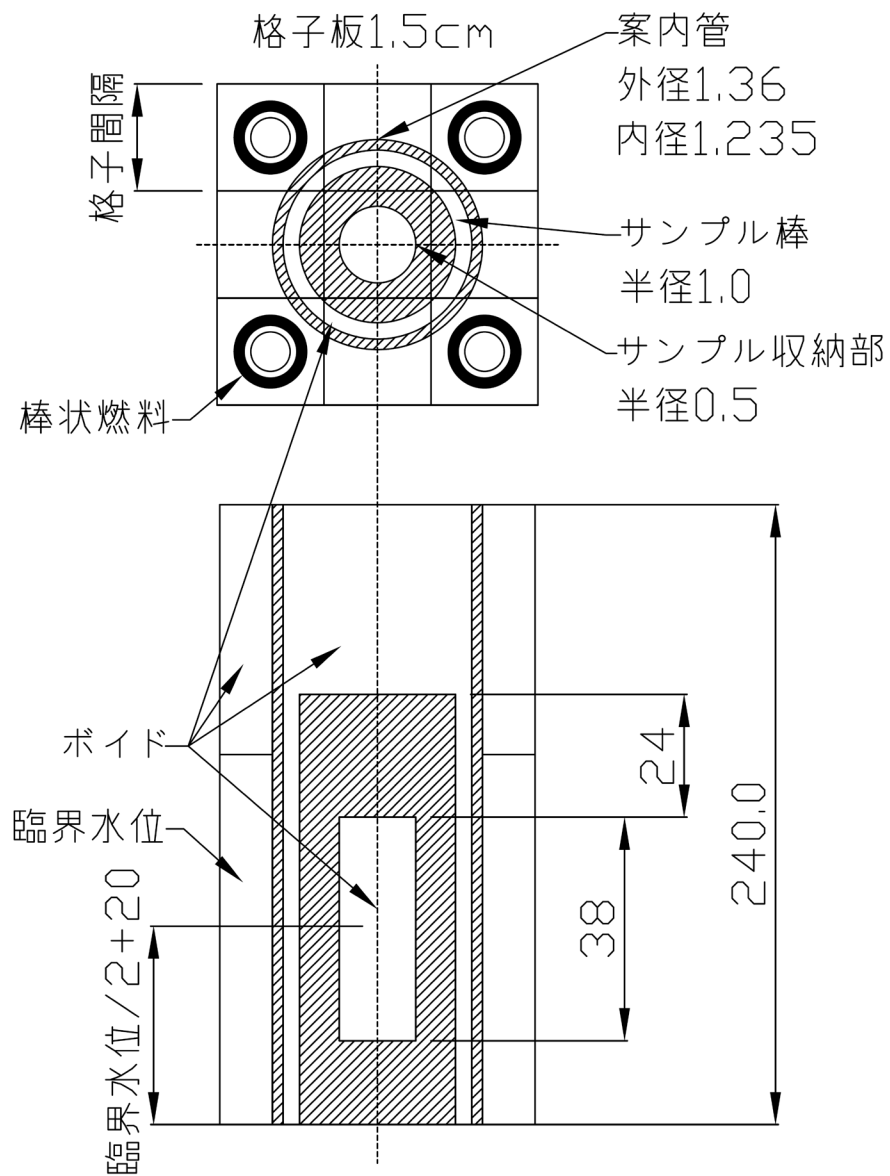
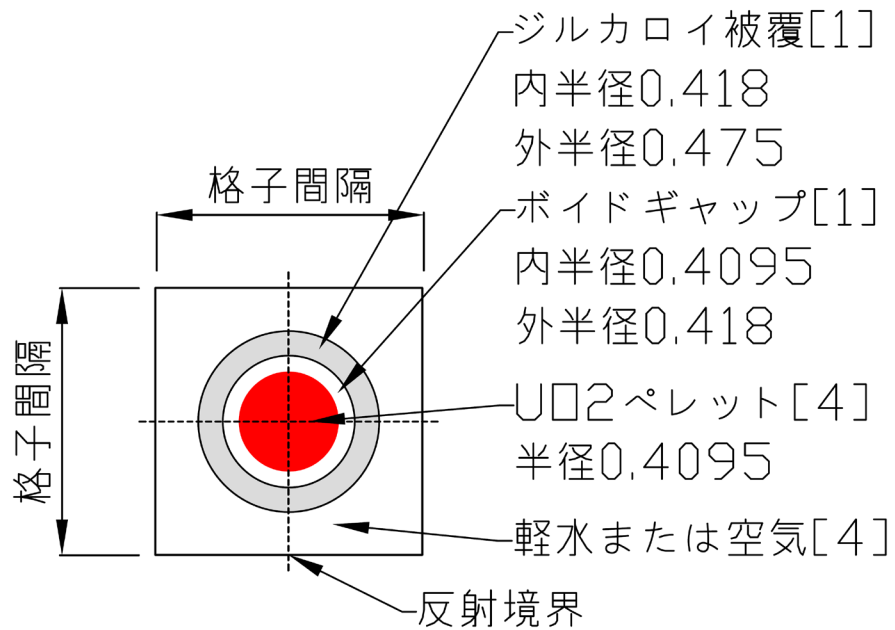


図 4.3.2-2(3) MVP 計算モデル (未臨界板挿入位置)



単位:cm

図 4.3.2-2(4) MVP 計算モデル (可動装荷物駆動装置)



単位：cm

□：分割数

図 4.3.2-3(1) SRAC 計算モデル（棒状燃料単体、PIJ、セル均質化計算）

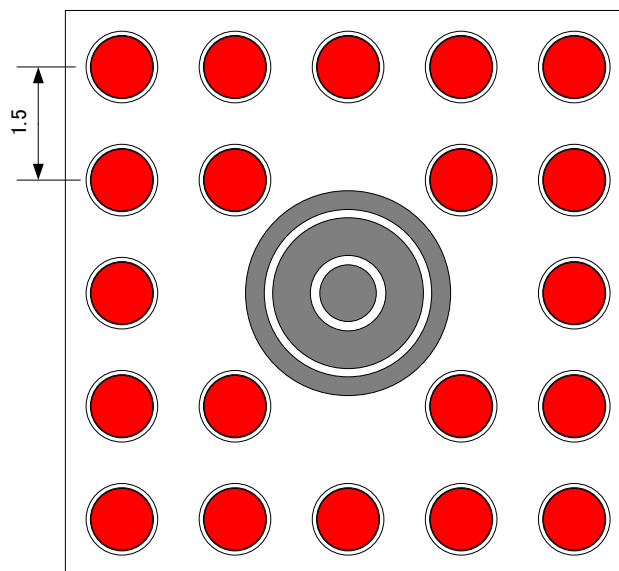
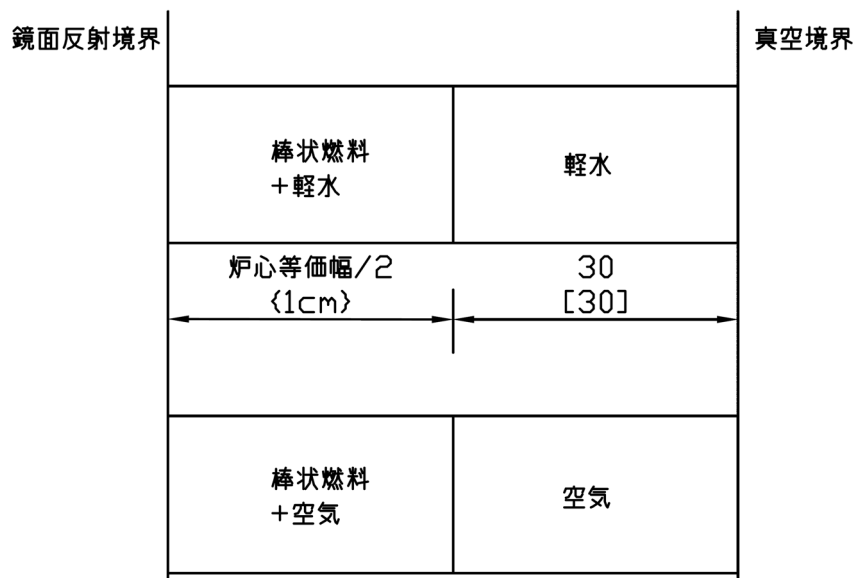


図 4.3.2-3(2) SRAC 計算モデル（可動装荷物駆動装置あり、PIJ、セル均質化計算）



単位：cm

[] ：分割数

{ } ：メッシュ幅

図 4.3.2-3(3) SRAC 計算モデル（棒状燃料単体、ANISN、断面積縮約計算）

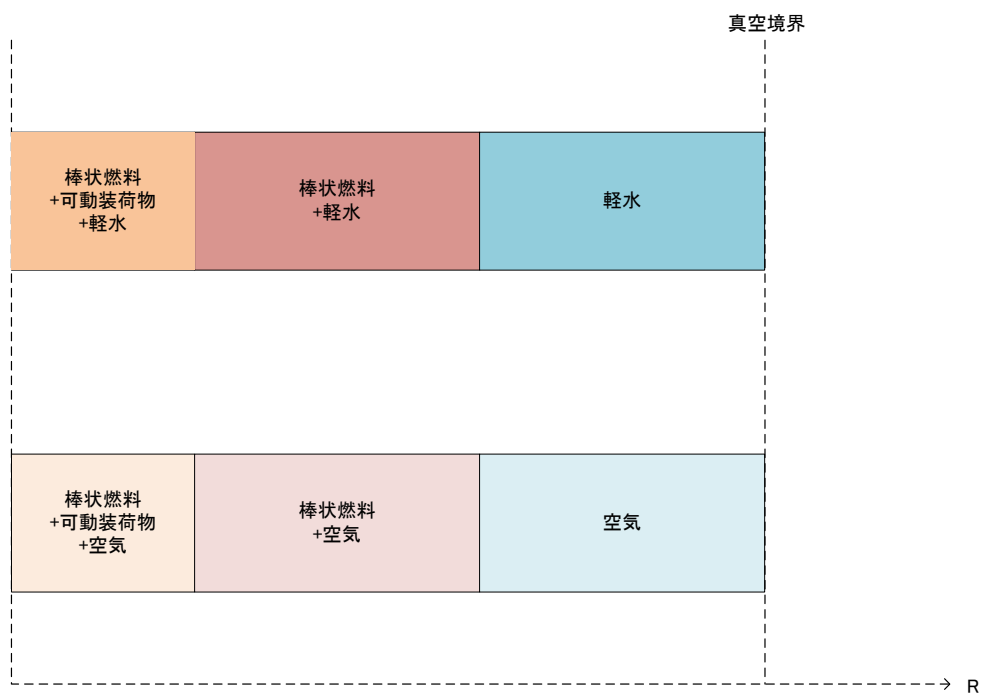


図 4.3.2-3(4) SRAC 計算モデル（可動装荷物駆動あり、ANISN、断面積縮約計算）

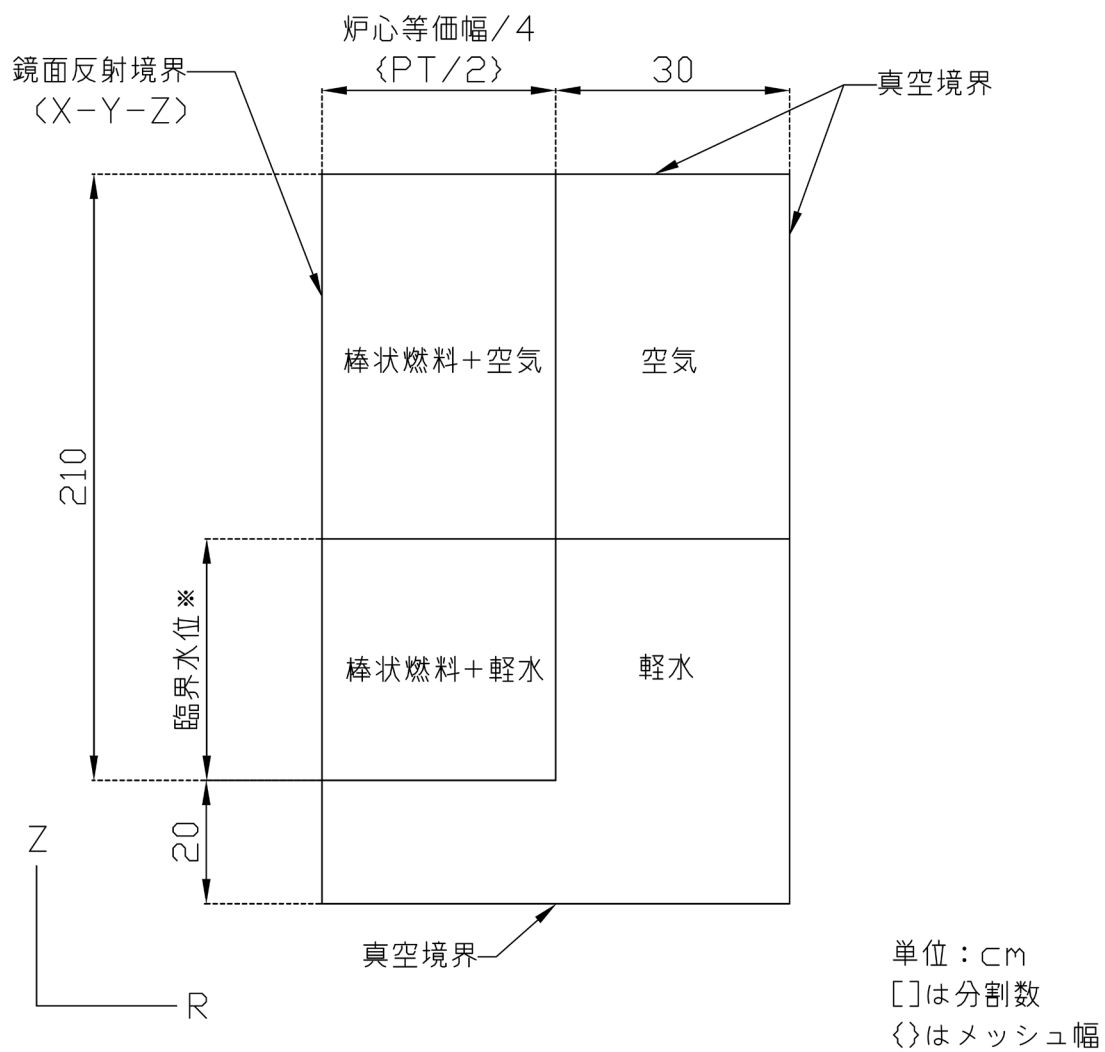


図 4.3.2-4(1) DANTSYS 計算モデル (棒状燃料単体、立面図)

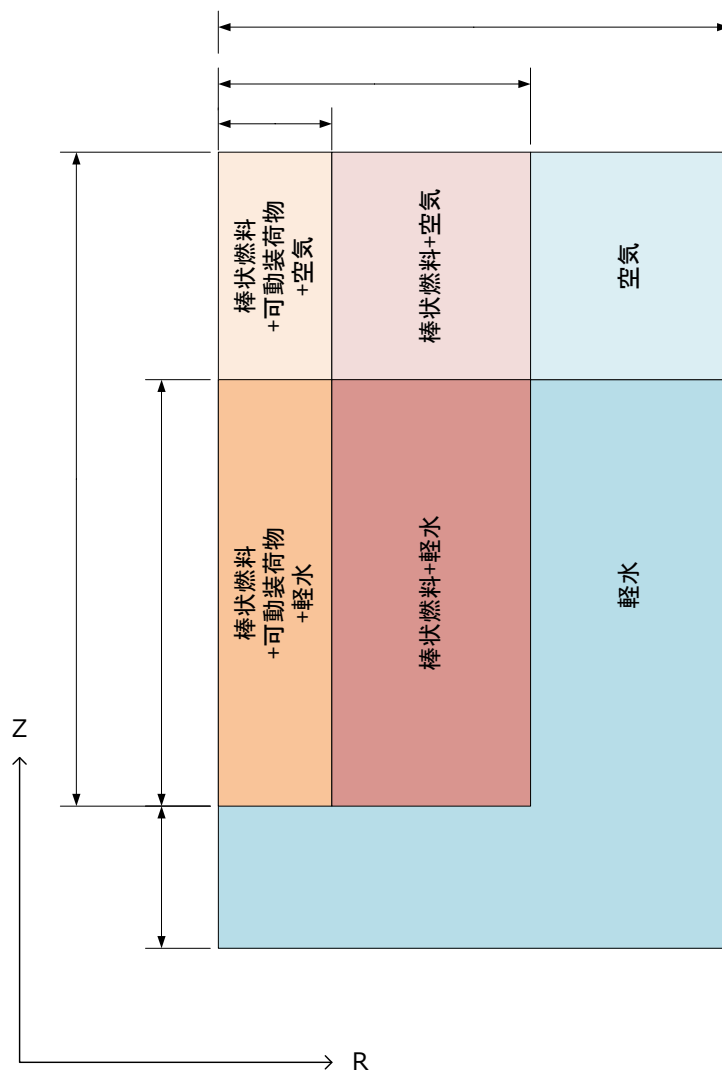


図 4.3.2-4(2) DANTSYS 計算モデル（可動装荷物駆動装置あり、立面図）

表 4.3.2-3 モンテカルロ計算の計算条件

入 力 項 目	入 力 デ ー タ
統 計	バッチあたりの粒子数 10000 バッチ数 500 統計を取るまでにスキップするバッチ数 200
粒子源発生分布	全棒状燃料のペレット部に XY 方向は均一分布とし、Z 方向は、水没部に余弦分布、水面より上は均一分布とする。

表 4.3.2-4 計算に使用した原子個数密度

(1) 棒状燃料ペレット

二酸化ウラン (^{235}U 濃縮度 5 wt%)		
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	
U-235	1.1757	$\times 10^{-3}$
U-238	2.2057	$\times 10^{-2}$
O-16	4.6465	$\times 10^{-2}$

(2) 棒状燃料被覆管

ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4 ⁸⁾)			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
C-12	4.5124 $\times 10^{-5}$	Zr-91	4.7649 $\times 10^{-3}$
O-16	3.1617 $\times 10^{-4}$	Zr-92	7.2833 $\times 10^{-3}$
Si-nat	1.2865 $\times 10^{-5}$	Zr-94	7.3809 $\times 10^{-3}$
Cr-nat	8.4548 $\times 10^{-5}$	Zr-96	1.1891 $\times 10^{-3}$
Fe-nat	1.4989 $\times 10^{-4}$	Sn-126	4.3475 $\times 10^{-4}$
Zr-90	2.1850 $\times 10^{-2}$		

※-nat は天然核種を示す。

表 4.3.2-4 計算に使用した原子個数密度（続き）

（３）中性子吸収材（カドミウム）、軽水、ステンレス鋼

中性子吸収材（カドミウム）		安全板被覆（ステンレス鋼）	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
Cd-nat	4.6338×10^{-2}	C-12	3.1728×10^{-4}
		Si-nat	1.6961×10^{-3}
軽水		P-nat	6.9206×10^{-5}
H-1	6.6658×10^{-2}	S-nat	4.4566×10^{-5}
O-16	3.3329×10^{-2}	Cr-nat	1.7407×10^{-2}
		Mn-54	1.7341×10^{-3}
		Fe-nat	5.7871×10^{-2}
		Ni-nat	8.1167×10^{-3}

※-nat は天然核種を示す。

（４）海水⁹⁾

海水（塩分濃度 31 g/kg、温度 30 ℃）			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
H-1	6.6075×10^{-2}	Na-nat	2.5169×10^{-4}
O-16	3.3102×10^{-2}	Mg-nat	2.9610×10^{-5}
Cl-nat	2.9611×10^{-4}	Si-nat	5.9221×10^{-8}
B-10	4.8662×10^{-8}	S-nat	1.5397×10^{-5}
B-11	1.9710×10^{-7}	K-nat	5.3299×10^{-6}
C-12	1.2733×10^{-6}	Ca-nat	5.6260×10^{-6}
Br-nat	4.4416×10^{-7}		

※-nat は天然核種を示す。

（５）実験用装荷物

実験用装荷物（アルミニウム）			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
Al-27	5.8129×10^{-2}	Cr-nat	7.1258×10^{-5}
Mg-nat	1.5936×10^{-3}	Cu-nat	2.5398×10^{-6}
Si-nat	3.4479×10^{-5}	S-nat	3.1790×10^{-5}

※-nat は天然核種を示す。

(2) 計算結果

① 臨界炉心の評価結果

臨界炉心の評価結果を表 4.3.2-5 及び図 4.3.2-5 に、臨界炉心マップを図 4.3.2-6 に示す。なお、格子間隔 2.54 cm の条件においては、低水位（40 cm）における棒状燃料本数が 400 本をやや上回る（402 本）ことから、棒状燃料本数が 400 本となるよう、臨界水位を調整して以下の解析を行った。

② 安全板（未臨界板）評価の結果

原子炉停止余裕の計算結果について、表 4.3.2-6 に示す。また、ワンロッドスタックマージンの計算結果について表 4.3.2-7 に示す。さらに、津波最大炉心の計算結果を、安全板によるものを表 4.3.2-8 に、未臨界板によるものを表 4.3.2-9 に示す。

上記より、すべての臨界炉心について原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンが満足できることが確認できた。また、津波最大炉心の評価においてもすべての炉心で安全板（未臨界板）又は未臨界を確保できることが確認され、「構成してはならない炉心」として識別される炉心は無かった。

③ 炉心特性評価の結果

①及び②評価した炉心について、炉心特性値の評価を行った。評価の結果を表 4.3.2-10 に示す。また水位反応度係数の変化を図 4.3.2-7 に示す。評価の結果、すべての炉心について、炉心特性範囲を逸脱しないことが確認され、「構成してはならない炉心」として識別される炉心は無かった。

4.3.3 まとめ

STACY 更新炉の初臨界炉心として設計及び工事の計画の認可を取得した「基本炉心（1）」について、炉心構成条件の範囲で臨界となる棒状燃料本数を計算し、それらすべての炉心で核的制限値を満足できることを確認した。本評価においては、識別した炉心は特定されず、全臨界炉心に対して炉心特性値を計算した結果、評価したすべての炉心について、炉心特性範囲を逸脱しないことを確認した。

参考文献

- 1) Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- 2) K. Shibata et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002)
- 3) R. E. Alcouffe et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995)
- 4) K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System," JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)
- 5) Y. Miyoshi et al., "CRITICAL ARRAYS OF LOW-ENRICHED UO_2 FUEL RODS WITH WATER-TO-FUEL VOLUME RATIOS RANGING FROM 1.5 TO 3.0," NEA/NSC/DOC/(95)03/IV Volume IV., LEU-COMP-THERM-006, Rev. 1 (1998).
- 6) H. Tsuruta et al., "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO_2 and PuO_2 - UO_2 Lattices," JAERI-1254 (1978).
- 7) 理科年表、国立天文台編、2019 年
- 8) 曾野他、「棒状燃料格子間隔 1.5cm の STACY 非均質炉心の核特性解析」、JAERI-Tech 2003-065、日本原子力研究所 (2003)
- 9) 化学大事典、化学大辞典編集委員会、1963 年

表 4.3.2-5 臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.50	140	244
1.50	110	250
1.50	70	274
1.50	40	361
2.54	140	200
2.54	110	207
2.54	70	240
2.54	40.1	400
以下、可動装荷物駆動装置あり		
1.50	140	246
1.50	110	251
1.50	70	277

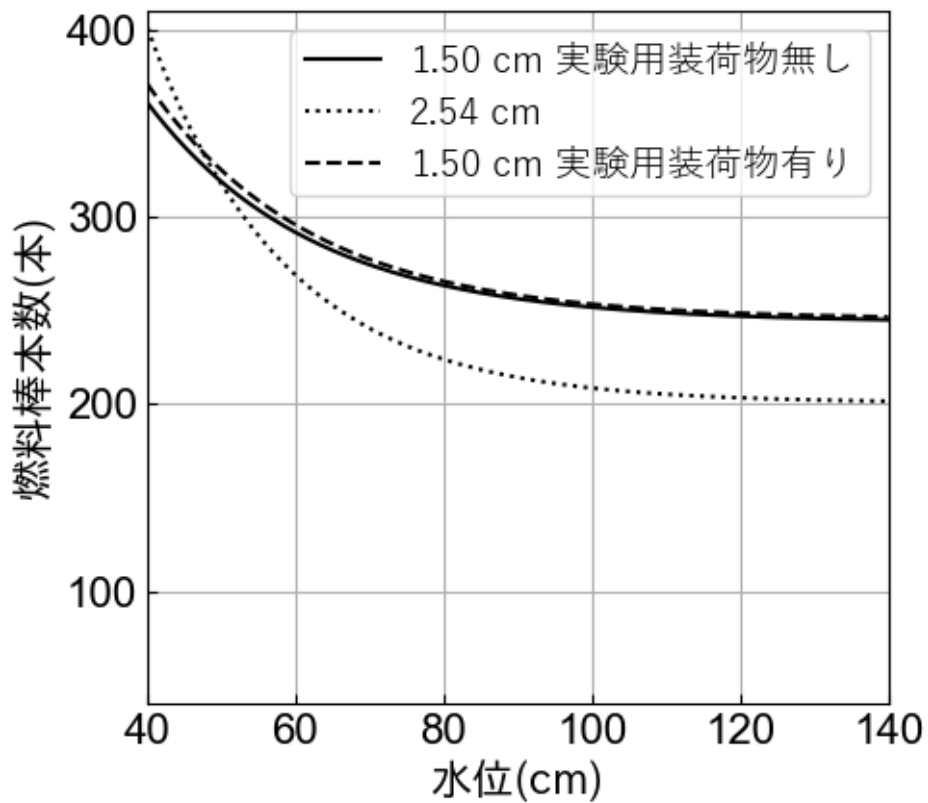


図 4.3.2-5 臨界評価結果

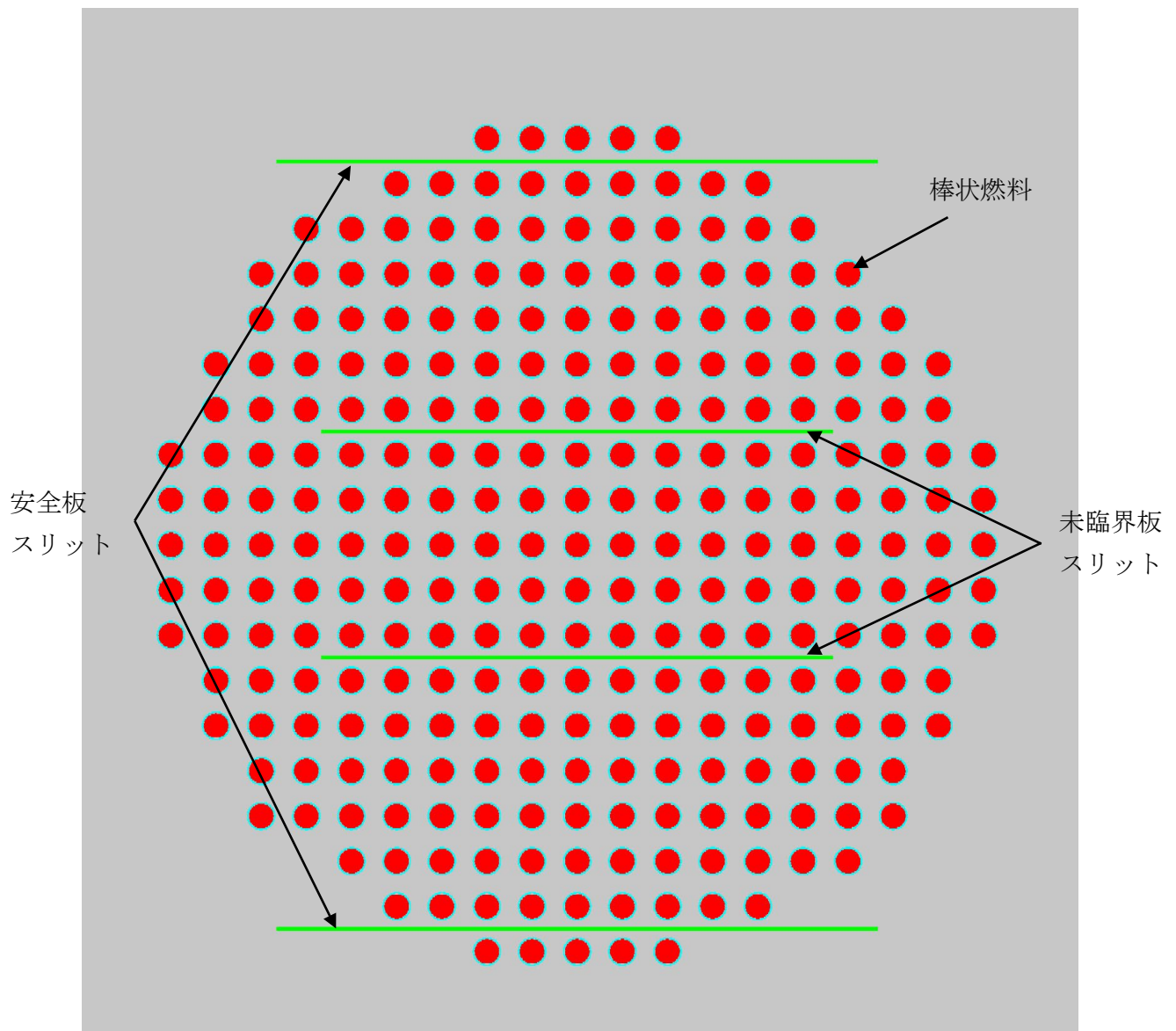


図 4.3.2-6(1) 臨界炉心マップ
(格子間隔 1.5cm、臨界水位 70cm、棒状燃料 274 本)

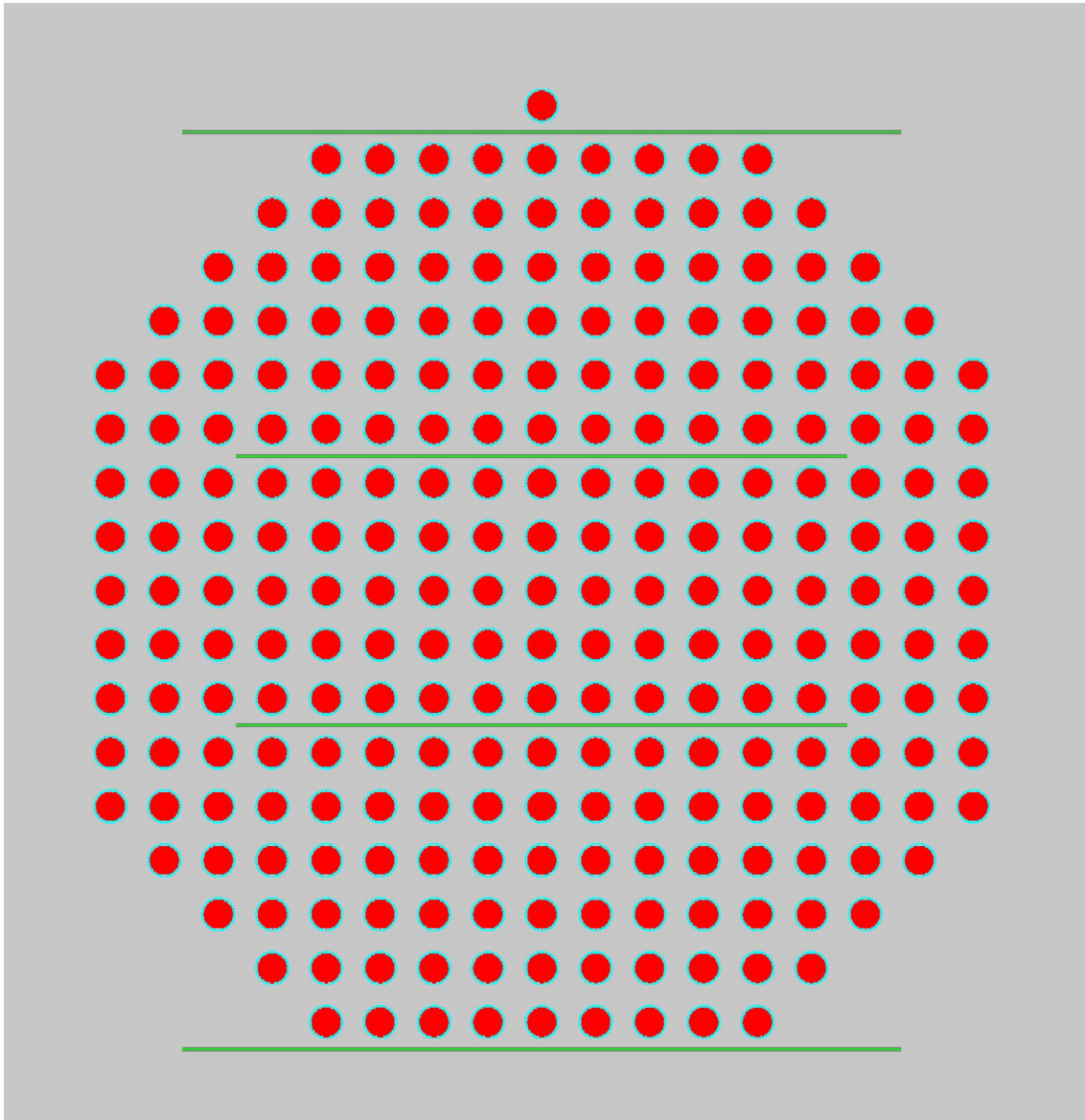


図 4.3.2-6(2) 臨界炉心マップ
(格子間隔 1.5cm、臨界水位 110cm、棒状燃料 250 本)

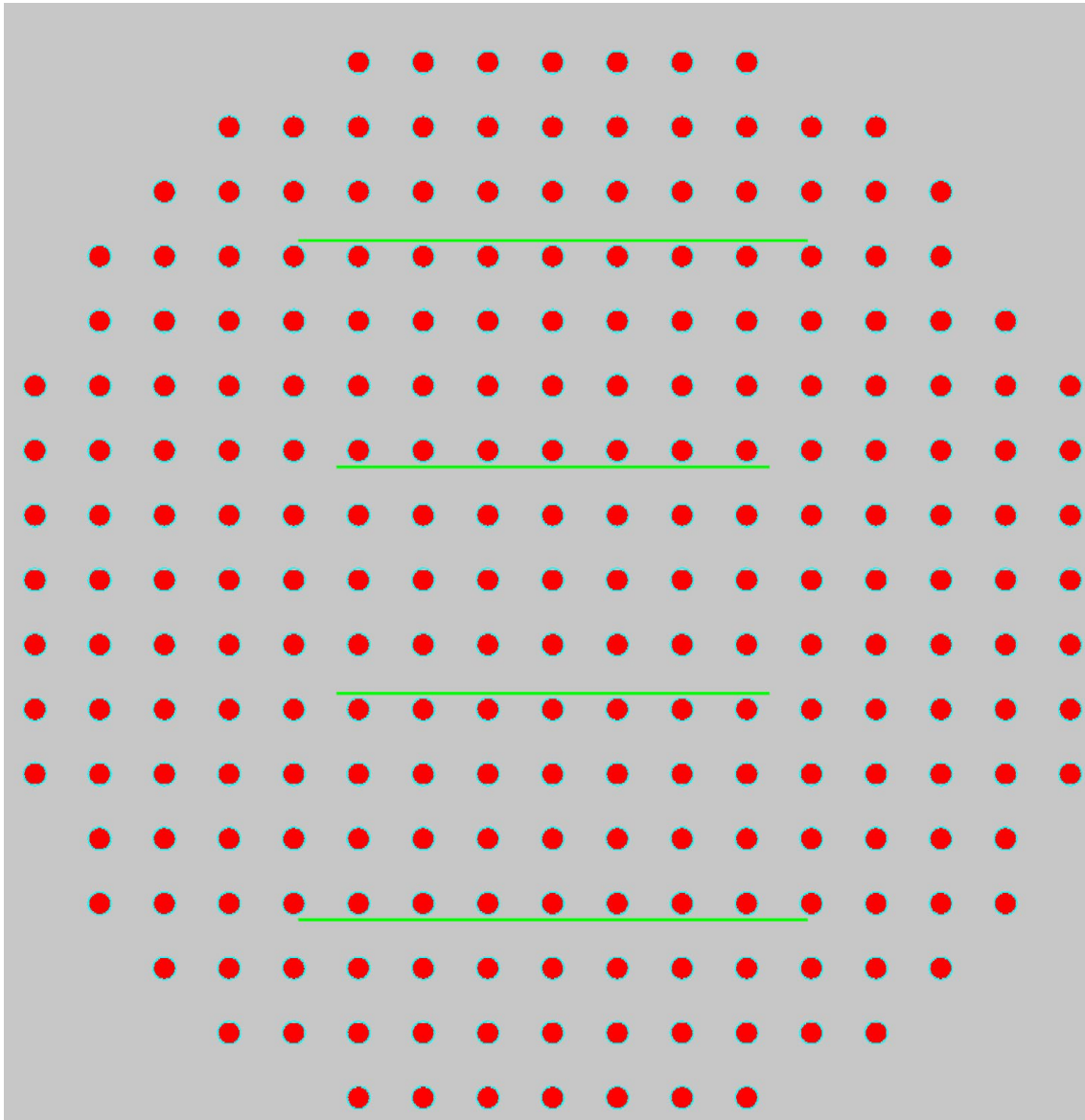


図 4.3.2-6(3) 臨界炉心マップ
(格子間隔 2.54cm、臨界水位 70cm、棒状燃料 240 本)

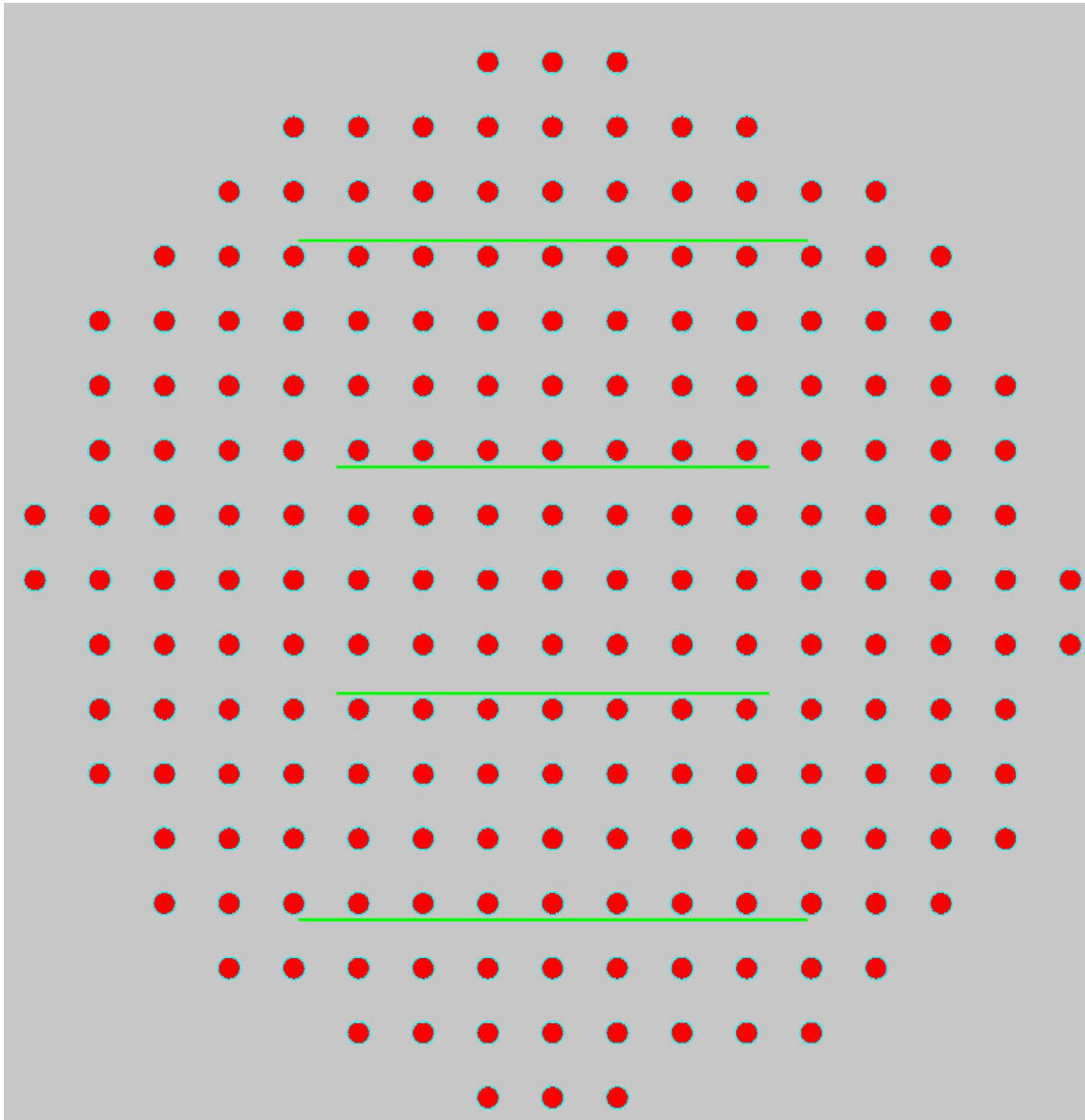


図 4.3.2-6(4) 臨界炉心マップ
(格子間隔 2.54 cm、臨界水位 110cm、棒状燃料 207 本)

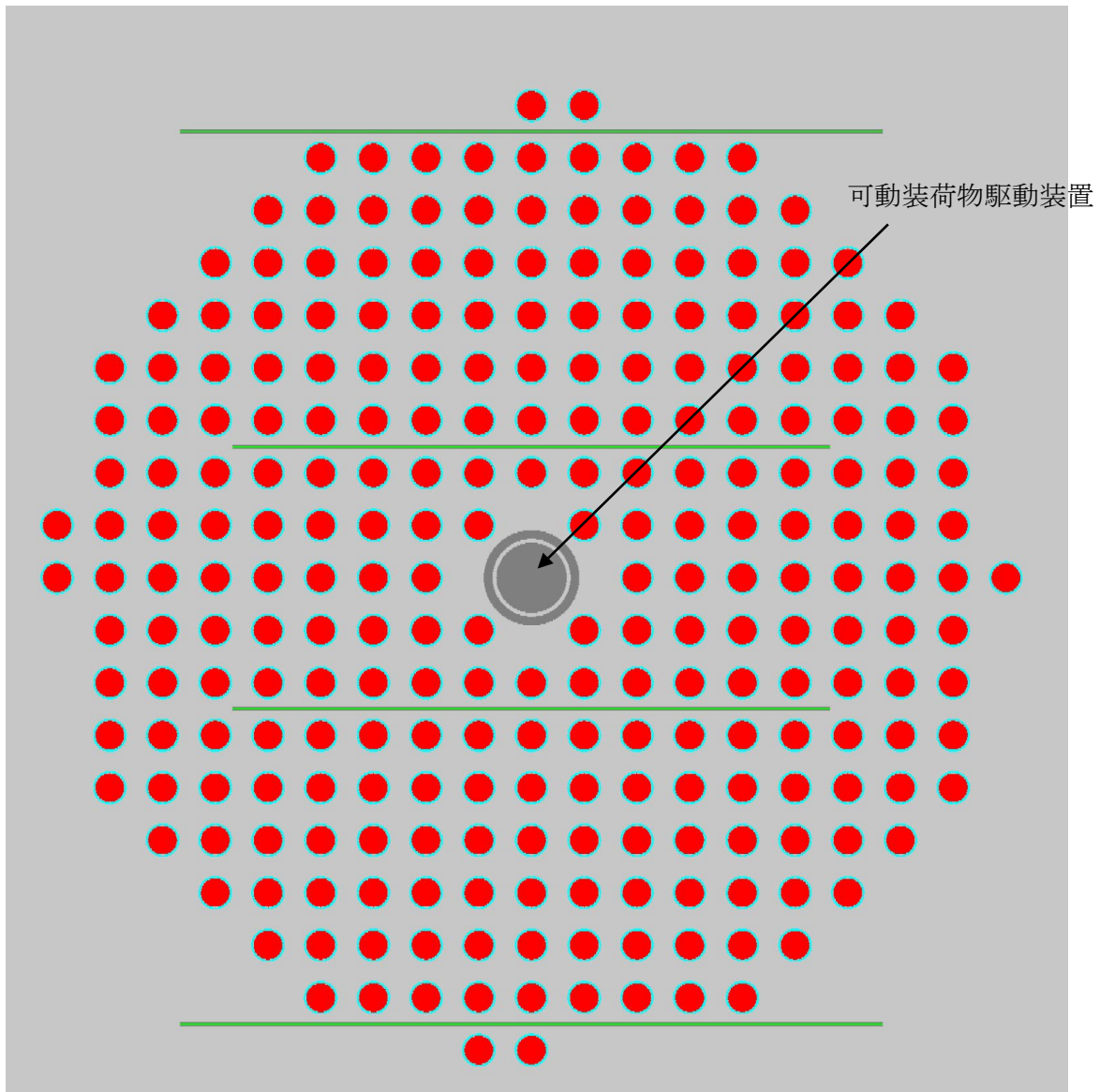


図 4.3.2-6(5) 臨界炉心マップ
(格子間隔 1.5cm、臨界水位 110cm、棒状燃料 251 本)

表 4.3.2-6 原子炉停止余裕評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	中性子実効 増倍率※1	判定 ≤ 0.985
1.50	140	244	0.9663	良
1.50	110	250	0.9644	良
1.50	70	274	0.9659	良
1.50	40	361	0.9626	良
2.54	140	200	0.9533	良
2.54	110	207	0.9512	良
2.54	70	240	0.9502	良
2.54	40.1	400	0.9533	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	0.9556	良
1.50	110	251	0.9559	良
1.50	70	277	0.9548	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.3.2-7 ワンロッドスタックマージン評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	中性子実効 増倍率※1	判定 ≤ 0.995
1.50	140	244	0.9931	良
1.50	110	250	0.9942	良
1.50	70	274	0.9914	良
1.50	40	361	0.9871	良
2.54	140	200	0.9901	良
2.54	110	207	0.9879	良
2.54	70	240	0.9860	良
2.54	40.1	400	0.9855	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	0.9842	良
1.50	110	251	0.9837	良
1.50	70	277	0.9835	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.3.2-8 安全板による津波最大炉心評価結果

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大≧臨界
1.50	365	140	244	良
1.50		110	250	良
1.50		70	274	良
1.50		40	361	良
2.54	400	140	200	良
2.54		110	207	良
2.54		70	240	良
2.54		40.1	400	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	362	140	246	良
1.50		110	251	良
1.50		70	277	良

表 4.3.2-9 未臨界板による津波最大炉心評価結果

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大≧臨界
1.50	400	140	244	良
1.50		110	250	良
1.50		70	274	良
1.50		40	361	良
2.54	400	140	200	良
2.54		110	207	良
2.54		70	240	良
2.54		40.1	400	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	400	140	246	良
1.50		110	251	良
1.50		70	277	良

表 4.3.2-10(1) 減速材温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.50	140	244	1.55×10^{-5}	良
1.50	110	250	1.57×10^{-5}	良
1.50	70	274	6.77×10^{-6}	良
1.50	40	361	1.22×10^{-5}	良
2.54	140	200	1.41×10^{-4}	良
2.54	110	207	1.36×10^{-4}	良
2.54	70	240	1.43×10^{-4}	良
2.54	40.1	400	1.52×10^{-4}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	2.39×10^{-5}	良
1.50	110	251	2.36×10^{-5}	良
1.50	70	277	2.04×10^{-6}	良

表 4.3.2-10(2) 減速材ボイド反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/\text{vol}\%$)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.50	140	244	-3.29×10^{-3}	良
1.50	110	250	-3.22×10^{-3}	良
1.50	70	274	-2.96×10^{-3}	良
1.50	40	361	-2.29×10^{-3}	良
2.54	140	200	3.60×10^{-4}	良
2.54	110	207	4.39×10^{-4}	良
2.54	70	240	7.52×10^{-4}	良
2.54	40.1	400	1.63×10^{-3}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	-3.09×10^{-3}	良
1.50	110	251	-3.03×10^{-3}	良
1.50	70	277	-2.78×10^{-3}	良

表 4.3.2-10(3) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.50	140	244	-1.99×10^{-5}	良
1.50	110	250	-2.00×10^{-5}	良
1.50	70	274	-2.03×10^{-5}	良
1.50	40	361	-2.03×10^{-5}	良
2.54	140	200	-1.09×10^{-5}	良
2.54	110	207	-1.13×10^{-5}	良
2.54	70	240	-1.08×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	-1.05×10^{-5}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	-1.87×10^{-5}	良
1.50	110	251	-1.88×10^{-5}	良
1.50	70	277	-1.89×10^{-5}	良

表 4.3.2-10(4) 即発中性子寿命の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	即発中性子寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.50	140	244	3.68×10^{-5}	良
1.50	110	250	3.66×10^{-5}	良
1.50	70	274	3.57×10^{-5}	良
1.50	40	361	3.39×10^{-5}	良
2.54	140	200	6.88×10^{-5}	良
2.54	110	207	6.87×10^{-5}	良
2.54	70	240	6.82×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	6.74×10^{-5}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	3.93×10^{-5}	良
1.50	110	251	3.90×10^{-5}	良
1.50	70	277	3.79×10^{-5}	良

表 4.3.2-10(5) 実効遅発中性子割合の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.50	140	244	7.87×10^{-3}	良
1.50	110	250	7.88×10^{-3}	良
1.50	70	274	7.90×10^{-3}	良
1.50	40	361	7.92×10^{-3}	良
2.54	140	200	7.31×10^{-3}	良
2.54	110	207	7.31×10^{-3}	良
2.54	70	240	7.32×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	7.32×10^{-3}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	7.85×10^{-3}	良
1.50	110	251	7.86×10^{-3}	良
1.50	70	277	7.88×10^{-3}	良

表 4.3.2-10(6) 水位反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.50	140	244	2.18×10^{-3}	良
1.50	110	250	4.24×10^{-3}	良
1.50	70	274	1.37×10^{-2}	良
1.50	40	361	5.33×10^{-2}	良
2.54	140	200	2.40×10^{-3}	良
2.54	110	207	4.59×10^{-3}	良
2.54	70	240	1.42×10^{-2}	良
2.54	40.1	400	5.67×10^{-2}	良
以下、可動装荷物駆動装置あり				
1.50	140	246	2.28×10^{-3}	良
1.50	110	251	4.28×10^{-3}	良
1.50	70	277	1.38×10^{-2}	良

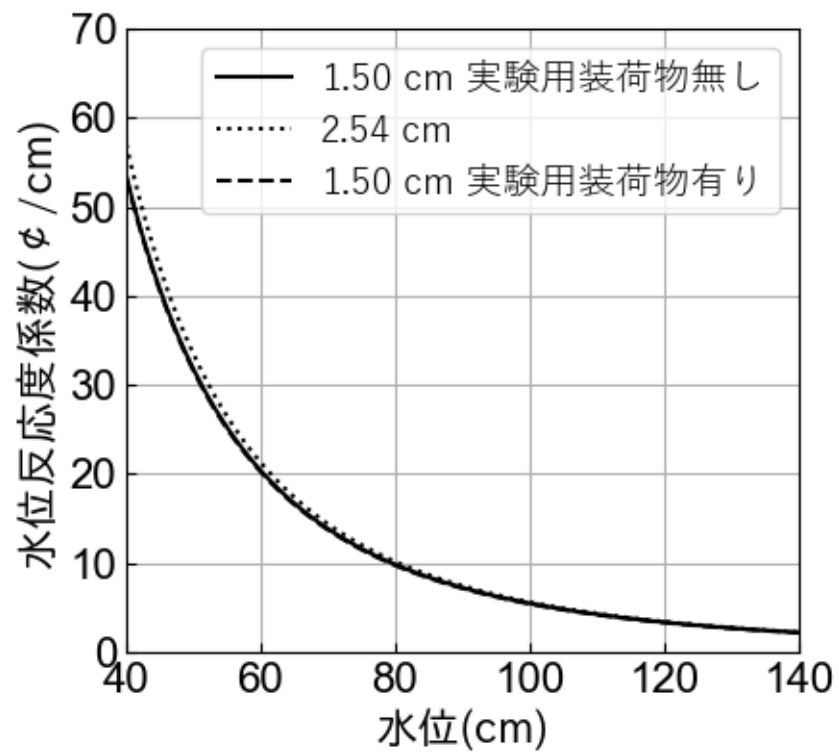


図 4.3.2-7 水位反応度係数の計算結果

第5章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備

ロシアのウクライナ侵攻に伴う国際情勢の変化により、令和4年2月に開始する予定であった燃料輸送は実施出来なかった。現在、国際情勢が好転したのちに輸送をすべく関係各所との調整を進めている。

5.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備

5.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送契約に基づき、令和4年度事業として輸送容器の年次点検及び輸送容器用のコンテナの維持管理を実施する。なお、当該燃料は露国で製作したものであり、令和4年2月のロシアーウクライナ問題の影響から、令和3年度の空輸送容器の露国への空輸を延期した。現時点における輸送情報の確認として、輸送ルートの確認等を実施する。

(2) 概要

STACY 更新炉用燃料は、棒状燃料とデブリ模擬体用粉末燃料である。棒状燃料を輸送するための輸送容器として RAJ-III S 型輸送容器を、デブリ模擬体用粉末燃料を輸送するための輸送容器として NPC 型輸送容器を用いる。輸送対象の燃料仕様と輸送容器の概要を下記に示す。

1) 棒状燃料

性状	: 棒状燃料
濃縮度	: $4.95+0.02/-0.05$ wt%
数量	: 901 本※
※棒状燃料のうち、STACY 更新炉用棒状燃料 900 本と破壊分析用 1 本。	
輸送物区分	: A 型核分裂性輸送物（核物質防護区分Ⅲ）
輸送容器	: RAJ-III S 型輸送容器 4 基
荷姿	: 20 フィートオープントップコンテナ 1 基

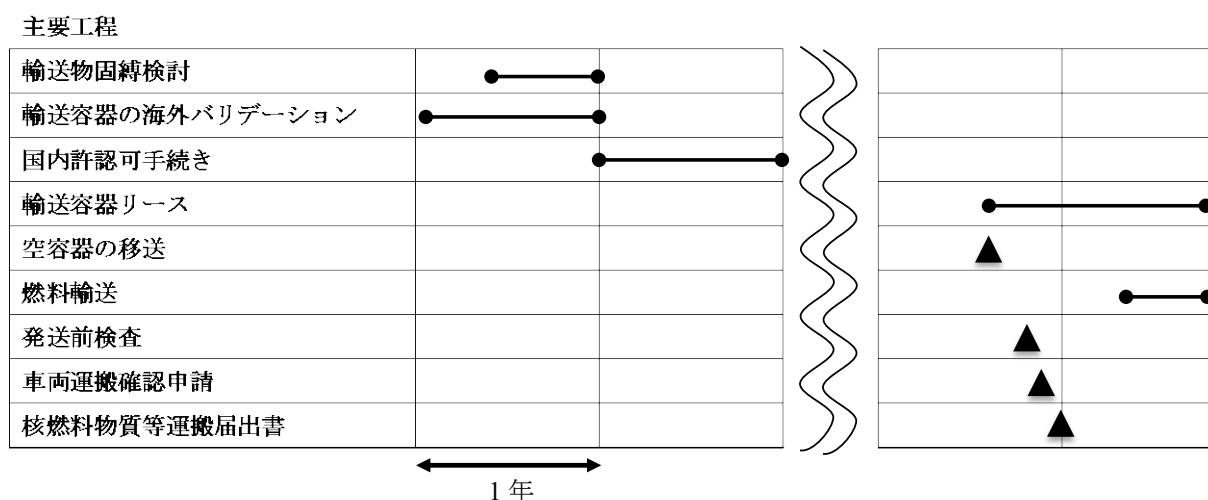
2) デブリ模擬体用粉末燃料

性状	: UO_2 粉末
濃縮度	: $4.95+0.02/-0.05$ wt%
数量	: 約 38 kg-U
輸送物区分	: A 型核分裂性輸送物（核物質防護区分Ⅲ）
輸送容器	: NPC 型輸送容器 2 基
荷姿	: 20 フィートドライコンテナ 1 基

主要工程としては、輸送容器の海外バリデーション、輸送容器リース、空容器の移送、燃料輸送に係る国内許認可手続き、発送前検査、燃料の輸送等である。輸送に向け、主要な工程を表 5.1-1 に示す。

令和4年度年度事業では、輸送容器の年次点検を行い、燃料輸送の準備を進める。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施について、海外燃料製造メーカの Novosibirsk Chemical Concentrates Plant（以下「NCCP 社」という。）及び輸送を担当する株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（以下「GNF-J」という。）と協議する。また、現時点における輸送ルートの確認を実施する。輸送ルートの確認として、当初予定していた輸送ルートの確認の他、令和3年度に検討した L 型輸送について検討する。

表 5.1-1 燃料輸送に係る主要工程



5.1.2 実施内容

(1) 輸送容器用のコンテナの維持

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料輸送では、棒状燃料を輸送するための輸送容器として RAJ-III S 型輸送容器 4 基を、デブリ模擬体用粉末燃料を輸送するための輸送容器として NPC 型輸送容器 2 基を用いる。このうち、RAJ-III S 型輸送容器 4 基は 20 フィートオープントップコンテナに、NPC 型輸送容器 2 基は 20 フィートドライコンテナに収納して海上輸送する予定である。このため、20 フィートオープントップコンテナ及び 20 フィートドライコンテナを令和 4 年 1 月に露国へ移送した。当該コンテナは引き続き露国工場で維持管理され、保管中である。

(2) 輸送容器の年次点検

STACY で用いる NPC 型輸送容器 2 基は、米国 GNF-A 社所有の容器を国内 GNF-J 社に受け入れ、露国への空容器輸送まで維持管理している。令和 4 年度事業として、輸送容器の年次点検を実施した。点検項目としては、外観検査及び未臨界検査であり、点検の結果、いずれも合格であった。

(3) NCCP 社及び GNF-J 社との協議

令和4年2月以降、燃料輸送が困難となった理由の一つとして、露国に入国できない状態が続いており、燃料輸送に必要な発送前検査が露国内で実施できないことが挙げられる。これを解決するため、以下に示す発送前検査の代替案について NCCP 社及び GNF-J 社と協議を行った。

① リモートによる発送前検査の実施

本案は、Web 中継等を利用し、遠隔で GNF-J 社の指示のもと NCCP 社での発送前検査を日本から行うものである。しかしながら、発送前検査は NCCP 社内の核物質管理エリアでの実施となることから、NCCP 社より動画撮影が許可できないとの回答を得ている。また、録画映像では、改ざんの疑惑等検査の健全性を完全に保証することが困難であるため、GNF-J 社の品質管理上認められないとの判断となった。よって、本案の実施は不可能との結論に至った。

② 第三者検査機関による発送前検査の実施

本案は、検査会社へ NCCP 社での検査実施を委託するものである。仏国・蘭国・独国での軽水炉燃料の輸送において委託および発送前検査実績のある Breau Veritas 社の起用を検討したが、戦争開始後は同社も露国での検査引き受けを停止している。代替として NCCP 社と取引関係にある露国 SOEX 社による発送前検査の実施を検討したが、SOEX 社による委託検査の実績がなく、品証書類等を基に同社の信頼性確認をリモートのみで実施する事は難しく困難であると判断した。

③ 第三国への輸送、第三国から日本への輸送の実施

本案は、露国から第三国に輸送し、第三国で輸入後に一度開梱し、改めて日本に向けた発送前検査を行い、日本へ輸送するものである。本案は、露国から第三国の輸送と第三国から日本の輸送のそれぞれ独立した輸送を実施するものであり、露国から第三国への輸送に関しては、日本は関与しない輸送となるため、GNF-J 社による発送前検査が不要となる。第三国としては、下記2国を候補として検討した。

- ・米国：ARRC 社定期船の寄港国であり、GNF-A 社（GNF-J 社の親会社）所在地であることから、同社での作業可能性がある。
- ・仏国：NUKEM 社が半導体ビジネスで使用しており、かつ、STACY 燃料も積載可能としている船舶の寄港国（ダンケルク港）である。

米国を経由する輸送として、GNF-J の親会社である GNF-A 社において開梱し発送前検査の実施を検討したが、同社にて他社製造品である STACY 燃料の開梱業務・発送前検査を実施することは不可であるとの返答を得た。続いて Orano TLI、TN Americas、及び Framatome Inc において同作業が可能であるかの協議を行ったが、不可能であるとの回答を得た。また、仏国においても、Orano CE / Framatome SAS / Orano NPS にて STACY 燃料の開梱業務・発送前検査の実施を検討したが、同様に不可能との回答を得た。続けて独国 Orano NCS における実施も検討したがこちらも同様に不可能であると回答を得ている。

これらのことから、本案は STACY 燃料の開梱業務・発送前検査を実施する事が出来る事業者がなく、困難であると判断した。

④ L 型輸送物としての燃料輸送の実施

現時点において、露国への渡航の制限により発送前検査が困難な状況であり、現状が変わらないという事態も想定し、発送前検査を実施せずに輸送可能な方法について検討した。L 型輸送物の輸送では、原子力規制庁による運搬確認が不要となり、発送前検査も不要となる。検討の結果、L 型輸送 1 回あたりの U-235 量は 45g 以下となることから、棒状燃料及び粉末燃料を L 型輸送として輸送する場合、下記回数に分けて実施する事となる。

- ・棒状燃料：901 回(棒状燃料 1 本辺りの U235 量 34g)

- ・粉末燃料：42 回(輸送 1 回あたりの U235 量 44g)

上記のとおり輸送回数が大幅に増加するため、実施期間、実施予算が大幅に増加することから、本案は困難であると判断した。

以上のことから、現時点においては当初の計画のとおり渡航可能となった後に発送前検査を実施することとし、引き続き状況を注視しながら輸送計画の検討を進めることとした。

(4) 輸送ルートの確認

輸送容器のバリデーション取得国を必要最小限に抑えるため、露国内港から米国を経由した以下のルートを想定しており、現在のロシア－ウクライナ情勢下において輸送ルートの再確認を行った。なお、露国および米国の輸送容器バリデーションについてはすでに取得済みである。

露国 NCCP → 露国サンクトペテルブルク港	: 陸輸送
露国サンクトペテルブルク港 → 米国フィラデルフィア港	: 海上輸送
米国フィラデルフィア港 → 米国エバレット港	: トラック輸送
米国エバレット港 → 東京港	: 海上輸送
東京港 → JAEA	: トラック輸送

露国－日本国間の海上輸送において利用を検討していた ARRC 船舶は、制裁により欧州港への寄港は制限されているものの、米国港への寄港は引き続き行っている。これは、ARRC 社がカナダにグループ支社をもつことで、米国においては同航路がカナダ企業による運航と見做されているためである。また、米国－日本国間の燃料輸送において使用を検討していた ECL 社は引き続きエバレット港－東京港間を運航している。以上から、露国－日本国間の輸送経路は引き続き輸送可能なものとなっている。しかしながら、ロシア－ウクライナ問題の動向によっては、突然上記のルートや船舶等が利用不可となることも否定できない不安定な状態が続いている。

また、露国、米国および日本の陸上輸送、海上輸送に係る手続き（輸送経路、通関手続、船舶ブッキング時期）については、変更がないことを確認した。しかしながら、陸上輸送、海上輸送共に輸送キャリアの Class 7 貨物引受の状況や、航路や頻度の変更が頻繁に行われるため、想定していた輸送方法にて輸送が行えなくなる可能性がある。その対策として、いち早く情報が流れる軽水炉用燃料輸送のネットワークから最新の情報を入手し、引き続き海外輸送会社へ情報を共有し対策を検討する。

5.1.3 まとめ

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の輸送準備として、輸送容器の年次点検を実施した。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、令和 3 年度に引き続き、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施について、露国燃料加工メーカ及び日本国内輸送業者と協議を行った。この結果、いずれの案も実現が困難であるため、現時点においては当初の計画のとおり渡航可能となった後に発送前検査を実施することとした。さらに、現時点における輸送ルートの確認を実施すると共に、引き続き、情勢を注視しつつ燃料輸送計画を検討する。

第 6 章 燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験

本章では、「燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験」として、第 6.1 節「ロシア原産燃料調達不調に備えた計画見直し」、第 6.2 節「初臨界炉心の検討」、第 6.3 節「国際会議等における情報収集」について報告する。

6.1 ロシア原産燃料調達不調に備えた計画見直し

6.1.1 目的及び概要

(1) 目的

令和 6 年度末までの受託事業期間における STACY 更新炉を用いた実験にロシアから調達予定の燃料が使えないことを想定し、その影響を調べた。燃料要素には現有の 400 本の棒状燃料要素のみを用いる。

(2) 概要

現有の燃料要素 400 本と、デブリ模擬体の調製なしでの実験計画を立案した。初臨界時に用意する格子板のうち、格子間隔 1.27 cm で構成される炉心は燃料要素 400 本では臨界とならないが、外側の格子間隔を広くすることで臨界となることを確認した。この概念を用いることにより、使用可能な棒状燃料要素数の減少の影響を最小限にすることが可能である。一方で、デブリ模擬体については核分裂性物質 (UO_2 粉末) を材料とすることが困難となるため、他の材料で代替することを検討した。

6.1.2 経緯と計画見直しの範囲

STACY 更新炉で使用する予定の 900 本の新しい棒状燃料要素とデブリ模擬体調製用の UO_2 粉末は、ロシア企業で製造し初臨界前に輸送する予定であった。しかしながら 2022 年 2 月のロシアによるウクライナへの侵攻とその後の国際情勢の変化（国際間送金や渡航の問題）により、2024 年 3 月時点で輸送の目処が立っていない。令和 6 年度末までの受託事業期間における STACY 更新炉を用いた実験にこれらの燃料が使えないことを想定し、その影響を調べた。

燃料要素には現有の 400 本の棒状燃料要素のみを用いる。現有燃料要素は新燃料要素と比べ、 ^{235}U の濃縮度はいずれも約 4.98 wt.% であり、直径や全長も同等であるが、下部端栓の長さが異なり、現有燃料の方が短い。新燃料要素が 22.76 mm であるところ、現有燃料は 14.68 mm である。また、被覆管も同じジルカロイ-4 系ではあるものの組成が異なる。これらの核的影響も含め、燃料要素数減による実験計画への影響を評価した。臨界性の観点からは、初臨界時に準備される格子板のうち格子間隔 1.27 cm を用いて炉心を組んだ場合、最大臨界水位の 140 cm の場合でも格子間隔 1.27 cm を維持したままでは燃料要素 400 本では臨界にならない。そのため、炉心の一部（主に外周部）の配置を市松模様状にすることで格子間隔を $\sqrt{2}$ 倍の 1.80 cm 相当とし、中性子減速条件を変えることを検討した。このような 2 領域炉心の成立性・妥当性を次節で示し、出来る限り当初計画通りの実験計画を遂行することを検討した。

一方で、デブリ模擬体は UO_2 粉末を調達しなければ調製することが出来ない。ロシアから ^{235}U 濃縮度 4.98 wt.% の UO_2 粉末を調達する予定であったが、代替入手先から濃縮度の異なる UO_2 粉末を調達する場合と、 UO_2 を含むデブリ模擬体の調製を行わない場合について検討を行うこととした。

これらの影響の評価対象とする実験計画は令和 3 年度報告書¹⁾「6.3.2 実験テーマの目的と概要」に示した下記の 9 つの実験テーマである。

- (1) 基本性能確認実験
- (2) 軸方向中性子束分布測定実験
- (3) 燃料デブリ模擬体（短尺）を用いた反応度測定実験
- (4) 不均一な配置の臨界実験
- (5) 構造材棒を用いた燃料デブリ模擬実験
- (6) 燃料デブリ落下模擬試験
- (7) ボロン注入実験
- (8) 燃料デブリ模擬体（長尺）を用いた反応度測定実験
- (9) 局所的な減速条件変更実験

6.1.3 2 領域炉心の成立性評価

2 領域炉心の成立性を炉心中央の 1.27 cm 格子間隔領域（以下テスト領域）における中性子スペクトルの模擬性の観点から評価した。図 6.1.3-1 に解析体系の模式図を示す。解析体系はテスト領域を 1.27 cm 格子板に対して市松模様状に燃料を装荷した領域（以下ドライバ領域）で囲ったものである。テスト領域内の中性子スペクトルと 1.27 cm 格子板に一樣に装荷した際のスペクトルとを比較した。テスト領域の大きさを 15×15 程度とすることで、テスト領域中央部で一樣炉心の中性子スペクトルを模擬できることを確認した。

図 6.1.3-2 に炉心中心での中性子スペクトルを各テスト領域の大きさとの関係を示す。テスト領域が小さい（ 5×5 ）場合の中性子スペクトルは一樣炉心のそれと比べて、軟化していることがわかる。これはドライバ領域の中性子がテスト領域中央に侵入するためであると考えられる。一方、テスト領域サイズが 9×9 を超えると炉心中心では一樣炉心の中性子スペクトルを模擬できていることがわかる。

図 6.1.3-3 に 15×15 サイズのテスト領域を持つ炉心の対角方向の各点（図 6.1.3-1）での中性子スペクトルの比較を示す。テスト領域の最外周に位置する(7,7)においてはドライバ領域の熱中性子の影響が強くみられるが、燃料棒 3 本分内側に位置する(4,4)においてその影響はほとんどなくなっていることがわかった。このことから 9×9 のテスト領域内部では一樣炉心の中性子スペクトルが模擬できていると考えられる。

以上より、2 領域炉心の利用によって、格子間隔 1.27 cm の中性子スペクトル場を再現できると考えられ、予定していた実験の一部への適応が可能となる見込みを得た。

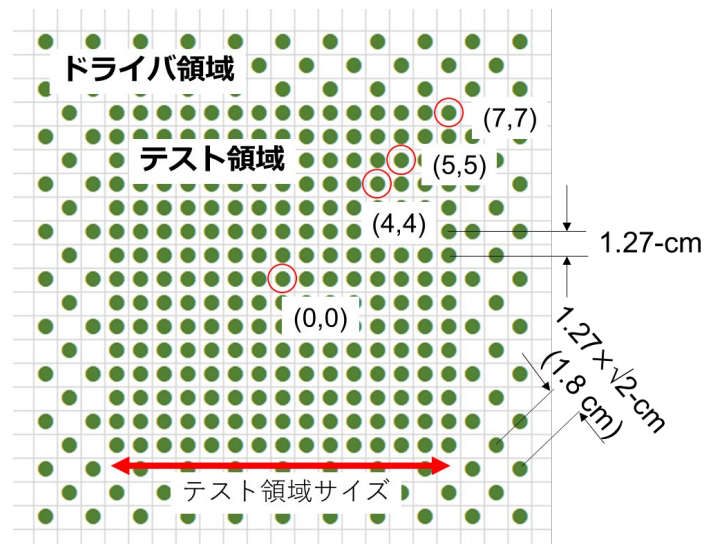


図 6.1.3-1 2 領域炉心の体系模式図

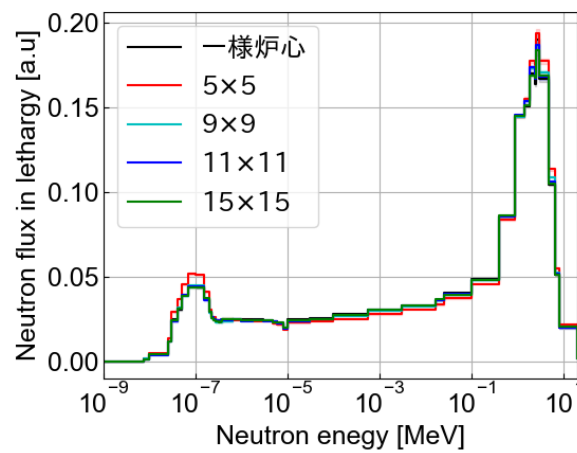


図 6.1.3-2 各テスト領域サイズにおける中性子スペクトルの比較

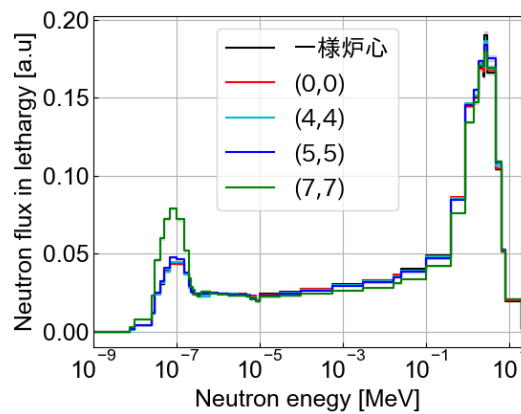


図 6.1.3-3 テスト領域サイズ 15×15 における対角方向の各点における中性子スペクトルの比較

6.1.4 現有燃料 400 本で臨界となる炉心の範囲

6.1.3 節の検討結果を受け、STACY 更新炉において現有燃料要素 400 本で臨界となる臨界水位の範囲を、他の格子間隔も含めて検討した。結果を表 6.1.4-1 に示す。表 6.1.4-1 に示されるとおり、400 本以下の燃料要素しか使用出来ない場合は中性子減速条件を大きくした炉心は構成可能であるが、中性子減速条件が小さいより稠密な炉心は構成が難しくなる。但し、本受託事業では、燃料デブリの計算解析結果の妥当性を示す目的のため、少なくとも 2 点の異なる中性子減速条件で臨界実験を行うこととしており、この要件は満たす。

表 6.1.4-1 STACY 更新炉で燃料要素 400 本以下で臨界となる範囲

使用格子板 [cm]	炉心中央格子間隔	V_m/V_f 中央 (平均:2 領域 の場合のみ)	臨界水位 の範囲 [cm]	炉心構成備考 (テスト領域サイズは 使用格子板基準)
1.27	1.27 cm	1.71 / 2.70	45-140	15×15、外側に 1.80 cm ドライバ
1.50	1.50 cm	2.92	40-140	1 領域
1.27	1.80 cm ($1.27 \times \sqrt{2}$)	4.77	40-140	1 領域
1.50	2.12 cm ($1.50 \times \sqrt{2}$)	7.18	40-140	1 領域
1.27	2.54 cm (1.27×2)	10.87	55-140	1 領域
1.50	3.00 cm (1.50×2)	15.70 / 5.33	65-140	15×15、外側に 1.50 cm ドライバ
1.27	3.59 cm (1.80×2)	23.09 / 6.25	65-140	15×15、外側に 1.80 cm ドライバ

6.1.5 デブリ模擬体調製への影響とその対応策の検討

デブリ模擬体の調製の材料として用いる UO_2 粉末がロシアから入手出来ない場合、デブリ模擬体の調製が出来なくなる。このため、デブリ模擬体の調製方法も含めて、燃料デブリの臨界特性を明らかにする臨界実験を実施するという目的において対応策を検討する必要がある。大別して以下の 2 つの対応策が検討された。

(1) 代替 UO_2 粉末入手によるデブリ模擬体調製の検討

UO_2 粉末を他の入手先から調達してデブリ模擬体の調製を行う場合である。この場合、 UO_2 の濃縮度が異なることは問題とならないが、施設の貯蔵許可量の関係で、調達可能な UO_2 粉末量に制限がある。また、新たな調達先からの輸送に費用が発生する。本案については、費用以外の成立性について次の 6.1.6 節で詳細検討を行った。

(2) デブリ模擬体の調製を行わず、調製に用いる UO_2 以外の材料のみによる試料作製

デブリ模擬体の調製を行わない場合、 UO_2 以外の材料 (Fe_2O_3 、 SiO_2 など) の試料を作製して、その反応度を測定することが考えられる。この場合、材料として入手した試料粉末を焼結などを行わずそのまま内挿管に装填して装荷することが考えられるが、装填方法、装填後の密度の測定方法など技術検討課題もあり、試料作製の精度について引き続き検討を進める。また、デブリ模擬体の調製を行わない場合、置換反応度測定において必要十分な反応度を得

るためには十分な試料の装荷量が必要であり、十分な量の試料を作製する。そのため可動装荷物駆動装置を用いた試験は実施しない。

6.1.6 代替 UO_2 粉末入手によるデブリ模擬体調製の検討

6.1.5 (1)に示したとおり、本節では代替 UO_2 粉末入手によるデブリ模擬体調製を行った場合の臨界実験の成立性について検討した。具体的には、(1) NUCEF 受入可能量に対する検討、(2) 調製可能な組成によるスクリーニング、及び(3) 計算解析で有意な反応度が得られるかどうかの検討、を実施した。

(1) NUCEF 受入可能量に対する検討

NUCEF が所有する濃縮 UO_2 の受入許可枠の残りは 100 gUO_2 となっている。これはロシアから入手予定の ^{235}U 4.98 wt.%濃縮 UO_2 燃料 40 kg を考慮した残りである。この場合、 UO_2 のみで試料ペレットを調整した場合、ペレット 1 個あたり 10 gUO_2 が必要であるため試料ペレット約 10 個分に相当する。そのため、複数種類のデブリ模擬体を調製することは材料量の観点から難しい。

また、デブリ模擬体の調製設備の許可は低濃縮ウランを使用する条件で取得しており、低濃縮ウランの代わりに天然ウランを用いた調製は現在の許可では不可である。

(2) 調製可能な組成によるスクリーニング

模擬燃料デブリを調製（焼結ペレットを作製）するにあたり、混合物の種類により UO_2 へ混合できる上限量が異なってくることが、これまでの試験調製で分かっている。それらの上限に基づき 100 gUO_2 で調製可能なデブリ模擬体のペレット数を表 6.1.6-1 に示す。

表 6.1.6-1 構造材料の違いによるデブリ模擬体ペレット調製数上限の変化

構造材料	混合上限	デブリ模擬体ペレット調製数上限
なし (UO_2 のみ)	-	< 10 個
SiO_2	< 30 wt. %	< 14 個
CaO	< 10 wt. %	< 11 個
Fe_2O_3	< 10 wt. %	< 11 個
ZrO_2	< 90 wt. %	< 100 個

表 6.1.6-1 に示される結果から、 ZrO_2 以外はペレットの調製可能数は 10 個（10 cm）程度である。また、材料の UO_2 が 100 gUO_2 しかないため、調製できるのは 1 種類のみに限られる。また、この少量試料を装荷する方法としては、可動装荷物駆動装置を用いることが適当である。 ZrO_2 のデブリ模擬体は十分な数量が調製可能と考えられるが、燃料被覆管材料の Zr 酸化物が燃料デブリ中で固まって存在するといった知見は今のところなく、Zr については核データが比較的良く整備されていることから、 ZrO_2 を多く混合したデブリ模擬体を調製することは本受託研究の目的には合致しないと考える。

(3) 計算解析で有意な反応度が得られるかどうかの検討

可動装荷物駆動装置を用いて、ペレット 10 個相当の 10 cm 長試料（直径 0.82 cm）を装荷した場合の置換反応度について計算にて評価した。計算には MCNP6.2 コードと JENDL-4.0 ライブラリを用い、水位は 90 cm 固定とし、可動装荷物駆動装置に装荷した試料の中心高さが水位 45 cm 相当になるよう上下位置を調整した。その条件で、空のサンプル管に対して試料を装荷した場合の置換反応度を評価した。

試料の組成は、原子力機構内から調達可能な ^{235}U 3.362 wt.% の低濃縮 UO_2 を母材として想定することとした。また、焼結を行わず粉末の状態での装荷もあり得るため、表 6.1.6-1 に示した各構造材料の調製上限に依存せずにより広範な混合比について評価している。粉体のまま装荷する場合には、はじめに対照試料として UO_2 粉体のみを測定し、その後特定の構造材料を徐々に混ぜていくことで、数種類の混合条件を作ることが出来る可能性がある。ただし、粉体を片側封止の燃料試料挿入管から出し入れする必要があることと、そのような操作を行う場合の試料密度の測定が困難となることが予想される。

各組成の試料を装荷した場合の計算解析による実効増倍率の評価結果と空の試料挿入管を基準とした置換反応度を表 6.1.6-2 に示す。また、各格子ごとに試料反応度を図示したものを図 6.1.6-1 及び図 6.1.6-2 に示す。

表 6.1.6-2 構造材料及びデブリ模擬体の実効増倍率（反応度）

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
試料なし（空の燃料試料挿入管）	1.00025 (base)	1.00452 (base)
SiO_2		
100 wt. %	1.00020 (−5 pcm)	1.00455 (+3 pcm)
90 wt. %	1.00022 (−3 pcm)	1.00448 (−4 pcm)
60 wt. %	1.00013 (−12 pcm)	1.00436 (−16 pcm)
20 wt. %	1.00036 (+11 pcm)	1.00442 (−10 pcm)
CaO		
100 wt. %	1.00028 (+3 pcm)	1.00428 (−24 pcm)
90 wt. %	1.00029 (+4 pcm)	1.00449 (−3 pcm)
60 wt. %	1.00021 (−4 pcm)	1.00448 (−4 pcm)
20 wt. %	1.00033 (+8 pcm)	1.00458 (+6 pcm)
Fe_2O_3		
100 wt. %	1.00021 (−4 pcm)	1.00412 (−40 pcm)
90 wt. %	1.00035 (+10 pcm)	1.00429 (−23 pcm)
60 wt. %	1.00022 (−3 pcm)	1.00430 (−22 pcm)
20 wt. %	1.00033 (+8 pcm)	1.00447 (−5 pcm)
UO_2 (100 wt. %)	1.00045 (+20 pcm)	1.00445 (−7 pcm)

計算の統計誤差は $1\sigma < 0.00008$

Using 20,000 histories per generation with 5,000 active generations after 100 inactive generations.

