

令和2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4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。

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2年度事業計画.....	7
第II編 臨界条件評価手法の整備(臨界リスク基礎データの高度化に関する部分)	11
第3章 臨界リスク基礎データベースの高度化及び高精度化.....	13
3.1 臨界リスク基礎データベースの高度化.....	13
3.2 臨界リスク基礎データベースの高精度化.....	27
第4章 使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験.....	45
4.1 概要.....	45
4.2 試料 J6-1 の希土類元素の再測定.....	45
4.3 核種組成解析における冷却材温度の修正.....	46
4.4 冷却材温度修正に伴う核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に 与える影響の再評価.....	52
4.5 まとめ.....	54
第5章 燃料デブリ分析検討.....	55
5.1 概要.....	55
5.2 1F 燃料デブリの性状及び分析方法の調査.....	56
5.3 試験計画の更新.....	58
5.4 予備試験.....	62
5.5 ICP-QQQ システムの導入.....	66
5.6 まとめ.....	70

第 III 編 臨界条件評価手法の整備(実験に関する部分)	73
第 6 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備	75
6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作	75
6.2 内挿管の核特性解析	115
6.3 デブリ構造材模擬体の試作	161
第 7 章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備	173
7.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備	173
第 8 章 STACY 更新炉によるデブリ模擬臨界実験	177
8.1 STACY 更新炉初臨界後の実験計画	177
8.2 国際会議等における情報収集	199
8.3 STACY 更新炉の実験設備の整備	201
第 9 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	203
9.1 デブリ模擬体調製設備の整備	203
9.2 デブリ模擬体分析設備の整備	209
第 IV 編 臨界挙動評価手法の整備	217
第 10 章 臨界挙動評価に係る検討	219
10.1 パラメータの感度解析	219
10.2 サンプルング条件と燃料デブリ内部の組成分布の評価精度の関係	239
10.3 臨界終息に関する検討	247
第 V 編 専門家の意見聴取	261
第 11 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会	263
11.1 第 18 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録	263
11.2 第 19 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録	265
11.3 第 20 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録	268
第 VI 編 まとめ	273

第12章 令和2年度事業の成果	275
12.1 臨界条件評価手法の整備	275
12.2 臨界挙動評価手法の整備	278
12.3 専門家の意見聴取	279

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

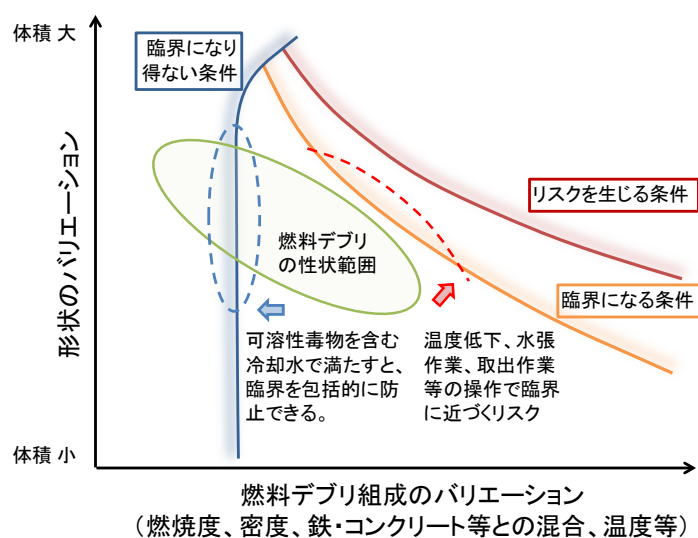
- 1) 東京電力、福島第一原子力発電所の現況、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/genkyo/index-j.html>
- 2) 西原健司、他、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構（2012）。
- 3) D. W. Akers, et al., *TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Program*, NEA/CSNI/R(91)9, Committee on the Safety of Nuclear Installations, 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 UO₂-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「臨界リスク基礎データベース」(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。また、燃料デブリ組成の評価に必要な燃焼計算コード⁴⁾を検証するため燃焼燃料の組成を測定する⁵⁾とともに、実燃料デブリ試料が得られた場合の分析実施に備える。



燃料デブリが臨界になり得ない条件、臨界になる条件、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「臨界リスク基礎データベース」で明確にする。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 臨界リスク基礎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⁾。

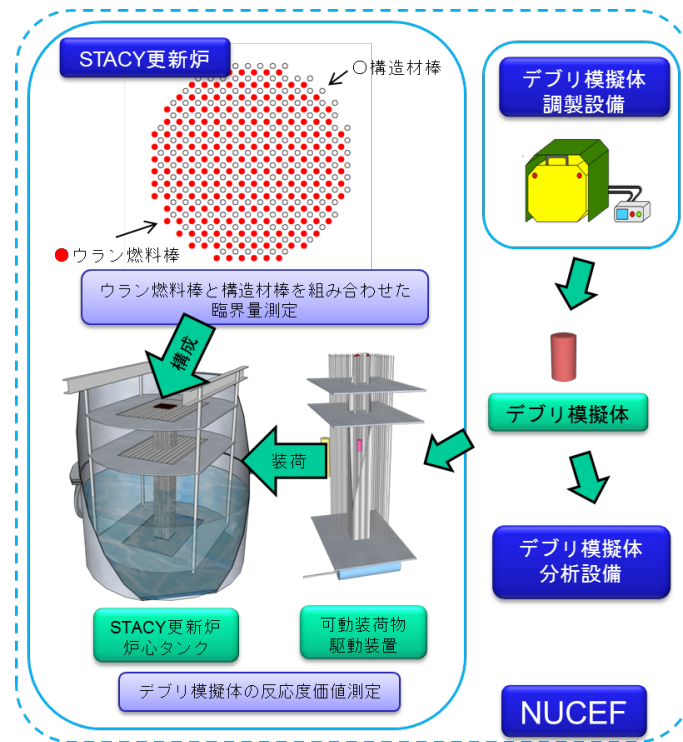


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

燃料デブリが臨界を超過した際の、作業員被ばく、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。

令和 2 年度に計画されている燃料デブリ取出しを踏まえて、検証済みの臨界リスク基礎データベース、臨界挙動評価手法を整備する。燃焼燃料組成測定は平成 27 年度の測定対象試料調査に続き平成 28 年度に開始する。STACY 更新炉の実験は令和 3 年度に実施する。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。この全体スケジュールを図 2-3 に示す。

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 →		★臨界リスク基礎DB		臨界リスク基礎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		← 実デブリ試料分析及び臨界特性評価 →			
○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 (計画)

2.2 令和 2 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 7 年度である令和 2 年度事業として、図 2-4 に示すスケジュールによって以下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 燃料デブリの臨界特性評価

平成 29 年度から令和元年度までに実施した燃料デブリ取出し時の臨界制限量の評価の結果を踏まえ、これまでに整備した臨界リスク基礎データについて、燃料デブリの性状に係るパラメータ（密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等）のうち、臨界特性に影響が大きいものに係る解析データの拡充などの高度化を実施する。また、令和元年度までに開発した燃料デブリ体系を取り扱うことが可能な計算コードシステムを臨界リスク基礎データの評価に適用し、高精度化する。

上記の計算コードシステムの妥当性確認に資するとともに、実際の燃料デブリの核特性評価に必要な分析の課題を抽出するため、令和元年度に引き続き、軽水炉燃焼燃料等の溶解方法、溶解液の液性及びその液性に基づく希土類元素等の分離方法を検討する。また、上記軽水炉燃焼燃料等に含まれる核種の定量分析を実施するための装置の整備を進める。

② 臨界実験装置 STACY の改造

燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けて、平成 26～令和元年度に引き続き、臨界実験装置 STACY の改造に係る新設機器の設計・製作・取付け等を順次進める。また、上記臨界実験に使用する炉材料を模した材料棒の試作を行う。なお、当該工事に当たっては、実験目的を達成するための臨界実験装置の性能、並びに臨界実験装置及び臨界実験の安全の確保を十分に考慮する。

③ デブリ模擬体調製設備の整備

臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製する装置の運転及び測定条件設定のため、令和元年度に引き続き、デブリ模擬体の試調製を実施する。

④ デブリ模擬体分析設備の整備

臨界実験に用いるデブリ模擬体を分析する装置の運転及び測定条件設定のため、令和元年度に引き続き、デブリ模擬体の試分析を実施する。また、当該試分析に当たって必要となる分析用器具等を調達する。

⑤ 臨界実験用核燃料の調達

臨界実験に用いる核燃料（燃料デブリ模擬体の原料となるウラン粉末及び臨界実験時に装荷するウラン燃料棒（ドライバ燃料棒））について、輸送準備を行うとともに、輸送作業に必要な手続を進める。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

令和元年度までに整備した臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを用いて、燃料デブリ取出しに伴って生じる空間線量率に対する、燃料デブリの密度等のパラメータの感度を解析的に評価し、当該パラメータの重要度を評価する。燃料デブリの性状の不確かさを評価するためのサンプリングについて、取得点数等のサンプリング条件と燃料デブリ内部の組成分布の評価精度の関係を解析的に検討する。臨界時の事象終息に中性子毒物を投入した場合について、冷却水中の中性子毒物濃度分布によって得られる反応度効果を評価し、臨界挙動への影響に係る検討を実施する。これらの解析結果を踏まえ、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。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（リスク評価）
京都大学	黒崎 健	教授（核燃料化学）

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 - 臨界制限値評価 - 燃料デブリ分析検討	← 実機状況を反映した燃料デブリ臨界制限値評価 / 乱雑化モデルの検討 / SolomonのV&Vと活用 / 臨界リスク基準DB改良 →			
	← MOX燃料情報入手(交渉中) / モデル化検討 →			
- 実験設備整備	← 文献調査 / 模擬溶解液測定 / 溶融試験 / 溶融試料測定 →			
	① 臨界実験装置整備	← STACY更新炉関係設工認 機器製作・据付 →		
	② 国際会議・海外研究機関における調査	▽ ICSBEP		
	③ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備	← 機器据付 / コールド試験(試調製・試分析) →		
	④ 燃料調達	← 輸送準備 →		
	⑤ 実験機器整備	← デブリ模擬材料棒試作 →		
(2) 臨界挙動評価手法の整備	← ① パラメータの感度解析 / ② 少数サンプリングでの精度検討 / ③ ボロン効果解析 / 仕様検討 / 解析、検討及びまとめ →			
(3) 専門家の意見聴取	△ 計画検討		中間報告△	進捗評価 △

図 2-4 令和2年度事業のスケジュール

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
(臨界リスク基礎データの高度化に関する部分)

第3章 臨界リスク基礎データベースの高度化及び高精度化

3.1 臨界リスク基礎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・溶融し、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。溶融した燃料は、格納容器のコンクリート床との相互作用（MCCI）による MCCI 生成物や共に溶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。

本年度は、データベースのシステムの高度化として、パラメータの変換を行う機能（エイリアス）の実装を進め、動作することを確認した。現在開発中のデータベースシステムでは、効率的に解析を行うため、ユーザーがパラメータを定義し、代入する値を設定することで、連続的に複数の入力ファイルを作成し、計算を実施する機能が備わっている。また、計算結果を読み取り、設定したパラメータで整理、臨界量を評価し、臨界量をグラフ化する機能も備わっている。しかし、グラフを用いてデータを整理したい場合において、入力データ作成時に設定したパラメータと整理したいパラメータが一致しないことがしばしば発生する。例えば、MVP コードを用いた計算において、ピッチ幅などの体系データを入力のパラメータとした場合、臨界量評価においては減速材と燃料の体積比である（ V_m/V_f ）で結果を整理したい場合がある。このような変換において計算に必要なパラメータは入力データ作成時のパラメータに含まれており、データベースにも登録されていると考えられるため、システム内で変換する計算式を登録し、自動的に変換する機能が実装できれば、解析データの整理を容易にし、利便性を向上させることにつながると考えられる。

また、データベースに蓄積する臨界特性解析データの拡充の一環として、昨年度から継続している実際の 1F 事故時の燃料装荷パターンを用いて隣接する燃料集合体を均質に混ぜ合わせた燃料組成の臨界特性解析を実施した。今年度は 2 号機及び 3 号機（MOX 燃料を除く）の解析を実施した。

3.1.2 パラメータ変換機能（エイリアス）の操作及び実行例

データベースのシステムの高度化として、パラメータの変換を行う機能（エイリアス）の実装を進め、動作することを確認した。

エイリアスはベースインプットと呼ばれる入力データの雛型を編集する際に付随するものとなっており、ベースインプットで使用されているパラメータを基に変数変換を行う。ここでは、具体的な例を用いて実装したエイリアス機能及び操作を説明する。例として、臨界特性評価に用いられている燃料球を使った非均質体系のエイリアス機能の操作の様子を示す。

図 3.1-1 にベースインプットに登録した MVP コード入力ファイルの基となる体系を示す。非均質体系では、燃料球の半径とその周囲の水の厚さをパラメータとして、計算体系を設定

している。これらのパラメータは”Composition.FuelRadius”、 “Composition.MT”としてデータベースに保存されている。

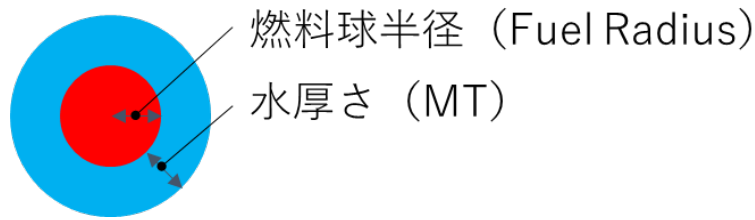


図 3.1-1 MVP 入力データ作成時のパラメータの一例

次にエイリアスの入力方法について示す。上述の 2 つのパラメータから解析データの整理に用いられている V_m/V_f に変換する場合を考える。先の 2 つのパラメータを使って式(3.1-1)から V_m/V_f が導かれる。

$$\frac{V_m}{V_f} = \frac{(r + Mt)^3}{r^3} - 1 \quad (3.1-1)$$

ここで、 r は燃料球半径であり、 Mt は水厚さである。データベースでは変換式を図 3.1-2 のような形でエイリアスとし登録することで変換が可能となる。登録されるエイリアスの式は Python 形式となっており、Python で利用する計算式で計算が可能である。パラメータの呼び出しは `parameter` 関数を用いて行い、”Composition.FuelRadius”、 “Composition.MT”のように変数名を引数に指定することでデータベースに登録されているパラメータの値を呼び出すことができる。エイリアスで計算された結果は変数名”value”に代入されることで、エイリアスの結果としてデータベースに反映される。なお、エイリアスの値についてはシステム内で臨界量評価データ `Criticality` を決定した際に登録される。

A screenshot of a web interface titled "Edit Alias Formula". It has two main sections: "Formula" and "Comment". The "Formula" section contains a Python script:

```
import math
r = parameter("Composition.FuelRadius")
mt = parameter("Composition.MT")
vmvf = (((r+mt)**3.0)/(r**3.0))-1.0
value=vmvf
```

 The "Comment" section contains the text "水厚さMTからVm/Vf変換". At the bottom, there are four buttons: "Submit", "Delete", "Reset", and "Cancel".

図 3.1-2 燃料球半径及び水厚さのパラメータから V_m/V_f を計算する場合のエイリアスの入力例

最後にエイリアスによって変換された結果を示す。このエイリアスの計算式によって得られたパラメータは、Criticality の集合である MapGroup 作成時に選択可能であり、エイリアスによって変換されたパラメータを用いて解析結果を表示できるようになる。変換前の図を図 3.1-3、エイリアスを使用して変換したものを図 3.1-4 に示す。エイリアスとして登録された計算式によって X 軸のパラメータが変換できていることが確認できる。

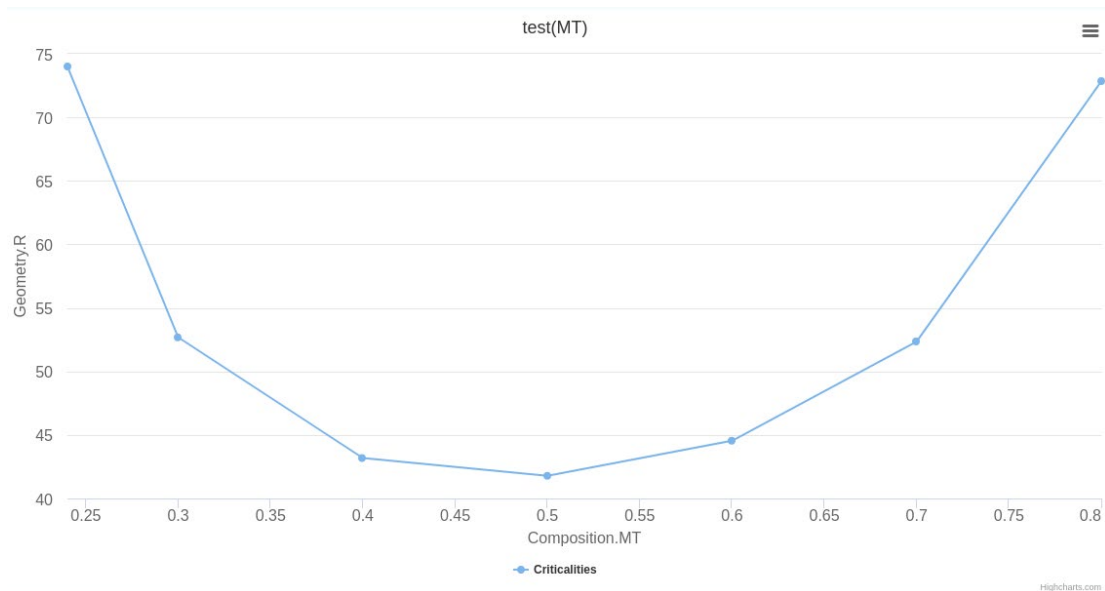


図 3.1-3 エイリアスによる変換前の結果 (パラメータ MT で整理した結果)

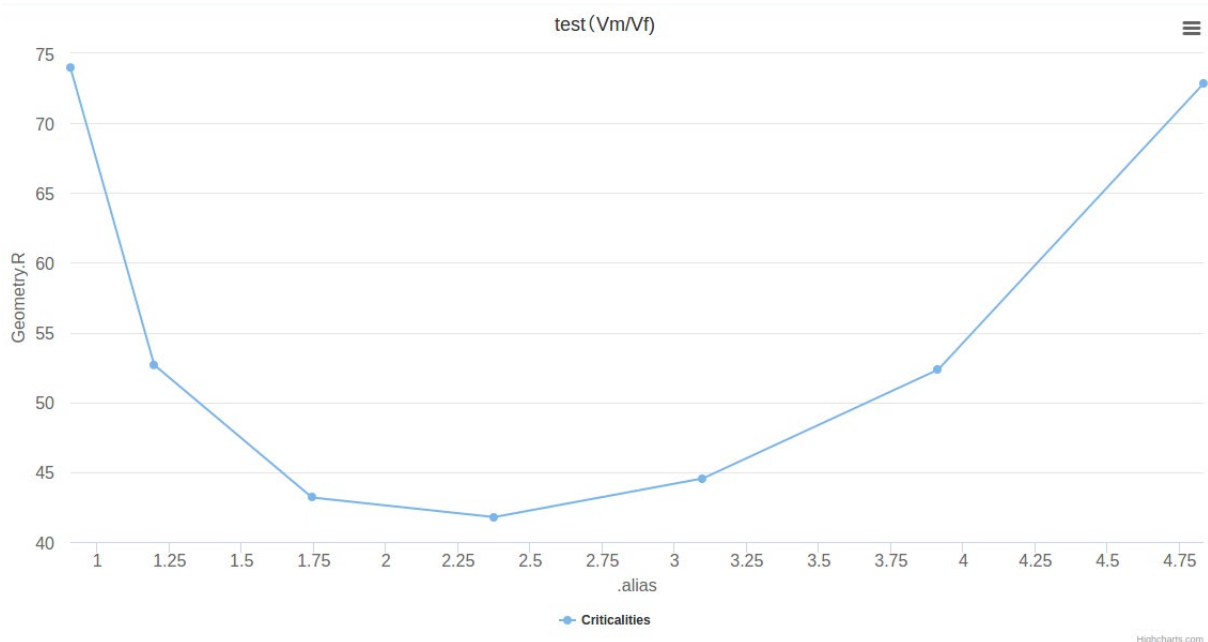


図 3.1-4 エイリアスによる変換後の結果 (パラメータを Vm/Vf で整理した結果)

3.1.3 1F-2号機及び3号機（MOX燃料を除く）の燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料混合デブリの臨界特性解析

データベースに蓄積する臨界特性解析データの拡充の一環として、事故時の実際の燃料配置に基づいた現実的な燃料デブリ組成の臨界特性を把握するため、昨年度より実際の燃料装荷パターンを用いた解析を実施している。昨年度は1号機の燃料装荷パターンを用いて隣接する燃料集合体を均質に混ぜ合わせた燃料組成の臨界特性解析を実施した。今年度は2号機及び3号機（MOX燃料を除く）の解析結果を報告する。以下、解析条件の設定から解析結果までを(1)から(5)までの項目に分けて説明する。

(1) 燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成の混合

2号機の炉心は第1~5サイクル目（燃料交換バッチ数が5）のSTEP3燃料で構成されている。事故時の2号機における1~5サイクル目燃料の平均燃焼度¹⁾として評価された3.3、15.8、26.0、35.2、40.6 GWd/tの5点を到達燃焼度として、燃焼計算のベンチマーク用に整備されているSTEP3燃料集合体モデル²⁾に対して統合燃焼計算コードシステムSWAT4.0³⁾によって冷却水ボイド率70%、冷却期間5年の条件で燃焼解析を行った。そして、集合体内のペレットで平均することにより、1~5サイクル目燃料それぞれの集合体平均組成を得た。

3号機の炉心には第1~5サイクル目の燃料が含まれており、STEP3燃料及びMOX燃料（第1サイクル目燃料のみ）で構成されている。3号機の第1~5サイクル目の集合体平均燃焼度はそれぞれ4.5、15.5、28.5、36.2、40.5 GWd/tと評価されている¹⁾。これらの燃焼度に対して2号機と同様の燃焼解析により集合体平均組成を得た。ただし、MOX燃料については別途解析モデルを検討する必要があることから今年度の解析対象からは除外した。

得られた燃焼度別の集合体平均組成をそれぞれ2号機及び3号機の事故時の燃料装荷パターンに基づいて混合・平均化して燃料デブリ組成を生成した。燃料装荷パターンから正方状に2×2、3×3、4×4、5×5の燃料集合体配置を混合ケースとして全て抽出し、各混合ケースの組成を算出した。つまり、2×2、3×3、4×4、5×5の各混合範囲においては、それぞれ隣接する4、9、16、25個の燃料集合体組成の平均をとったものとなる。

混合の結果得られた2号機と3号機の混合ケースの内訳を表3.1-1と表3.1-2にそれぞれ示す。2号機では2×2、3×3、4×4、5×5領域でそれぞれ52、112、149、151の混合ケースが得られ、そのうちGdを多く含む1サイクル目燃料を含まないものは2×2で26、3×3で12ケースであった。4×4と5×5では全てのパターンで1サイクル目燃料を含み、含まれる1サイクル目燃料の最小の数は2×2と3×3は1体、4×4は2体、5×5は3体であった。

3号機の場合は5×5領域では必ずMOX燃料集合体を含むことから、これらは計算対象から除外し、2×2、3×3、4×4領域のみ対象とした。2×2、3×3、4×4領域でMOX燃料を含まないケースはそれぞれ30、30、21あり、そのうち2×2領域は1サイクル目燃料を含まないケースが9、3×3及び4×4領域は全て1サイクル目燃料を含むケースであった。1サイクル燃料を含むケースのうち、その最小の数は2×2、3×3領域では1体、4×4領域では4体であった。

表 3.1-1 2号機の組成混合ケースの内訳

	2×2	3×3	4×4	5×5
全ケース数	52	112	149	151
1 サイクル目燃料を含まないケース数	26	12	0	0
1 サイクル目燃料を含むケースのうち、含まれる 1 サイクル目燃料の最小の数	1	1	2	3

表 3.1-2 3号機の組成混合ケース (MOX 燃料を除く) の内訳

	2×2	3×3	4×4
全ケース数	30	30	21
1 サイクル目燃料を含まないケース数	9	0	0
1 サイクル目燃料を含むケースのうち、含まれる 1 サイクル目燃料の最小の数	1	1	4