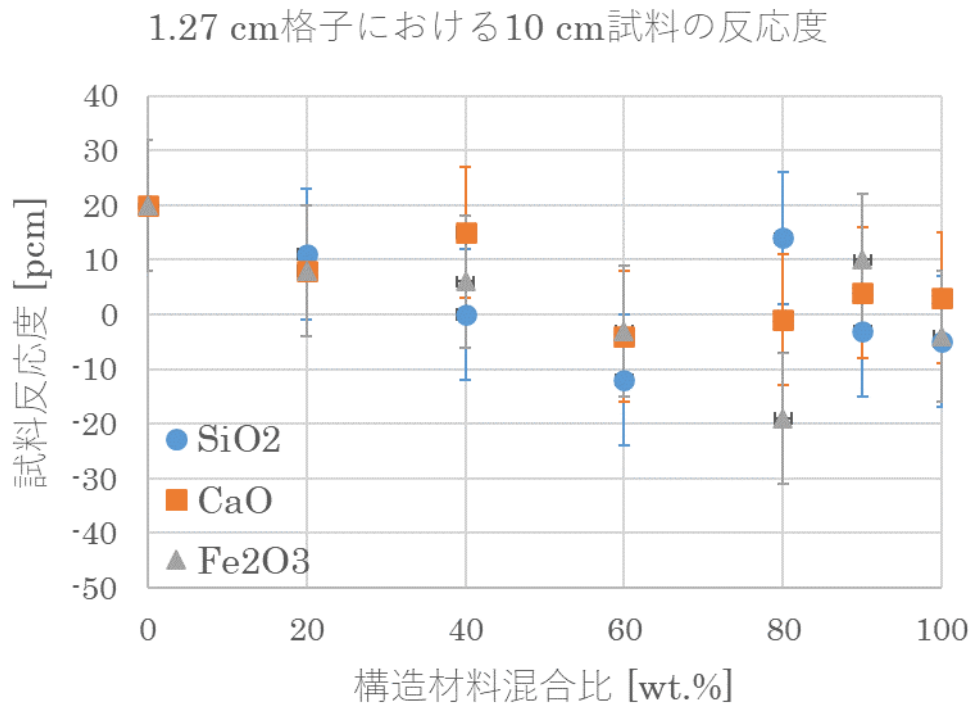


図 6.1.6-1 格子間隔 1.27 cm におけるデブリ模擬体の反応度

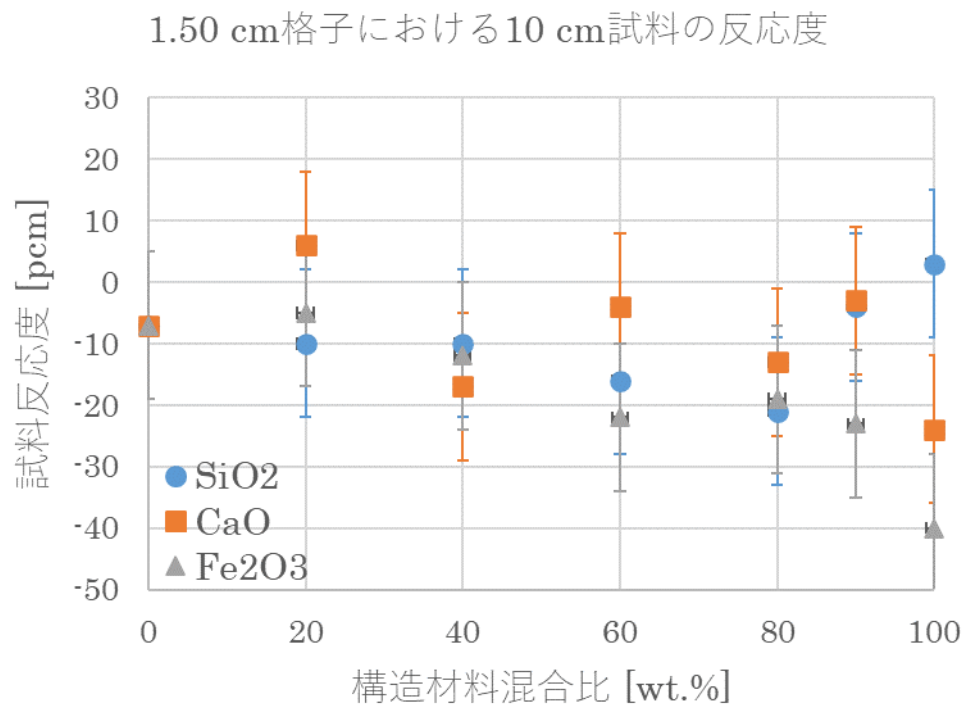


図 6.1.6-2 格子間隔 1.50 cm におけるデブリ模擬体の反応度

STACY 更新炉では、反応度の測定方法として臨界となる水位の差を測定することで間接的に反応度を測定する。この水位測定に用いるサーボ式水位計の設計上の精度は $\pm 2 \text{ mm}$ となっている。一方で、事前解析による水位変化あたりの反応度差は 5 pcm/mm 程度であり、 10 pcm 以上の差異が得られないと測定は難しい。反応度計による測定においても、旧施設及び他施設等の実績から 7 pcm (=約 1 セント)程度が限度である。

一方、表 6.1.6-2 に示される結果のうち、構造材料単体同士での相互比較は、 1.50 cm 格子の場合は SiO_2 を除いては測定出来そうであるが、 1.27 cm 格子の場合には反応度差が現れない。デブリ模擬体を調製した場合も、ほぼ有意な反応度差を得られるケースは限られる。ただし、図 6.1.6-1 及び図 6.1.6-2 に示されるとおり、デブリ模擬体を調製した場合に得られる反応度の評価結果は混合割合変化に対するばらつきが大きく、系統的な変化を示していない。臨界水位差によって測定が可能な下限値に近く、デブリ模擬体も複数種類が用意出来ないことから相互比較も出来ない状況において、 100 gUO_2 粉末を用いて 10 cm 長のデブリ模擬体を 1 種類作った場合の実験結果の有効性は示すことが出来なかった。

デブリ模擬体調製に用いる UO_2 粉末のロシアからの調達不調に伴い、代替として 100 gUO_2 を調製する場合においては、ペレット 10 個相当 (10 cm 長) の試料が調製可能である。しかしながら、 10 cm 相当の試料を調製して炉心に装荷し反応度を測定する場合、STACY 更新炉の臨界水位差の差異が得られる下限の反応度に近く、試料 1 種類の調製のみでは相互比較が出来ないことから、確実に実験測定が得られる見通しが得られなかった。そのため、6.1.5 (2) に示す「デブリ模擬体の調製を行わず、調製に用いる UO_2 以外の材料のみによる試料作製」が現時点で現実的な対応策となる。

6.1.7 実験計画への影響のまとめ

以上で検討した各実験項目について、燃料調達不調の影響を表 6.1.7-1 に当初予定実験数と評価後の実験数、影響度を 5 段階でまとめた。

表 6.1.7-1 ロシアからの燃料調達不調による影響評価結果

実験項目（略称、優先度順）	初期想定実験ケース数	実験可能ケース	影響度*
(1) 性能確認	11 点×2 格子=22	11 点×2 格子=22	A
(8) デブリ模擬体（長尺）	5 種×2 格子=10	不可（模擬体調製が困難）	E
(5) 構造材棒	5 パターン×2 格子×2 種 =20	5 パターン×2 格子×2 種 =20	A or B
(6) デブリ落下模擬	3 パターン×10 点×2 格子 =60	3 パターン×10 点×1 格子 =30	C
(4) 不均一配置	6 パターン×1 格子=6	3 パターン×1 格子=3	C
(3) デブリ模擬体（短尺）	8 種×2 格子=16	3 種（構造材料のみ）×2 格子=6	D
(7) ボロン注入	2 格子=2	1 格子=1	C
(2) 軸方向 flux 分布	2 格子=2	2 格子=2	A
(9) V_m/V_f 変更	5 パターン×2 格子=10	5 パターン×2 格子=10	A

*影響度（A: ロシア燃料の影響がなく達成可能、B: 25 %程度影響、
C: 同 50 %、D: 75 %、E: 全くできない）

(1) 基本性能確認実験

本実験項目は、それぞれの格子板に対する水位差反応度係数の測定などを含み、実験回数（再現性確認）を多くすることで実験の不確かさを明らかにすることができるため、実験回数は堅持する。1.27 cm 格子に対しては、その他の実験項目で採用する 2 領域炉心を構成して実験を行う。実験数を維持するため影響度は A とした。

(2) 軸方向中性子束分布測定実験

本実験項目は内挿管を用いて装荷した放射化検出器の照射を行い、軸方向の中性子束分布を直接測定するものである。但し、可動装荷物駆動装置を用いたデブリ模擬体の実験実施がデブリ模擬体調製が困難であること、その他の実験項目は軸方向の分布がないことから、本実験項目の優先度は下がった。(1) と同様に 1.27 cm 格子では 2 領域炉心を構成して実験を行うことで実験数が維持でき、影響度は A である。

(3) 燃料デブリ模擬体（短尺）を用いた反応度測定実験

本実験は UO_2 を含むデブリ模擬体の調製が出来ず、構造材料（ SiO_2 、 Fe_2O_3 、 CaO を予定）のみの試験となる。但し、その場合長尺の実験の方が置換反応度を測定しやすいため、本実験の優先度は中以下となる。影響度は、実験ケース数のみを勘案し D とする。

(4) 不均一な配置の臨界実験

本実験は不均一な配置の効果がよりよく得られる 1.27 cm 格子による中性子減速不足条件下で行うこととしていた。新規の燃料要素が調達出来ない場合にはドライバ燃料に必要数回す必要があり、燃料要素が多めのパターンは実施出来なくなるとして、パターン数を半減で見積もり、影響度を B もしくは C とした。

(5) 構造材棒を用いた燃料デブリ模擬実験

本実験は実験数を堅持する予定であるが、吸収の強い鉄構造材棒を多数本入れる場合は、ドライバ燃料が不足する可能性があり、若干のケース数減となる可能性があるため影響度を A もしくは B とした。

(6) 燃料デブリ落下模擬試験

本実験は一様炉心（1 領域）で実施することを基本としているため、1.27 cm 格子での実験は難しいものと考え、ケース数半減、影響度を C とした。

(7) ボロン注入実験

本実験も一様炉心（1 領域）で実施することを基本としているため、1.27 cm 格子での実験は難しいものと考え、ケース数半減、影響度を C とした。

(8) 燃料デブリ模擬体（長尺）を用いた反応度測定実験

本実験はデブリ模擬体の調製が出来ないため実験不可であり、影響度を E としている。但し、調製に用いる UO_2 以外の要素のみの試験は実施可能であり、今後代替案として検討を継続する。

(9) 局所的な減速条件変更実験

本実験は局所的に水孔を設けて減速条件を変えるものであり、燃料要素不足の影響を受けにくい。1.27 cm 格子でも実施可能な炉心構成があるためケース数維持、影響度は A とした。

以上のように、ロシアから UO_2 燃料が調達できない場合の影響を評価し、実験計画・スケジュールを見直した。1.27 cm 格子を用いた実験に燃料要素不足の影響が出るものの、2 領域炉心を必要に応じて適用することで最低限の実験は出来る。最も影響が大きいのは UO_2 粉末燃料が入手出来ないことによるデブリ模擬体の調製不可による臨界特性の実験測定が出来ないことであり、構造材棒（コンクリート系及び鉄系）を用いた試験、構造材料（ SiO_2 、 CaO 、 Fe_2O_3 など）の粉体を内挿管に入れて装荷するなどを検討している。

上記の検討を行った後、STACY 更新炉の製作上の不適合事象があり、当初令和 4 年度第 4 四半期に初臨界に達し、実験期間を約 18 か月と設定していたところ、初臨界時期が令和 5 年度第 4 四半期になり、実験期間も約 10 か月に減ずることが必要となった。このため、表 6.1.7-2 に示す通り計画変更を行った。

表 6.1.7-2 不適合事象による実験期間減少の影響評価結果

実験項目（略称、優先度順）	初期想定実験ケース数	実験可能ケース	影響度*
(1) 性能確認	11 点×2 格子=22	11 点×2 格子=22	A
(8) デブリ模擬体（長尺）	5 種×2 格子=10	構造材料のみ 4 種×2 格子 =8	C
(5) 構造材棒	5 パターン×2 格子×2 種 =20	7 パターン×2 格子×2 種 =28	A
(6) デブリ落下模擬	3 パターン×10 点×2 格子 =60	3 パターン×8 点×1 格子 =24	C
(4) 不均一配置	6 パターン×1 格子=6	3 パターン×1 格子=3	C
(3) デブリ模擬体（短尺）	8 種×2 格子=16	実施しない	E
(7) ボロン注入	2 格子=2	1 格子=1	C
(2) 軸方向 flux 分布	2 格子=2	2 格子=2 (使用前検査で実施検討)	A
(9) V_m/V_f 変更	5 パターン×2 格子=10	時間的余裕があれば実施	D

*影響度はロシア燃料の影響評価前を基準とする。A～E の判定基準は表 6.1.7-1 と同じ。

表 6.1.7-1 と表 6.1.7-2 を比較して異なる部分について概説する。はじめに、デブリ模擬体が調製出来ないことは変わらないので、実験効果が小さい短尺の実験は実施しないこととし、構造材料のみの長尺試料による実験と構造材棒の実験ケースを増やして対応する。また、実験期間の減少を考慮して優先度の低い V_m/V_f を局所的に変更する試験は時間的な余裕があれば実施することに変更した。但し、実験期間がほぼ半減することにより、何らかの実験トラブル対応に費やすため、または必要に応じて再現性を確認したり実験条件を少し変えて感度を確認するような実験ケースを実施する予定であった予備実験期間が失われた。このため、実験スケジュールが非常にタイトになってしまうこととなったことに加え、実験精度確保に必要な再現性確認実験が実施できない可能性がある。

6.2 初臨界炉心の検討

6.2.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉を用いた実験における初臨界炉心の構成を格子板ごとに検討する。前年度に明らかとなった有意な反応度を有する炉心タンク内機器の影響を考慮した上で、棒状燃料要素が 400 本未満で臨界となる条件を検討する。

(2) 概要

格子板 2 種（1.50 cm 及び 1.27 cm）に対して、矩形の初臨界炉心構成を考案した。格子間隔 1.27 cm の格子板に対しては、2 領域炉心と市松模様状に使用し格子間隔を 1.80 cm とした場合の 1 領域炉心について検討した。いずれも成立することを計算により確認したが、用いる核データによって臨界水位がやや異なることが明らかとなった。

6.2.2 初臨界炉心構成の検討

令和 3 年度事業で検討した、炉心タンク内構造材の反応度効果の評価結果に基づく計算モデルの構築と、棒状燃料要素が 400 本以下の条件で初臨界炉心を設計した。特に中間格子板の反応度効果が大きく、また不確かさが大きくなることが予想されるため、許可上の臨界水位の範囲（40–140 cm）に対して中間格子板の高さ約 98 cm 未満の臨界水位となる炉心を探索した。炉心の形状は、炉心変更作業で間違いが少ない矩形とし、対称性の良い炉心構成とした。1.27 cm 格子では 1 領域矩形炉心では水位を 140 cm としても臨界とならないため、2 領域炉心の構成とする。また、1.27 cm を市松模様に使い 1 領域炉心とする 1.80 cm 格子についても検討した。

基本形状の検討は、MCNP6.2 コードと JENDL-4.0 を用い、各格子の臨界燃料要素数を決定した。図 6.2-1 に炉心の構成案を示す。これらの炉心構成案に基づき、同コードと JENDL-4.0 並びに JENDL-5 を用いて評価した予想臨界水位、安全板反応度（1 枚及び 2 枚挿入時）の評価結果を表 6.2-1 に示す。

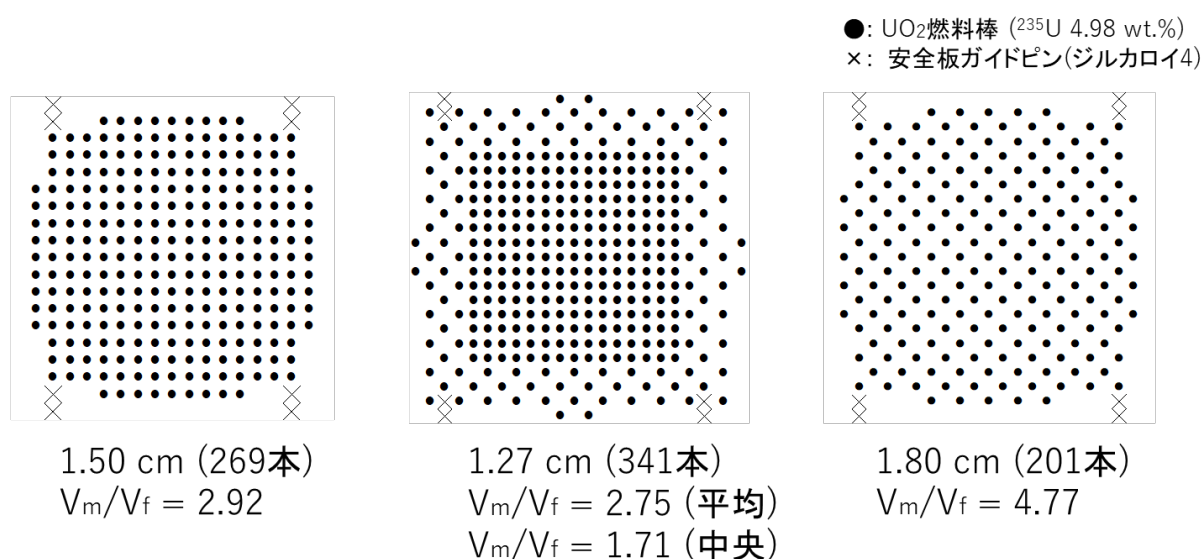


図 6.2-1 各格子に対する初臨界炉心構成案

表 6.2-1 初臨界炉心構成案の諸元

項目	1.50 cm 1 領域炉心	1.27 cm 2 領域炉心	1.80 cm 1 領域炉心
燃料要素数	269	341	201
臨界予想水位 [cm] (JENDL-4.0/JENDL-5)	84.9 / 81.6	86.7 / 83.3	81.2 / 78.6
安全板反応度 (1 枚) [%Δk/k] (JENDL-4.0/JENDL-5)	-2.5 / -2.5	-2.5 / -2.6	-2.1 / -2.1
安全板反応度 (2 枚) [%Δk/k] (JENDL-4.0/JENDL-5)	-5.5 / -5.7	-5.5 / -5.6	-4.4 / -4.5

MCNP6.2+JENDL4.0 または JENDL-5 (k_{eff} : $1\sigma < 0.00012$)。

安全板反応度は全て規制要求を満たす。

表 6.2-1 に示されるとおり、臨界水位は JENDL-4.0 を用いた場合の方が最大 2.5 cm ほど大きくなる。これは、JENDL-4.0 での実効増倍率の評価が、JENDL-5 を用いた場合より 200 pcm 程度小さくなることに起因する。実際に初臨界とするまでどちらの結果が近いかどうかはわからないが、他の臨界集合体の実験ベンチマークなどを評価することによりそれぞれの核データの特性を把握する予定である。

6.3 国際会議等における情報収集

令和 4 年 6 月及び 11 月に開催された経済協力開発機構・原子力機関・原子力科学委員会・臨界安全ワーキングパーティ (WPNCs) の会合に参加した。2023 年 3 月現在、WPNCs 傘下では以下のサブグループ (SG) 活動及び技術レビューグループ (TRG) 活動がある。

- ・ SG-9 (乱雑な幾何形状内の中性子輸送)
- ・ SG-10 (使用済燃料インベントリにおける核データ不確かさ定量化に関するベンチマーク)
- ・ SG-11 (実験のバイアス及び相関の取扱手法の比較)
- ・ SG-12 (使用済燃料の崩壊熱評価)
- ・ TRG-ICSBEP (国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト)
- ・ TRG-SFCOMPO (使用済み核燃料の核種組成測定データベース)

このうち本受託事業と特に関連があるのは SG-9 及び TRG-ICSBEP の活動である。

SG-9 は、炉心損傷事故で生じた原子炉炉心や燃料デブリの臨界性を評価するための乱雑化計算モデルを調査、比較することを目的としている。英国の MONK コードに実装されている Perlin ノイズを用いた乱雑化モデル、仏国の MORET6 コードによるポワソン平面分割、フィンランド Serpent コードによるボロノイ分割などの異なるアプローチを用いて、PWR 集合体 (UOX もしくは MOX) の幾何形状を崩していった際に無限増倍率がどのように変化するかを比較検討している。

ICSBEP は計算コードや核データの妥当性確認のために各国の臨界実験がベンチマーク化されて収録されているもので、新規の評価を入れたハンドブックを整備して毎年公開し

ている。各施設における実験方法、不確かさ軽減の施策などが知見として得られる。令和4年度は TRG の年次会合の開催はなかった。

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構、「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」（令和3年度原子力規制庁委託成果報告書）、令和5年3月

第7章 デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備

STACY 更新炉では、燃料デブリを模擬したサンプルを使用する燃料デブリ模擬体臨界実験が計画されている。本章では、当該実験のために整備するデブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備について、令和4年度事業の結果を報告する。以下、デブリ模擬体調製について「7.1 デブリ模擬体調製設備の整備」に、デブリ模擬体分析について「7.2 デブリ模擬体分析設備の整備」に示す。

7.1 デブリ模擬体調製設備の整備

7.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備であるデブリ模擬体調製設備は、主に圧縮成型機、焼結炉及び混合粉碎機から構成される。令和4年度事業では、デブリ模擬体調製設備の周辺設備について安全性向上のための整備を行う。またコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行う。

(2) 概要

デブリ模擬体調製設備の各機器に接続されたグローブボックス内外の電源ケーブルの接続状況を確認したところ、ケーブル荷重がグローブボックスポートに設置された給電端子に負荷されていることを確認した。給電端子が据え付けられているグローブボックスポート及びポート部周囲の亚克力パネルが破損するほどの荷重ではないものの、継続使用する上で、亚克力パネルに掛かるケーブル荷重負荷を低減させるため、ケーブルサポートを設置する。これにより、地震時等の負荷や経年変化等による亚克力パネルの変形・破損を防止する。さらに、令和3年度事業に引き続きコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。

7.1.2 成果報告

(1) ケーブルサポートの整備

デブリ模擬体調製設備は、圧縮成型機、焼結炉、混合粉碎機で構成されており、これらの電源はグローブポートに設置した給電端子を介して供給している。図7.1-1及び図7.1-2にグローブポートに設置した給電端子を示す。当該給電端子は既存のグローブボックスポートを利用して取り付けられており、グローブボックスポートは亚克力製のグローブボックスパネルに取り付けられている。つまり給電端子の荷重は亚克力パネルにより保持されている。なお、給電端子は、電源ケーブルを直接グローブボックス外から内に引き込むのではなく、給電端子を介することで気密を保持する役割を担っている。

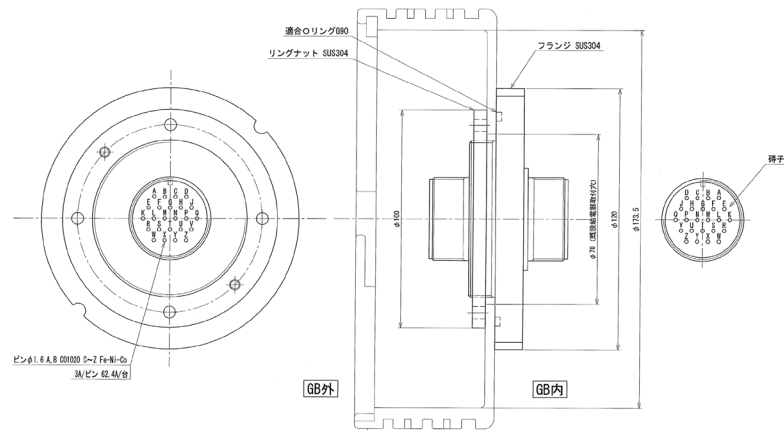


図 7.1-1 給電端子構造図

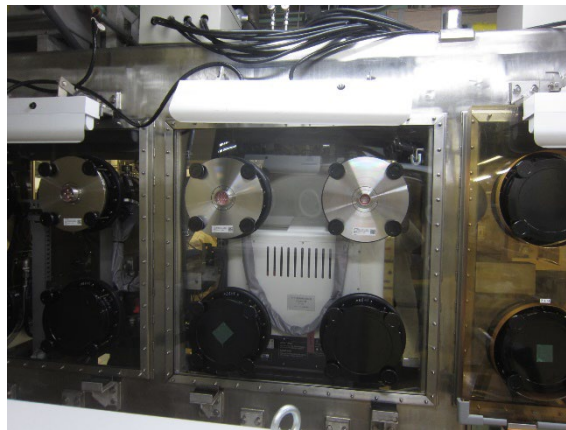


図 7.1-2 グローブボックスに設置された給電端子

当該給電端子は SUS 製であり、さらに給電端子に電源ケーブルをつなぐことで、数 kg の荷重がある。給電端子はアクリルパネルの面に取り付けられているため、給電端子及び電源ケーブルの荷重（垂直方向）によりアクリルパネルが破損することはない。しかしながら、地震時における水平荷重や経年変化を考慮し、アクリルパネルに負荷される給電端子及び電源ケーブルの荷重を低減させるためケーブルサポートを設置した。図 7.1-3 に設置したケーブルサポートを示す。給電端子に接続したケーブルの上下を固定し、荷重をグローブボックス本体で支えることにより、アクリルパネルに過度の荷重が負荷されることを防止している。これにより、地震時等の負荷や経年変化等によるアクリルパネルの変形・破損を防止し、グローブボックスの安全性向上が図られた。

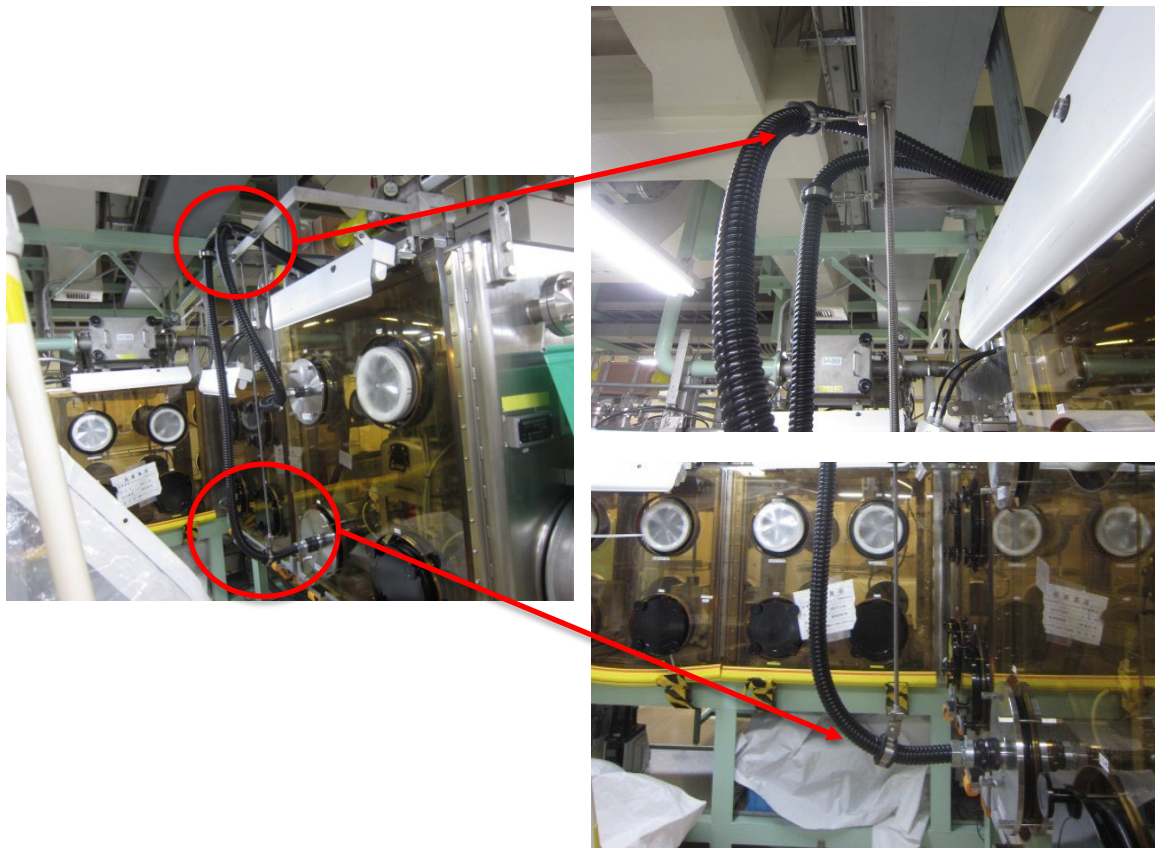


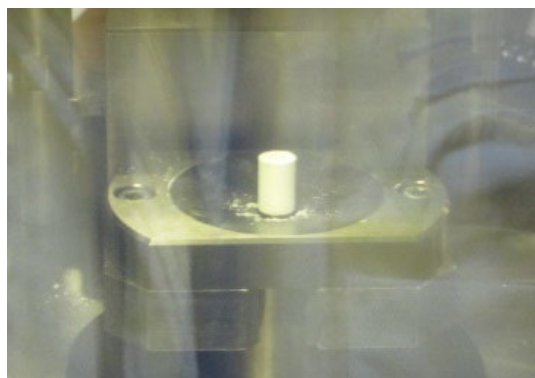
図 7.1-3 ケーブルサポート設置図

(2) デブリ模擬体の試調製

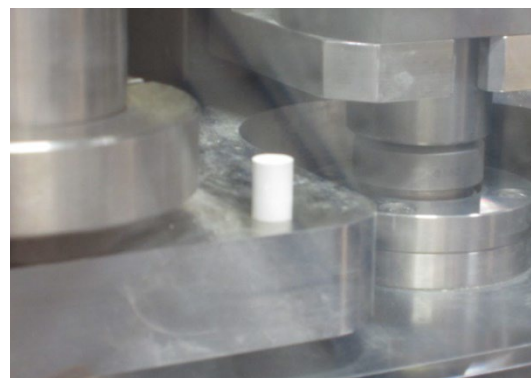
令和 3 年度事業に引き続き、ジルコニア及びアルミナ原料によりデブリ模擬体を調製した。令和 3 年度事業で製作したデブリ模擬体の一部には欠け、キャッピング等が発生しており、これは、粉体の粒度や流れやすさ等により金型と金型の隙間に粉体が入り込み、プレス圧の伝達不良が起きたことで生じたものと考えられる。令和 4 年度事業では、粉体の粒度や圧縮力を調整することにより、ペレット成型状況を確認した。使用金型、使用原料等の圧縮条件を表 7.1-1 に示す。また、調製したペレットの例を図 7.1-4、図 7.1-5 及び図 7.1-6 に示す。

表 7.1-1 圧縮条件

項目		備考
材料	酸化ジルコニウム	純度 99%、粒径 $254\mu\text{m}$ (株) 高純度化学研究所製
	酸化ジルコニウム	純度 99%、粒径 $1\mu\text{m}$ (株) 高純度化学研究所製
粉体重量	2.4 g	成型前の充填量
金型	上型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	中型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	下型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
圧縮力	圧力：15 MPa	—
	圧力：5 MPa	—

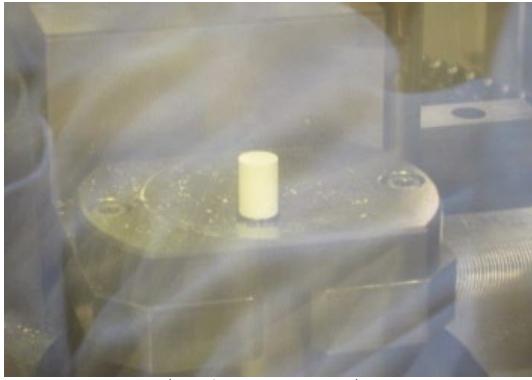


(圧力：5 MPa)

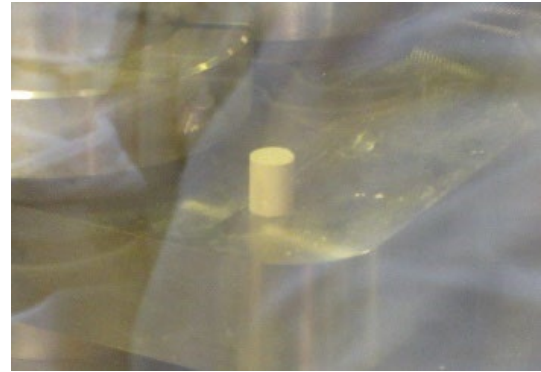


(圧力：15 MPa)

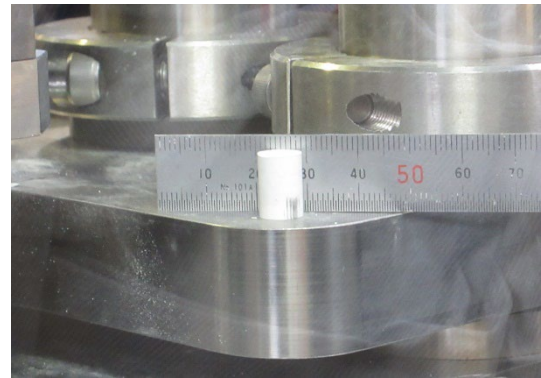
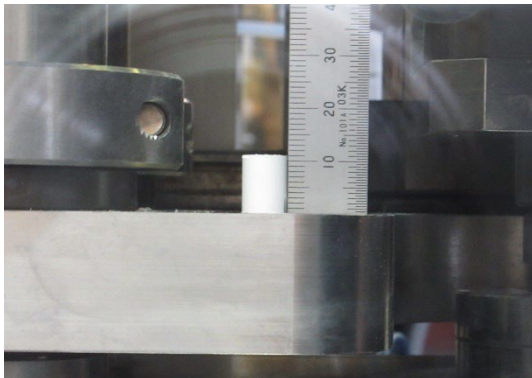
図 7.1-4 調製したデブリ模擬体ペレット例 (粒径 $254\mu\text{m}$)



(圧力： 5 MPa)

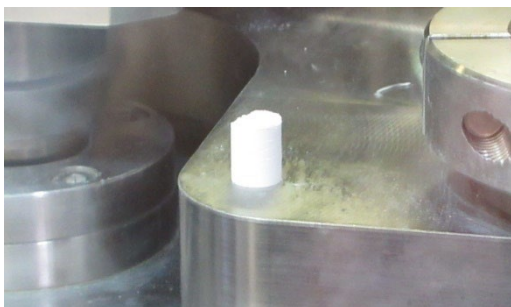


(圧力： 15 MPa)



圧力： 15 MPa 時の高さ (11mm) 及び直径 (8.5mm)

図 7.1-5 調製したデブリ模擬体ペレット (粒径 $1\mu\text{m}$)



欠け (粒径 $1\mu\text{m}$ 、15 MPa)



キャッピング (粒径 $1\mu\text{m}$ 、15 MPa)



成型不可 (粒径 $254\mu\text{m}$ 、15 MPa)

図 7.1-6 調製したデブリ模擬体ペレット例 (欠け、キャッピング、成型不可)

酸化ジルコニウムの粒径及び圧縮力を組み合わせて複数回調整したところ、多くは適切に成型できたものの、一部に欠けやキャッピングが生じるとともに、成型できなかったペレットがあった。これらの失敗例はいずれの組み合わせでも生じており、粒度や圧縮力にはあまり依存しないことが観察された。ただし、粒径 $1\mu\text{m}$ の粉体で成型した場合、粒径 $254\mu\text{m}$ と比べて成型後のペレットはやや硬くなり、その分欠けやキャッピングが起りやすい傾向がある。また、成型不可のペレットは複数回成型した後に発生する傾向がある。これらの現象は、金型と金型の隙間に粉体が入り込み、プレス圧の伝達不良が起きたことで生じたものと考えられる。また、粒径が小さい粉体だけでなく粒径が大きい粉体でも発生することから、圧縮中に生じた細かい粒径の粉体が金型に隙間に入り込むことで失敗につながったと考えられる。数回の調製ごとに金型の清掃を行うことで金型の隙間の粉体を除去する他、潤滑剤の使用によりプレス圧の伝達不良を改善するなど検討する。

7.1.3 まとめ

令和 4 年度事業では、デブリ模擬体調製設備のデブリ模擬体調製設備が設置されたグローブボックスにケーブルサポートを設置した。この結果、地震時等の負荷や経年変化等によるアクリルパネルの変形・破損を防止し、グローブボックスの安全性向上が図られた。また、コールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。調整の結果、欠け、キャッピングや成型不可の原因として、粉体の粒度や流れやすさ等により金型と金型の隙間に粉体が入り込み、プレス圧の伝達不良が生じることを確認した。これらの課題を解決するため、次年度以降も引き続きデブリ模擬体の試調製を行う。

7.2 デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備

STACY 更新炉における臨界実験で用いるデブリ模擬体の品質を保証することを目的とした分析を実施するため、デブリ模擬体分析設備を整備する。このとき、燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）の既存の分析設備を最大限に有効活用する。

7.2.1 目的及び概要

(1) 目的

臨界実験に用いるデブリ模擬体の分析条件設定のため、令和 3 年度に引き続き、デブリ模擬体の試分析を実施する。また、デブリ模擬体分析用器材等を整備する。

(2) 概要

令和 3 年度にデブリ模擬体調製設備で試作したデブリ模擬体ペレット（以下、ペレット試料という。）の密度測定について、本事業において整備したペレット密度測定装置を用いて実施した。また、ペレット試料の組成分析について、蛍光 X 線分析装置（以下、EDX という。）によって非破壊分析を実施したのち、アルカリ融解法によって試料を融解し、ICP 発光分光分析装置（以下、ICP-AES という。）によって破壊分析を実施した。

アルカリ融解法については、令和 3 年度までに実施した試分析において、Ni るつぼの浸食防止の観点から、水酸化ナトリウム及び過酸化ナトリウムをそれぞれ試料量の 10 倍量混合し、融剤として融解を行ったが全量融解には至らず、デブリ模擬体試料に主要成分として想定される不溶解性元素である Si、Zr、Al の組成分析を実施するための前処理条件としては不十分であることが分かった。このため、アルカリ融解に使用する融剤について再検討し、融剤を変更して融解を実施した。また、デブリ模擬体試料を分析する際に必要な器材等を整備した。

7.2.2 成果報告

本試分析では、令和 3 年度にデブリ模擬体調製設備で試作したペレット試料のうち、酸化アルミニウム（ Al_2O_3 ）ペレットを用いた。アルカリ融解に用いた融剤には、文献調査^{1),2)}から、Si、Zr、Al に対して有効と考えられる過酸化ナトリウムを選定した。

酸化アルミニウムペレットは、アルカリ融解による組成分析を実施する前に、ペレット密度測定及び EDX による非破壊分析を実施した。

(1) 使用したペレット試料及び試薬

①ペレット試料

本試分析で使用したペレット試料を図 7.2-1 に示す。

使用試料：株式会社高純度化学研究所製

アルファアルミナ

純度 99.99(%)

粒度 0.3(μm)

成型圧力：約 30(MPa)

②使用試薬

本試分析で使用した試薬を表 7.2-1 に示す。

表 7.2-1 使用試薬

品名	メーカー
過酸化ナトリウム 特級	林純薬工業株式会社

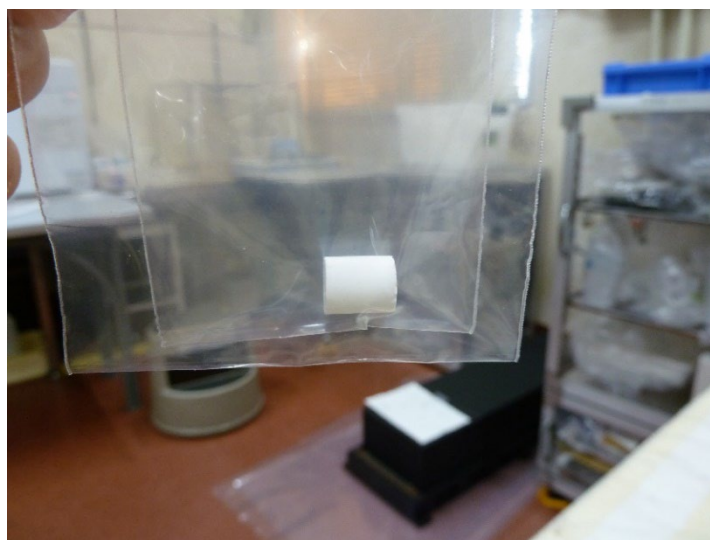


図 7.2-1 ペレット試料

(2) 試分析手順及び条件

本試分析の各分析手順を下記に記す。

1) ペレット密度測定

重量測定及び体積測定の実施状況を図 7.2-2 に示す。

- ① ペレット密度標準試料（SUS 製）を用いて、グローブボックス内に設置されたペレット密度測定装置の作動確認を行う。
- ② ペレット試料をグローブボックス内へ搬入する。
- ③ ペレット試料をペレット密度測定装置の重量測定部（分析天秤）に載せ、重量を測定する。
- ④ 重量測定後、専用治具を用いて、ペレット試料を体積測定部（レーザー測長装置）に設置し、体積を測定する。
- ⑤ ペレット密度測定装置によるデータ処理装置により、ペレット密度測定結果を得る。

2) 組成分析（EDX 測定）

EDX 用試料容器及び EDX 測定の実施状況を図 7.2-3、図 7.2-4 に示す。

- ① 試料容器にフィルムを取り付ける。
- ② 試料を容器内に設置する。
- ③ EDX の測定部に試料を設置し、制御用 PC で測定面を確認し、コリメータ内に収める。
- ④ 測定を開始する。

⑤ 制御用 PC から測定結果を得る。

3) 組成分析（アルカリ融解及び ICP-AES による測定）

- ① ペレット試料及び融剤を炭化ホウ素製の乳鉢で粉末にする。
- ② 粉末試料 0.05(g)を 3 つ分取し、それぞれ Ni るつぼに入れる。
- ③ 試料重量に対して約 20 倍量の融剤を量り取り、それぞれの Ni るつぼに加える。また、ブランク試料（使用する試薬、容器等からの不純物による影響を補正するための試料）として、試料の入っていない Ni るつぼに同程度の量の融剤を量り取る。
- ④ 吹きこぼれ防止のため、Ni るつぼを 100(mL)石英ビーカーに入れ、電気炉で試験温度まで昇温し、加熱時間保持する。
- ⑤ 加熱終了後、100(°C)以下になったら電気炉から出し、さらに放冷させる。
- ⑥ 100(mL)石英ビーカーに入っている Ni るつぼに、温水を少量ずつ気泡が出なくなるまで加える。
- ⑦ 温水で 100(mL)ビーカーに試料を移した後、1(M)硝酸で反応がなくなるまで希釈する。
- ⑧ 100(mL)のメスフラスコで定容する。
- ⑨ 定容した溶液をポリ瓶に移し適宜希釈し、ICP-AES で測定する。

アルカリ融解における試分析条件を表 7.2-2 に、試料の分取量及びアルカリ融剤添加量を表 7.2-3 に、昇温条件を表 7.2-4 に示す。また、粉碎したペレット試料及び融剤分取後の状態を図 7.2-5 に、電気炉内の状態を図 7.2-6 に示す。

表 7.2-2 試分析条件

アルカリ融剤添加量	試験温度[°C]	加熱時間[min]
過酸化ナトリウムを試料量の約 20 倍量	約 700	175

表 7.2-3 各試料及び融剤の分取量

試料名	試料量[g]	アルカリ融剤量[g]
①	0.0514	1.0084
②	0.0512	1.0182
③	0.0504	1.0375
ブランク試料	—	1.0081

表 7.2-4 昇温条件

時間[min]	温度[°C]
0	0
15	110
30	300
70	500
80	600
90	650
150	650
165	700
175	700



図 7.2-2 重量測定及び体積測定

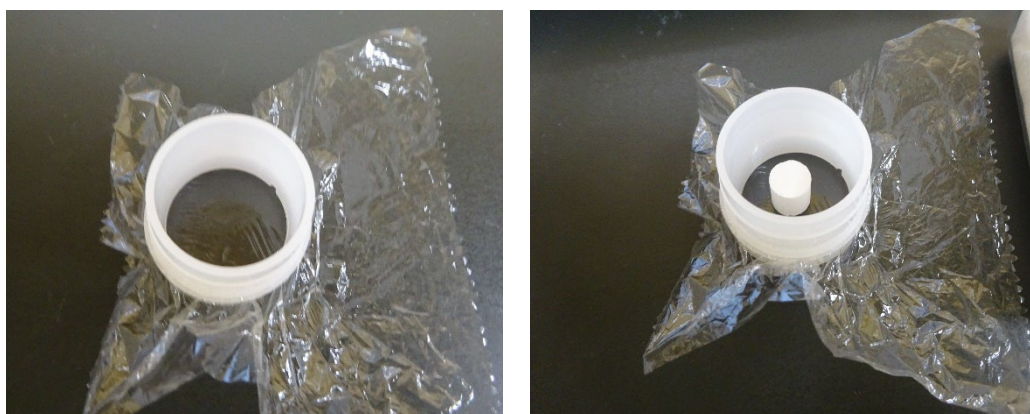


図 7.2-3 EDX 用試料容器

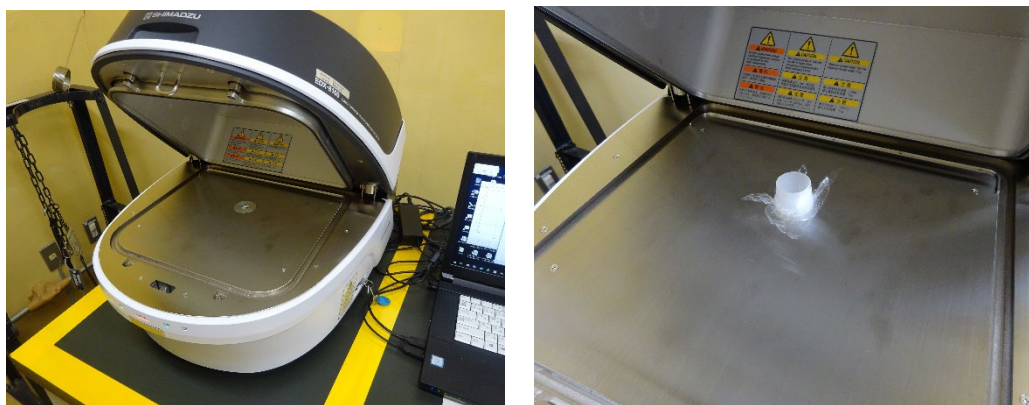


図 7.2-4 EDX 測定



図 7.2-5 粉碎したペレット試料及び融剤分取後の状態

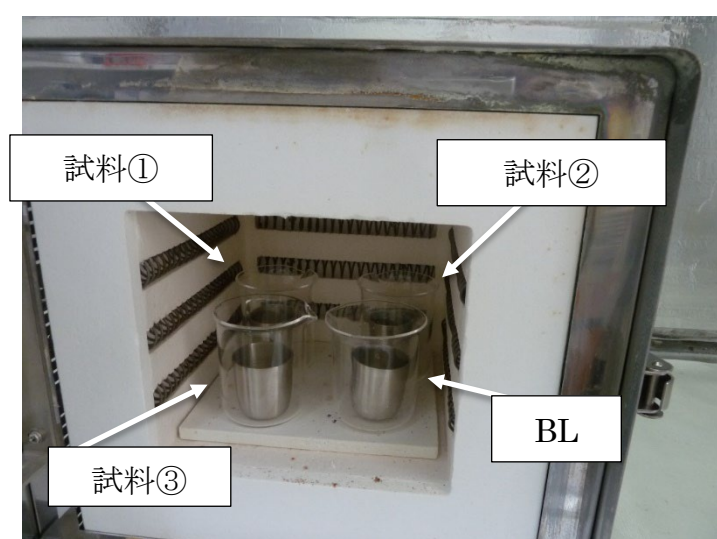


図 7.2-6 電気炉内の状態

(3) 試分析結果

1) ペレット密度測定装置による測定結果

ペレット密度測定結果を表 7.2-5 に示す。

表 7.2-5 ペレット密度測定結果

重量[g]	体積[cm ³]	密度[g/cm ³]
1.1633	0.5832	1.9946

2) EDX による測定結果

EDX で測定した結果を図 7.2-7 に示す。測定時、コリメータは 1(mm)であり、試料全体が測定できるように調節している。

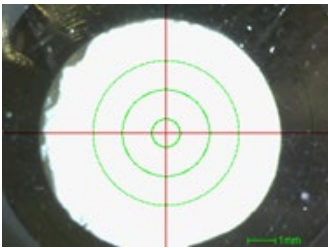
分析対象	分析結果	試料画像
	[wt%]	
Al	99.864	
Cr	0.058	
Zn	0.027	
Fe	0.026	
Ga	0.025	
total	100	

図 7.2-7 EDX 測定結果

3) アルカリ融解及び ICP-AES による測定結果

ICP-AES で測定した結果を表 7.2-6 に示す。また、同時に定性分析も実施した。定性分析の結果、Al、Na 以外に Si、Ca、Ni を検出した。その他、有意な元素は検出されなかった。Al、Na 以外の元素については、ブランク測定の結果、Si、Ca はアルカリ融剤由来であること、Ni はるつぼ由来であることを確認した。

Al の測定結果から、本アルカリ融解における Al の回収率を推定した。推定結果を表 7.2-7 に、加熱後の状態を図 7.2-8 に、融解後の加熱溶解の状態を図 7.2-9 に、Ni るつぼ洗浄後の状態を図 7.2-10 に、定容前の状態を図 7.2-11 に示す。

表 7.2-6 ICP-AES 測定結果

試料番号	発光強度	濃度 $[\mu\text{g/mL}]$	溶解量 (希釈倍率)	Al 量 $[\text{g}]$
①	4.10434	5.1698	5000	0.0258
②	4.05620	5.1053		0.0255
③	4.04286	5.0875		0.0254
ブランク試料	0.23865	<0.001		—

表 7.2-7 Al 回収率結果

試料番号	Al 量 $\times \text{Al}_2 / \text{Al}_2\text{O}_3$ $[\text{g}]$	回収率 $[\%]$
①	0.0488	95.0
②	0.0482	94.2
③	0.0481	95.4



図 7.2-8 加熱後の状態



図 7.2-9 融解後の加熱溶解



図 7.2-10 るつば洗浄後



図 7.2-11 定容前の状態

(4) 考察

本試分析においては、デブリ模擬体ペレット試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態で実施可能な分析を行った後、試料を粉砕・融解して組成分析を行った。

ペレット密度測定においては、特に問題なく測定結果を得ることができた。当該結果について、文献³⁾からその妥当性を評価したところ、高純度のアルミナは 98(MPa)での一軸プレス成形で 2.2~2.3(g/cm³)の密度値となることが示されている。本試分析で用いたペレット試料のプレス値は最大で 30(MPa)程度であることから、おおむね妥当な結果であると推定する。

組成分析のうち、EDX での測定結果においては、Al の重量百分率で 99.864 であり、ペレット試料原料の組成（純度 99.99(%)）とよく一致していることから、非破壊分析としては良好な結果となっていると考えられる。本試分析では単元素試料による分析であったが、今後は多元素混合ペレット試料についても継続して分析を実施し、知見を蓄積していく必要がある。

組成分析のうち、アルカリ融解及び ICP-AES 測定結果において、アルカリ融解については令和 3 年度までのアルカリ融解結果より回収率が向上している。これは、融剤及び昇温時間を変更したことによるものと考えられる。融剤は、過酸化ナトリウムを試料量の 20 倍に変更することで、Ni るつぼの融解も見られるものの、測定対象元素の結果には影響を与えていない。また、分析前処理として、炭化ホウ素製の乳鉢で粉砕して粉末状にする操作を加えたことも回収率向上に資していると推察する。一方で、融解中の温度上昇を緩やかにするように設定することで試料飛散防止を図ったが、るつぼ表面やビーカーの内側に若干の飛散が見られることから、ICP-AES 測定用の試料調製における試料回収操作で回収しきれない量が生じていると推察され、これにより回収率は約 95(%)となっている。

(5) 分析用器材の整備

デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。デブリ模擬体の分析用に整備した分析用器材等一覧を表 7.2-7 に、主な器材等の外観を図 7.2-12～図 7.2-14 に示す。

表 7.2-7 デブリ模擬体分析用器材等一覧

器材名称	型式、主要使用	備考
MCI GEL CA08Y	三菱ケミカル 1-112-01	図 7.2-12 参照
UTEVA レジン ボトル	Eichrom Technologies UT-B200-A	図 7.2-12 参照
UTEVA レジン カラム	Eichrom Technologies UT10-C20-S-3PA	
石英平低ピーカー体型	RIKOH R-SB-007	
標準試薬保存容器（茶褐色）	TGK 284-05-28-06	図 7.2-13 参照
標準試薬保存容器（透明）	TGK 284-05-28-03	
OIML 型校正用組分銅 F1 級 200g セット（JCSS 校正証明書付）	A&D AD1605-200F1	図 7.2-13 参照
分銅操作用ピンセット	A&D AD1689	
マイクロピペット（リサーチプラス F・容量固定タイプ）	エッペンドルフ 3121 000.112	
マイクロピペット（リサーチプラス V500-5000(μL)）	エッペンドルフ 3120 000.070	図 7.2-14 参照
特殊乳鉢 炭化ホウ素 乳棒付	伊藤製作所 BN-80	図 7.2-14 参照



図 7.2-12 MCI GEL CA08Y 及び UTEVA レジン ボトル



図 7.2-13 標準試薬保存容器（茶褐色）及び OIML 型校正用組分銅



図 7.2-14 マイクロピペット及び特殊乳鉢

7.2.3 まとめ

令和 3 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、試分析を実施した。今年度は、デブリ模擬体試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態を実施可能な分析を行った後、試料を粉砕・融解して組成分析を行った。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。

試分析について、Al をはじめとする不溶解性元素のアルカリ融解法の手順はおおむね確立できしており、今後のデブリ模擬体試料の組成分析は対応可能である見通しを得ることができた。一方で、今後も引き続き、全量回収に向けて手順を検討し、改善していく必要がある。

今後は、引き続き令和 4 年度に試調製したデブリ模擬体試料を用いて組成分析をはじめ、その他の分析についても適用を検討していく予定である。

参考文献

- 1) 中村洋、「分析試料前処理ハンドブック」、丸善出版、(2003)
- 2) 松本健、「解説 難溶解性物質の分解法」、
<https://www.jsac.or.jp/bunseki/pdf/kaisetsu200202.pdf>
- 3) 大明化学工業株式会社、高純度アルミナ製品紹介、
<https://www.taimei-chem.co.jp/product/07.html>

第Ⅳ編 臨界挙動評価手法の整備

第 8 章 臨界挙動評価に係る検討

取出し操作によって万が一燃料デブリが臨界に至ることを想定する場合に、作業員や公衆の安全のために、臨界を想定する場所ごとにその規模を予め推定しておくことは有益である。そのための前段階として、臨界を想定すべき場所とそこで臨界になる場合の核燃料デブリの組成を検討しておくことが必要となる。

今年度は、臨界を想定すべき場所とそこでの組成の分布を、現状得られる情報に基づいて推定した（8.1 節）。情報は公開文献を元とした。

令和 3 年度までに整備してきた臨界挙動評価モデル・評価支援ツール（RESTORE）を用いて燃料デブリの臨界事故時の空間線量率を計算する際に、計算対象外となる希ガスの影響についても検討を行った（8.2 節）。

8.1 デブリの組成分布推定

8.1.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料デブリ取出し操作において万が一臨界に至ることを想定する場合に、臨界に至ることを想定すべき場所とそこでの燃料デブリの組成について、その分布を推定することを目的とする。

(2) 概要

想定すべき燃料デブリの所在と組成を推定するため、はじめに公開文献を調査し、燃料デブリの所在、組成、取出し方法について整理した。次にそれらの情報を基に、臨界に至ることを想定する場合の、燃料デブリの所在と組成について推定した。最後に一例について、中性子無限増倍率を用いた影響評価を実施し、総核分裂数について評価を行った。

臨界に至る場合の燃料デブリの所在についての推定としては、RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所に加えて、建屋下部水中での細粒デブリの所在を主な所在と推定した。臨界に至る場合の燃料デブリの組成についての推定としては、RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所について、kinf の中央値、最大値、最小値等を計算し想定値としたが、建屋下部水中での細粒デブリの組成については今後の検討課題とした。中性子無限増倍率を用いた影響評価としては、総核分裂数の期待値は、 $1.54 \times 10^{15} \pm 4.17 \times 10^{14}$ (fission/cc)、最大値は、 2.39×10^{15} (fission/cc)であった。

8.1.2 成果報告

(1) 検討内容

想定すべき燃料デブリの所在と組成を推定するため、はじめに公開文献を調査し、燃料デブリの所在、組成、取出し方法について整理した。次にそれらの情報を基に、臨界に至ることを想定する場合の、燃料デブリの所在と組成について推定した。最後に一例について、中性子無限増倍率を用いた影響評価を実施し、総核分裂数について評価を行った。

以下、次の順で報告する。

- ① 調査した公開文献
- ② 燃料デブリ所在
- ③ 燃料デブリ組成
- ④ 検討されている燃料デブリの取出し方法
- ⑤ 臨界に至る場合の燃料デブリの所在についての推定
- ⑥ 臨界に至る場合の燃料デブリの組成についての推定
- ⑦ 中性子無限増倍率を用いた影響評価

(2) 調査した公開文献

福島第一原発事故の復旧に関する文献の調査を行った。デブリの所在と取出し方法に関する文献の調査対象は debrisWiki の他、IRID、TEPCO、規制庁、その他の機関が発行した文書とした。

調査した文献のうち、燃料デブリの所在や組成等について主に取り上げた情報源（文献、URL 等）を以下に示す。

- ① IRID・IAE による「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」—平成 29 年度成果報告—（平成 30 年 6 月）の発表資料
- ② 東京電力ホールディングス株式会社による「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状況推定について（2021 年 7 月 19 日）の報告書
- ③ IRID・IAE による「平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」—完了報告—（平成 28 年 3 月）
- ④ JAEA-Data/Code 2012-018
- ⑤ Toru Yamamoto et al., “Nuclide inventory calculation based on modeled fuel assembly specifications and burnup histories for Fukushima Dai-ichi NPP Units 1-3”, JNST 55:12, p. 1496-1507
- ⑥ debrisWiki, <https://fdada-plus.info/wiki>
- ⑦ Bernd Grambow et al, “Ten years after the NPP accident at Fukushima”, JNST 59:1, p.1-24 (2022)
- ⑧ Takeru Nagatani et al., ”Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant”, INES-5 国際会議（2016 年）
- ⑨ JAEA による「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発）に係わる補助事業—2020 年度最終報告書—（2021 年 8 月）

- ⑩ Toru Kitagaki et al., “Characterization of the VULCANO test products for fuel debris removal from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant”, Progress in Nuclear Science and Technology (PNST), Vol. 5 (2018) pp. 217-220.
- ⑪ 資源エネルギー庁・原子力発電所事故収束対応室による「経済産業省の廃炉に関する研究開発の取組状況」発表資料（2018 年）
- ⑫ IRID による“平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」—燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化—平成 29 年度成果報告（平成 30 年 4 月）
- ⑬ PNL-7476, “Recriticality in a BWR Following a Core Damage Event” (NUREG/CR-5653)（沸騰水型軽水炉（BWR）における炉心損傷事象後の再臨界）
- ⑭ Fumihisa Nagase & Hiroshi Uetsuka, “Thermal Properties of TMI Unit2 Core Debris and Simulated Debris”, JNST 49:1 pp. 96-102
- ⑮ Toshiba による”燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）”—2020 年度最終報告—（2021 年 11 月）
- ⑯ TENEX-ROSATOM による”Development of Analysis and Estimation Technology for Characterization of Fuel Debris (Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris)”, Final report for FY 2019 and 2020
- ⑰ Anton Pshenichnikov 他、”Features of a control blade degradation observed in situ during severe accident conditions in boiling water reactors”, JNST 56:5, p. 440-453 (2019)
- ⑱ Xu Gao 他、”Interaction between B₄C, 304 stainless steel, and Zircaloy-4 in H₂O/H₂ atmosphere at 1473 K”, JNST 55:4, p.400-409 (2018)
- ⑲ Anton Pshenichnikov 他、”A BWR control blade degradation observed in situ during a CLADS-MADE-02 test under Fukushima Dai-Ichi Unit 3 postulated conditions” JNST 58:9, p.1025-1037 (2021)
- ⑳ Fumihiro Nakamori 他、”Mechanical and thermal properties of ZrSiO₄” JNST 54:11, p.1267-1273 (2017)
- 21 Ayumi Itoh 他、”Degradation mechanism of stainless steel by U-Zr-O molten mixture during core degradation of BWR severe accident” JNST 58:6, p.676-689 (2021)
- 22 Yifan Sun 他、”Mechanical and thermal properties of Zr-B and Fe-B alloys” JNST 57:8, p.917-925 (2020)
- 23 日本原子力学会 2022 年秋の大会 2D09～2D11 の予稿集
- 24 原子力損害賠償・廃炉等支援機構のホームページ「[2.燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン](#)」及び「[東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015](#)」～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～（平成 27 年 4 月 30 日）報告書
- 25 IRID による冠水工法の動画（2022.9 時点）（[YouTube](#)）
- 26 IRID による”平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」（燃料デブリ臨界管理技術の開発）—最終報告書—（平成 30 年 3 月）発表資料（本節の取り出し法に直接関係していないが、各工法を採用された際の臨界管理の情報が記載されている）
- 27 原子力損害賠償・廃炉等支援機構による「東京ホールディングス（株）福島第一原子力

発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2021」(2021 年 10 月 29 日)の報告書

28 IRID・TEPCO による「2 号機 PCV 内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」(2022 年 6 月 30 日)の発表資料

(3) 燃料デブリ所在

燃料デブリの所在については、現在の燃料デブリの所在として尤もらしいと推定される場所はどこかという視点で文献調査を行った。その結果を以下に示す。

現在の燃料デブリの所在推定に関しては文献①～③にまとめられている。特に文献②で詳しく検討されており、1～3 の各号機についてそれぞれ 10 回、繰り返し推定が重ねられている。その結果、燃料デブリの所在は大きく分けて、①炉心部、②压力容器(RPV: Reactor Pressure Vessel)底部、③ペデスタル内側、④ペデスタル外側にあると推定されている。

以下、号機ごとにその推定結果を抜粋・引用して示す。以下、「」内は文献②からの引用である。

① 1 号機

1 号機の 2018 年 9 月時点の推定図が図 8.1-1 に、凡例が図 8.1-2 に示されている。図の説明が表 8.1-1 に示されている。文献②による所在推定の特徴は次の通りである。

「燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV(Primary Containment Vessel)底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT(Control Rod Guide Tube)は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRD(Control Rod Drive)ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況を推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。」

② 2 号機

2 号機の 2018 年 9 月時点の推定図が図 8.1-3 に、凡例が図 8.1-4 に示されている。図の説明が表 8.1-2 に示されている。文献②による所在推定の特徴は次の通りである。

「燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI(Molten Core Concrete Interaction)は限定的であると推定。

PCV 底部に落下した燃料デブリについては、RPV 内および PCV 内の金属製の構造物が融け固まったものを含むものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、溶融した燃料が落下する過程で破損し、RPV の下にある CRD ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。」

③ 3号機

3号機の2018年9月時点の推定図が図8.1-5に、凡例が図8.1-6に示されている。図説明が表8.1-3に示されている。文献②による推定の特徴は次の通りである。

「燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料はRPV下部プレナムに落下し、その多くがさらにPCVへ落下していると推定。RPV内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV底部に一部存在しているものと推定。PCVに落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。PCV底部に落下した燃料デブリについては、RPV内・PCV内の金属製の構造物が融け固まったものを含むものと推定。

RPV内・PCV内の構造物の状態について、RPV底部にあるCRGTは、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPVの下にあるCRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。」

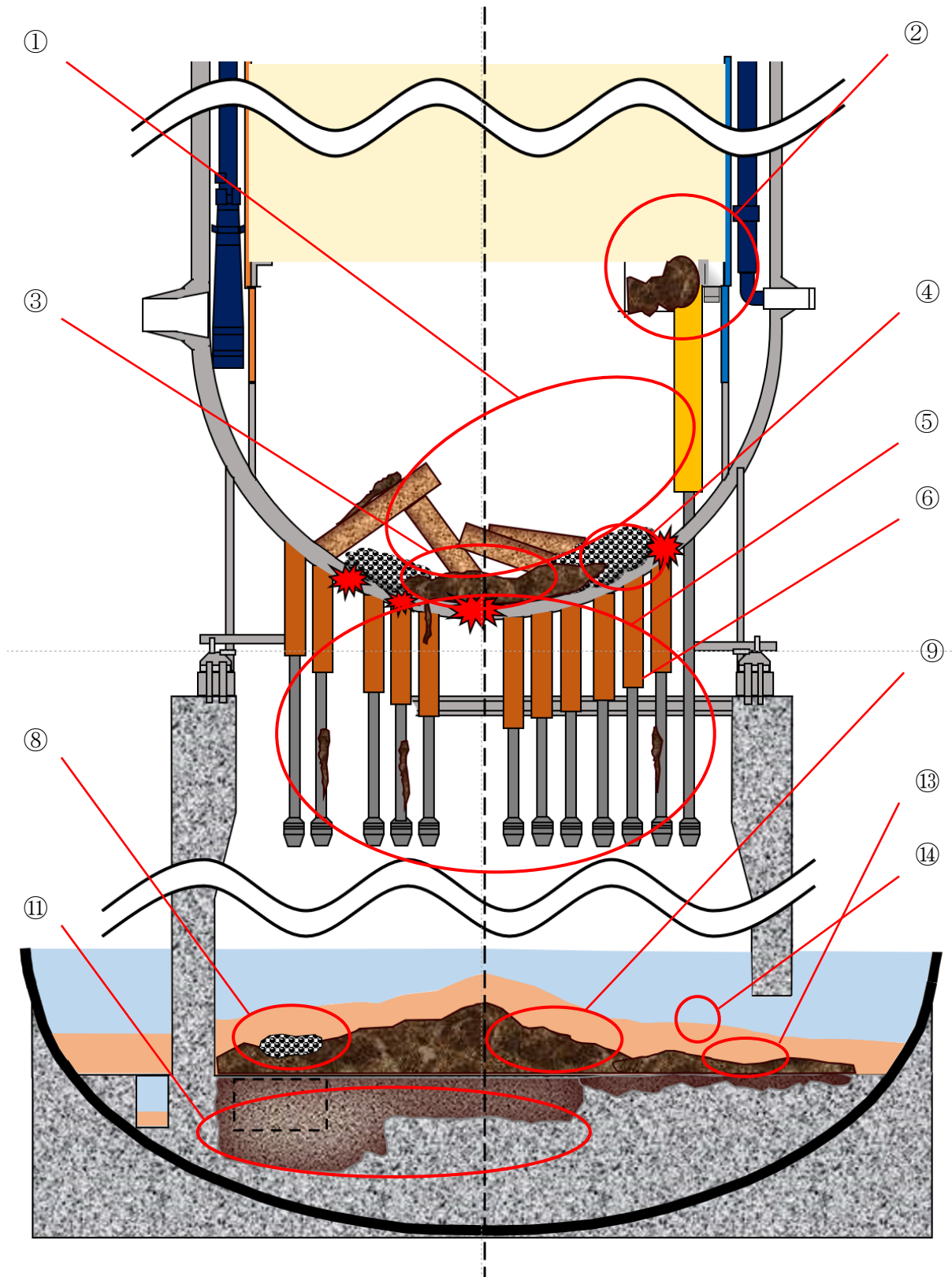


図 8.1-1 1号機の燃料デブリの推定図

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	破損したシュラウド
	RPV破損口
	堆積物（材質不明）

図 8.1-2 1号機の燃料デブリの推定図の凡例

表 8.1-1 1号機の燃料デブリの推定図の説明

部位	説明	根拠
①	高温の燃料デブリからの熱移動が小さい場合、CRGTは溶けずに残る可能性	一般的な推定
②	ミュオン測定、解析結果及び水位が形成されないことより、大部分の燃料が溶融し、燃料棒は残存していないと推定	実測・解析
	CS注水開始(2011/12/10)前に冷却ができていたことより、デブリの存在量は僅かと推定	実測に基づく推定
	溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定	一般的な推定
③	下部プレナムに落下した燃料はRPV底部に残存する可能性	一般的な推定
④	粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定
⑤	HVH温度からデブリがCRD付近に存在すると推定	実測・解析に基づく推定
	FDW流量を減少させた際に特定のHVH温度計の温度上昇が大きいことから、外周部のCRD付近にデブリが存在(外表面への付着か、内部への侵入かは区別できない)し、その直上にRPV破損口が存在している可能性	実測に基づく推定
⑥	CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性	一般的な推定・試験
⑧	PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成される	-
	粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定
⑨	燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性	一般的な推定
⑪	MCCIを起こした燃料デブリはコンクリートと混合している	一般的な推定・解析
⑬	ペDESTAL開口部を通じて、D/W床へデブリが拡がった可能性	一般的な推定・解析
⑭	D/W床上には堆積物が存在し、堆積高さは、ペDESTAL開口部に近いほうが高い傾向	実測

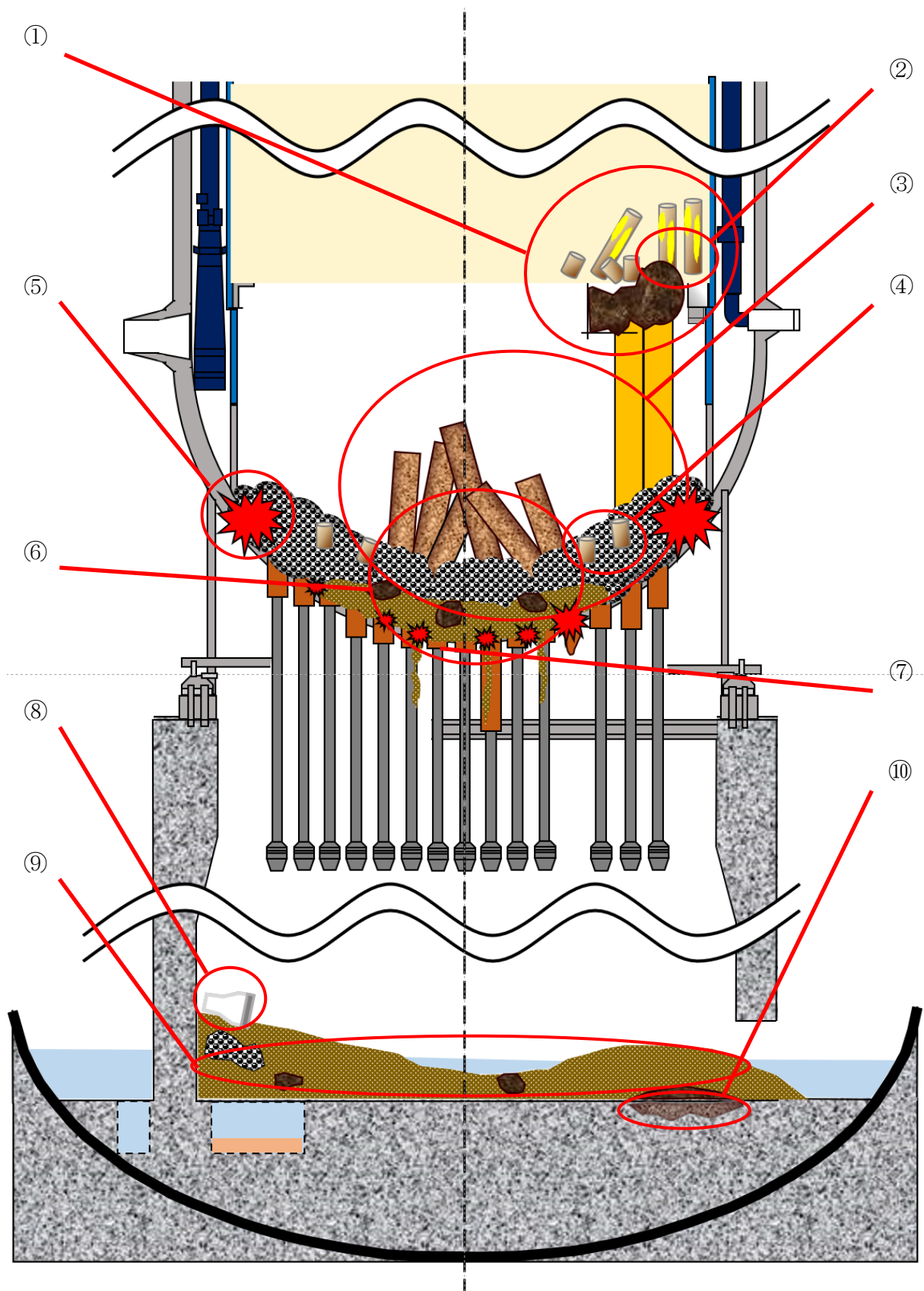


図 8.1-3 2号機の燃料デブリの推定図

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を含む）
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物（材質不明）

図 8.1-4 2号機の燃料デブリの推定図の凡例

表 8.1-2 2号機の燃料デブリの推定図の説明

部位	説明	根拠
①	CS注水時に温度低下が確認されたことから、低流量のCS注水で水がかかる炉心外周位置に燃料有と推定（燃料支持金具、CRGTに溶融燃料が落ち込み固化した場合でも熱源として同等な挙動を示すため、詳細なデブリ位置は推定不可能）	実測
	ミュオン測定の結果から、炉心外周部に燃料が存在している可能性	実測
	溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定	一般的な推定
②	外周部における燃料の温度上昇はそれほど高くない可能性があることから、燃料棒残骸およびペレットが外周部に残っている可能性	一般的な推定・試験・解析
③	高温の燃料デブリからの熱移動が小さい場合、CRGTは溶けずに残る	一般的な推定
④	粒子状デブリ・ペレットがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定
⑤	外周部のCRGT及びCRDの一部は圧力容器底部に堆積した燃料デブリにより溶融・倒壊している可能性	実測に基づく推定
⑥	ミュオン測定にて、圧力容器底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影を確認。下部プレナムに落下した燃料がRPV底部に残存している可能性	実測
⑦	CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性	一般的な推定・試験
⑧	上部タイプレートがペDESTAL床に落下しており、同じRPVの穴を通して落下したと考えられるその周辺にある堆積物は燃料デブリと推定	実測
⑨	ペDESTAL床からプラットフォームにかけて、線量及び温度状態の変化が認められず、またペDESTAL下部構造物に目立った損傷が見られないことから、ペDESTAL床上の燃料デブリは線量や崩壊熱が比較的小さいと考えられ、金属を多く含む可能性	実測に基づく推定
	ペDESTAL底部全体に燃料デブリを含む堆積物が広がっているものと推定	実測
	PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成される	一般的な推定
	粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定
⑩	燃料デブリはほとんどMCCIを起こさず固化した可能性	実測に基づく推定・解析
	MCCIを起こした燃料デブリはコンクリートと混合していると推定	一般的な推定

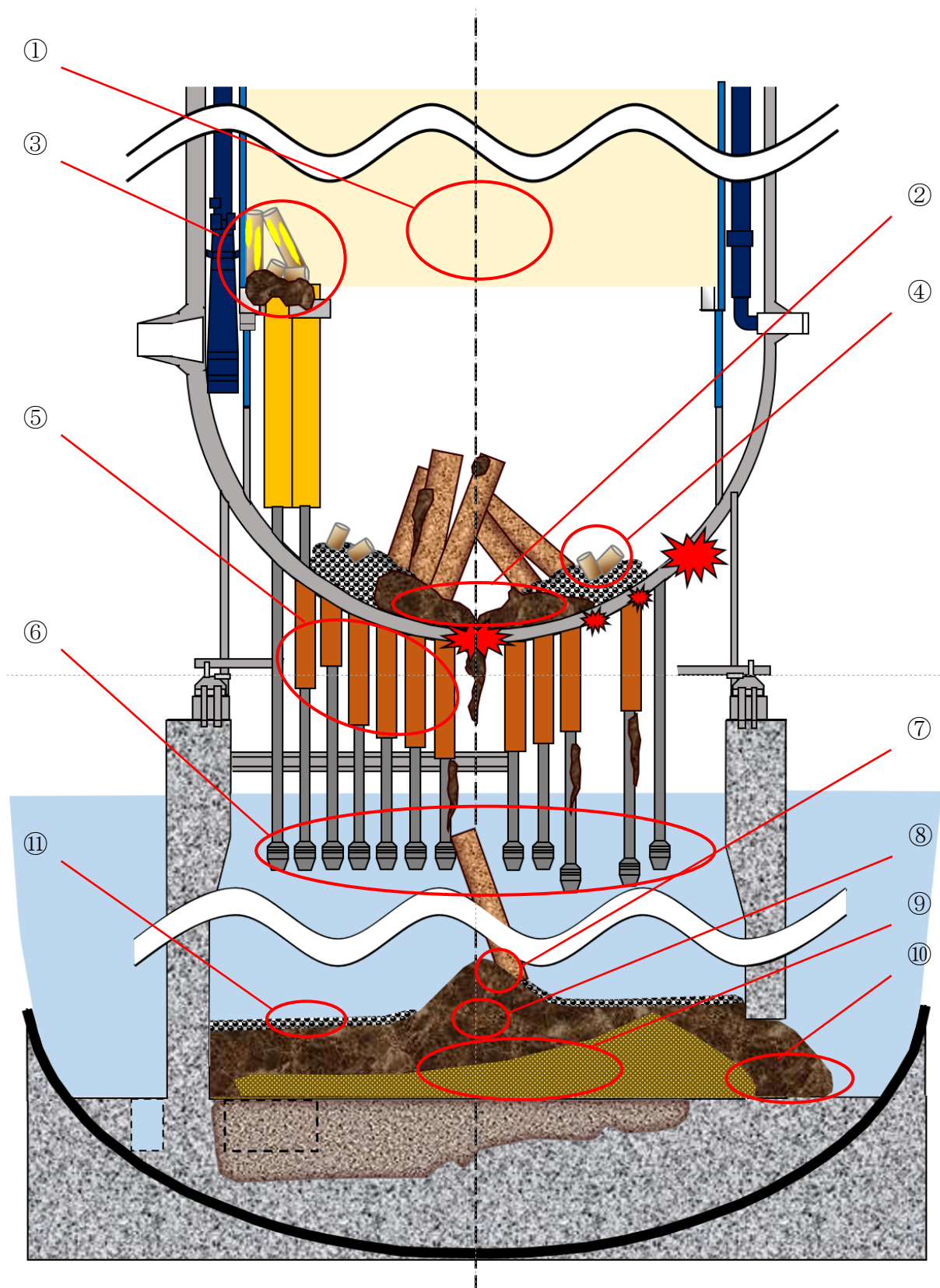


図 8.1-5 3号機の燃料デブリの推定図

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を含む）
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口

図 8.1-6 3号機の燃料デブリの推定図の凡例

表 8.1-3 3号機の燃料デブリの推定図の説明

部位	説明	根拠
①	水素発生によるPCV圧力上昇からエネルギー量を想定し、大部分の燃料が溶融したと推定	実測・解析
	平成25年12月9日～24日までCS系を停止した時(FDWからの流量を増やし全注水量としては一定)、RPV各部で温度上昇は見られなかったため、炉心位置に存在する燃料デブリは少ないと推定(2号機より少ない)	実測
	上述の話とあわせ、CS系からの注水開始により総注水量が増加した時(平成23年9月1日)にRPV下部温度が低下したため、燃料デブリが下部プレナムにあると推定	実測
	ミュオン測定の結果、もともとの炉心域には燃料デブリの大きな塊は存在していない可能性	実測
②	ミュオン測定の結果、原子炉圧力容器の底部には、不確かさはあるものの、一部の燃料デブリが残っている可能性	一般的な推定
③	溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定	一般的な推定
④	粒子状デブリ・ペレットがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定
⑤	CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性	一般的な推定・試験
⑥	PCV内部調査の結果、2号機と比較してペDESTAL内の損傷が進んでいる様子が確認できており、PCVに落下した燃料デブリの量も2号機と比較して多いものと推定	実測
	プラットフォームが損傷している様子が確認されており、高温のデブリが落下した影響と推定	実測
	CRDハウジング支持金具の損傷および溶融物が固化したとおもわれるものの付着が確認されており、当該部を含め、その上下位置あるいは周辺には燃料デブリが存在する可能性	実測
⑦	ペDESTAL下部において溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の落下物、堆積物を確認	実測
⑧	格納容器内部調査の結果から、ペDESTAL床に堆積した物質は、ペDESTAL開口部側が高く、反対側に向けて高さが低くなっている。また、ペDESTAL中央部は山のように盛り上がっている状況	実測
⑨	燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能	一般的な推定
⑩	事故対応の中で3月13日7:39から1時間強D/Wスプレイを実施しており、圧力容器破損時にD/W床に水位があると考えられ、燃料デブリの拡がりは抑制された可能性	実測・一般的な推定
	ペDESTAL開口部を通じて、燃料デブリがペDESTAL外まで広がるが、シェルアタックには至っていないと推定	実測・解析
⑪	PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成された可能性	一般的な推定
	粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性	一般的な推定

(4) 燃料デブリ組成

①燃料と構造材及びコンクリートの組成

燃料デブリ組成の定量的な評価は、IRIDにより、平成23年から現時点まで、過酷事故解析コード MAAP 及び SAMPSON を用いて行われている。平成23年度～平成27年度に、BSAF計画 (Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant; Phase1、Phase2の一部) や模擬試験実施等によって両コードの高度化が行われ、事故進展解析が実施された。また、平成28年度～平成29年度に、BSAF(Phase2)やモデル開発のための試験等によって両コードの改良が行われ、データ分析や事故進展解析が実施された (文献③、p.2)。これらの解析により、燃料デブリ組成の定量的な評価が行われた。

1号機～3号機の評価結果 (文献③) について以下の表 8.1-4～表 8.1-6 に引用して示す。各添付資料では、評価値と代表値がある。評価値は、両コードの解析 (感度解析を含む) 結果、BSAF 計画の結果及びミュオン測定により最小値と最大値、即ち評価値の幅を持っている。代表値は、評価値の最小値及び最大値において尤もらしい値が示されている。

表 8.1-4 燃料デブリ分布の推定結果（1号機）

（出典：文献③、p.39）

分類	場所	評価値				代表値					信頼性
		燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料デブリ 相対%	
RPV内	炉心部	0 ～ 3	0	0	0 ～ 3	0	0	0	0	0%	◎
	RPV底部	1 ～ 11	6 ～ 9	0	7 ～ 20	9	6	0	15	5%	○
PCV内	ベデスタル内側	31 ～ 55	34 ～ 53	55 ～ 101	120 ～ 209	45	34	78	157	56%	△
	ベデスタル外側	12 ～ 32	22 ～ 53	36 ～ 68	70 ～ 153	22	33	52	107	38%	△
合計	RPV内	1 ～ 14	6 ～ 9	0	7 ～ 23	9	6	0	15	5%	○
	PCV内	62 ～ 75	56 ～ 106	91 ～ 169	209 ～ 350	67	67	130	264	95%	△
	全体	76	62 ～ 115	91 ～ 169	232 ～ 357	76	73	130	279	—	△
	相対%	—	—	—	—	27%	26%	47%	—	—	—

備考 (1) 炉心部に燃料デブリが存在しないことは、事故進展解析結果及びミュオン測定結果から、ほぼ確実である。シュラウド等の構造材表面に、燃料デブリが若干付着している可能性がある。

(2) ベデスタル外側への拡がり及びコンクリート成分は、MCCI評価結果より推定しているが、不確かさは大きい。

(3) RPV底部からのデブリ落下流量，MCRAモジュールを用いて評価したCRDハウジングへの高さ毎の付着割合と，付着の最大量を入力条件としたモデルによる評価では，RPV外側下部のCRハウジング部に燃料デブリ約6ton（そのうち燃料約2.2ton）が付着している可能性がある。

表 8.1-5 燃料デブリ分布の推定結果（2号機）

（出典：文献③、p.40）

分類	場所	評価値				代表値					信頼性
		燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料デブリ 相対%	
RPV内	炉心部	0 ～ 32	0 ～ 19	0	0 ～ 51	0	0	0	0	0%	△
	RPV底部	19 ～ 64	6 ～ 21	0	25 ～ 85	32	10	0	42	18%	△
PCV内	ベDESTAL内側	42 ～ 60	26 ～ 82	34 ～ 82	102 ～ 223	60	37	49	145	61%	△
	ベDESTAL外側	1 ～ 28	1 ～ 38	1 ～ 77	3 ～ 142	15	9	25	49	21%	△
合計	RPV内	19 ～ 64	6 ～ 21	0	25 ～ 85	32	10	0	42	18%	△
	PCV内	43 ～ 88	26 ～ 119	36 ～ 158	105 ～ 366	75	46	74	195	82%	△
	全体	107	32 ～ 140	36 ～ 158	189 ～ 390	107	56	74	237	—	△
	相対%	—	—	—	—	45%	24%	31%	—	—	—

備考 (1) 炉心部に燃料デブリが存在しないことは、事故進展分析や解析結果からの推定であるが、構造材等へ若干付着の可能性はある。

(2) ベDESTAL内側、外側の燃料デブリ拡がりが、1号機のMCCIモデル高度化による感度解析に基づき推定しているが、2号機のRPV破損は1号機よりも遅く、崩壊熱が小さい状態でPCVに落下したと推定されるため、ベDESTAL外側への拡がり量やコンクリート侵食量には不確かさが大きいと考えられる。

(3) RPV底部からのデブリ落下流量、MCRAEジュールを用いて評価したCRDハウジングへの高さ毎の付着割合と、付着の最大量を入力条件としたモデルによる評価では、RPV外側下部のCRDハウジング部に燃料デブリ約5.5ton（そのうち燃料約2.4ton）が付着している可能性がある。

(4) RPVが破損していたとしても、そのタイミングは1号、3号に比べて遅く、その時点での崩壊熱は相対的に小さい。このため、PCV床へのデブリ落下時にその顕熱を放出すると、崩壊熱が小さいためにD/Wへのデブリ拡がりは抑制されたものと推定されるため、大規模なシェルアタックは発生していないと考えられる。また、現状、30cm程度の水位は形成されており、少なくともD/W床レベル近傍でシェルアタックが発生している可能性は低い。

(5) SAMPSONでは、燃料デブリはベDESTAL部は主に固体（連続相）、RPV底部は主に粒子状の見込み、炉心部外周部は切り株燃料の可能性あり。MAAPでは、RPV底部、ベDESTAL部共に固体（連続相）の見込み。

表 8.1-6 燃料デブリ分布の推定結果（3号機）

（出典：文献③、p.41）

分類	場所	評価値				代表値					信頼性
		燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料デブリ 相対%	
RPV内	炉心部	0 ～ 19	0 ～ 11	0	0 ～ 31	0	0	0	0	0%	○
	RPV底部	17 ～ 65	4 ～ 14	0	21 ～ 79	17	4	0	21	6%	○
PCV内	ベデスタル内側	25 ～ 61	34 ～ 84	33 ～ 82	92 ～ 227	62	75	77	213	59%	△
	ベデスタル外側	0 ～ 29	0 ～ 40	0 ～ 77	0 ～ 146	28	34	68	130	36%	△
合計	RPV内	17 ～ 65	4 ～ 14	0	21 ～ 79	17	4	0	21	6%	△
	PCV内	42 ～ 90	34 ～ 124	33 ～ 160	109 ～ 374	90	108	146	343	94%	△
	全体	107	38 ～ 138	33 ～ 160	188 ～ 394	107	112	146	364	—	△
	相対%	—	—	—	—	29%	31%	40%	—	—	—

- 備考 (1) 炉心部に燃料デブリが存在しないことは、事故進展分析や解析結果からの推定であるが、構造材等へ若干付着の可能性はある。
- (2) ベデスタル内側、外側の燃料デブリ拡がりが、1号機のMCCIモデル高度化による感度解析に基づき推定しているが、3号機では、RPV破損前にPCV床に蓄水していたと考えられるため、ベデスタル外側への拡がり量やコンクリート侵食量には不確かさは大きいと考えられる。
- (3) RPV底部からのデブリ落下流量、MCRAモジュールを用いて評価したCRDハウジングへの高さ毎の付着割合と、付着の最大量を入力条件としたモデルによる評価では、RPV外側下部のCRDハウジング部に燃料デブリ約5.5ton（そのうち燃料約1.6ton）が付着している可能性がある。
- (4) 炉心損傷前にD/Wスプレイを実施しており、RPV破損時にはD/W床に水位が形成されていたと推定されるため、デブリ拡がりは抑制されたものと推定される。また、現状、ベデスタル水位が高いことより、D/Wでの大規模なシェルアタックはないものと推定される。
- (5) SAMPSONでは、燃料デブリはベデスタル部は主に固体（連続相）、RPV底部は主に粒子状の見込み、炉心部外周部は切り株燃料の可能性あり。MAAPでは、RPV底部、ベデスタル部共に固体（連続相）の見込み。

②燃焼度

燃料デブリの臨界性に係る重要な情報として、燃焼度についての検討もなされている。

燃料デブリ中の燃料の燃焼度（燃焼率）を、化学分析及び燃焼計算コードによって推定することができる。化学分析では、下記の分析法が用いられた。

- 燃料デブリ中の Nd-148（または代替となる核種 or 元素）質量/U 質量
- 燃料デブリ中の U-235 質量/U 質量

引用した debrisWiki の中で、燃焼率は、原子炉運転期間中における燃料の核分裂総数を表すものであることから、U-235 の消滅量、Pu 同位体等の生成量、可燃性毒物核種である Gd-155 や Gd-157 の消滅量、Cs-137 や Sr-90 等の FP 核種の生成量等、臨界安全、崩壊熱、線量率等に直接的に関わる多くの核種インベントリは、燃焼率に大きく依存して変化する。このため、軽水炉の使用済み燃料の核種組成分析では、Nd-148 を用いた燃焼率測定が行われており、これをスケールとして利用することにより、他核種のインベントリを燃焼計算の結果や比較的少ない分析値のフィッティング式等から間接的に推定することが可能となっている（図 8.1-7）。Nd-148 の他に、Cs-134 等も利用できるが、炉型、燃料仕様、運転条件等により生成量が影響を受けるのであまり期待できないと記載している。従って、現時点 debrisWiki 等の文献調査では、上記の Nd-148 等の化学分析結果を着目して収集した。

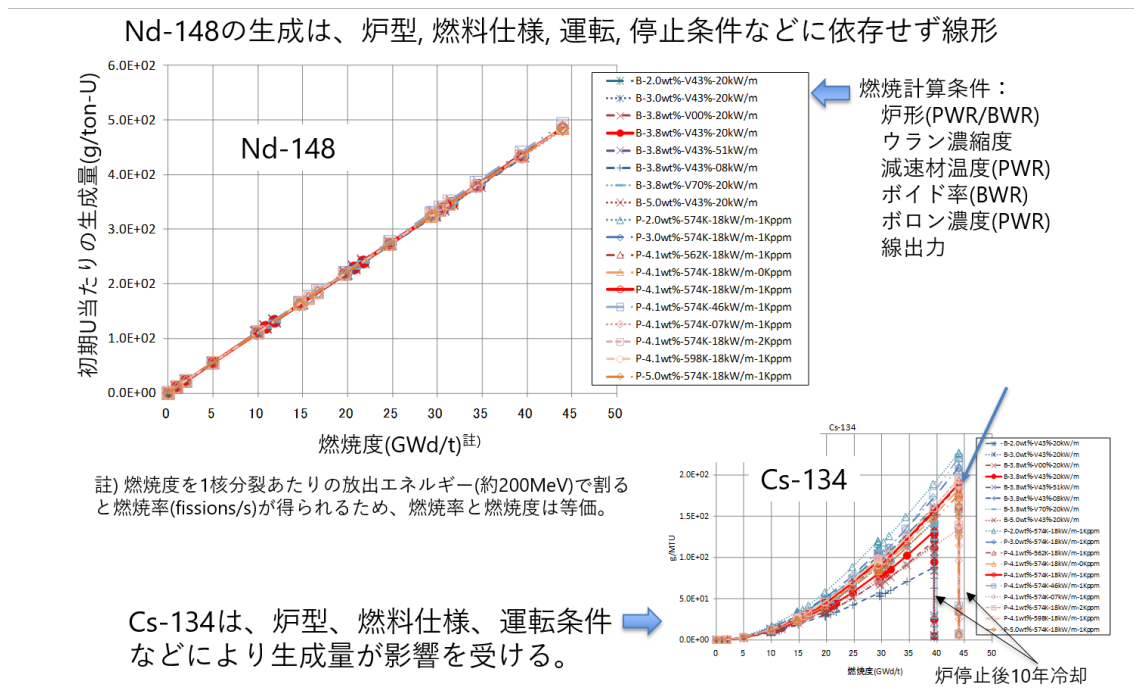


図 8.1-7 Nd-148 生成量の線形性

燃焼度の測定と共に、事故直前までの原子炉に装荷した燃料集合体や原子炉の運転履歴等の情報を用いて解析的に燃料の燃焼度が評価された。燃焼計算コード（ORIGEN-2 及び JENDL-4.0 ライブラリ）を用いて 1 号機～4 号機における事故直前及びその後の燃焼度依存の燃料組成が [JAEA-Data/Code 2012-018](#)（文献④）でまとめられた。この文献では、具体的に 1 号機～3 号機炉内燃料の燃焼度の推定が、それぞれ表 8.1-7、表 8.1-8 及び表 8.1-9 に示されている。

表 8.1-7 1 号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

(出典：文献(4)、p.5)

表 5 1 号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

			集合体バッチ番号/集合体本数					
			1	2	3	4	5	6
			64 ^{*2}	64	80	68	64	60
燃焼 ステ ップ/ 照射 日数	6	189 ^{*1}	27.69	24.76	21.47	18.08	15.05	12.21
	5	341		30.93	26.11	21.34	17.66	14.16
	4	349			32.29	25.69	21.13	16.75
	3	445				30.69	25.11	19.73
	2	346					29.09	22.70
	1	413						25.55
燃焼度 (MWd/tHM)			5,234	15,228	24,231	33,315	37,479	40,172

^{*1} 燃焼日数 ^{*2} 集合体本数

表 8.1-8 2号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

(出典：文献(4)、p.5)

表 8 2号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

			集合体バッチ番号/集合体本数				
			1	2	3	4	5
			116* ²	116	120	120	76
燃 焼 ス テ ッ プ/ 照 射 日 数	5	113* ¹	29.34	27.19	25.00	22.77	20.95
	4	390		32.68	29.09	25.26	22.60
	3	336			35.13	28.93	25.03
	2	400				32.65	27.49
	1	333					29.95
燃 焼 度 (MWd/tHM)			3,315	15,817	25,972	35,205	40,557

*¹ 燃焼日数 *² 集合体本数

表 8.1-9 3号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

(出典：文献(4)、p.5)

表 11 3号機炉内燃料の照射履歴推定 (MW/tHM)

			集合体バッチ番号/集合体本数					
			1(MOX)	1(UO2)	2	3	4	5
			32* ²	116	112	140	112	36
燃 焼 ス テ ッ プ/ 照 射 日 数	5	169* ¹	26.67	28.06	26.46	24.68	22.91	21.87
	4	339			32.53	28.20	24.58	22.60
	3	438				33.71	27.18	23.73
	2	403					29.99	24.95
	1	334						26.03
燃 焼 度 (MWd/tHM)			4,507	4,742	15,497	28,497	36,196	40,499

*¹ 燃焼日数 *² 集合体本数

上述の JAEA の文献の他に、文献⑤に CASMO5 及び ORIGEN2 コードによる解析結果が記載されている。この文献では、具体的に事故直前の燃料組成が下記の表（参考文献の Table 6）（表 8.1-10）に示されている。

表 8.1-10 事故直前の燃料組成

（出典：文献(5)、p.1502）

Table 6. Comparison of nuclide inventories of typical nuclides at the cooling time zero.

g/Core		Unit 1		Unit 2		Unit 3	
Half-life ^a	Nuclide	CASMO5	ORIGEN2.2	CASMO5	ORIGEN2.2	CASMO5	ORIGEN2.2
87.7y	²³⁵ U	1.05E + 06	1.05E + 06	1.79E + 06	1.79E + 06	1.76E + 06	1.74E + 06
	²³⁶ U	2.35E + 05	2.33E + 05	3.08E + 05	3.05E + 05	2.95E + 05	2.93E + 05
	²³⁸ U	6.44E + 07	6.44E + 07	8.91E + 07	8.90E + 07	8.95E + 07	8.95E + 07
	²³⁸ Pu	7.25E + 03	8.66E + 03	7.46E + 03	8.75E + 03	1.03E + 04	1.10E + 04
	²³⁹ Pu	2.56E + 05	3.00E + 05	3.46E + 05	3.96E + 05	4.63E + 05	4.92E + 05
14.299 y	²⁴⁰ Pu	1.07E + 05	9.84E + 04	1.29E + 05	1.17E + 05	1.82E + 05	1.69E + 05
	²⁴¹ Pu	4.55E + 04	5.80E + 04	5.77E + 04	7.37E + 04	7.66E + 04	8.86E + 04
	²⁴² Pu	2.16E + 04	2.18E + 04	2.33E + 04	2.38E + 04	3.00E + 04	2.99E + 04
432.6 y	²⁴¹ Am	3.15E + 03	3.93E + 03	2.54E + 03	3.20E + 03	4.31E + 03	4.76E + 03
162.94d	²⁴² Cm	6.49E + 02	7.55E + 02	6.27E + 02	7.33E + 02	8.22E + 02	9.02E + 02
18.11y	²⁴⁴ Cm	1.24E + 03	1.45E + 03	1.30E + 03	1.50E + 03	1.21E + 03	1.22E + 03
29.79 y	⁹⁰ Sr	2.82E + 04	2.83E + 04	3.70E + 04	3.72E + 04	3.50E + 04	3.55E + 04
2.0652 y	¹³⁴ Cs	3.81E + 03	4.29E + 03	5.57E + 03	6.20E + 03	5.26E + 03	5.66E + 03
30.08 y	¹³⁷ Cs	6.06E + 04	6.12E + 04	7.77E + 04	7.84E + 04	7.39E + 04	7.46E + 04
8.601y	¹⁵⁴ Eu	9.01E + 02	1.07E + 03	1.14E + 03	1.33E + 03	1.12E + 03	1.22E + 03
	¹⁵⁴ Gd	7.33E + 03	7.01E + 03	1.10E + 04	1.06E + 04	1.02E + 04	9.83E + 03
	¹⁵⁵ Gd	3.96E + 03	6.02E + 01	1.24E + 04	3.50E + 02	1.16E + 04	1.61E + 02
	¹⁵⁶ Gd	1.41E + 05	1.42E + 05	2.00E + 05	2.08E + 05	1.84E + 05	1.92E + 05
	¹⁵⁷ Gd	1.66E + 03	4.84E + 01	7.80E + 03	7.74E + 01	6.05E + 03	7.20E + 01
	¹⁵⁸ Gd	1.69E + 05	1.72E + 05	2.43E + 05	2.52E + 05	2.24E + 05	2.32E + 05
	¹⁶⁰ Gd	9.17E + 04	9.12E + 04	1.35E + 05	1.35E + 05	1.24E + 05	1.24E + 05

^aRef. 21.

④ サンプルの分析

前述のように、燃料デブリからサンプルを直接取出し、化学分析を行った結果の公開はまだないが、燃料デブリ状態把握の作業等のうち、ガイドパイプ内下部やカメラ表面等に付着した試料を組成分析した結果が debrisWiki で報告された。文献⑥は非公開であるため、詳細は割愛する。

④ 燃料デブリ中の構造材、PCV のコンクリート、物性値等

本項では、燃料デブリ組成のうち、主に燃料組成以外、即ち事故前の構造材、PCV のコンクリート、事故後の組成配分、物性値等についての情報を収集してまとめた。

1)各号機・部位における燃料デブリ組成（文献⑦）

文献(7)では、表 8.1-11 (Table 1(p.3)) に燃料デブリの代表的な組成が提案されている。また、図 8.1-8 (Figure 3 (p.4)) には、福島県内における福島第一原発からの距離による Pu-238/(Pu-239+Pu-240)の放射能の比が記載されている。

表 8.1-11 燃料デブリの代表的な組成

(出典：文献⑦、p.3)

Table 1. Some typical compositions proposed for Fukushima Daiichi fuel debris (wt%).

Composition	UO ₂ + FPs	U	Zry	Oxi- dized Zry	Stain- less Steel	Oxi- dized steel	Boron
Steel-B ₄ C [10]					99.5		0.5
1F2 lower head (Average BSAF [139])	37		37	16	6	3	1
1F1 top metal layer (ASTEC [21])	2	14	9	1.4	73		0.5
1F1 middle oxide layer (ASTEC [21])	40	9	6	29	16	0.3	0.2
1F1 bottom metal layer (ASTEC [21])	28	12	8	21	30		0.3
1F2 liquid phase at lower head before failure [139]	9		5	8	78		
1 F2 particulate debris at lower head before failure [139]	52		19	17	10		1

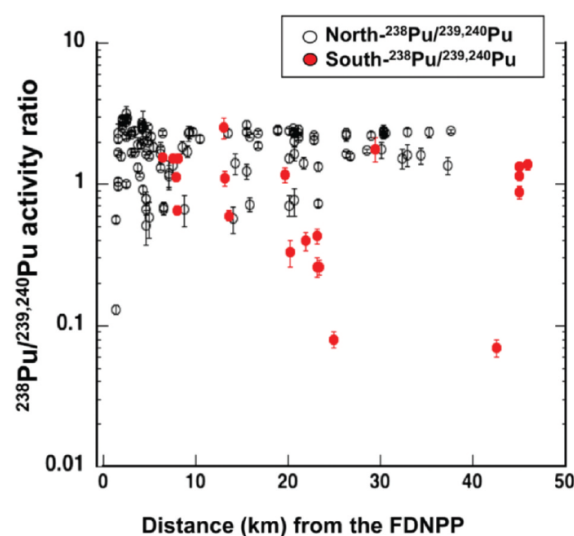


Figure 3. Activity ratios of $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ in the dust and litter samples collected from Fukushima prefecture plotted as a function of distance from FDNPP [27].

図 8.1-8 福島県内における福島第一原発からの距離による
Pu-238/(Pu-239+Pu-240)の放射能の比

(出典：文献⑦、p.3)

また、同文献の Figure 5 (図 8.1-9) には、TEM による $\text{U}/(\text{U}+\text{Zr})$ の比が記載されている。
Figure 6 (図 8.1-10) には、 $\text{Pu-240}/\text{Pu-239}$ の比及び $\text{Pu-242}/\text{Pu-239}$ の比の測定値 (土壌やゴミ

から) と解析値の比較も記載されている。但し、MOX 燃料が装荷されたのは 3 号機のみである。

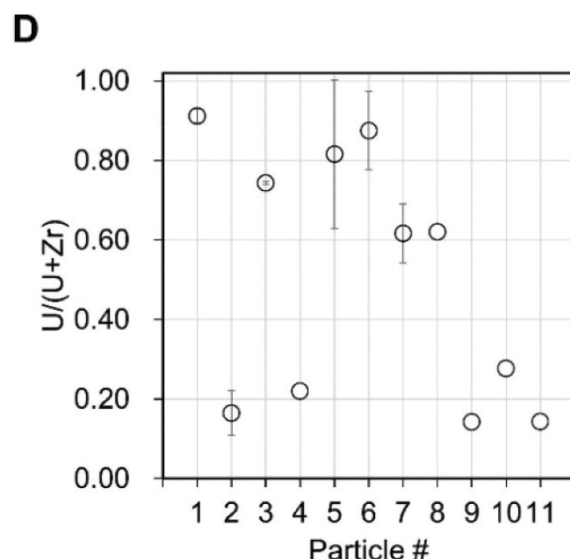


Figure 5. TEM characterization of the U–Zr oxide fragments in CsMP labeled as OTZ9 [46]. (a) HAADF-STEM image of the aggregates of CsMPs in OTZ9, where U–Zr oxide nanoparticles are present. (b) The elemental maps of major constituents in the Figure 5a. (c) Magnified HAADF-STEM images for the areas indicated by the white square with Roman numbers in Figure 5a associated with the elemental maps of Zr(K α) and U(L α). The Arabic numbers indicated by the arrows correspond to the particle numbers in Figure 5d. (d) The molar ratios of U/(U+ Zr) analyzed using STEM-EDX. The ratios reveal the average values; n = 7 for particle 1, n = 5 for particle 2, and n = 2 for particles 3, 5, 6 and 7, and n = 1 for the others without error bar. The error bars show the standard deviations (2 σ). (e) HR-HAADF-STEM images of U–Zr-oxides nanoparticles 1 and 2 in Figure 5c associated with the SAED patterns. U-rich particle 1 (U/(U+ Zr) = 0.91) is identified as uraninite structure, and Zr-rich particle 2 (U/(U+ Zr) = 0.17) as cubic zirconia structure. The magnified SAED pattern with yellow frame is inserted for particle 2.

図 8.1-9 TEM による U/(U+Zr)の比

(出典：文献⑦、p.7)

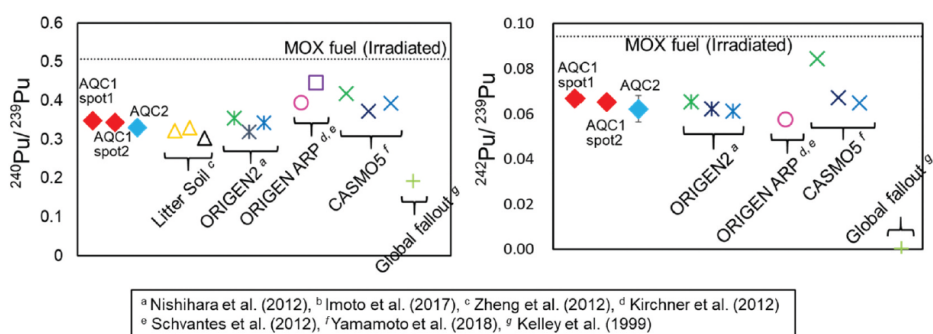


Figure 6. $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ and $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ isotope ratios of the CsMPs labeled as AQC1 and AQC2 [133] compared with the ratios of bulk soils and litter samples [134], calculated inventory using ORIGEN2 [22], ORIGEN ARP [135,136], and CASMO5 [137], the MOX fuels only installed in the FDNPP unit 3 (ORIGEN2 calculation displayed as dashed lines) [22], and global fallout [138]. Error bars exist within the symbols unless otherwise noted.

図 8.1-10 Pu-240/Pu-239 の比及び Pu-242/Pu-239 の比の

測定値（土壌やゴミから）と解析値の比較

(出典：文献⑦、p.7)

2)1 号機における初期の燃料、構造材及び制御棒の重量（文献⑧）

文献⑧のなかで、1 号機における炉内の燃料以外、即ち被覆管、水ロッド、スペーサー、チャンネルボックス、上下タイプレートや制御棒等の構造材の重量が Table 4 (p.261)（表 8.1-12）に記載されている。本データは 1 号機について述べられたが、燃料(UO₂)を除けば 2 号機及び 3 号機にもその重量比率を適用できると考える。

表 8.1-12 1 号機における炉内の燃料以外、即ち被覆管、水ロッド、スペーサー、チャンネルボックス、上下タイプレートや制御棒等の構造材の重量
（出典：文献⑧、p. 261）

Table 4 Rough estimation mass of fuel, structural material and control rod in 1F1

Material		Compound	Weight (kg)		Weight %	
Fuel (F)		UO ₂	78,818		59.118	
Structural Materials (SM)	Cladding tube, water channel/rod, spacer	Zry-2	19,362	46,822	14.523	35.119
	Channel box	Zry-4	17,321		12.992	
	Upper/Lower tie plate	SUS304	10,139		7.605	
Control rod (CR)		SUS304	6,812	7,683	5.138	5.763
		B4 B-10	126		0.095	
		C B-11 and C	745		0.559	
Total			133,323			

3)ウラン模擬燃料デブリ試料の分析結果（文献⑨）

文献⑨にウラン模擬燃料デブリ試料の分析結果（5 機関：東北大、NDC、JAEA 大洗研、NFD 及び JAEA 原科研）が記載されている(p.56~p.57)。溶解液の分析値を表 8.1-13 に、不溶性残渣成分を合算した評価値を表 8.1-14 に示す。

表 8.1-13 溶解液の分析値

（出典：文献⑨、p.56）

(2) 各機関の分析結果の比較

溶解液の分析値（U模擬燃料デブリ試料）

元素名	含有量 (mg/100mg)					
	東北大	NDC	JAEA大洗研	NFD	JAEA原科研	
	【基準値】	硝酸溶解	硝酸溶解	王水・フッ酸溶解	硝酸溶解＋ 残渣アルカリ融解	全量アルカリ融解
U	20.5 ±0.1	17 ±0.4	21 ±0.3	17.3 ±0.22	16.5 ±0.8	17.3 ±2.0
Gd	1.7	1.1 ±0.1	1.5 ±0.01	<0.3	1.56 ±0.11	1.59 ±0.08
Zr	10.8	3.7 ±0.1	9.7 ±0.6	11.2 ±1.09	8.48 ±0.71	10.2 ±0.5
B	4.9	5.6 ±0.5	4.7 ±0.1	4.3 ±0.25	4.63 ±0.50	4.44 ±0.20
Fe	39.0	21 ±3.1	34 ±2.1	34.7 ±0.40	33.8 ±1.6	35.6 ±1.6
Cr	3.7	0.04 ±0.02	2.7 ±0.03	3.5 ±0.15	2.75 ±0.10	3.57 ±0.15
Ni	2.2	0.03 ±0.01	1.5 ±0.2	2.0 ±0.14	180 ±10	31.0 ±1.4
Si	4.9	0.2 ±0.2	1.6 ±2.1	5.4 ±0.37	3.40 ±0.17	3.22 ±0.16
O	12.2 ±0.1	-	-	-	-	-
不溶性残渣	-	あり (溶解率60%)	あり (溶解率91%)	あり (溶解率98%)	なし	なし

繰返し数	東北大	NDC	JAEA大洗研	NFD	JAEA原科研	
溶解	-	3回	3回	1回	1回	←
分取・希釈	-	1回	1回	3回	1回	←
測定	-	複数回	3回	複数回	3回	←

表 8.1-14 不溶解性残渣成分を合算した評価値

(出典：文献⑨、p.57)

(2) 各機関の分析結果の比較

*残渣成分のEDS半定量値を加えた評価値

不溶解性残渣成分を合算*した評価値 (U模擬燃料デブリ試料)

元素名	含有量 (mg/100mg)					
	東北大	NDC	JAEA大洗研	NFD	JAEA原科研	
	【基準値】	硝酸溶解	硝酸溶解	王水・フッ酸溶解	硝酸溶解＋残渣アルカリ融解	全量アルカリ融解
U	20.5 ±0.1	20.0 ±0.6	21.9 ±1.0	17.5 ±0.2	16.5 ±0.8	17.3 ±2.0
Gd	1.7	1.3 ±0.2	1.9 ±0.1	1.5 ±0.2	1.56 ±0.11	1.59 ±0.08
Zr	10.8	11 ±1.4	12 ±1.7	11.3 ±1.1	8.48 ±0.71	10.2 ±0.5
B	4.9	5.6 ±0.5	4.7 ±0.2	4.3 ±0.2	4.63 ±0.50	4.44 ±0.20
Fe	39.0	22.0 ±4.8	34.6 ±3.9	34.7 ±0.4	33.8 ±1.6	35.6 ±1.6
Cr	3.7	0.7 ±0.9	2.8 ±0.6	3.5 ±0.1	2.75 ±0.10	3.57 ±0.15
Ni	2.2	0.3 ±0.4	1.6 ±0.3	2.0 ±0.1	180 ±10	31.0 ±1.4
Si	4.9	12.0 ±2.4	3.6 ±4.5	5.4 ±0.4	3.40 ±0.17	3.22 ±0.16
O	12.2 ±0.1	-	-	-	-	-
不溶解性残渣	-	あり (溶解率60%)	あり (溶解率91%)	あり (溶解率98%)	なし	なし

注) 不溶解性残渣が生じた場合は、溶解成分に残渣成分のEDS半定量値を加えた評価値を示す。

繰返し数	東北大	NDC	JAEA大洗研	NFD	JAEA原科研	
溶解	-	3回	3回	1回	1回	←
分取・希釈	-	1回	1回	3回	1回	←
測定	-	複数回	3回	複数回	3回	←

4)福島第一原発の模擬燃料デブリの組成（文献⑩）

文献⑩に、VULCANO 計画の酸化デブリにおいて ZrO_2/UO_2 とコンクリート中の SiO_2 含有率の関係図（文献の Figure 1, p.217）（図 8.1-11）が記載されている。その図には、福島第一原発の燃料デブリの推定範囲も描かれている。

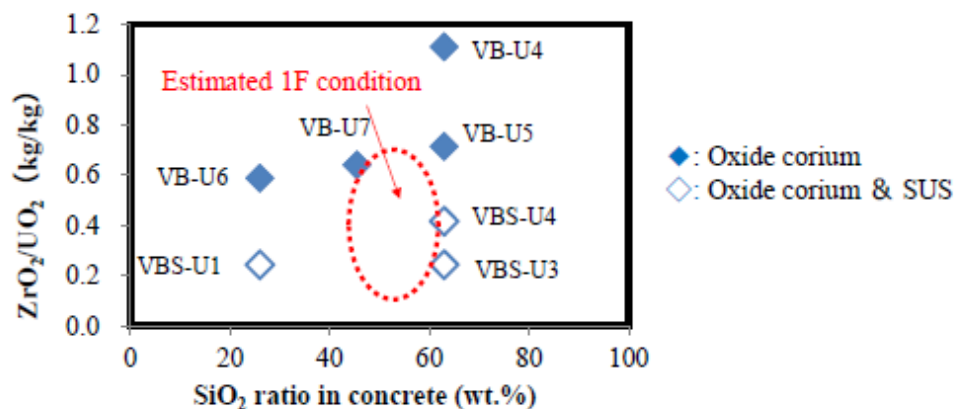


Figure 1. Initial corium and concrete compositions of past VULCANO test campaigns.

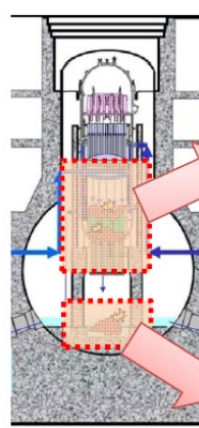
図 8.1-11 VULCANO 計画の酸化デブリにおいて ZrO_2/UO_2 と
コンクリート中の SiO_2 含有率の関係図
（出典：文献⑩, p.217）

5)燃料デブリ物性値等（文献⑪）

文献⑪に、臨界事故解析等に必要な燃料デブリの物性値、即ち機械的な特性と熱的な特性の物性値（表 8.1-15）が記載されている。これらの物性値の内訳として、(1)RPV 内部の酸化物、金属、その他のセラミックスの材料、及び(2)PCV のペDESTAL（MCCI による生成物）と分類している。

表 8.1-15 臨界事故解析等に必要な燃料デブリの物性値

（出典：文献⑪、p.13）



物性値	理論密度 (g/cm ³)	ビッカース硬さ (GPa)	弾性率 (GPa)	破壊じん性 (MPa m ^{1/2})	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/g K)	融点 (°C)
【RPV内部】							
Oxide							
UO ₂	11	4-6	190	0-2	10	0.28	2850
ZrO ₂ -T	6	9-12	200	0-10	1-3	0.61	(tr.)
(U,Zr)O ₂ -C	6-11	6-14	140-220	0-3	1-10	0.3-0.6	2500-2900
(U,Zr)O ₂ -T	6-11	6-11	150-200	0-8	1-3	0.5-0.6	(tr.)
(U,Zr)O ₂ -M	6	3-4	150-200	0-2	1-3	0.6-0.6	(tr.)
Metallic							
Zry-2	7	1-3	60-110	110-150	10-25	0.3	1850
α-Zr(O)	7	1-11	100-180	120-150	23	0.3	1850
Fe	8	2-4	200	5-200	80	0.4	1075-1535
Fe ₂ (Zr,U)	7-8	7-9	160-220	1-3	80	0.4	1500
Other Ceramic							
B ₄ C	2.5	24	450	0-5	29	2.3	2450
ZrB ₂	6.1	22	440	0-20	24	0.7	3040
Fe ₂ B	7.4	16	200	0-20	24	0.6	1389
【ペDESTAL】							
MCCI product							
Si rich oxide (mainly SiO ₂)	3	10-15	100	0-1	1	10	1600
Si rich oxide (incl. Ca, Cr)	3	4-9	100	0-1	1	10	1600
U rich oxide	6-11	4-9	140-220	0-3	1-10	0.3-0.6	2400-2850
Zr rich oxide	6-7	4-9	150-200	0-8	1-3	0.5-0.6	2500-2850
Cr rich oxide	5	4-9	100-400	0-7	10-33	0.7	2400
(U,Zr)SiO ₄	4-9	11	150-180	0-2	6	0.5-0.8	2500

※ Ref. TEPCO Home Page (2013.12.13)
http://www.tepco.co.jp/rs/fukushima-rnp/series/index-3.html

デブリ取出装置開発等へ反映

機械的特性

熱的特性

6)粒子状燃料デブリの粒径情報（文献⑫）

文献⑫には、ロボットアームにより横からアクセスするペデスタルでの燃料デブリ粒径の推定範囲が 0.1～10mm と記載されている。また、粒径が 0.1mm 以下の場合は「粉末デブリ」と分類されると記載されている。これらの情報は、デブリ臨界解析条件設定に資すると考える。（図 8.1-12～図 8.1-14 参照）

No.18

6. 本事業の実施内容

6.2 実施内容

1) 燃料デブリの拡散防止に係る技術開発

①燃料デブリの回収システムの開発

a. 燃料デブリ回収方法(吸引、把持など)と手段

○燃料デブリの吸引前提条件の整理

粉燃料デブリ・粒燃料デブリの吸引回収システムの具体化検討の前段階として、燃料デブリ吸引前提条件を以下の通り設定した。

- | | |
|------------|---------------------------|
| ①回収燃料デブリ粒径 | φ 0.1～φ 10mm |
| ②吸引燃料デブリ比重 | 比重2～11 |
| ③燃料デブリ吸引流速 | 2m/sec |
| ④燃料デブリ吸引揚程 | 約5m:保守側に2号機を想定 |
| ⑤システム設置場所 | 設置スペース、機器の交換およびメンテナンス性を考慮 |

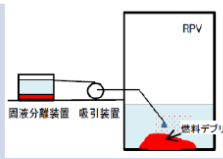
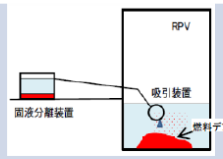
	床上吸引	水中からの汲み上げ
イメージ図		
適用性/備考	○ ・ロボットアーム上の設置スペース最小 ・ロボットアームの荷重制限に影響なし	△ ・PCV内へのポンプ搬入困難（故障時の対応困難） ・ロボットアームの荷重制限に影響あり

図 8.1-12 燃料デブリ吸引前提条件の整理

（出典：文献⑫、p.18）

6. 本事業の実施内容

6.2 実施内容

1) 燃料デブリの拡散防止に係る技術開発

 :燃料デブリの加工に有力と評価

②燃料デブリの切削・集塵システムの開発

a. 燃料デブリの性状を考慮した有効な加工・切削方法の整理・検討

	様々な燃料デブリに対応	加工速度	アクセス性 (ヘッド小型)	入熱	ヒューム発生 (気中拡散)	切りくず発生量 (水中拡散)	ユーティリティ 小型化	供給可否	総合評価 ／要素試験
コアボーリング	○	△	○	○	○	△	○	○	○済み
ディスクソー	○	○	△	○	○	○	○	○	○
ワイヤーソー	△	△	×	○	○	○	○	○	
バンドソー	△	△	×	○	○	○	○	○	
超音波コアドリル	△	△	○	○	○	△	○	○	○未
油圧カッター	△	○	○	○	○	△	○	○	○
チゼル	△	○	○	○	○	○	○	○	○未
AWJ	△	△	○	○	○	×	×	○	○済み
レーザガウジング	○	△	○	△	△ ^{*1}	△	×	○	○済み
プラズマアーク	×	×	○	△	×	△	×	○	
プラズマジェット	○	△	○	△	×	△	×	×	
ガス	×	△	○	△	×	△	△	○	
接触式アーク	×	×	○	△	×	△	△	△	
アークソー	×	×	×	△	×	△	△	△	
溶極式WJ	×	×	○	△	×	△	×	△	
レーザ掘削	○	△	○	○	×	△	×	△	

*1:レーザガウジングは昨年度の成果から気中であっても水流で除去することで気中飛散を抑制できることを確認。

まだ要素試験を実施していない加工法について、PCV底部のMCCIデブリの加工の観点で加工法を選定

図 8.1-13 燃料デブリの性状を考慮した有効な加工・切削方法の整理・検討

(出典：文献⑫、p.41)

6. 本事業の実施内容

6.2 実施内容

2) 取り出し装置設置のための要素技術開発

① 作業セルに関する要素技術開発

a. 上アクセス、横アクセス作業セルの設置方法、原子炉建屋への負担低減と取り扱い性向上
○セル・工法検討の設計条件

項目	No.	詳細項目	設計条件など	備考
項目No.4 燃料デブリ 回収方法	1	燃料デブリの定義	1. 上部格子板以下(CRDレーンを除く)は燃料デブリとする。 2. ベDESTAL外については、作業員アクセス開口から外部に流れ出たものを燃料デブリとして取り扱う。	本PJによる定義
	2	塊燃料デブリ	1. 直径10mmを超えるものを塊燃料デブリと定義する。 2. ユニタ缶以上のサイズは、ユニタ缶に入るサイズに加工して回収する。 3. ユニタ缶サイズ以下のもので加工の必要がないものは、そのまま回収する。	
	3	粒燃料デブリ	1. 直径10mm～0.1mmの範囲を粒燃料デブリと定義する。 2. 吸引などで回収する。	
	4	粉燃料デブリ	1. 直径0.1mm未満を粉燃料デブリと定義する。 2. 吸引などで回収する。 3. システム側の水処理で回収する場合について今後調整する。	
	5	燃料デブリの臨界	再臨界管理手段については、臨界PJと調整する。	
	6	燃料デブリの回収範囲	1. ベDESTAL内は、ドレンサンブピット深さ以上まで全域回収。 2. ベDESTAL外は、ドレンサンブピット深さ以上まで全域回収。 3. 詳細は、調査、サンプリング結果により回収範囲を決定。	
	7	塊燃料デブリの加工方法	本報告書内、燃料デブリの切削・集塵システムの項目参照。	
	8	ユニタ缶	1. φ400mm×H400mm以下とする。 2. φ200mmをベースとし、収納缶PJより提示があったサイズから工法側で選定する。	

図 8.1-14 セル・工法検討の設計条件

(出典：文献⑫、p.41)

7)粒子状燃料デブリの粒径分布情報（文献⑬）

文献⑬の TMI 事故後の燃料デブリの調査結果には、粒径分布の情報が FIGURE 2.6 (p.2.10). (8.1-15) に記載されている。本データは、TMI の事故進展によって 2 号機の RPV 底部の粒子デブリに近いと考えられる。

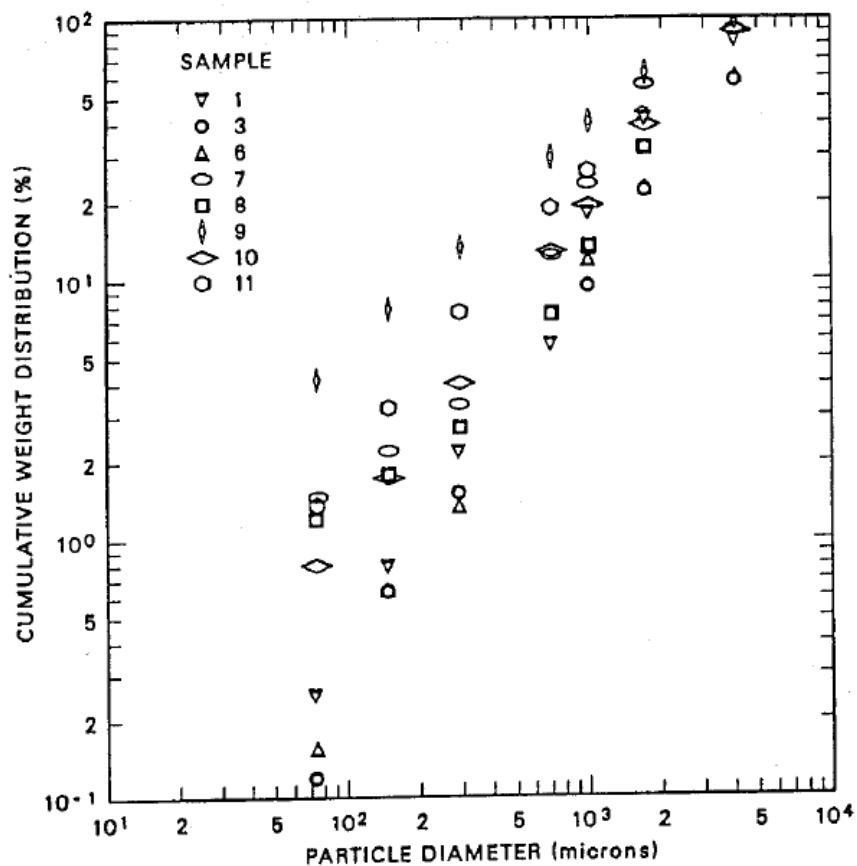


FIGURE 2.6. Logarithmic Plot of the Cumulative Weight Distribution for TMI-2 Core Debris Grab Samples

図 8.1-15 PNL-7476 の報告書における TMI 事故後の燃料デブリの調査結果
粒径分布の情報

（出典：文献⑬、p.2.10）

8)TMI-2 の燃料デブリ及び模擬デブリの組成（文献⑭）

文献⑭には、TMI-2 での燃料デブリ及び模擬デブリの組成が、それぞれ Table 1 及び Table 2（本章 表 8.1-16 及び表 8.1-17）に記載されている。その他に、デブリの物性値も Figure 4 ～ Figure 8（図 8.1-16～図 8.1-20）に記載されている。

表 8.1-16 TMI-2 の燃料デブリ試料リスト

（出典：文献⑭、p.97）

Table 1. List of TMI-2 debris samples.

Sample no.	Weight (g)	Density ($\times 10^6$ g/m ³)	Av. Porosity (%)	Main component
VIP-9D	21.9	7.80	32.1	(U, Zr)O ₂
VIP-9E	15.4	7.64	38.0	(U, Zr)O ₂
VIP-11A	226.5	6.32	12.2	Structure and control rod materials
VIP-11B	387.3	7.82	4.6	(U, Zr)O ₂
VIP-12A	33.5	8.25	18.8	(U, Zr)O ₂
VIP-12B	46.3	7.93	13.6	(U, Zr)O ₂
SIMDEBRIS-L		8.20	20.5	
SIMDEBRIS-M		8.80	4.9	
SIMDEBRIS-H		9.00	2.1	

表 8.1-17 TMI-2 の初期炉心組成及び SIMDEBRIS 模擬デブリの組成

（出典：文献⑭、p.97）

Table 2. Initial inventory of core materials in TMI-2 and composition of SIMDEBRIS.

Inventory of TMI-2		SIMDEBRIS	
Material	Weight (kg)	Material	Composition (wt%)
UO ₂	93,100	UO ₂	72.1
Zircaloy	23,000	ZrO ₂	20.5
Stainless steel 304	4,640	Fe ₃ O ₄	3.4
Inconel 718	1,210	Cr ₂ O ₃	1.3
Ag-In-Cd	2,750	NiO	1.0
		Ag	1.7

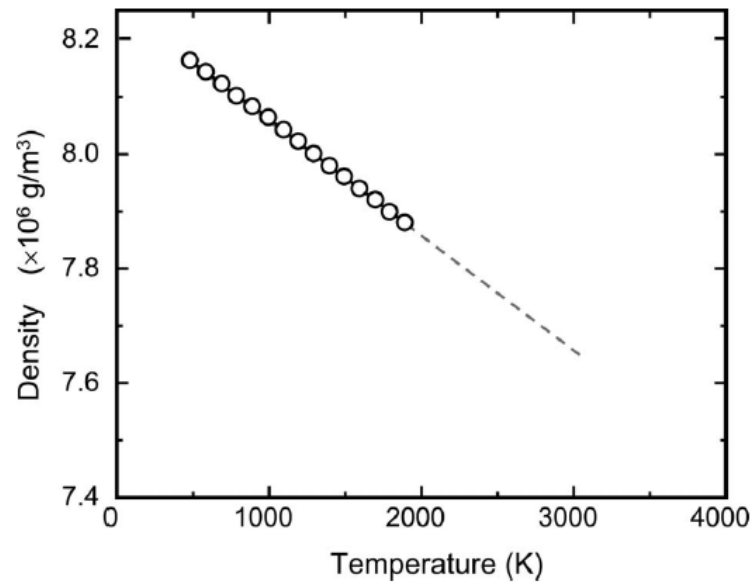


Figure 4. Density of SIMDEBRIS as a function of temperature.

図 8.1-16 SIMDEBRIS の密度

(出典：文献⑭、p.99)

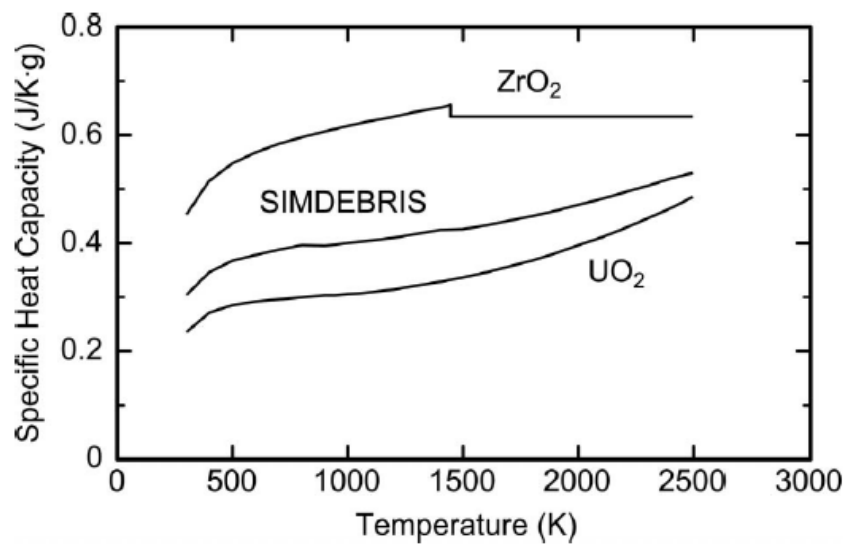


Figure 5. Estimated specific heat capacity of SIMDEBRIS in comparison with data of UO₂ and ZrO₂ [13,14].

図 8.1-17 SIMDEBRIS の熱容量

(出典：文献⑭、p.99)

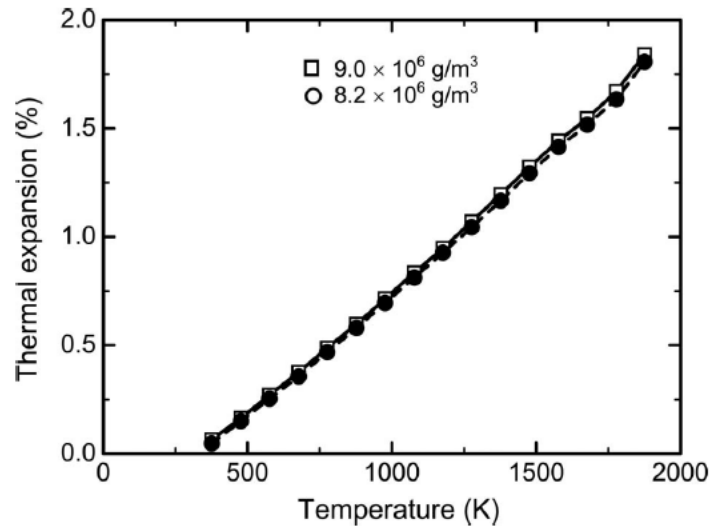


Figure 6. Thermal expansion of SIMDEBRIS as a function of temperature.

図 8.1-18 SIMDEBRIS の熱膨張係数

(出典：文献⑭、p.99)

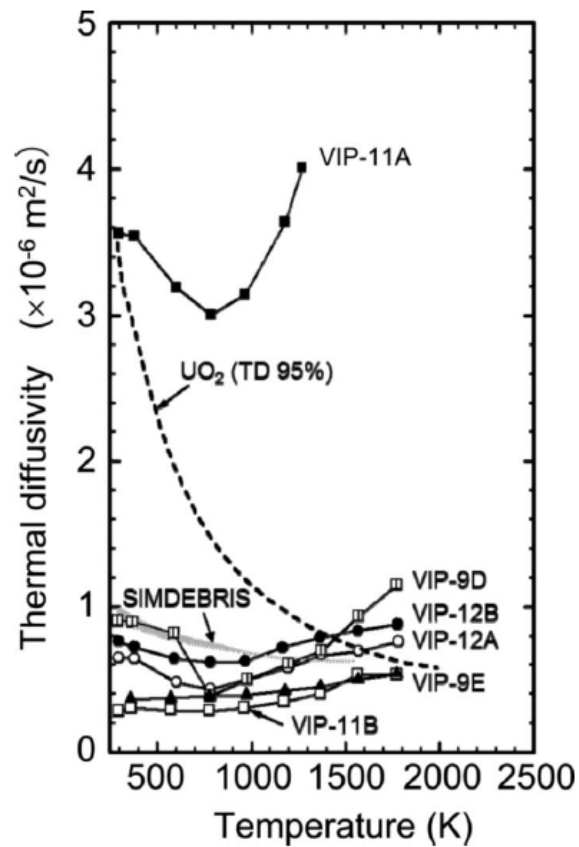


Figure 7. Thermal diffusivity of TMI-2 debris, SIMDEBRIS, and UO_2 [20] as a function of temperature.

図 8.1-19 TMI-2 デブリ、SIMDEBRIS 及び UO_2 の熱拡散率

(出典：文献⑭、p.100)

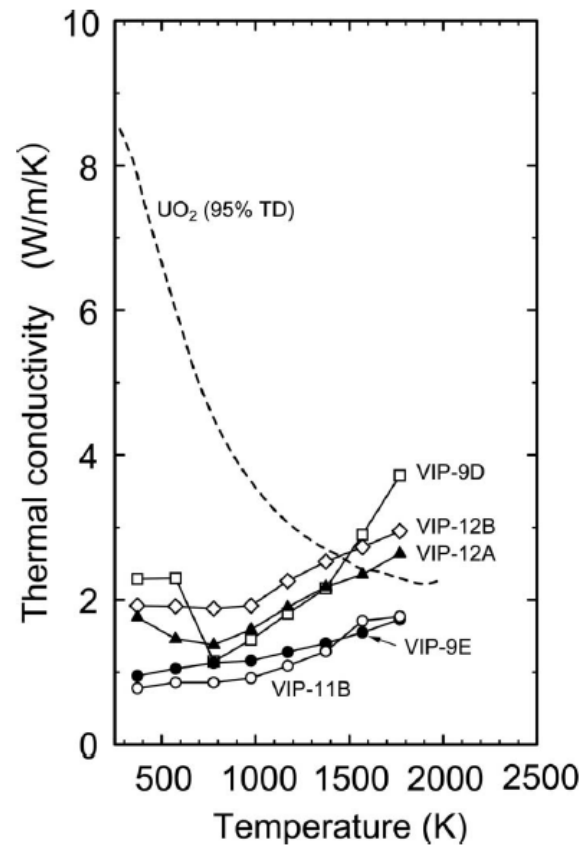


Figure 8. Thermal conductivity of TMI-2 debris and UO_2 [21,22] as a function of temperature. Values of TMI-2 debris were calculated with specific heat capacity and density of SIMDEBRIS.

図 8.1-20 TMI-2 デブリ及び UO_2 の熱伝導率
(出典：文献⑭、p.100)

9)燃料デブリ経年変化特性（文献⑮）

チェルノブイリ原子力発電所の事故においては、溶融炉心がコンクリート等の構造物を取り込み、溶融炉心-コンクリート反応(MCCI)が起こり、種々の燃料デブリが発生した。これらの燃料デブリの一部は、時間の経過とともに自己崩壊が進行し、事故から30年以上経過した現在でも、燃料デブリの微粒子が生じることが報告されている。これらの微粒子が、気中へ飛散、液中への流出により、拡散することで汚染、被ばくの拡大が懸念される。そのことから、1Fの燃料デブリでは、長期間おかれる環境下での経年変化の有無を明らかにし、変化が生じる場合は、その様態や変化を予測し、燃料デブリ取り出しや移送・保管等への影響の有無の推定を行っている。

同文献には、下記の通りチェルノブイリ燃料デブリ組成、1Fの模擬デブリ組成等情報が記載されている（図8.1-21～図8.1-25）。

5. 実施内容

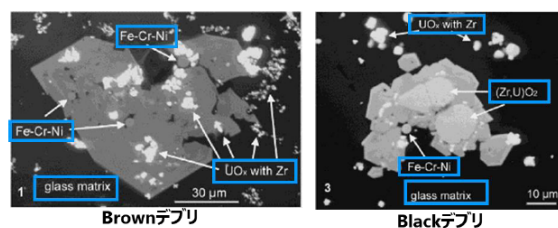
(1) 1) 1F燃料デブリの経年変化要因の設定及び評価方法立案

▶ チェルノブイリ燃料デブリの微粒子化要因の推定（1）

① 燃料デブリの特徴



チェルノブイリ燃料デブリは、MCCIによりガラス状結晶構造を有し、 UO_x -Zr、Zr-U-O、 $(\text{Zr,U})\text{SiO}_4$ や金属Fe等のマイクロ介在物を含有するものが多い。



チェルノブイリ燃料デブリの断面SEM観察及び主要成分分析結果

チェルノブイリ燃料デブリ 表面分析による元素組成								
デブリ タイプ	元素含有率 at %							
	U	Zr	Fe	Mg	Ca	Si	Al	Na
Black	0.4	1.0	1.3	2.9	4.7	22.9	4.8	6.1
Brown	0.9	1.5	0.7	4.0	3.0	27.8	3.6	4.3

チェルノブイリ燃料デブリ 介在物の無い部分の局所元素組成								
デブリ タイプ	元素含有率 at %							
	U	Zr	Fe	Mg	Ca	Si	Al	Na
Black	0.3	0.9	1.5	1.9	3.5	28.8	3.0	0.4
Brown	0.2	0.6	0.1	3.7	3.7	32.1	2.9	0.6

出典：B. Burakov, Actinide behavior during severe nuclear accident, study of Chernobyl "lava", corium and hot particles : experience of V.G. Khlopin Radium Institute (KRI), <http://indico.ictp.it/event/8333/session/3/contribution/32/material/slides/0.pdf>

© 2021 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation 12

図 8.1-21 チェルノブイリ燃料デブリ組成

（出典：文献⑮、p.12）

5. 実施内容

(1) 1) 1F燃料デブリの経年変化要因の設定及び評価方法立案

▶ 1F燃料デブリにおいて確認すべき微粒子化要因

・気中試験の対象とする材質変化要因

空气中で酸化するミクロ組織 ⇒ 局所的体積増大 ⇒ ミクロ亀裂発生

- UO_2 ((U,Zr) O_2 を含む) → U_3O_8 による局所的体積増大
- FeやFeO → Fe_2O_3 による局所的体積増大
- ジルコニウムの酸化が不十分な金属Zr(O) → ZrO_2 による局所的体積増大
※ Zr(O) は高温でガラスを還元するので、ガラス状燃料デブリ中には存在しないと仮定

・水中試験の対象とする材質変化要因

溶存酸素により酸化するミクロ組織 ⇒ 局所的体積増大 ⇒ ミクロ亀裂発生

- UO_2 ((U,Zr) O_2 を含む) → U_3O_8 、FeやFeO → Fe_2O_3 による局所的体積増大
※ 水中で $\alpha\text{-Zr(O)} \rightarrow \text{ZrO}_2$ は進行しないと仮定し、 $\text{Zr(O)} + (\text{U,Zr})\text{O}_2$ の水中試験は実施せず。

溶存酸素等の変化によるガラス成分の溶出

- ガラス状燃料デブリの成分溶出(Na,Ca,B等)、及び二次相溶解(Fe,U,Zr)による体積減少

設定した材質変化要因を有する模擬燃料デブリを作製し、気中・水中試験を行い、変化の有無や発生条件範囲を確認するとともに、長期変化予測を実施する。

© 2021 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation 19

図 8.1-22 1F 燃料デブリの経年変化要因（デブリ組成変化）

（出典：文献⑮、p.19）

5. 実施内容

(1) 2) 燃料デブリの経年変化評価試験

▶ 第1期試験の模擬燃料デブリ試料の種類

- ✓ 1F内に存在が推定される燃料デブリのうち、材質変化要因を有する模擬燃料デブリを9種選定。
- ✓ 変化要因を有する模擬燃料デブリができるように、原料組成と作製手順を設定。
- ✓ 1F環境で生成したと想定される燃料デブリと矛盾が無い雰囲気中で試料を作製。

第1期試験の模擬燃料デブリの材質と、気中・水中試験項目

（ ）内は試験IDを示す。

試料名	模擬燃料デブリの材質	変化要因の想定	気中試験	水中試験
種類1	$(\text{U,Zr})\text{O}_2 + (\text{Zr,U})\text{O}_2$	$\text{UO}_2 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$	○ (O-H1, O-R1)	○ (L-H1, L-R1)
種類2	$\text{Zr(O)} + (\text{U,Zr})\text{O}_2$	$\text{Zr} \rightarrow \text{ZrO}_2$	○ (O-H2, O-R2)	—
種類3	UO_2 析出ガラス状燃料デブリ	$\text{UO}_2 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$	○ (O-H3, O-R3)	○ (L-H3, L-R3)
種類4	Zr-U-O析出ガラス状燃料デブリ	$\text{UO}_2 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$	○ (O-H4, O-R4)	—
種類5	Fe析出ガラス状燃料デブリ	$\text{Fe} \rightarrow \text{Fe}_2\text{O}_3$	○ (O-H5, O-R5)	○ (L-H5, L-R5)
種類6	FeO析出ガラス状燃料デブリ	$\text{FeO} \rightarrow \text{Fe}_2\text{O}_3$	○ (O-H6, O-R6)	—
種類7	ガラス状燃料デブリ	成分溶出	—	○ (L-H7, L-R7)
種類8	B含有ガラス状燃料デブリ	成分溶出	—	○ (L-H8, L-R8)
種類9	$(\text{U,Zr})\text{O}_2$ + ガラス状燃料デブリ	成分溶出	—	○ (L-H9, L-R9)

○：試験実施 —：実施せず

© 2021 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation 20

図 8.1-23 1F 燃料デブリの経年変化評価試験（模擬デブリ組成）

（出典：文献⑮、p.20）

5. 実施内容

(1) 2) 燃料デブリの経年変化評価試験

▶ 第1期試験の模擬燃料デブリ試料の化学成分

酸化物燃料デブリ

種類	ZrO ₂	UO ₂	Zr	U
1	50.0	50.0	-	-
2	-	-	78.7	21.3

種類	ZrO ₂	UO ₂	Zr	U
1	31.3	68.7	-	-
2	-	-	58.6	41.4

ガラス状燃料デブリ

種類	Fe	FeO	Fe ₃ O ₄	ZrO ₂	Al ₂ O ₃	UO ₂	SiO ₂	CaO	CaCO ₃	Na ₂ CO ₃	H ₃ BO ₃	c-UO ₂	m-ZrO ₂
3	-	-	1.8	2.2	4.6	3.5	78.4	-	6.6	2.9	-	-	-
4	-	-	1.8	5.5	4.4	1.2	77.8	-	6.6	2.8	-	-	-
5	10.6	-	-	0.6	4.3	0.6	74.8	6.5	-	2.7	-	-	-
6	-	37.3	-	0.6	4.2	0.5	48.3	6.5	-	2.6	-	-	-
7	-	-	1.8	0.9	4.5	0.4	82.9	-	6.8	2.7	-	-	-
8	-	-	1.7	0.9	4.3	0.4	78.6	-	6.4	2.5	5.2	-	-
9	-	-	0.8	0.7	3.5	0.3	69.8	-	5.3	2.5	-	8.1	8.9

(注) 原料試薬比をat%及びwt%で示す。複数回作製したものは各回の粉末調整量に僅かな差があり、一例を示す。
 なお、種類2は、UO₂とZrの加熱後の溶融プール部から試料を採取しているため、溶融部のEDS結果を示す。(p.28参照)
 c-UO₂はあらかじめ作製した立方晶(U,Zr)O₂酸化物粉末(Zr=5at%)、m-ZrO₂は単斜晶(Zr,U)O₂酸化物粉末(U=5at%)を示す。

© 2021 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation 21

図 8.1-24 1F 燃料デブリの経年変化評価試験 (模擬デブリ試料の化学成分)

(出典：文献⑮、p.21)

5. 実施内容

(1) 2) 燃料デブリの経年変化評価試験

▶ 模擬燃料デブリ試料と、1F燃料デブリとの対応

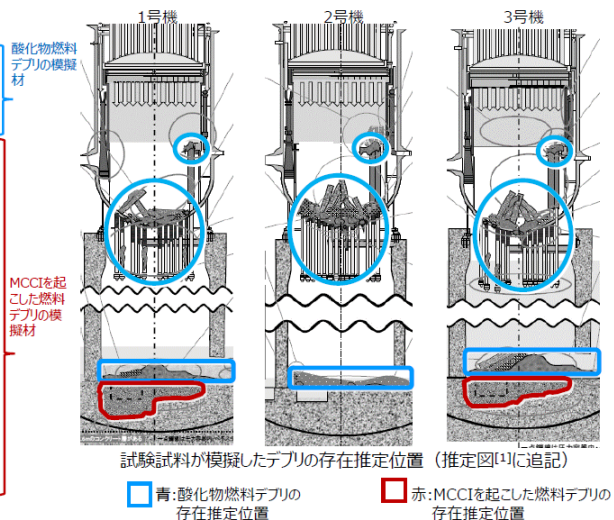
第1期試験の試料の種類と、推定される1F燃料デブリ分布との対応を、第2,3期試験試料とともに示す。
 種類1,2はU₂Zr₂O₇を主体とする酸化物燃料デブリ、種類3~9はMCCIを起こしたガラス状燃料デブリの模擬材である。
 種類1~9は第1期試験の試料、種類21,22,61,91~94は、第2期及び第3期試験の試料である。

試験試料の種類

種類	第1期試験	第2期試験	第3期試験
1	(U,Zr)O ₂ + (Zr,U)O ₂	-	-
2, 21, 22	Zr(O) + (U,Zr)O ₂	Zr(O) + (U,Zr)O ₂	Zr(O) + (U,Zr)O ₂
3	UO ₂ 析出ガラス状燃料デブリ	-	-
4	Zr-U-O析出ガラス状燃料デブリ	-	-
5	Fe析出ガラス状燃料デブリ	FeまたはFeO+ガラス状燃料デブリ	FeまたはFeO+ガラス状燃料デブリ
6, 61	FeO析出ガラス状燃料デブリ	-	-
7	ガラス状燃料デブリ	-	-
8	B含有ガラス状燃料デブリ	-	-
9, 91-94	(U,Zr)O ₂ +ガラス状燃料デブリ	(U,Zr)O ₂ +ガラス状燃料デブリ	(U,Zr)O ₂ +ガラス状燃料デブリ (U,Zr)O ₂ , FeO+ガラス状燃料デブリ

青:酸化物燃料デブリ 赤:MCCIを起こした燃料デブリ

RPV・PCVの状態と燃料デブリ分布推定図^[1]



試験試料が模擬したデブリの存在推定位置 (推定図^[1]に追記)

青:酸化物燃料デブリの存在推定位置 赤:MCCIを起こした燃料デブリの存在推定位置

[1] IRID「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」平成29年度成果報告書、
https://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

© 2021 Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation 22

図 8.1-25 1F 燃料デブリの経年変化評価試験 (模擬デブリ試料と 1F 燃料デブリとの対応)

(出典：文献⑮、p.22)

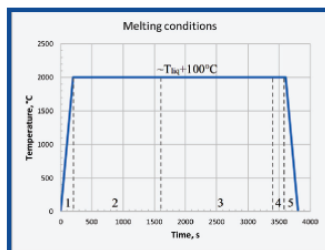
10) 溶融デブリの経年変化に影響する物理・化学的な現象のデータ（文献⑩）

文献⑩では、溶融デブリの経年変化に影響する物理・化学的な現象のデータが模擬デブリの実験によって評価されている。ここには、燃料デブリ組成の情報が記載されている（図 8.1-26～図 8.1-27）。

Compositions & preparation

In elements

	Composition 1	Composition 2	Composition 3	Composition 4	Composition 5	Composition 6
Simulated plant	Fukushima Daiichi NPS (Chemical content changes gradually)					TMI-2
U	16.0	25.5	30.8	36.0	36.0	65
Zr	5.6	7.7	8.8	9.9	9.9	15
Fe	2.7	3.0	3.4	3.8	3.8	7
Cr	0.7	0.8	0.9	1.0	1.0	-
Ni	0.4	0.5	0.6	0.6	0.6	-
Si	22.4	17.9	15.3	12.6	12.6	-
Ca	6.4	5.1	4.3	3.6	3.6	-
Al	6.4	5.1	4.3	3.6	3.6	-
O	39.4	34.4	31.6	28.9	28.9	13
Quench rate	rapid	rapid	rapid	slow	rapid	rapid
Melt date	14/12/2019	17/12/2019	23/12/2019	12/11/2019	23/10/2019	26/12/2019
Facility	RASPLAV-4	RASPLAV-4	RASPLAV-4	RASPLAV-2	RASPLAV-2	RASPLAV-3



- 1 Heating and melting the charge material at a rate of 10 °C/s
- 2 Refilling the remaining charge material, adjusting the parameters of the inductor and the position of the crucible (slight overheating over the liquidus T)
- 3 Homogenizing isothermal exposure of the melt (30 min)
- 4 Measurement of the depth of the molten pool, sampling
- 5 Cooling by switching off power of high-frequency generator (rate of 10 °C/s)

7

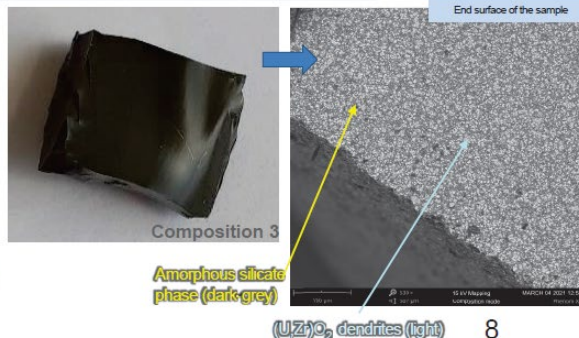
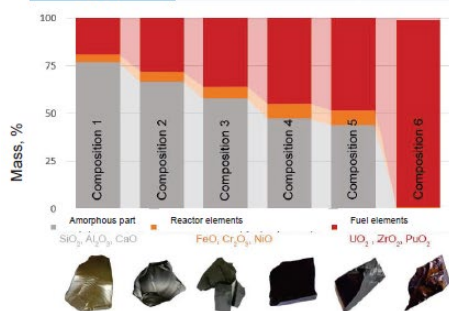
図 8.1-26 1F の模擬デブリ及び TMI-2 デブリの組成

（出典：文献⑩、p.7）

Samples compositions

Total composition analysis

	Composition 1	Composition 2	Composition 3	Composition 4	Composition 5
Corium: concrete mass ratio	30 : 70	44 : 56	52 : 48	60 : 40	60 : 40
Actual corium: concrete mass ratio	26.4±1.3	37.1±0.8	43.7±0.5	50.5±6.8	49.0±1.5
Cooling rate, °C/s	73.6±4.0	62.9±2.0	56.3±0.9	49.5±7.4	51.0±5.2
	15 ± 8 (quenching)	12 ± 5 (quenching)	10 ± 4 (quenching)	0.1 → 1.5 (slow cooling)	12 ± 2 (quenching)
Pycnometric density, g/cm³	3.77	3.95	4.78	4.89	4.90



8

図 8.1-27 1F の模擬デブリ組成（実験後）

（出典：文献⑩、p.8）

11)CLADS-MADE-01 による制御棒劣化試験（文献⑰）

文献⑰には、福島第一原発事故の初期に起きた炉内の現象である制御棒劣化試験を CLADS-MADE-01 で実施した結果が記載されている。炉心溶融（デブリ）までは至らないが、過酷事故後の炉内構造物、特に制御棒の組成情報（空間依存）が下記の通り記載されている。同文献では、炉心高さ方向の位置を Figure 4（図 8.1-28）に、各位置における組成を Table 1（表 8.1-18）に示している。

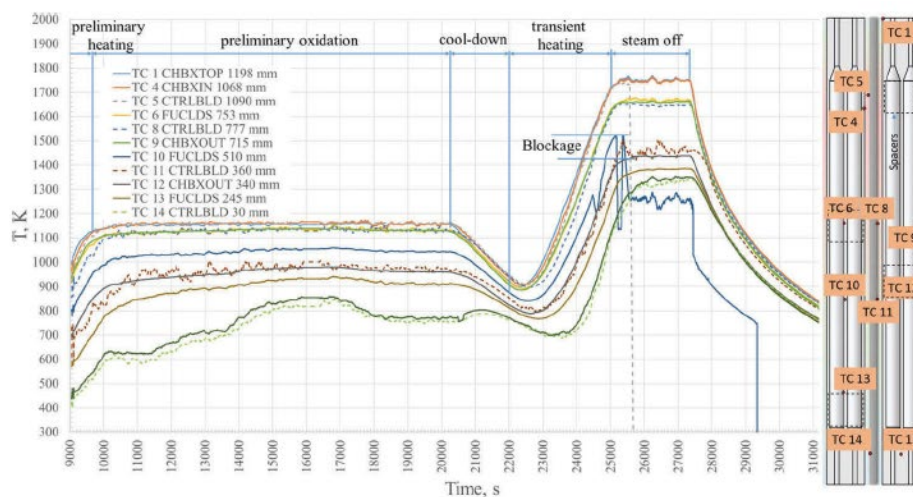


Figure 4. The stages of the CLADS-MADE-01 test with corresponding temperature data detected by thermocouples. The positions of TCs are shown in the right-hand side (broken TCs not shown).