(2) 解析条件

臨界特性解析では、昨年度同様、臨界になり得る組成かどうかを調べるための無限体系を用いた無限増倍率 k_{inf} の解析と、臨界になるときの燃料デブリの大きさを調べるための有限体系を用いた臨界量の解析という二種類の解析を実施した。

k_{inf} の解析では、昨年度の 1 号機の解析において、1 サイクル目燃料を含むケースは全て k_{inf} が 0.98 を下回ることが確認された一方、2 サイクル目以降の燃料はそれら単独での k_{inf} が 0.98 を上回ることから、それらを混合させたケース、すなわち 1 サイクル目燃料を含まないケースでは全て k_{inf} が 0.98 を上回った。2 号機と 3 号機の解析においても、各サイクルの燃料の燃焼度は 1 号機と近い値であることから、同様の結果となると考えられる。そこで、1 サイクル目燃料を含むケースで k_{inf} が 0.98 を上回るかを確認するため、2×2、3×3、4×4、5×5 のそれぞれの 1 サイクル目燃料を含む混合ケースのうち、最適減速時の k_{inf} が最も大きいケースの k_{inf} を計算した。1 サイクル目燃料を含まないケースについては、以降の「(4) Gd/²³⁵U 比による整理」で k_{inf} の傾向を見るためにいくつかのケースを選定して計算する以外は実施しなかった。計算モデルは昨年度と同様であり、 k_{inf} と臨界量の計算モデルをそれぞれ図 3.1-5、図 3.1-6 に示す。図 3.1-5 に示すように、 k_{inf} の計算モデルでは燃焼燃料の均質混合物とした燃料デブリと冷却水から成る 2 領域非均質球体系を用いた。燃料デブリ球の体積 (V_f) と水の体積 (V_m) の比 V_m/V_f は変数としている。

臨界量解析は k_{inf} が 0.98 を上回った全てのケースについて実施した。計算モデルは図 3.1-6 に示すように球形状の体系で、水反射体の内部に位置する燃料領域には水中に半径 1 cm の燃料デブリ球を面心立方格子の配置で配列させた。燃料デブリ領域半径 R を変化させて k_{eff} の計算を行い、平成 29 年度事業報告書において報告した ICSBEP ベンチマーク解析結果により設定された推定臨界下限増倍率に基づき、3 次多項式による内挿によって k_{eff} が 0.98 となる R を求めた。また、燃料デブリと水が非均質の場合に加えて、燃料デブリと水がスラリー状に近い状態になっている可能性を想定して両者が均質に混ざっている場合の臨界量解析も実施した。その場合は図 3.1-6 に示された半径 R の燃料領域の内部は燃料デブリ球

と水を均質化した体系とした。また、昨年度の解析と同様、MCCIを想定してコンクリートを燃料に均質に混合させた場合の解析も合わせて実施した。これまでの調査により、3号機については1号機同様ある程度の燃料デブリが格納容器に位置していると考えられているが、2号機についてはほとんどの燃料が原子炉圧力容器に残っていると考えられており、MCCIが生じている可能性はより低いと考えられる⁶⁾。ただし、一部格納容器に達した燃料デブリがMCCIを生じている可能性があることから、2号機と3号機についてもコンクリートを体積比20、40、60、70、80%で燃料デブリと均質に混合させた場合の解析も実施した。

使用した計算コード及び核データライブラリは、連続エネルギーモンテカルロコードMVP⁴⁾とJENDL-4.0⁵⁾の組合せである。モンテカルロ計算におけるヒストリ数は50万(1サイクルあたり1000ヒストリ。有効サイクル数500。統計に用いないサイクル100。)とした。

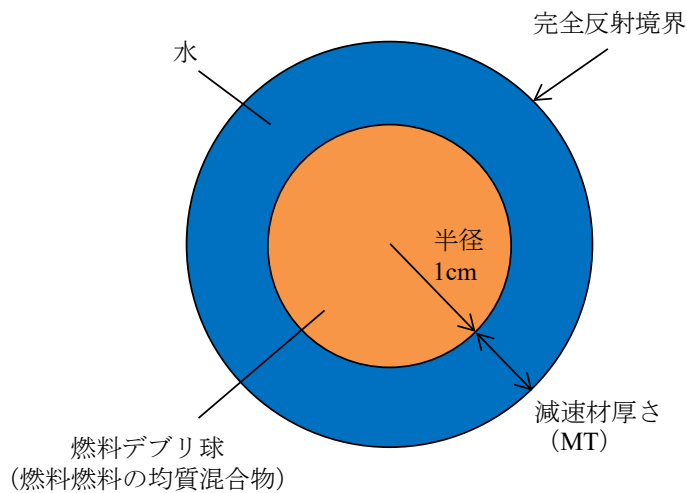


図 3.1-5 無限増倍率計算モデル

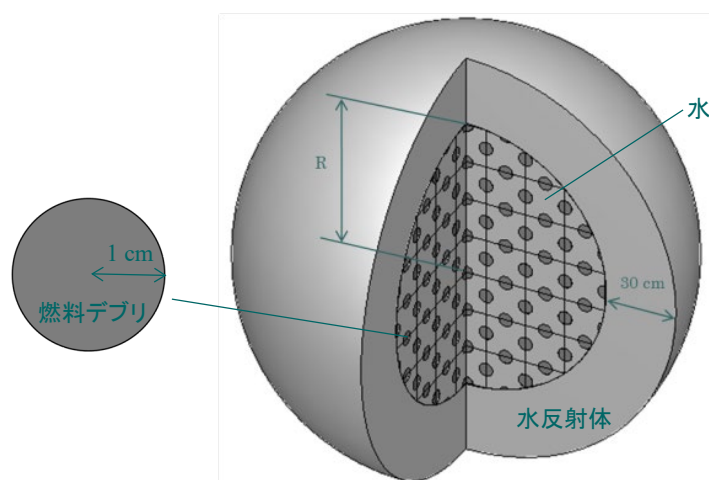


図 3.1-6 臨界量計算モデル (非均質)

(3) 臨界特性解析結果

図 3.1-7 と図 3.1-8 に 2 号機と 3 号機それぞれの条件において各混合領域で 1 サイクル目燃料を含むケースのうち k_{inf} が最大となったケースの k_{inf} 解析結果を示す。横軸の V_m/V_f は燃料デブリ球の体積 (V_f) と水の体積 (V_m) の比を表す。図 3.1-7 及び図 3.1-8 に示すように、2 号機と 3 号機のどちらの条件でも各混合領域で、 k_{inf} は 1 を超えないことを確認した。この結果から、2 号機については 4×4、5×5 領域、3 号機については 3×3、4×4、5×5 領域は全て 1 サイクル目燃料を含むため、これらの領域での混合ケースは以降の臨界量の検討には含まれない。

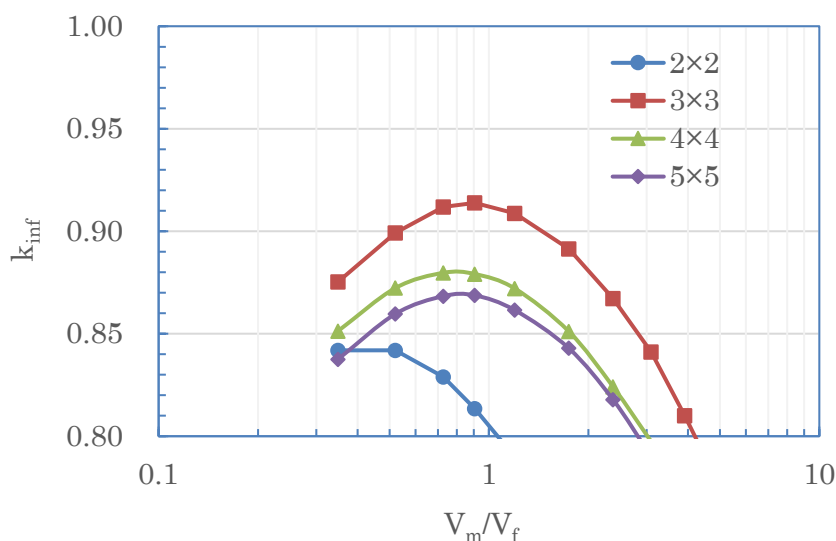


図 3.1-7 各混合領域で 1 サイクル燃料を含むケースのうち無限増倍率が最大となるケースの無限増倍率解析結果 (2 号機)

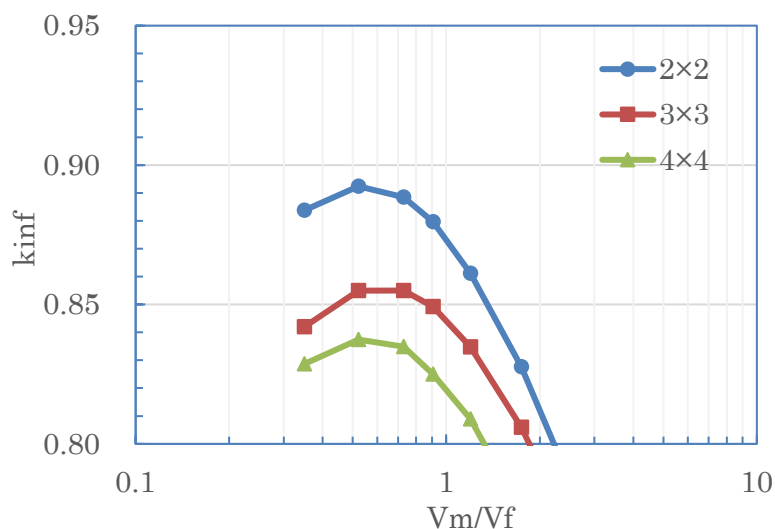


図 3.1-8 各混合領域で 1 サイクル燃料を含むケースのうち無限増倍率が最大となるケースの無限増倍率解析結果 (3 号機)

次に、1 サイクル目燃料を含まないケースについて、臨界量解析結果を示す。本報告書では、結果の代表例として、2 号機については昨年度の 1 号機の解析と同様、2×2 領域と 3×3 領域でそれぞれ最も k_{eff} が大きくなるケースについて、均質及び非均質、そしてコンクリート含有の結果を示す。また、3 号機については 3×3 領域のケースは全て 1 サイクル目燃料を含み k_{inf} が 0.98 を下回ることから、2×2 領域の結果のみ示す。

図 3.1-9 と図 3.1-10 に 2 号機の 2×2 領域と 3×3 領域それぞれの k_{eff} 最大ケースの臨界半径 (k_{eff} が 0.98 となる時の R) を示す。図示した結果は 2×2 領域と 3×3 領域のそれぞれの燃料量 (2×2 領域であれば燃料集合体 4 体分、3×3 領域であれば 9 体分) を超えない範囲に限定した。結果から、2×2 領域の場合の最小臨界半径は~24 cm、3×3 領域の最小臨界半径は~27 cm であった。臨界半径が最も小さくなる条件は V_m/V_f の広い範囲で非均質かつコンクリート割合 0% の場合であるが、 V_m/V_f が 1 を下回るあたりからコンクリート割合を増加させた場合において臨界半径がより小さくなる。一方、 V_m/V_f が 5 を上回るあたりからは均質の場合で臨界半径がより小さくなるという結果が得られた。この傾向は、昨年度の 1 号機の結果と同様の傾向であり、後に示す 3 号機も同様の傾向を示している。また、図 3.1-9 と図 3.1-10 には臨界半径の代わりに臨界質量を表した図を示す。2×2 領域の場合の最小臨界質量は~150 kgHM、3×3 領域の最小臨界質量は~200 kgHM であった。

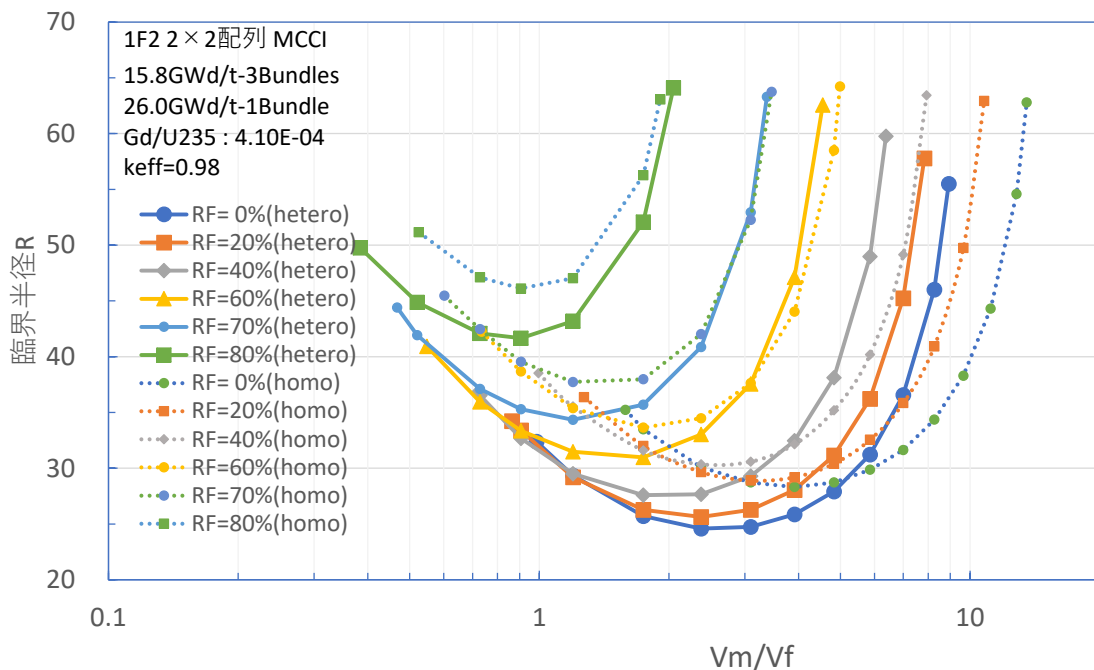


図 3.1-9 2×2 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界半径 (2 号機)

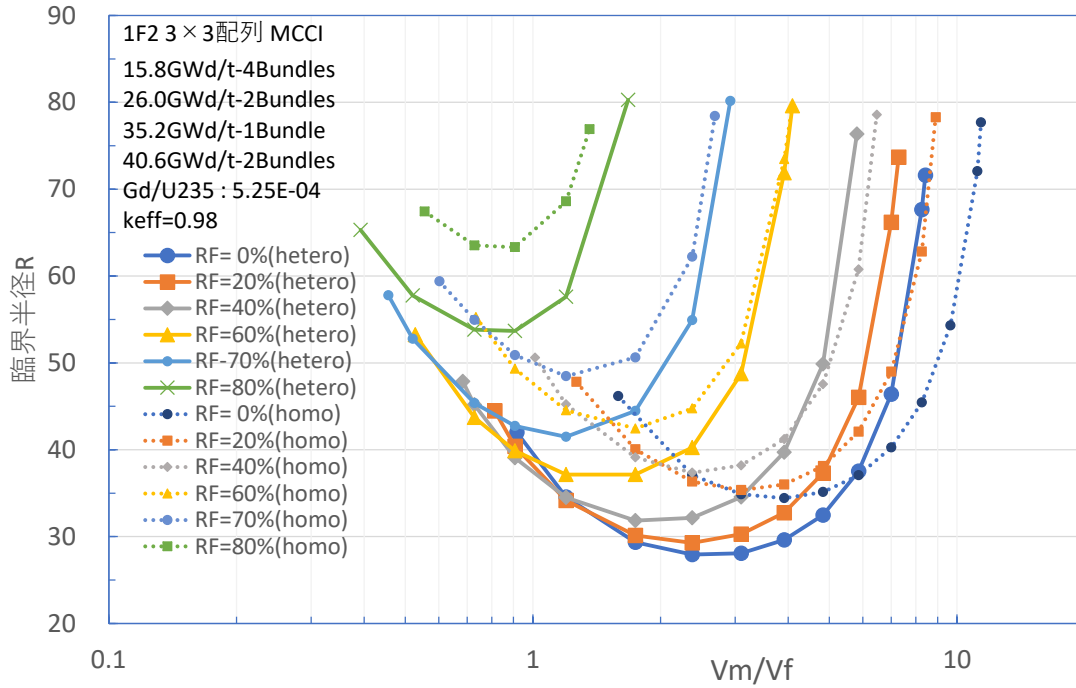


図 3.1-10 3×3 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界半径 (2号機)

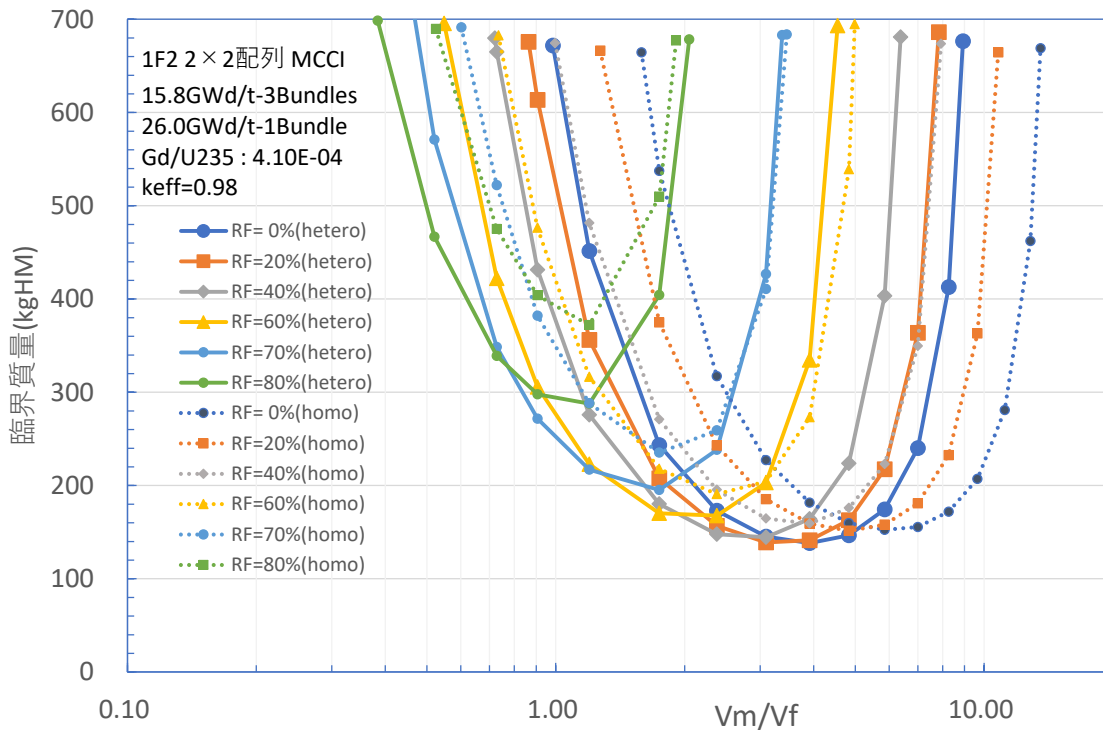


図 3.1-11 2×2 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界質量 (2号機)

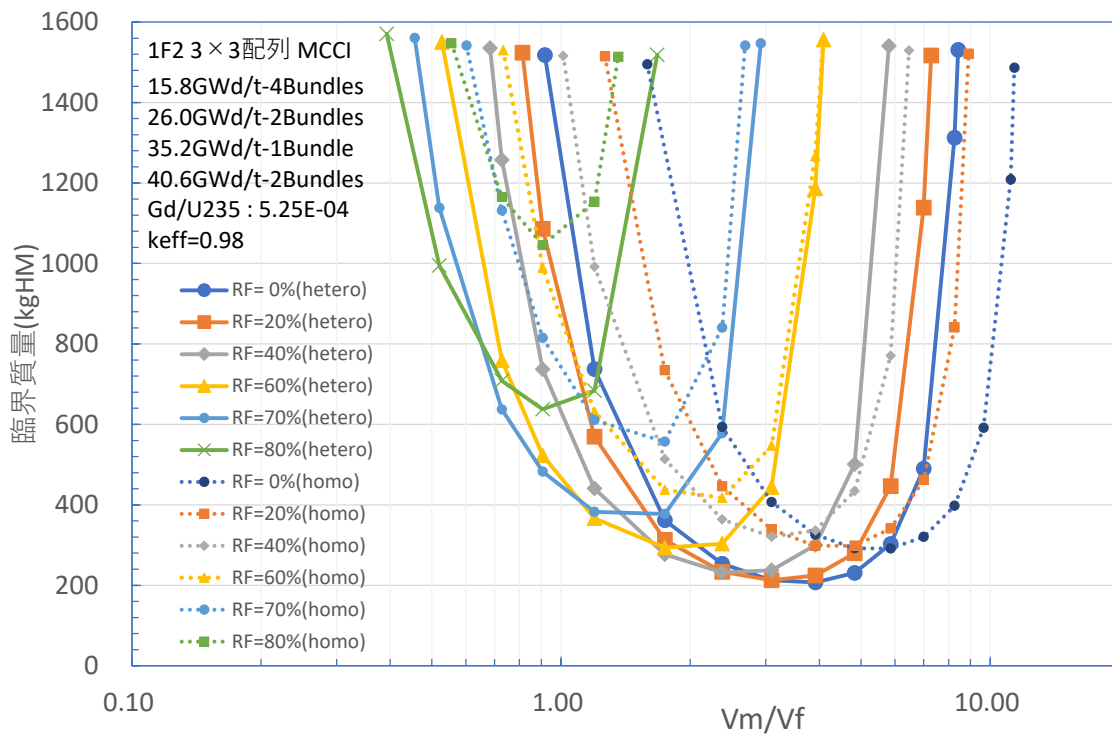


図 3.1-12 3×3 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界質量 (2号機)

3号機の2×2領域の k_{eff} 最大ケースの臨界半径 (k_{eff} が 0.98 となる時の R) を図 3.1-13 に示す。結果から、2×2 領域の場合の最小臨界半径は~27 cm であった。また、図 3.1-14 には臨界半径の代わりに臨界質量を表した図を示す。2×2 領域の場合の最小臨界質量は~200 kgHM であった。

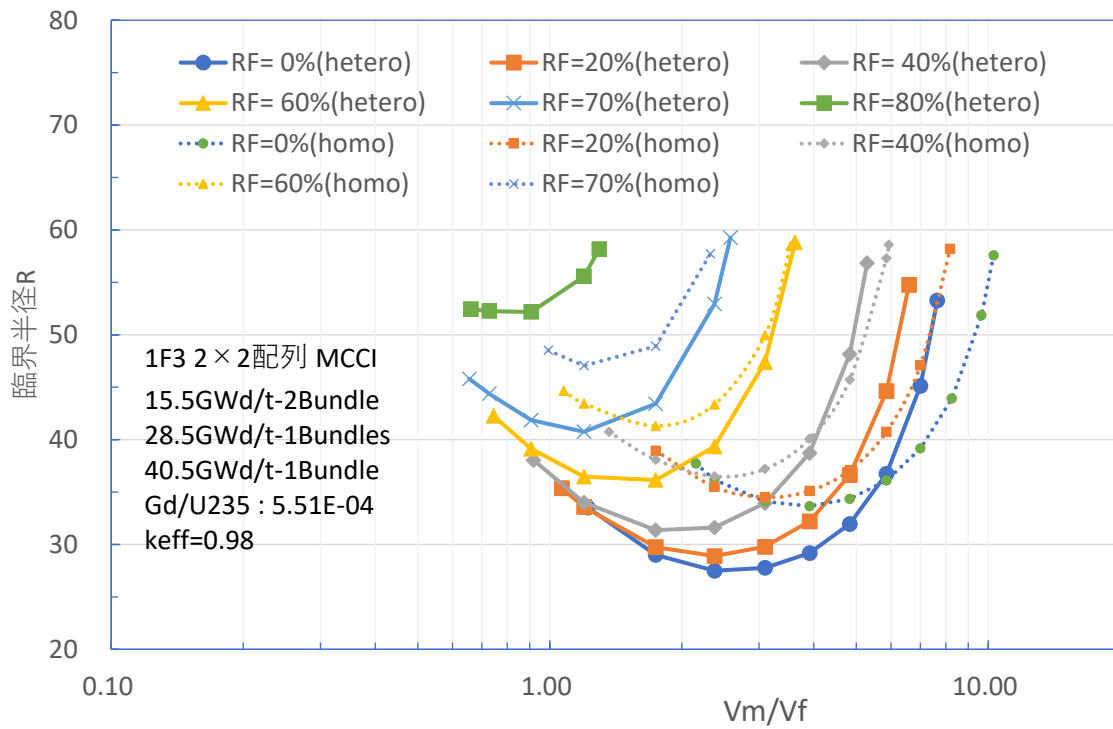


図 3.1-13 2×2 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界半径 (3号機)