図 8.1-28 CLADS-MADE-01 試験における各ステージでの温度

（出典：文献⑰、p.443、図 4）

表 8.1-18 EDS 分析による各ゾーンにおける重量比(%)及び存在比(%)

(出典：文献⑰、p.448、表 1)

Table 1. EDS-analysis by weight % and by atomic % of degraded control blade from zone A – deformed control blade at 1100 mm height (T = 1750 K) (see Figure 11) and zone M – solidified absorber melt at mid-height (T = 1453 K) (error estimated automatically by SEM-software).

Sampling zone Element	Zone A (weight%) (atomic %)		Zone M (weight%) (atomic %)	
	Cr-rich phase	Fe-rich phase	Cr-rich phase	Fe-rich phase
B	15.53 ± 0.05 41,1	6.02 ± 0.03 18,6	6.39 ± 0.04 22,3	0.11 ± 0.01 0,5
C	6.87 ± 0.04 16,4	10.64 ± 0.04 29,6	4.26 ± 0.03 13,4	4.27 ± 0.03 16,9
O	0.50 ± 0.02 0,9	1.06 ± 0.02 2,2	0.60 ± 0.02 1,4	0.47 ± 0.01 1,4
Cr	47.87 ± 0.14 27,2	13.06 ± 0.07 8,7	46.04 ± 0.15 34,5	11.42 ± 0.07 10,8
Fe	25.48 ± 0.13 13,1	60.00 ± 0.20 35,8	40.72 ± 0.18 27,4	69.22 ± 0.23 58,8
Ni	1.25 ± 0.04 0,6	8.79 ± 0.10 5,0	1.12 ± 0.04 0,7	13.92 ± 0.13 11,3
Mo	2.50 ± 0.03 0,7	0.44 ± 0.02 0,1	0.87 ± 0.02 0,3	0.59 ± 0.02 0,3
Total	100 100	100 100	100 100	100 100
B + C + O	58,4	50,4	37,1	18,8
B/C	2,51	0,63	1,67	0,03
(Cr+Fe+Ni)/(B + C)	1,38	0,97	0,57	0,21
Cr/B	0,66	0,47	1,55	22,34
Fe/C	0,80	1,21	2,06	3,49
Fe/(B + C)	0,23	0,74	0,77	3,39
Cr/(B + C)	0,47	0,18	0,97	0,62

12)高温の H₂O/H₂ の環境下での BWR 炉内構造材の相互作用（文献⑱）

文献⑱では、BWR 過酷事故における炉内構造材として、B₄C, SUS-304, Zyr-4 の高温 (1473K)の H₂/H₂O 等の環境下での相互作用が実験的に検討された。ここには、様々な実験環境による相互作用の結果として構造材の組成が記載されている（表 8.1-19～表 8.1-25）。

表 8.1-19 SST 試料の組成（重量比(%)、Ar/H₂O の環境、1473K）

（出典：文献⑱、p.402、表 1）

Table 1. Composition of SST sample heated in Ar/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	B	C	Fe	Cr	Ni	O	N	Total
1	–	1.02	55.02	14.61	5.62	–	–	76.28
2	–	0.81	19.87	33.36	0.49	18.62	–	73.16
3	8.14	0.97	26.35	0.21	0.45	31.14	–	67.24
4	3.28	0.95	18.90	20.39	5.27	22.35	–	71.14
5	–	1.15	54.18	14.99	5.60	–	0.08	76.00
6	0.30	1.61	62.11	0.41	12.19	0.63	0.09	77.33
7	–	1.48	74.08	0.11	0.16	0.38	–	76.21
8	–	1.00	53.69	14.79	5.29	–	–	74.76
9	–	1.75	59.47	7.88	7.17	0.10	–	76.36

表 8.1-20 SST 試料の組成（重量比(%)、N₂/H₂O の環境、1473K）

（出典：文献⑱、p.403、表 2）

Table 2. Composition of SST sample heated in N₂/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	B	C	Fe	Cr	Ni	O	N	Total
1	–	1.33	58.34	16.20	5.97	–	–	81.53
2	–	1.41	81.22	0.51	–	0.30	–	83.44
3	8.40	0.90	29.71	0.63	0.02	37.21	–	76.86
4	–	0.80	59.50	16.68	6.17	–	–	83.15
5	–	0.69	21.33	36.60	1.20	24.99	–	84.81
6	3.08	0.52	45.05	1.26	3.00	29.31	–	82.21
7	–	1.04	59.40	16.39	6.12	–	–	82.95
8	5.30	1.46	29.94	44.81	1.04	–	–	82.54

表 8.1-21 SST 試料の組成（重量比(%)、Ar/H₂/H₂O の環境、1473K）

（出典：文献⑱、p.403、表 3）

Table 3. Composition of SST sample heated in Ar/H₂/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	B	C	Fe	Cr	Ni	O	N	Total
1	5.9	0.4	65.4	21.2	2.6	0.0	0.8	96.3
2	2.6	1.5	72.8	7.4	11.0	0.0	0.0	95.2
3	5.3	0.4	58.8	28.2	2.0	0.0	0.0	94.7
4	1.1	4.0	52.6	35.3	2.2	0.0	0.0	95.2
5	0.1	1.6	53.6	1.8	28.3	0.0	0.0	85.5

表 8.1-22 SST 試料の組成（重量比(%)、N₂/H₂/H₂O の環境、1473K）

（出典：文献⑱、p.404、表 4）

Table 4. Composition of SST sample heated in N₂/H₂/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	B	C	Fe	Cr	Ni	O	N	Total
1	0.0	0.5	69.7	18.8	7.5	0.0	0.0	96.5
2	0.0	0.4	70.0	19.1	7.7	0.0	0.0	97.2
3	0.0	0.6	69.6	18.7	7.6	0.0	0.0	96.4
4	6.1	0.6	55.1	32.4	1.9	0.0	0.0	96.1
5	6.6	0.5	57.0	30.2	1.5	0.0	0.1	95.9
6	0.0	0.9	61.6	4.4	26.9	0.1	0.0	94.0

表 8.1-23 SST、ジルカロイ及び B₄C 試料の組成（重量比(%)、Ar/H₂O の環境、1473K）
（出典：文献⑱、p.405、表 5）

Table 5. Composition of SST, Zircaloy, and B₄C heated in Ar/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	B	C	Fe	Cr	Ni	Zr	Sn	O	N	Total
1	–	1.20	66.78	18.28	7.41	–	0.02	–	–	93.68
2	–	0.70	25.63	36.69	1.20	0.12	0.03	21.87	–	86.23
3	2.05	0.66	53.96	5.31	0.22	0.14	–	27.84	–	90.17
4	5.00	0.78	46.80	0.22	0.01	0.09	–	33.16	–	86.06
5	–	0.85	66.80	18.39	7.25	–	0.02	–	–	93.31
6	–	0.90	0.21	–	–	69.74	0.04	19.76	–	90.65
7	–	1.02	0.12	0.03	0.03	94.28	0.10	1.76	0.18	97.51
8	–	1.04	66.84	17.68	7.10	–	–	–	0.06	92.72
9	–	1.05	0.10	0.01	–	92.75	–	1.30	–	95.21

表 8.1-24 SST、ジルカロイ及び B₄C 試料の組成（重量比(%)、Ar/H₂/H₂O の環境、1473K）
（出典：文献⑱、p.405、表 6）

Table 6. Composition of SST, Zircaloy, and B₄C heated in Ar/H₂/H₂O at 1473 K (mass%).

No.	E	C	Fe	Cr	Ni	Zr	Sn	O	N	Total
1	0.0	1.4	71.8	19.2	8.2	0.1	0.0	0.0	0.0	100.7
2	5.0	1.2	77.1	14.0	1.3	0.0	0.0	0.0	0.0	98.7
3	0.0	0.9	0.0	0.0	0.0	72.5	0.0	23.0	0.6	97.0
4	0.0	1.2	0.1	0.0	0.0	92.7	0.0	5.8	0.0	99.8
5	7.1	0.5	62.4	23.7	3.1	0.1	0.0	0.0	0.0	96.9
6	2.9	1.3	67.4	4.7	19.5	0.0	0.1	0.0	0.0	95.9
7	6.7	1.0	66.6	15.8	7.8	0.0	0.0	0.0	0.0	98.0
8	13.6	0.6	56.3	22.9	3.0	0.0	0.0	0.0	0.0	96.5
9	0.0	0.6	0.0	0.0	0.0	96.4	0.0	3.8	0.0	100.7
10	0.0	0.6	12.9	0.5	4.4	77.3	0.0	0.7	0.0	96.4

表 8.1-25 加熱環境による SST、ジルカロイ及び B₄C の特性 (1473K)

(出典：文献⑱、p.407、表 7)

Table 7. Behavior of SST and Zircaloy with B₄C in various atmospheres at 1473 K.

Atmosphere	Oxygen partial pressure	Position	SST	Zircaloy
Air	0.21	Upper	Partially M with O	Partially M with O
		Lower	Partially M	Partially M with O
Ar/H ₂ O	-3.2×10^{-4} (at 10 atm)	Upper	–	O
		Lower	–	–
Ar/H ₂ /H ₂ O	1.6×10^{-12}	Upper	–	O
		Lower	M	–
Ar	Low	Upper	–	M
		Lower	M	M

Note: M: melted; O: oxidized.

13)CLADS-MADE-01 による制御棒劣化試験（文献⑱）

文献⑱には、福島第一原発事故の初期に起きた炉内の現象として、制御棒劣化試験を CLADS-MADE-02 で実施した結果が記載されている。炉心溶融（デブリ）までは至らないが、過酷事故後の炉内構造物、特に制御棒関連組成情報が下記の通り記載されている。同文献では、炉心高さ方向の位置を Figure 5（図 8.1-29）に、各位置における組成を Table 1（表 8.1-26）に示している。

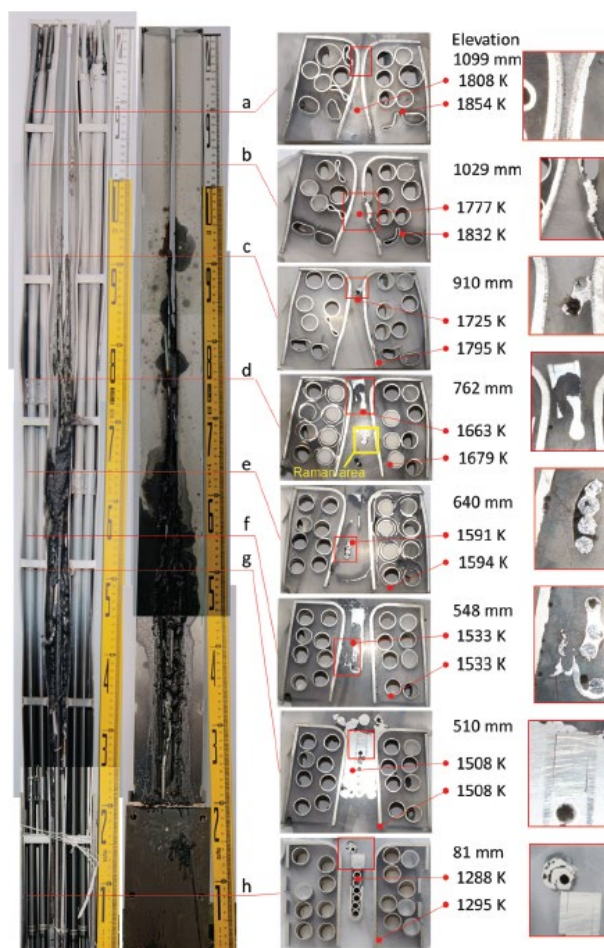


Figure 5. Post-test appearance of CLADS-MADE-02 with investigated cross sections with corresponding estimated temperatures based on the linear approximation between the nearest thermocouples.

図 8.1-29 CLADS-MADE-02 試験後の様数

（出典：文献⑱、p.1030、図 5）

表 8.1-26 SEM EDS による各位置での試験試料の組成
(出典：文献⑩、p.1030、表 1)

Table 1. SEM EDS analysis of the test samples at different elevations (in wt. %).

Elevation(mm)*	Name	B	Fe	Cr	Ni	Mo	Si	Mn	Zr	Phase or material
-	316 L Initial	ND	65.3	18.2	12.3	2.4	0.8	1.1	ND	SS
82	Overall	0.6	63.8	22.3	10.0	1.5	1.0	0.8	ND	-
82	Fe-rich	ND	71.3	10.8	14.9	1.1	0.7	1.2	ND	SS
82	Cr-rich + B	2.8	49.5	48.2	1.6	1.2	ND	ND	ND	B s. sol. in (Fe,Cr)
510	Overall	0.5	65.5	20.2	11.4	1.5	0.6	0.2	ND	-
510	Fe-rich	ND	70.7	13.4	14.3	0.6	0.6	0.5	ND	SS
510	Cr-rich + B	3.8	47.2	45.9	1.7	1.3	0.1	ND	ND	B s. sol. in (Fe,Cr)
640	Overall	0.8	59.2	26.3	9.1	2.2	0.3	2.2	ND	-
640	Fe-rich	6.9	62.9	17.8	9.6	1.1	0.1	1.7	ND	(Fe,Cr) ₂ B
640	Cr-rich + B	19.7	15.7	53.3	0.6	10.1	0.1	0.5	ND	(Cr,Fe) ₃ B ₄
910	Overall	4.2	65.3	15.0	11.5	1.8	1.2	1.2	ND	-
910	Fe-Ni-rich	3.1	68.7	4.1	22.7	0.4	0.1	0.9	ND	B s. sol. in (Fe,Ni)
910	Cr-rich + B	12.9	61.7	16.8	5.3	1.8	0.2	1.4	ND	(Cr,Fe)B
1029	Fe-Cr-rich	ND	39.5	11.1	3.6	0.3	0.5	0.8	44.2	Zr(Fe,Cr,Ni) ₂
1029	Zr-Fe-Ni-rich	1.4	9.0	0.8	17.2	1.0	ND	0.2	70.4	B s. sol. in (Zr,Fe,Ni)
1029	Zr-Fe-Ni-B-rich	3.9	16.4	2.3	12.2	0.2	ND	0.8	64.2	Zr ₂ B

ND, not detected (below sensitivity limit); s.sol., solid solution.

*From the bottom of the sample.

14)MCCI 生成物である ZrSiO_4 の物性値（文献②）

文献②では、MCCI 生成物である ZrSiO_4 の機械的及び熱的な物性値が検討された。

ここには、臨界安全解析や動特性解析に必要な物性値が下記の通り記載されている（表 8.1-27～表 8.1-28 及び図 8.1-30）。

表 8.1-27 ZrSiO_4 のヤング率、熱伝導率、気孔率

（出典：文献②、p.1268、表 1）

Table 1. Young's modulus, thermal conductivity, and porosity of ZrSiO_4 sample from the literature [13,14, 25–27].

Young's modulus E (GPa)	Thermal conductivity κ ($\text{Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$) (at 600 K)	Porosity (%)	Reference
210	–	6.4	[13]
154	–	13	[25]
288	–	*	[14]
–	5.4	11	[26]
–	4.3	19.1	[27]

* Calculation result by density functional theory.

表 8.1-28 ZrSiO_4 の物質の特性

（出典：文献②、p.1266、表 2）

Table 2. ZrSiO_4 characteristic properties (melting point is from the literature data [5]).

Crystal system		Tetragonal
Space group		$I4_1/\text{amd}(141)$
Lattice parameters (nm)	a	0.66009 ± 0.00010
	c	0.59775 ± 0.00017
Melting temperature (K)	T_m	2550 [5]
Theoretical density (g/cm^3)		4.67
Relative density (%T.D.)		97.4
Young's modulus (GPa)	E	275
Shear modulus (GPa)	G	107
Bulk modulus (GPa)	B	213
Poisson's ratio	ν	0.285
Debye temperature (K)	θ_D	727

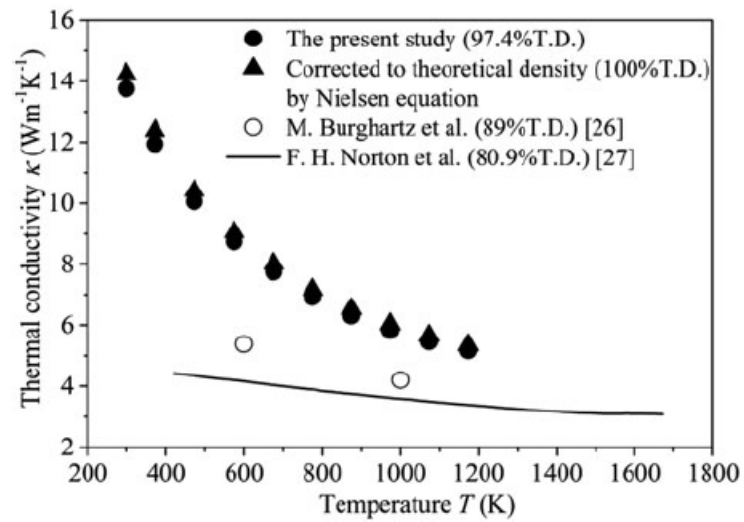


Figure 4. Thermal conductivity of ZrSiO_4 as a function of temperature with reported data from the literature [26,27].

図 8.1-30 ZrSiO_4 の温度依存熱伝導率
(出典：文献②、p.1270、図 4)

15)U-Zr-O 及び SUS の物性値（文献⑭）

文献⑭では、BWR 過酷事故における U-Zr-O 溶融混合物による SUS の劣化が検討された。

ここには、U-Zr-O 及び SUS の物性値が下記の通り記載されている（表 8.1-29）。

表 8.1-29 U-Zr-O 及び SUS の物性値

（出典：文献⑭、p.684、表 2）

Table 2. Thermal properties for simulation.

$U_{0.14}Zr_{0.43}O_{0.43}$	Specific heat, J/kg/K	411 ($298.15 < T < 2000$)
		400 ($2473 < T < 3000$)
	Latent heat, J/kg	1.0×10^6
	Standard state enthalpy, J/kg	-3.0×10^6
$U_{0.29}Zr_{0.50}O_{0.21}$	Liquidus/Solidus temperature, K	2473/2000
	Specific heat, J/kg/K	374 ($298.15 < T < 1500$)
		500 ($1500 < T < 3000$)
	Latent heat, J/kg	5.7×10^5
$(Fe, Cr)U_{0.14}Zr_{0.215}$	Standard state enthalpy, J/kg	-2.8×10^5
	Liquidus/Solidus temperature, K	2473/1500
	Specific heat, J/kg/K	431 ($298.15 < T < 1500$)
		500 ($1500 < T < 3000$)
	Latent heat, J/kg	4.8×10^5
	Standard state enthalpy, J/kg	-2.5×10^5
	Liquidus/Solidus temperature, K	1724/1348

16)Zr-B 及び Fe-B 合金の機械的・熱的データ（文献②）

文献②には、BWR 過酷事故におけるデブリ中のボロン合金の機械的・熱的データが下記の通り記載されている（図 8.1-31～図 8.1-32 及び表 8.1-30）。

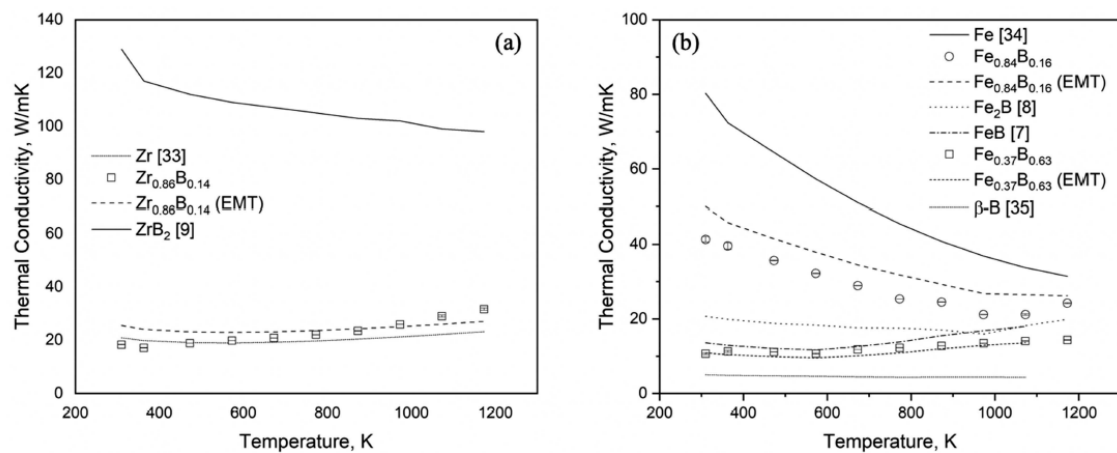


Figure 10. Relationship between temperature and thermal conductivity of (a) Zr-B (b) Fe-B alloys.

図 8.1-31 Zr-B 及び Fe-B 合金の温度依存熱伝導率

（出典：文献②、p.923、図 10）

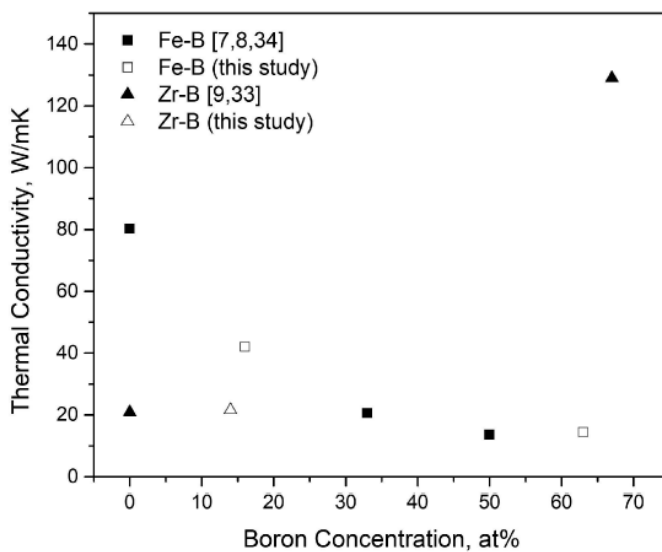


Figure 11. Composition dependence of thermal conductivity for Zr-B and Fe-B alloys at room temperature.

図 8.1-32 Zr-B 及び Fe-B 合金の組成依存熱伝導率

（出典：文献②、p.923、図 11）

表 8.1-30 Zr-B 及び Fe-B 合金の室温での熱伝導率

(出典：文献②、p.923、表 3)

Table 3. Thermal conductivity of Fe-B and Zr-B at room temperature.

Fe-B	Fe [34]	Fe _{0.84} B _{0.16}	Fe ₂ B [8]	FeB [7]	Fe _{0.37} B _{0.63}
Thermal conductivity (W/mK)	80.3	42.1	20.7	13.6	14.4
Zr-B	Zr [33]	Zr _{0.86} B _{0.14}	ZrB ₂ [9]		
Thermal conductivity (W/mK)	20.9	21.6	129.0		

17)燃料デブリ経年変化（文献②③）

1Fの廃炉作業では、燃料デブリの取出し時や取出し後の保管時における長期間の経年変化を把握するために、チェルノブイリの燃料デブリで見られる微粒子化の知見等から1F燃料デブリの経年変化要因が設定され、模擬燃料デブリを用いた気中及び水中での加速試験が立案実施された。その結果、微粒子化が生じる燃料デブリの材料条件と環境条件の組合せが存在する事が確認された(p.2D09)。

経年変化による1F燃料デブリの微粒子発生要因は次のように設定された(p.2D09)。

- 燃料デブリに含まれる介在物や析出物の酸化に伴う体積変化で生じる微小な割れ等に起因する微粒子化。
- 燃料デブリ母相の溶出による体積変化で生じる微小な割れ等に起因する微粒子化。

本研究では、微粒子化が懸念される1F燃料デブリの模擬材として、酸化が十分に進んでいない4価のU酸化物、Zr(O)、FeやFeO、また事故炉心雰囲気である水素水蒸気下で作製したガラス質を含んだ模擬燃料デブリが9種類作製された。

上述の模擬燃料デブリに対して水中浸漬試験もしくは大気曝露試験が実施されたところ、Zr(O) + (U,Zr)O₂ 模擬燃料デブリおよび(U,Zr)O₂ 介在ガラス状模擬燃料デブリで数μm以下のウランを含む微粒子が発生することが下記の図2 (p.2D11) (図 8.1-33) のように確認された。

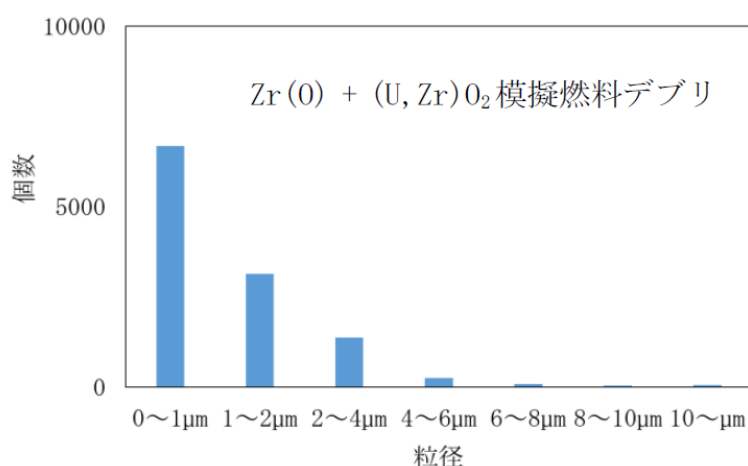


図 2 大気曝露試験で発生した微粒子の粒度分布

図 8.1-33 大気曝露試験で発生した微粒子の粒度分布
(出典：文献②③、p.2D11)

(5) 検討されている燃料デブリの取出し方法

燃料デブリ取出し方法及び取出し進捗については、文献④～文献⑧からまとめた。

① 取出し方法の分類、課題、選定等

文献④及び⑤の調査より、以下のことが分かった。

福島第一原子力発電所の燃料デブリを取り出す方法としては、先行事例である米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機の取出し方法である、水遮へいによる線量低減が期待される「冠水工法」の適用を目指して検討を進めている。

冠水工法では、PCV の上部まで水を張って燃料デブリを水没させて取り出す工法であり、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止等に優れているものの、PCV の止水、耐震性、放射線の遮へい等に課題がある。

しかし、過酷な事故の影響を受けた PCV の上部まで水を張るには、多くの難しい開発課題もあり、燃料デブリ全体を水没させることが困難になる場合も想定される。このことから、PCV の上部まで水を張らず、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す「気中工法」も併せて検討する必要がある。

気中工法では、燃料デブリの取出しに向けて、上からに加え、横からのアクセスが可能になるものの、放射性ダストの飛散防止、放射線の遮へい等に課題がある。

上述の工法及び課題を踏まえて、「水位 4 種、アクセス方向 3 種」の燃料デブリ取出しの方法が採用された。

その方法では、図 8.1-34 のように PCV の水張り水位レベルを 4 種類に分類している。

- ・完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りを行う工法
- ・冠水工法：燃料デブリ分布位置より上部までの水張りを行う工法
- ・気中工法：燃料デブリ分布位置最上部より低いレベルまで水張りを行う工法
- ・完全気中工法：燃料デブリ分布全範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない工法

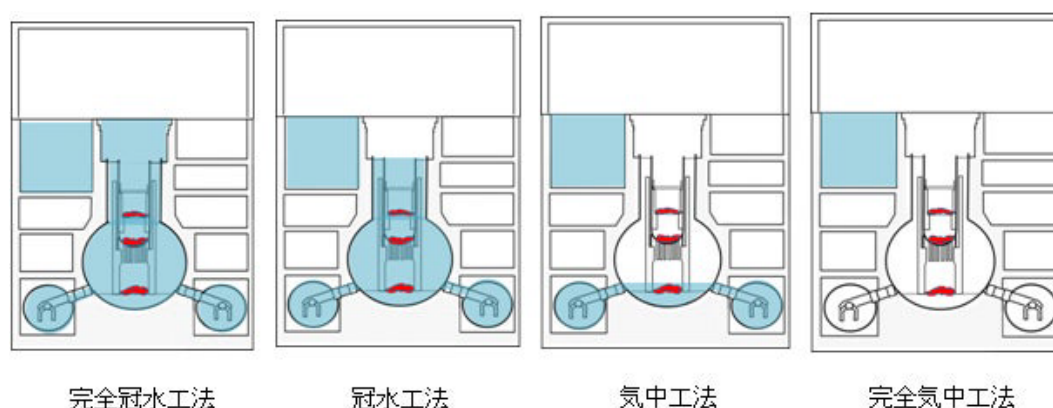


図 8.1-34 PCV 水位レベルに応じた工法分類

（出典：文献④、図 2.3-1）

次に燃料デブリへのアクセス方向について 3 種類に分類している（図 8.1-35 を参照）。

- ・ 上アクセス：PCV 上部からのアクセス
- ・ 横アクセス：PCV 側面からのアクセス
- ・ 下アクセス：PCV 底部からのアクセス

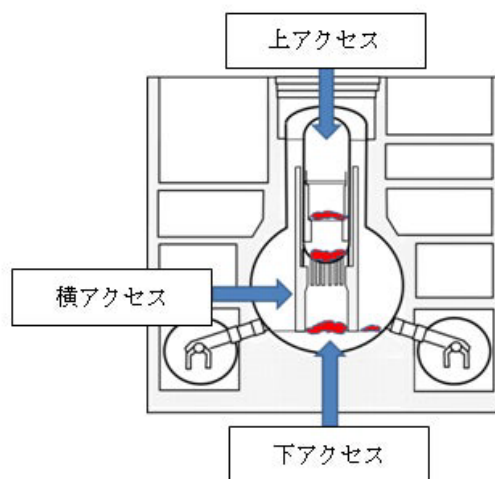


図 8.1-35 燃料デブリへのアクセス方向
(出典：文献④、図 2.3-2)

上記の通り、「PCV の水張り水位レベル」と「燃料デブリへのアクセス方向」の組み合わせとしては、12 通りの工法が考えられるが、それぞれの課題を検討した結果、重点的に検討する工法は、下記の 3 工法としている（図 8.1-36 を参照）。

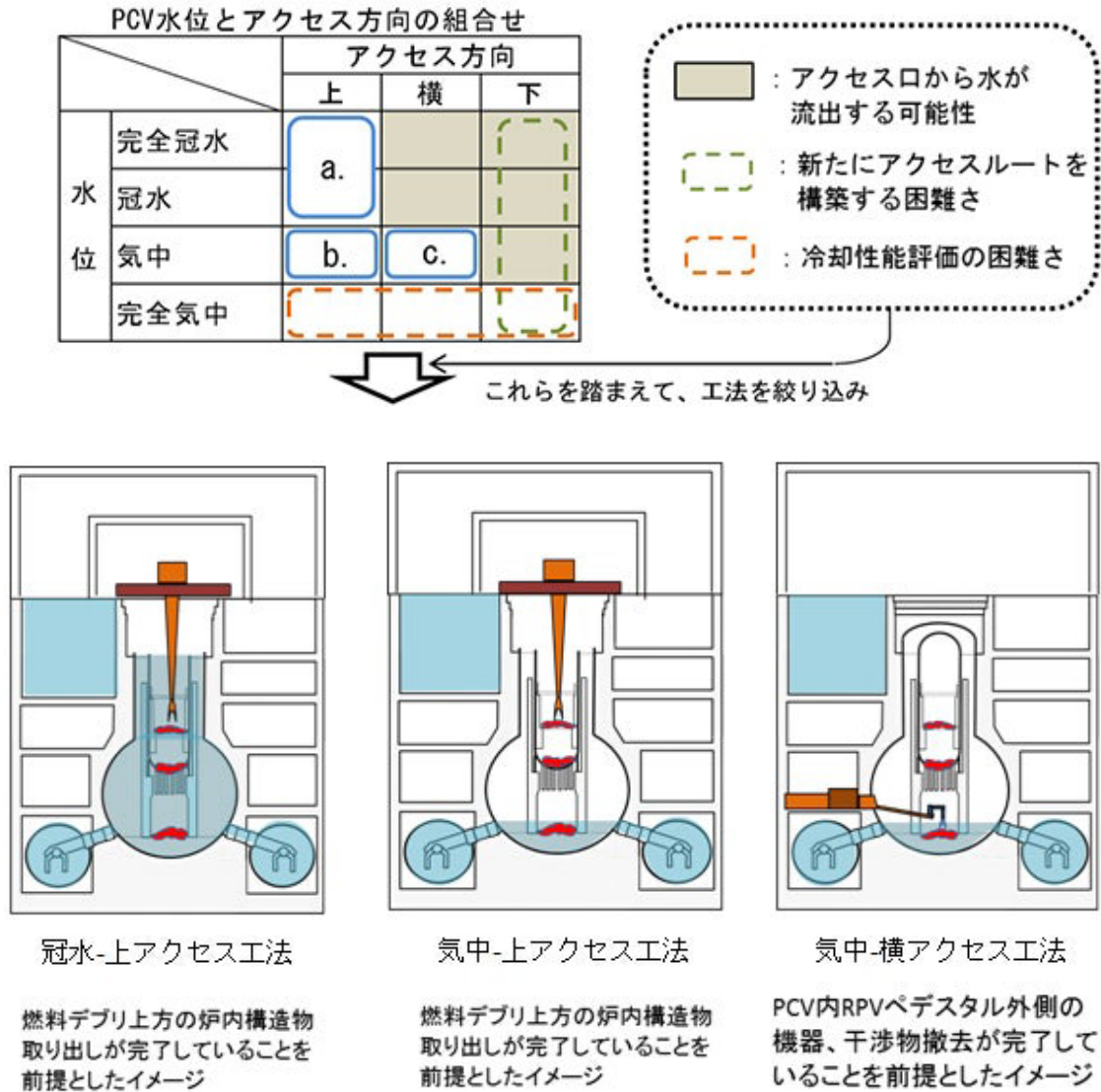


図 8.1-36 選定した燃料デブリ取出しの工法オプションの概要図
(出典：文献④、図 2.3-3)

具体的に各号機で燃料デブリ取出し作業を行うことを想定し、現状の状況に基づく適用シナリオ（燃料デブリの位置に応じて、どのような順序、どのような工法で取り出すか）の検討を行う。

取出し作業の開始から完了まで、①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法の中の1つの工法オプションだけを適用して達成する場合として3通りのシナリオがあり、取り出す燃料デブリの分布位置に対応して2つの工法オプションを適用する場合と、その施工の順を考慮して4通りのシナリオが考えられ、合わせて7通りの燃料デブリ取出しシナリオが考えられる（表 8.1-31 を参照）。

表 8.1-31 各シナリオの手順と特徴

(出典：文献④、図 2.4-1)

シナリオ	工法			想定手順	特徴
	冠水上アクセス	気中上アクセス	気中横アクセス		
(1)	○	—	—	炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(2)	—	○	—	炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(3)	—	—	○	ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可（100%ペDESTAL内外対応シナリオ）
(4)	①	—	②	①炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(5)	②	—	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し	・シナリオ（4）の逆パターンのハイブリッド工法 ・冠水時の耐震性が課題
(6)	—	①	②	①炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(7)	—	②	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料デブリ取り出し	・シナリオ（6）の逆パターンのハイブリッド工法

② 燃料デブリ取出しの進捗

文献②⑥及び②⑦の調査より、以下のことが分かった。

燃料デブリ取出しの目標は下記の通りである（文献②⑦、p.26）。

- ① 周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。
- ② 2号機の試験的取出しについては、2021年内の取出し開始としていたものの、新型コロナウイルス感染症の影響により工程が遅れている。1年程度の遅延に抑えるべく、取出し開始に向けて作業を進める。段階的な取出し規模の拡大等の一連の作業を進め、その後の取出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。
- ③ 取出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取出し、内部調査、研究開発、現場環境整備等を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

また、文献②⑦には、各号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況が図7（図8.1-37）に示されている。また、各号機の取組状況の進捗については以下のよう

1)1号機（文献②⑦、p.26）

2021年度内に、潜水機能付ボート型アクセス調査装置（以下「水中ROV」という。）をPCV内に投入し、ペDESTAL外底部に広く存在している堆積物の分布状況や堆積物内部の燃料デブリの有無と状況、ペDESTAL内部の構造物の状況を調査し、PCV内部の更なる詳細な情報を把握する計画である。この調査の開始に向けて、X-2ペネトレーション（以下「X-2ペネ」という。）内扉の開孔作業時のダスト濃度変化を踏まえたダスト拡散抑制対策及びダスト濃度監視や、2021年に入り干渉物調査の準備作業中にX-2ペネ外扉に外力が加わったことにより発生したと想定されるPCV圧力低下に対し、その発生を抑制する対策を行いながらPCV内の干渉物の除去等を進めている。また、2021年2月13日に発生した福島県沖を震源とする地震によるPCV水位低下への当面の対応として、連続した水位監視をするための検討を進めている。具体的には、水中ROVによるPCV内部調査を行う際に、水位が低い状態では堆積物等との干渉リスクが増加するため、一旦、注水量を増加して地震前の水位に上昇させ、調査終了後に増加させた注水量を戻し、現状の水位まで下げることを検討している。なお、将来的な対応として、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）の耐震性の向上を図るための水位の低下を計画しており、既設配管を用いた取水やS/C内包水の水質把握等の水位を下げていくための準備を現在進めている。

2)2号機（文献②⑦、p.26）

2019年の中長期ロードマップにおいて、燃料デブリ取出しの初号機は2号機とすることが定められ、2021年内の試験的取出し着手としていたものの、新型コロナウイルス感

染症の影響により工程が遅れている。1年程度の遅延に抑えるべく、取出し開始に向け作業を進めており、ダスト拡散抑制対策については、1号機のPCV内部調査に向けたX-2ペネ内扉の開孔作業時のダスト濃度変化（2019年6月）を踏まえ、堆積物の低圧水洗浄、ペネ出口へのスプレイカーテン及びPCV内圧力低下の対策の準備を進めている。アーム型のアクセス装置（ロボットアーム）については、日本国内に到着し、試験を開始している。また、使用するアーム型アクセス装置をX-6ペネトレーション（以下「X-6ペネ」という。）から進入させるため、X-6ペネ内の堆積物を除去する計画である。2020年は、X-6ペネ内の堆積物の接触調査、3Dスキャン調査を行い、堆積物が接触により形状が変化することや建屋側からペDESTALに向かって斜面上に堆積していること、残置されているケーブルが固着しておらず持ち上がることを確認した。これらの成果を基にX-6ペネ内の堆積物除去の検討を進めている。段階的な取出し規模の拡大に向けた計画についても進めており、取出し装置は、試験的取出し及びPCV内部調査装置の仕様を踏襲しつつ、可搬重量の増加やアクセス性を向上するなどの改良を行う計画である。この計画では、アーム型アクセス装置について、アーム性能に係わる要求事項やアーム型アクセス装置とエンクロージャ等との取り合いに係る要求事項を明確化して検討を進めている。取出した燃料デブリは、エンクロージャ内でユニット缶に収納した後、受入／払出セルまで構内移送され、一時保管セルに保管する。また、分析のために受入／払出セルで燃料デブリを一部分取し、分析施設に移送する計画である。現在、取出し装置、受入／払出セル、一時保管セルを設計中である（図8,図9）（図8.1-38及び図8.1-39）。初号機の燃料デブリ取出しというこれまで未経験の取組に対し、NDFは、東京電力のエンジニアリングの進捗に応じて、装置の現場適用性の確認や安全システムの改造内容に関する検討結果等を安全、確実、合理的、迅速、現場指向の視点で確認しながら進めている。

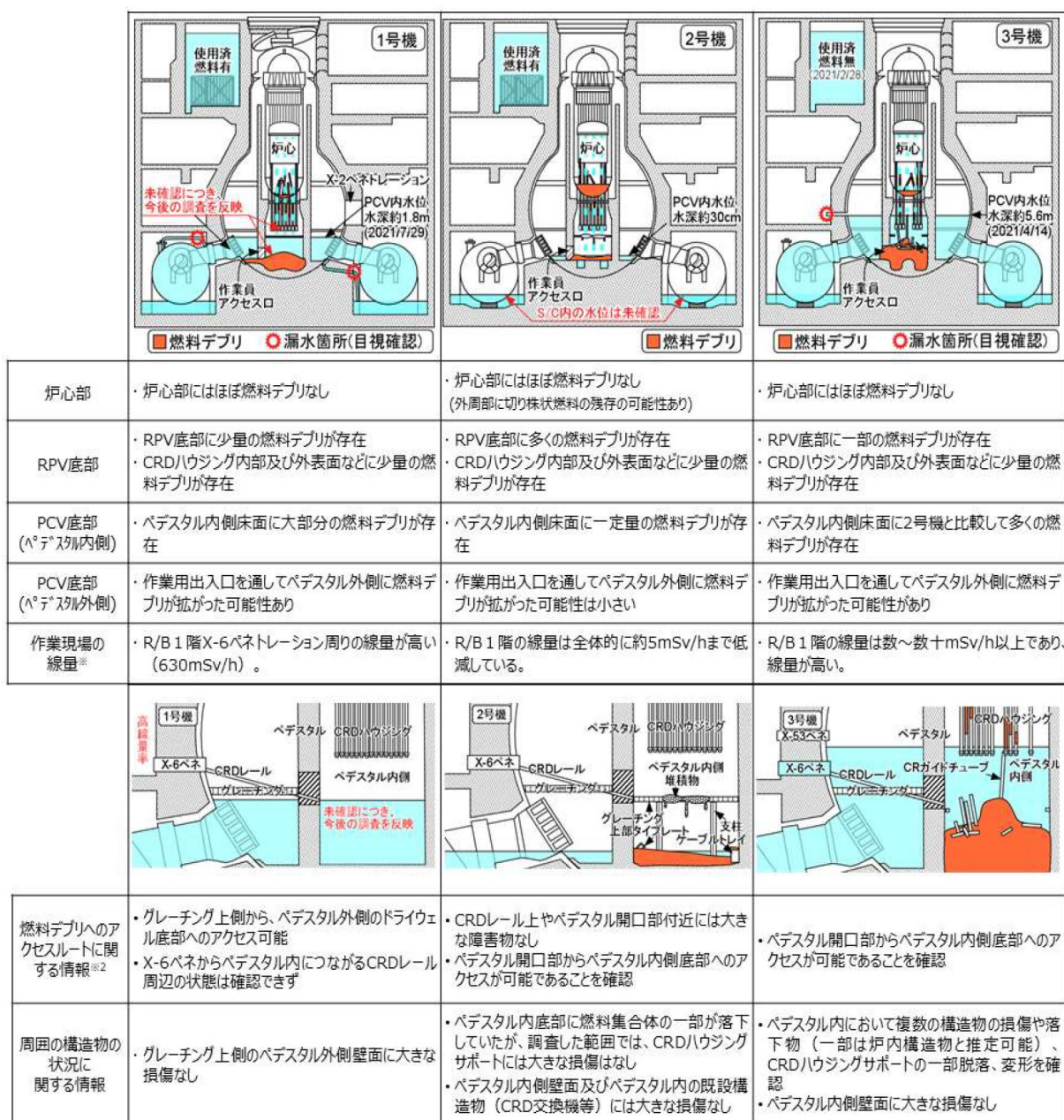
3)3号機（文献②⑦、p.27）

3号機については、PCV内の水位が高いため、S/Cの耐震性向上やPCV内部の調査を行うことを念頭に、段階的にPCV水位を低下させる計画である。S/Cに接続された配管を利用したS/C内水のサンプリング（2020年実施）の結果、Cs-137等の放射性物質濃度が建屋滞留水と比較して高いため、汚染水処理への影響を考慮するとともに、分析結果のPCV取水設備設計への反映を進めている。また、取出し規模の更なる拡大についての概念検討を進めている。

4)2021年2月13日に発生した福島県沖を震源とする地震の影響と対応（文献②⑦、p.27）

2021年2月13日に発生した福島県沖を震源とする地震により、1,3号機においてPCV水位の低下を確認しているが、原子炉への注水は継続しており、また、1～3号機でプラントパラメータに有意な変動はないことから、燃料デブリの冷却状態に問題はないと考えられる。この水位低下は、これまで確認されているPCV損傷箇所の状況変化や新たな損傷箇所の発生に伴い、PCV内部からの漏えい量の増加によって発生した可能性があると思定している。今後、注水停止試験によって水位等のパラメータの変動を確認し、知見

を拡充することを検討している。今回の地震も踏まえ、プラントの状態変化を把握するための監視系の強化や、中長期を見据えた設備と建屋を保全管理するための影響評価、状況を把握するために必要な技術開発を進める必要がある。



※ 1 東京電力提供資料

※ 2 横アクセスによる燃料デブリ取り出しのための有力なアクセスルートと考えられる、X-6ベネからベデスタル内側へ至るルートに、落下物等による支障がないかを判断するための情報として、これまでの内部調査で確認された内容を記載。
PCV内の燃料デブリ取り出しのアクセスルートについては、機器ハッチ等からのアクセスルートを廃炉・汚染水対策事業で検討中。
1号機のX-6ベネの周りが高線量率であるため、作業環境整備が困難な場合は、機器ハッチをアクセスルートとする可能性がある。
なお、1号機の内部調査は、調査装置の投入を考慮しX-2ベネからアクセスを行う。

(第 81 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 4-1：建屋滞留水処理の進捗状況について」等に基づき作成)

図 7 1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況

図 8.1-37 1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況
(出典：文献②⑦、p.28)

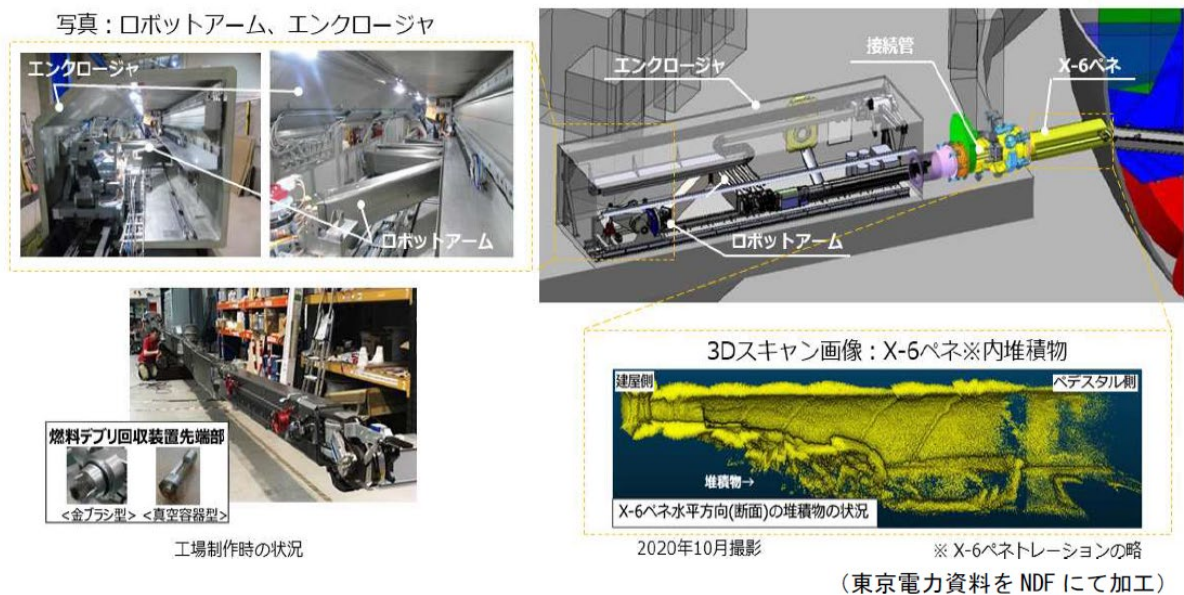


図 8 燃料デブリ取り出し設備のイメージ (試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大)

図 8.1-38 燃料デブリ取り出し設備イメージ
(試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大)
(出典：文献②⑦、p.29)

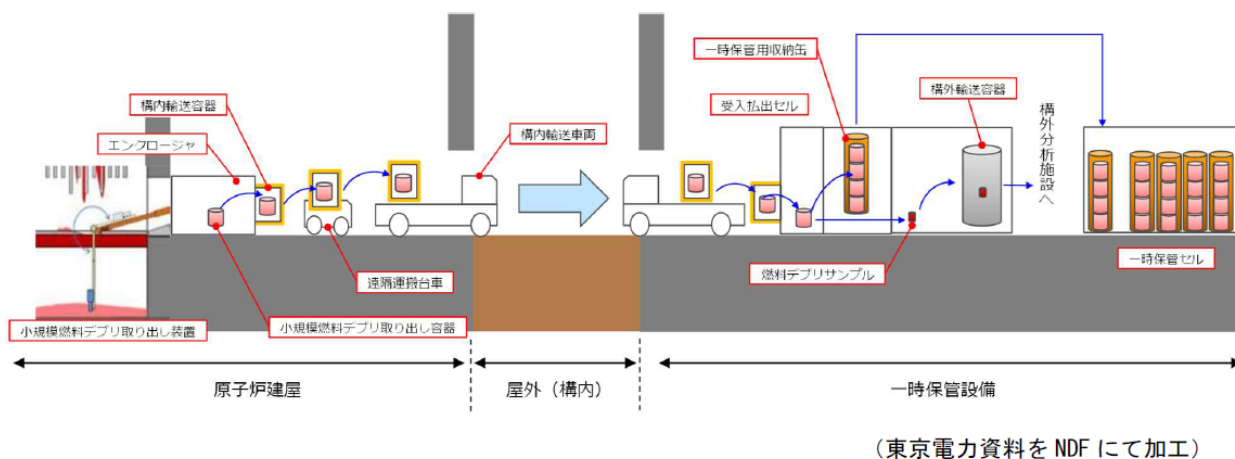


図 9 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ (段階的な取り出し規模の拡大)

図 8.1-39 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ
(段階的な取り出し規模の拡大)
(出典：文献②⑦、p.29)

(6) 臨界に至る場合の燃料デブリの所在についての推定

燃料デブリの所在については、2つの視点から検討を行った。1つ目は、現状に対する推定であり、現在の燃料デブリの所在として尤もらしいと推定される場所はどこかという視点である。これについては、文献調査の結果を以下に示す。

2つ目は、経時変化による燃料デブリの移行を考慮した場合に、臨界が想定されうるような所在が推定される場所はどこかという視点である。これについては、文献調査から推定される所在をもとにして、そこからの移行を想定し、経時変化等による将来的な所在の推定も含めることになる。

このようにして、空間的・時間的にデブリの所在について検討を行った結果を以下に示す。

まず(3)の文献調査に基づき2号機における燃料デブリの所在を想定する。その際に、粒子分散体系を含む燃料デブリがまとまって大量に存在する場所、即ち、燃料デブリの存在が尤もらしい場所を抽出する。

(3)の文献調査の結果では、RPV 内における炉心部と RPV 底部、PCV 内のペDESTAL内側と外側の燃料デブリの所在を表 8.1-32 のように定性的に評価し推定した。同表では、臨界性に影響する PCV 水位情報も記載している。

表 8.1-32 2号機における燃料デブリ分布及び PCV 水位の評価結果

燃料デブリ分布				PCV 水位	
RPV 炉心部	RPV 底部	PCV ペデス タル内側	PCV ペデス タル外側	D/W 水位	S/C 水位
少ない	多い (主に粒子 状デブリ)	多い (主に金属 を含む固体 (連続相) デブリ)	少ない	約 30 cm	中間

表 8.1-32 から分かるように、燃料デブリがまとまって大量に存在する場所は、RPV 底部及び PCV 内のペDESTALの内側である。

RPV 底部に堆積した燃料デブリは、①デブリ領域上部にある粒子状のデブリ（多い）、②デブリ領域下部にある多孔質の酸化物デブリ（少ない）、及び③デブリ領域下部にある金属を多く含む固体の燃料デブリ（少ない）に大きく分類できる。

また、RPV 底部に堆積した燃料デブリ上部には、①溶けない燃料ペレット、②破損して溶けていない CRGT が、堆積した燃料デブリと混じっている。

臨界安全性の観点から、炉心部における健全性を保った CRGT での多孔質の酸化物デブリ（少ない）、及び炉心外周部における残留燃料棒（その残骸、ペレット）（少ない）の存在が大事である。地震、CRGT の倒壊等によって、それらが RPV 底部に落下し、RPV 底部での臨

界性が高まる可能性がある。RPV の下部プレナムには、外周部に大きな穴、中央部に小さい穴があることから、RPV 底部には減速効果を持っている水があまり存在しない。RPV への注水や冠水等で、RPV 底部の中央部の小さい穴から水が流出する際に、金属を多く含むデブリの存在によって水の流出が遅くなり、デブリの減速比の変動による臨界性への影響が否定できない。

PCV 内のペDESTAL内側と外側に堆積した燃料デブリは、①デブリ領域上部にある金属を多く含む燃料デブリ（多い）、②デブリ領域下部にある多孔質の酸化物デブリ（少ない）、及び③ペDESTAL床にあるコンクリート混合デブリ（少ない）に大きく分類できる。但し、PCV 内のペDESTALの内側と外側の配分については、内側の方が多い。これらのデブリには約 30cm の水で冠水されている。

臨界安全性の観点から、PCV 下部の外側にある CRD ハウジングに堆積した金属を多く含むデブリ（少ない）の存在が大事である。地震、CRD ハウジングの倒壊等によって、そのデブリが PCV 内のペDESTAL内側に落下し、PCV 内のペDESTAL内側のデブリの臨界性が高まる可能性がある。しかし、RPV からの水流出、PCV への注水・冠水による PCV 内のペDESTALでのデブリの臨界性への影響はあまり大きくはないと考えられる。これは、前述のように①PCV 内のペDESTALに既に 30cm の水が存在していること、②金属を多く含む固体相デブリでの減速比の変化が小さいことからである。

過酷事故解析コードにより、各部位における燃料デブリ分布が表 8.1-33（再掲）のように推定された（評価値及び代表値の定義について(4)を参照）。この表から分かるように本推定結果は、前述の定性的な結果と整合性が取れている。また、この表では、デブリの成分として、燃料(UO_2)、構造材（殆ど金属）及びコンクリートの 3 つに分類している。

RPV では、炉心部と RRV 底部の燃料(UO_2)の重量の代表値はそれぞれ 0 ton 及び 32 ton であることから、燃料デブリの尤もらしい場所が RRV の底部であると考えられる。

PCV 内のペDESTALでは、内側と外側の燃料(UO_2)の重量の代表値は、それぞれ 60 ton と 15 ton であることから、燃料デブリの尤もらしい場所がペDESTALの内側であると考えられる。

次に、燃料デブリの移行の想定を行う。

経年変化や掘削作業等によって細分化・粒状化された燃料デブリは、サイズによっては冷却水中を容易に移行しうる。炉内上部から投入された冷却水は炉内下部へ流れること、取出し工法によっては現在よりも多くの燃料デブリが冷却水流の影響を受けること等を考えると、このような細粒デブリの所在をまったく無視することはできない。フィルターで捕集する等、必要な対策を行わない場合には、一か所に多量が集積もしくは分散して臨界に至る場合を想定しうる。

文献調査で検討した燃料デブリの所在から水中に移行する可能性を考え、建屋下部水中での細粒デブリの所在を想定する。ただし、組成の推定については今後の課題とする。

表 8.1-33 燃料デブリ分布の推定結果（2号機）

（表 8.1-5 の再掲）

分類	場所	評価値				代表値					信頼性
		燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料(UO ₂) (ton)	構造材成分 (ton)	コンクリート成分 (ton)	燃料デブリ重量 (ton)	燃料デブリ 相対%	
RPV内	炉心部	0 ～ 32	0 ～ 19	0	0 ～ 51	0	0	0	0	0%	△
	RPV底部	19 ～ 64	6 ～ 21	0	25 ～ 85	32	10	0	42	18%	△
PCV内	ベデスタル内側	42 ～ 60	26 ～ 82	34 ～ 82	102 ～ 223	60	37	49	145	61%	△
	ベデスタル外側	1 ～ 28	1 ～ 38	1 ～ 77	3 ～ 142	15	9	25	49	21%	△
合計	RPV内	19 ～ 64	6 ～ 21	0	25 ～ 85	32	10	0	42	18%	△
	PCV内	43 ～ 88	26 ～ 119	36 ～ 158	105 ～ 366	75	46	74	195	82%	△
	全体	107	32 ～ 140	36 ～ 158	189 ～ 390	107	56	74	237	—	△
	相対%	—	—	—	—	45%	24%	31%	—	—	—

(7) 臨界に至る場合の燃料デブリの組成についての推定

(6)で想定した燃料デブリの所在、即ち、RPV 炉心部、RPV 底部、PCV ペデスタル内側及び外側に体積したデブリ組成の違いを把握し、(8)の解析に資するため、臨界となるデブリについて想定を行い、想定した場所ごとに、臨界を想定した燃料デブリの組成分布の計算法を定めた（表 8.1-34 を参照）。

表 8.1-34 2 号機における想定した場所のデブリ組成の推定結果

ケース	デブリ所在	UO ₂ 重量 (t) *1 *2	構造材成分 (t) *3	コンクリート 体積割合(%) *3	水位 (cm)
Case01	PCVペデスタル内側	60	$\mu=37, \sigma=15$	50 *5	10
Case02	RPV底部	32	$\mu=10.0, \sigma=4.0$	0	—
Case03	PCVペデスタル外側	15	9	0～90	10
Case04	RPV炉心部	1 *4	0	0	—

*1 濃縮度 3～5 wt % (正規分布 $\mu=4.0$ %、 $\sigma=0.33$ %)

*2 他成分との比のみ意味を持つので固定値とした

*3 値1点または正規分布とした

*4 解析では 0 トンだが、1トンとした

*5 PCVペデスタルの外側の解析結果を見て決定

なお、(3)で行った文献調査により、表 8.1-35 及び表 8.1-36 にデブリ組成の密度と引用参考文献をまとめた。

表 8.1-35 燃料及び構造材（代表材料）の組成と密度

2号機 RPV底部	wt % [a]	構造材のみ (wt %)	代表材料	密度 (g/cm ³)	参考文献
UO ₂	37	–	UO ₂	11	[b]
Zry	37	58.7	Zr	7	[b]
Oxide Zry	16	25.4	ZrO ₂	6	[b]
SS	6	9.5	Fe	8	[b]
Oxide SS	3	4.8	Fe ₂ O ₃	5.2	[c]
Boron	1	1.6	B	2.37	[c]

Table 1. Some typical compositions proposed for Fukushima Daiichi fuel debris (wt%).

Composition	UO ₂ + FPs	U	Zry	Oxi- dized Zry	Stain- less Steel	Oxi- dized steel	Boron
Steel-B ₄ C [10]					99.5		0.5
1F2 lower head	37		37	16	6	3	1
(Average BSAF [139])							
1F1 top metal layer	2	14	9	1.4	73		0.5
(ASTEC [21])							
1F1 middle oxide layer	40	9	6	29	16	0.3	0.2
(ASTEC [21])							
1F1 bottom metal layer	28	12	8	21	30		0.3
(ASTEC [21])							
1F2 liquid phase at lower head before failure [139]	9		5	8	78		
1 F2 particulate debris at lower head before failure [139]	52		19	17	10		1

(出典：文献[a]、p.3)

表 8.1-116 コンクリート及び水の組成及び密度

2号機 PCV	密度 (g/cm ³)	参考文献
コンクリート	2.3	[d]
水	0.997	[d]

Table 2. Atomic number density of moderator.

Element*	Atomic number density ($\times 10^{24}$ atoms/cm ³)	
	Concrete [4] (2.3 g/cm ³)	Water (0.997045 g/cm ³)
H	1.3742×10^{-2}	6.6658×10^{-2}
O	4.5921×10^{-2}	3.3329×10^{-2}
C	1.1532×10^{-4}	—
Na	9.6397×10^{-4}	—
Mg	1.2389×10^{-4}	—
Al	1.7409×10^{-3}	—
Si	1.6617×10^{-2}	—
K	4.6054×10^{-4}	—
Ca	1.5026×10^{-3}	—
Fe	3.4507×10^{-4}	—

Note: *Isotopic abundances are natural.

(出典：文献[d]、p.1044)

参考文献

- [a] Ten years after the NPP accident at Fukushima: review on fuel debris behavior in contact with water, JNST 59:1, p.1-24 (2022)
- [b] 資源エネルギー庁・原子力発電所事故収束対応室による「経済産業省の廃炉に関する研究開発の取組状況」発表資料 (2018 年)
- [c] Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling, PNNL-15870 Rev.1 (2011)
- [d] Infinite multiplication factor of low-enriched UO₂ Concrete system, JNST 49:11, p1043-1047 (2012)

(8)中性子無限増倍率を用いた影響評価

中性子無限増倍率を用いて出力及び核分裂数について評価を行った。

本来は形状を確定させて、中性子実効増倍率を評価した上で動特性解析を行い、出力及び核分裂数を評価するが、そのためにはシナリオが明確になっている必要がある。シナリオの検討が必要となるため、ここではシナリオを必要としない方法として、中性子無限増倍率を用いた評価を試みた。そうして評価の手順を進めることで、問題点を抽出することを目的としている。

以下では、まず組成について想定し、無限増倍率や温度係数などを求めた上で動特性解析を実施している。

①LHS コードによるデブリ組成の各成分の算出

(7)で想定した、各場所でのデブリ組成分布に基づいて、LHS コードによって 10 ケースの臨界計算条件を作成した（表 8.1-37、図 8.1-40 及び図 8.1-41 を参照）。

表 8.1-37 LHS コードによる各場所(Case01～Case04)におけるデブリの各成分の算出結果

Case01			Case02			Case03			Case04		
標本	濃縮度 (wt %)	構造材 (t)	標本	濃縮度 (wt %)	構造材 (t)	標本	濃縮度 (wt %)	コンクリート 体積割合(%)	標本	濃縮度 (wt %)	構造材 (t)
1	4.19	11.74	1	4.03	9.36	1	4.52	40.00	1	4.50	0.00
2	3.82	56.71	2	3.86	7.17	2	4.08	82.30	2	4.12	0.00
3	4.12	48.92	3	3.94	16.54	3	4.16	52.23	3	4.19	0.00
4	4.35	54.66	4	3.65	10.54	4	3.68	56.82	4	3.90	0.00
5	4.50	25.68	5	3.55	14.71	5	3.79	33.10	5	3.54	0.00
6	4.01	37.67	6	4.21	8.80	6	3.38	69.90	6	3.63	0.00
7	3.94	24.23	7	4.42	11.78	7	4.25	74.26	7	4.01	0.00
8	3.90	43.97	8	4.13	5.47	8	4.35	5.42	8	3.82	0.00
9	3.54	32.62	9	3.79	0.97	9	4.00	21.96	9	4.35	0.00
10	3.63	33.96	10	4.54	13.28	10	3.84	15.78	10	3.94	0.00
μ	4.0	37.0		4.0	9.9		4.0	45.2		4.0	0.0
σ	0.3	14.3		0.3	4.6		0.3	26.2		0.3	0.0

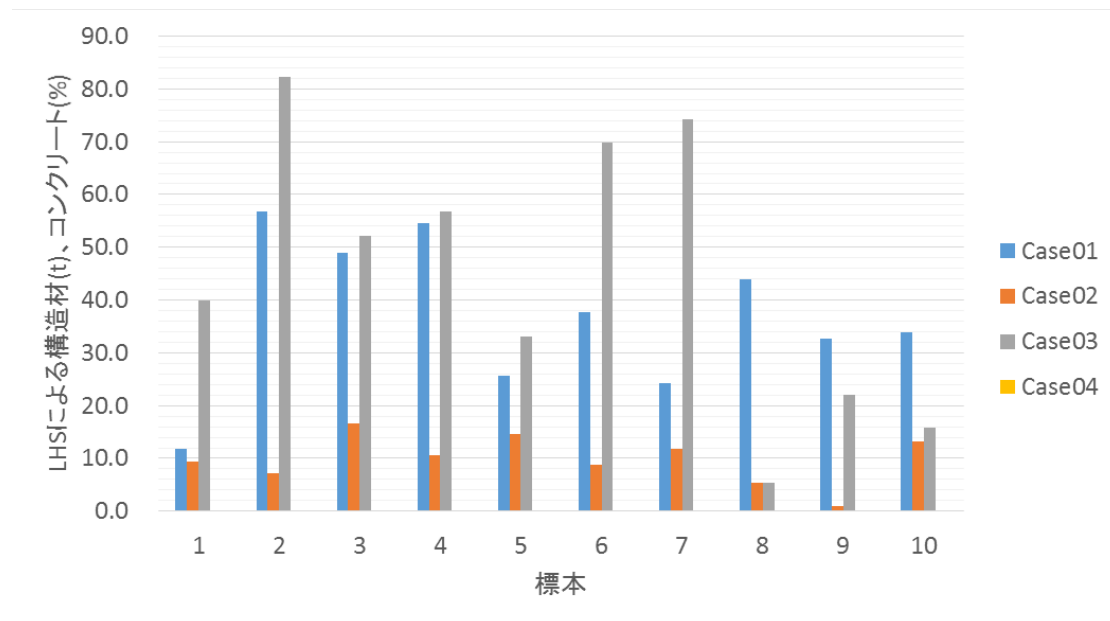


図 8.1-40 LHS コードによる各場所(Case01～Case04)における構造材重量(t)及びコンクリート体積割合(%)

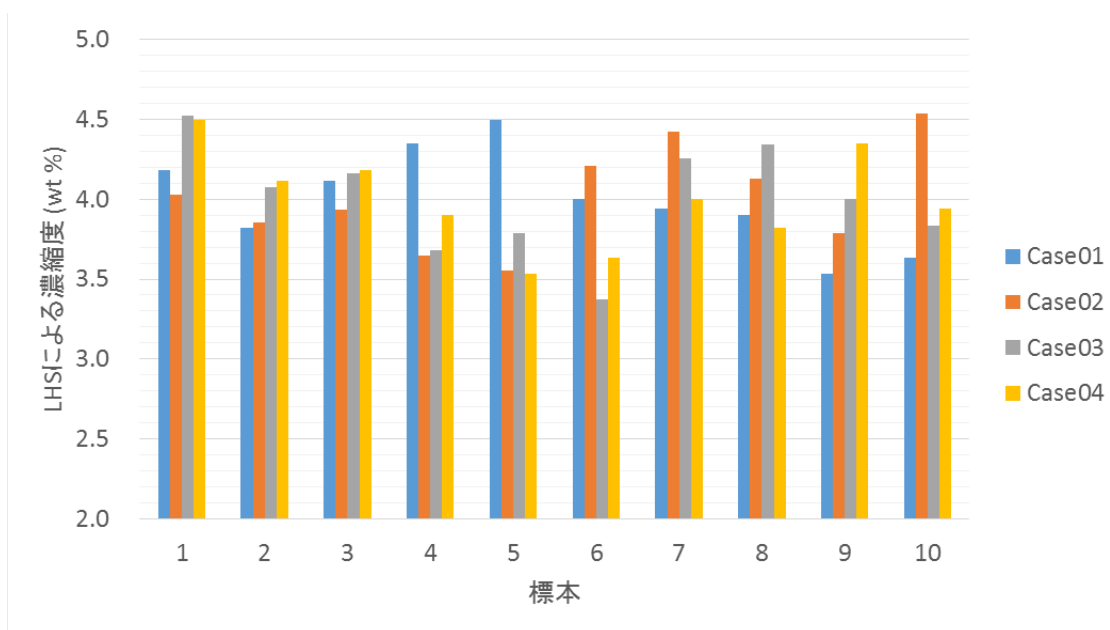


図 8.1-41 LHS コードによる各場所(Case01～Case04)における UO₂ の濃縮度(wt. %)

② 無限増倍率の推定

①で述べた組成で、無限増倍率(k_{inf})の評価を下記の条件で行った。

使用コード	: MVP2 コード
ライブラリ	: JENDL-4.0 ベース MVP ライブラリ
体系温度	: 20°C
バッチ当たり粒子数	: 10,000
バッチ数	: 500
捨てバッチ数	: 100
有効ヒストリ数	: $500 \times 10,000 = 5,000,000$

MVP による計算体系を図 8.1-42 に示す。

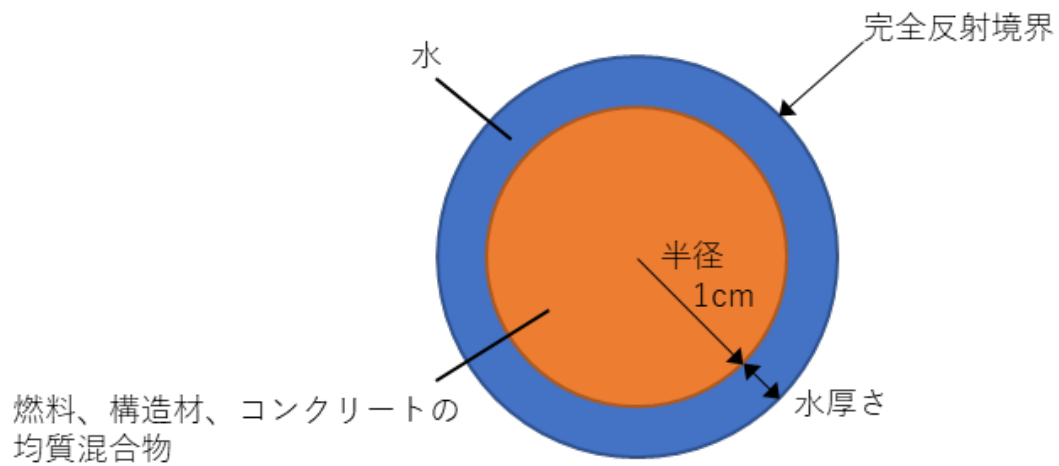


図 8.1-42 MVP による臨界計算体系

Case02、Case03 及び Case04 における k_{inf} の評価結果をそれぞれ表 8.1-38～表 8.1-40、図 8.1-43～図 8.1-45 に示す。構造材中のホウ素（制御棒が溶けた結果）を考慮すると、全ての解析結果の k_{inf} が未臨界であることが分かった。

Case02（デブリ所在：RPV 底部）では、デブリ組成は UO_2 (32t) 及び構造材 ($\mu = 10t$ 、 $\sigma = 4.0t$) である。中性子減速効果の強い材料は含まれてなく、構造材による吸収があることから k_{inf} が未臨界になると考えられる。構造材中のホウ素を除くと、 k_{inf} が構造材の量に比例して上がるがまだ未臨界である。ホウ素有無の k_{inf} の最大値は、それぞれ 0.70564 及び 0.71594 である。

Case03（デブリ所在：PCV ペデスタル外側）では、デブリ組成は UO_2 (15t)、構造材 (9t) 及びコンクリート（体積割合 0～90%）である。コンクリートは中性子減速効果を用いるが、Case02 の結果を議論したように、ホウ素を含んだ構造材の吸収によって k_{inf} が未臨界である。ホウ素を除くと、Case03 の全ケースの k_{inf} が 1 より大きく超臨界と分かった。ホウ素有無の k_{inf} の最大値は、それぞれ 0.34999 及び 1.38222 である。

Case04（デブリ所在：RVP 炉心部）では、デブリ組成は UO_2 (1t) のみである。中性子減速効果のある材料が存在しないことから、中性子スペクトルは非常に硬くなるので濃縮度 5% 以下では k_{inf} が未臨界である。 k_{inf} の最大値は 0.78747 である。

Case03 の計算結果を踏まえて Case01（デブリ所在：PCV ペデスタル内側）のコンクリート体積割合を 50% とした。Case01 の計算結果を表 8.1-41 及び図 8.1-46 に示す。Case03 と同様にホウ素ありの場合は、 k_{inf} が未臨界であるが、ホウ素なしの場合は全て超臨界である。ホウ素有無の k_{inf} の最大値はそれぞれ 0.56596 及び 1.16246 である。

表 8.1-38 Case02 における kinf の推定値

ケース	UO ₂ (32t)		ホウ素あり		ホウ素なし		ホウ素効果 $\Delta \rho$
	濃縮度 (wt %)	構造材 (t)	kinf	標準偏差	kinf	標準偏差	
case02-01	4.03	9.36	0.59167	0.018%	0.67112	0.016%	-0.20
case02-02	3.86	7.17	0.60746	0.017%	0.67105	0.016%	-0.16
case02-03	3.94	16.54	0.50629	0.018%	0.62362	0.015%	-0.37
case02-04	3.65	10.54	0.54709	0.019%	0.63083	0.017%	-0.24
case02-05	3.55	14.71	0.49480	0.020%	0.59903	0.016%	-0.35
case02-06	4.21	8.80	0.61300	0.017%	0.68981	0.015%	-0.18
case02-07	4.42	11.78	0.59149	0.017%	0.68859	0.014%	-0.24
case02-08	4.13	5.47	0.65501	0.018%	0.70679	0.016%	-0.11
case02-09	3.79	0.97	0.70564	0.018%	0.71594	0.019%	-0.02
case02-10	4.54	13.28	0.58268	0.016%	0.68970	0.014%	-0.27
平均値	4.01	9.86	0.58951	-	0.66865	-	-0.21
標準偏差	0.32	4.61	0.06360	-	0.03844	-	0.11
最大値	-	-	0.70564	-	0.71594	-	-0.37

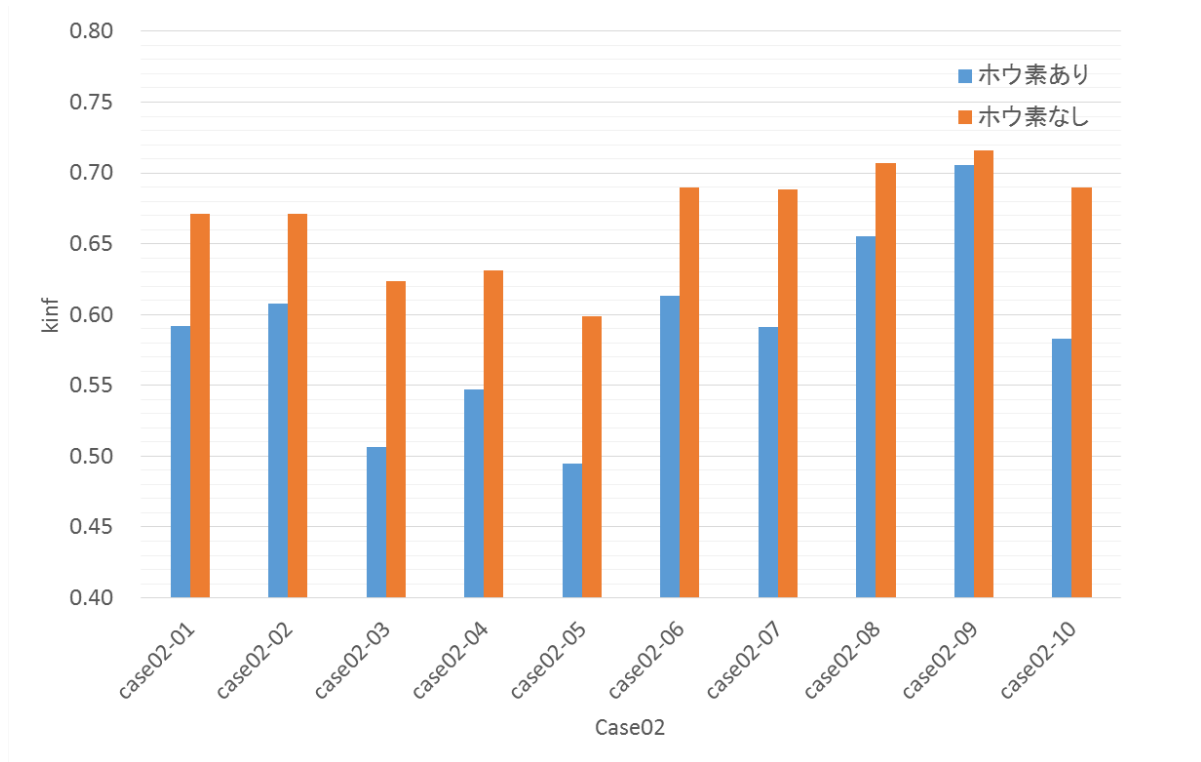


図 8.1-23 Case02 における kinf の推定値

表 8.1-129 Case03 における kinf の推定値

ケース	UO ₂ (15t) 構造材 (9t) 水位 (10 cm)		ホウ素あり		ホウ素なし		ホウ素効果 $\Delta \rho$	水厚さ (cm)
	濃縮度 (wt %)	コンクリート 体積割合(%)	kinf	標準偏差	kinf	標準偏差		
case03-01	4.52	40.00	0.33133	0.019%	1.35499	0.014%	-2.28	0.13
case03-02	4.08	82.30	0.25123	0.016%	1.24610	0.015%	-3.18	0.04
case03-03	4.16	52.23	0.30061	0.019%	1.32218	0.015%	-2.57	0.10
case03-04	3.68	56.82	0.27109	0.019%	1.28642	0.015%	-2.91	0.09
case03-05	3.79	33.10	0.30080	0.021%	1.32484	0.015%	-2.57	0.14
case03-06	3.38	69.90	0.23844	0.017%	1.23740	0.015%	-3.39	0.07
case03-07	4.25	74.26	0.27405	0.016%	1.28880	0.014%	-2.87	0.06
case03-08	4.35	5.42	0.34999	0.024%	1.38222	0.015%	-2.13	0.19
case03-09	4.00	21.96	0.32079	0.021%	1.34879	0.015%	-2.38	0.16
case03-10	3.84	15.78	0.31677	0.024%	1.34611	0.014%	-2.41	0.17
平均値	4.00	45.18	0.29551	-	1.31379	-	-2.67	-
標準偏差	0.34	26.20	0.03601	-	0.04788	-	0.41	-
最大値	-	-	0.34999	-	1.38222	-	-3.39	-

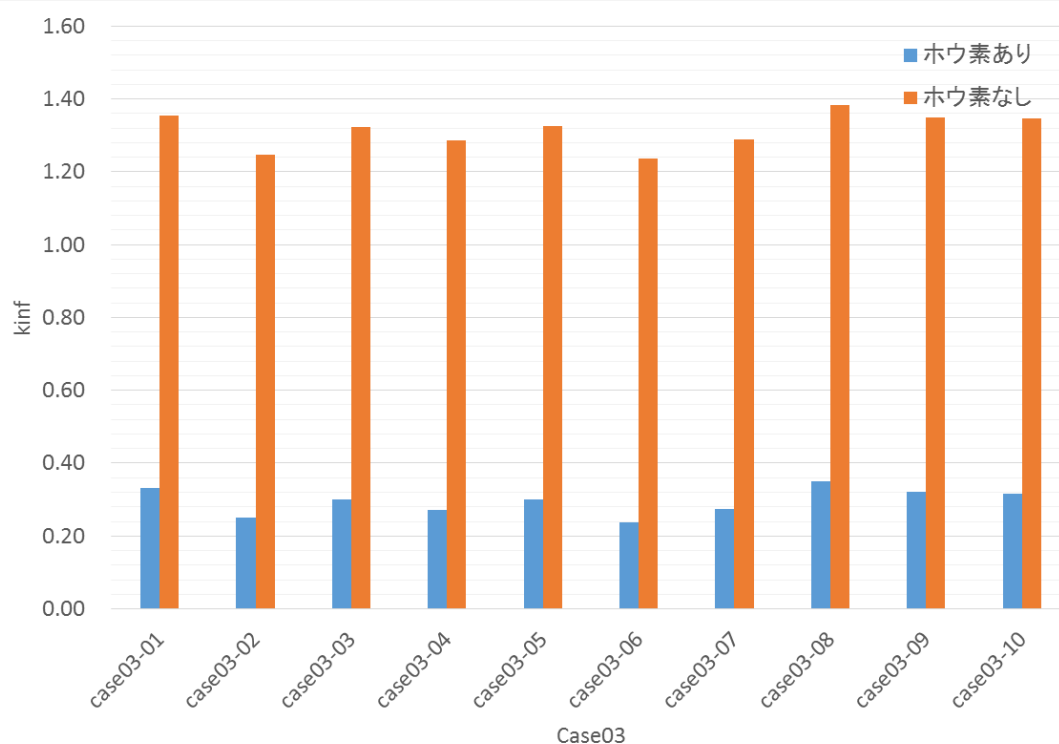


図 8.1-44 Case03 における kinf の推定値

表 8.1-130 Case04 における kinf の推定値

ケース	UO ₂ (1t) 濃縮度 (wt %)	kinf	標準偏差
case04-01	4.50	0.78747	0.017%
case04-02	4.12	0.75544	0.018%
case04-03	4.19	0.76117	0.017%
case04-04	3.90	0.73604	0.017%
case04-05	3.54	0.70320	0.019%
case04-06	3.63	0.71158	0.018%
case04-07	4.01	0.74598	0.018%
case04-08	3.82	0.72901	0.019%
case04-09	4.35	0.77487	0.017%
case04-10	3.94	0.73958	0.017%
平均値	4.00	0.74444	—
標準偏差	0.30	0.02644	—
最大値	—	0.78747	—

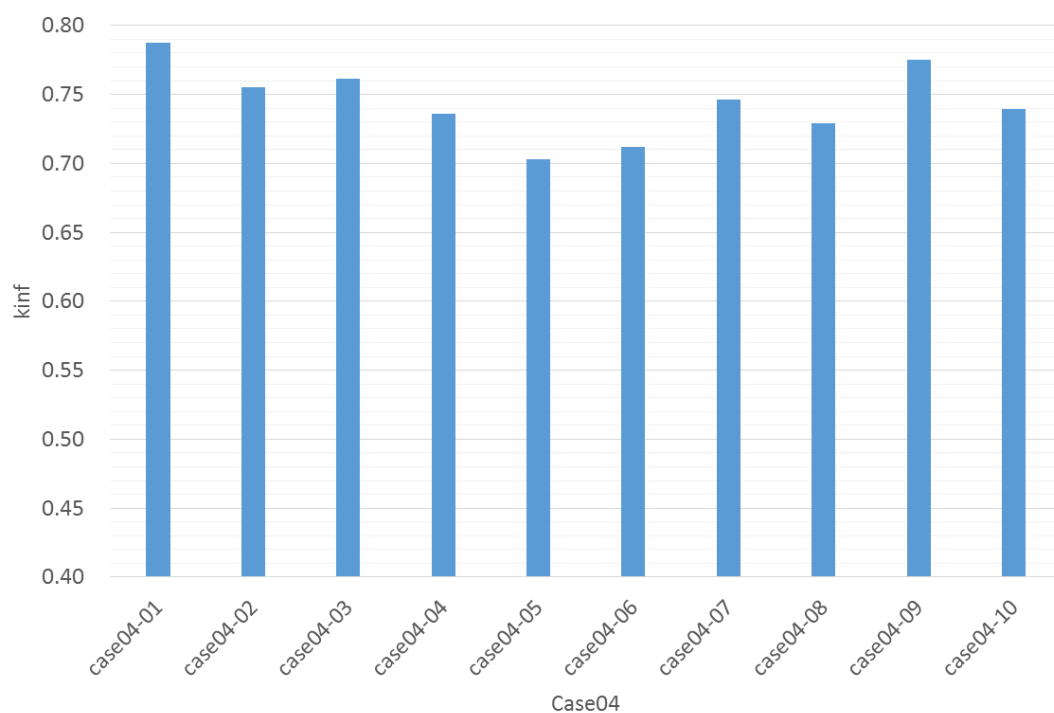


図 8.1-45 Case04 における kinf の推定値

表 8.1-41 Case01 における kinf の推定値

ケース	UO2 (60t)、コンクリート(50%) 水位 (10 cm)		ホウ素あり		ホウ素なし		ホウ素効果 $\Delta \rho$	水厚さ (cm)
	濃縮度 (wt %)	構造材(t)	kinf	標準偏差	kinf	標準偏差		
case01-01	4.19	11.74	0.56596	0.017%	1.16246	0.019%	-0.91	0.04
case01-02	3.82	56.71	0.25817	0.023%	1.08161	0.019%	-2.95	0.02
case01-03	4.12	48.92	0.29382	0.021%	1.10569	0.019%	-2.50	0.02
case01-04	4.35	54.66	0.28712	0.021%	1.11034	0.019%	-2.58	0.02
case01-05	4.50	25.68	0.42534	0.019%	1.15062	0.019%	-1.48	0.03
case01-06	4.01	37.67	0.33005	0.021%	1.11318	0.020%	-2.13	0.03
case01-07	3.94	24.23	0.40192	0.019%	1.12878	0.019%	-1.60	0.03
case01-08	3.90	43.97	0.29977	0.022%	1.09995	0.019%	-2.43	0.03
case01-09	3.54	32.62	0.32693	0.021%	1.09530	0.019%	-2.15	0.03
case01-10	3.63	33.96	0.32566	0.021%	1.09866	0.020%	-2.16	0.03
平均値	4.00	37.02	0.35147	-	1.11466	-	-2.09	0.03
標準偏差	0.30	14.33	0.09103	-	0.02543	-	0.60	-
最大値	-	-	0.56596	-	1.16246	-	-2.95	-

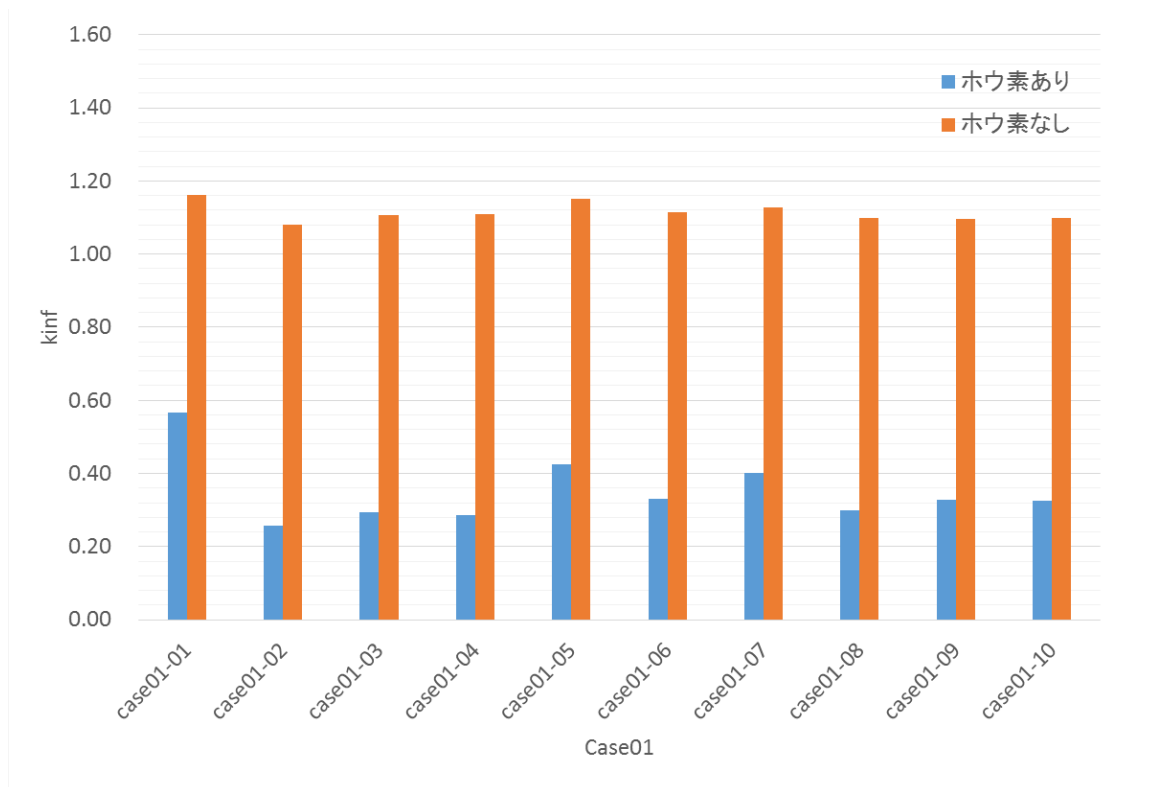


図 8.1-46 Case01 における kinf の推定値

③ 総核分裂数の期待値評価 (2号機)

本項では、第3～5章で想定した場所、即ち2号機のPCVペデスタル内側(Case01)での総核分裂数の期待値をAGNES-Pコードで評価する。

1) 計算体系

動特性解析を行う計算体系は、(8)②で採用した計算体系と同一(図8.1-42を参照)である。

2) 物性値

デブリ混合物の組成は、表8.1-41(Case01)に示している平均値、即ち UO_2 ($M_u = 60 \text{ t}$)、コンクリート(体積割合50%)、構造物($M_s = 37.02 \text{ t}$)の混合物とした。 UO_2 の体積(V_u)及び構造物の体積(V_s)は、 UO_2 の密度($\rho_u = 11 \text{ g/cm}^3$)及び構造物の密度($\rho_s = 6.49 \text{ g/cm}^3$)を用いて下記の様に算出できる。

$$V_u = \frac{M_u}{\rho_u} = 54.54 \times 10^6 \text{ cm}^3$$
$$V_s = \frac{M_s}{\rho_s} = 57.03 \times 10^6 \text{ cm}^3$$

コンクリート体積及びデブリのトータル体積をそれぞれ V_c と V_t とし、コンクリート体積割合(50%)を用いて下記の体積の関係式をかける。

$$\frac{V_c}{V_t} = \frac{V_c}{V_u + V_s + V_c} = 0.5$$

よって、 V_c と V_t は $11.16 \times 10^6 \text{ cm}^3$ 及び $22.31 \times 10^6 \text{ cm}^3$ である。コンクリートの密度($\rho_c = 2.3 \text{ g/cm}^3$)を用いてコンクリートの重量を25.66tと算出し、デブリのトータル重量は122.67tとなった。

燃料デブリ混合物の熱物性値として①密度、②熱容量、及び③熱伝導率を次のように設定した。表8.1-42に示している燃料デブリ混合物の重量比から平均密度及び熱容量をそれぞれ 5497.79 kg/m^3 と 2319.22 J/kg.K と算出した。熱伝導率をデブリ中の温度分布がフラットとなるように大きな値、即ち 1000 W/m.K とした。また、燃料デブリから熱が逃げないような断熱条件を採用した。

表 8.1-42 PCV ペデスタル内側(Case01)における燃料デブリの密度及び熱容量の算出に
用いたデータ

組成	重量	重量比	熱容量	備考
	(g)	(-)	(J/gK)	
UO ₂ (固定)	60,000,000	0.489	0.28	[b]
構造材 (LHS)	37,020,000	0.302	0.3	0.3～0.4 [b]より小さい値
コンクリート(50 vol %.)	25,661,992	0.209	10	Si rich Oxide [b]
合計	122,681,992	1.000	-	-

3)動特性パラメータ及びフィードバック反応度係数

動特性パラメータ及び温度フィードバック反応度係数を MVP もしくは MCNP で下記の条件で計算した。

使用コード : MVP3/MCNP6.2 コード
 ライブラリ : JENDL-4.0 ベース MVP/MCNP ライブラリ
 体系温度 : 20℃
 バッチ当たり粒子数 : 10,000
 バッチ数 : 500
 捨てバッチ数 : 100
 有効ヒストリ数 : $500 \times 10,000 = 5,000,000$

動特性パラメータ及びデブリ温度フィードバック反応度係数の解析結果を表 8.1-43、表 8.1-44 及び図 8.1-47 に示す。図 8.1-42 でフィッティング結果から燃料デブリ温度フィードバック反応度の 1 次係数と 2 次係数を採用した。

表 8.1-43 PCV ペデスタル内側(Case01)における燃料デブリの動特性パラメータの解析結果

パラメータ	MVP		MCNP		備考
	値	標準偏差	値	標準偏差	
kinf	1.11354	0.02%	1.11227	0.00027	再現性確認済み
β_{eff}	6.9254E-03	0.61%	0.00687	0.00050	両コード β_{eff} 及び Λ 値はほぼ同一。先行核の内訳が出力されたMCNPの値を採用。
β_1	—	—	1.40E-04	0.00006	
β_2	—	—	1.43E-03	0.00023	
β_3	—	—	1.10E-03	0.00021	
β_4	—	—	2.87E-03	0.00033	
β_5	—	—	9.80E-04	0.00016	
β_6	—	—	3.40E-04	0.00010	
λ_1	—	—	1.25E-02	0.00001	
λ_2	—	—	3.07E-02	0.00001	
λ_3	—	—	1.15E-01	0.00011	
λ_4	—	—	3.10E-01	0.00018	
λ_5	—	—	1.21E+00	0.00177	
λ_6	—	—	3.28E+00	0.01067	
$\Lambda(sec)$	2.0302E-05	1.01E-08	2.0267E-05	1.3784E-07	

表 8.1-44 PCV ペデスタル内側(Case01)における燃料デブリの温度フィードバック反応度係数の解析結果

温度(K)	kinf	標準偏差	$\rho(\$)$	$\Delta T(K)$	$\Delta \rho(\$)$
293.15	1.11354	0.0193%	1.48E+01	0.00	0.00E+00
500.00	1.09332	0.0194%	1.24E+01	206.85	-2.42E+02
700.00	1.07753	0.0207%	1.05E+01	406.85	-4.37E+02
900.00	1.06314	0.0215%	8.64E+00	606.85	-6.20E+02
1200.00	1.04674	0.0211%	6.50E+00	906.85	-8.34E+02
1500.00	1.03257	0.0211%	4.59E+00	1206.85	-1.03E+03
1800.00	1.01961	0.0232%	2.80E+00	1506.85	-1.20E+03
2500.00	0.99450	0.0236%	-8.05E-01	2206.85	-1.56E+03
3200.00	0.97297	0.0249%	-4.04E+00	2906.85	-1.89E+03
4000.00	0.95221	0.0254%	-7.31E+00	3706.85	-2.21E+03

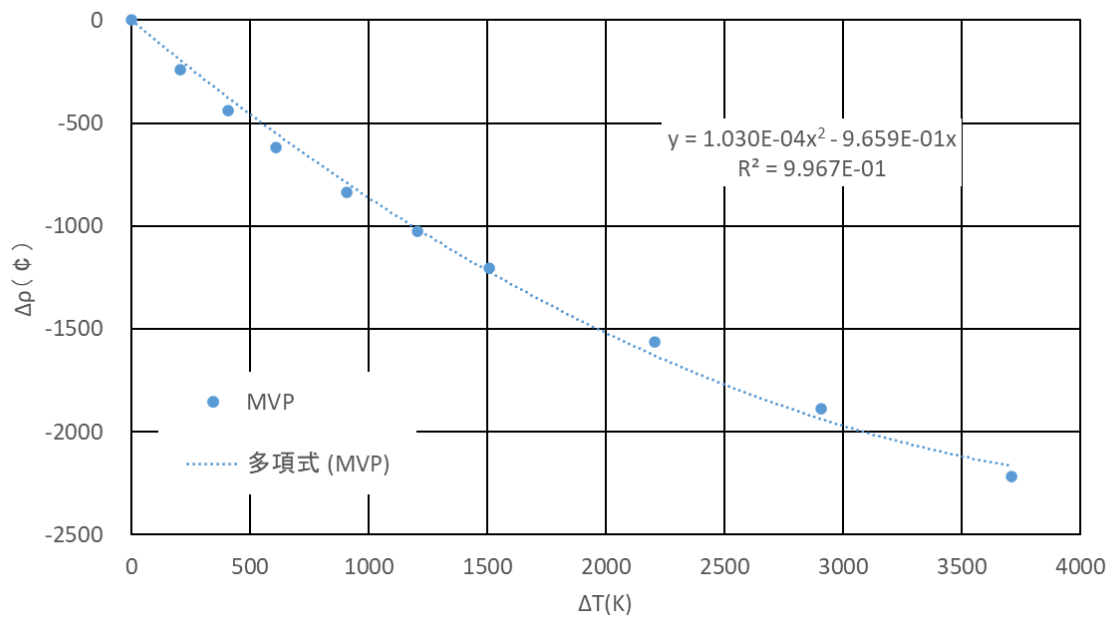


図 8.1-47 PCV ペデスタル内側(Case01)における燃料デブリの温度フィードバック
反応度係数の解析結果

4)動特性計算の条件

Case01 の各ケースにおける瞬時(10ms)添加反応度等を表 8.1-45 にまとめた。添加反応度は、ホウ素なしの組成で余剰反応度から算出された。Case01-01～10 は、(8)①で LHS 法により生成されたケースであり、総核分裂数の期待値の評価に使用する。その他に、Case01-2d は本章で新規定義され、燃料デブリを搬送する際に臨界事故が起きたと想定して添加反応度を 2\$とした。本ケースは総核分裂数の期待値の評価には使用しない。燃料デブリ温度が UO_2 融点温度 (2850℃、3123.15K) を超えるとデブリが破損し、その時に大きな負のフィードバック反応度 (添加反応度+1\$) が瞬時(1 ms)に入ると想定した。計算終了時間を 10 秒とした。これは、後述の結果から分かるように総核分裂数がおおよそ数秒程度で変わらなくなるからである。

表 8.1-15 PCV ペデスタル内側(Case01)における添加反応度等の算出結果

ケース	濃縮度(wt %)	構造材(t)	kinf	標準偏差	動特性解析で用いる 添加反応度		デブリ破損による 反応度
					(\$)	(¢)	
case01-01	4.19	11.74	1.16246	0.019%	20.3	2034.3	-2134.3
case01-02	3.82	56.71	1.08161	0.019%	11.0	1098.3	-1198.3
case01-03	4.12	48.92	1.10569	0.019%	13.9	1391.4	-1491.4
case01-04	4.35	54.66	1.11034	0.019%	14.5	1446.5	-1546.5
case01-05	4.50	25.68	1.15062	0.019%	19.1	1905.4	-2005.4
case01-06	4.01	37.67	1.11318	0.020%	14.8	1480.0	-1580.0
case01-07	3.94	24.23	1.12878	0.019%	16.6	1660.7	-1760.7
case01-08	3.90	43.97	1.09995	0.019%	13.2	1322.7	-1422.7
case01-09	3.54	32.62	1.09530	0.019%	12.7	1266.5	-1366.5
case01-10	3.63	33.96	1.09866	0.020%	13.1	1307.1	-1407.1
平均値	4.00	37.02	1.11466	-	15.0	1497.3	-1597.3
標準偏差	0.30	14.33	0.02543	-	2.9	293.4	293.4
最大値	-	-	1.16246	-	20.3	2034.3	-1198.3
Case01-2d	4.00	37.02	1.11	-	2.0	200.0	-300.0

5)AGNES-P による総核分裂数の期待値の評価結果

AGNES-P コードによる Case01-01～10（合計 10 ケース）及び Case01-2d の解析結果、即ち出力（W/cc、fission/s/cc）、積算出力（J/cc、fission/cc）、各種反応度（ β ）及び燃料デブリ温度（ $^{\circ}\text{C}$ ）を図 8.1-48～図 8.1-91 に示している。

添加反応度が最も高い Case01-01 では、20\$以上の添加反応度によって添加直後燃料デブリ温度が UO_2 融点温度を超えてデブリ破損が起きた。デブリ破損によって負の反応度が入ったことから出力が減少して積算出力、即ち総核分裂数は約数秒間で 2.39×10^{15} (fission/cc) に収束し、変わらなくなった。Case01-2d では、添加反応度が小さいため、燃料デブリ温度が UO_2 融点温度を超えていない。2\$の添加反応度が燃料温度上昇による負のフィードバック反応度に補償され、出力が減少して積算出力、即ち総核分裂数は約数秒間で 2.33×10^{14} (fission/cc) に収束し、変わらなくなった。

Case01-01～10（合計 10 ケース）の計算結果から、総核分裂数の期待値の評価結果を表 8.1-46 に示す。総核分裂数の期待値は、 $1.54 \times 10^{15} \pm 4.17 \times 10^{14}$ (fission/cc) となる。総核分裂数の最大値は、前述のように添加反応度最大となる Case01-01 の値、即ち、 2.39×10^{15} (fission/cc) となる。

(9)核分裂数マップ作成にあたっての問題点

実際の核分裂数マップ作成にあたっては、燃料デブリの大きさや形状を想定する必要がある。それには臨界シナリオを考慮する必要があるため、臨界となるシナリオについて十分に検討する必要がある。また、影響評価においては、ホウ素ありとした場合には臨界にならなかったことにも注意する必要がある。

表 8.1-46 PCV ペデスタル内側(Case01)における総核分裂数の期待値の評価結果

ケース	UO2 (60t)、コンクリート(50%) 水位 (10 cm)		ホウ素なし		AGNES-Pへの 添加反応度		デブリ破損によ る反応度	総核分裂数
	濃縮度(wt %)	構造材(t)	kinf	標準偏差	(%)	(%)	(%)	(fission/cc)
case01-01	4.19	11.74	1.16246	0.019%	20.3	2034.3	-2134.3	2.39E+15
case01-02	3.82	56.71	1.08161	0.019%	11.0	1098.3	-1198.3	1.09E+15
case01-03	4.12	48.92	1.10569	0.019%	13.9	1391.4	-1491.4	1.37E+15
case01-04	4.35	54.66	1.11034	0.019%	14.5	1446.5	-1546.5	1.44E+15
case01-05	4.50	25.68	1.15062	0.019%	19.1	1905.4	-2005.4	2.12E+15
case01-06	4.01	37.67	1.11318	0.020%	14.8	1480.0	-1580.0	1.48E+15
case01-07	3.94	24.23	1.12878	0.019%	16.6	1660.7	-1760.7	1.72E+15
case01-08	3.90	43.97	1.09995	0.019%	13.2	1322.7	-1422.7	1.30E+15
case01-09	3.54	32.62	1.09530	0.019%	12.7	1266.5	-1366.5	1.23E+15
case01-10	3.63	33.96	1.09866	0.020%	13.1	1307.1	-1407.1	1.28E+15
平均値	4.00	37.02	1.11466	-	14.9	1491.3	-1591.3	1.54E+15
標準偏差	0.30	14.33	0.02543	-	2.9	293.4	293.4	4.17E+14
最大値	-	-	1.16246	-	20.3	2034.3	-1198.3	2.39E+15
Case01-2d	4.00	37.02	1.11	-	2.0	200.0	-300.0	2.33E+14

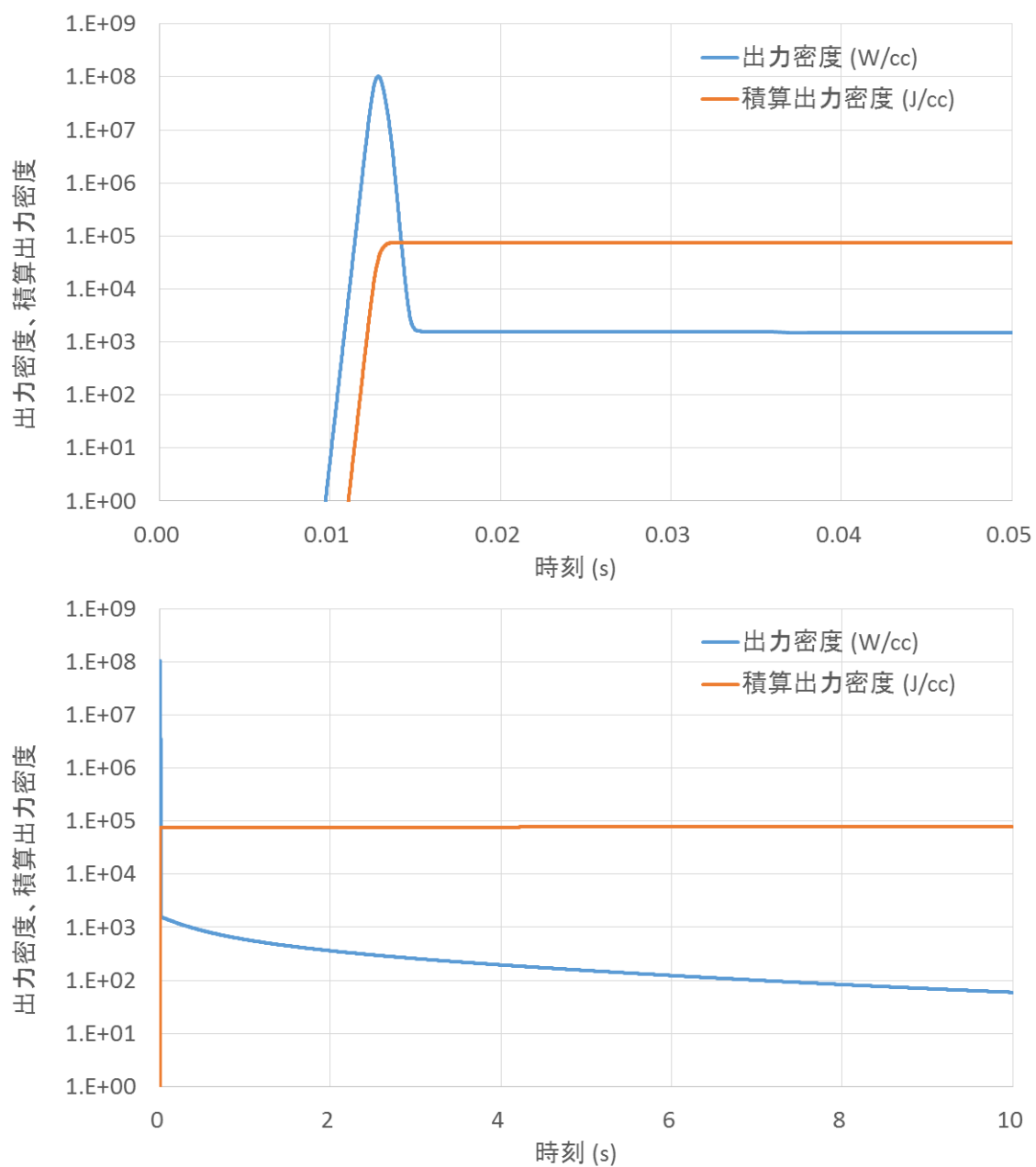


図 8.1-48 Case01-01 (添加反応度最大) における出力密度及び積算出力密度

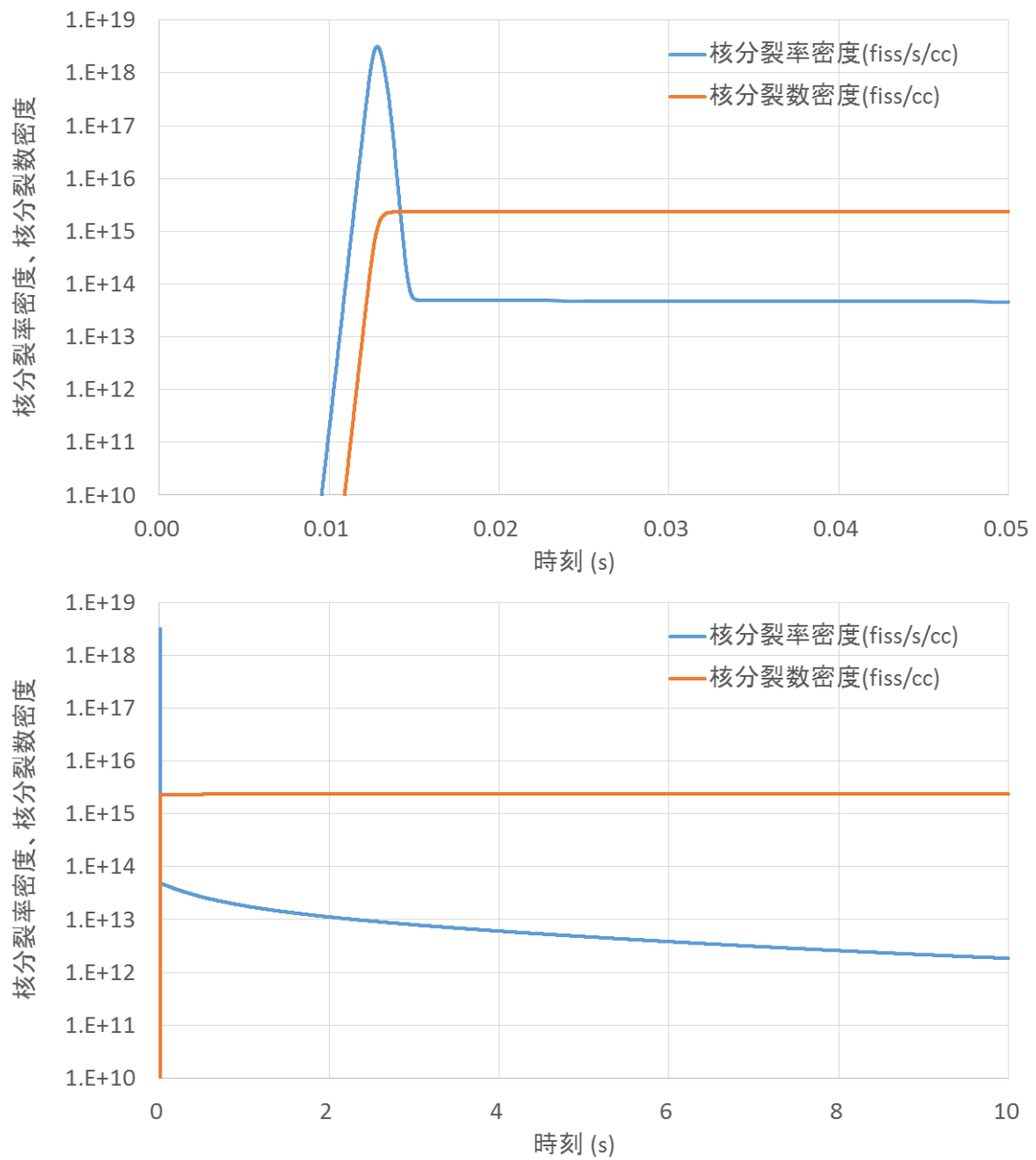


図 8.1-49 Case01-01 (添加反応度最大) における核分裂率密度及び核分裂数密度

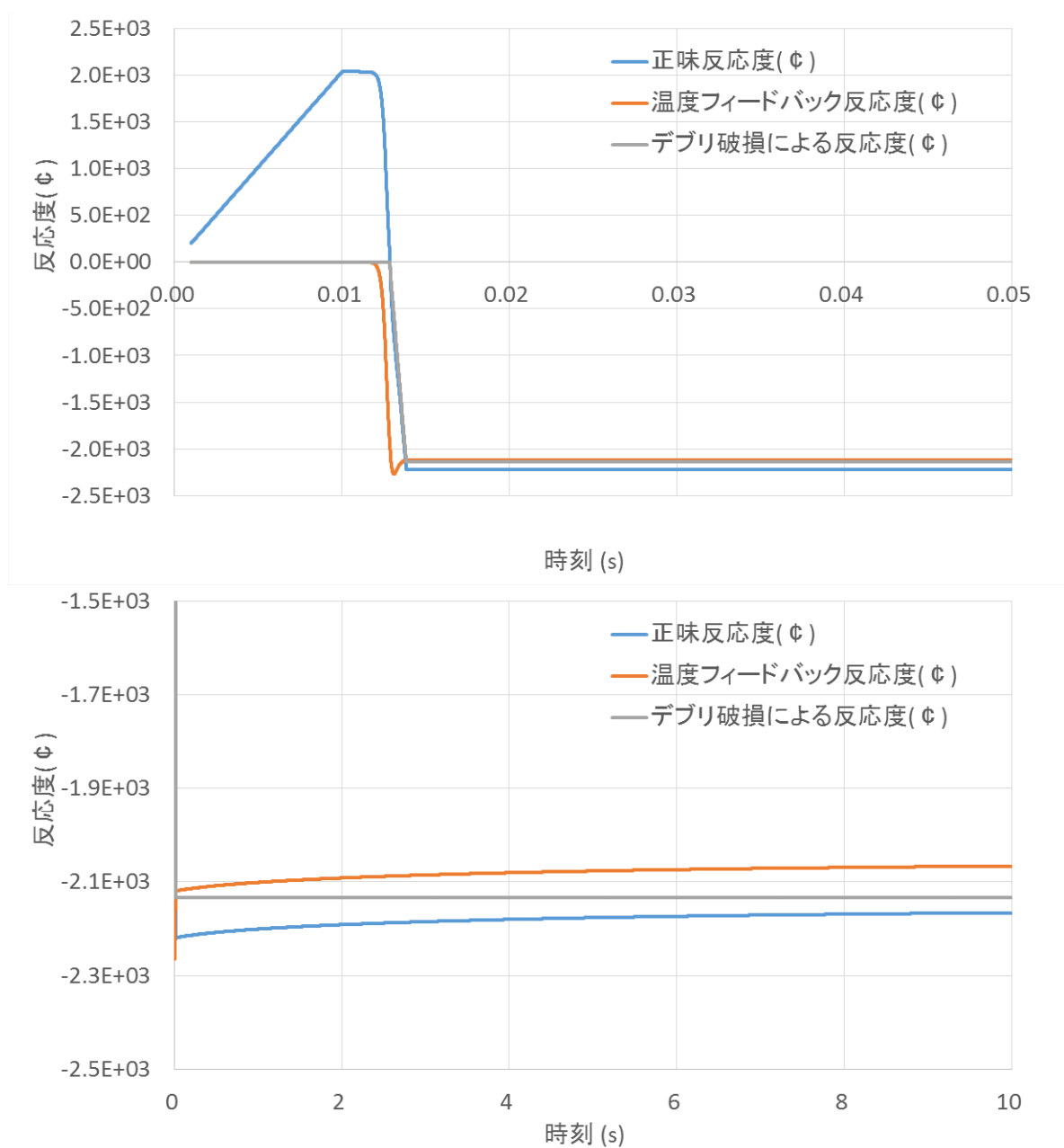


図 8.1-50 Case01-01（添加反応度最大）における各種の反応度

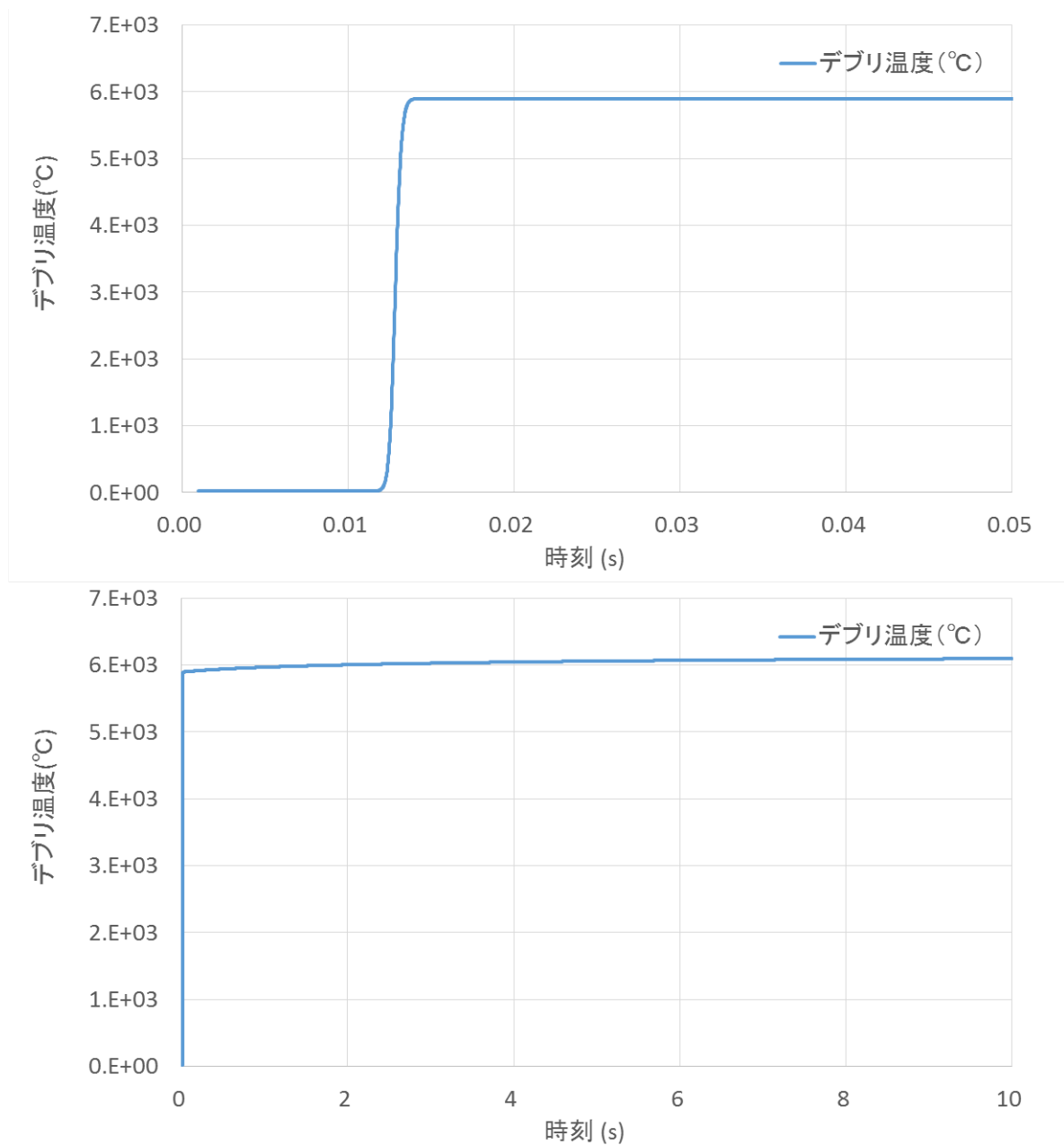


図 8.1-51 Case01-01（添加反応度最大）における燃料デブリ温度

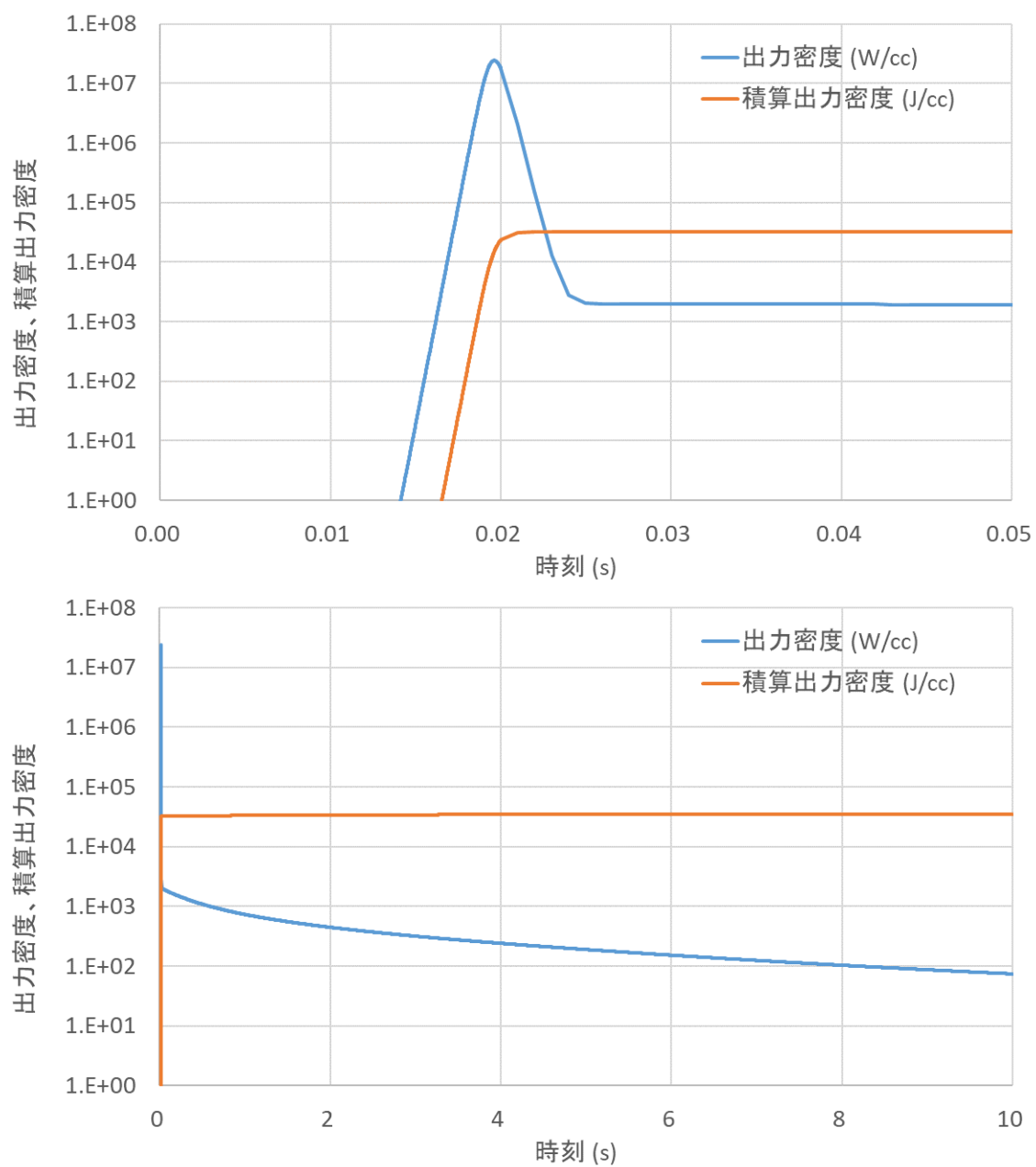


図 8.1-52 Case01-02 における出力密度及び積算出力密度

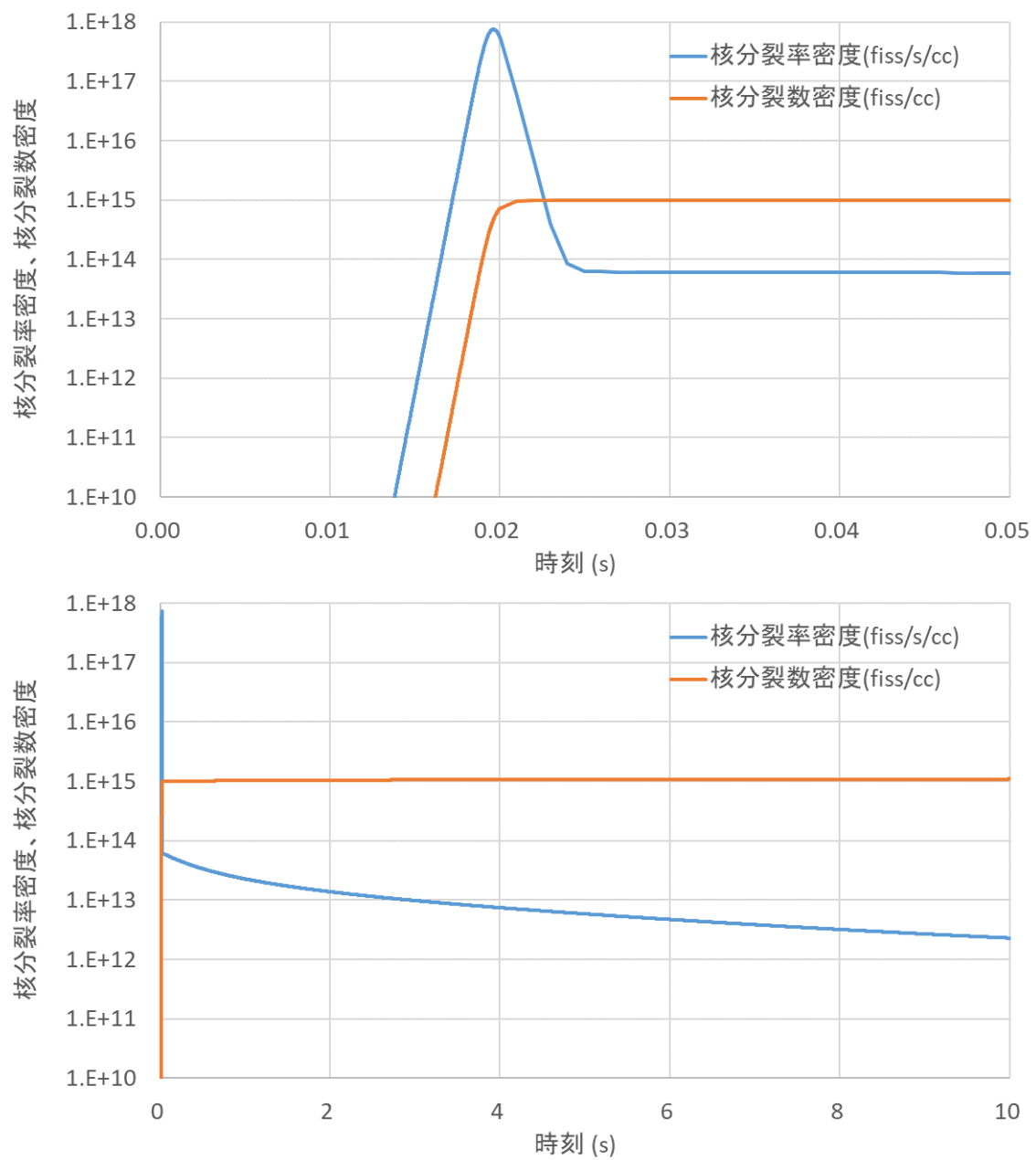


図 8.1-53 Case01-02 における核分裂率密度及び核分裂数密度

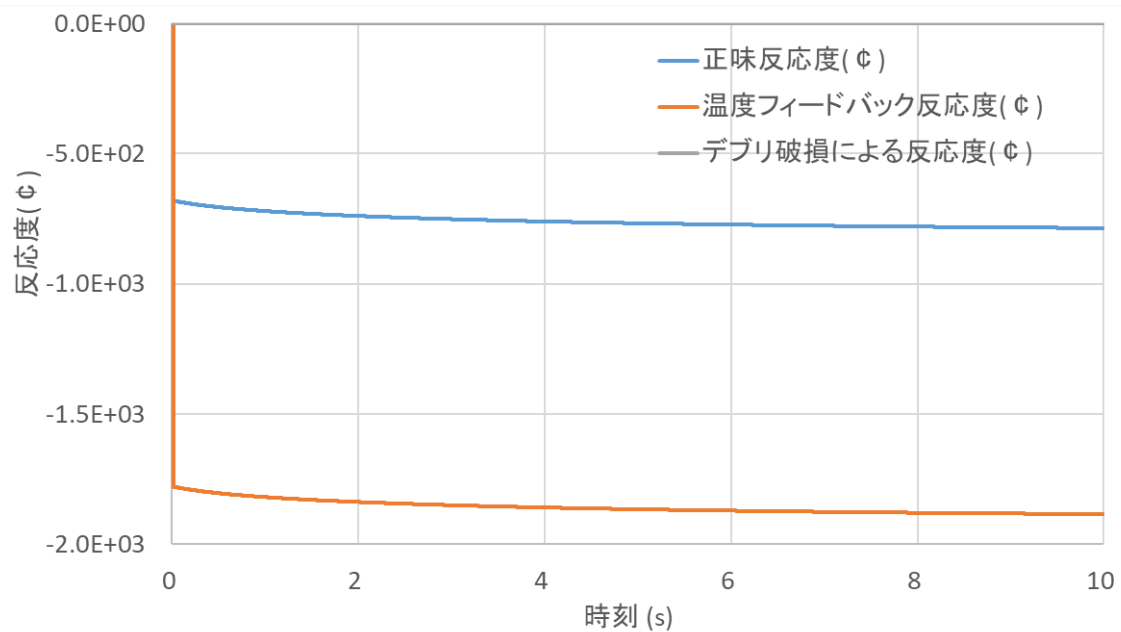
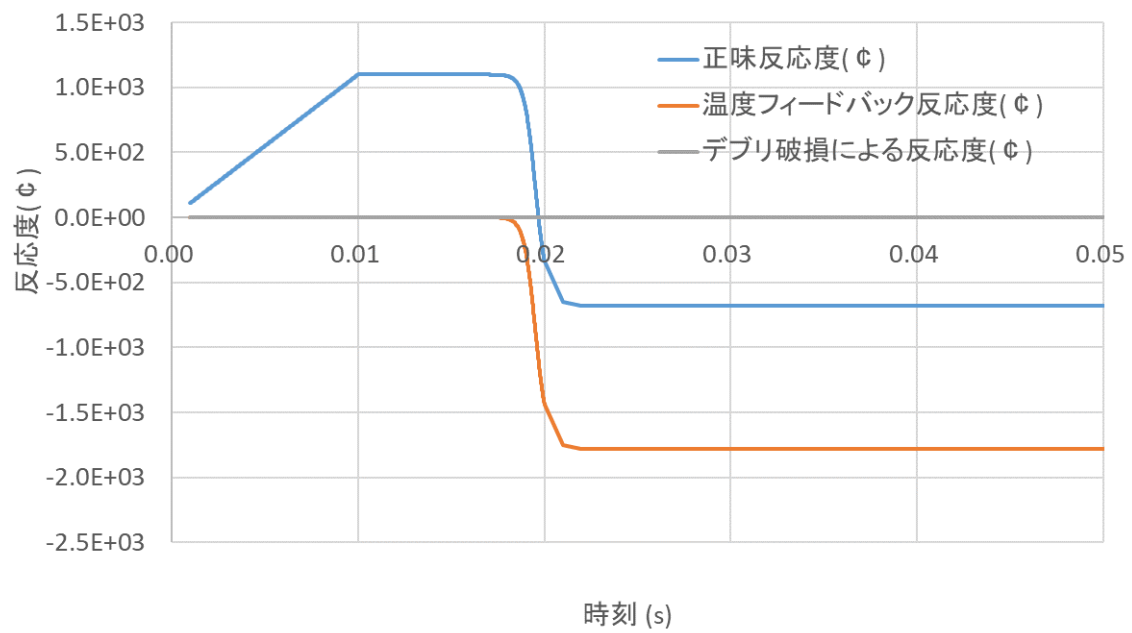


図 8.1-54 Case01-02 における各種の反応度

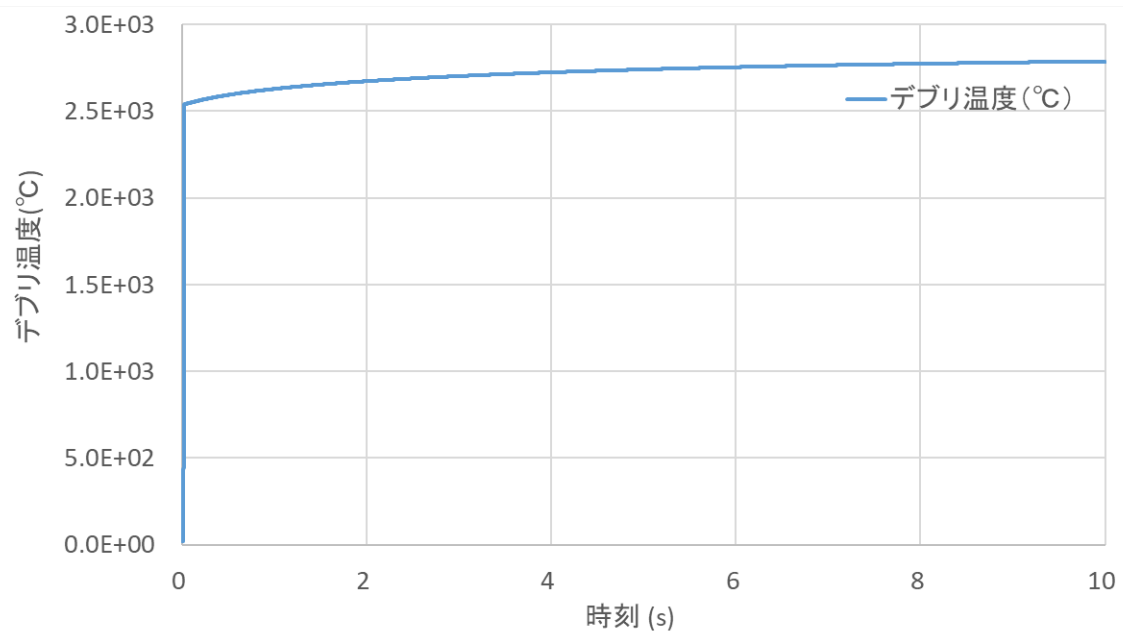
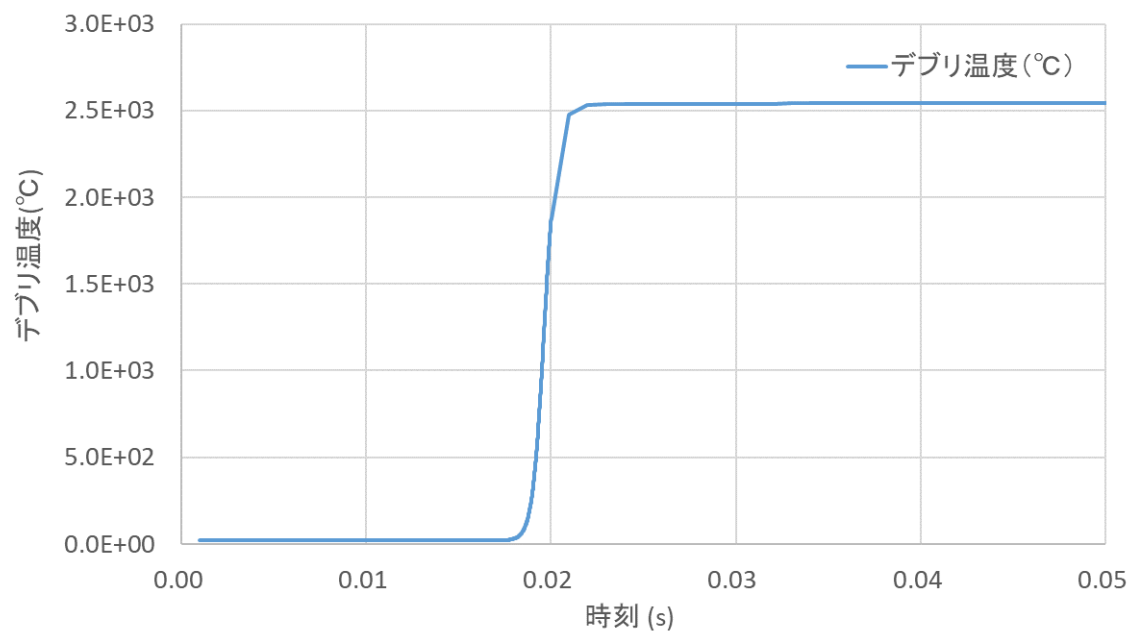


図 8.1-55 Case01-02 における燃料デブリ温度

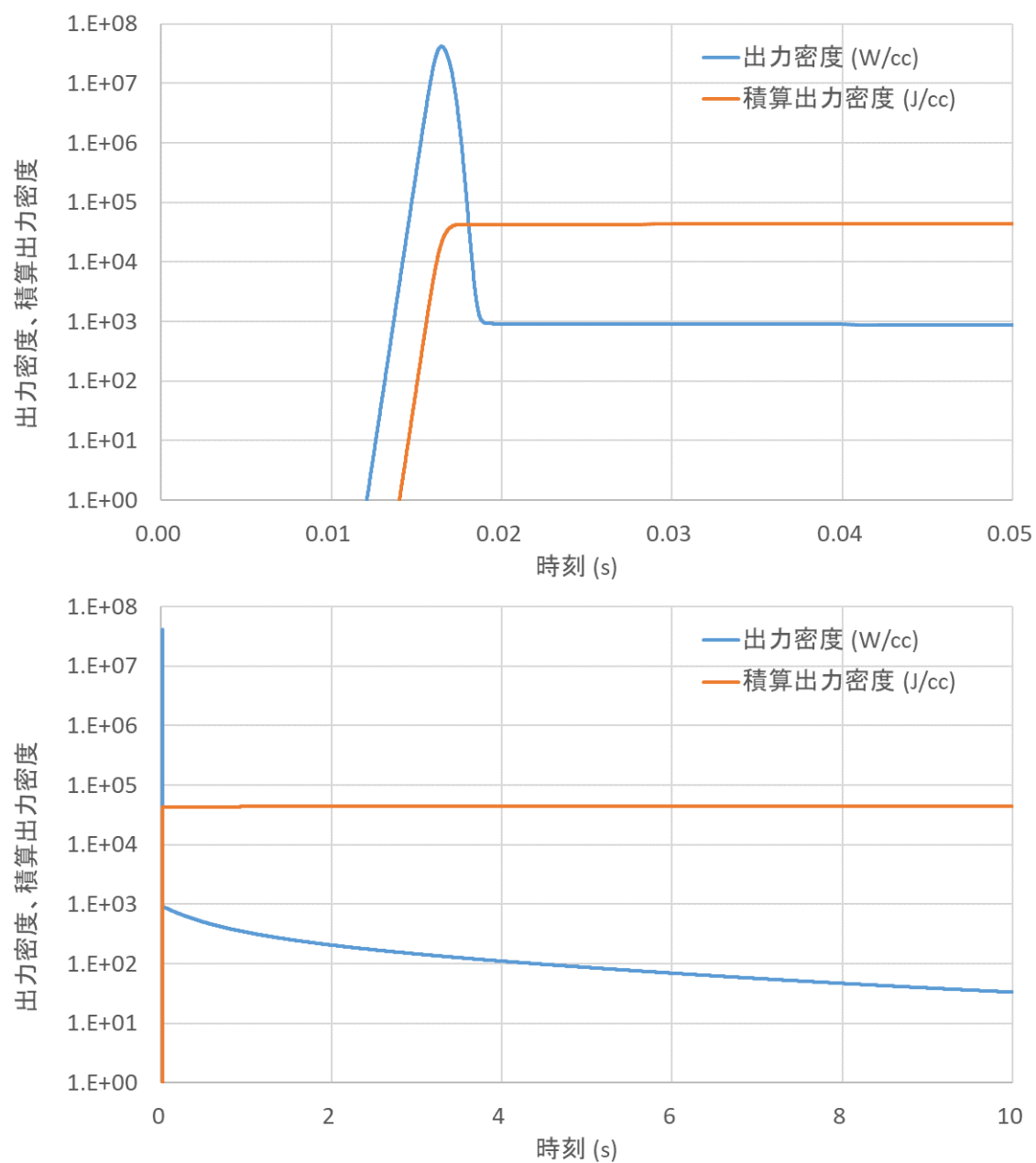


図 8.1-56 Case01-03 における出力密度及び積算出力密度

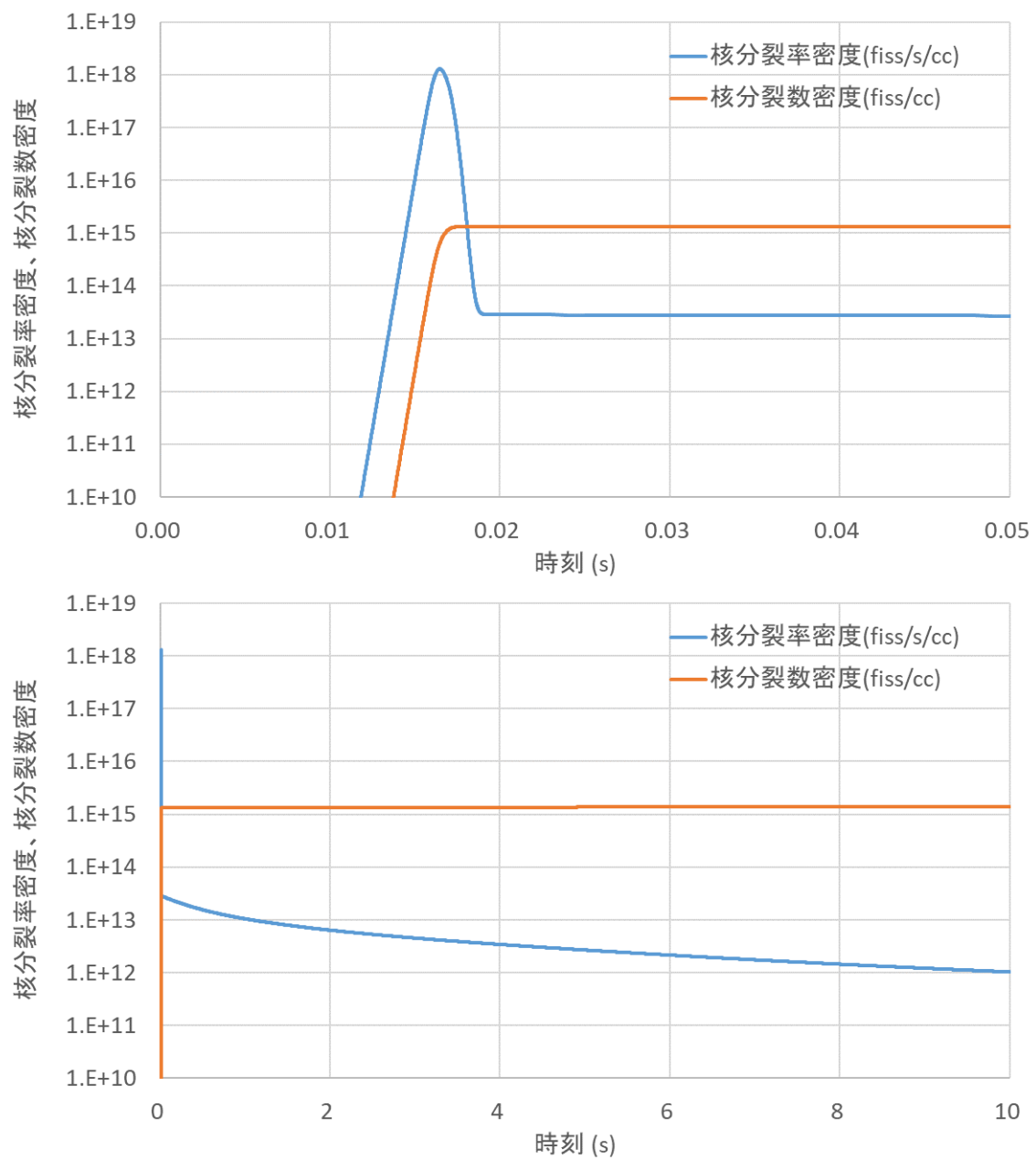


図 8.1-57 Case01-03 における核分裂率密度及び核分裂数密度

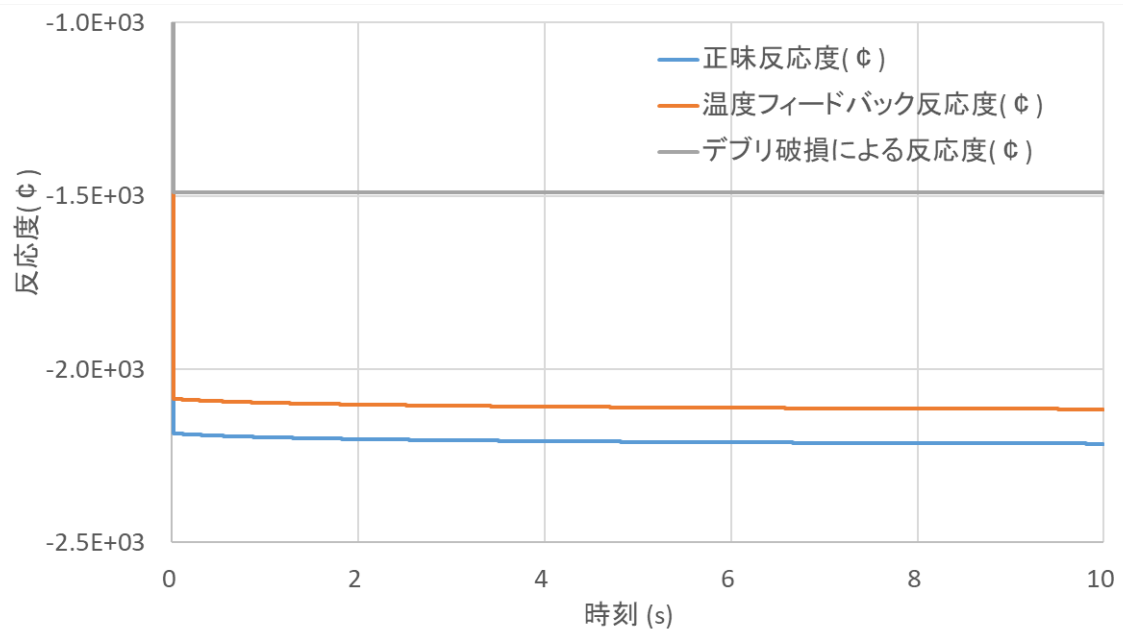
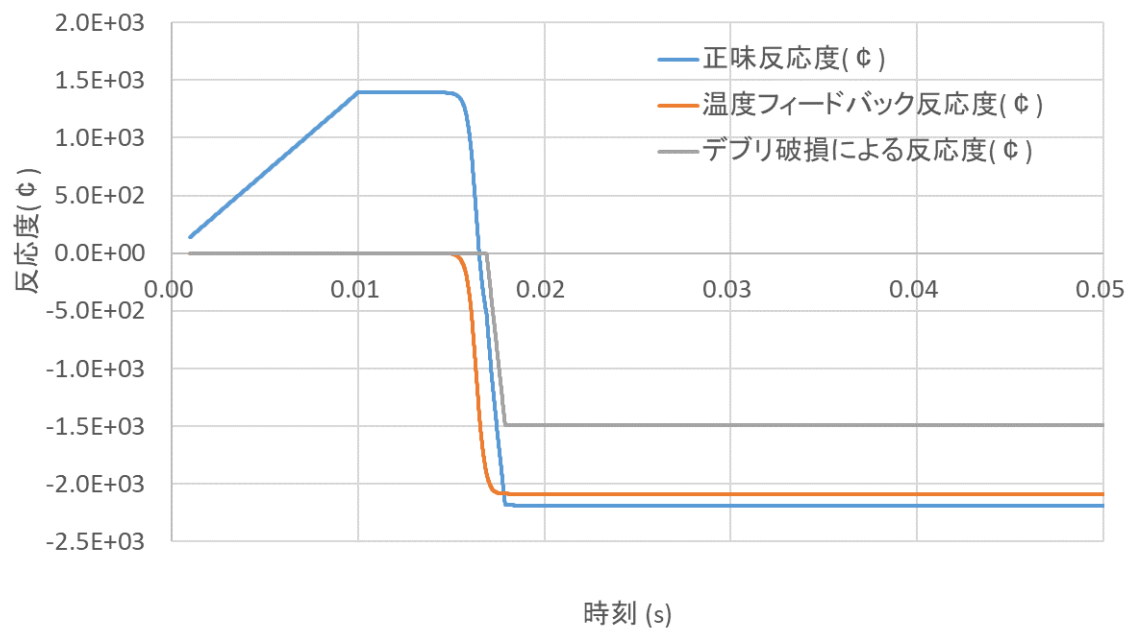


図 8.1-58 Case01-03 における各種の反応度

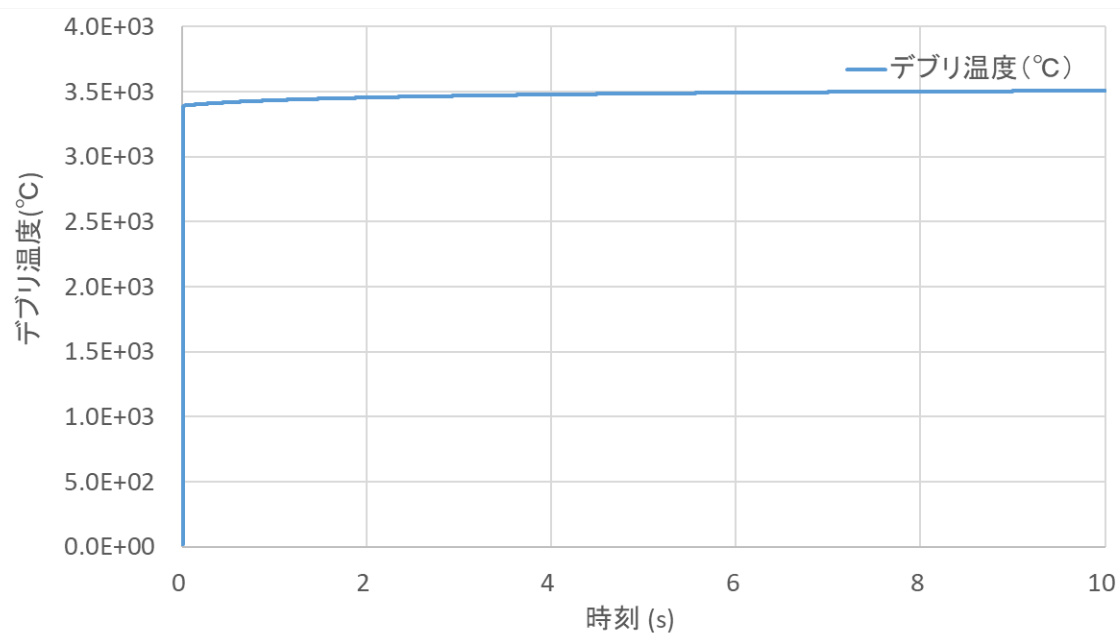
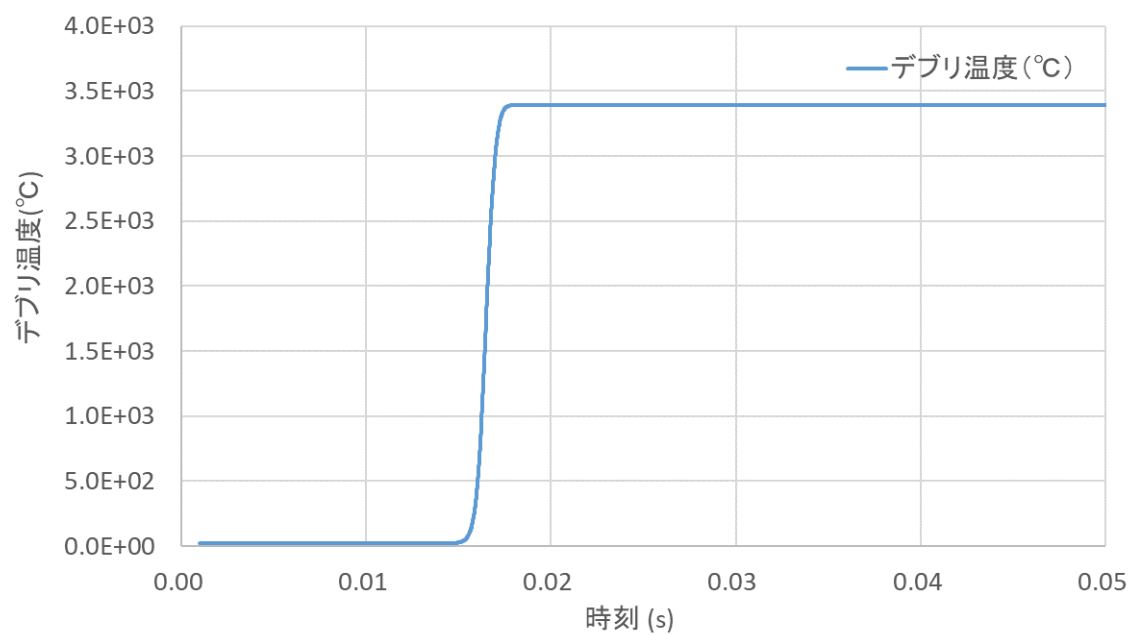