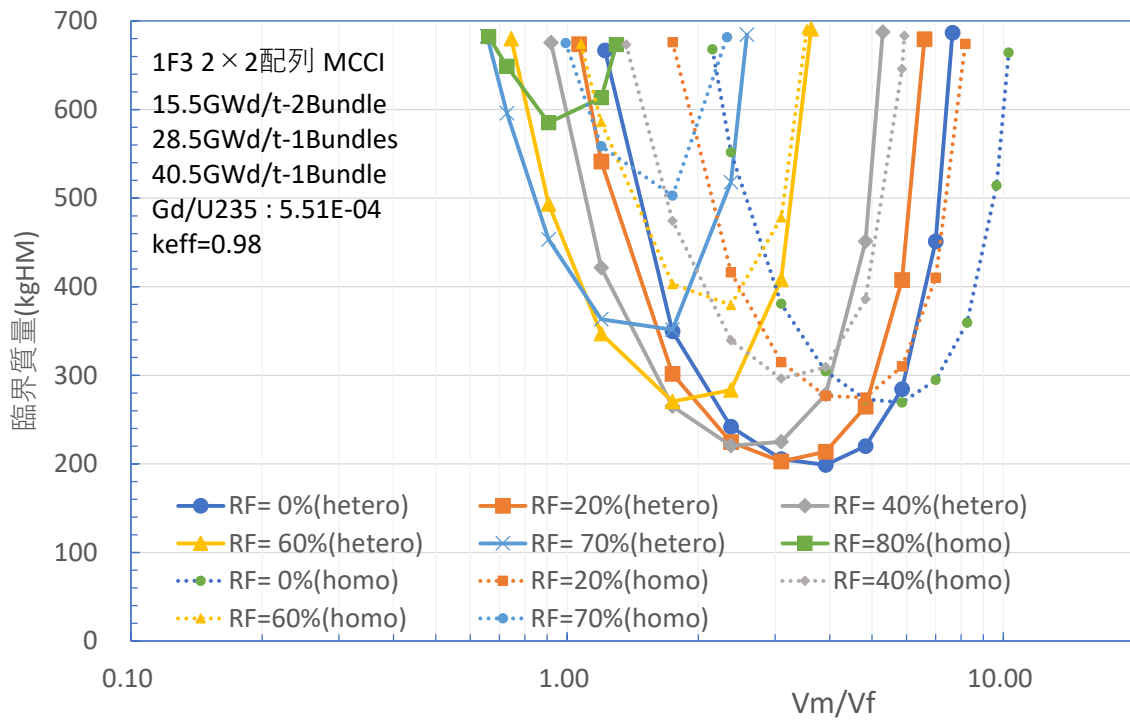


図 3.1-14 2×2 領域の k_{eff} 最大ケースにおける臨界質量 (3号機)

(4) $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 比による整理

昨年度と同様、各ケースの臨界性を組成中の ^{235}U の原子個数密度と ^{155}Gd と ^{157}Gd の原子個数密度の和の比 ($^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$) で整理した。 $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ に対する最適減速時の無限増倍率の関係を図 3.1-15 に示す。1F-2、1F-3 として示したのが今回得られた 2 号機と 3 号機の結果で、 $1\times 1\sim 5\times 5$ 領域 (3 号機は $1\times 1\sim 3\times 3$) における 1 サイクル目燃料を含まない全ケースと 1 サイクル目燃料を含む代表的なケースを選定して示した。また、参考までに昨年度得られた 1 号機での解析結果及び 1 号機から 3 号機的全データ点を用いて作成した累乗関数による近似式を示した。図 3.1-15 より、2 号機及び 3 号機の結果は昨年度の 1 号機の結果と同等であり、 $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 比によって整理された無限増倍率は累乗関数の周りに分布することが分かった。この関係を用いることで、燃料デブリ中の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 比の測定・分析からおおまかに臨界性を推定できる可能性がある。

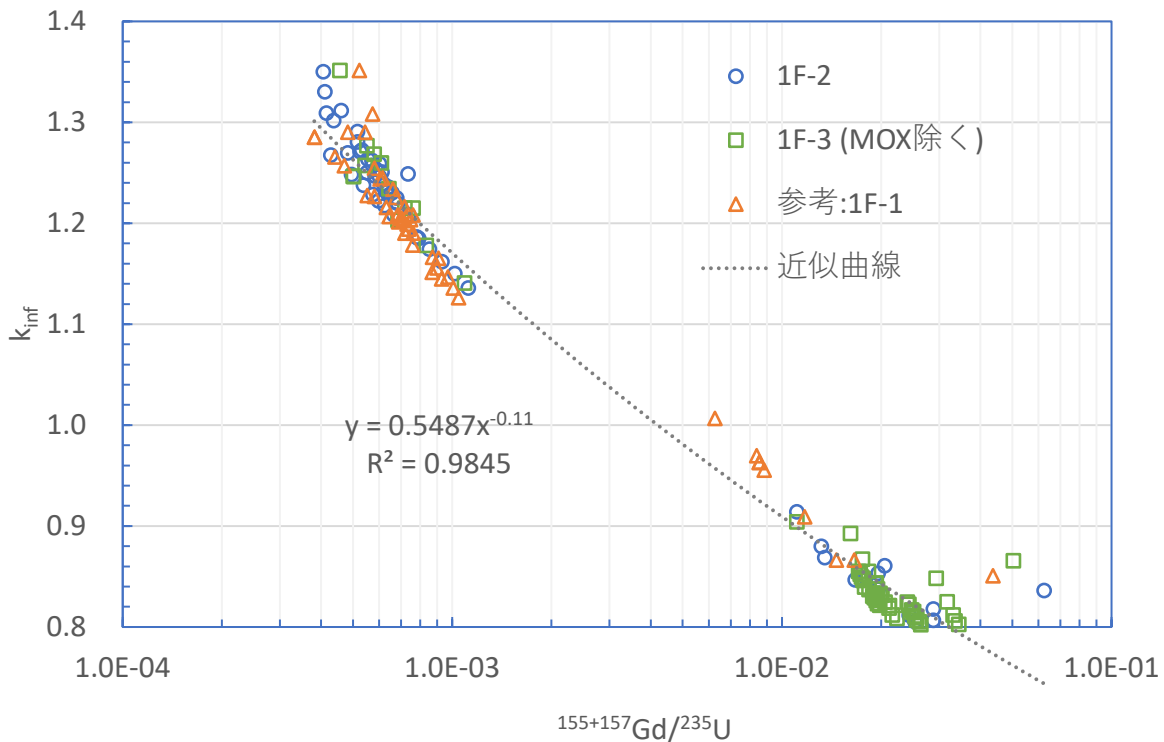


図 3.1-15 組成中の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ (原子個数比) と無限増倍率の関係

3.1.4 まとめ

現在開発を進めている臨界リスク基礎データベースにおいて、システムの高度化として入力データを作成する際に利用したパラメータを基に、ユーザーが求めるパラメータへ変換する機能 (エイリアス) を実装し、動作を確認した。この実装により解析データの整理・閲覧においてユーザーの自由度が向上し、より利便性の高いシステムとなった。

また、臨界特性データ拡充の一環として、昨年度の 1F-1 号機の解析に引き続き、今年度は 2 号機及び 3 号機 (MOX 燃料を除く) の燃料装荷パターンを用いて燃焼燃料組成を混合させて臨界特性解析を行った。BWR の STEP3 燃料集合体モデルを用いた燃焼解析により燃料集合体平均組成を求め、これらを燃料装荷パターンに基づき $2\times 2\sim 5\times 5$ 領域の範囲でさらに平均

化して、隣接する燃料が均質に混合した場合の燃料デブリ組成モデルを取得した。無限増倍率解析の結果、2号機及び3号機どちらの条件でも、1サイクル目燃料を含む混合ケースでは無限増倍率が十分に1を下回るという結果が得られた。また、1サイクル目燃料を含まない混合ケースによる臨界量解析では、 V_m/V_f が大きい領域から小さい領域になるにつれて、均質、非均質、非均質かつコンクリートを含む条件の順で臨界半径または臨界質量が小さくなる結果が得られ、この傾向は昨年度の1号機の解析結果と同様であった。昨年度同様、燃料組成中の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 原子数比と最適減速時の無限増倍率との相関関係を調べたところ、対数軸の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 比に対してほぼ直線上に分布する傾向が得られ、1号機から3号機の解析結果は同じ傾向を有することが確認された。来年度は、3号機のMOX燃料集合体のモデルを構築し、MOX燃料集合体の平均燃焼組成の算出及びMOX燃料集合体を含む $2\times 2\sim 5\times 5$ 領域の臨界特性の解析を実施する予定である。

参考文献

- 1) 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).
- 2) 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/EGBUC (2012).
- 3) 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).
- 4) 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).
- 5) K. Shibata, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48[1], pp.1-30 (2011).
- 6) 東京電力ホールディングス株式会社-燃料デブリ取り出しの状況-
<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/retrieval/index-j.html> (参照: 2021年3月)

3.2 臨界リスク基礎データベースの高精度化

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、いわゆる燃料デブリが発生していると考えられている。従来の臨界安全解析システムは、核燃料の幾何形状や性状が判明している体系を想定しており、燃料デブリのように幾何形状が不定で、物質組成が不均一の体系を想定していない。燃料デブリを含む体系に対して適切な臨界評価を行うためには、燃料デブリ計算体系モデルと新しい計算手法を開発する必要があった。

そこで、平成 27 年度から平成 31 年度事業では、燃料デブリに対して予想される乱雑な連続空間分布への対処のために、デルタ追跡法に基づくモンテカルロ中性子輸送計算手法を構築した。少数エネルギー群モデルの下での基本的な手法検討から出発し、乱雑な連続空間分布の 3 次元数式表現モデルを構築した。平成 31 年度においては、JENDL-4.0²⁾核データライブラリを使用する連続エネルギー臨界計算を、3 物質乱雑混合体系に適用できるところまで拡張した。また、数式によるモデル構築が不可能な乱雑分布体系の臨界性評価への対処のために、モンテカルロ中性子輸送計算機能を拡張しておくことも、燃料デブリの臨界管理上、重要である。この趣旨に沿った開発は、平成 27 年度から平成 31 年度事業において、ボクセル重ね合わせ機構の構築として実施した。

一方、上記の燃料デブリ計算体系モデルと新しい計算手法の実装先としてのモンテカルロ計算ソルバー（名称：Solomon = SOLver Of MONte carlo）の開発も同時に行ってきた。平成 27 年度は、モンテカルロ計算ソルバーの設計を行い、平成 28 年度から平成 30 年度は臨界計算用モンテカルロ計算コードとしての基本機能を実装した。平成 31 年度は、熱中性子散乱則データに基づく熱中性子散乱モデルの実装と検証、これまで未実装であった散乱モデルの実装と検証、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）ハンドブックを用いた妥当性評価を行った。

以上述べたように平成 31 年度までの事業で、燃料デブリ計算体系モデルを実装したモンテカルロ計算ソルバー Solomon を完成させた。しかしながら、燃料デブリを含む体系について臨界リスク基礎データベースを高精度化するには、これまで開発してきた燃料デブリ計算体系モデルを改良し、モンテカルロ計算コードとしての基本機能も拡充していかなければならないことも判明した。そこで今年度は、乱雑な連続空間分布に対する臨界計算の実用化に向けた整備を行うとともに、繰り返し幾何形状モデルを実装した。さらに、3 物質乱雑混合体系の連続エネルギー臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して検証し、ボクセルを使用するモンテカルロ臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して広範囲に検証した。

3.2.2 乱雑分布モデルの熱中性子体系での実証

工学的制御の及ばない無秩序の下で乱雑な混合を経て生成される燃料デブリについて、最終生成物の不確定さに起因する実効増倍率の揺らぎを検討することは、臨界管理上、重要である。この観点から、平成 27 から平成 31 年度事業において、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（RWF: randomized Weierstrass function）による乱雑分布モデルを開発して Solomon

に実装し、高速スペクトル体系に対して、連続エネルギーモンテカルロ臨界計算を実証した。また、平成 31 年度事業において、熱中性子散乱データに基づく熱中性子散乱モデルを Solomon に実装した。そこで、本小節では、乱雑分布モデルを熱中性子体系に適用した場合の結果を報告する。

平成 31 年度事業において、3 種類の物質 (1, 2, 3) の乱雑分布混合について、下記の式で表される巨視的断面積 (Σ) を、反応タイプ R に対して適用した。

$$\hat{\Sigma}_R(\mathbf{r}, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r})\Sigma_{R,1}(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r})\Sigma_{R,2}(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r})\Sigma_{R,3}(E) \quad (3.2-1)$$

上式において、ハット（帽子）記号 $\hat{}$ は、記号下のシンボルが乱雑分布混合体レプリカの実現に対応して確率的に決まる関数であることを示す。また、 $\hat{V}_1, \hat{V}_2, \hat{V}_3$ は物質 1, 2, 3 の空間依存体積割合を表す関数であり、 \mathbf{r} と E は位置ベクトルおよびエネルギーを表す。空間依存の $\hat{V}_1, \hat{V}_2, \hat{V}_3$ は、以下のように決められる。まず、物質 1, 2, 3 のレプリカ平均の体積割合を V_1, V_2, V_3 とし、これらを 2 つに分割する。

$$\begin{aligned} V_1 &= V_{1,2} + V_{1,3} \\ V_2 &= V_{2,3} + V_{2,1} \\ V_3 &= V_{3,1} + V_{3,2} \end{aligned} \quad (3.2-2)$$

当然のことながら、上式に現れる量は全て正またはゼロであり、左辺の和は 1 である。

$$V_1 + V_2 + V_3 = 1 \quad (3.2-3)$$

また、式(3.2-2)の右辺の各量は、

$$V_{1,2}:V_{1,3} = V_2:V_3, \quad V_{2,3}:V_{2,1} = V_3:V_1, \quad V_{3,1}:V_{3,2} = V_1:V_2 \quad (3.2-4)$$

により決められる。つまり、物質 1 の占める体積は、物質 2 と 3 の体積に比例して分割される。同様に、物質 2 および 3 の占める体積は、それぞれ、物質 3 と 1 の体積および物質 1 と 2 に比例して分割される。式(3.2-2)-(3.2-4)によって決められるレプリカ平均の体積割合を用いて、式(3.2-1)に現れる体積割合が決められる。

$$\begin{aligned} \hat{V}_1(\mathbf{r}) &= V_{1,2} + V_{1,3} + \min(V_{1,2}, V_{2,1}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) \\ &\quad - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r}), \\ \hat{V}_2(\mathbf{r}) &= V_{2,3} + V_{2,1} + \min(V_{2,3}, V_{3,2}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) \\ &\quad - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r}), \\ \hat{V}_3(\mathbf{r}) &= V_{3,1} + V_{3,2} + \min(V_{3,1}, V_{1,3}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) \\ &\quad - \min(V_{3,2}, V_{2,3}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r}). \end{aligned} \quad (3.2-5)$$

上式において、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ が前述の RWF である。

$$\hat{C}(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \mathbf{\Omega}_j / S + A_j), \quad \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha < 1 \quad (3.2-6)$$

(簡潔さのため、添え字 1,2,2,1 等は省略されており、 B_j は ± 1 を等確率でとるベルヌーイ型確率変数、 $\mathbf{\Omega}_j$ は等方サンプリングされた長さ 1 のベクトル、 A_j は $(0, 2\pi)$ 上で一様サンプリングされた位相変数、 S はスケール因子、 σ は $|\hat{C}(\mathbf{r})| \leq 1$ となるように決められた定数である。詳細については、平成 27-平成 31 年度事業の報告書および参考文献 3 を参照されたい。)

式(3.2-1)-(3.2-6)による3物質RWFモデルを、3燃焼度点で代表される水含有燃料デブリに適用して臨界計算を実施した。燃焼燃料の原子個数密度は、平成30年度事業の報告書の「第3章 臨界リスク基礎データベースの整備」に記載の燃焼度 15.2 Gwd/t、24.2 GWd/t、37.5 Gwd/t のデータを利用した。表 3.2-1 に、それら3燃焼度のデータを抜粋する。また、水の原子個数密度を表 3.2-2 に示す。計算体系は、内半径 30 cm、半径 60 cm の同心球体系とした。半径 30 cm から半径 60 cm の部分を水反射体とし、半径 30 cm 以下では、水対燃料体積比を 5:2 とした。この体積比の時、前述の平成 30 年度事業の報告書によると、臨界半径がほぼ最小となる。この最小値が約 30 cm で、前述の内半径として選ばれている。水と燃料の体積割合 5/7 と 2/7 は場所によらず一定とし、式(3.2-1)-(3.2-6)による RWF モデルを、体積割合 2/7 の部分に適用した。すなわち、水の反応 R の巨視的断面積を Σ_R^W とすると、半径 30 cm 以下での巨視的断面積は、以下のようになる。

$$\frac{5}{7} \Sigma_R^W(E) + \frac{2}{7} \hat{\Sigma}_R(\mathbf{r}, E), |\mathbf{r}| < 30 \quad (3.2-7)$$

燃料デブリ中での各燃焼度燃料の体積割合は平成 30 年度事業の報告書の第 3 章に基づき、最小臨界半径を達成しうる 4:2:3 ($V_1=4/9$, $V_2=2/9$, $V_3=1/3$) とした。図 3.2-1 に、ブラウン運動相当のケース (式(3.2-6)で $\alpha=0.5$ の場合) についての臨界性評価例を示す。レプリカ生成の不確定さによる実効増倍率の揺らぎは 0.1% を超え、空間変動の単位の日安となるスケーリング因子 S が大きい方がその揺らぎが大きくなることがわかる。なお、個々のレプリカ計算の条件は、世代あたりの粒子数 50,000、世代数 5,200、初期スキップ世代数 200 である。この条件下での実効増倍率の標準偏差は 0.00006~0.00007 程度で、前述の揺らぎより、2桁程度小さい。

表 3.2-1 燃焼燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

	燃焼度 (GWd/t)		
	15.2	24.2	37.5
²³⁴ U	5.9808E-06	5.3923E-06	4.6383E-06
²³⁵ U	6.0824E-04	4.5413E-04	2.7596E-04
²³⁸ U	2.2847E-02	2.2889E-02	2.2926E-02
²³⁸ Pu	5.2710E-07	1.6461E-06	4.7983E-06
²³⁹ Pu	1.0731E-04	1.2499E-04	1.3421E-04
²⁴⁰ Pu	2.1475E-05	3.7581E-05	5.8905E-05
²⁴¹ Pu	7.9357E-06	1.5211E-05	2.4107E-05
²⁴² Pu	1.2858E-06	4.2769E-06	1.1965E-05
²⁴¹ Am	2.3857E-06	4.7629E-06	7.8171E-06
⁹⁵ Mo	2.2875E-05	3.5524E-05	5.2984E-05
⁹⁹ Tc	2.3159E-05	3.6008E-05	5.4041E-05
¹⁰³ Rh	1.3170E-05	2.0451E-05	2.9812E-05
¹⁴³ Nd	1.9107E-05	2.8023E-05	3.7735E-05
¹⁴⁵ Nd	1.3677E-05	2.1010E-05	3.0779E-05
¹⁴⁷ Sm	5.2342E-06	7.6397E-06	1.0252E-05
¹⁴⁹ Sm	1.1941E-07	1.1249E-07	1.0720E-07
¹⁵⁰ Sm	4.4851E-06	7.5358E-06	1.2122E-05
¹⁵² Sm	2.0905E-06	3.1753E-06	4.3827E-06
¹⁵³ Eu	1.4220E-06	2.7342E-06	4.8356E-06
¹⁵⁵ Gd	2.7162E-07	1.2875E-07	2.0688E-07
¹⁵⁷ Gd	4.5914E-08	4.4543E-08	4.3721E-08
O	4.8104E-02	4.8497E-02	4.9080E-02

表 3.2-2 水 (25°C) の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

H	6.666E-02	O	3.333E-02
---	-----------	---	-----------

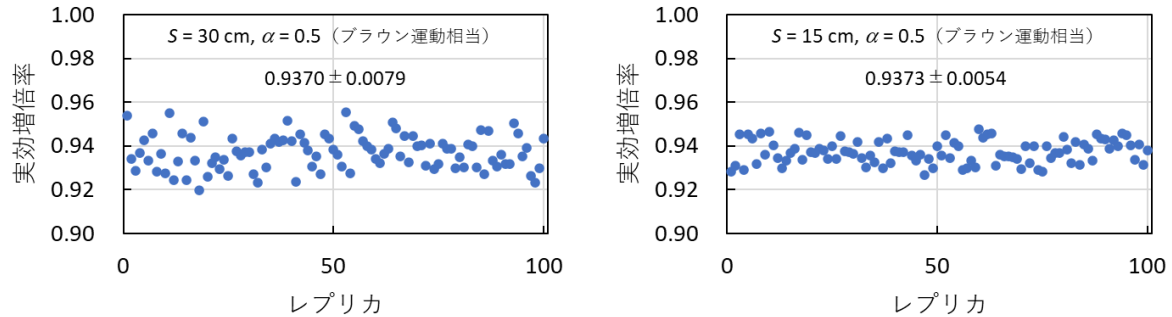


図 3.2-1 燃焼度 3 点からなる燃料デブリの臨界性評価 (水対燃料比=5:2)

3.2.3 ボクセルモデルの効率性評価および実証

前小節の乱雑分布体系と異なり、数式によるモデル構築では対処不可能な乱雑分布シナリオも存在すると考えられる。この可能性に対しては、ボクセルによる任意の物質指定機能を Solomon に備えておくことが重要である。図 3.2-2 に、平成 31 年度までに検討したボクセル重ね合わせ機構下でのデルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算の概要を示す。本小節では、図 3.2-2 の計算が、中性子共鳴吸収による空間自己遮蔽による中性子実効増倍率上昇の評価に有効であること及び連続エネルギー中性子輸送の下で効率的であることを報告する⁴⁾。

平成 31 年度の検証計算においては、燃焼燃料・コンクリート体系に SUS304 をボクセルでランダムに導入する場合の解析を行った。SUS304 充填ボクセルの割合を 0 に近づけるという極限ケースの計算結果が、MVP⁵⁾による燃焼燃料とコンクリートのみの体系の結果に一致することを確認し、手法の検証とした。図 3.2-3 には、SUS304 充填ボクセルの割合を 10% の一定値としてボクセルのサイズを広範囲に変化させた場合の実効増倍率を示す。ボクセルのサイズを極端に小さくすると、実効増倍率が、MVP による燃焼燃料・コンクリート・SUS304 の一様混合体の実効増倍率に接近していることがわかる。受託事業専用サーバーのメモリ制約のため、より小さいサイズのボクセルに対しての計算は不可能であったが、この接近する傾向の確認は、手法の正しさを示す検証になっている。より重要な結果は、ボクセルのサイズが 1 cm³ 以上になると、燃焼燃料・コンクリート・SUS304 の一様混合体の実効増倍率に比べて、2% 程度以上の実効増倍率上昇が生じることである。これは、ステンレス鋼の場合、SUS304 中の鉄同位体による空間自己遮蔽効果による実効増倍率上昇が、1 cm³ 程度以上で顕著になるという、臨界管理上の重要な知見を提供している。図 3.2-4 に、計算時間が、7 桁にわたるボクセル数の変化に対してほぼ一定であることを示す。これは、連続エネルギー計算の下では、ボクセル機構上での高速インデックス検索による中性子の位置の特定が、断面積処理の計算コストに比べて無視できることを示す。具体的には以下のような定性的議論が可能である。3 次元空間の第 1, 2, 3 軸方向のボクセル数を N_1, N_2, N_3 とすると、インデックス探索計算のコストは、2 分探索の場合、以下に示すように、対数比例で緩やかに増加する。

$$\text{LOG}_2(N_1) + \text{LOG}_2(N_2) + \text{LOG}_2(N_3) = \text{LOG}_2(N_1 N_2 N_3). \quad (3.2-8)$$

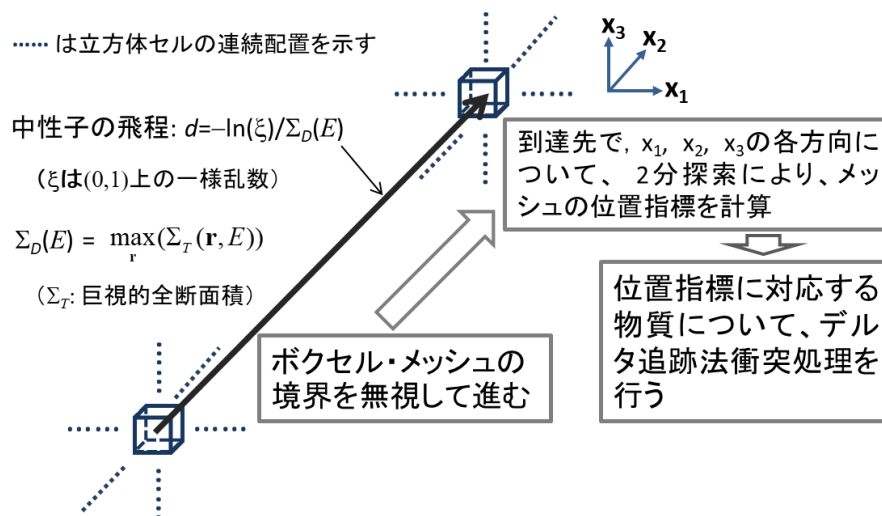


図 3.2-2 ボクセル機構下でのデルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送

この対数比例の増加は、エネルギー2群計算に対して、平成30年度事業において報告されている。式(3.2-8)は、ボクセル数が各軸方向に100倍増加しても、インデックス計算のコストの増加は、10倍以下であることを示している。したがって、図3.2-4における計算時間の不変性は、連続エネルギー計算の下での断面積処理の計算コストが、インデックス探索のコストより、少なくとも数桁大きいことを示している。なお、燃焼燃料、コンクリート、SUS304の原子個数密度データに関しては、平成31年度事業報告書を参照されたい。

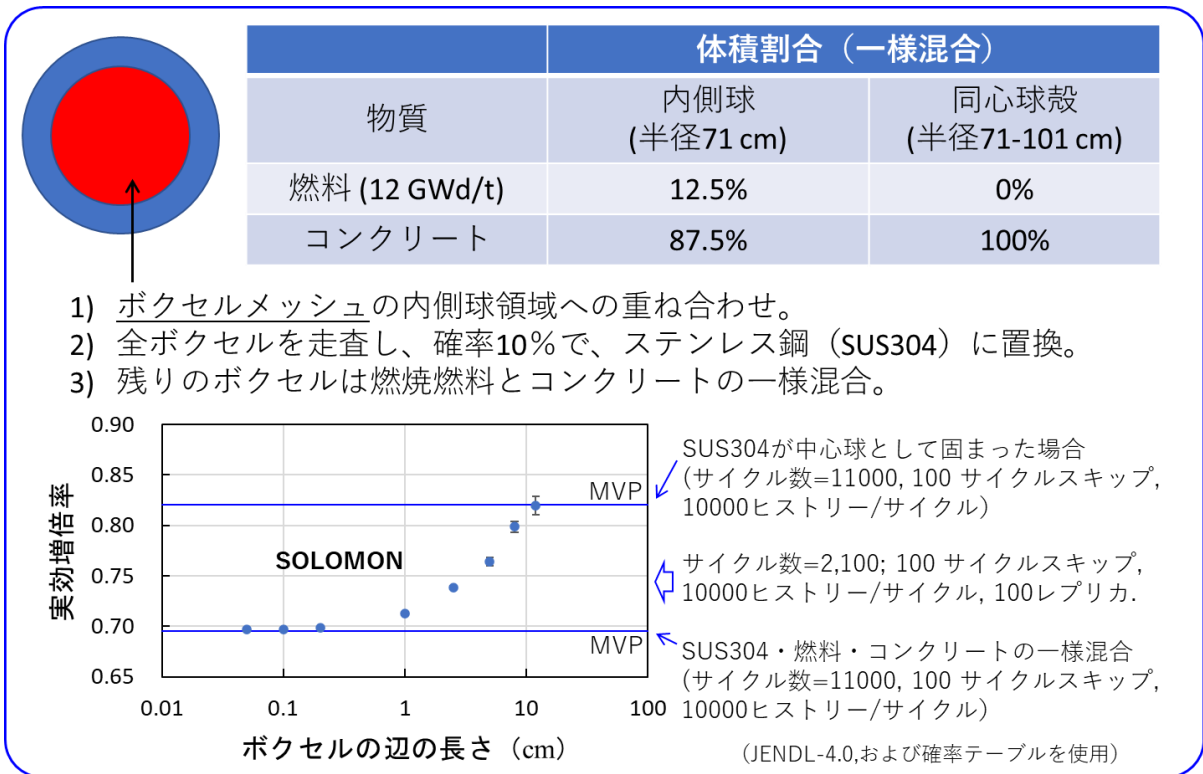


図 3.2-3 SUS304 中の鉄同位体の中性子共鳴吸収に関する空間自己遮蔽による中性子実効増倍率上昇

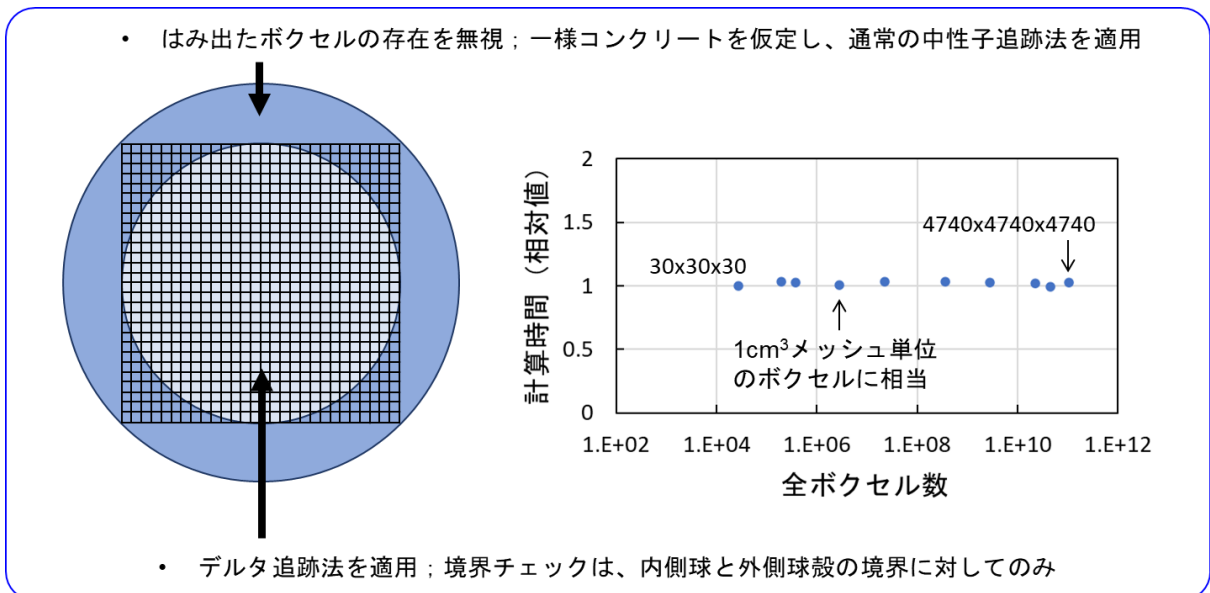


図 3.2-4 ボクセル機構下でのデルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算コストのスケール不変性

3.2.4 パワースペクトルの周波数変数領域限定モデルの検討

自然・工学現象のパワースペクトル測定においては、通常、周波数領域変数に上下限が存在する。例えば、乱流のような乱雑系の逆べき乗則スペクトルの測定においては、下限以下の周波数領域では、逆べき乗則の傾向が消失し、ほぼ平坦なスペクトルが見られる。これは現象の本質とは関係のないホワイトノイズである。一方、上限周波数は、バックグラウンドのノイズの大きさで決まる。そこで、本小節においては、パワースペクトルの周波数領域を任意に設定できるように、式(3.2-6)のRWFを拡張し、その有用性を示す実効増倍率計算例を示す。

式(3.2-6)を有限の項数で打ち切った式が実際の計算では使われる。この観点から、式(3.2-6)のRWFの一次元形を、以下のように拡張する。

$$W(x) = \sigma \sum_{j=m1}^{m2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0 \quad (3.2-9)$$

ただし、 $-\infty < m1 < m2 < \infty$ であり、 $m1$ と $m2$ は 0 または負でもよい。また、 α の上限に関する制約を外し、 $\alpha = 0$ を許容する。式(3.2-9)の共分散は、

$$E[W(x)W(x+u)] = \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=m1}^{m2} \lambda^{-2\alpha j} \cos(\lambda^j u) \quad (3.2-10)$$

と計算される。ここで、 E は期待値を表す。Wiener-Khinchin の定理により、式(3.2-10)のパワースペクトルは式(3.2-9)の変数 u に関するフーリエ変換として計算される。

$$\begin{aligned} P(k; W) &= \int_{-\infty}^{\infty} E[W(x)W(x+u)]e^{-iku} du \\ &= \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{j=m1}^{m2} \lambda^{-2\alpha j} [\delta(k - \lambda^j) + \delta(k + \lambda^j)] \end{aligned} \quad (3.2-11)$$

上式で、 k は空間に対応する周波数領域変数の波数、 δ はディラックのデルタ関数を表す。式(3.2-11)に対して、以下の積分を、 $\alpha > 0$ に対して、評価する。

$$\begin{aligned} \int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk &= \int_{\lambda^{m1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk = \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{i=m1}^j \lambda^{-2\alpha i} \\ &= \frac{\pi\sigma^2 \lambda^{2\alpha(1-m1)}}{2(\lambda^{2\alpha} - 1)} \left(1 - \frac{\lambda^{2\alpha(m1-1)}}{\lambda^{2\alpha j}} \right), j \leq m2 \end{aligned} \quad (3.2-12)$$

上式と同じ積分を逆べき乗則 $1/k^{2\alpha+1}$ に対して行うと次式を得る。

$$\int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} \frac{dk}{k^{2\alpha+1}} = \frac{\lambda^{2\alpha(1-m1)}}{2\alpha} \left(1 - \frac{\lambda^{2\alpha(m1-1)}}{\lambda^{2\alpha j}} \right), \quad j \leq m2. \quad (3.2-13)$$

式(3.2-12)と(3.2-13)において、上限 λ^j への依存性は同じである。また、 $\alpha = 0$ に対しては、以下の比較を行う。

$$\begin{aligned} \int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk &= \int_{\lambda^{m1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk = \frac{\pi\sigma^2}{2} (j - m1 + 1) \\ &= \frac{\pi\sigma^2}{2 \ln(\lambda)} \ln \left(\frac{\lambda^j}{\lambda^{m1-1}} \right), j \leq m2 \end{aligned} \quad (3.2-14)$$

$$\int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} \frac{dk}{k} = \ln\left(\frac{\lambda^j}{\lambda^{m1-1}}\right), \quad j \leq m2. \quad (3.2-15)$$

式(3.2-14)と(3.2-15)においても、上限 λ^j への依存性は同じである。換言すると、式(3.2-9)のパワースペクトルは、 $\lambda^{m1-1} \leq k \leq \lambda^{m2}$ の波数領域において、逆べき乗則 $1/k^{2\alpha+1}$, $\alpha \geq 0$ の右肩下がりの楕状近似になっている。なお、式(3.3-6)の σ の値に関しては、以下のような設定をし、 $|W(x)| \leq 1$ を保証する。

$$\sigma = \begin{cases} \frac{\lambda^{\alpha(m1)}(1 - \lambda^{-\alpha})}{1 - \lambda^{-\alpha(m2+1-m1)}}, & \alpha > 0, \\ \frac{1}{m2 - m1 + 1}, & \alpha = 0. \end{cases} \quad (3.2-16)$$

パラメータ $m1$, $m2$, λ は、以下のようにする。式(3.2-11)のデルタ関数表示を、 $k > 0$ に関して、右肩下がりの楕状近似を表していると考え。そこで、波数 0.1 から波数 100 までを 45 本の歯からなる右肩下がりの楕状近似を考える場合、 $m1 = -14, m2 = 30, \lambda^{m2} = 100$ ($\lambda = 1.166$) のように決める。式(3.2-9)は、式(3.2-6)のように、

$$\hat{c}(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=m1}^{m2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \boldsymbol{\Omega}_j / S + A_j), \quad \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha < 1 \quad (3.2-17)$$

として3次元化し、式(3.2-5)を経由して、式(3.2-1)の巨視的断面積を計算する。

以上の機能を、小節 3.2.2 と同じ体系のスケールリング因子 $S = 30$ cm のケースに関して、波数領域 $0.001 \text{ cm}^{-1} \sim 1 \text{ cm}^{-1}$ ($m1 = -23, m2 = 0, \lambda = 1.33352$)、 $0.1 \text{ cm}^{-1} \sim 100 \text{ cm}^{-1}$ ($m1 = -7, m2 = 16, \lambda = 1.33352$) 及び $1 \text{ cm}^{-1} \sim 1,000 \text{ cm}^{-1}$ ($m1 = 1, m2 = 24, \lambda = 1.33352$) の場合について、Solomon で実効増倍率を計算した。 $\alpha = 0.5$ 、つまり、 $1/k^2$ のケースの結果を図 3.2-5 に示す。低波数、即ち、高波長領域

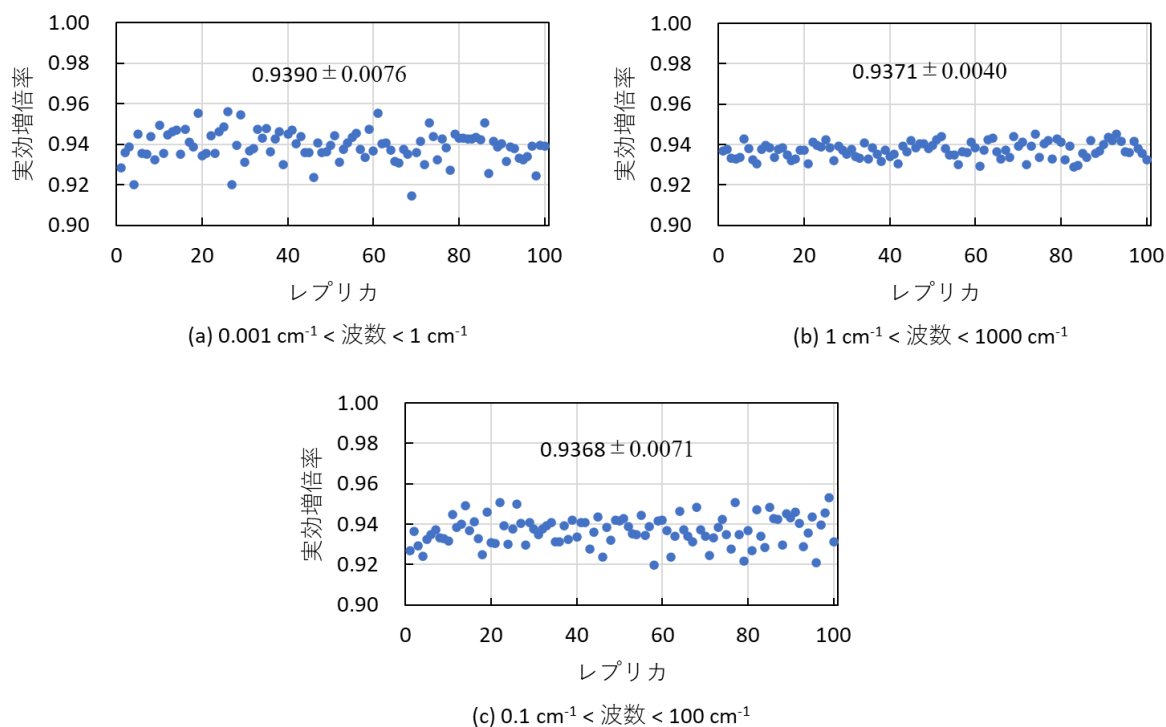


図 3.2-5 臨界性揺らぎへのスペクトル範囲の影響 ($1/(\text{波数})^2$ スペクトルのケース)

に相当する方が、臨界性揺らぎを大きくすることがわかる。特に、 $k < 1$ より小さい波数領域を含むかどうかの影響の大きさが見て取れる。なお、個々のレプリカ計算の条件は、小節 3.2.2 と同じく、世代あたりの粒子数 50,000、世代数 5,200、初期スキップ世代数 200 である。この条件下での実効増倍率の標準偏差は 0.00006~0.00007 程度で、100 レプリカにわたる標準偏差より 2 桁程度小さい。なお、図 3.2-5 の各図の計算においては、規格化条件の式(3.2-16)の第 1 式により、振幅調整因子 σ の値が RWF の最大値が 1 になる条件に統一されている。このため、図 3.2-5 の 3 つの数値計算結果は、低波数領域の方が臨界性揺らぎに大きな影響を及ぼすことを、公平な比較条件の下で示している。これは、平成 31 年度までの事業において得られなかった結果である。広範囲にわたる一般的傾向については、パラメータ α が負となるケースも含めて、令和 3 年度事業において報告する。

3.2.5 逆冪乗則からずれるパワースペクトルモデルの検討

逆冪乗則パワースペクトルは、工学的制御の存在しない極端な無秩序状態の最終的な進展先として、特定の物理・化学的モデルに依拠することなく、導出されている⁶⁾。このため、小節 3.2.4 の式(3.2-9)及び(3.2-17)の RWF は広範囲に適用可能と考えられる。一方、燃料デブリの生成においては、冷却材投入による無秩序状態の進展の抑制などのため、燃料デブリ構成物質の体積割合（混ざり具合）の空間変動が、逆冪乗則からずれるパワースペクトルを示す可能性がある。そこで、本小節においては、RWF を、別の乱雑な関数に変換して利用する方法を検討する。

体積割合は 100% 以下の正の数である。このため、RWF の変換は、上下限有界である必要がある。また、変動の表現として、RWF 代入の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、 $(1 - x)^2 \geq 0$ を考慮して、

$$T(x) = \frac{2x}{1 + x^2} \quad (3.2-18)$$

を挙げることができる。実際、式(3.2-18)は、生命科学分野の数理モデルにおいて、確率微分方程式の解の擬似 on-off 変動（switching noise）への変換ツールとして使用されている⁷⁾。図 3.2-6 に式(3.2-18)を示す。独立変数範囲 $0.5 \leq x \leq 2$ に対して、 $T(x)$ が 1 に近い値のみをとること

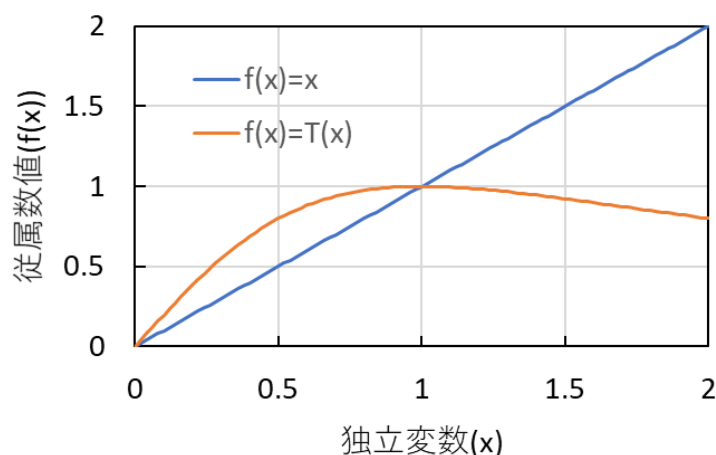


図 3.2-6 RWF の変換関数 $T(x)$

がわかる。このため、式(3.2-9)の RWF が $|W(x)| \leq 1$ を満たすことを考慮して $T(2W(x))$ などとし、乱雑な on-off タイプ変動を生成できると考えられる。図 3.2-7 に、 $T(cW(x))$ を、 $c=1, 2, 3$ に

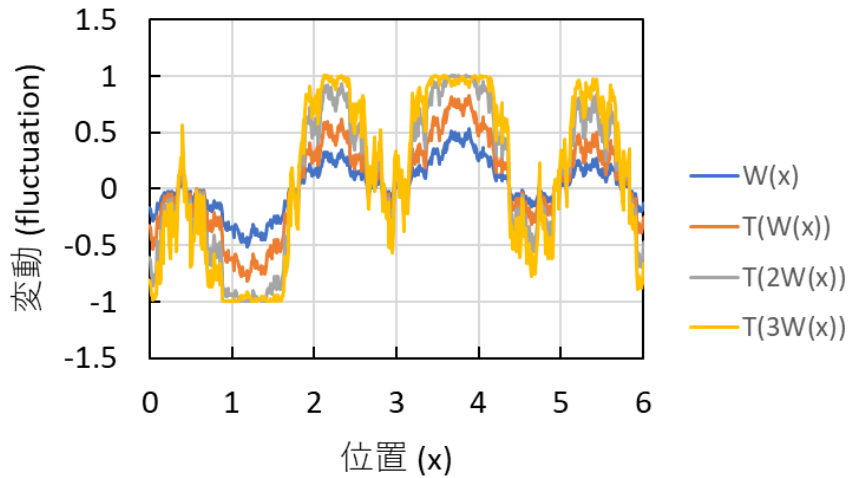


図 3.2-7 RWF の変換

対して示す。RWF が ± 0.5 以内に収まっているレプリカ（青線）に対して、 $c=3$ の時、変換された乱雑変動が、擬似的な on-off 変動になっている。変換関数 $T(x)$ の臨界性揺らぎ評価への影響は、令和 3 年度事業で検討する予定である。

3.2.6 繰り返し幾何形状モデルの実装

原子炉の炉心計算においては燃料集合体内の燃料ピンセル配置のように同一形状の体系が繰り返し規則的に配置されている場合が多い。そのため、炉心計算用のモンテカルロ計算コードでは繰り返し幾何形状と呼ばれる幾何形状モデルが実装されている。ICSBEP ハンドブック⁸⁾に記載されている格子形状体系のベンチマークに対し Solomon を用いて妥当性確認ができるようにするため、今年度は Solomon に繰り返し幾何形状モデルを実装した。

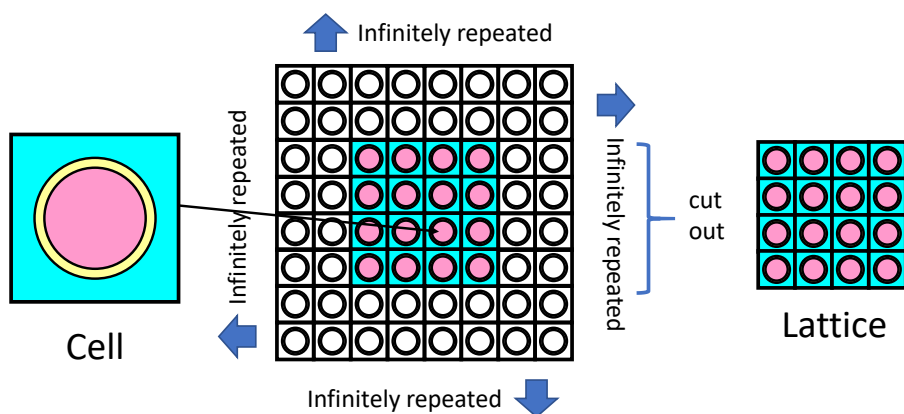


図 3.2-8 繰り返し幾何形状モデル

図 3.2-8 に繰り返し幾何形状モデルの概念図を示す。4×4 の燃料集合体体系をモデル化するときの例を示している。まず、燃料ピン体系(“Cell”)を定義し、それが規則的に繰り返し配

置されている無限体系を構成する。その無限体系の一部、この場合だと 4×4 の領域で繰り返し抜くことによって 4×4 の燃料集合体体系を作成する。

Solomon でこのような繰り返し幾何形状モデルを表現するために、テンプレートクラス Filling を実装した。Filling はテンプレート引数として以下の型を指定することができる。

Normal: 均質な領域の物質。

SubUniverse: 図 3.2-8 の Cell。1 つもしくは複数の Zone から構成される。

Lattice<テンプレート引数>: 図 3.2-8 の真ん中の図で表現される、無限格子体系。

Lattice もテンプレートクラスになっており、現在は Rect 型のみを引数として指定することができる。四方格子のセルを指定するという意味である。将来的には、高速炉や稠密炉心体系でよく用いられる六角格子についても拡張できるようにしている。