図 8.1-59 Case01-03 における燃料デブリ温度

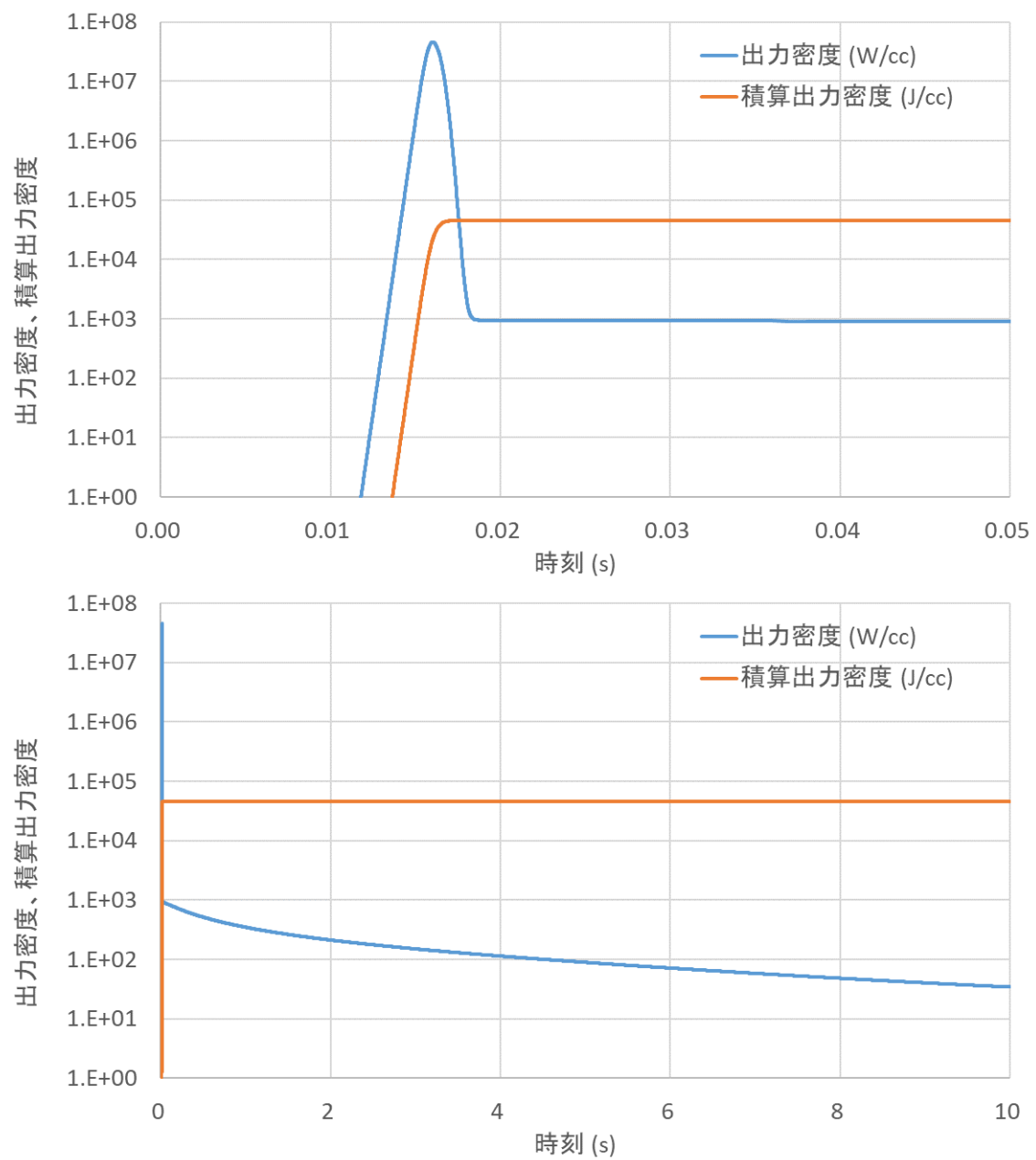


図 8.1-60 Case01-04 における出力密度及び積算出力密度

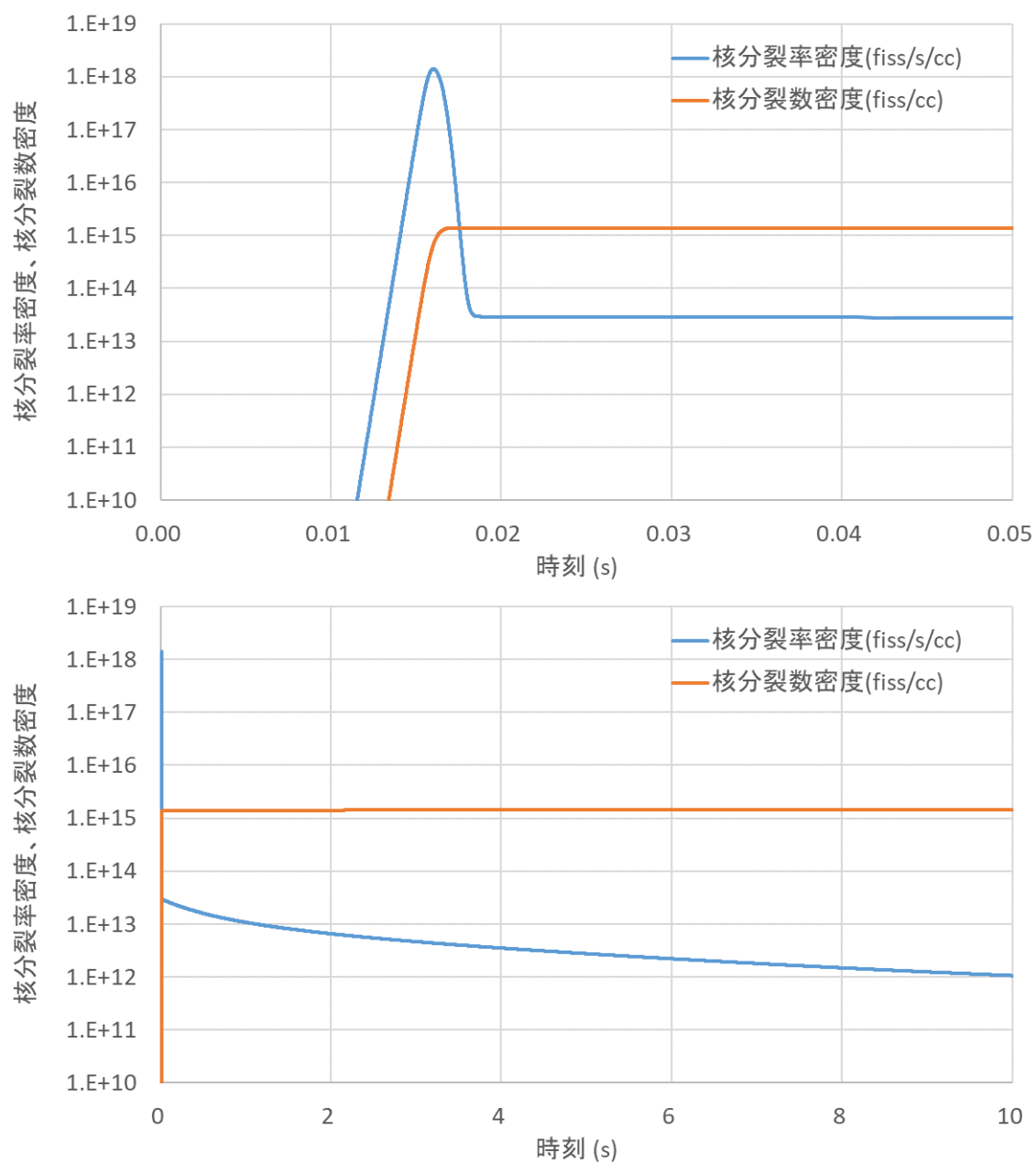


図 8.1-61 Case01-04 における核分裂率密度及び核分裂数密度

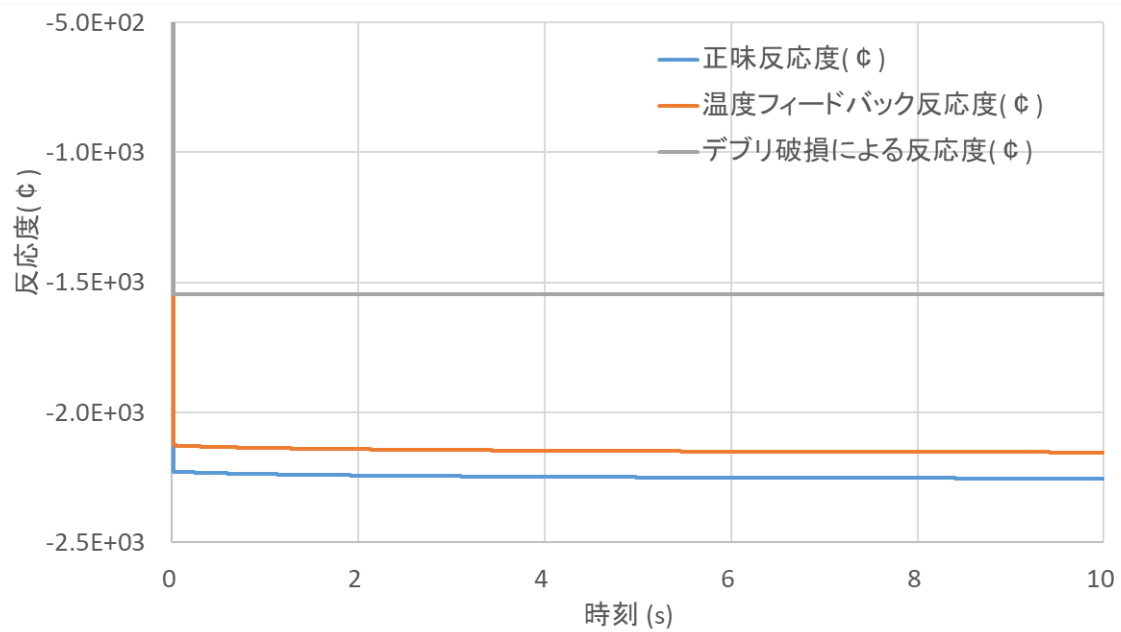
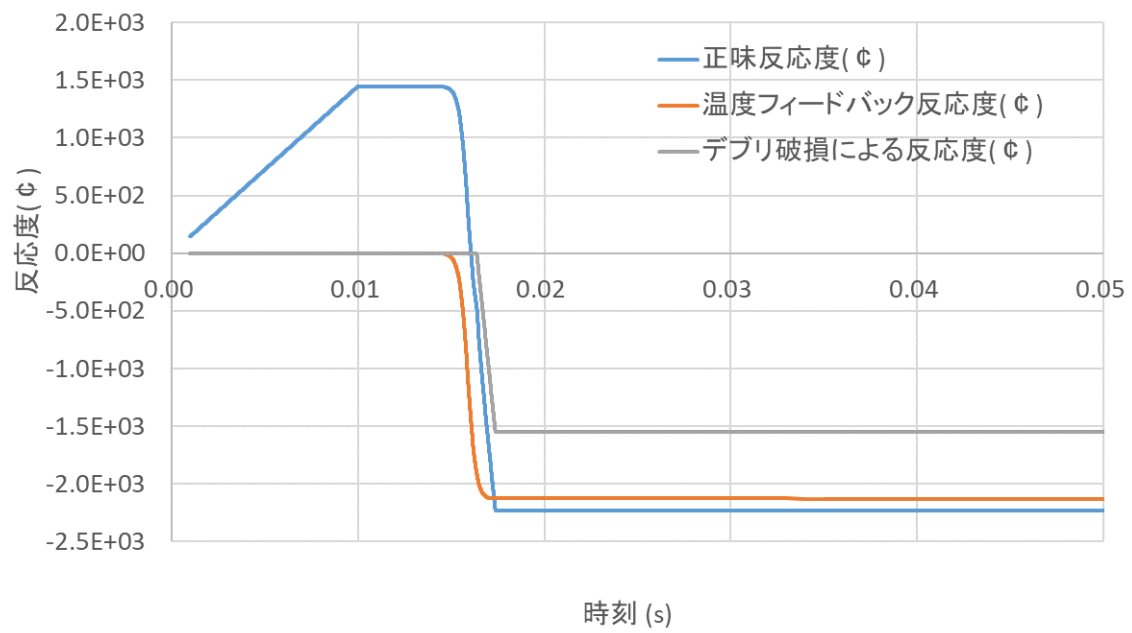


図 8.1-62 Case01-04 における各種の反応度

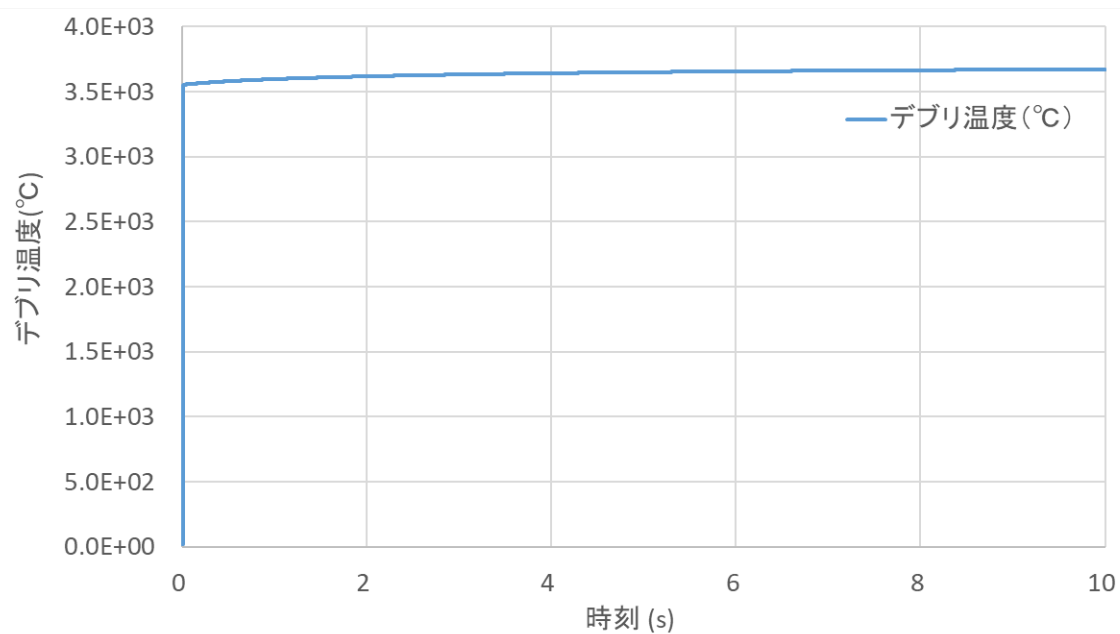
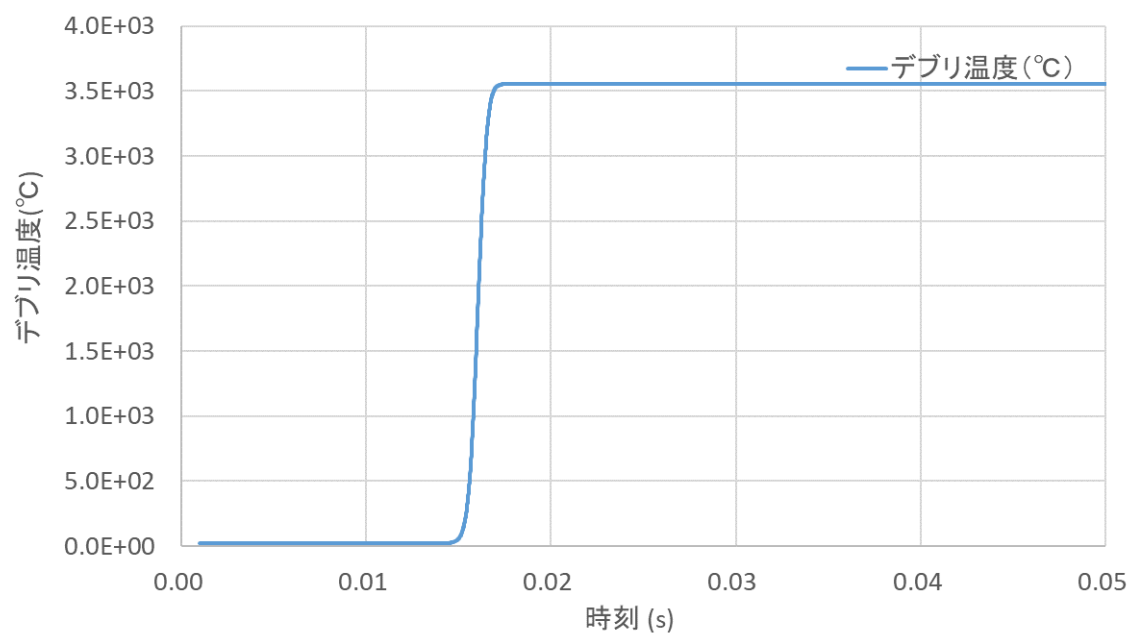


図 8.1-63 Case01-04 における燃料デブリ温度

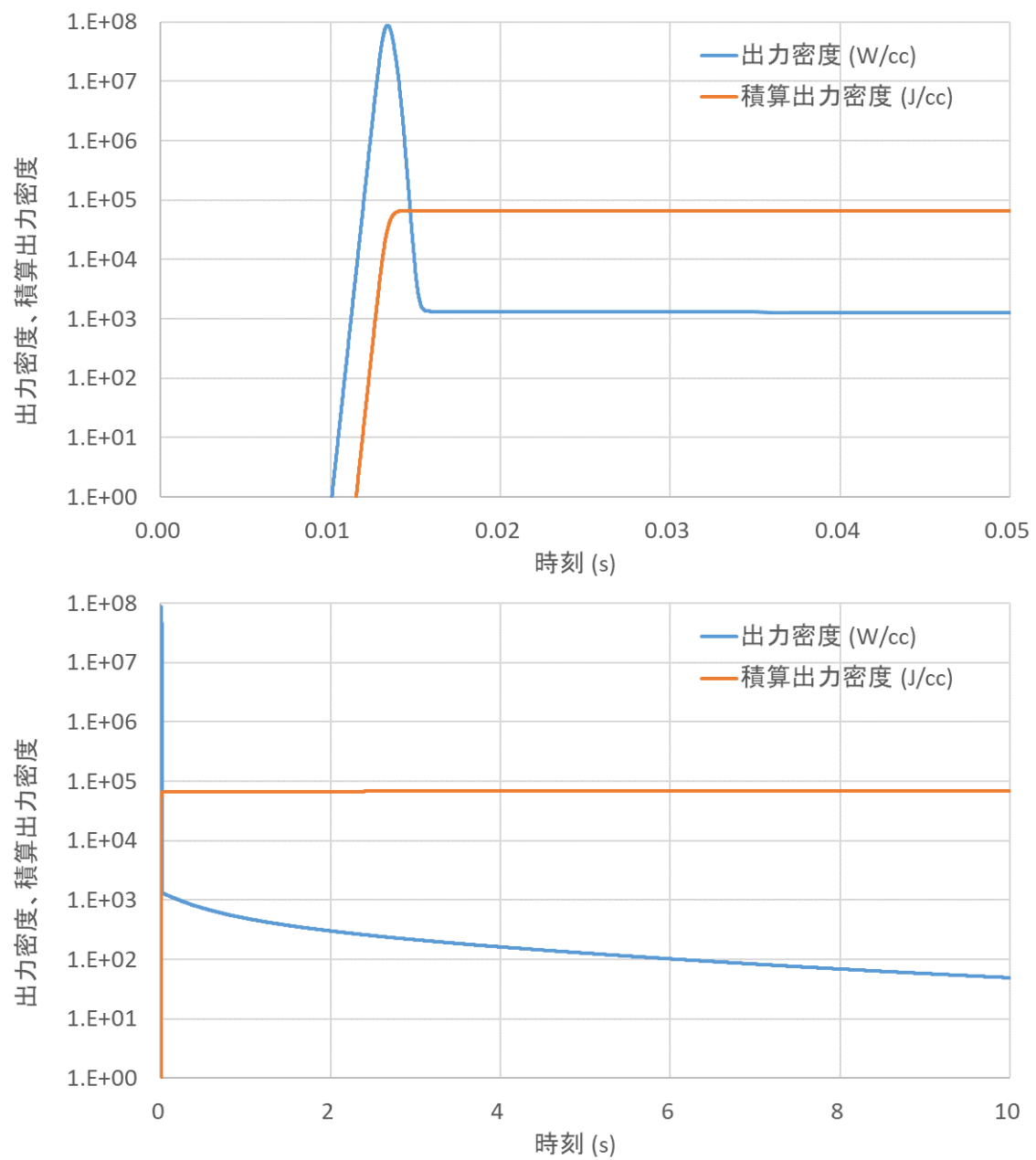


図 8.1-64 Case01-05 における出力密度及び積算出力密度

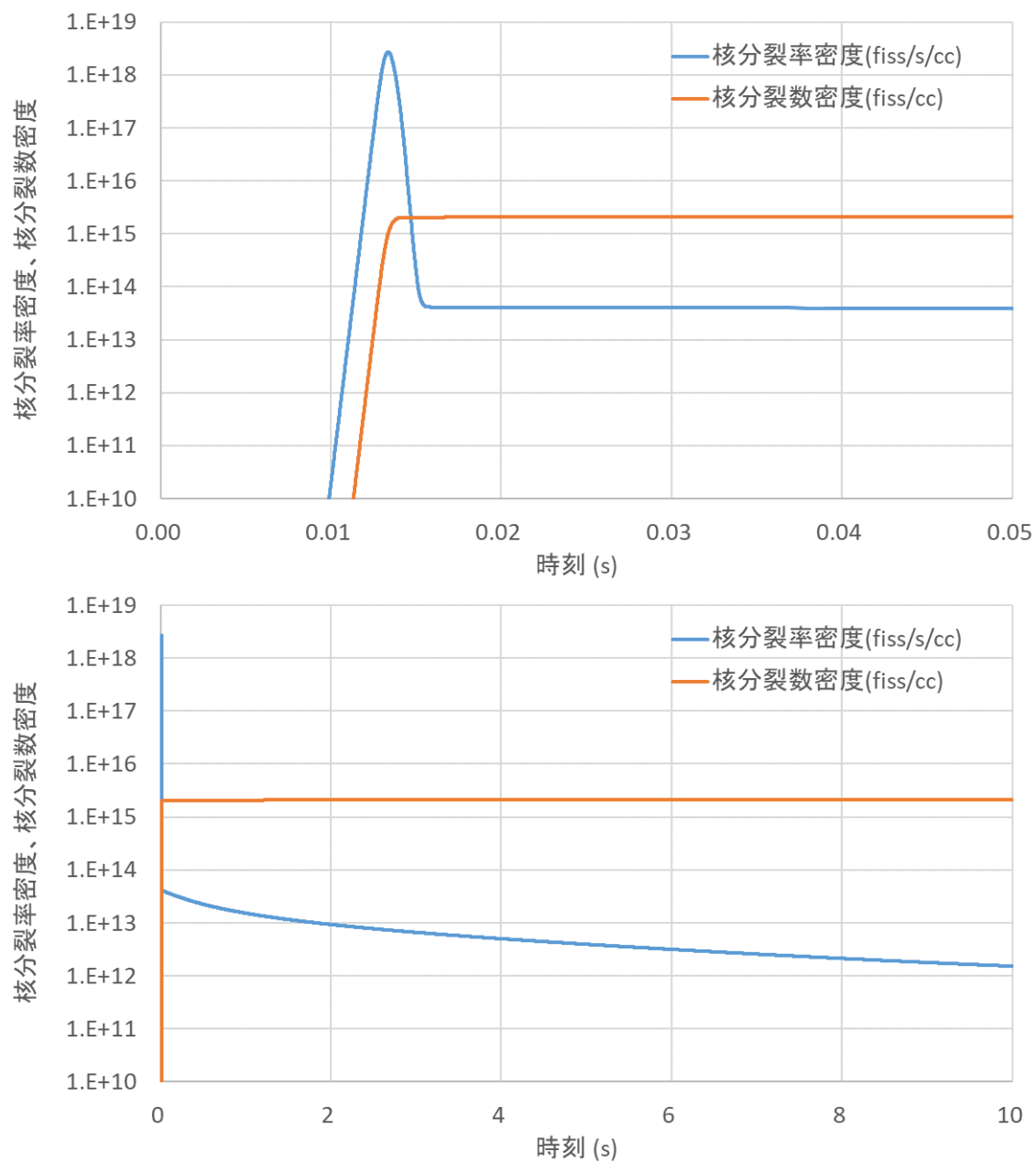


図 8.1-65 Case01-05 における核分裂率密度及び核分裂数密度

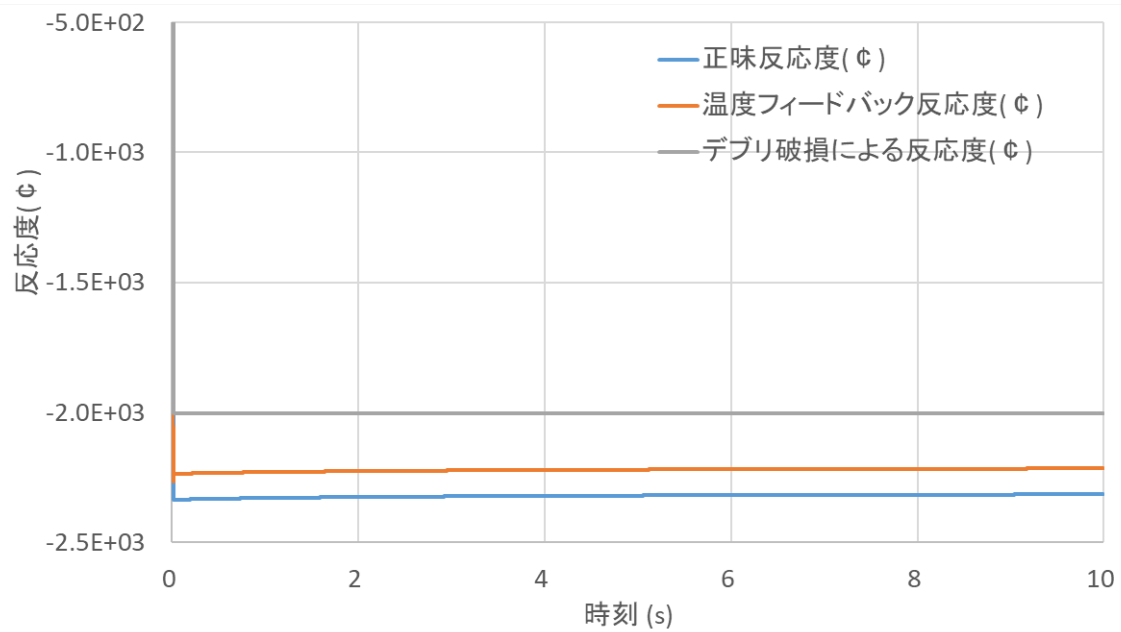
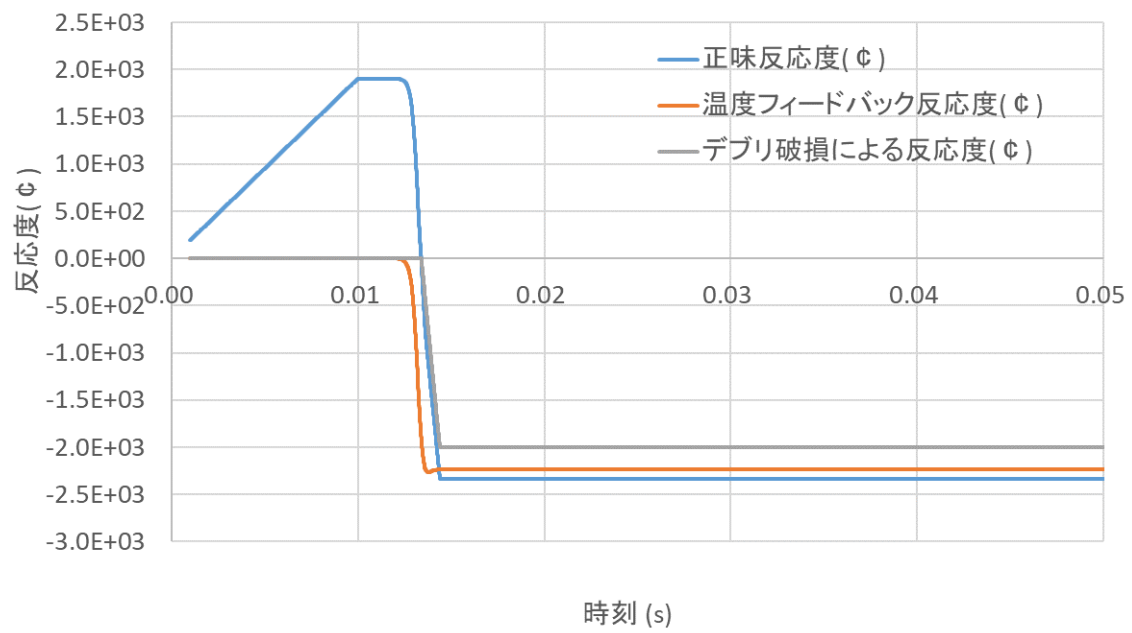


図 8.1-66 Case01-05 における各種の反応度

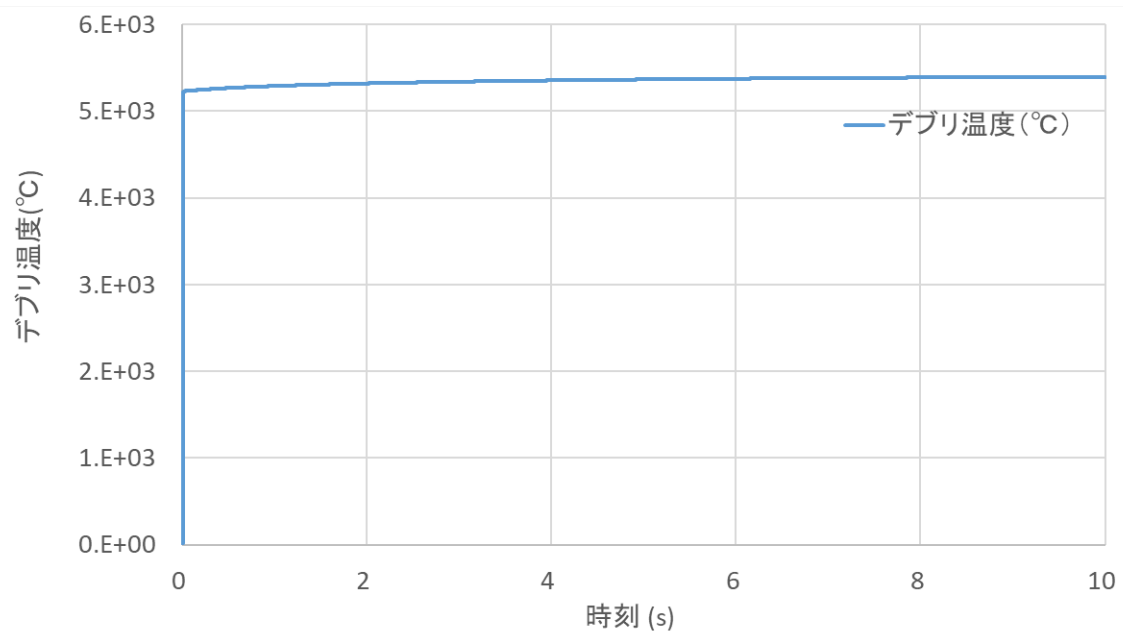
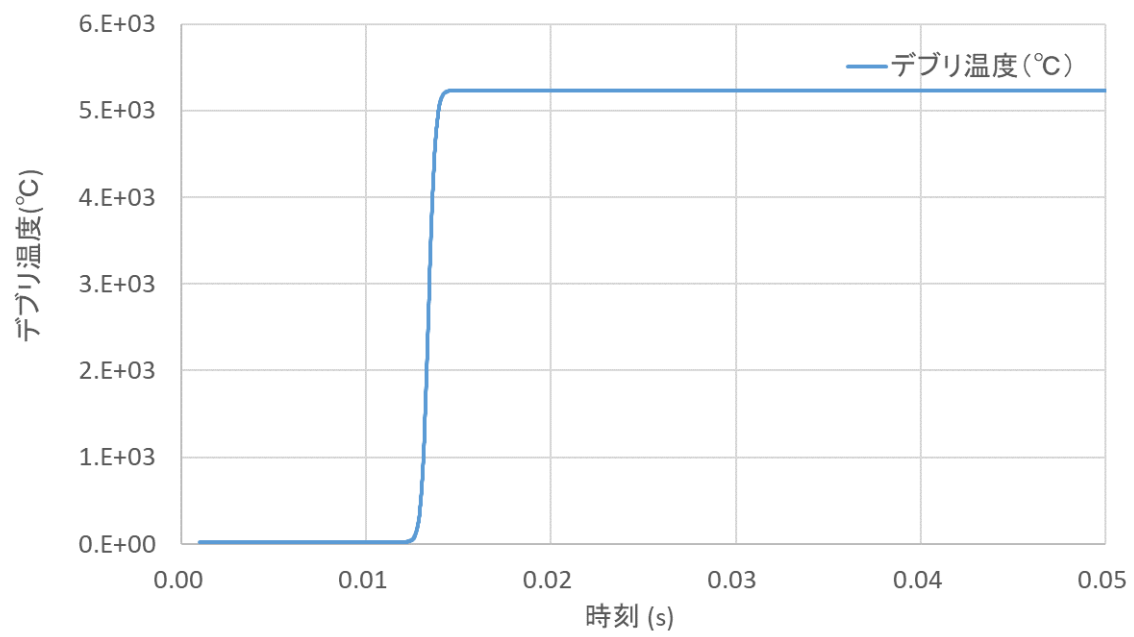


図 8.1-67 Case01-05 における燃料デブリ温度

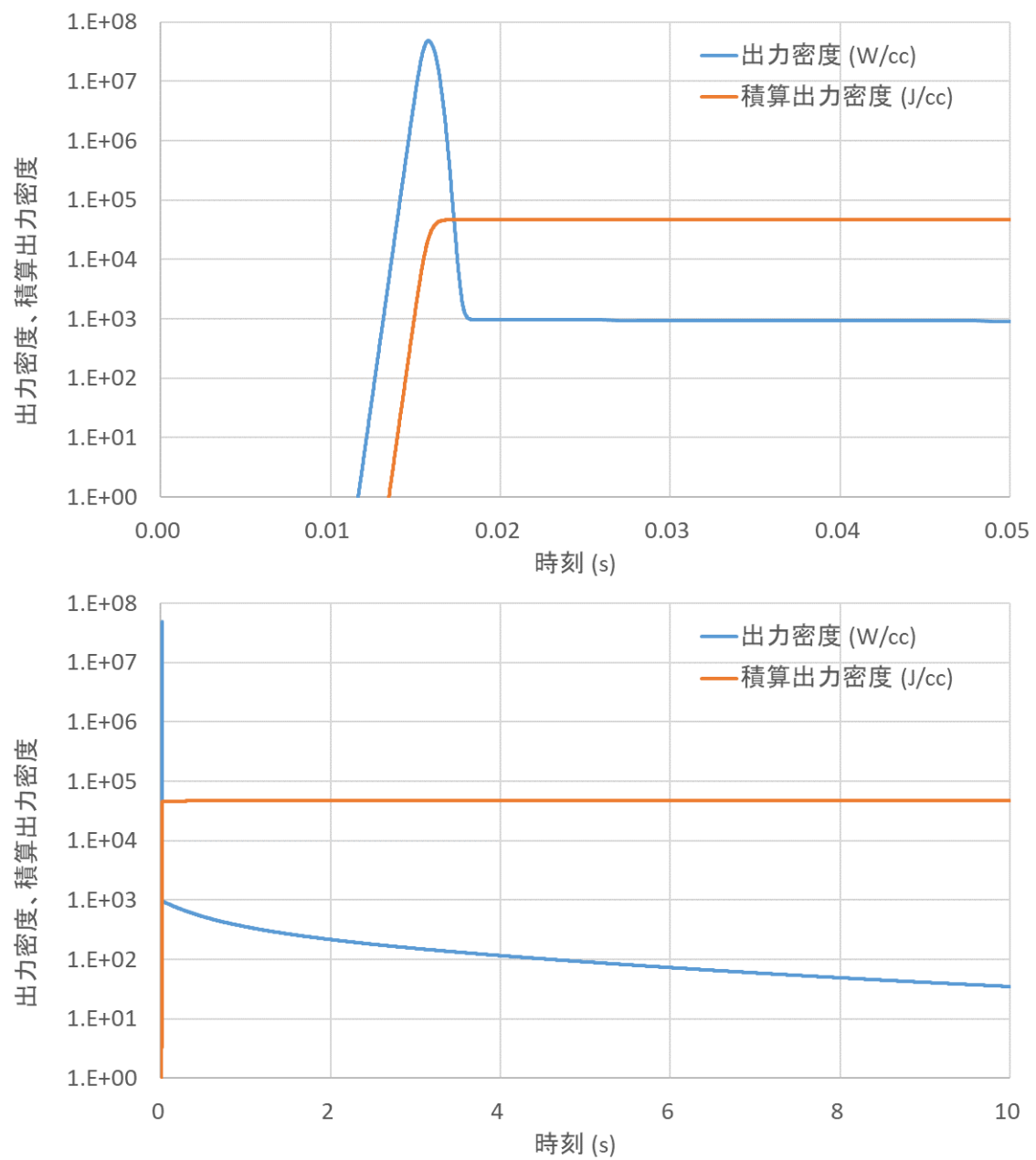


図 8.1-68 Case01-06 における出力密度及び積算出力密度

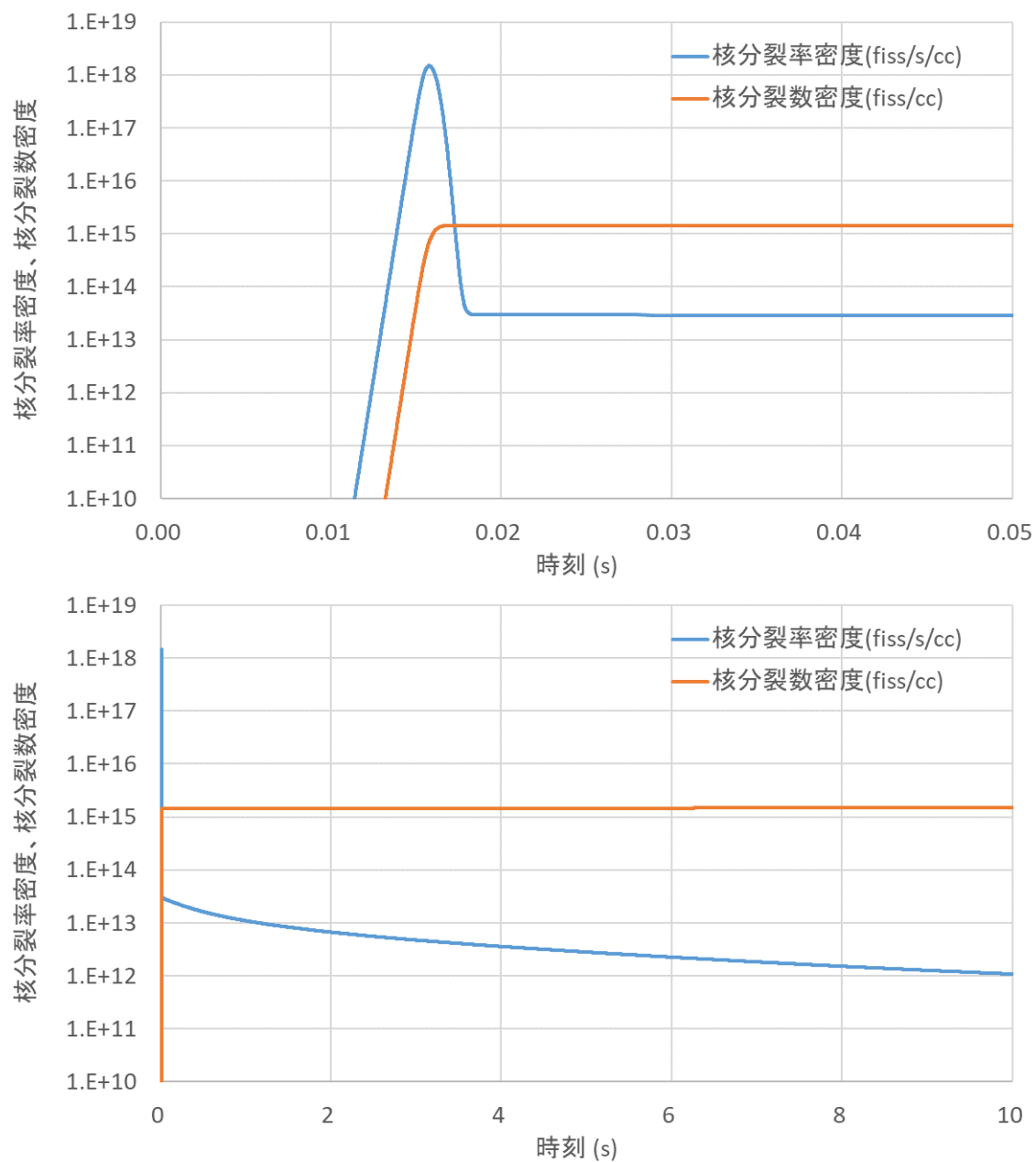


図 8.1-69 Case01-06 における核分裂率密度及び核分裂数密度

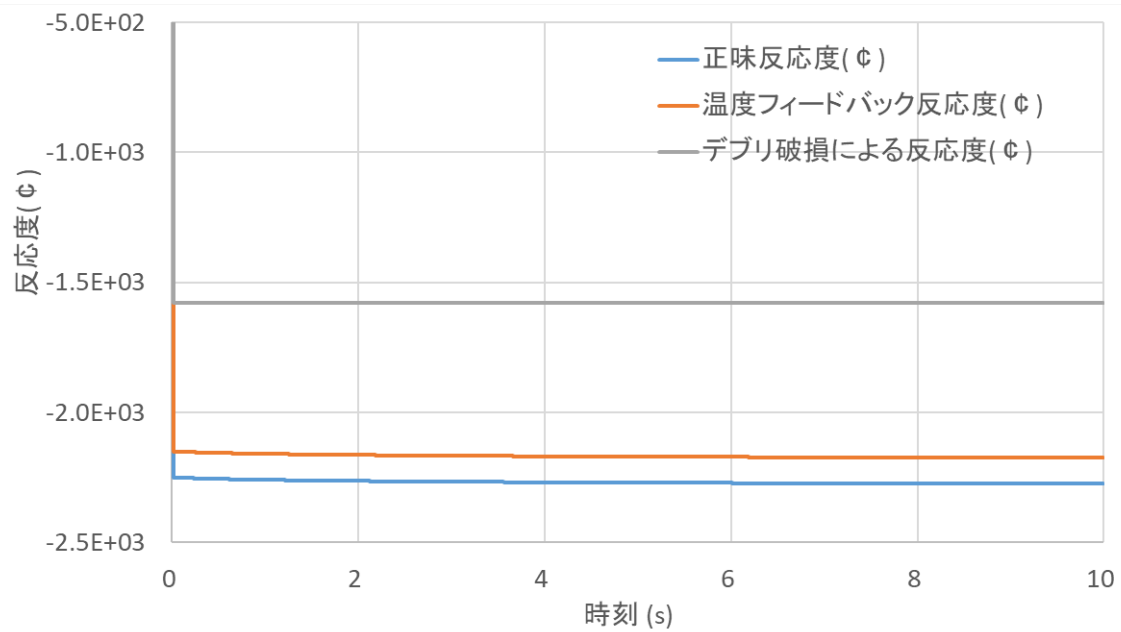
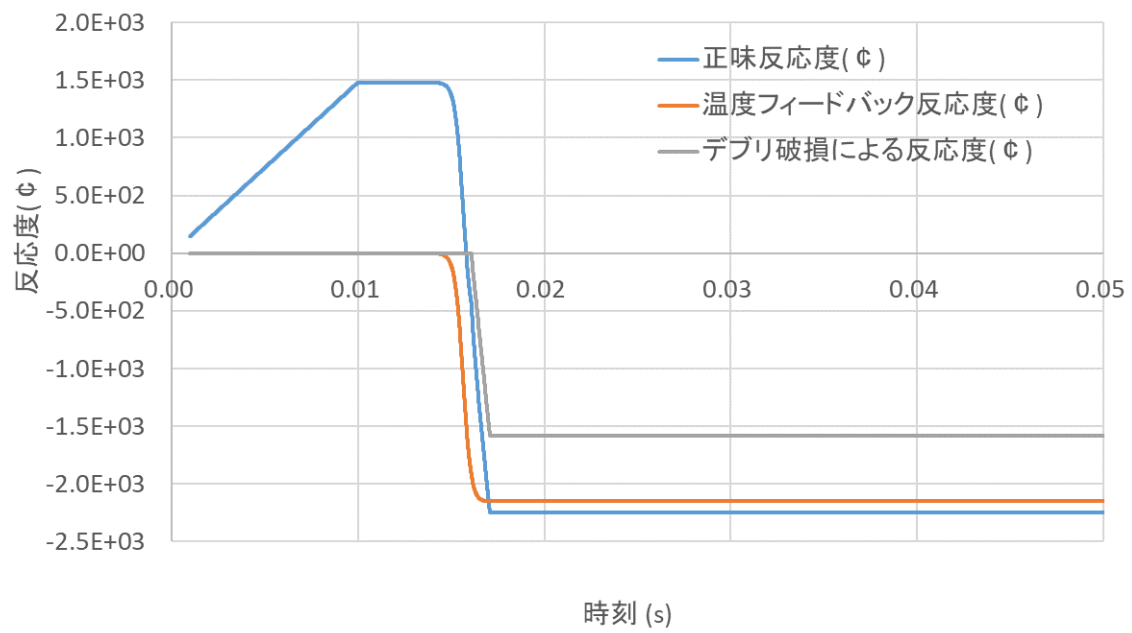


図 8.1-70 Case01-06 における各種の反応度

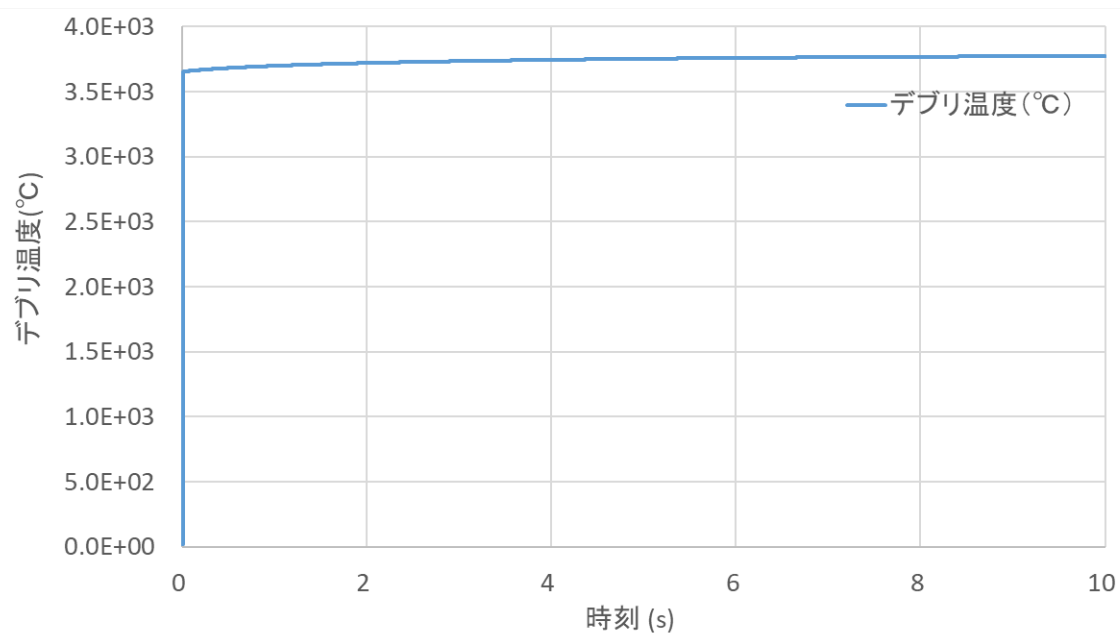
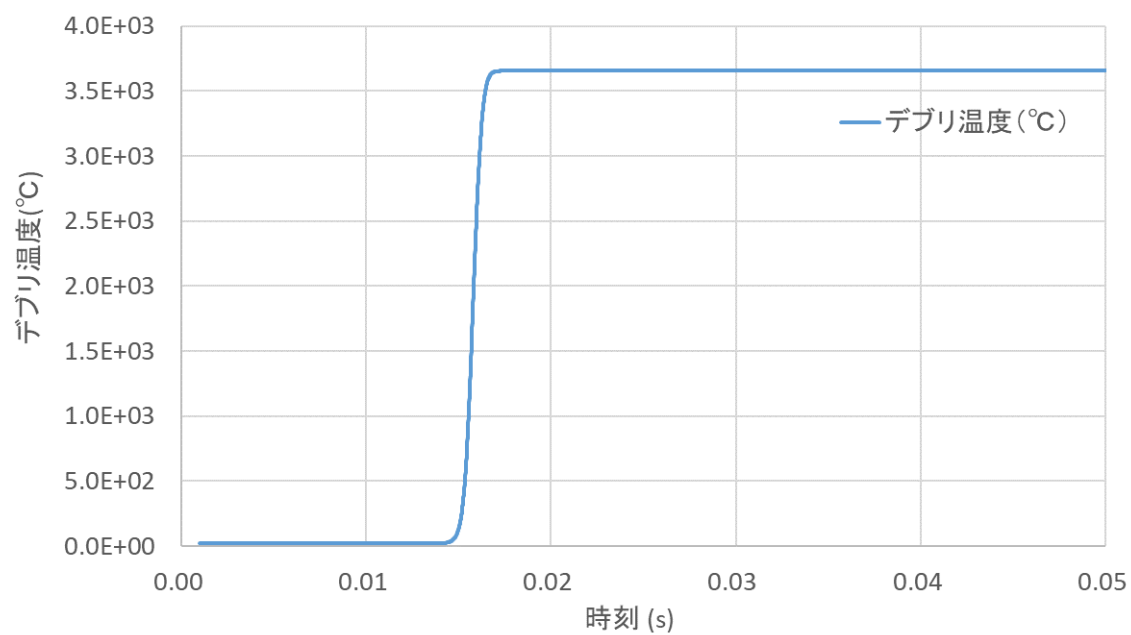


図 8.1-71 Case01-06 における燃料デブリ温度

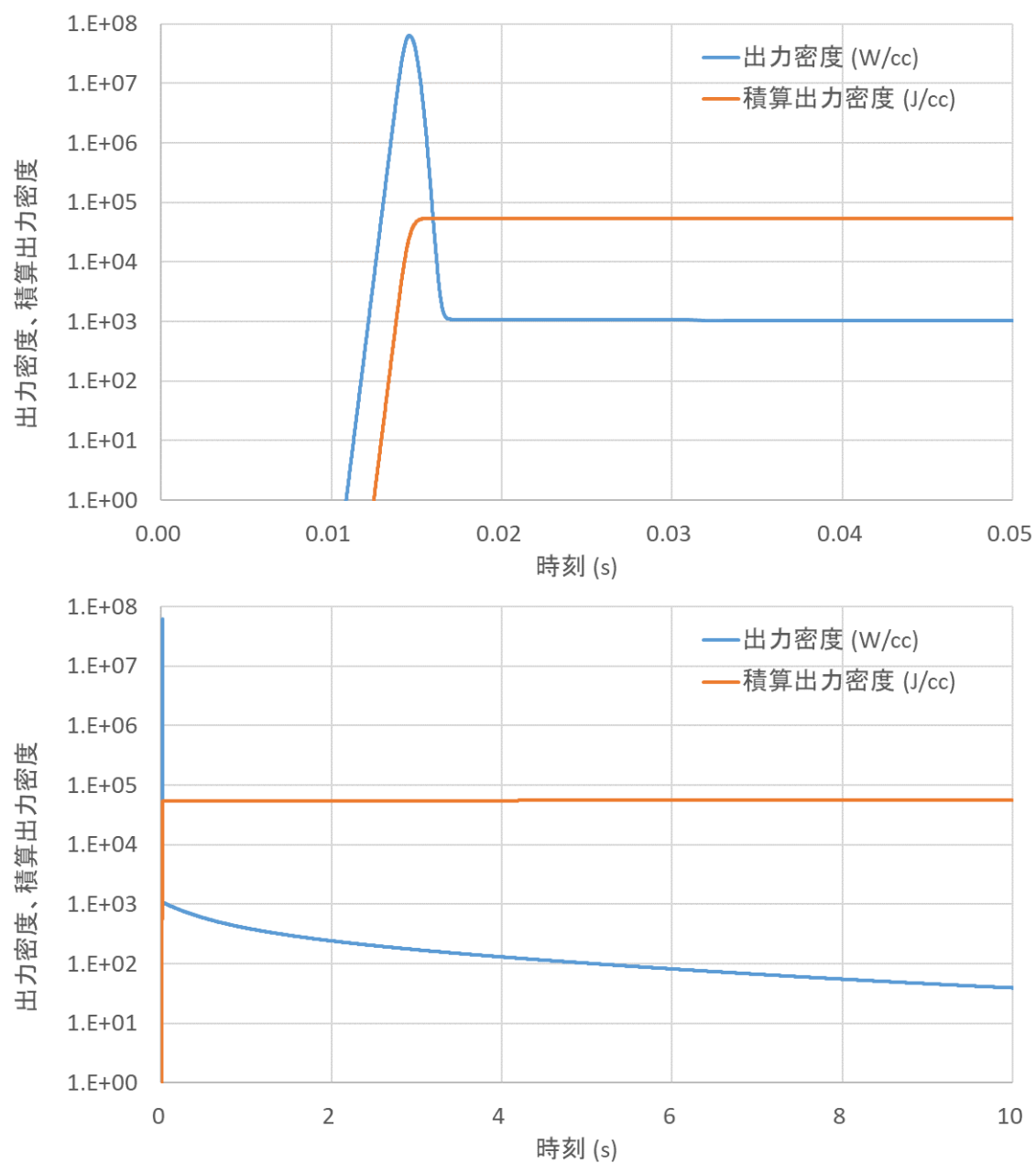


図 8.1-72 Case01-07 における出力密度及び積算出力密度

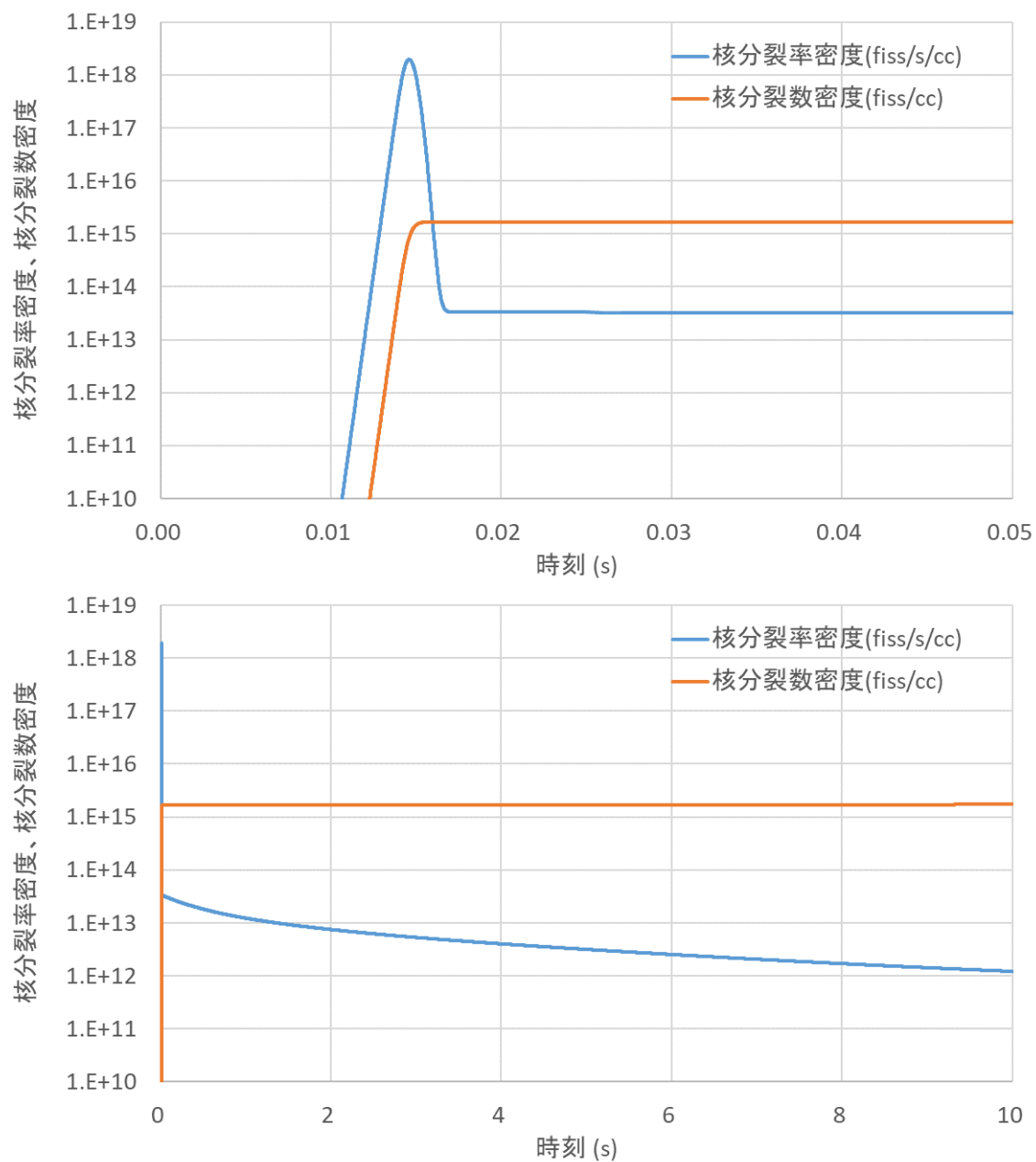


図 8.1-73 Case01-07 における核分裂率密度及び核分裂数密度

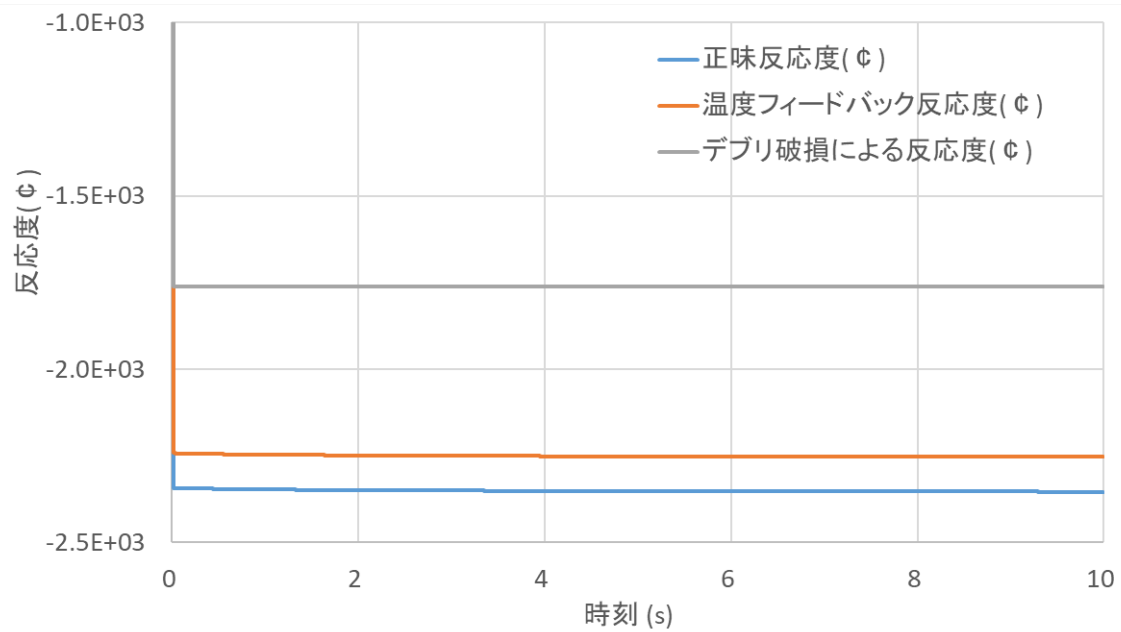
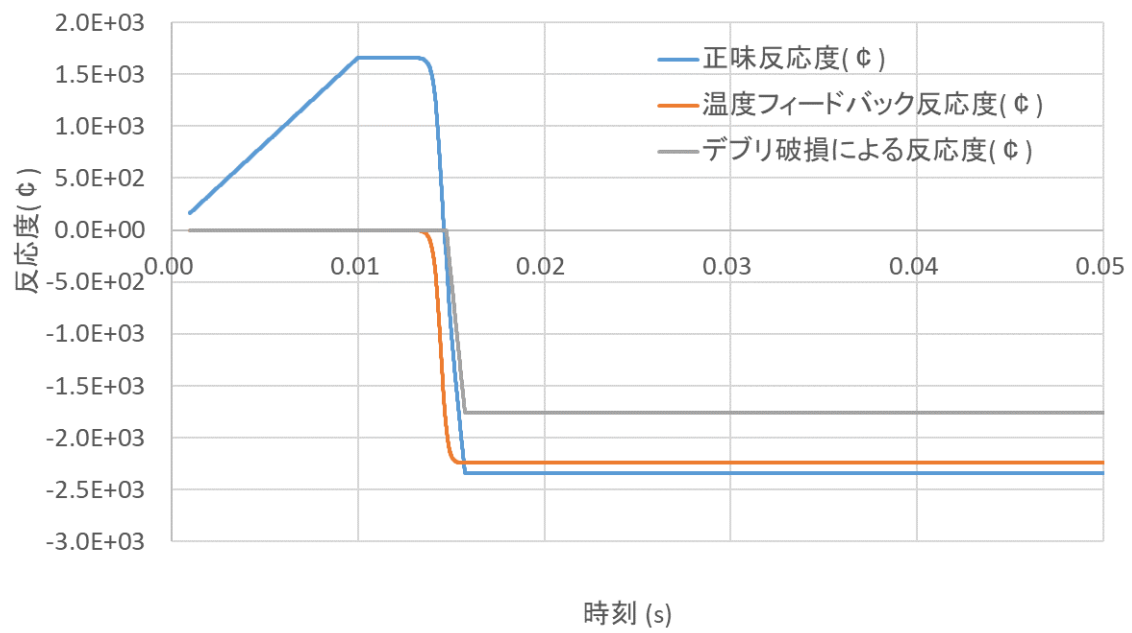


図 8.1-74 Case01-07 における各種の反応度

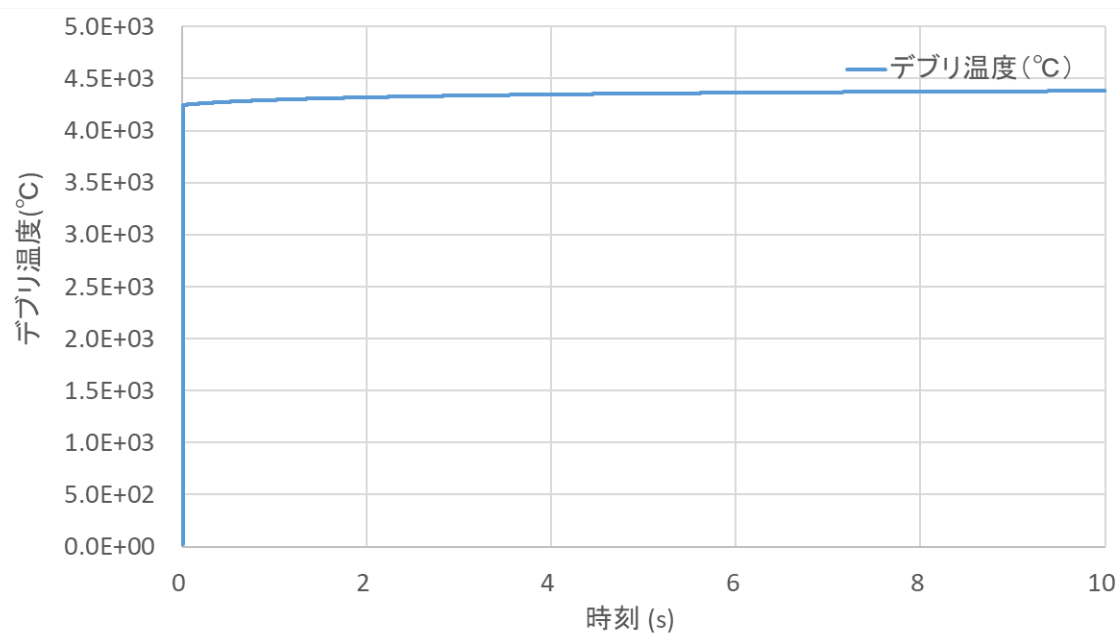
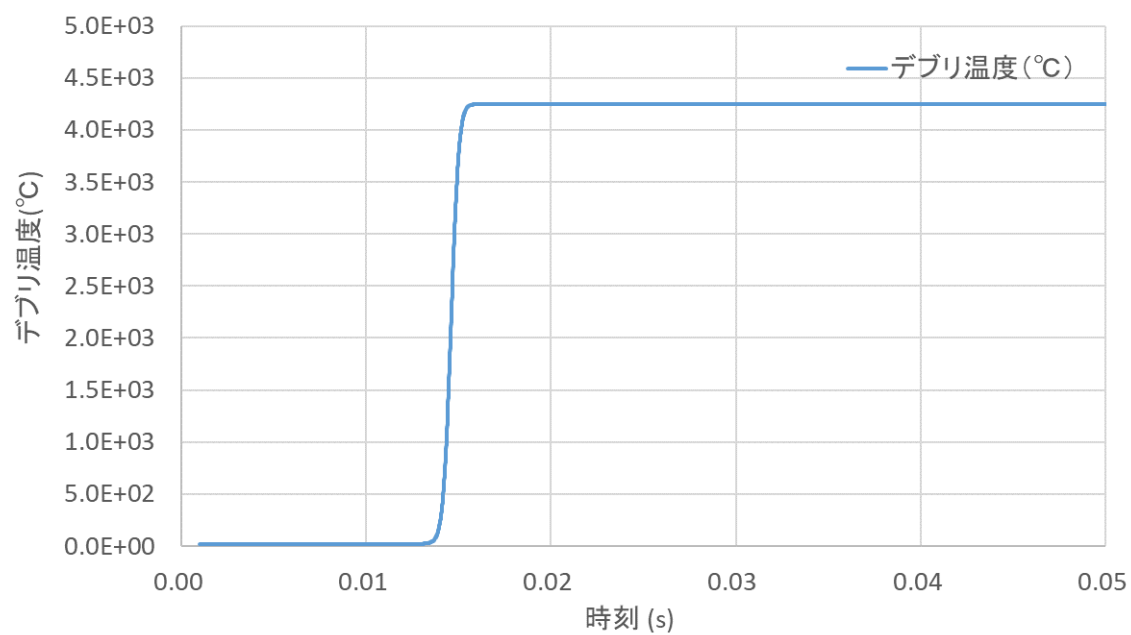


図 8.1-75 Case01-07 における燃料デブリ温度

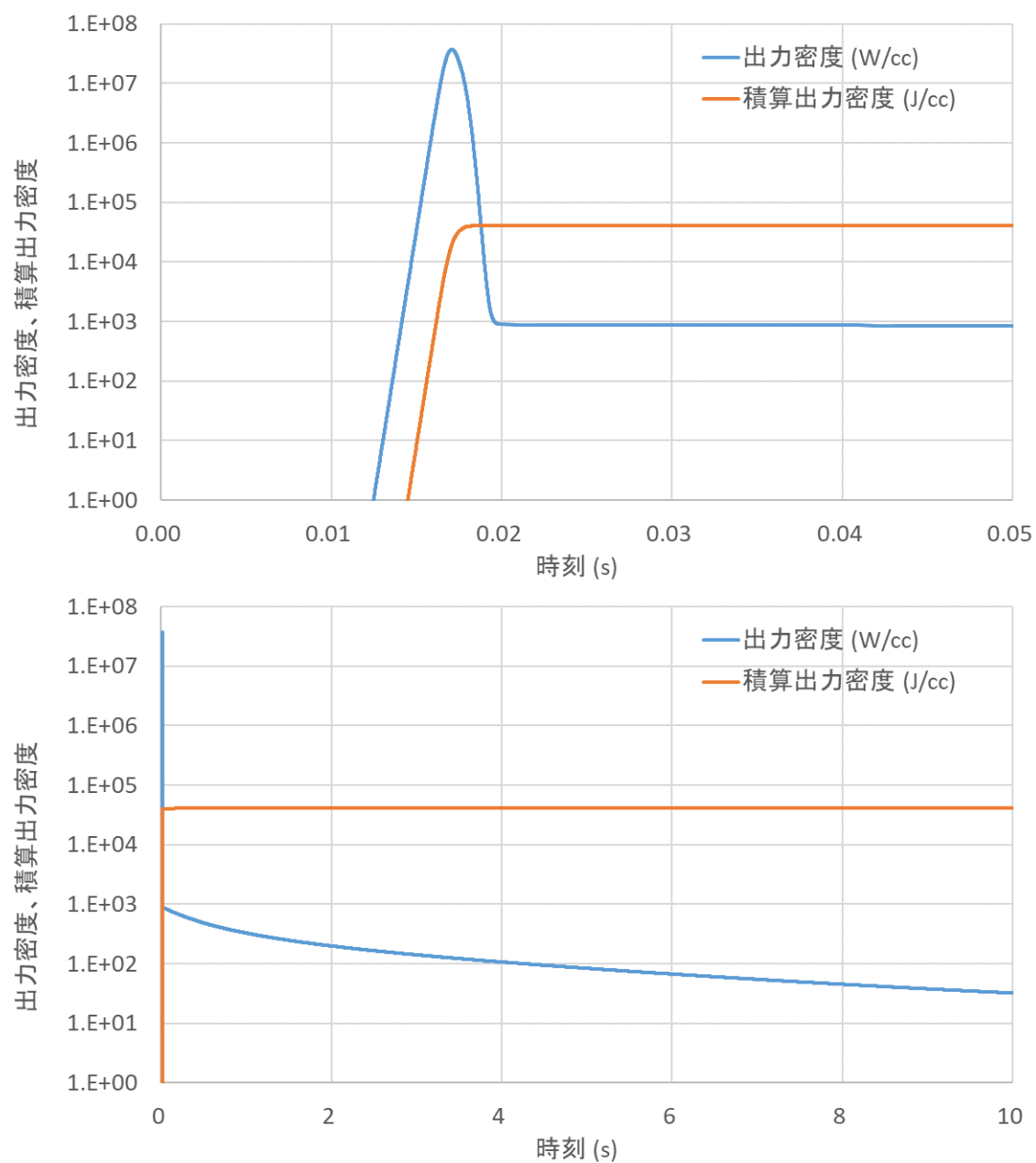


図 8.1-76 Case01-08 における出力密度及び積算出力密度

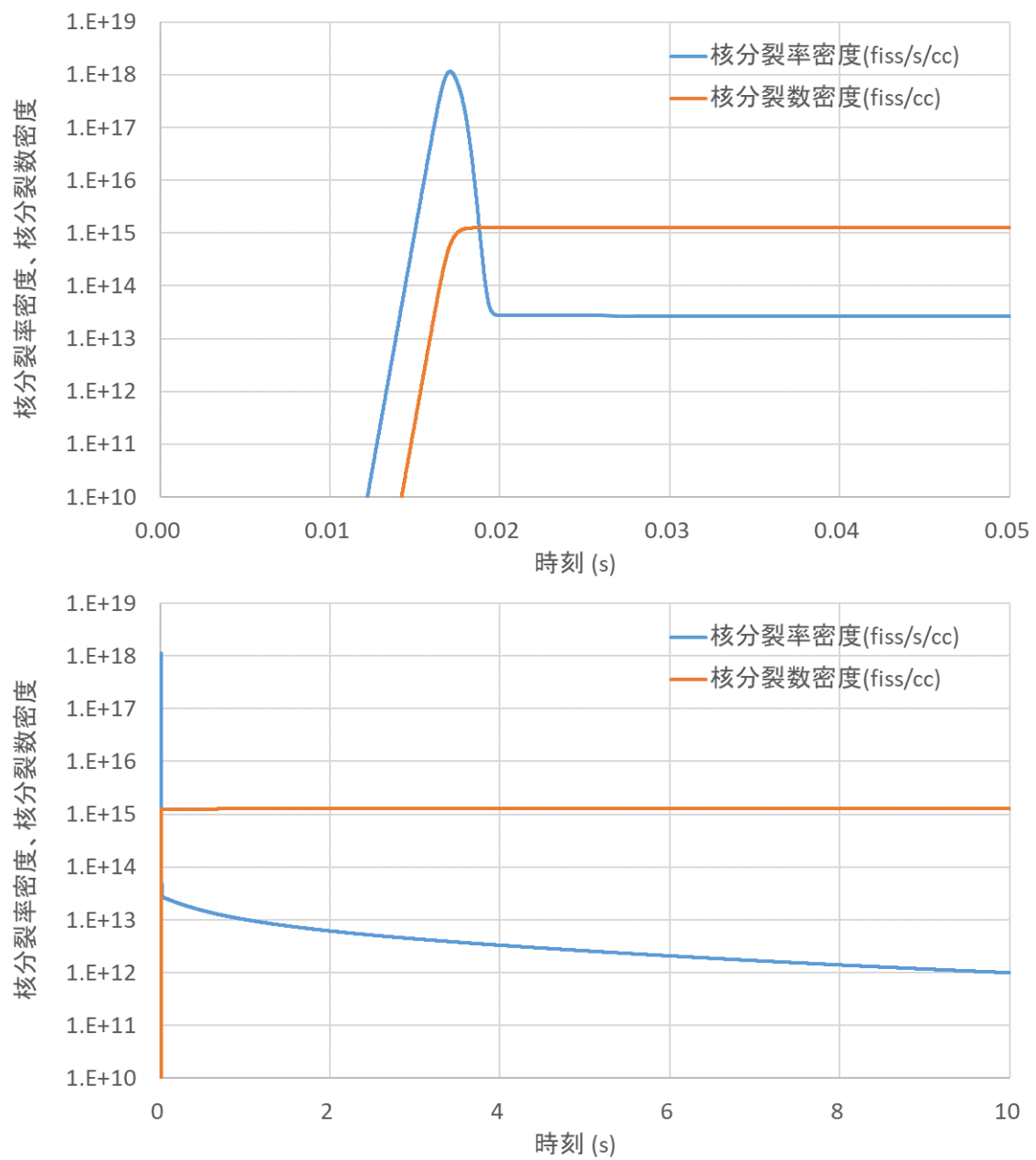


図 8.1-77 Case01-08 における核分裂率密度及び核分裂数密度

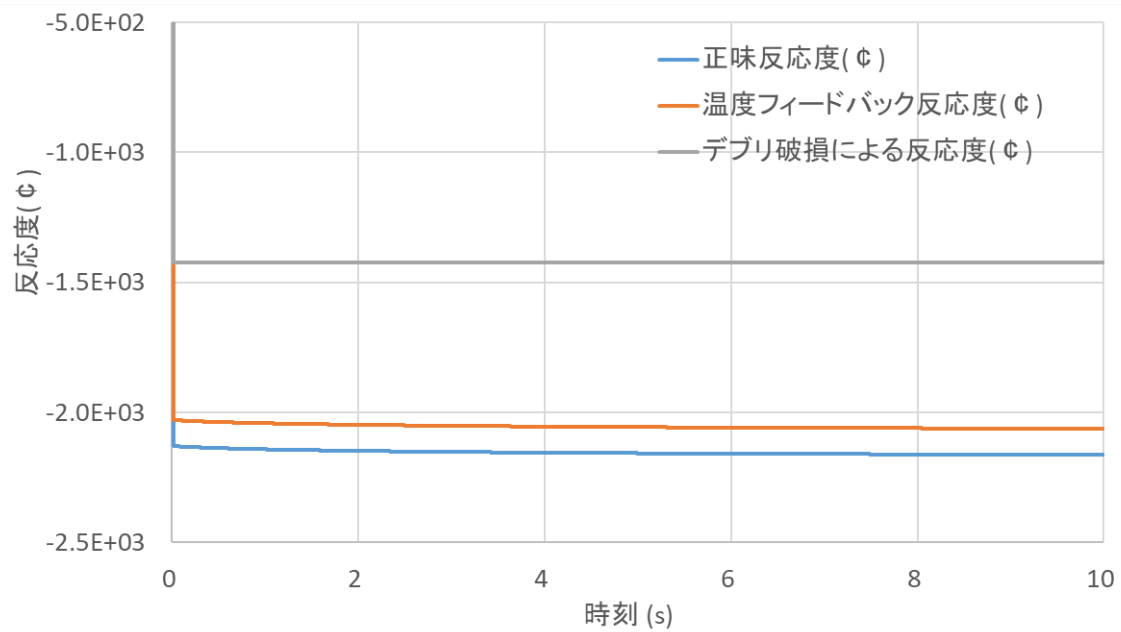
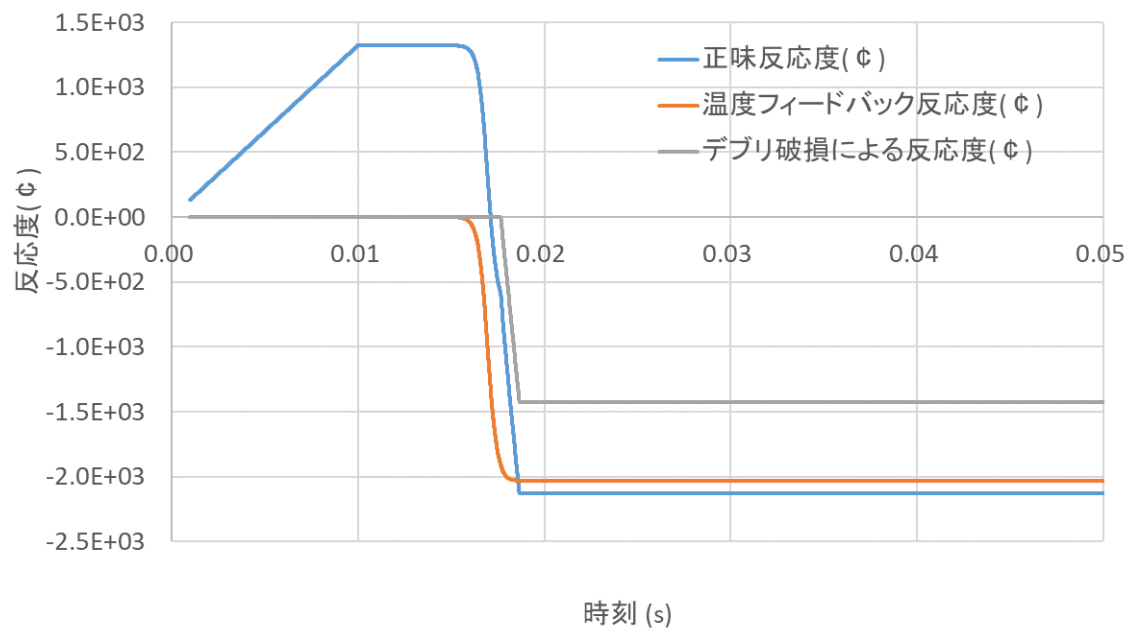


図 8.1-78 Case01-08 における各種の反応度

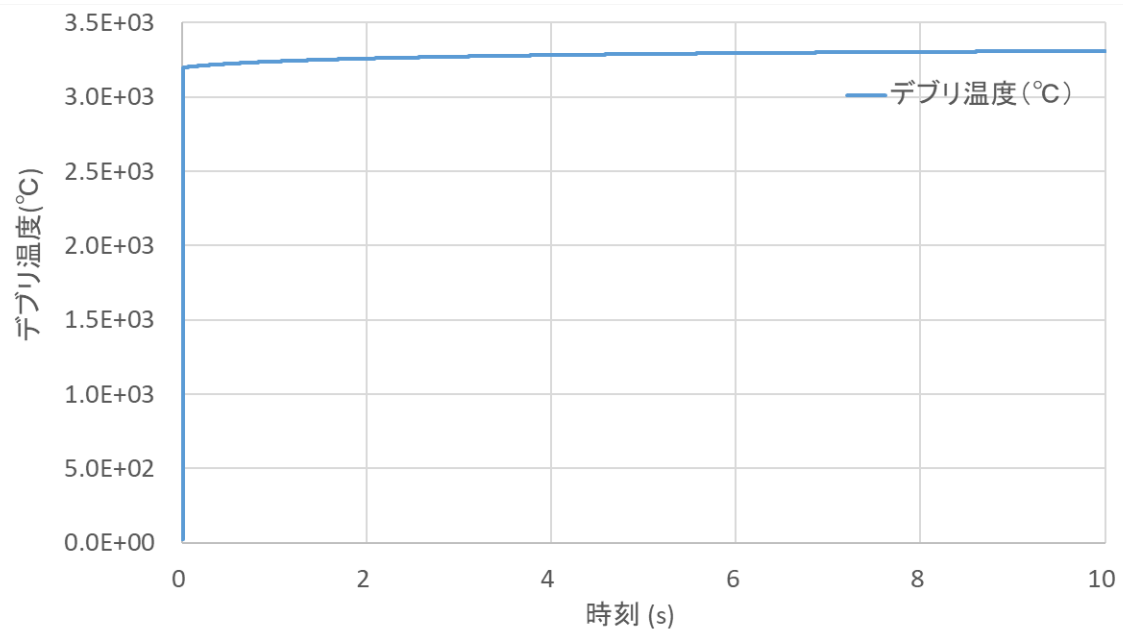
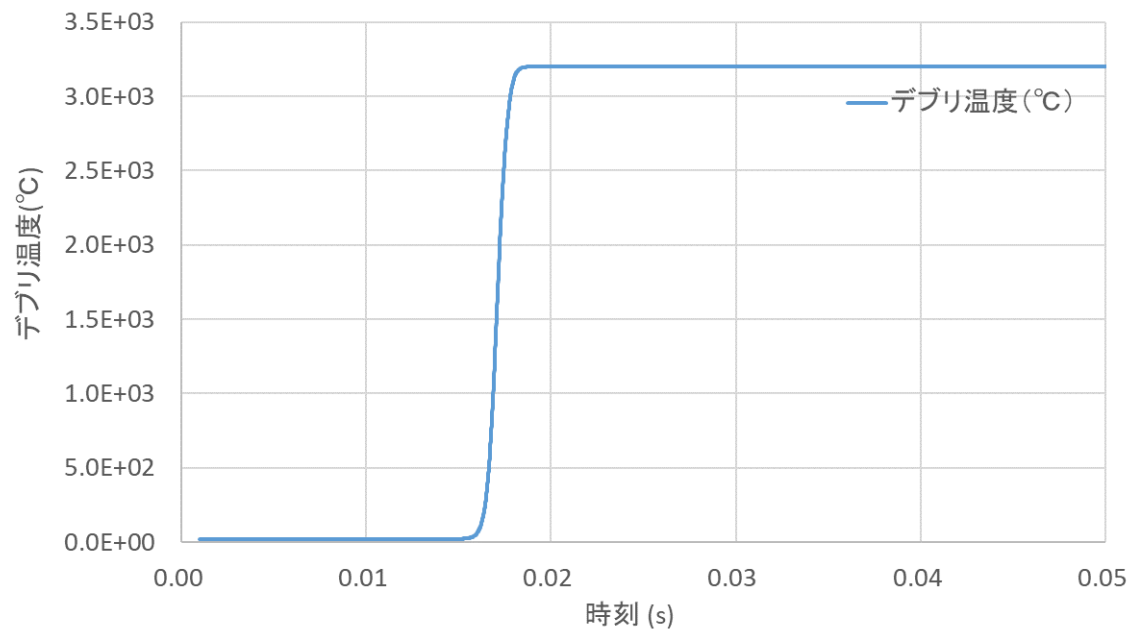