例として、Filling クラスを用いた TCA 炉心 (ICSBEP ID: LEU-COMP-THERM-006-006) に対する Solomon の入力データを図 3.2-9 に示す。21 行目から 25 行目において計算条件を指定している。1 サイクル当たりのヒストリー数を 10,000、アクティブサイクルを 2,000 サイクル、スキップサイクルを 100 サイクルとしている。27 行目から 33 行目は物質の指定で用いる核種を定義している。35 行目は熱散乱モデルで用いる温度を eV 単位で指定している。読み込んだ核データライブラリと同じ 300 K としている。37 行目から 51 行目において燃料ピンセルの定義で使われる物質を定義している。Filling クラスのテンプレート引数として Normal 型を指定し、燃料 (fuel)、被覆管 (cladding)、減速材 (water) に対する物質を定義している。55 行目から 60 行目では格子形状に対する寸法データや格子数、臨界水位、反射体厚さを指定している。66 行目から 71 行目で繰り返し幾何形状のセルを定義している。Filling クラスのテンプレート引数として SubUniverse 型を指定し、燃料 (fuel)、被覆管 (cladding)、減速材 (water) に対する物質と Surface オブジェクトを用いて燃料ピンセルを定義している。73 行目から 74 行目は Filling クラスのテンプレート引数として Lattice<Rect>型を指定し、四方格子状に配列された無限燃料ピンセル体系を定義している。76 行目から 90 行目は炉心全体の幾何形状を定義するための面を定義し、92 行目から 136 行目で炉心全体の体系を定義している。139 行目から 142 行目は初期線源を定義している。2.0 MeV の中性子を Pos オブジェクトで指定される位置から等方的に (デフォルト) 放出する。145 行目で体系データ (univ オブジェクト)、計算条件データ (condition オブジェクト)、初期線源データ (src オブジェクト) を mc_run オブジェクトに渡して計算を実行する。

検証のため、図 3.2-9 で用いた入力データを用いて TCA 炉心 (UO_2 燃料濃縮度 2.6%、 19×19 配列、 $V_m/V_f = 1.83$ 、ピンピッチ = 1.956 cm) に対する実効増倍率を Solomon で実行し、MCNP5⁹⁾で計算した実効増倍率と比較した。核データは JENDL-4.0 から作成された ACE ライ

```

1  /*
2  * NEA/NSC/DOC/(95)03/IV
3  * Volume IV
4  * LEU-COMP-THERM-006
5  * CRITICAL ARRAYS OF LOW-ENRICHED UO2 FUEL RODS
6  * WITH WATER-TO-FUEL VOLUME RATIOS RANGING FROM 1.5 TO 3.0
7  * Case No. 6
8  */
9
10 #include <iostream>
11 #include "Solomon.hpp"
12
13 using namespace solomon;
14 using namespace solomon::runner::beta1;
15 using namespace solomon::runner::beta1::lattice;
16 using namespace solomon::geometry::combinatorial1;
17
18 int main()
19 {
20     // ... input calculation condition.
21     Condition condition;
22     condition
23         .num_particles_per_cycle(10000)
24         .num_active_cycles      (2000)
25         .num_inactive_cycles    (100);
26
27     auto u234 = "U_234.j40n_300K";
28     auto u235 = "U_235.j40n_300K";
29     auto u238 = "U_238.j40n_300K";
30     auto o16  = "O_016.j40n_300K";
31     auto a127 = "A1027.j40n_300K";
32     auto h1   = "H_001.j40n_300K";
33     auto lwtr = "lwtr.j40t_296K";
34
35     auto temp = 2.585E-08;
36
37     Filling<Normal> fuel (Material (Component (u234, 4.8872E-06),
38                                     Component (u235, 6.0830E-04),
39                                     Component (u238, 2.2531E-02),
40                                     Component (o16, 4.7214E-02),
41                                     temp)
42                             );
43
44     Filling<Normal> cladding (Material (Component (a127, 5.5137E-02),
45                                         temp)
46                                 );
47
48     Filling<Normal> water (Material (Component (h1, 6.6735E-02, lwtr),
49                                     Component (o16, 3.3368E-02),
50                                     temp)
51                                 );
52

```

図 3.2-9 TCA 炉心に対する Solomon の入力データ

```

53 // ... define surfaces.
54 // ... parameters for cases
55 Real8 h_c      = 60.38; // critical water level height from bottom of fuel
56 Int4  num_rods = 19;   // number of rods in one side
57 Real8 pitch    = 1.956;
58 // ... constants
59 Real8 core_width = pitch * num_rods;
60 Real8 ref_thick  = 30.0;
61
62 Surface<InfCylinder> cyl_fuel("cylinder of fuel", Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.625);
63 Surface<InfCylinder> cyl_clad("cylinder of clad", Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.7085);
64 Surface<Plane> pln_hgt_wtr_for_repeat("height of water", Pos(0, 0, h_c), Dir(0, 0, 1));
65
66 Filling<SubUniverse> sub(Zone("fuel", fuel, - cyl_fuel),
67     Zone("cladding", cladding, + cyl_fuel && - cyl_clad),
68     Zone("water surround fuel", water, + cyl_clad && - pln_hgt_wtr_for_repeat),
69     Zone("void area surround fuel", Filling<InnerVoid>(),
70         + cyl_clad && + pln_hgt_wtr_for_repeat)
71     );
72
73 Filling<Lattice<Rect> > lattice(Rect(pitch, pitch),
74     Row(sub));
75
76 Surface<Plane> pln_area_n("north of area", Pos(0, 30, 0), Dir(0, 1, 0));
77 Surface<Plane> pln_area_s("south of area", Pos(0, - core_width - 30, 0), Dir(0, 1, 0));
78 Surface<Plane> pln_area_e("east of area", Pos(core_width + 30, 0, 0), Dir(1, 0, 0));
79 Surface<Plane> pln_area_w("west of area", Pos(- 30, 0, 0), Dir(1, 0, 0));
80 Surface<Plane> pln_btm_area("bottom of area", Pos(0, 0, -30.0), Dir(0, 0, 1));
81 Surface<Plane> pln_top_area("top of area", Pos(0, 0, 144.15), Dir(0, 0, 1));
82
83 Surface<Plane> pln_core_n("north of core", Pos(0, - 0.001, 0), Dir(0, 1, 0));
84 Surface<Plane> pln_core_s("south of core", Pos(0, - core_width + 0.001, 0), Dir(0, 1, 0));
85 Surface<Plane> pln_core_e("east of core", Pos(core_width - 0.001, 0, 0), Dir(1, 0, 0));
86 Surface<Plane> pln_core_w("west of core", Pos(0.001, 0, 0), Dir(1, 0, 0));
87
88 Surface<Plane> pln_btm_core ("bottom of area", Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1));
89 // can NOT use same plane for zero and one univaerse.
90 Surface<Plane> pln_hgt_water("height of water", Pos(0, 0, h_c), Dir(0, 0, 1));
91

```

図 3.2-9 TCA 炉心に対する Solomon の入力データ (続き)

```

92 | Universe univ(Zone("core", lattice,
93 |     geom_inter(- pln_top_area, + pln_btm_core,
94 |         - pln_core_n,   + pln_core_s,
95 |         - pln_core_e,   + pln_core_w)),
96 |     Zone("water bottom", water,
97 |         geom_inter(- pln_btm_core, + pln_btm_area,
98 |             - pln_area_n,   + pln_area_s,
99 |             - pln_area_e,   + pln_area_w)),
100 |     Zone("water S", water,
101 |         geom_inter(- pln_hgt_water, + pln_btm_core,
102 |             - pln_area_e,   + pln_core_w,
103 |             - pln_core_s,   + pln_area_s)),
104 |     Zone("water E", water,
105 |         geom_inter(- pln_hgt_water, + pln_btm_core,
106 |             - pln_area_e,   + pln_core_e,
107 |             - pln_area_n,   + pln_core_s)),
108 |     Zone("water N", water,
109 |         geom_inter(- pln_hgt_water, + pln_btm_core,
110 |             - pln_core_e,   + pln_area_w,
111 |             - pln_area_n,   + pln_core_n)),
112 |     Zone("water W", water,
113 |         geom_inter(- pln_hgt_water, + pln_btm_core,
114 |             - pln_core_w,   + pln_area_w,
115 |             - pln_core_n,   + pln_area_s)),
116 |     Zone("top void S", Filling<InnerVoid>(),
117 |         geom_inter(- pln_top_area, + pln_hgt_water,
118 |             - pln_area_e,   + pln_core_w,
119 |             - pln_core_s,   + pln_area_s)),
120 |     Zone("top void E", Filling<InnerVoid>(),
121 |         geom_inter(- pln_top_area, + pln_hgt_water,
122 |             - pln_area_e,   + pln_core_e,
123 |             - pln_area_n,   + pln_core_s)),
124 |     Zone("top void N", Filling<InnerVoid>(),
125 |         geom_inter(- pln_top_area, + pln_hgt_water,
126 |             - pln_core_e,   + pln_area_w,
127 |             - pln_area_n,   + pln_core_n)),
128 |     Zone("top void W", Filling<InnerVoid>(),
129 |         geom_inter(- pln_top_area, + pln_hgt_water,
130 |             - pln_core_w,   + pln_area_w,
131 |             - pln_core_n,   + pln_area_s)),
132 |     Zone("outer world", Filling<Void>(),
133 |         geom_union(+ pln_top_area, - pln_btm_area,
134 |             + pln_area_e, - pln_area_w,
135 |             + pln_area_n, - pln_area_s)
136 |     );
137 |
138 | // ... set initial neutron source
139 | Source src;
140 | src
141 |     .energy(2.0_MeV)
142 |     .pos(Pos(core_width / 2, - core_width / 2, 144.15 / 2));
143 |
144 | // ... calculation
145 | mc_run(univ, condition, src);
146 | }

```

図 3.2-9 TCA 炉心に対する Solomon の入力データ (続き)

ブラリ AceLib-J40¹⁰⁾を用いた。表 3.2-3 に結果を示す。Solomon で計算した実効増倍率は MCNP5 と 1 標準偏差の範囲で一致し、繰り返し幾何形状モデルが問題なく実装できていることが確認できた。

表 3.2-3 TCA 炉心に対して Solomon と MCNP5 で計算した実効増倍率の比較

コード	実効増倍率 (1 標準偏差)
MCNP5	1.00003 (0.00026)
Solomon	0.99982 (0.00026)

3.2.7 まとめ

本節では、燃料デブリトラッキング機能の開発・整備と繰り返し幾何形状モデルの実装について報告した。最初に、平成 31 年度成果の熱中性子散乱データの実装に基づき、乱雑分布モデルを、平成 30 年度事業の報告書の「第 3 章 臨界リスク基礎データベースの整備」に記載の燃焼度 15.2 Gwd/t、24.2 GWd/t、37.5 Gwd/t のデータからなる水・燃料デブリ体系に対して、実証した。次に、平成 31 年度に継続して、ボクセルモデルの効率性評価および実証を行った。連続エネルギーモンテカルロ計算では、計算コストが、ボクセルの大きさによらず一定であることが分かった。また、SUS304 内の鉄同位体による中性子共鳴吸収の自己遮蔽効果が、SUS304 のサイズが 1 cm³ 以上になると顕著になることがわかった。また、乱雑分布のパワースペクトルの波数範囲に、任意に上下限を設定する機能を実装した。この結果、ブラウン運動相当のスペクトルの下では、低波数領域の方が臨界性評価揺らぎに大きな影響を及ぼすことがわかった。最後に、乱雑分布標準モデルの逆冪乗則パワースペクトルからずれるモデルの検討に着手し、乱雑な擬オン・オフ変動のモデルを確立し、Solomon に実装した。

繰り返し幾何形状モデルの実装では、Filling テンプレートクラス、Normal クラス、SubUniverse クラス、Lattice テンプレートクラスを新たに作成し、燃料集合体のような格子形状体系が簡単に表現できるようになった。また、TCA 炉心に対する実効増倍率を計算し、MCNP5 の結果と比較した。その結果、実効増倍率は 1 標準偏差の範囲で一致し、繰り返し幾何形状モデルが問題なく実装できていることを確認した。

参考文献

- 1) Foit J.J., et al., “Experiments on MCCI with oxide and steel,” *Annals of Nuclear Energy*, **74**, 100-109 (2014).
- 2) Shibata K, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, **48**, 1-30, (2011).
- 3) Ueki T., “Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media Formed by Multimaterials Mixture Under Extreme Disorder,” *Nuclear Science and Engineering*, **195**, 214-226 (2021).
- 4) 植木太郎、デルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算におけるボクセル利用、2021 年日本原子力学会 春の年会、講演番号 2B03.
- 5) Nagaya Y, et al., MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods. Japan

- Atomic Energy Agency; JAEA-Data/Code 2016-018, DOI:10.11484/jaea-data-code-2, Tokaimura, Japan (2017).
- 6) Frieden B.R., Hughes R.J., "Spectral 1/f Noise Derived from Extremized Physical Information," *Physical Review E*, **49**, 4, 2644-2649 (1994).
 - 7) Han X., Kloeden P.E., *Random Ordinary Differential Equations and Their Numerical Solution*, Springer (2017).
 - 8) OEDC/NEA, "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments," NEA/NSC/DOC(95)03, September 2013.
 - 9) X-5 Monte Carlo Team, MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume 1: Overview and Theory, LA-UR-03-1987 (2003).
 - 10) Sato T., et al., "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **50**(9), 913-923 (2013).

第4章 使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験

4.1 概要

1F 燃料デブリの取出し及び廃炉作業を安全に進めるためには、燃料デブリの性状を正確に把握する必要がある。その際に用いられる燃焼計算コード及び核データの精度を向上させるには、照射済燃料の核種組成実測値との比較による計算精度の評価が必要である。この精度評価を行うため、平成 28 年度から平成 30 年度にかけて日本原子力研究開発機構において関西電力大飯発電所 4 号機で照射された NO4F69 燃料集合体及び東京電力福島第二原子力発電所 1 号機の 2F1ZN3 燃料集合体から計 10 試料の照射後試験を実施し、核種組成測定及び解析結果を報告してきた。

今年度は、核種組成測定及び解析結果の見直しの観点から、①試料 J6-1 の希土類元素の再測定、②核種組成解析における冷却材温度の修正、③冷却材温度修正に伴う核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響の再評価、の 3 点について検討した。それぞれ 4.2、4.3、4.4 節に詳細を示す。

4.2 試料 J6-1 の希土類元素の再測定

昨年度に実施した FP 核種の核種組成測定値の SFCOMPO データ¹⁾との比較による妥当性確認において、試料 J6-1 の ^{151}Eu など多くの希土類元素の測定値が過去の照射後試験結果と大きく異なることが確認された。他の試料に比べて顕著な差異が見られたことや、他の明確な原因が不明であったことから、J6-1 試料の分析操作に問題があった可能性が挙げられた。UTEVA 分離済みの J6-1 試料が一部残っていたため、その残試料に対して陰イオン交換分離を実施して希土類元素を分離し、再測定を実施した。すなわち、希土類元素の分離・測定作業を再度実施して測定結果を確認することで、測定結果の再現性を確認した。測定核種は Eu、Sm、Gd の同位体である（ガンマ線測定核種である ^{154}Eu 、 ^{155}Eu を除く）。分離の手順や測定方法は平成 30 年度報告書に記載の通りである。

表 4.2-1 に J6-1 の希土類元素の再測定結果を示す。表 4.2-1 には今回の測定結果を平成 30 年度の測定結果である全ウランに対する比で表したものとその不確かさ（ICP-MS の繰り返し測定の標準偏差に基づく）、再測定結果を用いて評価した C/E 値、そして平成 30 年度の測定結果に対する比を示した。再測定の結果、一部の核種を除き平成 30 年度の測定結果から大きく変化はなく、特に今回の再測定の主目的であった ^{151}Eu や ^{149}Sm 、 ^{155}Gd などは依然として SFCOMPO データとの比較で大きな差異があり、C/E 値の 1 からのずれが大きい核種の C/E 値の改善は見られなかった。この結果から、J6-1 の希土類元素測定において試料操作に問題はなく、意図通りの測定ができていたと判断し、今回の再測定による測定結果の更新は行わないこととした。また、 ^{156}Gd 、 ^{158}Gd は平成 30 年度の測定結果に比べて 50%程度も大きな値となった。この原因を調査した結果、参考情報として同時に測定していた ^{140}Ce と ^{142}Ce のカウントが増加しており、そのカウントの増加分を ^{156}Gd 及び ^{158}Gd の測定結果から差し引くと、平成 30 年度の ^{156}Gd 及び ^{158}Gd の測定結果とほぼ同等となることが確認された。したがって、

^{156}Gd 及び ^{158}Gd の測定値の増加は ICP-MS のアルゴンプラズマにより生成された Ce の酸化物イオンの干渉によるものである可能性が高いことが分かった。Ce による干渉はこれまでの測定でもその可能性に注意しており、これまでの測定では大きな影響は生じていなかった。今回、Ce による干渉が生じた経緯や原因は不明であるが、並行して実施している燃料デブリ分析検討における今後の測定試験等で同様の問題が発生しないよう、例えば分離等の各手順において簡単な核種測定を行って Ce の量を確認するなどの対応策を検討する必要があることが分かった。

表 4.2-1 J6-1 希土類元素の再測定結果

	R2年度測定結果		C/E	H30年度測定値との比較 (R2/H30)
	atoms/Total-U	不確かさ (%)		
^{151}Eu	7.920E-05	0.93	0.03	1.20
^{153}Eu	4.883E-04	0.58	0.71	1.11
^{144}Sm	1.600E-06	2.17	—	1.10
^{147}Sm	6.548E-04	0.60	0.97	1.07
^{148}Sm	5.993E-04	1.23	1.03	1.07
^{149}Sm	1.050E-05	1.07	0.51	1.10
^{150}Sm	8.898E-04	1.45	0.94	1.07
^{152}Sm	2.836E-04	1.20	0.90	1.08
^{154}Sm	1.387E-04	1.15	0.81	1.17
^{152}Gd	7.978E-07	1.28	0.09	0.99
^{154}Gd	6.865E-05	0.23	1.01	1.00
^{155}Gd	3.401E-05	0.53	0.70	1.10
^{156}Gd	6.631E-04	0.68	0.61	1.57
^{157}Gd	7.039E-06	0.90	0.04	1.09
^{158}Gd	1.003E-04	0.78	0.65	1.45
^{160}Gd	1.385E-05	1.13	0.24	1.06

4.3 核種組成解析における冷却材温度の修正

4.3.1 概要

核種組成解析において使用していた原子炉冷却材温度の設定を見直した結果、使用していた数式に問題があることが分かった。冷却材温度は減速材密度を左右する重要な因子であり、特に ^{235}U 原子個数の解析結果に大きく影響する。本節では修正した数式とそれを用いて算出した各試料位置における冷却材温度、そして修正した冷却材温度を用いた核種組成解析結果を示す。

4.3.2 冷却材温度計算式の修正

これまで全 10 試料の核種組成解析では、文献²⁾に記載されている(4.3-1)式に基づいて計算された冷却材温度を使用していた。

$$T(z) = T_{inlet} + \frac{\pi\Delta T}{2H} \int_0^z \cos\left(\frac{\pi}{2H}z\right) dz \quad (4.3-1)$$

文献²⁾によると、軸方向の冷却材温度上昇がサンプル位置までの積分出力に比例をしているものと仮定しており、炉心入り口部の冷却材温度を T_{inlet} 、燃料有効長を H 、炉心出口での冷却材温度上昇が ΔT であるとして、燃料有効長下端からの高さ z における冷却材温度が $T(z)$ で表されている。これを解くと、

$$T(z) = T_{inlet} + \Delta T \sin\left(\frac{\pi}{2H}z\right) \quad (4.3-2)$$

となる。(4.3-1)式より軸方向の出力分布はコサイン分布を仮定していると思われるが、この積分範囲だと炉心下端が最も出力が大きく上端に行くにつれて出力が下がっており、意図と合致していないとみられたため、(4.3-3)式のように修正した。

$$T(z) = T_{inlet} + \frac{\pi\Delta T}{2H} \int_0^z \sin\left(\frac{\pi}{H}z\right) dz \quad (4.3-3)$$

これを解くと、

$$T(z) = T_{inlet} + \frac{\Delta T}{2} \left\{ 1 - \cos\left(\frac{\pi}{H}z\right) \right\} \quad (4.3-4)$$

となる。なお、文献²⁾で使用されている冷却材温度は(4.3-4)式で得られる値とほぼ一致しており、(4.3-1)式は記載ミスと考えられる。文献式((4.3-2)式)と修正式((4.3-4)式)の軸方向温度分布を図 4.3-1 に示す。文献式は燃料上端を頂点とする放物線状の温度分布であるのに対して、修正式では S 字状の温度分布に変化した。燃料棒下端(0 mm)と燃料棒上端(約 3650 mm)の冷却材温度は文献式と修正式とで等しく、燃料棒下端と燃料棒上端の間では修正式の冷却材温度の方が低く計算される。

以降の核種組成再計算では、PWR 燃料試料である 9 試料 (F5-1~F5-3、J6-1~J6-3、F2-1~F2-3) については(4.3-4)式により得られた冷却材温度を使用した。一方で、BWR 燃料試料である g3 については、文献²⁾に記載されている「BWR ではボイド生成が始まると冷却材に与えられた熱量は温度上昇ではなくボイド生成に使用されるために、ある領域より上では一定の温度となっている」より、g3 燃料試料の取得位置は比較的上部であることから温度一定の領域であると仮定し、冷却材温度には炉心出口温度を設定した。

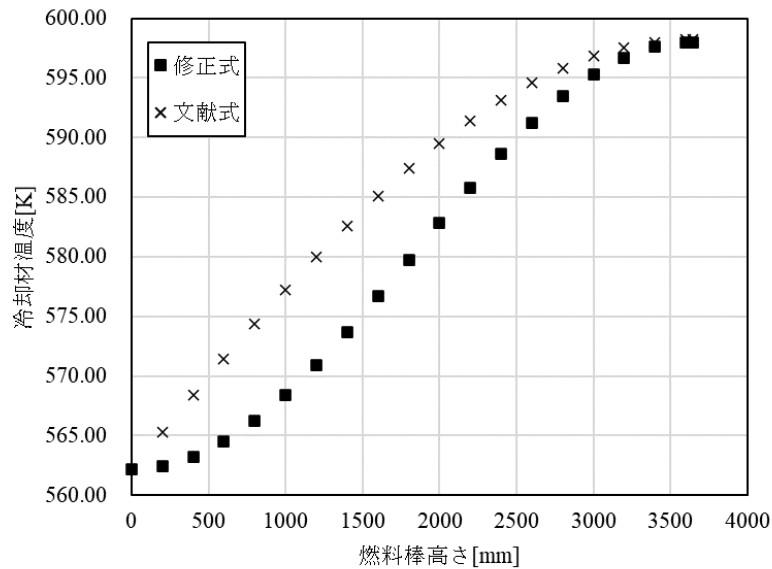


図 4.3-1 文献式と修正式の冷却材温度の軸方向分布の比較

4.3.3 燃料試料取得位置の冷却材温度

4.3.2 節に示した方法に基づいて、燃料試料取得位置の冷却材温度を表 4.3-1 のように修正した。F5、J6、F2 試料の冷却材温度は修正式の適用により約 0.3 K から 9 K 程度下方に修正されている。その修正幅は燃料棒下端側に近い場所から採取された試料（F5-1、J6-1、F2-1）ほど大きい。一方で g3 試料の冷却材温度は炉心出口温度に設定したため、約 1 K 上方修正されている。

表 4.3-1 燃料試料取得位置の冷却材温度の比較

	冷却材温度[K]		差[K]
	文献式	修正式	
F5-1	575.99	567.45	-8.54
F5-2	592.46	587.49	-4.97
F5-3	596.40	594.50	-1.89
J6-1	576.00	567.46	-8.54
J6-2	591.14	585.33	-5.81
J6-3	598.11	597.81	-0.29
F2-1	575.88	567.37	-8.51
F2-2	589.64	583.00	-6.64
F2-3	597.58	596.78	-0.80
g3	558.23	559.15 ^(注)	0.92

(注) g3 試料は修正式を使用せず、炉心出口温度を仮定

4.3.4 修正した冷却材温度を用いた核種組成解析結果

4.3.3 節で修正した冷却材温度を使用して、SWAT4.0³⁾による燃焼計算を再度実施した。表 4.3-2 に全 10 試料の核種含有量の実測値 (E 値) と冷却材温度を修正した SWAT4.0 燃焼計算による計算値 (C 値) との比較結果 (C/E 値) を示す。また、冷却材温度の修正による C/E 値への影響を見るため、表 4.3-3 に冷却材温度修正前後の C/E 値の差を示す。この C/E 値の差は冷却材温度修正後の C/E 値から冷却材温度修正前の C/E 値を引いた値である。

表 4.3-3 より、冷却材温度の修正により F5、J6、F2 試料の ²³⁵U の C/E 値は減少する方向に変化し、いずれも C/E 値が改善する方向の変化となった。このことから、²³⁵U の C/E 値の過大評価の要因のひとつに冷却材温度があり、今回の修正により一部が改善された。g3 試料については冷却材温度が修正前後でそれほど変化しなかったため、解析結果にほとんど影響しなかった。

表 4.3-2 冷却材温度修正後の計算値と測定値の核種生成量の比較

試料名	F5-1	F5-2	F5-3	J6-1	J6-2	J6-3	F2-1	F2-2	F2-3	g3
燃焼度[GWd/t]	60.58	58.32	59.37	59.98	59.19	43.94	43.39	42.94	38.16	60.41
核種	C/E									
²³⁴ U	1.08	1.06	1.09	1.03	1.05	1.03	1.06	1.12	1.09	1.00
²³⁵ U	1.04	1.04	1.08	1.00	1.07	1.06	1.03	1.10	1.11	1.06
²³⁶ U	1.00	0.99	0.99	1.00	0.99	0.99	0.98	0.98	0.98	0.99
²³⁸ U	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
²³⁸ Pu	1.02	1.01	1.07	1.05	1.03	1.02	1.04	1.03	1.02	0.99
²³⁹ Pu	1.00	1.00	1.05	1.01	1.04	1.04	1.00	1.03	1.03	1.07
²⁴⁰ Pu	0.99	0.94	1.01	1.00	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	0.99
²⁴¹ Pu	0.96	0.97	1.02	0.98	0.98	0.98	0.98	0.97	0.98	0.97
²⁴² Pu	0.96	0.96	0.97	0.99	0.96	0.96	1.00	0.97	0.96	0.94
¹⁴² Nd	0.97	1.00	1.03	0.59	1.02	1.07	0.64	0.98	1.04	1.12
¹⁴³ Nd	1.05	1.04	1.06	1.03	1.06	1.05	1.04	1.06	1.06	1.05
¹⁴⁴ Nd	1.00	0.99	0.99	1.00	0.99	0.99	1.00	0.99	0.98	0.99
¹⁴⁵ Nd	1.02	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁶ Nd	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁸ Nd	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.01	1.00
¹⁵⁰ Nd	1.01	1.01	1.01	1.00	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01
¹³³ Cs	0.96	1.04	1.05	1.06	1.30	1.46	1.05	1.02	1.01	1.06
¹³⁴ Cs	1.21	1.30	1.65	1.17	1.28	1.11	1.14	1.17	1.10	1.30
¹³⁷ Cs	1.12	1.20	1.54	1.06	1.18	1.12	1.04	1.08	1.07	1.13
¹⁵¹ Eu	0.65	0.53	0.73	0.04	0.12	0.35	0.13	0.38	0.55	0.42
¹⁵³ Eu	0.99	0.99	1.01	0.79	1.17	0.97	1.32	1.38	1.46	0.99
¹⁵⁴ Eu	1.18	1.30	1.68	1.12	1.28	1.20	1.50	1.58	1.64	1.29
¹⁵⁵ Eu	1.05	1.12	1.60	0.93	1.16	1.11	1.23	1.38	1.35	1.13
¹⁴⁷ Sm	1.01	1.02	1.02	1.05	0.95	0.96	1.02	1.00	0.99	0.97
¹⁴⁸ Sm	1.04	1.04	1.06	1.09	1.46	0.99	1.07	1.03	1.02	1.00
¹⁴⁹ Sm	0.97	0.90	0.92	0.54	0.64	0.79	0.78	0.96	0.69	0.90
¹⁵⁰ Sm	0.94	0.95	0.97	1.00	1.18	0.92	0.98	0.94	0.93	0.95
¹⁵² Sm	0.95	0.97	0.96	0.98	1.01	0.92	0.99	0.95	0.93	0.91
¹⁵⁴ Sm	0.96	0.97	0.99	0.95	1.24	0.92	0.98	0.95	0.92	0.93
¹⁵² Gd	0.34	0.49	0.49	0.09	0.10	0.08	0.72	0.92	0.96	0.25
¹⁵⁴ Gd	1.05	1.07	1.14	0.99	1.50	1.15	0.95	1.13	1.16	1.17
¹⁵⁵ Gd	0.97	0.99	1.02	0.76	0.92	0.86	1.08	1.44	1.47	1.04
¹⁵⁶ Gd	0.95	0.93	0.97	0.95	1.37	0.65	1.00	0.95	1.03	0.91
¹⁵⁷ Gd	0.34	0.25	0.42	0.04	0.08	0.10	0.83	1.18	1.27	0.21
¹⁵⁸ Gd	1.07	1.04	1.10	0.94	1.34	0.77	0.99	0.95	1.03	1.01
¹⁶⁰ Gd	0.81	0.67	0.75	0.26	0.58	0.64	0.99	0.95	1.03	0.74
⁹⁵ Mo	1.01	1.03	1.06	1.02	1.27	1.44	1.04	1.06	1.05	1.04
⁹⁹ Tc	2.09	2.31	2.33	2.27	3.57	2.84	2.38	2.20	2.23	2.12
¹⁰¹ Ru	0.97	1.03	1.04	1.03	1.23	1.38	1.12	0.98	1.04	1.00
¹⁰³ Rh	1.05	1.10	1.10	1.08	1.20	1.51	1.18	1.08	1.12	1.11
¹⁰⁹ Ag	1.05	1.22	1.39	1.87	1.03	1.16	1.48	1.32	1.65	0.99

表 4.3-3 冷却材温度修正前後の C/E 値の差

試料名	F5-1	F5-2	F5-3	J6-1	J6-2	J6-3	F2-1	F2-2	F2-3	g3
燃焼度[GWd/t]	60.58	58.32	59.37	59.98	59.19	43.94	43.39	42.94	38.16	60.41
核種	冷却材温度修正後C/E - 冷却材温度修正前C/E									
²³⁴ U	0.00	0.00	0.00	0.00	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00
²³⁵ U	-0.04	-0.02	-0.01	-0.03	-0.03	0.00	-0.04	-0.04	0.00	0.00
²³⁶ U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
²³⁸ U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
²³⁸ Pu	-0.02	-0.01	-0.01	-0.02	-0.02	0.00	-0.02	-0.02	0.00	0.00
²³⁹ Pu	-0.02	-0.02	-0.01	-0.02	-0.02	0.00	-0.02	-0.03	0.00	0.00
²⁴⁰ Pu	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00
²⁴¹ Pu	-0.03	-0.02	-0.01	-0.02	-0.02	0.00	-0.02	-0.02	0.00	0.00
²⁴² Pu	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴² Nd	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00
¹⁴³ Nd	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00
¹⁴⁴ Nd	0.01	0.00	0.00	0.01	0.00	0.00	0.01	0.01	0.00	0.00
¹⁴⁵ Nd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴⁶ Nd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴⁸ Nd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵⁰ Nd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹³³ Cs	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹³⁴ Cs	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00
¹³⁷ Cs	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵¹ Eu	-0.02	-0.01	-0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	-0.01	0.00	0.00
¹⁵³ Eu	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵⁴ Eu	-0.02	-0.02	-0.01	-0.02	-0.04	0.00	-0.02	-0.03	0.00	0.00
¹⁵⁵ Eu	0.00	0.00	0.00	0.00	-0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴⁷ Sm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴⁸ Sm	0.00	0.00	0.00	0.00	-0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁴⁹ Sm	-0.02	-0.02	-0.01	-0.01	-0.02	0.00	-0.02	-0.03	0.00	0.00
¹⁵⁰ Sm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵² Sm	0.01	0.00	0.00	0.01	0.01	0.00	0.01	0.01	0.00	0.00
¹⁵⁴ Sm	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵² Gd	-0.01	-0.01	-0.01	0.00	0.00	0.00	-0.03	-0.03	0.00	0.00
¹⁵⁴ Gd	-0.02	-0.02	-0.01	-0.02	-0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵⁵ Gd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	-0.02	-0.02	0.00	0.00
¹⁵⁶ Gd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁵⁷ Gd	-0.02	-0.01	-0.01	0.00	0.00	0.00	-0.06	-0.07	-0.01	0.00
¹⁵⁸ Gd	-0.01	-0.01	0.00	-0.01	-0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁶⁰ Gd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
⁹⁵ Mo	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
⁹⁹ Tc	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁰¹ Ru	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁰³ Rh	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
¹⁰⁹ Ag	0.00	0.00	0.00	-0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

4.4 冷却材温度修正に伴う核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響の再評価

平成 31 年度報告書において、核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響の評価ということで、単純な燃料球体系で核種組成測定値と解析値をそれぞれ燃料組成の入力として与えた臨界解析を行い、結果の比較を行った。これについて、前節の冷却材温度の設定を修正したことにより核種組成解析値が修正されたため、再評価を行った。本検討に関する概要や解析方法等は平成 31 年度報告書に記載の通りであり、ここでは結果のみ掲載する。

表 4.4-1 に冷却材温度修正後の核種組成解析値を用いて得られた結果を、平成 31 年度報告書の表 5.5-1 と同じ形式で示す。表 4.4-1 には核種組成測定値を用いた場合の無限増倍率の計算結果及びその統計的不確かさ (1σ) を基準値として示しており、核種組成解析値を用いた無限増倍率は基準値に対する相対差異で示している。核種組成解析値を用いた臨界計算については、核種毎の影響を確認するため核種毎に解析値に入れ替えた場合と、核種組成を全て測定値から解析値に入れ替えた場合 (All) の計算結果を示した。最右列には相対差異の絶対値を PIE 全 10 試料で平均した値 ($|Ave.|$) と全 10 試料の相対差異の標準偏差 (Std.) を示した。

表 4.4-1 より、全核種組成を解析値に入れ替えたときの無限増倍率の差異の全試料平均は 2.37% となり、平成 31 年度報告書の結果 (2.66%) から低減する方向への修正となった。その要因はほとんどの試料で ^{235}U 及び ^{239}Pu の C/E 値が改善したためであり、 ^{235}U のみを解析値に変更した場合の全試料平均は 0.89% から 0.67% へ、 ^{239}Pu のみを変更した場合の全試料平均は 0.98% から 0.61% へそれぞれ改善した。

表 4.4-1 核種組成測定値と解析値を用いた中性子増倍率解析結果の差異
(冷却材温度修正後)

	F5-1	F5-2	F5-3	J6-1	J6-2	J6-3	F2-1	F2-2	F2-3	g3	Ave.	Std.	
k_{inf}	0.9552	0.9878	0.9821	0.8936	0.9531	1.1102	0.7865	0.8285	0.8614	0.9573			
1σ	0.008%	0.008%	0.009%	0.009%	0.008%	0.008%	0.009%	0.008%	0.009%	0.008%			
Relative difference	²³⁴ U	-0.01%	-0.01%	-0.02%	-0.01%	0.00%	0.01%	0.00%	-0.03%	0.00%	0.02%	0.01%	0.01%
	²³⁵ U	<u>0.48%</u>	<u>0.52%</u>	<u>0.93%</u>	-0.01%	<u>0.91%</u>	<u>0.90%</u>	<u>0.29%</u>	<u>0.82%</u>	<u>1.06%</u>	<u>0.82%</u>	<u>0.67%</u>	0.34%
	²³⁶ U	-0.01%	0.01%	0.00%	-0.01%	0.01%	0.01%	-0.01%	-0.02%	-0.01%	0.02%	0.01%	0.01%
	²³⁸ U	-0.01%	0.01%	0.00%	0.00%	0.02%	0.02%	0.00%	-0.01%	-0.01%	0.00%	0.01%	0.01%
	²³⁸ Pu	0.00%	0.01%	-0.05%	-0.04%	0.00%	-0.01%	-0.02%	-0.02%	0.00%	0.02%	0.02%	0.02%
	²³⁹ Pu	<u>0.10%</u>	-0.03%	<u>1.07%</u>	<u>0.26%</u>	<u>0.87%</u>	<u>0.56%</u>	0.10%	<u>0.77%</u>	<u>0.96%</u>	<u>1.35%</u>	<u>0.61%</u>	0.48%
	²⁴⁰ Pu	0.06%	<u>0.37%</u>	-0.04%	0.00%	0.02%	0.02%	0.04%	0.00%	0.01%	<u>0.11%</u>	0.07%	0.11%
	²⁴¹ Pu	<u>-0.26%</u>	<u>-0.14%</u>	0.08%	-0.10%	-0.07%	-0.06%	<u>-0.14%</u>	<u>-0.20%</u>	<u>-0.15%</u>	<u>-0.12%</u>	<u>0.13%</u>	0.09%
	²⁴² Pu	0.02%	0.02%	0.01%	-0.01%	0.03%	0.02%	0.00%	-0.01%	0.01%	0.04%	0.02%	0.02%
	¹⁴² Nd	0.00%	-0.01%	0.00%	-0.02%	0.01%	0.00%	0.00%	-0.03%	0.00%	0.01%	0.01%	0.01%
	¹⁴³ Nd	<u>-0.13%</u>	<u>-0.10%</u>	<u>-0.15%</u>	-0.09%	<u>-0.15%</u>	-0.09%	-0.07%	<u>-0.11%</u>	-0.07%	<u>-0.11%</u>	<u>0.11%</u>	0.03%
	¹⁴⁴ Nd	0.01%	0.01%	0.00%	-0.01%	0.01%	0.01%	0.01%	-0.02%	-0.01%	0.02%	0.01%	0.01%
	¹⁴⁵ Nd	-0.02%	0.01%	-0.02%	-0.02%	0.00%	0.01%	0.00%	-0.02%	-0.01%	0.01%	0.01%	0.01%
	¹⁴⁶ Nd	-0.01%	0.00%	-0.02%	-0.01%	0.01%	0.01%	-0.02%	-0.02%	0.01%	0.01%	0.01%	0.01%
	¹⁴⁸ Nd	-0.01%	0.01%	0.00%	-0.02%	0.01%	-0.01%	0.01%	-0.03%	0.00%	0.01%	0.01%	0.01%
	¹⁵⁰ Nd	-0.01%	0.00%	0.01%	-0.01%	0.00%	0.01%	-0.02%	-0.02%	0.00%	0.01%	0.01%	0.01%
	¹³³ Cs	0.03%	-0.03%	-0.05%	-0.04%	<u>-0.18%</u>	<u>-0.20%</u>	-0.04%	-0.04%	-0.02%	-0.04%	0.07%	0.07%
	¹³⁴ Cs	0.00%	-0.01%	-0.01%	0.00%	0.01%	0.00%	-0.01%	-0.01%	0.00%	0.02%	0.01%	0.01%
	¹³⁷ Cs	-0.01%	0.00%	0.00%	0.00%	0.01%	0.01%	0.00%	-0.02%	-0.01%	-0.02%	0.01%	0.01%
	¹⁵¹ Eu	0.04%	0.08%	0.02%	<u>1.79%</u>	<u>0.53%</u>	<u>0.12%</u>	<u>0.46%</u>	<u>0.10%</u>	0.04%	<u>0.11%</u>	<u>0.33%</u>	<u>0.54%</u>
	¹⁵³ Eu	0.00%	0.00%	-0.01%	<u>0.16%</u>	-0.08%	0.03%	<u>-0.17%</u>	<u>-0.20%</u>	<u>-0.20%</u>	0.00%	0.09%	0.12%
	¹⁵⁴ Eu	-0.03%	-0.05%	-0.08%	-0.02%	-0.03%	-0.02%	-0.07%	-0.09%	-0.07%	-0.04%	0.05%	0.03%
	¹⁵⁵ Eu	-0.01%	0.00%	-0.03%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%	-0.05%	-0.03%	0.00%	0.01%	0.02%
	¹⁴⁷ Sm	0.00%	0.01%	-0.01%	-0.01%	0.03%	0.02%	-0.02%	-0.01%	-0.02%	0.01%	0.01%	0.02%
	¹⁴⁸ Sm	0.01%	0.00%	0.00%	-0.01%	0.00%	0.00%	0.00%	-0.04%	0.01%	0.02%	0.01%	0.02%
	¹⁴⁹ Sm	0.03%	<u>0.17%</u>	<u>0.13%</u>	<u>1.09%</u>	<u>0.81%</u>	<u>0.37%</u>	<u>0.32%</u>	0.04%	<u>0.54%</u>	<u>0.15%</u>	<u>0.37%</u>	<u>0.35%</u>
	¹⁵⁰ Sm	0.03%	0.03%	0.01%	-0.02%	-0.05%	0.03%	-0.01%	0.00%	0.00%	0.04%	0.02%	0.03%
	¹⁵² Sm	0.01%	0.02%	0.00%	0.00%	-0.01%	0.02%	0.01%	0.00%	0.03%	0.06%	0.02%	0.02%
	¹⁵⁴ Sm	-0.01%	0.01%	-0.01%	-0.02%	0.02%	0.00%	0.00%	-0.04%	0.01%	0.00%	0.01%	0.02%
	¹⁵² Gd	-0.01%	0.01%	-0.02%	0.00%	0.00%	-0.01%	0.01%	-0.01%	0.00%	0.02%	0.01%	0.01%
	¹⁵⁴ Gd	0.01%	0.00%	-0.02%	-0.02%	0.00%	0.01%	0.05%	<u>-0.12%</u>	<u>-0.12%</u>	0.00%	0.04%	0.06%
	¹⁵⁵ Gd	<u>0.10%</u>	0.05%	-0.09%	<u>1.02%</u>	<u>0.30%</u>	<u>0.32%</u>	<u>-0.38%</u>	<u>-1.78%</u>	<u>-1.77%</u>	<u>-0.14%</u>	<u>0.60%</u>	<u>0.89%</u>
	¹⁵⁶ Gd	-0.02%	0.00%	0.00%	0.00%	-0.01%	0.01%	-0.01%	0.04%	-0.05%	0.02%	0.02%	0.02%
	¹⁵⁷ Gd	<u>0.33%</u>	<u>0.54%</u>	<u>0.27%</u>	<u>3.73%</u>	<u>1.96%</u>	<u>1.02%</u>	<u>1.49%</u>	<u>-1.35%</u>	<u>-2.08%</u>	<u>0.68%</u>	<u>1.35%</u>	<u>1.63%</u>
	¹⁵⁸ Gd	-0.01%	0.01%	-0.01%	-0.01%	0.00%	0.01%	0.00%	0.06%	-0.04%	0.02%	0.02%	0.03%
	¹⁶⁰ Gd	-0.02%	-0.01%	-0.01%	-0.02%	0.01%	0.00%	-0.02%	-0.01%	-0.02%	0.01%	0.01%	0.01%
	⁹⁵ Mo	0.00%	0.01%	-0.02%	-0.01%	-0.06%	-0.07%	-0.03%	-0.02%	-0.01%	0.00%	0.02%	0.03%
	⁹⁹ Tc	<u>-0.34%</u>	<u>-0.34%</u>	<u>-0.35%</u>	<u>-0.35%</u>	<u>-0.43%</u>	<u>-0.32%</u>	<u>-0.26%</u>	<u>-0.28%</u>	<u>-0.23%</u>	<u>-0.35%</u>	<u>0.33%</u>	0.06%
	¹⁰¹ Ru	0.01%	-0.03%	-0.02%	-0.02%	-0.04%	-0.05%	-0.02%	-0.02%	-0.01%	0.00%	0.02%	0.02%
	¹⁰³ Rh	-0.08%	<u>-0.13%</u>	<u>-0.16%</u>	<u>-0.13%</u>	<u>-0.27%</u>	<u>-0.44%</u>	<u>-0.21%</u>	<u>-0.10%</u>	<u>-0.14%</u>	<u>-0.15%</u>	<u>0.18%</u>	0.10%
	¹⁰⁹ Ag	0.00%	-0.05%	-0.09%	<u>-0.15%</u>	-0.01%	-0.03%	<u>-0.10%</u>	-0.09%	<u>-0.11%</u>	0.01%	0.06%	0.05%
	All	<u>0.44%</u>	<u>0.83%</u>	<u>1.45%</u>	<u>7.34%</u>	<u>3.83%</u>	<u>2.03%</u>	<u>1.36%</u>	<u>-2.06%</u>	<u>-2.15%</u>	<u>2.17%</u>	<u>2.37%</u>	<u>2.74%</u>

4.5 まとめ

平成 28 年度から平成 30 年度にかけて実施した軽水炉燃料試料全 10 試料の照射後試験における核種組成測定及び解析結果の見直しの観点から、試料 J6-1 の希土類元素の再測定、核種組成解析における原子炉冷却材温度の修正、冷却材温度修正に伴う核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響の再評価を実施した。

試料 J6-1 の希土類元素の再測定の結果、ほぼ前回の測定結果を再現した。C/E 値や過去の PIE データとの比較から測定値の精度に問題があるとみられた核種については、その原因として分離・測定操作時の試料の取扱いにおいて何か問題があった可能性が考えられたが、今回の再測定の結果からその可能性は小さく、測定結果の更新は行わないこととした。

核種組成解析における原子炉冷却材温度の設定を見直した結果、評価式に誤りがあることが分かった。冷却材温度を修正した核種組成解析の結果、過大評価気味であった ^{235}U の C/E 値がほぼ全ての試料で改善し、特に低い燃料棒軸方向位置から採取された試料において良く改善した。

平成 31 年度報告書において報告した核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響評価において、冷却材温度修正による再評価を実施した結果、 ^{235}U の C/E 値が改善したことにより核種組成測定値と解析値の差異による臨界性の差異はより小さくなる方向へ結果が改善された。

参考文献

- 1) F. Michel-Sendis, et al., “SFCOMPO-2.0: An OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data,” *Annals of Nuclear Energy*, 110, 779-788 (2017).
- 2) 中原嘉則、須山賢也、須崎武則、「軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発」、JAERI-Tech 2000-071 (2000).
- 3) 鹿島陽夫、須山賢也、高田友幸、「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.