図 8.1-79 Case01-08 における燃料デブリ温度

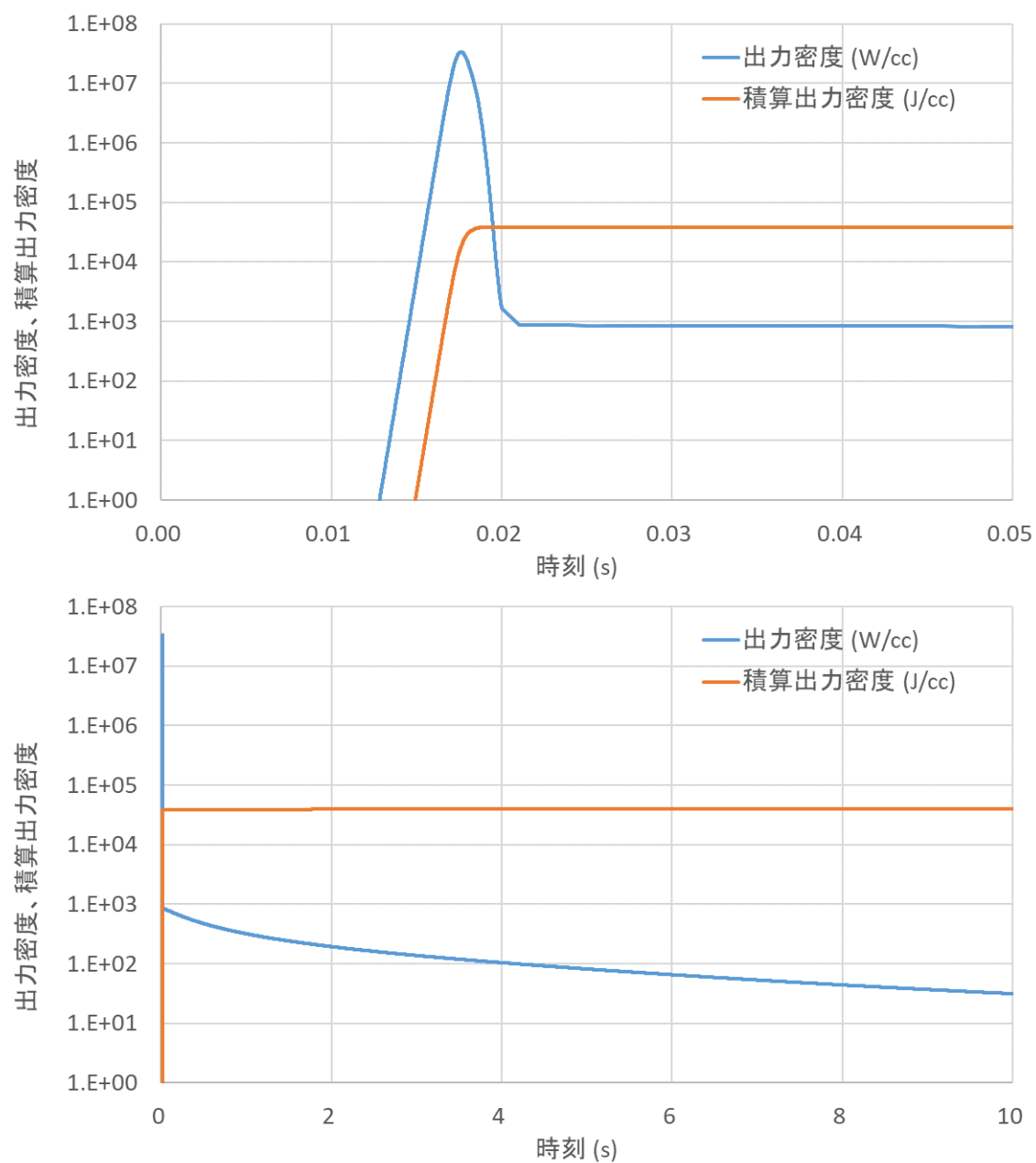


図 8.1-80 Case01-09 における出力密度及び積算出力密度

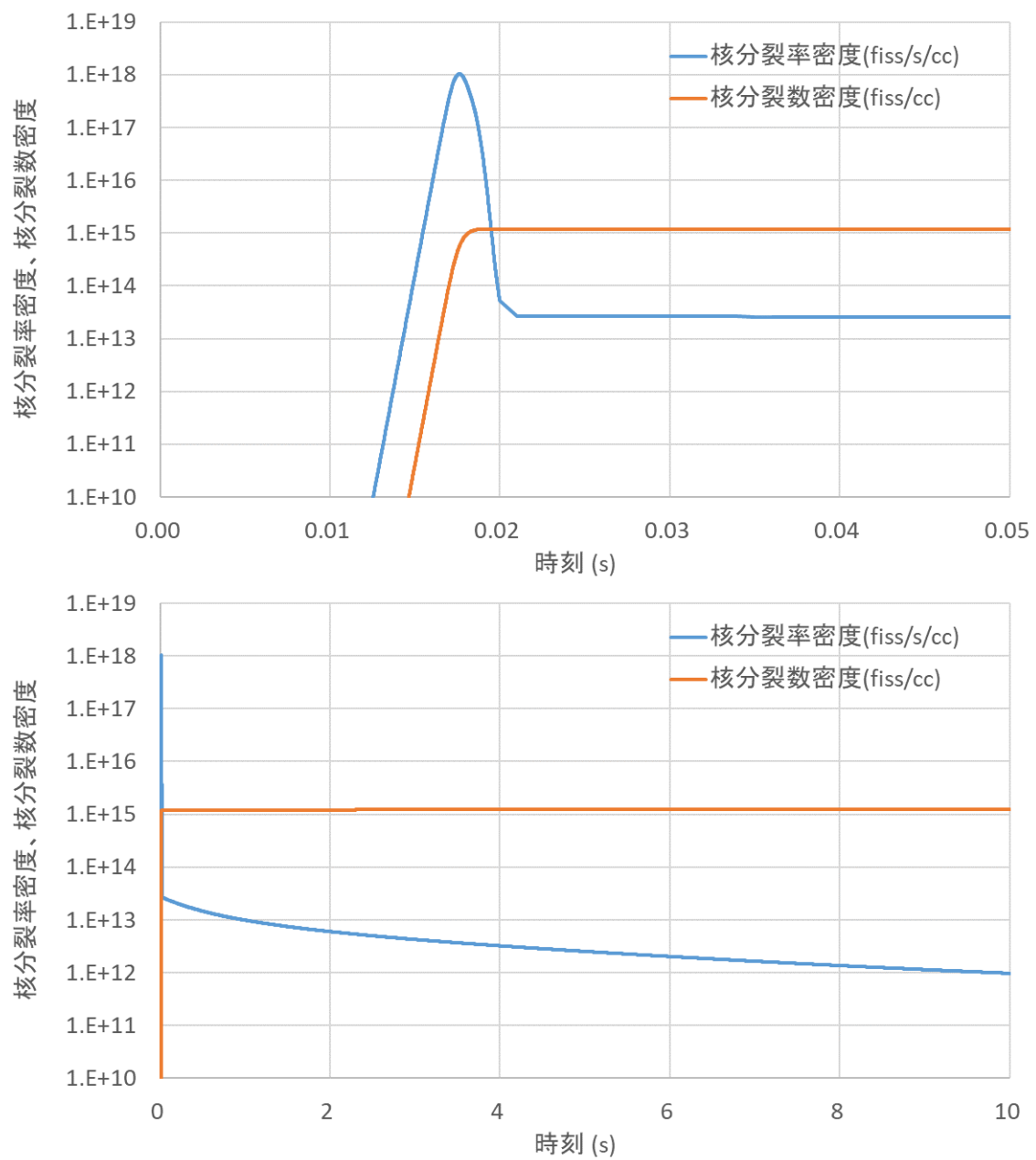


図 8.1-81 Case01-09 における核分裂率密度及び核分裂数密度

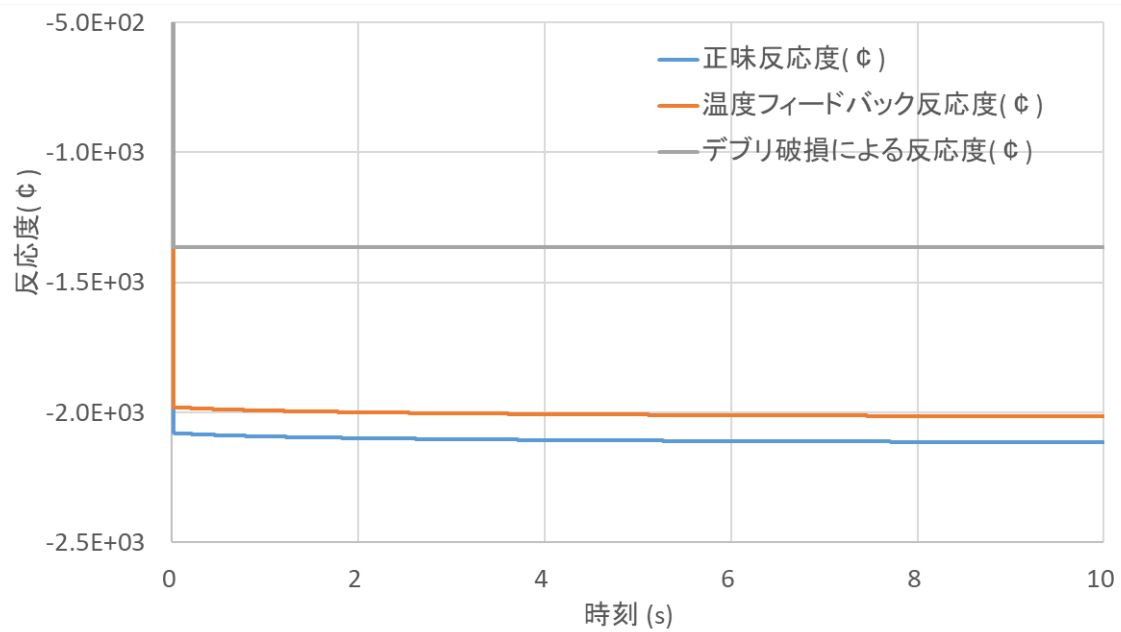
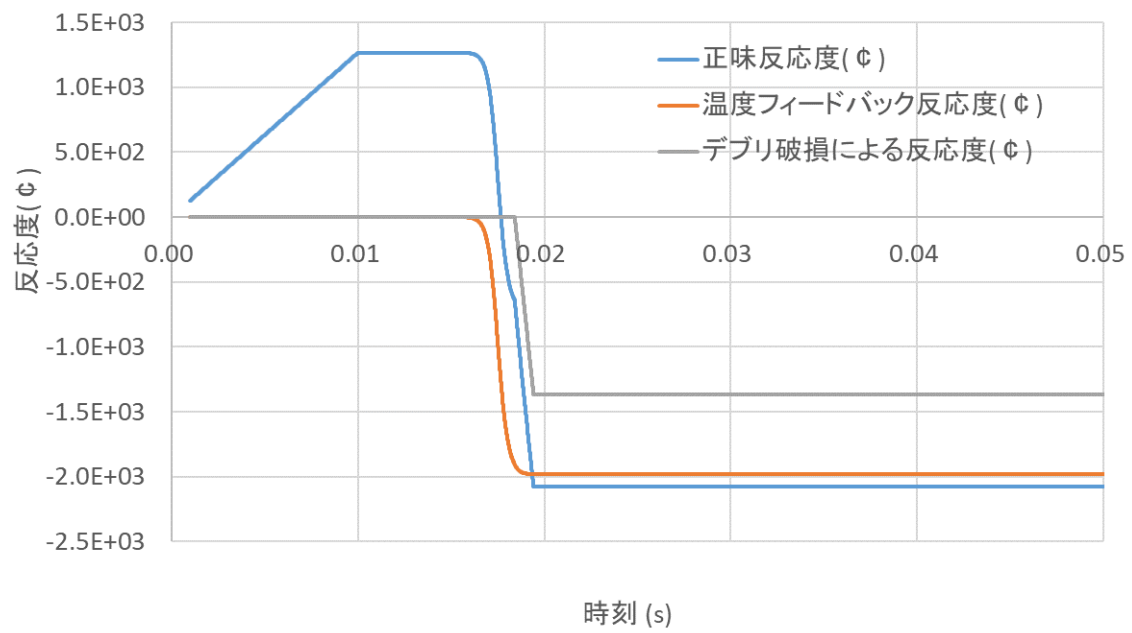


図 8.1-82 Case01-09 における各種の反応度

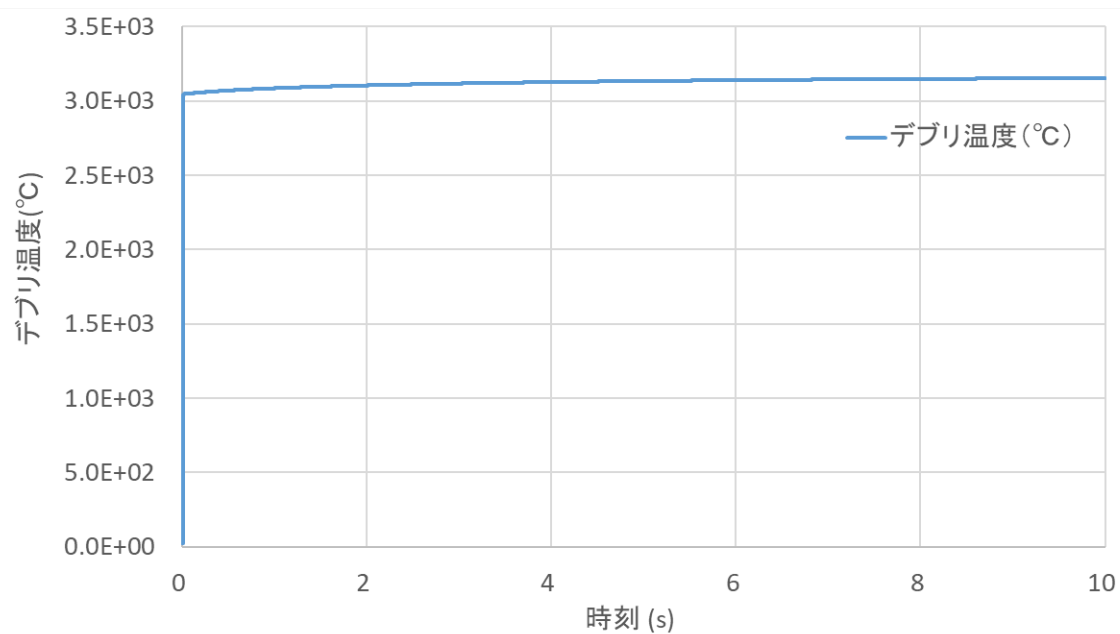
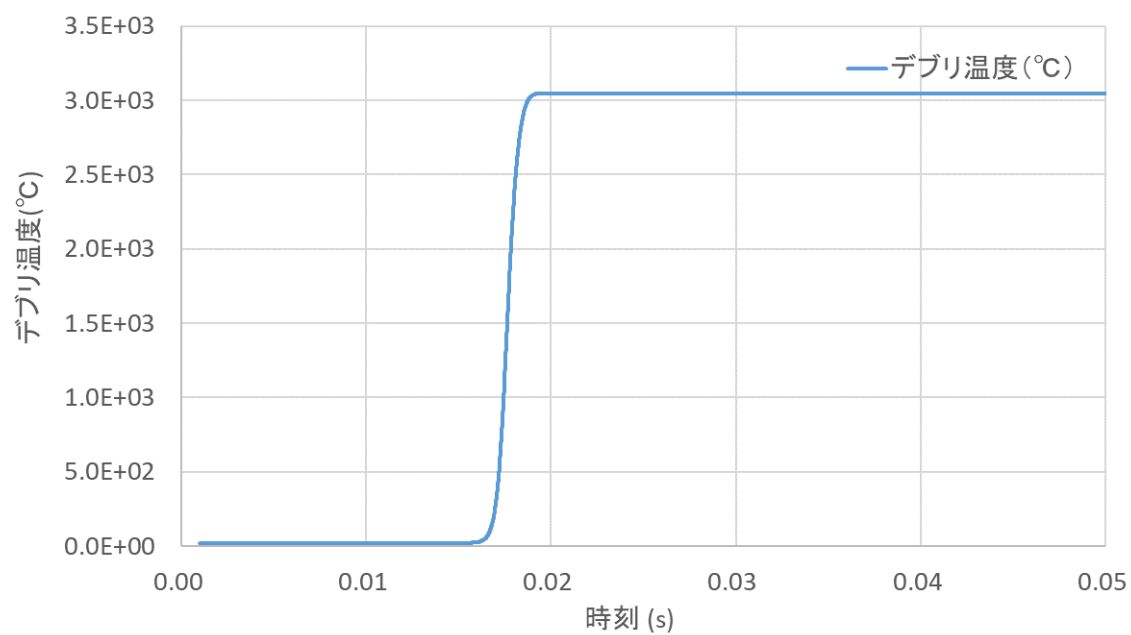


図 8.1-83 Case01-09 における燃料デブリ温度

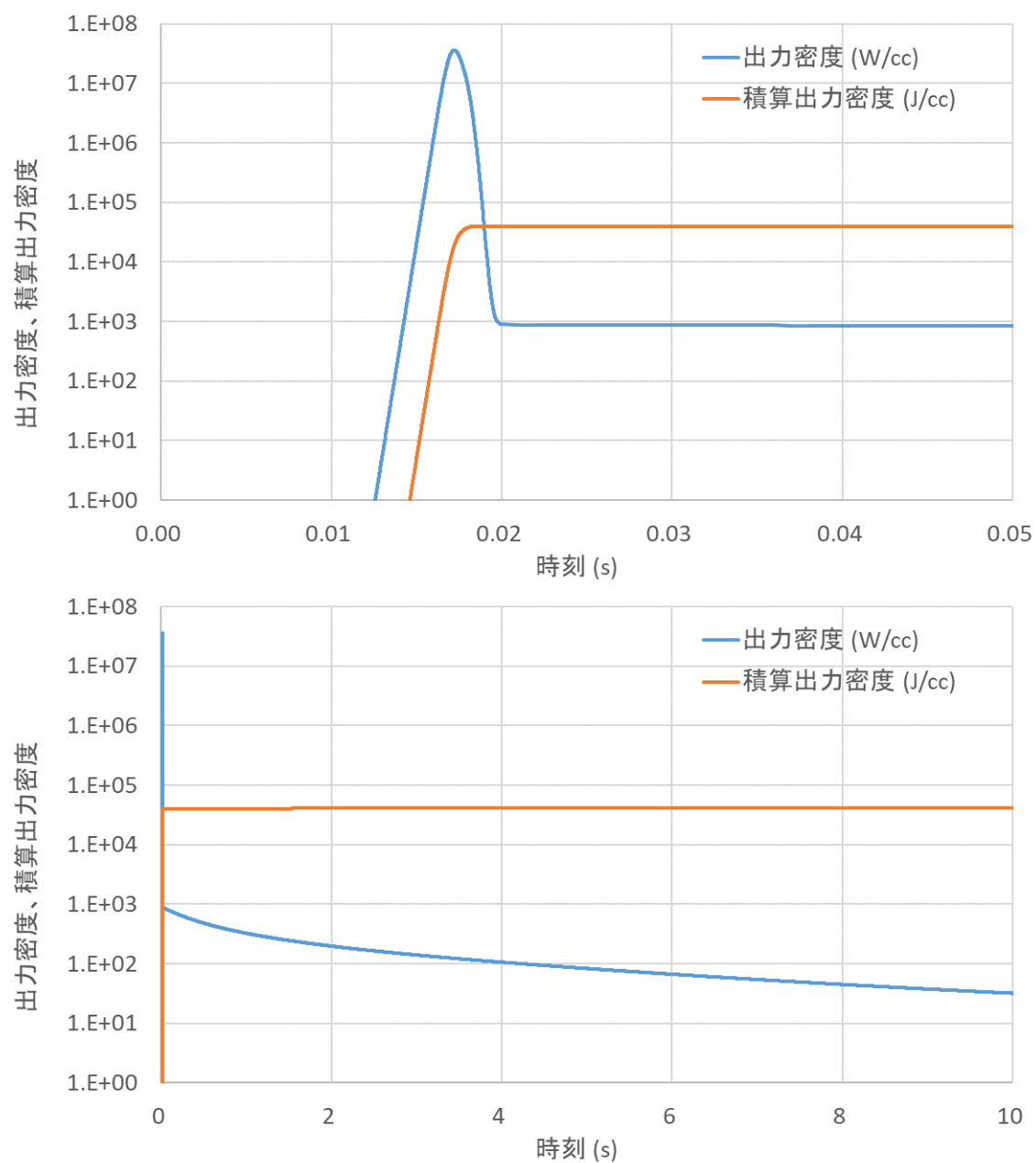


図 8.1-84 Case01-10 における出力密度及び積算出力密度

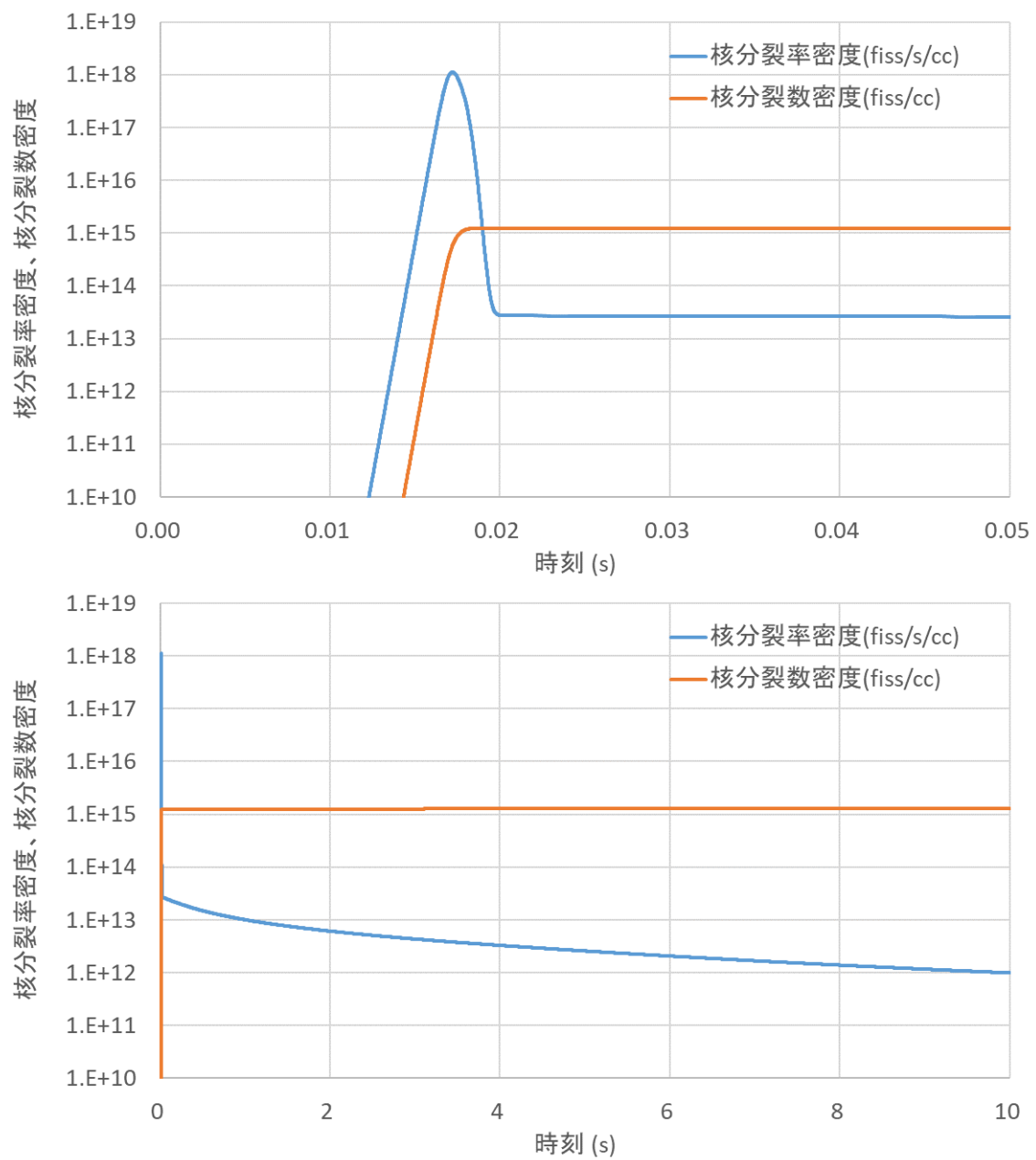


図 8.1-85 Case01-10 における核分裂率密度及び核分裂数密度

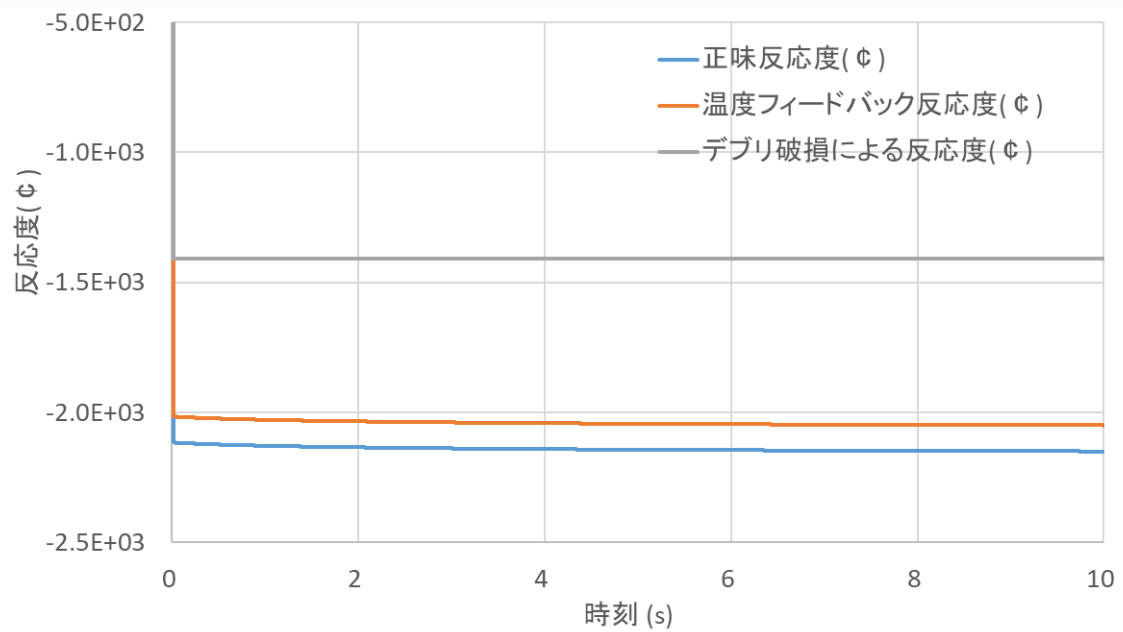
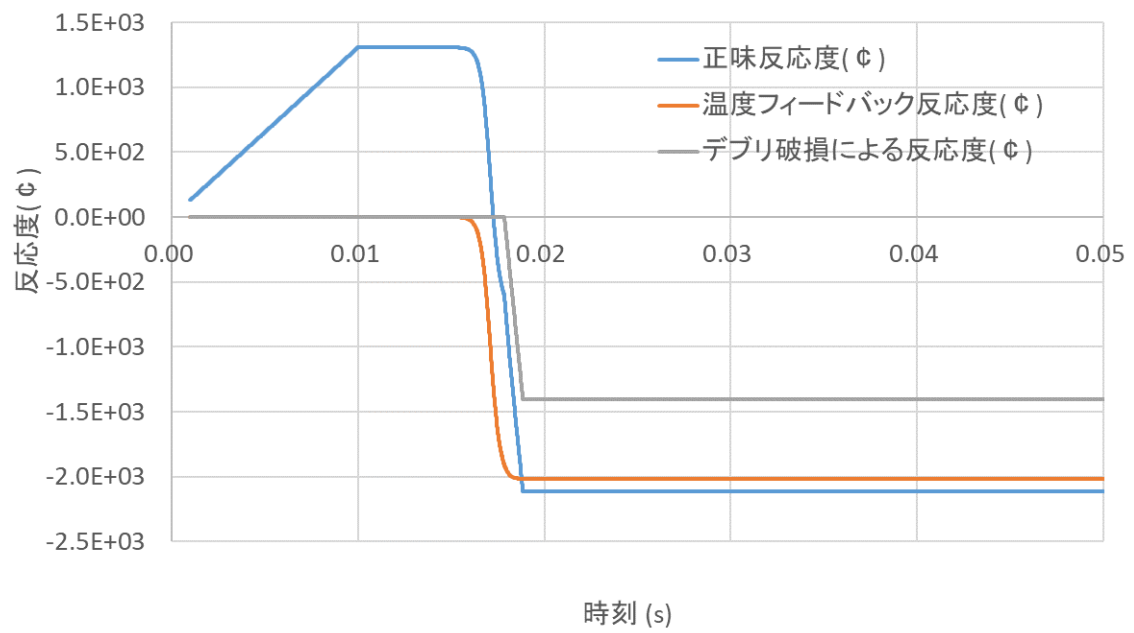


図 8.1-86 Case01-10 における各種の反応度

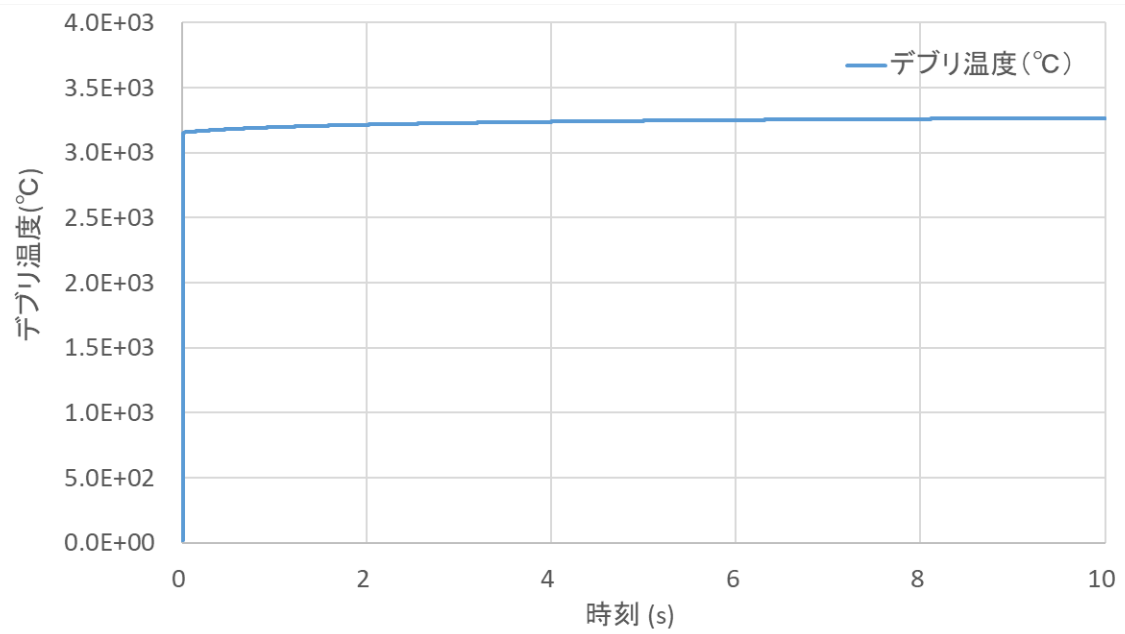
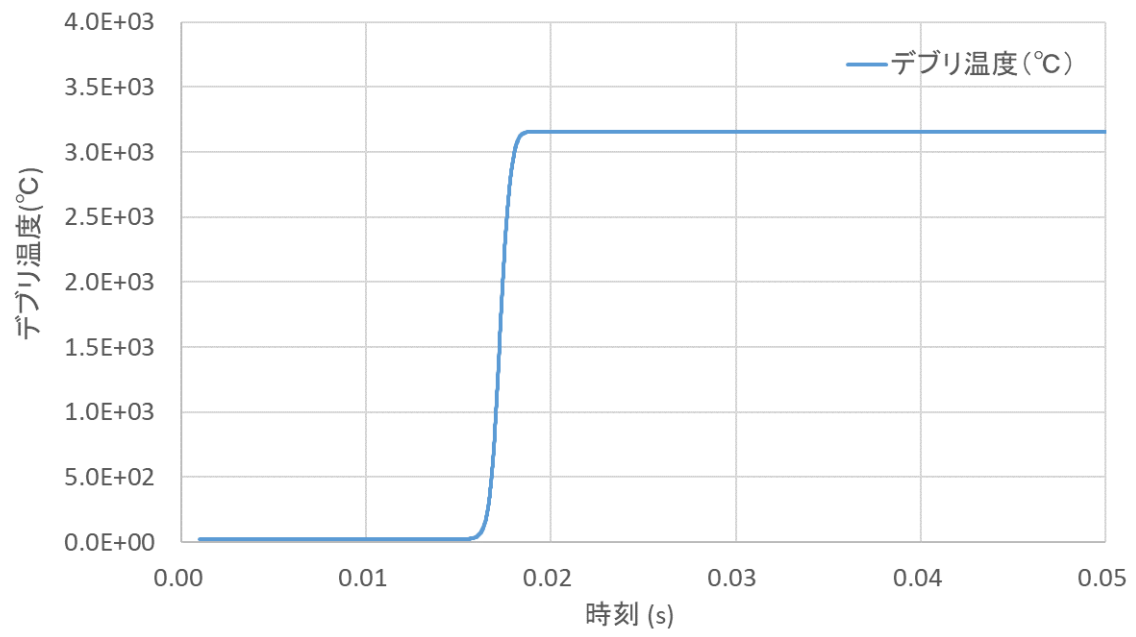


図 8.1-87 Case01-10 における燃料デブリ温度

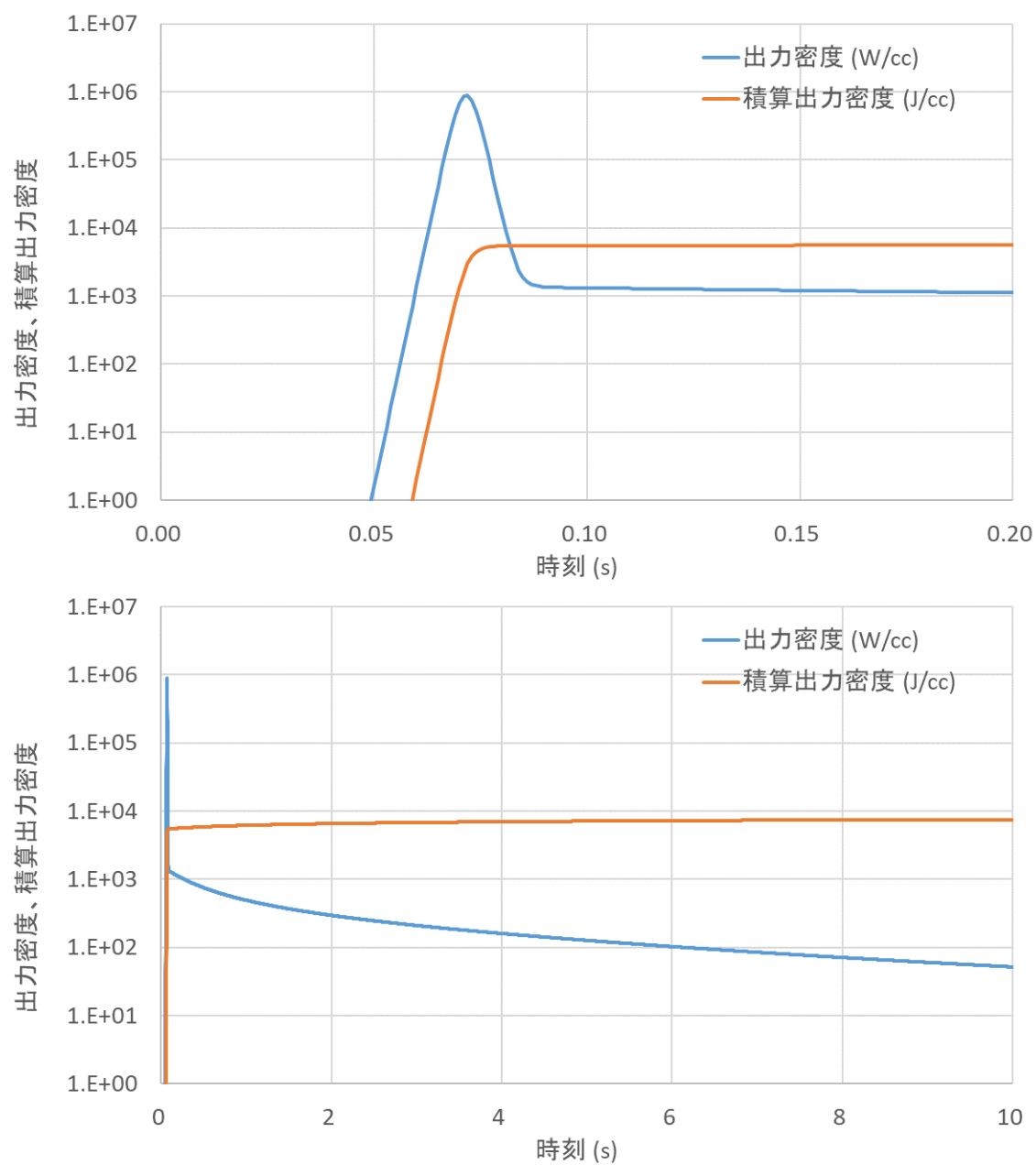


図 8.1-88 Case01-2d における出力密度及び積算出力密度

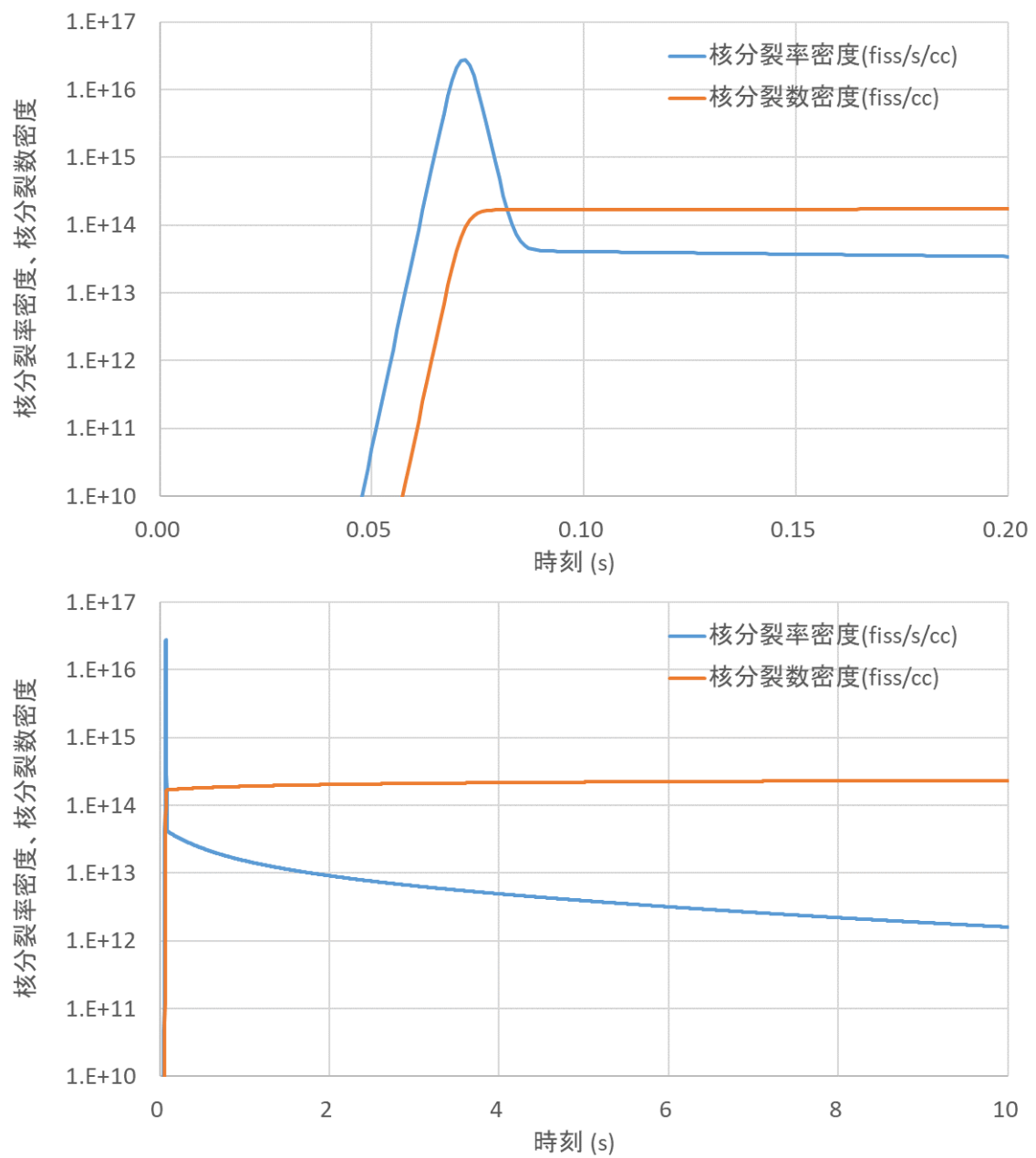


図 8.1-89 Case01-2d における核分裂率密度及び核分裂数密度

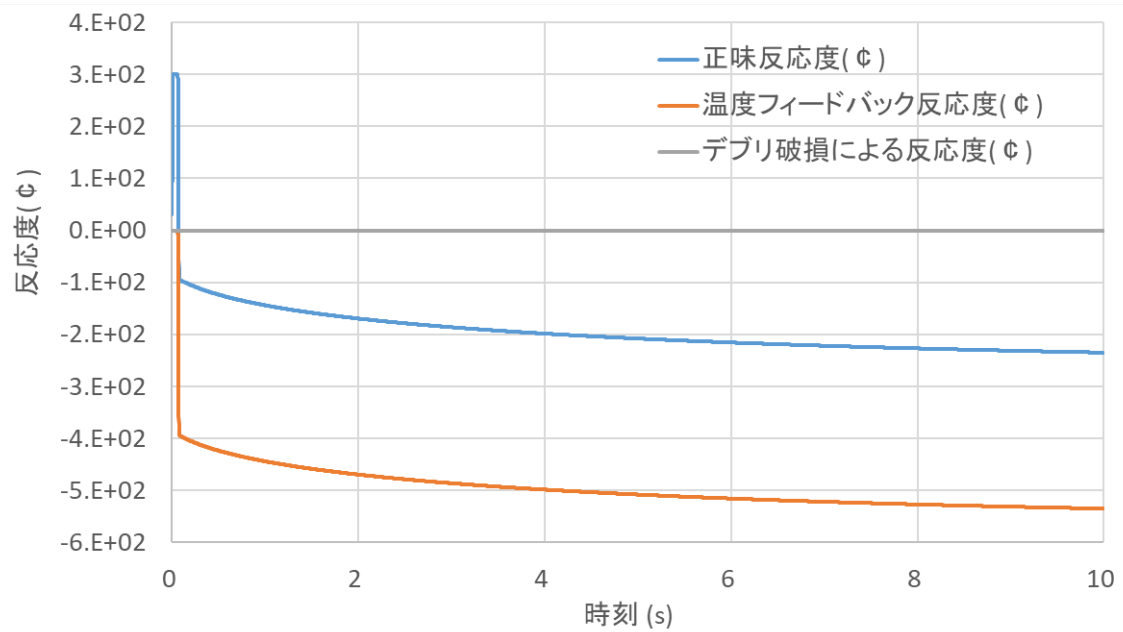
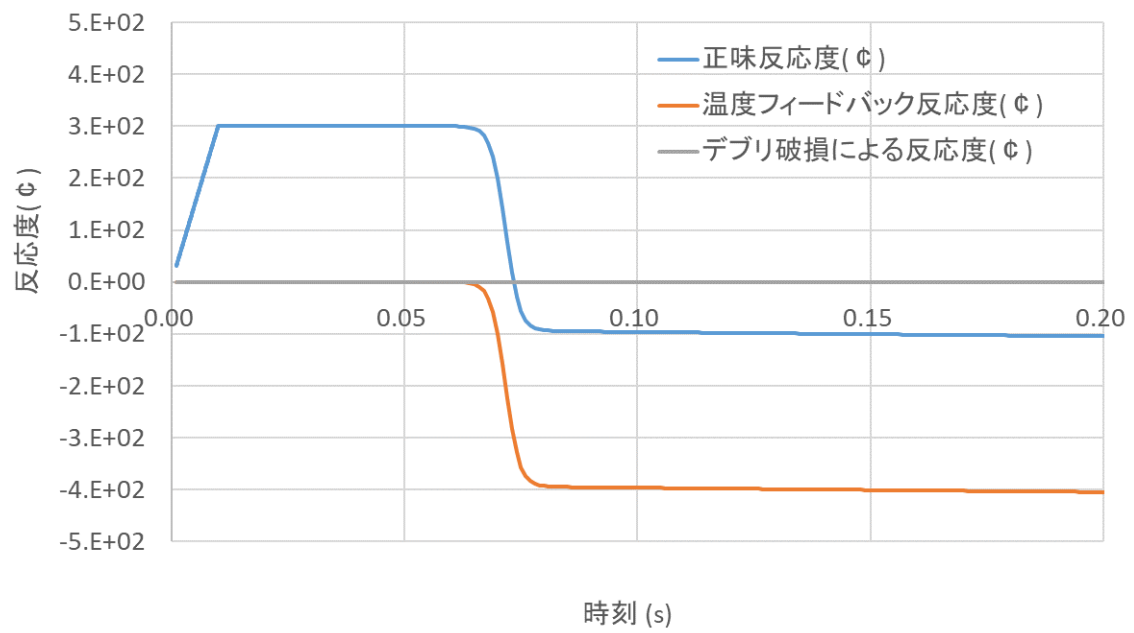


図 8.1-90 Case01-2d における各種の反応度

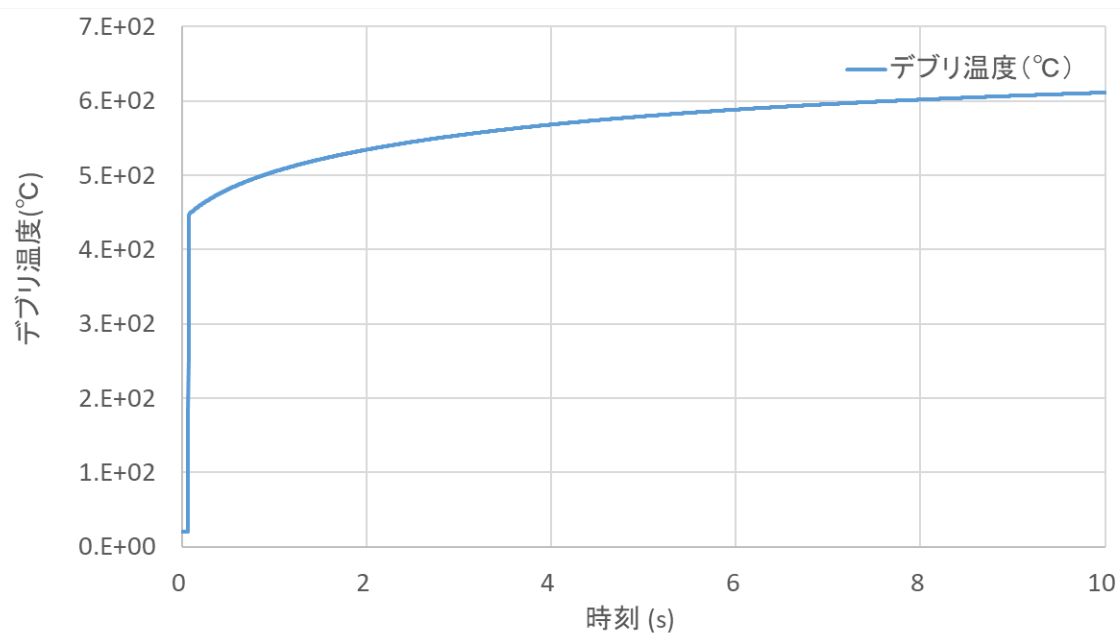
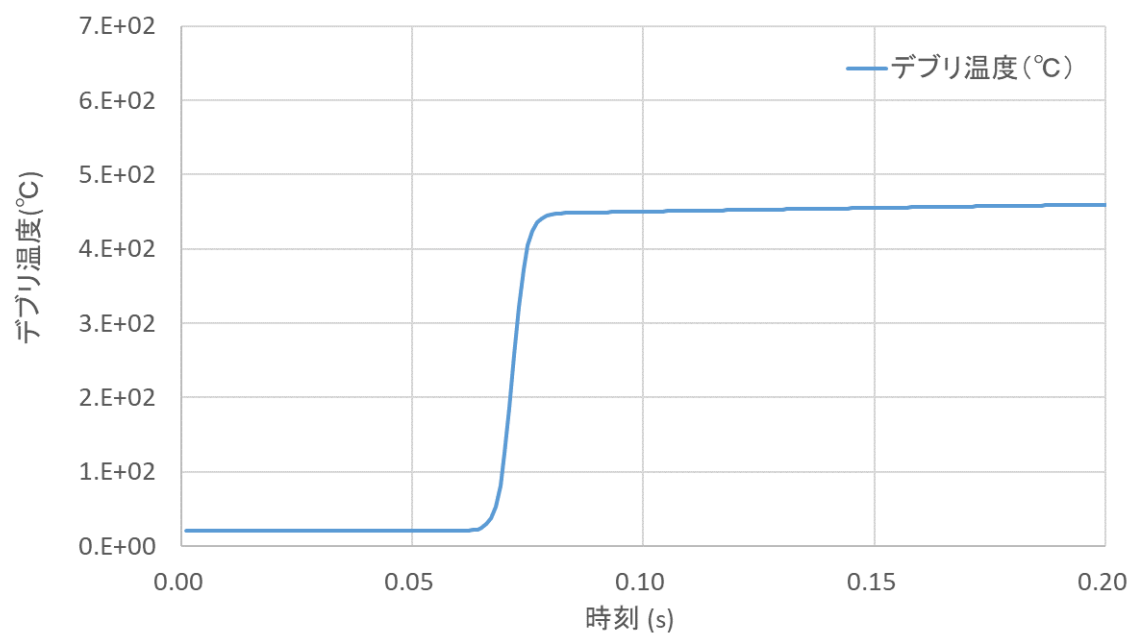


図 8.1-91 Case01-2d における燃料デブリ温度

8.1.3 まとめ

想定すべき燃料デブリの所在と組成を推定するため、はじめに公開文献を調査し、燃料デブリの所在、組成、取出し方法について整理した。次にそれらの情報を基に、臨界に至ることを想定する場合の、燃料デブリの所在と組成について推定した。最後に一例について、中性子無限増倍率を用いた影響評価を実施し、総核分裂数について評価を行った。

(1) 調査した公開文献

debrisWiki、IRID、TEPCO、規制庁、JAEA、日本原子力学会、その他の機関が発行した文書について調査した。

燃料デブリ所在等について記述してある 28 件について特に重要な文献とした。

(2) 燃料デブリ所在

RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所を主な所在と推定している。

(3) 燃料デブリ組成

燃料 (UO_2) の量としては、1 号機：0～45ton、2 号機：0～60ton、3 号機：0～62ton と推定している。

(4) 検討されている燃料デブリの取出し方法

水位 4 種（完全冠水工法、冠水工法、気中工法、完全気中工法）およびアクセス方向 3 種（上、横、下）について検討している。

(5) 臨界に至る場合の燃料デブリの所在についての推定

RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所に加えて、建屋下部水中での細粒デブリの所在を主な所在と推定している。

(6) 臨界に至る場合の燃料デブリの組成についての推定

RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所について、kinf の中央値、最大値、最小値等を計算し想定値としたが、建屋下部水中での細粒デブリの組成については今後の検討課題とした。

(7) 中性子無限増倍率を用いた影響評価

総核分裂数の期待値は、 $1.54 \times 10^{15} \pm 4.17 \times 10^{14}$ (fission/cc)、最大値は、 2.39×10^{15} (fission/cc)であった。

実際の核分裂数マップ作成にあたっては、燃料デブリの大きさや形状を想定する必要がある。それには臨界シナリオを考慮する必要があるため、臨界となるシナリオについて十分に検討する必要がある。また、影響評価においては、ホウ素ありとした場合には臨界にならなかったことにも注意する必要がある。

8.2 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種による放射線の線量評価への影響

8.2.1 目的及び概要

(1) 目的

平成 29 年度原子力規制庁委託事業「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」成果報告書¹⁾では、第 11 章にて「燃料デブリ取出し時を想定した臨界事故挙動評価の試行」についての報告がなされている。この報告によると、仮想的な燃料デブリ臨界シナリオに沿った空間線量率の評価がいくつかの解析ツールを組み合わせで行われた。特に、線量評価では米国 NRC 開発の RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis)²⁾という原子力事故影響評価コードが用いられたものの、RASCAL での評価時にソースタームとして入力可能な核分裂生成物が一定の範囲に限られるという課題が示されている。具体的には、燃料デブリ臨界事故時に存在量が多くかつ放射能の大部分を占めると考えられる短半減期の希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe を入力することができないという課題が示されている。これらの核種は短半減期ゆえに長期的な影響評価には影響しないが、被ばくを過小評価することもあり得るため評価上の取り扱いに注意が必要であるとされている。

本事業で開発を進めている臨界挙動評価モデル・評価支援ツール RESTORE³⁾には RASCAL が含まれている。以上より、今後 RESTORE を用いて燃料デブリの臨界事故影響評価を行うことを想定すると、RASCAL に希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe をソースタームとして入力しないことが線量評価に無視できない影響を与えるか否かを明らかにしておくことは重要である。よって本検討では、希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の核種による放射線が線量評価へ与える影響を確認することを目的とした解析を行う。

(2) 概要

本検討では、平成 29 年度報告書第 11 章にて報告されている希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe に関する課題を整理した後、二種類の解析を行った。

まず、単純な崩壊計算に基づく放射能の比較を行った。ここでは、 ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能及びその他の核種に由来する放射能の推移を計算し、比較した。その結果、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能が大きく、被ばく影響評価上必ずしも無視することができないことが明らかとなった。

次に、モンテカルロ法に基づく放射線挙動評価コード PHITS⁴⁾を用いて、福島第一原子力発電所 2 号機を簡易的に模擬した体系における空間線量率評価を行った。その結果、やはり臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 由来の線量が大きく、被ばく影響評価上必ずしも無視することができないことが明らかとなった。一方で、格納容器内では ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来放射能による空間線量率はバースト直後でも実測代表値と比べて小さいことも指摘した。

8.2.2 背景及び課題の整理

(1) 平成 29 年度事業報告書第 11 章及び RASCAL の概要

平成 29 年度原子力規制庁委託事業「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」成果報告書では、第 11 章にて「燃料デブリ取出し時を想定した臨界事故挙動評価の試行」についての報告がなされている。報告書によると福島第一原子力発電所事故当時の線量評価による予備調査による RASCAL の適用性検討の後、RASCAL を含めた複数の解析ツール²⁾⁵⁾⁶⁾を用いた仮想的な燃料デブリ臨界事故影響評価が行われた。

RASCAL は米国 NRC 開発、RIST（高度情報科学技術研究機構）原子力コードセンター提供の原子力事故影響評価コードである。原子力発電所、使用済み燃料プール、核燃料キャスク、核燃料サイクル施設、RI 取り扱い施設を対象に放射性物質の大気放出を評価することができる。RASCAL は線量評価に関連するいくつかのツールによって構成されているが、平成 29 年度事業で使用されたのは「Source Term to Dose」というツールである。これはプラントや事故の状況から、プルームに由来する被ばく線量を推定するツールである。

(2) RASCAL 「Source Term to Dose」使用時に生じた課題

RASCAL において Source Term to Dose ツールを使用した計算を行う場合、ソースタームとして入力可能な核分裂生成物核種の種類は一定の範囲に限られる。それらの核種は炉心内蔵量データとしてコードにデフォルトで備わっており（表 8.2-1 参照）、計算対象の原子炉型や事故時の燃焼度を選択することで自動的に計算のソースタームとしてセットされる。又は、それらの核種の量をユーザーが手動で任意に設定することもできるという仕様となっている。

H29 年度報告書第 11 章では、NUREG/CR-6410⁷⁾に基づき、サイクル施設の臨界事故時にソースタームとなる核分裂生成物を燃料デブリ臨界事故評価にも適用することとした（表 8.2-2 参照）。しかし、これらの核種による放射能のうち大部分を占める ⁸⁹Kr（50%）及び ¹³⁷Xe（26%）が RASCAL の Source Term to Dose でソースタームとして指定可能な核種に含まれておらず、入力することができないという課題が生じた。

表 8.2-1 に示す RASCAL の Source Term to Dose でソースタームとして指定可能な核種の半減期は最も短いもので 50 分程度であるということに対し、⁸⁹Kr 及び ¹³⁷Xe の半減期が 3 分程度である。よって、RASCAL の Source Term to Dose では短半減期の核種を考慮しない仕様となっているためこのような課題が生じたと考えられる。

表 8.2-1 炉心内蔵量データ（H29 年度報告書 表 11.2-2 に該当）

Radionuclide	Half-life (d)	Decay Constant (1/d)	RASCAL(VER.4.3) Model Production	
			BWR (Bq/MWt)/d	PWR (Bq/MWt)/d
H-3	4.51E+03	1.54E-04	5.77E+08	5.81E+08
Co-58	7.08E+01	9.79E-03	1.50E+11	1.40E+11
Co-60	1.92E+03	3.61E-04	9.72E+09	1.05E+10

Kr-85m	1.87E-01	3.71E+00	8.93E+14	8.29E+14
Kr-85	3.91E+03	1.77E-04	1.15E+10	1.11E+10
Kr-87	5.30E-02	1.31E+01	6.30E+15	5.85E+15
Kr-88	1.18E-01	5.87E+00	3.91E+15	3.62E+15
Rb-86	1.87E+01	3.71E-02	8.93E+10	9.82E+10
Sr-89	5.05E+01	1.37E-02	1.26E+13	1.17E+13
Sr-90	1.06E+04	6.54E-05	9.40E+10	9.05E+10
Sr-91	3.96E-01	1.75E+00	2.05E+15	1.91E+15
Sr-92	1.13E-01	6.13E+00	7.67E+15	7.23E+15
Y-90	2.67E+00	2.60E-01	4.80E+13	4.22E+13
Y-91	5.85E+01	1.18E-02	1.42E+13	1.34E+13
Y-92	1.48E-01	4.68E+00	5.90E+15	7.11E+11
Y-93	4.21E-01	1.65E+00	1.59E+15	1.51E+15
Zr-95	6.40E+01	1.08E-02	1.84E+13	1.79E+13
Zr-97	7.04E-01	9.85E-01	1.64E+15	1.61E+15
Nb-95	3.52E+01	1.97E-02	3.36E+13	3.28E+13
Mo-99	2.75E+00	2.52E-01	4.66E+14	4.60E+14
Tc-99m	2.51E-01	2.76E+00	4.52E+15	4.50E+15
Ru-103	3.93E+01	1.76E-02	2.77E+13	2.87E+13
Ru-105	1.85E-01	3.75E+00	4.05E+15	4.34E+15
Ru-106	3.68E+02	1.88E-03	1.33E+12	1.45E+12
Rh-105	1.47E+00	4.72E-01	4.86E+14	5.13E+14
Sb-125	1.01E+03	6.86E-04	1.32E+10	1.41E+09
Sb-127	3.85E+00	1.80E-01	1.53E+13	1.60E+13
Te-127m	1.09E+02	6.36E-03	9.17E+10	9.56E+10
Te-127	3.90E-01	1.78E+00	1.49E+14	1.56E+14
Te-129m	3.36E+01	2.06E-02	1.25E+12	1.28E+12
Te-129	4.83E-02	1.44E+01	4.30E+15	4.37E+15
Te-131m	1.25E+00	5.55E-01	1.08E+14	1.10E+14
Te-132	3.26E+00	2.13E-01	3.00E+14	2.98E+14
I-131	8.04E+00	8.62E-02	8.46E+13	8.48E+13
I-132	9.58E-02	7.24E+00	1.04E+16	1.04E+16
I-133	8.67E-01	7.99E-01	1.62E+15	1.60E+15
I-134	3.65E-02	1.90E+01	4.24E+16	4.18E+16
I-135	2.75E-01	2.52E+00	4.87E+15	4.83E+15
Xe-133	5.25E+00	1.32E-01	2.64E+14	2.66E+14

Xe-135	3.79E-01	1.83E+00	1.49E+15	1.23E+15
Cs-134	7.53E+02	9.21E-04	3.25E+11	3.59E+11
Cs-136	1.31E+01	5.29E-02	4.93E+12	4.91E+12
Cs-137	1.10E+04	6.30E-05	1.25E+11	1.25E+11
Ba-139	5.74E-02	1.21E+01	2.15E+16	2.11E+16
Ba-140	1.27E+01	5.46E-02	9.73E+13	9.60E+13
La-140	1.68E+00	4.13E-01	7.73E+14	7.55E+14
La-141	1.64E-01	4.23E+00	6.87E+15	6.71E+15
La-142	6.42E-02	1.08E+01	1.71E+16	1.67E+16
Ce-141	3.25E+01	2.13E-02	3.49E+13	3.44E+13
Ce-143	1.38E+00	5.02E-01	7.61E+14	7.38E+14
Ce-144	2.84E+02	2.44E-03	3.46E+12	3.41E+12
Pr-143	1.36E+01	5.10E-02	7.54E+13	7.37E+13
Nd-147	1.10E+01	6.30E-02	4.17E+13	4.13E+13
Np-239	2.36E+00	2.94E-01	5.60E+15	6.03E+15
Pu-238	3.20E+04	2.17E-05	4.02E+09	4.52E+09
Pu-239	8.78E+06	7.89E-08	2.99E+08	2.82E+08
Pu-240	2.39E+06	2.90E-07	4.67E+08	4.37E+08
Pu-241	5.26E+03	1.32E-04	1.44E+11	1.42E+11
Am-241	1.58E+05	4.39E-06	2.34E+08	1.95E+08
Am-242	6.68E-01	1.04E+00	1.60E+14	1.58E+14
Cm-242	1.63E+02	4.25E-03	4.34E+11	4.32E+11
Cm-244	6.61E+03	1.05E-04	3.69E+09	6.10E+09

表 8.2-2 全核分裂数に対応する核種の FP 生成量 [Bq]
(H29 年度報告書 表 11.3-9 に該当)

	FP 生成量[Bq]
核種	合計 1.0024E+19 fissions]
Kr-83m	5.40E+12
Kr-85m	3.30E+12
Kr-85	4.80E+05
Kr-87	4.00E+13
Kr-88	2.40E+13
Kr-89	1.70E+15
Sr-91	1.20E+13

Sr-92	4.20E+13
Ru-106	7.40E+08
Cs-137	3.70E+08
Ba-139	9.10E+13
Ba-140	4.10E+11
Ce-143	3.70E+12
Xe-133	1.00E+08
Xe-133m	7.00E+08
Xe-135	1.90E+11
Xe-135m	1.20E+13
Xe-137	8.80E+14
Xe-138	3.70E+14
I-131	2.70E+11
I-132	3.80E+13
I-133	6.20E+12
I-134	1.50E+14
I-135	1.90E+13

8.2.3 放射能の比較

(1) 目的

平成 29 年度報告書第 11 章第 3 項記載の RASCAL による計算条件では核分裂で生じた核分裂生成物は事故後 1 時間にわたって放出されたとしており、放出終了後の空間線量率を求めている。ここでは、平成 29 年度報告書第 11 章第 3 項記載の放射能の推移及び ^{89}Kr 及び ^{137}Xe の崩壊系列を考慮した放射能の推移を計算し、結果の比較を行うことで、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe が他の核種と同様に建屋外部に放出された場合の公衆への影響を明らかにする。

(2) 計算方法及び条件

崩壊計算には Python のライブラリ radioactivedecay⁸⁾を使用した。核崩壊データのソースは ICRP Publication 107 である。平成 29 年度報告書表 11.3-8 記載の LHS-1（核分裂回数 10^{18} 回）を対象とし、全ての核分裂が時刻 0 にステップ状に発生したと仮定、その直後から崩壊を開始する条件とした。この条件下で以下 3 通りの放射能の推移を求めた。

- ① ^{89}Kr に由来する放射能
- ② ^{137}Xe に由来する放射能
- ③ 表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能

ここで、“由来する放射能”は該当核種及びその娘核種、孫核種、…核種の放射能を足し合わせたものを指す。また、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe の崩壊系列を図 8.2-1 に示す。核分裂数に対する各核種の初期存在量は平成 29 年度報告書記載の式 11.3-3 に基づき決定した。

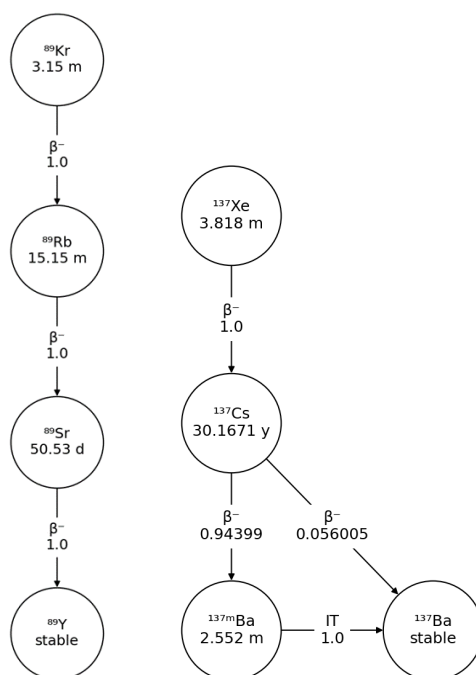


図 8.2-1 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe の崩壊系列

(3) 計算結果

図 8.2-2 に ^{89}Kr に由来する核種による放射能の推移を示す。 ^{89}Kr に由来する放射能は核種の崩壊により、10 分後には約 10 分の 1 程度、1 時間後には約 100 分の 1 程度にまで減衰することが示されている。同様に図 8.2-3 に ^{137}Xe に由来する核種の放射能の推移を示す。 ^{137}Xe に由来する放射能は核種の崩壊により、10 分後には約 10 分の 1 程度、1 時間後には 1000 分の 1 以下にまで減衰することが示されている。

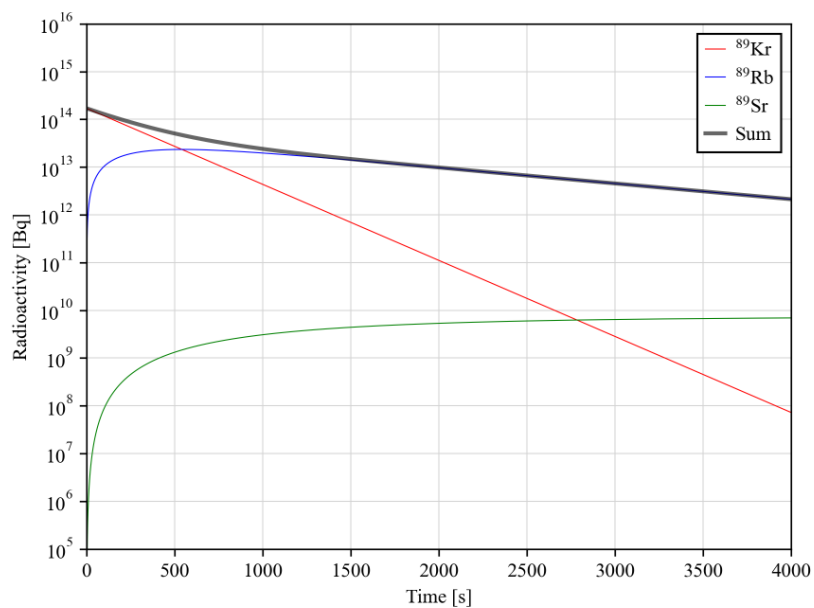


図 8.2-2 ^{89}Kr に由来する核種による放射能の推移

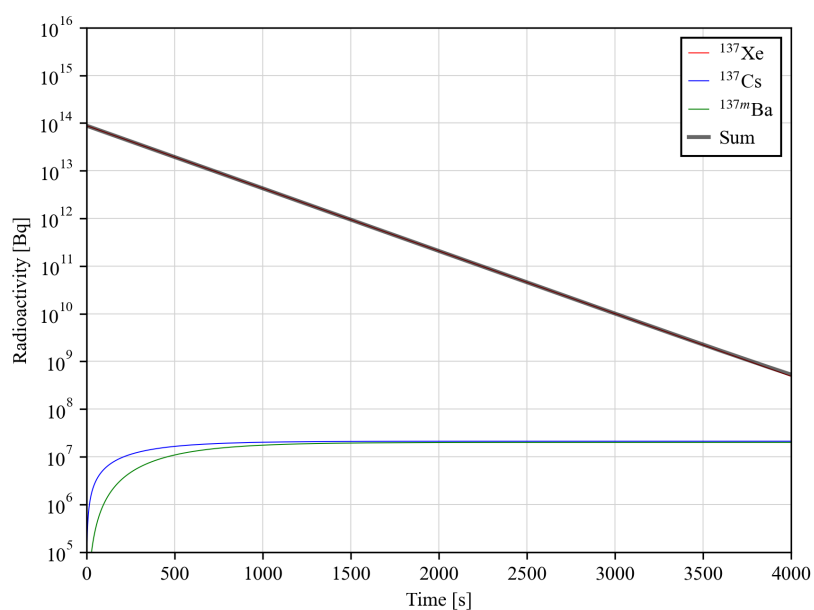


図 8.2-3 ^{137}Xe に由来する核種による放射能の推移

図 8.2-4（縦軸対数）及び図 8.2-5（縦軸線形）に ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能の推移を示す。また、一定時間経過後の各放射能を表 8.2-3 に示す。これらの結果より、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能は、バースト 1 時間後では核分裂生成物による放射能の 1 割に満たないものの、バースト直後では 8 割弱を占めることが分かる。よって、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能が大きく、建屋外部に放出された場合の公衆への影響は必ずしも無視することができないことが明らかとなった。したがって、平成 29 年度報告書に記載された手法に基づき RASCAL を用いて燃料デブリによる臨界事故時の線量評価を行う場合、特に建屋外部に放出された場合の公衆へ臨界後 1 時間の線量評価を行う場合、8.2.5 に例を示すような手法で ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種の影響を考慮する必要がある。

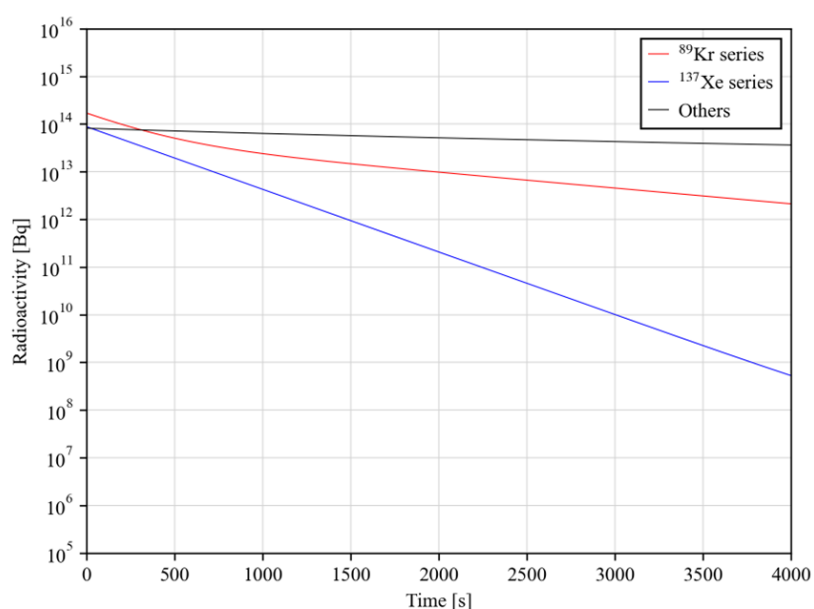


図 8.2-4 ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能の推移（縦軸対数）

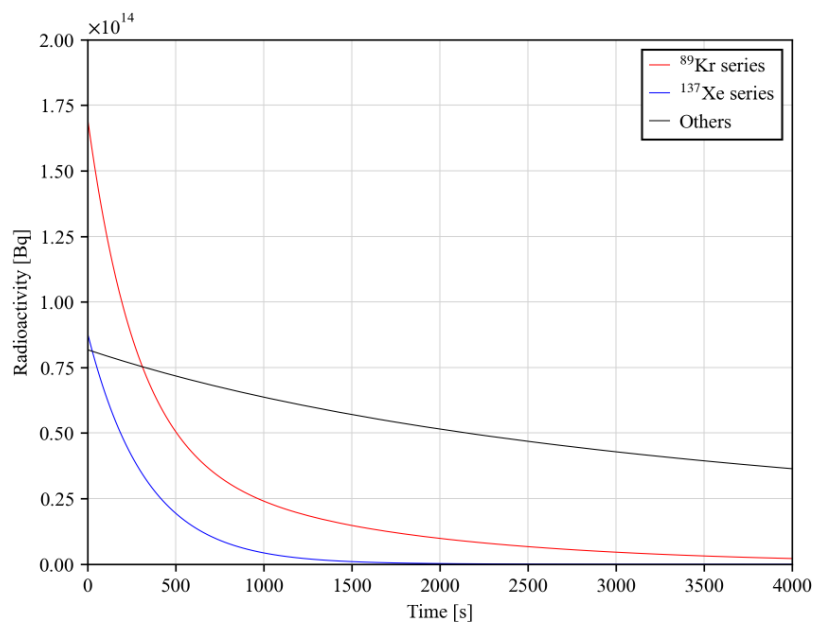


図 8.2-5 ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能の推移（縦軸線形）

表 8.2-3 由来核種別一定時間経過後の放射能 [Bq]

（括弧内は三者の和に対する割合(%)、四捨五入の影響で和が 100%ではない場合がある）

		由来核種		
		^{89}Kr	^{137}Xe	その他
経過 時間	0.1 min	1.7×10^{14} (50%)	8.8×10^{13} (26%)	8.2×10^{13} (24%)
	1 min	1.4×10^{14} (48%)	7.3×10^{13} (25%)	8.0×10^{13} (27%)
	10 min	4.2×10^{13} (33%)	1.4×10^{13} (11%)	7.0×10^{13} (55%)
	60min	2.9×10^{12} (7%)	1.7×10^9 (~0%)	3.9×10^{13} (93%)

8.2.4 格納容器内の空間線量率の比較

(1) 目的

次に建屋内部に閉じ込められた作業員への影響を議論する。ここでは、平成 29 年度報告書第 11 章第 3 項記載の放射能の推移及び ^{89}Kr 及び ^{137}Xe の崩壊系列を考慮した放射能の推移（8.2.3 で求めたもの）を基に、建屋内部の空間線量率の推移を求める。結果の比較を行うことで、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe が建屋内部の空間線量率評価に与える影響を明らかにする。なお、内部被ばくへの対策は十分になされているものと仮定し、その影響は考慮しない。

(2) 計算方法及び条件

計算にはモンテカルロ法に基づく放射線挙動評価コード PHITS⁴⁾を用いた。対象ケースは 8.2.3 と同様、すなわち平成 29 年度報告書表 11.3-8 記載の LHS-1（核分裂回数 10^{18} 回）を対象とし、全ての核分裂が時刻 0 にステップ状に発生したと仮定、その直後から崩壊が開始する条件とした。この条件下で 8.2.3 で求めた放射能の推移を用いて以下 3 通りの空間線量率の推移を評価した。

- ① ^{89}Kr に由来する空間線量率
- ② ^{137}Xe に由来する空間線量率
- ③ 表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する空間線量率

ここで、“由来する放射能”は該当核種及びその娘核種、孫核種、…核種の放射能を足し合わせたものを指す。また、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe の崩壊系列を図 8.2-1 に示す。核分裂数に対する各核種の初期存在量は平成 29 年度報告書記載の式 11.3-3 に基づき決定した。

計算体系は公開情報⁹⁾に基づき、福島第一原子力発電所 2 号機を簡易的に模擬したものを作成した。単純化及び空間線量の保守的評価のために、体系内の水、床、構造物、格納容器上部、サプレッションチェンバー、圧力容器ペデスタルは省略し、コンクリート厚は最も薄い場合を全体に採用した。コンクリート及び炭素鋼の組成は臨界安全ハンドブックより引用した。フルエンス率から空間線量率への換算係数は ICRP103（AP 条件）に基づく。

線源の種類は点線源を選択し、単純化のために格納容器上部中央又は格納容器底部中央の 2 通りで計算を行った。格納容器内外それぞれに点検出器を配置し、それらの点における空間線量率を求めた。計算体系の概略図を点線源及び点検出器の位置と共に図 8.2-6 に示す。

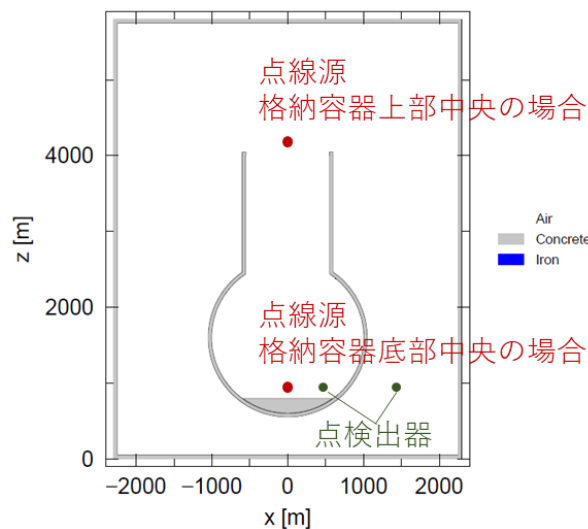


図 8.2-6 計算体系概略図

東京電力より公開されている情報¹⁰⁾によると、2 号機格納容器内部ペデスタル付近で数 Gy/h の空間線量率が実測されている（2019 年 2 月）。本検討では、文献¹⁰⁾の 10 ページに記載されている情報に基づき、床から 30 cm 上部の測定点での線量率 7.2 Gy/h に 0.8 を乗じた 5.8 Sv/h を格納容器内部の実測代表値とする。

同様に、東京電力より公開されている情報¹¹⁾によると、2 号機建屋内格納容器外部 1 階で数～十数 mSv/h の空間線量率が実測されている（2020 年 4 月から 2021 年 3 月）。本検討では文献¹¹⁾の 4 ページに記載されている情報に基づき、3.5 mSv/h を格納容器外部の実測代表値とする。

(3) 計算結果

図 8.2-7 に点線源を格納容器上部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器内部の空間線量率の推移を示す。図中の黒線は実測代表値を示す。同様に、格納容器外部の空間線量率の推移を図 8.2-8 に示す。また、点線源を格納容器上部に置いた場合の空間線量率分布の変化を図 8.2-9 に示す。