第5章 燃料デブリ分析検討

5.1 概要

5.1.1 背景と目的

本事業では、これまで東京電力福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリ組成評価のための燃焼計算コードの検証、そして将来的な燃料デブリ試料の分析を見据えた分析技術の習熟のために、軽水炉燃料の照射後試験を実施してきた。平成31年度から、実際の燃料デブリの核特性評価に必要な分析の課題を抽出するため、燃料デブリの融解方法、融成物の溶解および回収、溶解液の液性調整及びその液性に基づく希土類元素等の分離方法の検討を開始した。臨界安全管理の観点では、炉心燃料に当たるウランの濃度と同位体組成（特に ^{235}U 、 ^{238}U ）、核燃料中に装荷されていた核反応抑制材に当たるガドリニウムの濃度と同位体組成（特に ^{155}Gd 、 ^{157}Gd ）、制御棒に用いられていた可燃性毒物に当たるホウ素の濃度と同位体組成（ ^{10}B 、 ^{11}B ）を把握することが重要である。これらの同位体組成に着目し、これまでに実施した照射後試験で用いた技術の応用に加え、先行研究等の知見を取り入れて最適な分析手法を検討する。

5.1.2 本年度の実施内容

令和2年度は、1F燃料デブリの性状についての公開文献調査、得られた調査結果に基づく試験計画の更新、モックアップ試験の一部として粉碎試験及びアルカリ融解試験を実施した。また、質量分析装置の一種であるICP-QQQシステムを導入した。以下に具体的な実施内容を示す。

① 1F燃料デブリの性状及び分析方法の調査

平成31年度に引き続き、1F燃料デブリの性状についての公開情報及びその性状を考慮した化学分析方法について調査を行った。詳細は5.2節で述べる。

② 試験計画の更新

①の調査結果に基づいて平成31年度に立案した試験計画を更新し、特に立案した7項目のうち「(6)分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業」の内容を検討した。詳細は5.3節で述べる。

③ 予備試験

立案した試験計画に基づき、モックアップ試験を実施した。模擬固形物試料を粉碎してアルカリ融解を行い、その融成物の溶解と回収の試験を行った。また、これまで実施した軽水炉燃料の照射後試験にて培った化学分離の操作手法や分析機器を用いた測定手法がどれほど適用出来るかを確認するための試験準備を行った。詳細は5.4節で述べる。

④ ICP-QQQ システムの導入

燃料デブリ試料の組成分析を行うための装置として、質量分析装置の一種である ICP-QQQ システムを導入し、ウラン標準試料を用いて性能を確認した。詳細は 5.5 節で述べる。

5.2 1F 燃料デブリの性状及び分析方法の調査

昨年度に引き続き、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）内に設置された「廃炉研究開発連携会議」が運営する廃炉研究開発情報ポータルサイトの閲覧や、日本原子力開発機構（JAEA）内で不定期に開催される 1F 燃料デブリの分析に関するセミナーへの参加を通じて、分析方法の検討や予備試験を実施に有用な情報を収集した。また、1F 燃料デブリは高硬度な金属片、あるいは金属とコンクリートの混合物である可能性が高いため、高硬度な試料を粉碎して融解する一般的な化学分析手法についても引き続き調査を行った。

平成 31 年度に実施した調査の結果¹⁾から、今事業で実施を検討する 1F 燃料デブリ試料の化学分析スキームを構築した。この化学分析スキームに沿ってモックアップ試験を行うにあたり、各操作において必要に応じた調査を更に行った。アルカリ融解法にて高硬度な試料を融解するために出来る限り小粒径にするための事前の粉碎処理、得た小粒径の試料がその固形物を代表するための切削や試料の採取など、いくつか考慮すべき点がある³⁾。

融成物を溶解して得た水溶液試料は、測定目的以外の元素も多種多量に共存していると予想される。この水溶液試料に目的以外の元素が共存していても、目的元素の測定に影響が少ない場合には希釈処理だけで分析装置による測定が可能であるかもしれない。しかし目的元素の測定に影響がある場合は、その影響を低減する必要がある。これには、これまでに実施した照射後試験で用いた化学分離の操作技術を応用することを考え、その観点から化学分離操作について調査を行った。

調査で得た参考資料を表 5.2-1 に示す。

表 5.2-1 燃料デブリ化学分析関連情報

種類	著者	タイトル	出典先
アルカリ融解	松本 健	難溶性物質の分解法	ぶんせき,2002,2,60-66
	技術研究組合国際廃炉研究開発機構	平成 28 年度補正予算 「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」 中間報告	http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/201700_00_12.pdf
	高野 公秀、鈴木 美穂	原科研施設を用いた TMI-2 デブリの観察と溶解試験 - 1F デブリの性状理解のために	JAEA,第 1060 回金曜セミナー,2019.4.26
	東京電力ホールディングス株式会社、日本原子力研究開発機構	放射性物質分析・研究施設第 2 棟における燃料デブリの分析結果に係る検討について	原子力規制委員会、第 72 回特定原子力施設監視・評価検討会、2019.6.17
	小熊 幸一	無機分析における前処理	ぶんせき,2007,1,2-8
	技術研究組合国際廃炉研究開発機構	平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」最終報告	http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/201600_00_07.pdf
	上養 義則	分解法と薬品の取り扱い	ぶんせき,2008,2,54-60
	日本産業標準調査会 (JISC)	銅及び銅合金の分析方法通則	JIS,H1012:2001
	日本原子力研究開発機構	東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所 燃料デブリ等分析について	JAEA-Review 2020-004
1F 燃料デブリ性状	東京電力ホールディングス株式会社	福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析	経済産業省,廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 66 回）報告資料 2019.5.30
	技術研究組合国際廃炉研究開発機構	日本原子力学会 2015 年秋の大会「燃料デブリの性状把握」	http://irid.or.jp/_pdf/20150911_3.pdf
	東京電力ホールディングス株式会社	燃料デブリ取り出しの検討状況について	https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf
化学分離操作	S.Usuda, N.Kohno	Anion-Exchange Separation of Nd and the Transplutonium Elements in Spent Nuclear Fuels for Burn-up Determination	Separation Sci. Technol., 23(10&11),pp.1119-1131 (1988)
	日本原子力研究開発機構	陰イオン交換分離法を用いた燃焼燃料中の微量希土類元素の分析手法の予備検討	日本原子力学会 2013 年秋の大会 2013.9.4

5.3 試験計画の更新

平成 31 年度に立案した項目は、(1) 燃料デブリ固形物試料の粉碎、(2) 燃料デブリ固形物試料の融解および融成物の溶解と回収、(3) 溶解して得た水溶液試料の液性の調整、(4) ICP-AES 分析装置による定性測定および定量測定、(5) ICP-MS 分析装置による定量測定および同位体比測定、(6) 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業、(7) 試験を実施するための資器材の調達と試験環境の整備、の 7 つである。これらに基づく燃料デブリ固形物試料の化学分析スキームの全体像を参考までに図 5.3-1 に示す。

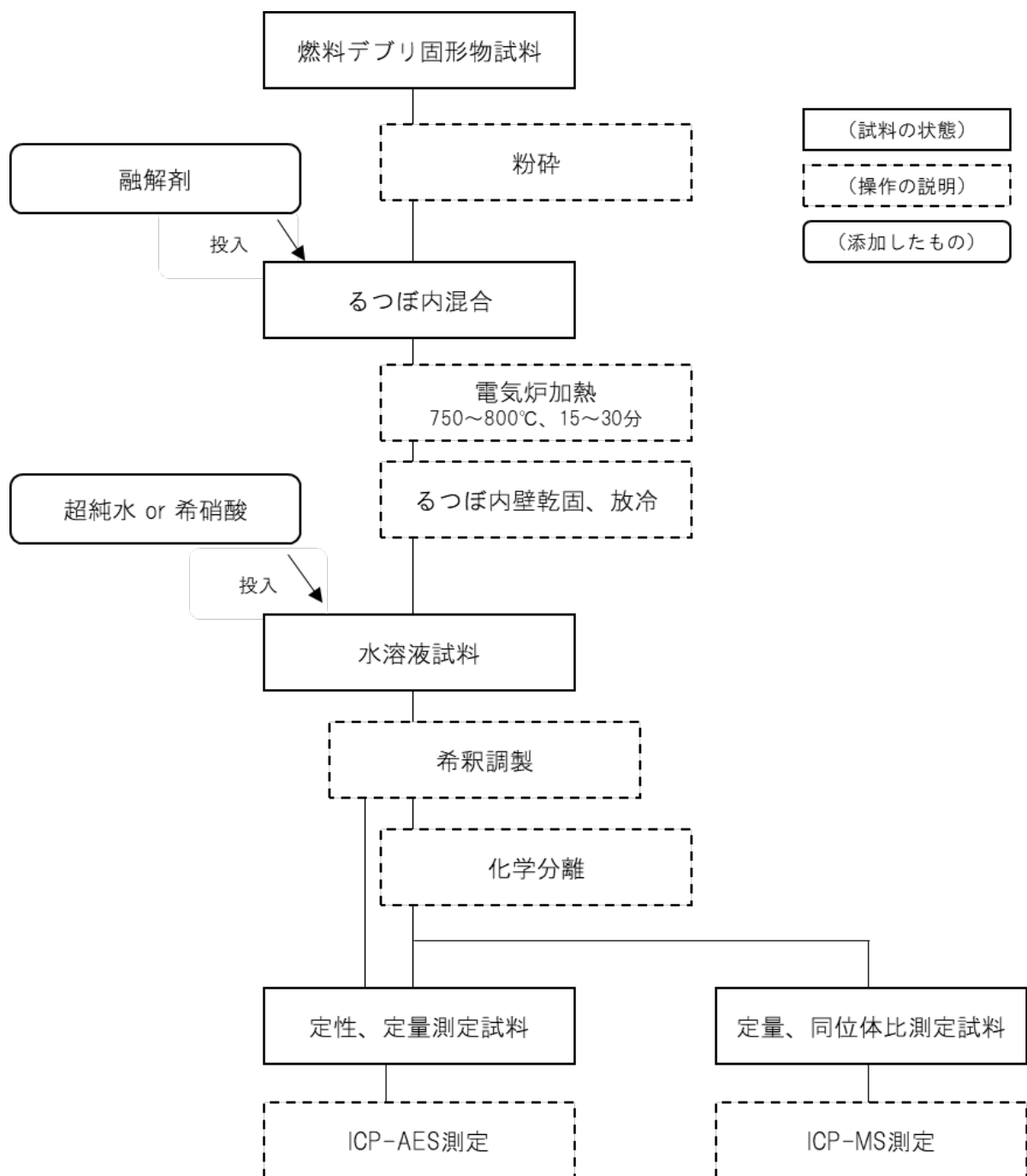


図 5.3-1 燃料デブリ固形物試料の化学分析スキーム

本年度は、5.2 節で示した調査で新たに得た情報に基づき試験計画を更新した。更新したのは以下の 4 項目で、(1) 燃料デブリ固形物試料の粉砕では、1F 燃料デブリ固形物試料の粉砕について各研究機関において検討されている情報を新たにモックアップ試験計画に反映した。「(5) ICP-MS による定量および同位体比測定」では、ICP-MS による定量および同位体比測定のために必須なスパイク試料について新たに検討した。(6) 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業では、共存元素の除去を行う化学分離操作およびスキームを新たに検討した。そして、(7) 試験を実施するための資器材の調達と試験環境の整備では、アルカリ融解および融成物の回収を実施するための環境整備について新たに検討した。以下では昨年度からの更新がない項目については説明を割愛し、5.3.1 項から 5.3.4 項に内容が更新された項目について試験計画を示す。

5.3.1 燃料デブリ固形物試料の粉砕

燃料デブリ固形物の組成を精確に求めるためには、分析装置で測定する必要がある。分析装置で測定するためには固形物を完全に融解し、そしてその融成物を溶解して水溶液の状態に回収することが必要である。非常に硬いとされる燃料デブリ固形物試料は、たとえ小片でもそのままの状態では、融解操作での融け残りが予想されるので、完全に融解するためには事前に顆粒のような小粒径の状態まで小さくしておく必要がある。1F 燃料デブリ回収は、ロボットアームを活用した試験的な取出しから始まり、段階的に規模を拡大して燃料デブリ固形物試料を取り出していく計画があるが⁴⁾、その試料の組成が、 $(U,Zr)O_2$ などの酸化物、また Fe_2B 、 ZrB_2 などのホウ化物の場合に相当硬いと考えられている⁵⁾。この切断にはダイヤモンドカッターの使用が考えられている⁶⁾。我々はこの工具を使用できる施設や設備を持っておらず、他施設で行ったダイヤモンドカッターでの切削の際に生じた小片を分析対象試料として入手することが現実的な方法であると考えられる。ただし、小片の場合でも、完全に融解するためには顆粒のような小粒径の状態に磨り潰しておく必要がある。磨り潰す準備として、燃料デブリ固形物試料の硬度以上の材質の器である炭化ホウ素製の乳鉢を用意している。ただし、ホウ素の組成測定を目的とする場合には、この乳鉢による試料汚染に注意する必要がある⁷⁾、その場合に炭化タングステン製の乳鉢を使用する。

モックアップ試験では、まずデブリを構成していると考えられる材料を選定し、次に人手を用いた工具にて切削が可能な固形物試料を用意して試験を開始する。

5.3.2 ICP-MS による定量および同位体比測定

ICP-MS で測定する試料は、ICP-AES の定性測定の結果から算出した希釈倍率を用いて、適正な濃度値になるよう原液試料から希釈して用意する。燃料デブリ固形物試料において、特に炉心燃料に当たるウランの濃度と同位体組成（特に ^{235}U 、 ^{238}U ）、核燃料中に装荷されていた核反応抑制材に当たるガドリニウムの濃度と同位体組成（特に ^{155}Gd 、 ^{157}Gd ）、制御棒に用いられていた可燃性毒物に当たるホウ素の濃度と同位体組成 (^{10}B 、 ^{11}B) を把握するために、定量測定と同位体比測定を行う。

なお、同位体希釈法を用いた定量測定にはスパイク試料が必須である。ガドリニウムのスパイク試料はこれまで実施してきた照射後試験で用いてきたものを使用する。ウランの濃縮

スパイクは ^{233}U を新たに用意する必要があるため、機構内での核燃授受など各調整を検討する。

5.3.3 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業

燃料デブリ固形物試料をアルカリ融解し、その融成物を硝酸に溶かして得られた水溶液中には多種の希土類が含まれており、この共存元素の存在量が多い場合にはマトリックス効果によりウラン、ガドリニウム、ホウ素の定量測定や同位体比測定に支障をきたすことが考えられる。そこで、測定前に共存元素の除去を行う化学分離操作が必要になる。

この化学分離の手法として、これまで実施してきた照射後試験での希土類元素等の化学分離手法を適用する。これは、旧日本原子力研究所が考案し、その後 JAEA が現在に至るまで適用している陰イオン交換分離法であり⁸⁾、この手法を用いることによりガドリニウムを単離できることは実証済である⁹⁾。この化学分離法を従来法とする。図 5.3-2 に従来法による分離の様子を示す。

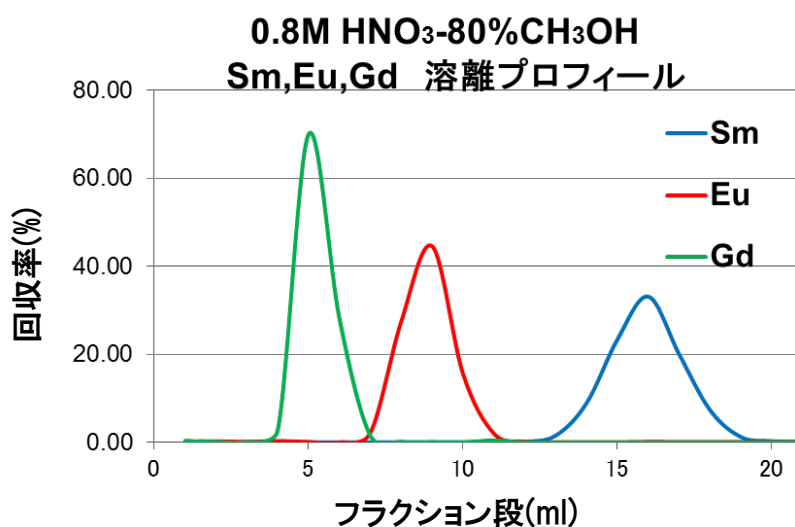


図 5.3-2 「従来法」による希土類元素の分離の様子

ただし、この従来法にはウランフラクションがないので、ウランの出現位置を加える必要がある。予備試験の実施により、従来法にウランフラクションを加えた陰イオン交換分離法の改良したスキームを用意する。この化学分離法を改良法とする。図 5.3-3 に化学分離の改良法のスキーム案を示す。

改良法とした陰イオン交換分離法を用いてウランとガドリニウムを化学分離し、得られた水溶液試料から同位体希釈法にて定量測定および同位体比測定を行う。ホウ素については燃料デブリ固形物試料のアルカリ融解により得た水溶液を適度に希釈して用意した試料を ICP-AES を用いて定性測定および検量線法にて定量測定を行う。精確な測定が必要な場合には、U、Pu または Na を除去することも検討している。

【U、Gdの陰イオン交換分離スキーム案】

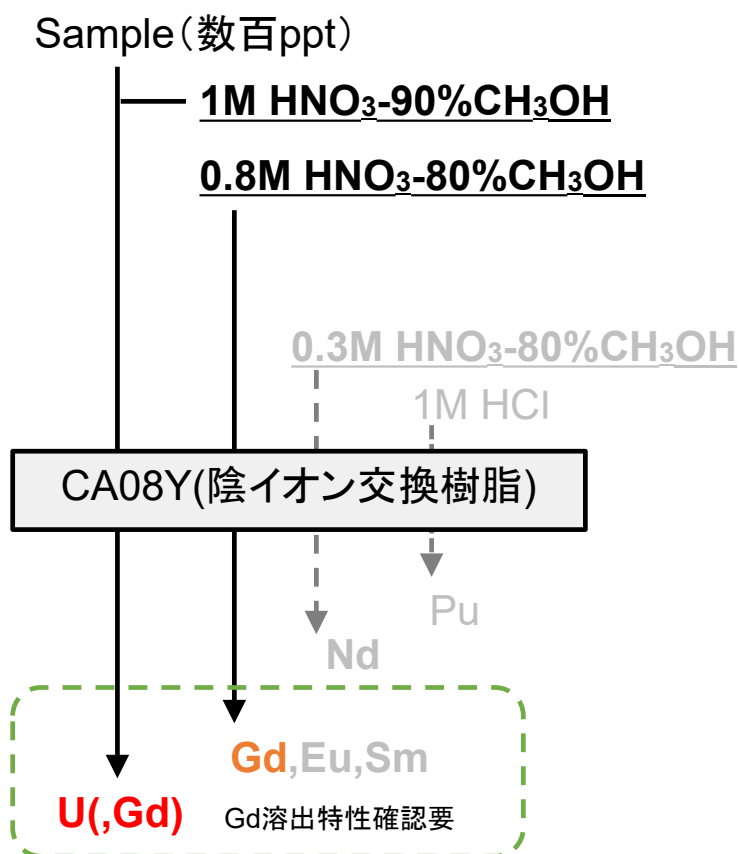


図 5.3-3 U、Gd を化学分離する「改良法」スキーム案

5.3.4 試験を実施するための資器材の調達と試験環境の整備

本年度は、立案した 1F 燃料デブリ試料のモックアップ試験を始めるため、使用する実験室にダクトレスケミカルフードを設置した。これは、高性能活性炭フィルターにより有害物質を吸着する方式で、従来のフェームフードにあった屋外排気の設備工事を必要としない。国内法で 2012 年 7 月 1 日より、条件を満たす場合に従来フェームフードに代わり設置可能となった。この高性能活性炭フィルターは、フランス規格協会により制定された暴露限界値 (AFNOR NFX 15-211:2009 規格：フィルターが化学薬品をよく捕集している段階で、フィルター排気側での濃度は VLEP1 % 以下) を満たす安全性を確保しており、このフィルターを上下 2 段に組み合わせている。このダクトレスケミカルフード内に電気炉を設置してアルカリ融解試験を行うため、電気炉作動中は電気炉の表面から発熱があることから、本体パネル材質をスチールやポリカーボネートなど耐熱性があるものに変更した。ダクトレスケミカルフードの外観を図 5.3-4 に示す。

また、本事業に用いる ICP-AES 分析装置及び前処理に使用するフードについて、ウラン等の測定を行えるように核燃および使用済核燃料 (SF) を使用するための核燃変更申請を行っていたが、その許可が得られた。さらに、実験室内の排気ダクトを建屋への排気系ダクトに接続する工事を行った。

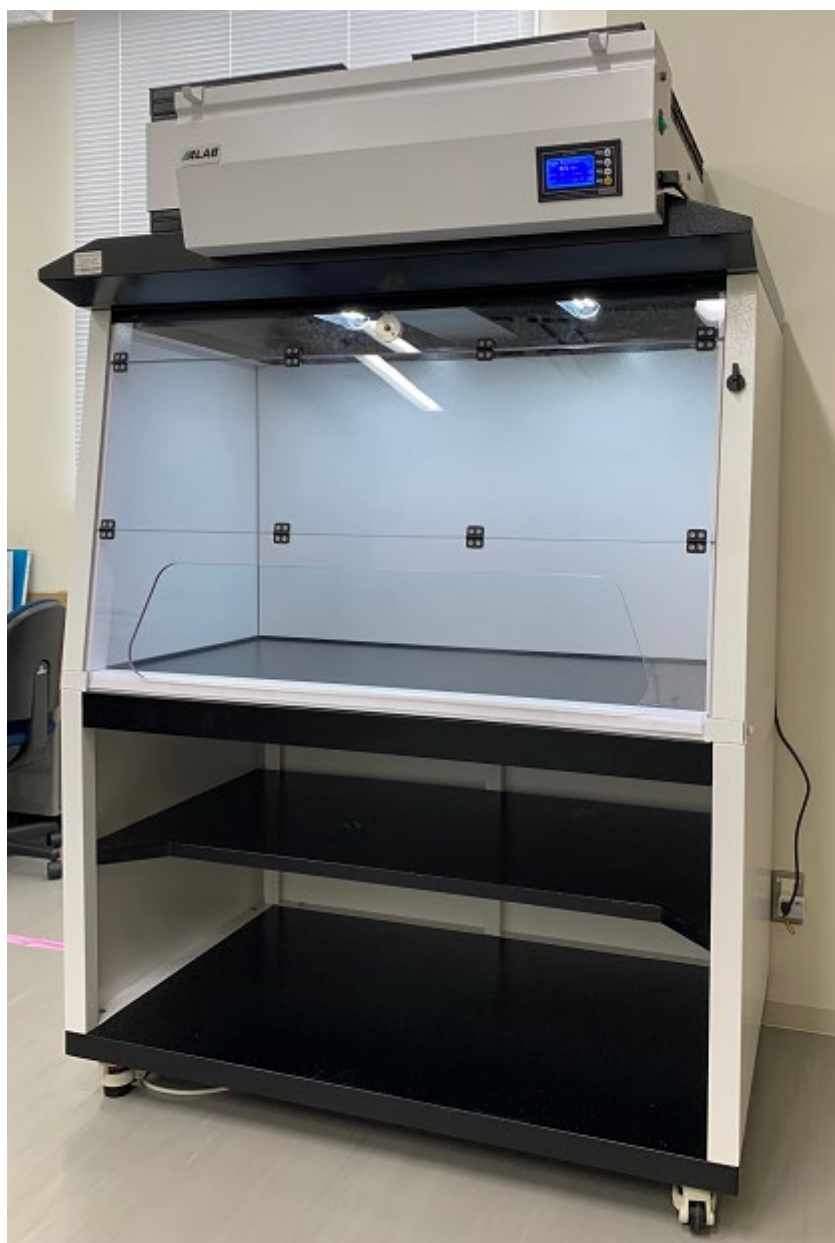


図 5.3-4 ダクトレスケミカルフード

5.4 予備試験

立案した試験計画の内、燃料デブリ模擬固形物試料の粉碎試験、粉碎した試料のアルカリ融解および融成物の溶解試験を行った。また、分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業の検討を行った。

5.4.1 燃料デブリ模擬固形物試料の粉碎

燃料デブリ固形物の組成を精確に求めるためには、分析装置で測定する必要があり、そのためには固形物を完全に融解し、そしてその融成物を溶解して水溶液の状態で回収することが必要である。非常に硬いとされる燃料デブリ固形物試料は、たとえ小片であったとしても、

そのままの状態でも融解操作を行っても融け残りが予想されるので、完全に融解するためには事前に顆粒のような小粒径の状態まで小さくしておく必要がある。炉内から取り出された燃料デブリ固形物試料の切断はダイヤモンドカッターの使用が考えられており⁶⁾、人手による作業で行えるものではない。

今回のモックアップ試験は、炉内でデブリを構成している可能性のある材料のうち、比較的入手が容易かつ工具を用いて人手による切削が出来る程度の硬度であるモルタル、真鍮、そしてSUSで行った。切削はハンドソーという金属鋸で行い、切削により小粒径の試料を得られたので、乳鉢を用いて磨り潰す作業は行わなかった。各材料を混合して試料とする際は、組成を代表する採取方法であるように考慮しなければならない。試料量が十分にあることが前提となるが、1回の分析に必要な量の4倍以上を採取し、よく混合した後に等量ずつ4分割することで得ることが出来る³⁾。今回用意した模擬固形物試料とその切削の様子を表5.4-1に示す。

表 5.4-1 模擬固形物試料の性状と切削の様子

模擬固形物試料の材質	モルタル	真鍮	SUS
主な元素	Ca, Si	Cu, Zn	Fe, Cr, Ni
ビッカース硬さ (G Pa)	—	0.4 ~ 0.7	約 2
切削工具	ハンドソー : ハイス硬、ビッカース硬さ 7 ~ 8 G Pa 		
切削前			
ハンドソーによる切削後			
切削によって得た試料			

5.4.2 燃料デブリ模擬固形物試料の融解および融成物の溶解と回収

5.4.1 項の操作で得た各材料の小粒径の試料をニッケル製のるつぼに入れた。そこに、融解剤として過酸化ナトリウム (Na_2O_2) を加えた。この融解剤は融解力が強く、例えば燃料棒被覆管の素材として使用されている難溶解性のジルコニウムが多くあっても融解が出来たことが報告されている^{10,11)}。ただし、融解剤の量を増やすことで塩濃度は高くなり、その後の分析装置で測定する液性条件には適さない可能性があるので、融解剤は必要な量だけにしたい。融解剤の適量を検討するために3つの条件、小粒径の模擬試料量に対して2倍量、5倍量、10倍量と変えて試験を行った。