図 8.2-10 に点線源を格納容器底部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器内部の空間線量率の推移を示す。図中の黒線は実測代表値を示す。同様に、格納容器外部の空間線量率の推移を図 8.2-11 に示す。また、点線源を格納容器底部に置いた場合の空間線量率分布の変化を図 8.2-12 に示す。

本項で示した図より、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 由来の線量が大きく、建屋内部の作業員の被ばくの観点では必ずしも無視できない。これらの結果は測定位置（格納容器内又は格納容器外）や点線源位置（格納容器上部中央又は格納容器底部中央）によらない。したがって、平成 29 年度報告書に記載された手法に基づき RASCAL を用いて燃料デブリによる臨界事故時の線量評価を行う場合、特に建屋内部に閉じ込められた作業員の臨界後 1 時間の外部被ばくによる線量評価を行う場合、8.2.5 に例を示すような手法で ^{89}Kr

由来の放射線の影響を考慮する必要がある。しかしながら、 ^{89}Kr 由来の空間線量率は臨界直後でも実測代表値と比べて小さいことに留意する必要がある。

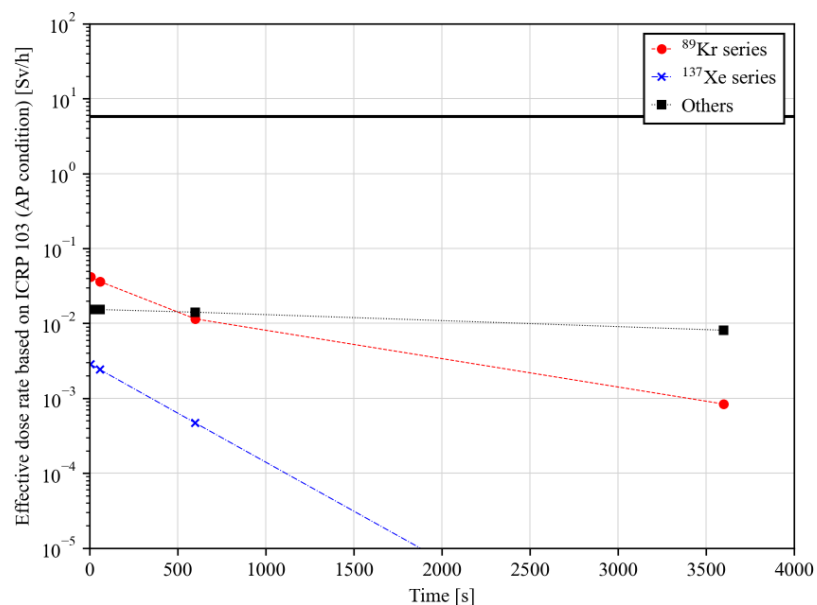


図 8.2-7 点線源を格納容器上部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器内部の空間線量率の推移（黒線は実測代表値を示す）

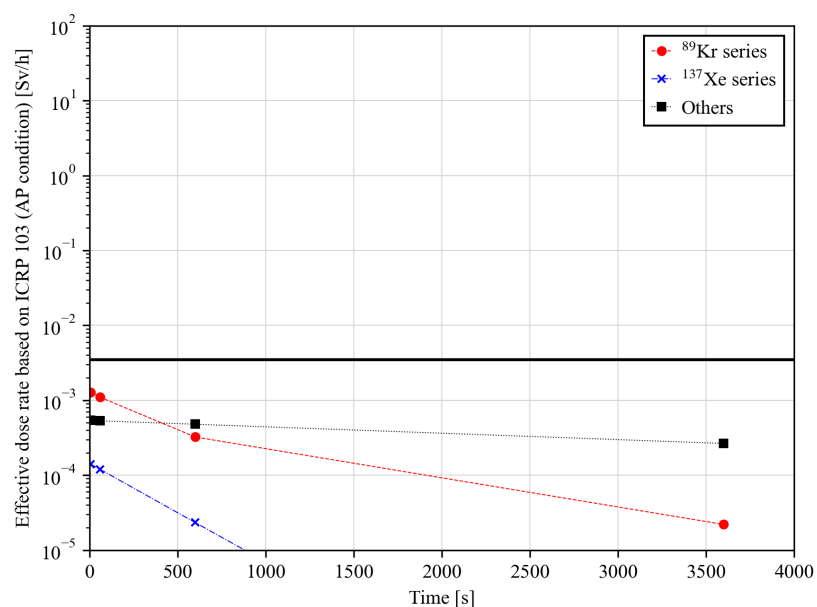


図 8.2-8 点線源を格納容器上部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器外部の空間線量率の推移（黒線は実測代表値を示す）

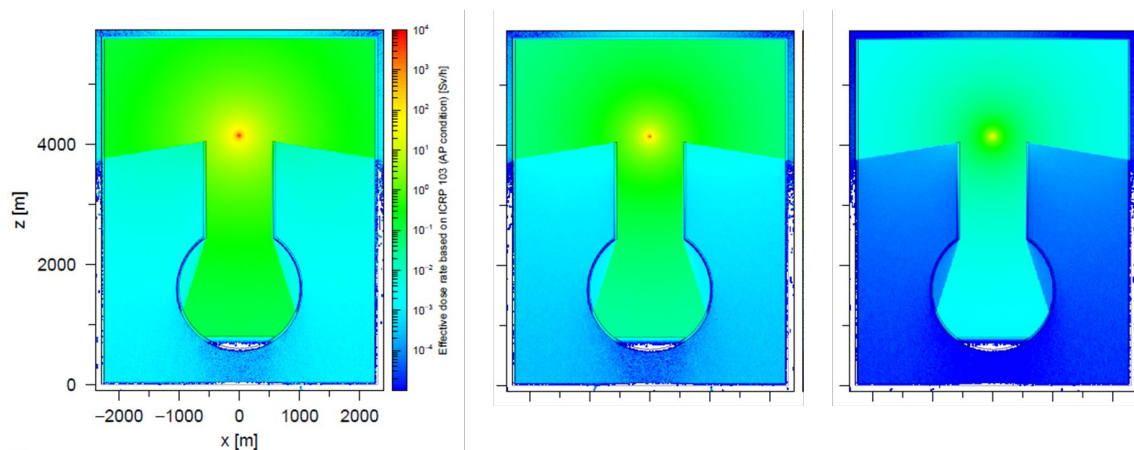


図 8.2-9 点線源を格納容器上部に置いた場合の空間線量率分布
(左から核分裂発生後 0.1 分後、10 分後、60 分後)

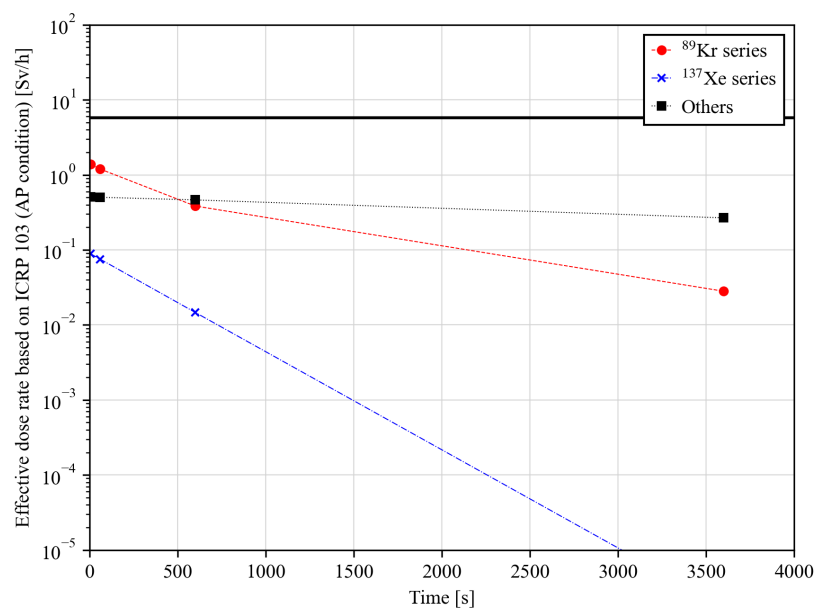


図 8.2-10 点線源を格納容器底部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器内部の空間線量率の推移（黒線は実測代表値を示す）

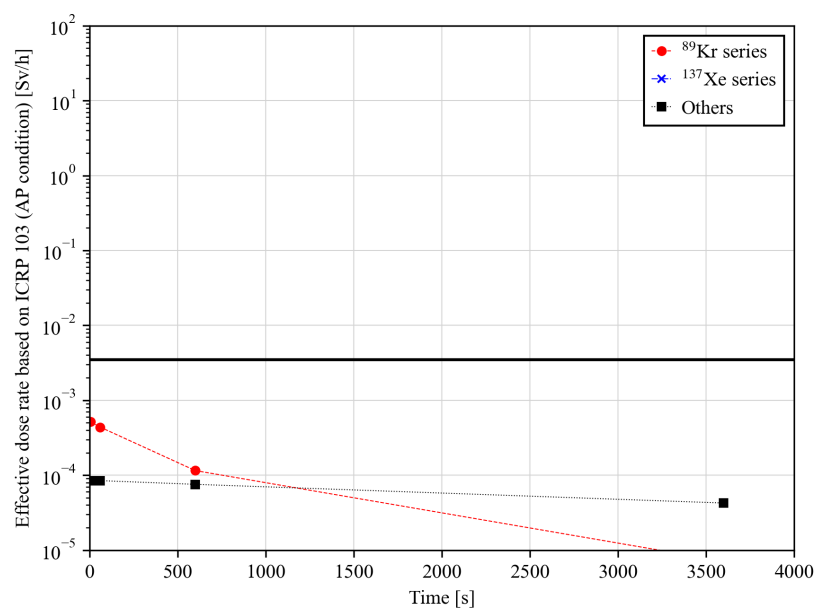


図 8.2-11 点線源を格納容器底部に置いた場合の ^{89}Kr に由来する放射能、 ^{137}Xe に由来する放射能、表 8.2-2 に記載されている ^{89}Kr と ^{137}Xe 以外の核種に由来する放射能による格納容器外部の空間線量率の推移（黒線は実測代表値を示す）

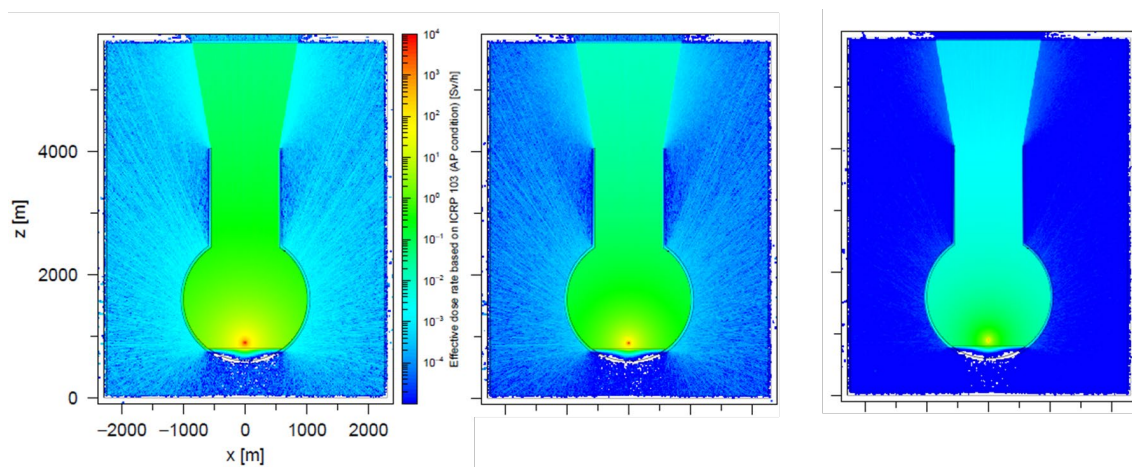


図 8.2-12 点線源を格納容器底部に置いた場合の空間線量率分布
(左から核分裂発生後 0.1 分後、10 分後、60 分後)

8.2.5 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種の影響を考慮する手法の例

本検討より、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能が大きく、建屋外部に放出された場合の公衆への影響は必ずしも無視することができないことが明らかとなった。また、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 由来の線量が大きく、建屋内部の作業員の被ばくの観点では必ずしも無視できないことも明らかとなった。以上より、平成 29 年度報告書に記載された手法に基づき RASCAL を用いて燃料デブリによる臨界事故時の線量評価を行う場合、以下に例を示すような手法で ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種の影響を概算し、評価結果に加算することが保守的な評価のためには望ましい。

以下に、ある時刻 t における ^{89}Kr に由来する放射能 ($A_{89\text{Kr}}(t)$ 、 $A_{89\text{Rb}}(t)$ 、 $A_{89\text{Sr}}(t)$) による空間線量 ($D_{89\text{Kr}}(t)$ 、 $D_{89\text{Rb}}(t)$ 、 $D_{89\text{Sr}}(t)$) を概算する手順の例を示す。表 8.2-2 に示されるような形で臨界事故時の核分裂生成物生成量 (初期放射能) が得られているとする。

1) 他の希ガス核種による空間線量の計算

RASCAL にて取扱可能である ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 以外の希ガス核種、例えば ^{85}Kr の初期放射能からある時刻 t における ^{85}Kr に由来する放射能による空間線量 ($D_{85\text{Kr}}(t)$) を RASCAL を用いて計算する。

2) 対象核種の放射能の計算

^{85}Kr 及び ^{89}Kr の初期放射能からある時刻 t における ^{85}Kr 由来する放射能 ($A_{85\text{Kr}}(t)$) 及び ^{89}Kr 由来する放射能 ($A_{89\text{Kr}}(t)$ 、 $A_{89\text{Rb}}(t)$ 、 $A_{89\text{Sr}}(t)$) を計算する。本検討の 8.2.3 で用いた python 公開ライブラリ “radioactivedecay” などツールを用いて容易に崩壊計算を行うことができる。

3) 対象核種の線量換算係数の調査

サブマージョンによる外部被ばくを考えた場合の線量換算係数 $C_{85\text{Kr}}$ 、 $C_{89\text{Kr}}$ 、 $C_{89\text{Rb}}$ 、 $C_{89\text{Sr}}$ (単位は $\text{Sv m}^3 \text{Bq}^{-1} \text{s}^{-1}$) を米国環境保護庁 EPA が公開している文献¹²⁾から調査する。

4) ^{89}Kr に由来する放射能による空間線量の概算

^{85}Kr と ^{89}Kr 、 ^{89}Rb 及び ^{89}Sr の放射能と線量換算係数の積の比及び $D_{85\text{Kr}}(t)$ 、を用いて $D_{89\text{Kr}}(t)$ 、 $D_{89\text{Rb}}(t)$ 、 $D_{89\text{Sr}}(t)$ を概算する。例えば $D_{89\text{Kr}}(t)$ は、

$$D_{89\text{Kr}}(t) = A_{89\text{Kr}}(t) \cdot C_{89\text{Kr}} / A_{85\text{Kr}}(t) \cdot C_{85\text{Kr}} \cdot D_{85\text{Kr}}(t) \quad (8.2-1)$$

と概算することができる。同様に $D_{89\text{Rb}}(t)$ 、 $D_{89\text{Sr}}(t)$ を概算し、これらの和をとることで、 ^{89}Kr に由来する放射能による空間線量を概算することができる。

8.2.6 まとめ

RASCAL にソースタームとして入力することができない希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の核種による放射線が線量評価へ与える影響を確認することを目的とした解析を行った。その結果、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能が大きく、建屋外部に放出された場合の公衆への影響は必ずしも無視することができないことが明らかとなった。また、臨界発生から約 1 時間程度までは ^{89}Kr 由来の線量が大きく、建屋内部の作業員の被ばくの観点では必ずしも無視できないことも明らかとなった。以上より、平成 29 年度報告書に記載された手法に基づき RASCAL を用いて燃料デブリによる臨界事故時の線量評価を行う場合、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種の影響を概算し、評価結果に加算することが保守的な評価のためには望ましいことが示された。また、そのような概算を行う手法の例を示した。

8.2.7 参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構, “平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備” (2019).
- 2) U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “RASCAL Radiological Assessment System for Consequence Analysis for radiological emergencies;” <https://ramp.nrc-gateway.gov/codes/rascal>.
- 3) 日本原子力研究開発機構, “原子力規制庁 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業” (2017).
- 4) T. SATO et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02,” J. Nucl. Sci. Technol. 55 6, 684 (2018); <https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890>.
- 5) R. L. IMAN and M. J. SHORTENCARIER, “A FORTRAN 77 Program and User’s Guide for the Generation of Latin Hypercube and Random Samples for Use With Computer Models,” NUREG/CR – 3624, SAND83-2365 (1984).
- 6) Y. YAMANE et al., “Development of Criticality Accident Analysis Code AGNES,” in Proceedings of the 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety ICNC2003; Challenges in the Pursuit of Global Nuclear Criticality Safety, ICNC2003 Technical Program Committee, Ed., Ibaraki, Japan (2003); <https://doi.org/10.11484/jaeri-conf-2003-019>.
- 7) U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook,” NUREG/CR-6410 (1998).<https://doi.org/https://doi.org/10.11484/jaeri-data-code-2002-004>.
- 8) A. MALINS and T. LEMOINE, “radioactivedecay: A Python package for radioactive decay calculations,” J. Open Source Softw. 7 71, 3318 (2022); <https://doi.org/10.21105/joss.03318>.
- 9) IRID, “福島第一原子力発電所の基本データ集;” https://irid.or.jp/fd/page_id/237/lang/ja/.

- 10) TEPCO, “福島第一原子力発電所 2 号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果,” 2019;
https://www.tepco.co.jp/decommission/common/images/progress/retrieval/unit2_meeting_20190228.pdf %0A.
- 11) TEPCO, “建屋内の空間線量率について,” 2021;
<https://www.tepco.co.jp/decommission/data/surveymap/pdf/2021/sv-u2-20210827-j.pdf>.
- 12) U. S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, “External Exposure TO RADIONUCLIDES IN AIR, WATER AND SOIL,” EPA-402/R19/002 (2019).

第Ⅴ編 専門家の意見聴取

第9章 福島燃料デブリ臨界評価研究委員会

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」として組織し、令和4年6月、10月及び令和5年3月に会合を開催している。令和5年度には、令和5年6月、11月及び令和6年3月に会合を開催した。いずれの会合でも事務局である JAEA 事業担当者が内容を説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者もオブザーバーとして参加している。本章ではこれらの会合の議事録をまとめた。

9.1 第1回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和4年6月22日（水）13:30～15:40

場所：

ビデオ会議システム（zoom）にて実施

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

資料 1-1 第 23 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録（案）

資料 1-2 全体計画

資料 1-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

資料 1-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）

—STACY 更新に係る施設整備計画—

1-4-1 STACY 更新炉の整備状況

1-4-2 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置

STACY 更新炉の整備 —STACY 臨界実験の目的と意義—

資料 1-5 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

冒頭、令和3年度までは、安全研究評価委員会という安全研究センターの研究を評価する親委員会があってその下に受託事業の評価委員会を置く体制であったが、今年度からそれぞれの受託で独立した評価委員会を置くこととされたこと、また、これに伴い会の名称が変更となったことが事務局から報告された。令和3年度の報告書にあるリスク評価の部分についての修正が継続されていることと、令和4年度は STACY 更新炉の改造完了や初臨界も予定さ

れているので、令和 3 年度報告書の取り纏めは例年よりも早い時期に行う旨が事務局から報告された。

前回議事録の確認

資料 1-1 第 23 回専門部会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 1-2 を使って全体計画、令和 4 年度の計画・予定が報告された。3 月の専門部会（前回会合）で示された計画から特に変更が無いこと、炉室工事が順調に進められていることが報告された。委員からロシアで製造した燃料の日本到着が遅延することの STACY 更新炉の臨界到達計画への影響について質問があったが、既存の 400 本の燃料で臨界にすることが出来るとの報告があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 1-3 により臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化、モンテカルロコード Solomon の開発に関する令和 4 年度の計画について説明が行われた。

委員からは、Solomon のアルゴリズムを説明した資料が欲しいという要望と、Solomon についてどこまで行うのかを明確にし、目標を定めて実施すべきであるというコメントがあった。パワースペクトルの湾曲に関しては、委員から、これを考慮すると定性的に k はどうなるのかとの質問があり、事務局からは、低周波成分の方が揺らぎへの影響が大きいので低周波側の湾曲次第で、 k の揺らぎは、大きくもなるし、小さくもなるという返答があった。

デブリ模擬体の写真から得たパワースペクトルのグラフで軸の単位が任意となっている点が指摘されたが、現時点では解析が終わっているものではないので今後画像を精査して対応するとの返答があった。

委員から、Solomon のパワースペクトル入力機能の、燃料デブリの臨界管理技術の確立という目的に対する有用性について質問があり、事務局から、実際の燃料デブリは溶融後有限時間内に固化するため、そのパワースペクトルは無限時間経過後の状態を仮定した理論値からずれることが想定される。そのため、そのずれを補正するために必要な機能を開発している旨の回答があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局から、資料 1-4、1-4-1、1-4-2 に基づいて、定常臨界実験装置 STACY の更新の計画と改造工事の状況、実験計画について報告があった。旧 STACY の棒状燃料 400 本はかつてそのうち 333 本を用いて軽水にて臨界実験を行った実績（格子間隔 1.50 cm）があり、使用前事業者検査に必要な炉心の性能試験は実施可能であること、またデブリ実験としては、最適減速の格子間隔 1.50 cm だけでは反応度変化に乏しいため、2 領域炉心を検討するなどして減速不足条件である格子間隔 1.27 cm での実験も工夫して実験したい旨を説明した。

また、デブリ模擬体分析設備について進捗状況の報告が行われた。当該設備を追記した保安規定の変更認可申請を令和 4 年 3 月に実施し、現在審査中であること、使用前検査等の準備を進めているとともに、前年度作成したデブリ模擬体試作ペレットを用いて試分析を実施する予定であるとの説明があった。

委員から、ロシアのウクライナ侵攻により燃料輸送が遅延することについて、現有する旧 STACY の棒状燃料でどの程度の実験が可能かについての質問があった。現有燃料だけで可能な実験もあるが、影響をうけるものや、不可能な実験もあることが報告され、目的に対してどこまで出来るのかをよく考えて対応することが必要であるとの指摘が委員から出された。また格子間隔 1.27cm の場合には外部ドライバー領域が内側の実験領域に対してなんらかの影響を与えると思われるので、注意が必要との指摘があった。これに対し事務局から、事前解析にてドライバー領域により中性子スペクトルが影響を受ける範囲を評価している旨を説明した。

委員から、デブリ構造材模擬体の試作結果について、主要成分の精度（誤差）10%は大きい、実験への影響をどう評価しているか質問があった。事務局より、10%は確かに大きい、機器の誤差を大きめに見積っているため現状過大評価となっていること、今後詳細に評価し、誤差の影響を詰めていく考えであることを説明し、了解を得た。

委員より、STACY 施設の機能を最大限発揮することが望ましいことから、デブリ模擬体に必要な UO_2 粉末の別途調達も含めていろいろなオプションを考慮したほうが良い旨コメントがあった。また、解析の準備を可能な限り進めておくよう要請があった。事務局より、別途調達の可能性も含め、すべての選択肢を検討し、解析を進める旨回答があった。

委員より、中間格子板の位置が固定されているかについての確認があり、実効水位 100 cm 高さにて固定されているとの回答が事務局からあった。委員から、水位微分反応度係数の測定においては、格子板を跨がないようにする工夫が必要であるとの指摘があった。事務局より了解したとの回答があった。

委員より、格子板の下に泡がつくことがないのかという指摘があった。事務局より、モックアップ試験の結果から、定盤に比べて気泡の懸念は少ないこと、また補強桁がないため構造上気泡がたまりにくいことを説明した。

委員から、アルミニウムが実験結果に影響を及ぼす可能性についてアドバイスがあり、事前解析によってアルミニウムの断面積の不確かさがどの程度影響があるのか確認しておくようコメントがあった。事務局より、拝承し、SUS の吸収効果も含めて不確かさ評価を検討する旨回答した。

臨界挙動評価手法の整備

資料 1-5 を用いて事務局から臨界挙動評価手法の整備の計画が説明された。核分裂数マップの作成を目的とした臨界組成マップの作成について、委員より、令和 3 年度事業の実施内容との関係や、どのようなものを作成するのかとの質問がなされ、発表者からは今年度の実施内容には前年度との強い関係は無いこと、公開情報から現状の燃料デブリの組成分布を調査し、それを踏まえた上で臨界になる条件を想定した場合の組成を、場所ごとに推定する旨が回答された。

委員より、資料をもう少し詳しく書いて欲しいというリクエストが出され、事務局側は拝承した。さらに委員からは、核分裂数マップを作成するのであれば、諸々の情報を総合して臨界のシナリオを作成しそれに基づいて評価を行うべきではないかとの質問がなされ、発表者からは、そのとおりだが、現在はシナリオを確定させるだけの情報が不足しており、フルスペックでそういうことを実行することができない旨の回答がなされた。これに対して他の委員より、フルスペックで実施できなくとも、まずは手持ちの情報でできる範囲で実施することが大切ではないか、とのコメントがあり、発表者からは、今年度はそのような方針で、試験解析的に進めようとしている。前提条件等は明示する旨の回答がなされた。

委員より、Kr-89 と Xe-137 のクラウドシャインの影響はそもそも直達線の影響に比べてマイナーなのではないか、そうだとするとさらにそれらの崩壊後の Sr-89 と Cs-137 についてはほとんど影響があるとは思えない。何を目的として解析を行うのかとの質問がなされ、発表者からは、RASCAL コードで取り扱っていない核種である Kr-89 と Xe-137 とその崩壊系列の核種について、影響があるとすればどの程度かを調べ、実際のところ無視しても問題がないということを確認することを目的としている旨の回答がなされた。

委員より、本事業の成果が燃料デブリの臨界管理を行う上で実用的なツールになるよう、別途とりまとめが進んでいる臨界リスク評価まとめ資料との整合を考慮して研究を進めるようコメントがあった。

その他

全体に対するコメントとして、NRA が使えるものの開発につながっていただけないというコメントが委員よりあった。

予定していた STACY 更新炉を構成する機器の視察がコロナウイルス蔓延のためキャンセルになったが、現地に設置作業中のものを見ることも含め、事務局が再度スケジュールを調整する。第 2 回会合は令和 4 年 10 月 13 日とされた。

9.2 第 2 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 4 年 10 月 13 日（木）13:30～15:40

場所：

ビデオ会議システム(zoom)にて実施

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

資料 2-1 第 1 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）

資料 2-2 全体計画

資料 2-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

資料 2-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）

—STACY 更新に係る施設整備計画—

2-4-1 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置

STACY 更新炉の整備 —STACY 臨界実験の目的と意義—

資料 2-5 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

前回議事録の確認

資料 2-1 第 1 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 2-2 を使って全体計画、令和 4 年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いこ

とと、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題のために 7 月中旬から工事がストップしており今年度中の臨界達成が極めて困難となった事が報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 2-3 を使って臨界マップデータベースの拡充やモンテカルロコード Solomon の開発・整備に関する進捗状況を報告した。

委員より、Solomon を利用した臨界量解析について、100 サンプルでは少なすぎると感じたが、Solomon に実装される予定の極値理論に基づく有限機能を利用することで 100 サンプルでも十分に上限を抑えられるといった意図なのか、という質問があり、事務局からは、有限機能といったことは考えておらず、昨年度 100 サンプルである程度平均値の収束が見られたことから、まずは今年度も同様とする予定であるとの返答があった。これに対し、委員より、統計学に基づくランダムにサンプリングしたデータが n 個あった場合、その標準偏差の統計誤差は χ 分布に基づいて評価でき、結果的に相対統計誤差は $1/\sqrt{2(n-1)}$ となる。100 サンプルの場合は相対統計誤差 7%程度になるとのコメントがあった。

委員より、デブリ構成物質の質量保存からの偏差を評価することについて、その意図（目指しているところ）が明らかでないとの指摘があった。事務局より、例として、質量偏差が 1%を超えるような乱雑化になった場合に、棄却してもう 1 回作り直した乱雑化で、厳密に 1% 以内の質量偏差での評価の場合の臨界性揺らぎを示す、というような形で活用を考えていると回答した。また、極端で非現実的な乱雑化レプリカを排除することも意図していると回答した。

委員より、モンテカルロ法による質量偏差評価が任意形状について可能かどうかについての質問があった。事務局より、複数の 1 次及び 2 次曲面で定義された一般領域に関して、質量偏差の評価は計画していないと回答した。汎用モンテカルロ法コード MVP、MCNP などでも、上述の一般領域の体積計算機能は装備されておらず、本受託事業では、球、円柱、並びに直方体のような基本図形に対しての質量偏差評価機能の装備のみを計画していると追加回答した。

委員より、有界増幅機能の計算結果の表示について、改善の要望があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 2-4、2-4-1 及び手持資料 2-4-2 に基づいて、事務局から、定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について説明した。STACY は更新工事を進めていたが、令和 4 年 7 月 7 日に発生したダンプ槽支持脚に係る不適合の影響で 7/15 以降工事を停止した。不適合は異なる材料を用いた不適合と検査見逃しの不適合の 2 つに分けられるが、後者の不適合管理が完了したことから、10 月 12 日に一部工事を再開している。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整備として、内挿管、デブリ構造材模擬体、実験用高精度水位計の準備を進めている。

棒状燃料については新情報はなく、ロシアのウクライナ侵攻が終結していないことから、輸送計画再開の見通しは立っていない。情勢を注視し、輸送再開の機会を窺うと共に、輸送

容器のライセンス維持等、可能な作業を実施することを検討している。また、実験計画は、燃料輸送が遅延することを前提として検討する。

デブリ模擬体調製設備については、ロシアからの燃料輸送によって供給される予定の UO_2 粉末が入手できないため、コールド材料を用いて実験用試料を調製する。また、デブリ模擬体分析設備は、8/5 付けで運用のための保安規定の認可を取得した。試分析を準備中であり、第 3 四半期より実施する予定である。また、分析に必要な設備を購入し、納品待ちである。

令和 3 年度までに試作を行い、設計に必要な情報を取得したデブリ模擬体実験で使用するコンクリート模擬体について、令和 4 年度は設工認を申請する。また、主要成分の不確かさ低減のため XRD を用いた多元素同時測定を検討している。

STACY 運転再開後のデブリ臨界実験計画について、ダンプ槽支持脚に係る不適合がダンプ槽一部手直しで早期解決した場合と、解決が見込めずダンプ槽をすべて再製作することになった場合についてそれぞれ検討し、またロシアから取得予定の新燃料及び粉末燃料が届かない場合を想定した実験の優先度、達成度（新燃料取得出来た場合との比較）及び実験スケジュールについて各実験の目的と意義を合わせて説明した。

資料 2-4、2-4-1 及び 2-4-2 について、以下の議論があった。

（デブリ模擬体について）

委員より、多元素同時測定に用いる技術は XRD ではなく XRF ではないかとの確認があり、事務局で確認することとなった。確認の結果、XRD による手法であることを確認した。XRD は結晶化されている物質が判明していることが前提となるものの、多元素同時測定による定量分析が可能であると考えており、本年度は試料に含まれる物質を絞り込み、組成を評価する手法を得る予定である。

（STACY 更新計画について）

委員より、ダンプ槽支持脚の不適合を考慮した実験再開スケジュールの妥当性について確認があり、事務局より、元請けメーカーと調整済みの現実的な想定であること、ただし、不確定要素として不適合を起こした下請け企業の不適合管理が想定された時期に完了することを前提としている旨回答した。

委員より、下請けメーカーの不適合管理が適切な時期に完了しない場合、他のメーカーが代行してダンプ槽を製作することは検討しているか確認があった。事務局より、現状は当該下請けメーカーが不適合管理を完了した上で製作を継続するのが合理的と考えているが、完了しない場合は契約上元請けメーカーが責任を持って製作するよう要求している旨回答した。

委員より、その場合に実験期間が確保できるのか確認があり、事務局より、不適合管理が完了しない場合には元請けメーカーが製作を継続する前提ですでに計画を進めていることを回答した。

委員より、ダンプ槽を丸ごと再製作することになった場合どのくらいの期間がかかるか質問があり、事務局より、製作だけなら 5～6 ヶ月、それに加えて材料調達の時間がかかる旨を回答した。

委員より、ダンプ槽の一部補修の場合、不適合管理については原子力規制庁の確認を要するのか質問があり、事務局より、規制当局は経緯をウォッチはするが、原則として原子力機構が責任を持って確認する仕組みである旨を回答した。

委員会としては、できるだけ早く STACY 更新炉を臨界として実験が出来るように努力するようコメントがあり、事務局より拝承の旨を回答した。

臨界挙動評価手法の整備

担当者より、臨界挙動評価手法の整備に関する令和4年度の進捗状況について報告がなされた。

k_{inf} 計算条件に関して、Gd 等の物質を考慮してもよいのではないか、作成した臨界マップを用いて棄却できる範囲を特定できるのではないかな等の指摘が、複数の委員よりなされ、担当者から検討する旨が回答された。デブリの生成過程や現在の様子の想定から、組成として検討すべき範囲を狭めることが可能ではないかとの指摘が委員よりなされた。これに対して、リスクの評価の観点からはそのようなやり方が有効であるが、今回、最終的な目標は、指定した場所で臨界になった場合の総核分裂数を予測し、そのマップを作成することであるため、測定データや観測結果がないことについて想定で臨界の可能性を排除すると、ほとんどの場所で臨界にならない可能性があり、目的に合わない旨の回答がなされた。

そういう目的のための大まかな評価でよければ、総核分裂数はウランの量だけで実質的に決まるのではないかなとの指摘が委員よりなされた。事務局からはそういうこともあり、今回は今のところ公開情報にない Gd の量等は含めていない旨の回答がなされた。

今回はデブリの所在と組成についての調査が主であって、今後の作業上の流れを確認するとともに問題点を洗い出すためのものであることと、 k_{inf} や核分裂数の計算を行う際には今回指摘をいただいた点に関して注意をしたい旨の説明が担当から行われた。

その他

第3回会合は令和5年3月1日とされ、ビデオ会議システムではなく原子力機構東海において対面で開催することとされた。現地に設置作業中の STACY 更新炉の見学も行うこととされた。

9.3 第3回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和4年3月1日（水）10:00～15:30

場所：

日本原子力研究開発機構 NUCEF101 会議室
(ビデオ会議システム(zoom)の接続もあり)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷

原子力規制庁（zoom より接続）：大川、岩橋、柴、川口

配付資料：

資料 3-1 第 2 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）

資料 3-2 全体計画

資料 3-3 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発）

資料 3-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）

資料 3-5 臨界挙動評価手法の整備

資料 3-6 臨界リスク管理の観点からの再整理

議事内容

前回議事録の確認

資料 3-1 第 2 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 3-2 を使って全体計画、令和 4 年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いことと、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題は令和 5 年 2 月 24 日に最終報告を行って解決したこと、今年度中の臨界達成が極めて困難となったが最新の予定では令和 6 年 1 月から 2 月にかけて初臨界を予定していることが報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 3-3 を使って、臨界マップデータベースの拡充・高精度化に関して、Solomon のボクセル機能を用いた臨界量評価や Solomon の開発・整備についての成果を報告した。

臨界量評価に関して、委員より、今回の検討で非均質体系に近い臨界量評価結果が得られた点について、ボクセル機能を用いたことによる結果なのか、それともワイエルシュトラス関数に基づく乱雑化モデルで水を乱雑に分布させた場合でも同様の結果が得られるのかという質問があり、事務局よりボクセル機能を用いたことによるものである旨回答された。また、委員より、ボクセルサイズが 1 cm の場合で最も保守的な結果となった理由について質問があった。事務局より、体系が軽水減速体系のため非均質性が高まることで中性子増倍率が大きくなる今回の結果はある程度予想された結果であったことと、隣接したボクセルが水に置換される場合にはボクセルサイズを小さくしても影響が小さい可能性が想定されたが、1 cm 程度で増倍率が最大になることが今回の結果によって明確となったことが回答された。

Solomon の開発・整備に関しては、乱雑化モデルにおける質量偏差評価手法の検討、乱雑化の有界増幅による計算効率化、実デブリの持つ乱雑さ評価（画像処理）とのリンクの試みについての報告がなされた。委員からは、画像処理から得られたパワースペクトルを Solomon のワイエルシュトラス関数に直接入力する機能についての質問があった。事務局より、ワイエルシュトラス関数を任意形状のパワースペクトルに対応可能に拡張することは理論的に可能であると令和 3 年度の報告書で報告したが、現在ではその必要性を感じていない。ただし質量偏差評価手法の検討において低周波領域でのパワースペクトル平坦化が質量保存の効果をもたらすことがわかっているため、このような入力機能の実装は現実的であると考えているとの回答があった。別の委員より、画像は内部の乱雑さは反映していないかもしれないが、表面にある空孔率などの乱雑さは反映しているとのコメントがあった。事務局からは、低周波による臨界性揺らぎへの影響が大きいので、大きなスケールでの画像を得ることが課題となっているとの回答があった。その他委員からは、有界増幅で得られた最大値が発生する確率（頻度）を評価出来ると良いこと、極端な事象に対応するかどうかを判断するために統計的なバックグラウンドがあると良いと言うコメントがあった。その他、レプリカを可視化することが出来ればリスクの高いモデルを具体的な姿で示すことが可能になって、対外的な説明で有効あるとのコメントがあった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局から、資料 3-4 に基づいて、定常臨界実験装置 STACY 更新工事の進捗状況について説明した。STACY は令和 4 年 7 月に発生したダンプ槽支持脚に係る不適合によって一時工事を中断したが、令和 5 年 2 月 24 日に不適合管理が完了したことを公表したことを報告した。新たな臨界実験開始時期は令和 6 年 5 月としているが、1 ヶ月以上の前倒しを目指して工事を進めている。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整備として、内挿管、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管の設工認を進めている。

棒状燃料については新情報はなく、ロシアのウクライナ侵攻が終結していないことから、輸送計画再開の見通しは立っていない。情勢を注視し、輸送再開の機会を窺うと共に、輸送容器のライセンス維持等、可能な作業を実施することを検討している。また、実験計画は、燃料輸送が遅延することを前提として立案する。

デブリ模擬体調製設備については、ロシアからの燃料輸送によって供給される予定の UO_2 粉末が入手できないため、コールド材料を用いて実験用試料を調製する。

デブリ模擬体分析設備は、令和 5 年度第 1 四半期に使用前確認申請及び検査を実施する予定である。また、デブリ調製設備で試作したデブリ模擬体ペレットの試分析の結果を報告した。

前年度に引き続き進めているデブリ構造材模擬体のうちコンクリート模擬体の分析手法について、X 線回折法（XRD）、蛍光 X 線分析法（XRF）による予備的な結果を報告した。

STACY 運転再開後のデブリ臨界実験計画について、ダンプ槽支持脚に係る不適合管理が完了したこと、想定される運転再開スケジュールに合わせた最新の実験計画について報告した。また、計画している実験のうち、炉心タンク内機器を詳細にモデル化した初臨界炉心、燃料デブリの落下を静的に模擬する落下模擬試験、燃料、水孔、コンクリート模擬体を不均一に配置する試験について現状の検討状況を報告した。

委員より、デブリ模擬体分析設備の分析精度について、臨界実験側のニーズに対してどの程度の精度が得られているのか質問があった。事務局からは、臨界実験側のニーズによらず最善の精度を実現するよう準備を進めている旨を説明があった。委員より、化学分析で得られる数字の精度と炉物理実験で議論する精度は大きく違い、前者はせいぜい3桁程度であるため、ニーズの齟齬がないように調整することが重要であるとコメントがあった。

委員より、STACYの実験用装荷物の設工認について、3つの装荷物を同時に申請しているのであれば、完成した順に使用できるよう、規制側に調整を図るべきであるとコメントがあった。事務局より、現時点でKUCAを参考にし、完成した順に一部使用が可能なように相談している旨を回答した。

委員より、中間格子板の反応度の大きさを考えると中間格子板をまたぐ際に水位差法が機能するか懸念があり、温度補正も含めて実験手法をよく検討するようコメントがあった。事務局より、拝承する旨回答した。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料3-5を使って、文献調査に基づくデブリの組成分布の整理結果とともに臨界となる場合の組成分布の推定について報告された。また、原子炉過酷事故では通例考慮されない短半減期の希ガス元素がデブリ臨界事故時の空間線量率評価に与える影響についての成果が報告された。

k_{inf} の計算条件に関して、重要なのは燃料の重量そのものではなく組成の比であることの確認が委員からなされ、配布資料の表下に記載された脚注説明は不適切か不要なのではないかとの指摘があった。その通りであるが分かり易いように、参照した公開文献の表に示される重量を用いて記述した旨が回答された。ボロンの投入量についての質問もなされ、ボロンは制御棒由来のものが全て混入している想定であることの説明がなされた。ガドリニウムを算入していないことについて考え方を報告書では丁寧に説明することを求められた。

核分裂数の評価方法に関して、添加反応度やフィードバック反応度の評価方法の確認と、動特性解析よりは水分蒸発に必要な熱量から換算するような方法の方が目安を得るには実際的である旨のコメントが委員からなされた。ただし、サブプレッションチャンバーのボリュームは非常に大きいため、その内部の水が全部蒸発すると核分裂数も非常に大きくなる一方、そういうシナリオが成立するのかということもあり、今後の評価は難しいとのコメントもなされた。

これに対して、冷却水の供給を止めない限りは核分裂が止まらないといったことも考えるため、有効なシナリオの検討が非常に重要であると考えている旨の回答がなされた。合わせて臨界になる時の燃料デブリの大きさや形状等の想定についてアドバイスが求められ、委員から、場所によっては物理的に最大体積がとて大きくなる可能性があるが、上限はきつとあるだろう、多点炉のような扱い方も考えられるが、いずれにしてもシナリオの検討は難しい旨のコメントがなされた。

検討の進め方について、様々なパラメータを考慮した多次元空間として見たときに、大雑把な推定からだんだんと絞っていくようなやり方をしていると捉えると、やるべきリストというものを予め作っておいて、今までにここまで計算したというようなものを提示するよう

なことになると考える。そう考えると、考慮しているパラメータや条件を整理したような表を作るなど、系統的に進める必要があるのではないかとのコメントが委員からなされた。

これに対して、ここでの目的は詳細な検討ではなく目安を得ることであるから、そういうパラメータや条件をしらみつぶしに検討するのではなく最短距離を進むようなやり方を従来はしてきた。その際、いくつもの想定に基づいており、それに対して、その想定の妥当性を高める検討やシナリオの尤もらしさの検討を行って進めようとしているのが今のやり方である旨の回答がなされた。

また、委員より、線量評価への短半減期希ガス元素の影響に関して、解析に用いる線源と作業者との位置関係をより現実的なものとすべきである旨のコメントがなされた。さらに、RASCAL コードで取り扱っている短半減期ではない(半減期が比較的長い)希ガス元素の線量に対する寄与として、サブマージョンによる外部被ばく線量の換算係数に基づいて今回対象とした短半減期の希ガス元素の影響を概算するといった、今回の成果を活用する具体的な方法に報告書にて言及すべきである旨のコメントがなされた。

注：例えば、米国 EPA の下記文献の Table4-6 に、希ガスのサブマージョンによるその線量換算係数が整理されている。

- <https://www.epa.gov/radiation/federal-guidance-report-no-15-external-exposure-radionuclides-air-water-and-soil>
- https://www.epa.gov/sites/default/files/201908/documents/fgr_15_final_508_2019aug02.pdf#page=202

臨界リスク管理の観点からの再整理

事務局から、資料 3-6 に基づいて、令和 3 年度までの本事業成果（臨界マップ及び臨界影響評価）を用いて燃料デブリの臨界リスク管理を行う場合の具体的なイメージについて説明した。第 2 3 回専門部会の報告からの変更点として、用いる用語を米国 NUREG などの定義に基づき再考したこと、リスク評価の具体例は改訂したフローを中心に説明し、頻度と影響度のマトリックス表はミスリーディングを防ぐため非掲載としたことなどを説明した。

委員より、リスク評価の世界で使われている用語を用いること、マトリックス表を使うと用いる数値をどうやって求めるかが問題になって不確かさ評価などを丁寧にやりましょうということになってしまうが、ここで重要なのは臨界となるシナリオの理解と臨界マップで評価された実効増倍率がどういう条件ならこうなるという情報をもとにして人間が判断するということである。事業者もリスクの判断基準について何らかの数値を定めてもらうことは想定していないのではないかとコメントがあった。

委員より、「臨界マップ」に関しては全体を俯瞰する地図のようなものをイメージする『マップ』の呼称と実態である『データベース』との間に違和感があるとのコメントがあった。事務局より、「臨界マップ」の呼称は本事業で継続的に使われていること、データベースとしても現時点で網羅的なものではなく、何らかのインプットに対する判定手法のような使い方を想定していることを説明した。

委員より、具体的イメージに対して、実際の作業をやりながら見直しをするのかという質問があった。事務局より、そのとおりであり、それぞれのシナリオを良く検討し、シナリオ分析、リスク分析に本事業の成果を用いることを提案していることを説明した。

その他

午後 1 時間半程度、STACY 更新炉の工事現場、保管されている格子板、制御室の見学を実施した。その後、本受託の取り纏め方針についての議論を行った。事務局からは、本受託事業が令和 6 年度に終了することから、本受託の成果は規制側が安全審査に使用されるシステムの妥当性を検証するための知見を得ることにあるということを認識し、成果の取り纏めを意識した活動を行っているということが報告された。STACY 更新炉だけが重要というわけではなく、ソフトウェアも重要視しており、開発しているコードやデータベースが利用しやすくなる活動も重要視していることが報告された。また、受託事業が終わった後の STACY 更新炉の利用計画の重要性についても認識しており、JAEA だけではなく多くの関係者が利用可能な装置になることが必要であって、そのために外部機関との協力関係、特に KUCA や近大炉など他の類似の装置を持つ機関との協力が非常に重要となるという方針が示された。また、STACY 更新炉の利用を促進するために STACY 更新炉の設計データを取り纏めた JAEA の公開報告書の作成も計画していることが報告された。これに関して委員からはその方針に対する賛同と同時に本受託事業で得られた成果をもっとアピールしてほしい、データをまとめた公開報告書も重要であるが、STACY 更新炉に関して引用されるべき公式論文を作って引用数を増やすといった提案があった。また、臨界マップデータベースは内容の技術的価値が高いことは認めるが、名称が良くないために認知度が高まらないと思われるのでその機能が良く理解される名称に変更した方が良いのではないかという提案があった。事務局からはこれらの示唆について検討する旨の返答があった。

全体の取り纏め方針については、事務局が示した方針で概ね合意があったが、委員からは臨界挙動評価の取り纏め方針をどうすべきかという問題提起があった。今回の委員会では仮想的な条件のもとに投入反応度を決めているため、ケーススタディとしては有効であるが、現実から大きく離れた条件であると思われることから設定条件を再度検討した方が良いのではないかと、臨界マップデータベースに格納されている条件下にあるデブリを考え、その条件が崩れた時に入る反応度を考えるのが現実的ではないのか、という意見が出され、事務局で検討することとした。

令和 5 年度も今年度と同様に 6 月、10 月、3 月の 3 回の評価委員会を開催することと今の委員に評価委員を委嘱したい旨が事務局から提案され、委員の了承を得た。

9.4 第 4 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 5 年 6 月 26 日（月）9:30-11:50

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、島田、
グエン・ホアン・ハイ、外池

原子力規制庁：大川、岩橋、柴、川口、秋葉

配付資料：

- 資料 4-1 第 3 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）
- 資料 4-2 全体計画
- 資料 4-3 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発）
- 資料 4-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）
- 資料 4-5 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

前回議事録の確認

資料 4-1 第 3 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 4-2 を使って全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いことと、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題は令和 5 年 2 月 24 日に最終報告を行って解決したこと、最新の予定では令和 6 年 1 月から 2 月にかけて初臨界を予定していることが報告された。委員から年度計画の線表における初臨界の達成時期が令和 6 年度に見えるので修正すべきというコメントがあり、事務局から修正するとの返答があった。Facile の開発における粒子輸送コード PHITS の位置づけについての質問が委員からあり、RESTORE は臨界事故によって発生した FP による被ばく線量の評価を意図したものであり、PHITS は直達線による被ばく線量評価を行うものであるとの回答があった。委員から臨界事故評価コード AGNES は Facile に入れないのかというコメントがあったが、事務局からは事故解析コードは統合化するニーズが無いのでその計画は無いことが報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 4-3 を使って、臨界マップデータベースに関する今年度の実施計画について報告された。具体的には、Solomon を用いた燃料・水・構造材の 3 物質を含む乱雑体系の臨

界量評価、燃料デブリの臨界安全評価システム Facile への PHITS 及び Solomon の導入、Solomon の機能拡充(3 物質系での質量偏差評価機能の実装、4 物質系の乱雑化モデルの実装)等の実施計画が報告された。

委員より、3 物質系の乱雑化ダイアグラムに関連して、この手法の水の乱雑化への適用について質問があった。事務局より、2 種の燃焼度からなる燃料デブリと水の乱雑化ならば可能であり、3 種の燃焼度からなる燃料デブリを標準の例題としてきたので、今後水の乱雑化も取り扱う場合には 4 物質系の乱雑化が必要になるとの回答があった。

委員からはこれまでの事業で実施してきた燃料デブリの臨界性評価との整合性に関し Facile で使用する ORIGEN2 について計算で使用するライブラリについての質問があった。事務局からは、Facile では ORIGEN2 の計算の制御は考えておらず、任意かつ複数の ORIGEN2 の出力ファイルから MVP 等の入力データに必要な原子個数密度データを作成して入力データに組み込んで計算を実行するシステムであるとの説明があった（注：そのためこれまで実施した結果との整合性はある）。また、Facile とは別にユーザーが任意のライブラリを指定して ORIGEN2 で燃焼計算を実施するシステムが別途実現されていることや、SWAT4 の場合は中性子スペクトル変化を取り入れつつ ORIGEN2 の出力フォーマットで燃焼燃料の組成を与えるため、そのファイルを使うことで計算体系に依存したスペクトルを使用した燃焼計算結果を得ることが出来て、その結果を Facile で取り扱うことが可能である旨の説明があった。SA コードの反映において実施する内容についてこれまで実施した臨界マップデータベースとの関係について質問があった。事務局からは今回の感度解析については臨界マップデータベースに登録された計算結果と同様のものを対象とするものであり、データを補完するものとなるとの回答があった。

委員より、改良 Facile では作業者の被ばく評価において、線源と作業者の間に遮蔽体等がある場合対応可能か確認があり、事務局より、PHITS でモデル化可能なものであれば任意の体系に対応可能である旨回答した。

委員より、乱雑化モデルは例えば構造材が大きな塊になってデブリの中に埋まっているような体系を評価可能か質問があり、事務局より、ボクセルモデルのサイズを大きくすることによって原理的には可能であるが、質量保存の整合性に問題が出る可能性があり、現実的には、現在評価しているサイズを超えた大きな構造材の塊を計算することは難しい旨を回答した。

切り株状になった燃料の冷却材流路にデブリが入っていく状態の臨界計算については、計算の意図は分かるが、それよりは、歯抜けになってしまった燃料や炉心外周部に切り株燃料が何層も残っている時の臨界性についての評価を行うことが求められるのではないかとのコメントがあり、事務局で検討することとなった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局より、資料 4-4 に基づいて STACY 更新工事の進捗状況、燃料輸送の現状、実験設備に係る設工認安全審査の状況及びこれらを踏まえた STACY 実験計画についての説明があった。デブリ模擬体分析設備については、使用前確認申請及び検査の進捗状況と今年度を実施するデブリ模擬体ペレットの試分析の計画についての報告が行われた。

委員より、設工認の認可取得の遅れにより初臨界時期に影響は出ないのか、また、資金計画に影響はないのか確認があった。事務局より、運転開始に必要な認可は取得済みであるため、初臨界への影響はない見込みであるが、令和 6 年度のデブリ臨界実験時期には影響があり、必要に応じて使用前事業者検査合格時期を調整する旨を回答した。また、資金については現在確保されている予算内で実施するが、必要に応じて年度間の資金の配分を変更する手続きを検討する旨を回答した。

委員より、実験期間を最大限確保するために、発電炉における合格証の同日交付のように原子力規制庁の使用前確認期間を短縮できないか確認があり、事務局より、試験研究炉の場合は安全上の必要性が認められないため現時点ではそれは困難あるとの回答があった。その他、委員より、実験期間を最大限確保するために原子力規制庁と交渉してはどうかというコメントがあった。

※席上で、事務局より使用前確認期間が運転期間を削ってしまう旨の発言があったが、法令を精査すると使用前確認の場合は「使用を開始した日」から運転期間が始まるとされているため、運転期間は削られない見込みであることを確認した。

委員より、実験設備の設工認安全審査の要点について質問があり、事務局より、現状、炉心構成範囲内で一番危険な炉心は何かをサーベイしており、その一番危険な炉心で使用前事業者検査を実施することを求められている旨を回答した。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料 4-5 を使って、R5 年度の計画について報告された。全体像がわかり難いので、大事なところから作業をして順にそれを示していくというやり方もあるのではないかと、とのコメントがなされた。委員より、IRID 検討では過剰な添加反応度が加わることが無いように、1 回当たりのデブリ取出量・加工サイズを制限していると思われるが、こういった条件で臨界超過するイベントを想定しているのか、との質問があった。それに対して、地震などで燃料デブリが落下する場合に、大きな添加反応度が加わることを想定した旨、回答があった。このとき、組成分布の状況と核分裂数をどのように結びつけるのかとの質問がなされ、反応度温度係数を通じて両者が結び付けられるとの回答がなされた。

別のアプローチとしては、水の有無によって臨界になるかならないかが決まることを考えれば、熱のバランスによって核分裂数が決められるのではないかととのコメントがなされた。これに対しては、冷却水量の条件設定に依存するため、熱のバランスによる評価は困難であるとの回答があった。また、核分裂数の評価は添加反応度の条件設定に依存するため、1 核分裂あたりの外部への影響(被ばく量など)を求めればよい、とのコメントもなされた。昨年度の調査内容に対して、その結果がどのように使われるのか資料に示すべきとのコメントがなされた。これに対して、資料を修正して後ほど送付することとした。

その他

次回会合は令和 5 年 10 月 27 日（金）午前中に zoom にて開催することとされた。

9.5 第 5 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 5 年 11 月 6 日（月）15:00-17:15

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、
島田、グエン・ホアン・ハイ

原子力規制庁：岩橋、柴、川口

配付資料：

資料 5-1 第 4 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）

資料 5-2 全体計画

資料 5-3 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア
開発）

資料 5-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）

資料 5-5 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

前回議事録の確認

資料 5-1 第 4 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 5-2 を使って全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 5-3 を使って、臨界マップデータベースに関して、Solomon を用いた構造材を含む燃料デブリの臨界量解析、Facile への PHITS 及び Solomon の組み込み、Solomon の質量偏差や 4 物質の乱雑化手法についての検討、シビアアクシデントの結果を考慮した燃料デブリ解析等についての進捗状況が報告された。

委員より、5 ページの臨界半径の図に関して、 -3σ の線が非現実的に小さい値になっている理由について確認があり、事務局より、実際は非常に小さい臨界半径のレプリカが存在するわけではなく、臨界半径が大きいレプリカが多数存在することにより標準偏差が大きくなり、それを過去の検討と同様の手順で平均値に対して正規分布のような形で単純に正負の両側に同じ標準偏差を与えたためにこのような図となったことが説明された。それに関して、委員より、現在の標準偏差の表示は不適当であるため、“Wilks の手法”など、正規分布を仮定しないノンパラメトリックな方法の導入を検討すべきであるとのコメントがなされた。

委員より、10 ページの Facile での Solomon を用いた処理手順フローについて、ユーザーの利便性を考えると外部処理を含まない処理にすべきではないかという質問があり、事務局から、Facile(Python)での処理に Solomon(C++)のコンパイルを含ませることはセキュリティ等の観点から推奨されず、また Solomon 自体をコンパイルが含まれない形に簡単に変更することができないことから、現状は外部処理を含む形としていると説明された。

SA コードの反映を試みる評価計算においては、前回の委員会でのコメントに対応して炉心外周分に燃料集合体が残っている状況の解析を行っていることが報告された。これに関し委員からは、制御棒及び水の存在を考慮しているかの質問があった。事務局からは、炉心損傷が進行する段階においてはそれらが存在する状況も考えられるが、事故が進展してしまった状況进行评估しているので、この解析では両者とも考えていないとの返答があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局より、資料 5-4 に基づいて STACY 更新工事の進捗状況、燃料輸送の現状、実験設備に係る設工認安全審査の状況及びこれらを踏まえた STACY 実験計画について、以下の報告があった。

STACY については、令和 5 年 11 月現在、設備機器の据付はほぼ完了しており、機能試験を実施していること、メーカーから機構への引渡し時期は 12 月末を予定していることが報告された。

デブリ模擬臨界実験に使用する実験用装荷物に係る設工認安全審査について、令和 5 年 9 月 28 日に審査会合が行われ、すべての論点が解決されたと思われるため補正準備に

入っていること、ただし、同審査会合にて、すでに認可済みの基本炉心設工認（STACYの運転再開に必要な炉心）について、燃料本数を 900 本から 400 本に変更する変更申請をするよう指導を受けたため、対応のため計画より約 1 ヶ月進行が遅延すること、ただし、当該遅延により初臨界スケジュールは影響を受けないようにし、計画どおり令和 6 年 5 月には運転再開をすることが報告された。

デブリ模擬体調製設備及び分析設備について、使用前確認の準備を進めていること、令和 6 年 2 月にコールドペレットの試調製を行うこと、第 3～4 四半期に前年度試調製したコールドペレットの試分析を行うことが報告された。

燃料製作及び輸送については、燃料メーカーとの連絡が取れない状況が続いていることが報告された。

STACY 運転再開後の実験について、規制庁の安全審査において要求された事項を反映した初臨界炉心の概要について報告され、また出力校正のための実験機材の準備状況について報告された。さらに、前述の実験用装荷物設工認の安全審査状況を反映したデブリ模擬臨界実験計画の概要及びデブリ落下模擬試験炉心や不均一配置炉心等の実験炉心の検討状況について報告された。

上記の報告に対し、以下の議論があった。

委員より、使用する棒状燃料が 900 本から 400 本に減少した事により設工認の変更を求められた件は技術的な理由によるものか確認があり、事務局より、審査会合の議論にて、技術的な理由というよりは文書上の整合性を求める理由であるとされた旨の回答があった。また、委員より、今後棒状燃料 900 本が輸送された場合は設工認の再取得が必要になるのか確認があり、事務局より、その通りであって、400 本を超える棒状燃料を使用する場合は設工認の再取得が必要になる旨の回答があった。

委員より、燃料輸送実施の見込みについて確認があり、事務局から、現在の国際情勢では相当に困難な状況ではあるが断念はしていない旨の回答があった。また、委員より、燃料の長期保管に伴う保管費用の要否について確認があり、現時点で請求はされていない旨回答が事務局からあった。

委員より、STACY の性能試験において、各臨界水位における水位ワース測定が計画されているかの確認があり、事務局より、性能試験においては代表的な炉心において測定を行うことになっていて網羅的な測定は計画されていないこと、そのような測定は供用運転において行う旨回答があった。また、委員より、安全板の反応度価値測定はロッドドロップ法で実施するのか確認があり、事務局より、ロッドドロップ法を用いる旨回答があった。

委員より、報告した実験計画において高出力運転の後に FP 崩壊を待つために 1 ヶ月ほどの期間を置くとしていることに対し、2、3 日で影響は問題にならなくなるのではないか、実験期間は貴重であるので、実測により問題ないことが確認された場合は計画を前倒しし、効率よく実験を進めた方がいい旨、コメントがあった。事務局より、効率よく実験ができるよう検討する旨回答があった。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料 5-5 を使って、デブリの臨界事故時核分裂数マップ作成における R5 年度の作業内容についての詳細の説明がなされた。シナリオとしてはデブリ取り出し時の臨界事故を取り扱うこと、超過反応度の試計算を行うことが説明された。

核分裂数マップとして、そもそも絶対値を評価する必要があるのか、リスクの大小を見るために相対的な値の比較で十分であれば、反応度等のデータを比較することでできるのではないかとのコメントがなされ、反応度温度係数などが異なるため、単純にはできない旨の回答がなされた。

シナリオ案の反応度添加率に関して、IRID のシナリオは細粉蓄積によるものであり、このまま適用してよいか検討すべき、とのコメントがなされた。

スリーマイルのデブリの空孔率のデータなどは調べたのかとの質問に対し、調査は行ったがそれを採用すると臨界にならないこと、通常は最も反応度が大きくなるような条件を探すことから現状の対応をしている、との回答が事務局よりなされた。これに対しては、小さなデブリ粒子が沈降することを考慮すべきであるとのコメントが委員よりなされた。

核分裂数マップの作成にとどまらず、その結果を用いた線量評価まで実施すべきではないか、とのコメントがあった。また、核分裂数ではなく線量評価の観点から考えてはどうか、たとえば敷地境界における被ばく線量が 1 mSv になるような核分裂数はいくらになるかと言った逆の想定で検討してもよいのではないかとのアイディアが事務局より提示された。

その他

事務局から、中島委員が都合により今回で評価委員会委員を退任することと、後任の委員に東京工業大学の小原徹教授を推薦したいこと、そして委員会の主査を黒崎委員に依頼したいことが報告され、承認された。次回会合は令和 6 年 3 月 6 日から 8 日の間に zoom にて開催することとされ、新任委員の小原教授も含めて日程の調整を行うこととされた。

9.6 第 6 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 6 年 3 月 6 日（水）13:30-15:30

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：黒崎（委員長）、遠藤、村松、小原（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、島田、
グエン・ホアン

オブザーバー 中島

原子力規制庁：岩橋、柴、大川

配付資料：

- | | |
|--------|------------------------------------|
| 資料 6-1 | 第 5 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案） |
| 資料 6-2 | 全体計画 |
| 資料 6-3 | 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発） |
| 資料 6-4 | 臨界条件評価手法の整備（臨界実験） |
| 資料 6-5 | 臨界挙動評価手法の整備 |

議事内容

委員長挨拶及び事務局からの報告

新委員長である黒崎委員、新任委員の小原委員から挨拶があった。前委員長である中島氏がオブザーバーで参加していることが報告された。

前回議事録の確認

資料 6-1 第 5 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 6-2 を使って全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告された。委員から、臨界挙動評価手法について、箇条書きになっている項目と線表の項目が一致していないことが指摘され、事務局から次回は修正するという返答があった。来年度が事業最終年度であることから、完成した STACY 更新炉の今後の利用に関する議論があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から、Solomon を用いた構造材を含む臨界量解析の結果及び、臨界安全解析システム FACILE への線量評価コード PHITS の組み込んだサンプル計算結果について報告した。委員より、Solomon を用いた解析に関して、100 レプリカの解析により得られた最小臨界半径は、Wilks の手法など統計的手法に基づくことで、臨界安全管理の観点で意味のある解釈ができるとのコメントがあった。また、委員より臨界半径の分布よりは最小値が重要であり、どのような分布の場合に最小になるのか、如何に最小になるような状態を避けることができるか、といった検討を期待するとのコメントがあった。

事務局から、シビアアクシデントコードの成果の取り入れに関する評価計算の結果が示された。委員からは、炉心中央部が脱落していくような状況を模擬した計算は、炉心外周部に燃料が残っている時の臨界管理を考える上で有益であるというコメントがあった。JENDL-5 を用いて行ったデブリの最小臨界量評価結果について委員からコメントがあり、JENDL-5 を使用した軽水減速臨界実験ベンチマーク問題の核計算結果の傾向と同様であるか確認したほうが良いとのコメントがあった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局より、資料 6-4 を用いて、臨界条件評価手法の整備のうち臨界実験計画について進捗報告があった。まず、STACY 更新炉の工事は昨年 12 月 28 日に完了したこと、また、原子炉の運転開始前に実施すべき使用前事業者検査はすべて完了し、運転再開の前提となる炉心の設工認変更に関する規制当局の審査を除けば、運転再開の準備が整ったことが報告された。審査長期化の影響は報告時点では確定していないが、設工認認可後も規制当局による試験使用確認や周辺自治体の立入調査が実施されるため、以下の実験計画は 3 ヶ月遅れを仮定して報告された。デブリ模擬臨界実験に使用する実験用装荷物については、令和 6 年 1 月 26 日に設工認の認可を取得し、製作及び使用前事業者検査（材料検査等）に着手したことが報告された。

デブリ模擬体調製設備及び分析設備について、使用前確認の準備を進めていること、令和 6 年 2 月にコールドペレットの試調製を行ったこと、第 3～4 四半期に前年度試調製したコールドペレットの試分析を行ったことが報告された。試分析にて実施したジルコニウム酸化物ペレットの組成分析においてハフニウムが少量ながら検出されたことについて、臨界実験での評価上の影響へのコメントがあった。これに対し、当該元素は試調製で用いたジルコニウム酸化物の試料由来であること、今後臨界実験に用いるデブリ模擬体原料には純度等が保証された原料を用いるため、臨界実験には影響しないことを回答した。

STACY 更新炉を用いた計画について、個々の実験テーマの炉心構成及び事前解析結果と、令和 6 年度の実験期間が約半年であることを説明した。委員より、限られた期間で現在の実験計画を実施するには条件設定をよく検討した上で絞り込むことが必要との見解が示された。また、デブリ落下模擬の実験テーマについて、その詳細な実験計画、炉心構成について質問があった。事務局より、分割した炉心構成によってデブリ落下を静的に模擬するものであり、分割炉心を近接する場合の増倍率変化を臨界水位差で読み取るものであることを説明した。特に事前解析により、片方の炉心配置に窪みがある場合には、増倍率の変化が複雑になる場合があることを説明した。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から臨界挙動評価手法の整備に関する令和5年度の成果について報告がなされた。シナリオの作り方についての質問がなされ、IRIDのシナリオに加えて独自の工夫でより合理的な範囲となるようにしている旨の回答がなされた。これに対して、どのような考え方でシナリオが作られたのかを明確にして報告書に記載する必要がある旨のコメントがなされた。たとえばデブリの落下などの自然現象と一点炉動特性のパラメータとの関係がもう少しはつきりするとより状況が見えやすくなるのではないかと思うが、その検討は難しいことは理解しているとのコメントがなされた。また、今後の検討に役立てるため、他の委員会（燃料デブリ工法評価小委員会報告書）の報告書の内容も参考にすると良いとのコメントがなされた。また、事務局より核分裂マップ作成に資する、燃料デブリ領域形状と動特性解析結果の関係を調査した成果の報告がなされたが、本件に関して委員からのコメントは特段なされなかった。

その他

次回会合は STACY 更新炉の初臨界に立ち会えるタイミングも考慮して日程を決めることとされた。事務局が STACY 更新炉の準備状況を見つつ、その調整を行う。

第VI編 まとめ

第 10 章 令和 4 年度事業の成果

10.1 臨界条件評価手法の整備

Solomon を用いた臨界特性データ拡充に向けた検討として、Solomon の乱雑化モデルとボクセルモデルを組み合わせて臨界量評価を実施し、両者のモデルが臨界量評価に与える影響を確認した。乱雑化モデルは 3 種類の燃焼燃料組成の乱雑混合に適用し、一方でボクセルモデルにより水を非均質に体系に導入した。解析の結果、本モデルにより得られた臨界量評価結果は、過去に実施した FCC 構造に基づく非均質体系の結果と近い結果になることが分かった。最適減速から外れた条件では Solomon を用いた計算結果の方が臨界量を小さく評価する傾向があり、単純な非均質体系よりも現実的かつ安全側の評価が可能であることが示唆された。また、最適減速に近い条件では、Solomon を用いた臨界量平均値よりも非均質体系の方が臨界量を小さく評価したが、混合する燃料組成条件によっては、燃料分布の乱雑さによるばらつきを考慮することでより安全側の評価となり得ることが分かった。なお、例えば水中にデブリ粒子が分布するような場合など、単純な非均質モデルの方が適切と考えられるような状況の場合には、非均質体系による臨界量評価結果に、Solomon による臨界量不確かさ評価結果を組み合わせることで、燃料分布の乱雑さを考慮したより合理的な評価が行える可能性があることがわかった。

燃料デブリを含む体系の臨界リスク基礎データベースに関して、高精度化及び精緻化に必要とされる Solomon 乱雑化モデルの機能拡張を検討した。最初に、乱雑化モデルを質量管理の下で本格運用するための準備として、基準ケースからの構成物質の質量偏差を評価する機能について検討した。この過程で、乱雑化を定義している逆冪乗則パワースペクトルの低スペクトル領域が大きな質量偏差をもたらす可能性を明らかにした。特に、波数に関して、 1 cm^{-1} 以下のスペクトル領域の影響が大きいことがわかった。また、低スペクトル領域で小さな逆冪指数にすると、質量偏差が小さくなることを明らかにした。質量偏差の計算手法としては、モンテカルロ法による乱雑化関数の数値積分で充分に対応できることがわかった。次に、有界な乱雑化増幅による中性子実効増倍率の最大可能値推定に関するデータを拡充した。極値統計による性能評価を実施し、有界な乱雑化増幅による効率的な臨界性揺らぎの上限値推定が可能であることを示した。最後に、乱雑化モデルの基礎基盤である、「工学的制御の及ばない無秩序な系は、最終的に、逆冪の指数が 1 と 2 の間の逆冪乗則パワースペクトルの状態に落ち着く」という統計物理学的理論の妥当性を、フランスの CEA がドイツの KIT で実施したデブリ模擬体生成実験の画像解析により確認した。デブリ(模擬体)の画像(*.jpg) ファイルを入手できれば、同じ手順でパワースペクトルを計算できるようになり、将来の画像入手機会への備えを確立した。

STACY 更新炉の工事に関しては、平成 29 年に申請した設計及び工事の方法の認可（設工認）の安全審査が当初の想定を超えた期間を要し、また、機器製作中に製造に係る不適合事象が発生したため、令和 4 年度事業は、令和 4 年及び令和 5 年の 2 ヶ年で実施した。事業では、

主要機器の製作及び据付を完了し、新設機器類の使用前検査（使用前事業者検査）及び溶接に係る事業者検査を行い、すべての機器について、設工認及び新規制基準に適合していることを確認した。STACY 更新炉に係る新設機器の製作及び既設機器の改造を実施し、使用前検査（使用前事業者検査）を行い、令和 5 年度事業で実施するデブリ模擬臨界実験の準備を整えた。また製作した新設機器（令和 3 年度までに製作した機器を含む。）を現地に据え付ける工事を行った。据付に際しては使用前検査（使用前事業者検査）の据付検査を実施し、また既設の機器と共に定期自主検査を行い、適切に据付が完了していることを確認した。

STACY 更新炉の初臨界炉心として設計及び工事の計画の認可を取得した「基本炉心（1）」について、炉心構成条件の範囲で臨界となる棒状燃料本数を計算し、それらすべての炉心で核的制限値を満足できることを確認した。本評価においては、識別した炉心は特定されず、全臨界炉心に対して炉心特性値を計算した結果、評価したすべての炉心について、炉心特性範囲を逸脱しないことを確認した。

STACY 更新炉で行なわれる臨界実験データをデジタルデータの形で収集、蓄積するためのデータ収集システムを設計、構築した。原子炉出力を始めとする法令要求によって取得されるデータは、確実にエビデンスを残す観点から、ペンレコーダーを使用してチャート紙に記録する方式を採用しているが、貴重な実験データを広く活用する観点からペンレコーダー及び制御装置から、各種データをデジタルデータで出力できるよう設計し、データ収集サーバ及びデータベースサーバを設置し、STACY 更新炉のデータ出力装置と接続、データ収集を可能とした。また、ネットワーク敷設作業として、既設の光ファイバーケーブルを炉室及び炉下室内に引き込み令和 6 年度に実施する実験運転で収集されるデータを制御室に送信、データベースに蓄積する準備を整えた。

ロシアのウクライナ侵攻に伴う国際情勢の変化により、令和 4 年 2 月に開始する予定であった燃料輸送は実施出来なかった。現在、国際情勢が好転したのちに輸送をすべく関係各所との調整を進めた。

海外情報収集のために、令和 4 年 6 月及び 11 月に開催された経済協力開発機構・原子力機関・原子力科学委員会・臨界安全ワーキングパーティ（WPNCs）の会合に参加した。このうち本受託事業と特に関連があるのは SG-9（乱雑な幾何形状内の中性子輸送）及び TRG-ICSBEP（国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト）の活動である。SG-9 は、炉心損傷事故で生じた原子炉炉心や燃料デブリの臨界性を評価するための乱雑化計算モデルを調査、比較することを目的としている。英国の MONK コードに実装されている Perlin ノイズを用いた乱雑化モデル、仏国の MORET6 コードによるポワソン平面分割、フィンランド Serpent コードによるボロノイ分割などの異なるアプローチを用いて、PWR 集合体（UOX もしくは MOX）の幾何形状を崩していった際に無限増倍率がどのように変化するかを比較検討している。ICSBEP は計算コードや核データの妥当性確認のために各国の臨界実験がベンチマーク化されて収録されているもので、新規の評価を入れたハンドブックを整備して毎年公開し

ている。各施設における実験方法、不確かさ軽減の施策などが知見として得られるため参加が有益である。これらについては今後もフォローアップが必要である。

デブリ模擬体調製設備に関しては、令和 4 年度事業ではデブリ模擬体調製設備が設置されたグローブボックスにケーブルサポートを設置した。この結果、地震時等の負荷や経年変化等によるアクリルパネルの変形・破損を防止し、グローブボックスの安全性向上が図られた。また、コールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。調整の結果、欠け、キャッピングや成型不可の発生状況を確認した。これらの課題を解決するため、次年度以降も引き続きデブリ模擬体の試調製を行う。

デブリ模擬体試料の分析に関しては、令和 3 年度に引き続き試分析を実施した。今年度は、デブリ模擬体試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態を実施可能な分析を行った後、試料を粉砕・融解して組成分析を行った。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。試分析について、AI をはじめとする不溶解性元素のアルカリ融解法の手順はおおむね確立できており、今後のデブリ模擬体試料の組成分析は対応可能である見通しを得ることができた。一方で、今後も引き続き、全量融解に向けて手順を検討し、改善していく必要がある。今後は、引き続き令和 4 年度に試調製したデブリ模擬体試料を用いて組成分析をはじめ、その他の分析についても適用を検討していく予定である。

10.2 臨界挙動評価手法の整備

想定すべき燃料デブリの所在と組成を推定するため、はじめに公開文献を調査し、燃料デブリの所在、組成、取出し方法について整理した。次にそれらの情報を基に、臨界に至ることを想定する場合の、燃料デブリの所在と組成について推定した。最後に一例を取り上げて中性子無限増倍率を用いた影響評価を実施し、総核分裂数について評価を行った。

調査した公開文献は、debrisWiki、IRID、TEPCO、規制庁、JAEA、日本原子力学会、その他の機関が発行した文書であり、燃料デブリ所在等について記述してある 28 件について特に重要な文献とした。燃料デブリ所在についてはそれぞれの文献から RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所を主な所在と推定し、燃料 (UO_2) の量としては、1 号機：0～45ton、2 号機：0～60ton、3 号機：0～62ton と推定されている。また、現在検討されている燃料デブリの取出し方法は、水位がことなる 4 種の工法と（完全冠水工法、冠水工法、気中工法、完全気中工法）およびアクセス方向は 3 種（上、横、下）が検討されている。これらの中で、臨界に至る可能性がある燃料デブリの所在について推定されており、RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所に加えて、建屋下部水中での細粒デブリの所在を主な所在と推定されている。そして、臨界に至る場合の燃料デブリの組成についての推定も行われており、RPV 内炉心部および底部、PCV 内ペDESTAL内側および外側の 4 か所について、kinf の中央値、最大値、最小値等を計算し想定値としたが、建屋下部水中での細粒デブリの組成については今後の検討課題とされている。これらの検討

を基にして、2号機のPCVペデスタル内側(Case01)での総核分裂数の期待値をAGNES-Pコードで評価したところ総核分裂数の期待値は、 $1.54 \times 10^{15} \pm 4.17 \times 10^{14}$ (fission/cc)、最大値は、 2.39×10^{15} (fission/cc)であった。実際の核分裂数マップ作成にあたっては、燃料デブリの大きさや形状を想定する必要がある。それには臨界シナリオを考慮する必要があるため、臨界となるシナリオについて十分に検討する必要がある。また、影響評価においては、ホウ素ありとした場合には臨界にならなかったことにも注意する必要があることがわかった。

臨界事故が発生した際の影響評価において、RASCALにソースタームとして入力することができない希ガス核種 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の核種による放射線が線量評価へ与える影響を確認することを目的とした解析を行った結果、臨界発生から約1時間程度までは ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来の放射能が大きく、建屋外部に放出された場合の公衆への影響は必ずしも無視することができないことが明らかとなった。また、臨界発生から約1時間程度までは ^{89}Kr 由来の線量が大きく、建屋内部の作業員の被ばくの観点では必ずしも無視できないことも明らかとなった。以上より、平成29年度報告書に記載された手法に基づき RASCAL を用いて燃料デブリによる臨界事故時の線量評価を行う場合、 ^{89}Kr 及び ^{137}Xe 由来核種の影響を概算し、評価結果に加算することが保守的な評価のためには望ましいことが示された。また、そのような概算を行う手法の例を示した。

10.3 専門家の意見聴取

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」として組織し、令和4年6月、令和4年10月、そして令和5年3月に開催している。また、事業を延長した令和5年度には令和5年6月、11月及び令和6年3月に会合を開催している。いずれの会合でも事務局である JAEA 事業担当者が内容を説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者もオブザーバーとして参加している。9章に各委員会の議事録を掲載している。

令和4年度の評価研究委員会では、STACY 更新炉の工事現場、保管されている格子板、制御室の見学を実施するとともに、本受託の取り纏め方針についての議論が行われている。事務局からは本受託事業が令和6年度に終了することから、本受託の成果は規制側が安全審査に使用されるシステムの妥当性を検証するための知見を得ることにあるということを認識し、成果の取り纏めを意識した活動を行っているということが報告された。STACY 更新炉だけが重要というわけではなく、ソフトウェアも重要視しており、開発しているコードやデータベースが利用しやすくなる活動も重要視していることが報告された。そのほか、受託事業が終わった後の STACY 更新炉の利用計画の重要性や STACY 更新炉の利用を促進するための取り組みなども議論された。令和5年度の評価委員会では、継続して Solomon を使用した物質の乱雑さが臨界性に与える影響の評価結果やソフトウェア側の開発成果を取り纏めた統合システム Facile の開発や STACY 更新炉の改造の進捗、臨界達成時期に依存する詳細化された実験計画の検討結果が報告された。