るつぼは同じニッケル製の蓋を軽く載せた状態で電気炉内に装填した。電気炉の加熱は750℃到達後から15分間恒温を保つ一定の条件とした。融解後、まだ融成物が冷え切らず流動性を持っているうちに、るつぼをゆっくりと回転させて、融成物を簡単に剥がれ易くするためにるつぼの内壁に薄く貼り付けるように操作した¹²⁾。

放射温度計によりるつぼ温度が80℃までに冷却されたことを確認した後、るつぼ内に4モル硝酸を10 mL投入して融成物を溶解させ、溶解した水溶液を保存瓶に回収した。これを計3回操作し、溶解した水溶液30 mLを得た。今後の試験試料の原液として扱う。融解試験の様子を表5.4-2で示す。

小粒径の模擬試料量に対して融解剤量が2倍量の融解試験では、SUS模擬試料だけのるつぼ底に銀色粉体物、つまり模擬試料の一部が粉体のままの未融解だったことを確認した。模擬試料量に対して融解剤の量が少なかったことが原因と考えられる。同5倍量の融解試験ではほんの僅かな未融解物を観察し、同10倍量の融解試験では未融解物は観察されなかった。この結果から、硬度の高い固形物試料の場合、融解し易い粉体の状態でも10倍量以上の融解剤が必要であることが分かった。この結果から、非常に硬いと考えられる燃料デブリ固形物試料の粉体試料を融解する場合には、融解剤量が10倍でも十分でなく、それ以上に増える可能性がある。ただし、融解剤量を増やすことで塩濃度が高くなり、その後の分析装置で測定する上では適さない液性条件になる可能性があるので、融解剤を必要最低限量にするため、まず融解剤量を試料量の10倍量でまず融解操作を行い、融解後に試料の未融解が確認された場合は、融解剤をそこに5倍量を加えて再融解操作を繰り返すこととした。

今回のモックアップ試験に用いた模擬固形物試料にはウラン化合物は含んでいない。そこでウランの挙動を模擬するとされるセリウム(酸化セリウム)を加える試験を検討している。酸化セリウムは一般的にガラス研磨剤として使用されている。水に不溶性性質のため、アルカリ融解後の融成物を溶解して得た水溶液に加える方法ではなく、粉碎した模擬固形物試料と一緒にるつぼ内に入れて電気炉でのアルカリ融解から行い、その融成物として回収する計画である。

表 5.4-2 アルカリ融解および融成物の溶解と回収の様子

操作内容	写真	説明
小粒径の材料試料と融解剤の混合		<p>るつぼ軽く回して遠心力で、密度の大きい材料試料を底の中心に、密度の小さい融解剤は材料試料の外側に集まるように操作</p>
電気炉での加熱		<p>750℃まで昇温後、15 分間恒温状態にする。写真は終了後、通電断直後に開扉した状態</p>
加熱終了時の融成物		<p>融成物をるつぼ内壁に薄く伸ばすイメージで、冷え切らないうちにるつぼをゆっくりと回転させている。少量ゆえ流動性はほぼなく、底に留まっている</p>
融成物の溶解		<p>4 モル硝酸を 1 ml ずつ投入。融成物と反応し、少しの発泡（ガス）を観察。計 10 mL を投入</p>
		<p>融成物の溶解後の様子。</p>
水溶液として保存瓶に回収		<p>溶解した 10 ml を保存瓶に回収。3 回繰り返す計 30 ml を得た</p>

5.4.3 ICP-AES 分析装置による定性測定および定量測定

ICP-AES が設置された実験室内の排気ダクトを建屋の排気系ダクトに接続する工事が終了し、また核燃の変更申請が完了、使用の許可がおりた。

5.4.4 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業準備

単純溶液系での相互分離については過去の実績を精査することで実施可能であるとの結論を得た。特に希土類の分離、ウランの分離については改良型の U,Gd 陰イオン交換分離法での相互分離は可能であると考える。

5.5 ICP-QQQ システムの導入

5.5.1 ICP-QQQ システムとそのユーティリティ、空調機とその電源の整備

(1) 概要・目的

燃料デブリ試料の組成分析を行うための装置として、質量分析装置の一種である ICP-QQQ システムを導入した。ICP-QQQ システムはシンプルな構造を持ち、ダイナミックレンジが広く、迅速に多くの核種を同時測定することが可能である。より高感度で微量試料の定量分析に向いている ICP-MS や高濃度の元素分析に有利な ICP-AES と組み合わせることで、より効率的な分析が可能となる。

(2) 製品仕様

①ICP-QQQ システム

製造元 : Agilent Technology
製品名 : Agilent 8900 ICPQQQ システム

【構成】

- ーペルチェ冷却サンプル導入システム
- ー超高濃度マトリックス導入 (UHMI) システム
- ープラズマガス用 4 チャンネルアルゴンガスマスフローコントロール
- ー27 MHz プラズマ RF ジェネレータ
- ープラズマおよびシールドトーチシステム
- ーインターフェース
- ーMS/MS 機構 高周波の双曲面四重極 Q1 と Q2
- ー第 4 世代オクタポールリアクションセルシステム(ORS⁴)
- ーデュアルモードの電子マルチプライア付き検出器
最小ドウェルタイム 0.1 ms
- ースプリット型ターボ分子ポンプ、ORS⁴用ターボポンプ、外付けドライポンプ
- ーイオンレンズ (x-lens, s-lens)
- ーコンピューターパッケージ
- ー冷却水循環装置

② ユーティリティ概要

- －排気設備の施工作业・・・1式
- －ガス配管の施工作业・・・1式
- －電気配線の施工作业・・・1式

③ 空調機

製造元 : ダイキン工業(株)

製品名 : SZRA63BFVE

【構成】

- －室内機(FAP63DJ)
- －室外機(RZRP63BDVE)
- －ワイヤードリモコン(BRC1G3)
- －配管工事 冷媒管(被覆銅管Φ12.7 被覆厚 20 mm、Φ6.4 被覆厚 8 mm)
ドレン管(DSH-14、ACD20P)
- －保湿工事 室内(スリムダクト) 室外 (SUS ラッキング)

④ 空調機用電源

- －電線類設備工事
- －キャビネット 日東工業(S12-23)
- －漏電遮断器 三菱電機(NV63-CVF 2P 20At 30mA)
- －ケーブル EM-CE5.5sq-3C
- －ねじなし電線管 E25

(3)調達数

各 1 式

(4) 整備結果

本整備において調達した ICP-QQQ システムとそのユーティリティ、空調機とその電源を図 5.5-1 に示す。



図 5.5-1 ICP-QQQ システムとそのユーティリティ及び空調機とその電源

5.5.2 ウラン標準試料の同位体測定による性能評価

(1) 概要・目的

デブリの主成分は燃料である U と建屋構造材であるコンクリートや鉄鋼などであると考えられる。少量の試料を溶解・化学分離した後に ICP-QQQ システムで主成分であるウラン同位体を定量することを想定し、標準試料中の ^{235}U と ^{238}U を測定してその検出限界等の性能を評価した。

(2) 実施内容

ウランを含む SPEX 社の混合汎用標準液 (XSTC-13) を 1 M HNO_3 で希釈して、0.01～1000 ppt の U を含む試料溶液を調製し、 ^{235}U と ^{238}U を測定する。

燃料中には ^{236}U なども少量存在するが、これを測定する場合、多量に存在する ^{235}U の水素化物である ^{235}UH との識別が難しくなる。そのため、リアクションセルで O_2 と反応させ、酸化物とすることで、水素化物の生成を抑え、各同位体をより正確に定量可能となる。このような用途についても想定し、リアクションセルで O_2 ガスと反応させたときのウランの挙動についても把握する。

(3) 結果

ウラン濃度と計数率の関係を図 5.5-2 に示す。なお、 ^{235}U と ^{238}U の濃度は天然同位体比と標準溶液中のウラン濃度をもとに算出した。

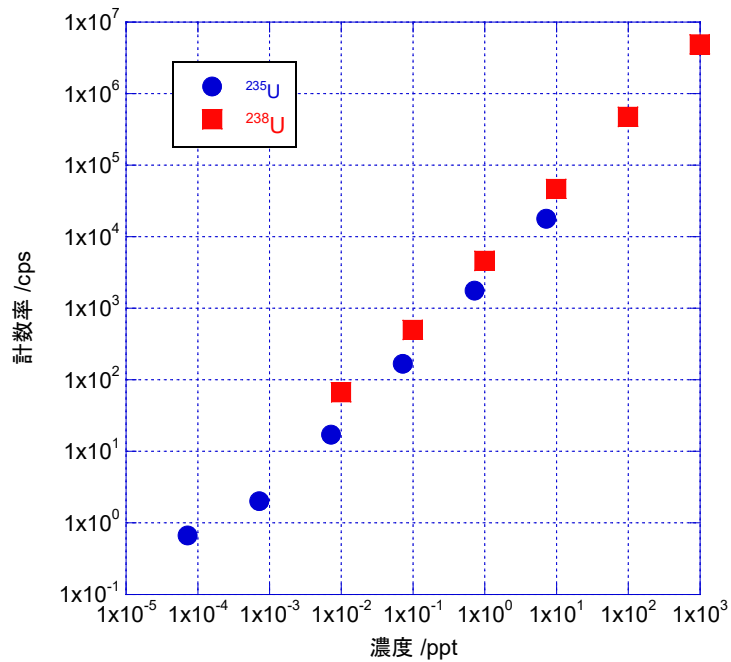


図 5.5-2 U 濃度と計数率の関係

²³⁵U と ²³⁸U の濃度に対する計数率は $10^{-4} \sim 10^3$ ppt の範囲で直線関係を示しており、ppq オーダーまで定量的に測定できることを示している。また、ブランク試料として 1 M HNO₃ を測定した時の計数率とその標準偏差から求めた ²³⁵U と ²³⁸U の検出下限計数率は 10.25 cps と 81.8 cps であり、それぞれ 0.0005 ppt と 0.011 ppt に相当する。

また、リアクションセルで O₂ ガスと反応させた場合のウランの質量数の変化（マスシフト）等について表 5.5-1 にまとめた。

表 5.5-1 O₂ ガスモードでのウランのマスシフト

	ウラン濃度 (ppt)	O ₂ ガス計数率/ ノーガス計数率	235 or 238	235 or 238	235 or 238
				+16	+32
²³⁵ U	7.2×10^{-5}	8.5	0.295	0.176	0.529
	7.2×10^{-4}	4.5	0.297	0.222	0.481
	7.2×10^{-3}	0.92	0.064	0.043	0.893
	7.2×10^{-2}	0.70	0.017	0.014	0.968
	0.72	0.65	0.002	0.002	0.995
	7.2	0.65	0.000	0.001	0.998
²³⁸ U	9.9×10^{-3}	0.65	0.000	0.023	0.977
	9.9×10^{-2}	0.62	0.002	0.001	0.997
	0.99	0.67	0.000	0.001	0.999
	9.9	0.67	0.000	0.001	0.999
	99	0.66	0.000	0.001	0.999
	990	0.69	0.000	0.001	0.999

O₂ガスモードでの計数率は、通常のノーガスモードと比べ65程度まで低下する。また、 7.2×10^{-3} ppt 以下では、ウランが十分 O₂ と反応していない傾向がみられた。

O₂ガスモードでは、ほとんどの U は O が 2 つついた UO₂⁺ となり、質量数が 32 増えた状態となることが確認された。

5.6 まとめ

今年度は、昨年度から引き続き行っている 1F 燃料デブリの性状調査及び試験計画の検討に加えて、予備試験を本格的に開始した。平成 31 年度に立案した 1F 燃料デブリの化学分析のスキームの内、固形物試料の粉碎、電気炉を用いたアルカリ融解処理、融成物の溶解と水溶液として回収、を行った。モルタル、真鍮、そして SUS 各固形物試料について、粉体化した試料にその 10 倍量の過酸化ナトリウム (Na₂O₂) を加え、電気炉にて 750 °C、15 分間加熱することで得た融成物に、4 モル硝酸で溶解させ水溶液として回収した。ICP-AES の核燃使用許可が下りたこと、排気ダクトに排気系を接続したことでホット試料についても対応が可能になった。また、ICP-MS での測定前処理としての化学分離についても概ね可能であることが分かった。その他、将来的なデブリ試料の分析に利用可能である ICP-QQQ システムを導入し、ウラン同位体の測定に関する性能を評価した。

次年度以降の予備試験は、ウランを模擬した酸化セリウムを模擬固形物試料に加えてアルカリ融解処理を行い、その融成物から得た水溶液試料を用いてウラン等目的元素の回収する化学分離操作、そして各装置での測定試験を行う。測定結果をフィードバックする仕方で、アルカリ融解に用いる融解剤の量や電気炉の温度や時間など、一連の分析に関係した各方法の最適条件を考慮する。化学分離試験では、分離条件の検討のために公開情報の調査で得た 1F 原子炉格納容器 (PCV) 内試料の分析の情報¹³⁾を参考にして平成 31 年度に調製した模擬水溶液試料を必要に応じて用いる。標準試料や模擬水溶液試料を用いて ICP-AES 分析装置での定性測定および定量測定の操作を習熟する。その後、実液 (保管中の SF 溶解液) を用いた試験を実施し実試料の測定に向けた準備を進める。

参考文献

- 1) 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (燃料デブリの性状把握・分析技術の開発)」中間報告、2018.4
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_12.pdf (確認日：令和3年3月1日)
- 2) 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (燃料デブリの性状把握)」最終報告、2017.5
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_07.pdf (確認日：令和3年3月1日)
- 3) 日本産業標準調査会 (JISC)、「銅及び銅合金の分析方法通則」、JIS,H1012:2001
- 4) 東京電力ホールディングス株式会社、「燃料デブリ取り出しの検討状況について」、2019.12.19

- <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf>（確認日：令和3年3月1日）
- 5) 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、日本原子力学会 2015 年秋の大会「燃料デブリの性状把握」、2015.9.11
http://irid.or.jp/_pdf/20150911_3.pdf（確認日：令和3年3月1日）
 - 6) 日本原子力研究開発機構、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所 燃料デブリ等分析について」、JAEA-Review 2020-004
 - 7) 上菘義則、「分解法と薬品の取り扱い」、ぶんせき,2008,2,54-60
 - 8) S. Usuda, N. Kohno, “Anion-Exchange Separation of Nd and the Transplutonium Elements in Spent Nuclear Fuels for Burn-up Determination”, Separation Sci. Technol., 23(10&11),pp.1119-1131 (1988)
 - 9) 日本原子力研究開発機構、日本原子力学会 2013 年秋の大会「陰イオン交換分離法を用いた燃焼燃料中の微量希土類元素等の分析手法の予備検討」、2013.9.4
 - 10) 高野 公秀、鈴木 美穂、「原科研施設を用いた TMI-2 デブリの観察と溶解試験 -1F デブリの性状理解のために」、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所、第 1060 回金曜セミナー、2019.4.26
 - 11) 東京電力ホールディングス株式会社、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「放射性物質分析・研究施設第 2 棟における燃料デブリの分析結果に係る検討について」、原子力規制委員会、第 72 回特定原子力施設監視・評価検討会、2019.6.17
 - 12) 小熊幸一、「無機分析における前処理」、ぶんせき,2007,1,2-8
 - 13) 東京電力ホールディングス株式会社、「福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析」、2019.5.30
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2019/05/20190530_2.pdf（確認日：令和3年3月1日）

第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備
(実験に関する部分)

第6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、平成 31 年度から引き続き実施した本体施設の製作について「6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作」で述べる。また、実験開始に備え、炉心に挿入する実験用装荷物の設計を検討した結果を「6.2 内挿管の核特性解析」及び「6.3 デブリ構造材模擬体の試作」で述べる。

6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作

6.1.1 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を進める。

本事業では令和 2 年度事業として以下の作業を行う。

- 新設機器のうち、炉心タンク／格子板、安全板・安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、棒状燃料収納容器架台の製作及び炉室フードの改造に必要な主要材料及び主要購入部品を調達する。
- 新設機器（炉心タンク／格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチ）を製作する。
- 炉室フードの改造を行う。

(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 6.1.1-1 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 6.1.1-1 に示す。

② 令和 2 年度事業の概要

平成 31 年度事業に引き続き、以下の 1)に示す主要な新設機器及び購入品について、必要な部材を調達した。また、2)に示すように、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。さらに、3)に示すように、現地工

事に着手し、炉室フードの耐震補強を行った。その他、平成 31 年度事業に引き続いて実験設備の保管及び実験準備に使用する部屋（実験室(I)-5）の整備を行ったほか、炉室内の放射線量率計の設置場所検討作業を行った。実験室(I)-5 の整備については Appendix 6.1.A1 に、放射線量率計の検討については Appendix 6.1.A2 にそれぞれ示す。

1) 主要機器の部品・部材の購入

以下に示す機器の製作又は改造に必要な部材を購入した。

- ・炉心タンク／格子板
- ・安全板・安全板駆動装置
- ・ダンプ槽
- ・可動装荷物駆動装置
- ・棒状燃料収納容器架台
- ・炉室フード

2) 新設機器の製作及び法定検査

以下に示す新設機器について使用前検査（使用前事業者検査）及び溶接検査を実施した。

- ・炉心タンク
- ・格子板フレーム
- ・格子板
- ・移動支持架台
- ・安全板
- ・安全板駆動装置
- ・可動装荷物駆動装置
- ・最大給水制限スイッチ
- ・給水停止・排水開始スイッチ
- ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
- ・未臨界板
- ・実験装置架台
- ・移動支持架台
- ・給排水系（主要配管）
- ・給排水系（主要弁）

3) 炉室フード改造

STACY 更新炉原子炉本体を収納する炉室フードに対して、耐震補強のための改造を行った。

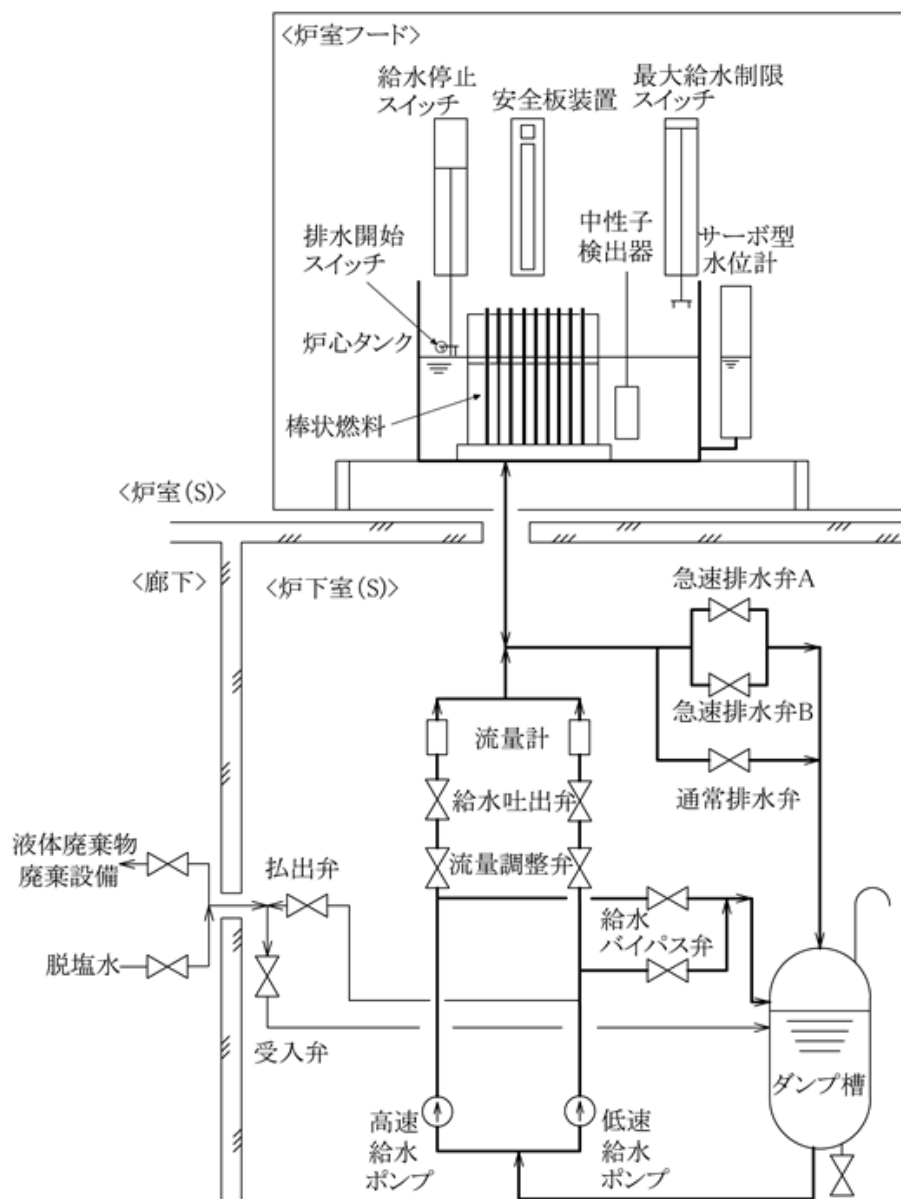


図 6.1.1-1 STACY 更新炉の概略系統

表 6.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (1/2)

原子炉本体																											
燃料体	<table border="1"> <tr><td>○</td><td>ウラン棒状燃料 (既存)</td></tr> <tr><td>○</td><td>ウラン棒状燃料 (新規)</td></tr> </table>	○	ウラン棒状燃料 (既存)	○	ウラン棒状燃料 (新規)																						
○	ウラン棒状燃料 (既存)																										
○	ウラン棒状燃料 (新規)																										
原子炉容器	<table border="1"> <tr><td>○</td><td>炉心タンク</td></tr> <tr><td>○</td><td>内部構造物</td></tr> </table>	○	炉心タンク	○	内部構造物																						
○	炉心タンク																										
○	内部構造物																										
その他主要な事項	<table border="1"> <tr><td>△</td><td>起動用中性子源</td></tr> <tr><td>△</td><td>炉室フード (実験装置架台)</td></tr> </table>	△	起動用中性子源	△	炉室フード (実験装置架台)																						
△	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	<table border="1"> <tr><td></td><td>棒状燃料貯蔵設備</td></tr> <tr><td></td><td>棒状燃料貯蔵設備 II</td></tr> <tr><td>○</td><td>棒状燃料収納容器 (棒状燃料収納容器架台)</td></tr> <tr><td>△</td><td>溶液燃料貯蔵設備</td></tr> <tr><td></td><td>粉末燃料貯蔵設備</td></tr> <tr><td>△</td><td>ウラン酸化物燃料貯蔵設備</td></tr> <tr><td>△</td><td>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備</td></tr> </table>		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												
	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	<table border="1"> <tr><td></td><td>核計装</td></tr> <tr><td></td><td>その他主要な計装</td></tr> <tr><td>○</td><td>最大給水制限スイッチ</td></tr> <tr><td>○</td><td>給水停止・排水開始スイッチ</td></tr> <tr><td>○</td><td>サーボ型水位計</td></tr> <tr><td>○</td><td>炉心温度計</td></tr> <tr><td>○</td><td>高速給水流量計、低速給水流量計</td></tr> <tr><td></td><td>炉室 (S)、炉下室 (S) 線量率計</td></tr> <tr><td>○</td><td>ダンプ槽温度計</td></tr> <tr><td>○</td><td>ダンプ槽電導度系</td></tr> <tr><td>△</td><td>監視操作盤</td></tr> <tr><td>△</td><td>モニタ盤</td></tr> <tr><td></td><td>炉室線量率計盤</td></tr> </table>		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
	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	<table border="1"> <tr><td>△</td><td>原子炉停止回路</td></tr> <tr><td></td><td>STACY主電源盤</td></tr> </table>	△	原子炉停止回路		STACY主電源盤																						
△	原子炉停止回路																										
	STACY主電源盤																										
制御設備	<table border="1"> <tr><td></td><td>制御材</td></tr> <tr><td>○</td><td>安全板 (安全板装置 原子炉停止系)</td></tr> <tr><td></td><td>制御材駆動設備</td></tr> <tr><td>○</td><td>給排水系</td></tr> <tr><td>○</td><td>安全板駆動装置</td></tr> <tr><td>○</td><td>温度制御設備</td></tr> </table>		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														
	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	<table border="1"> <tr><td></td><td>制御室</td></tr> <tr><td>△</td><td>インターロック (反応度制御回路)</td></tr> <tr><td>△</td><td>警報回路</td></tr> </table>		制御室	△	インターロック (反応度制御回路)	△	警報回路																				
	制御室																										
△	インターロック (反応度制御回路)																										
△	警報回路																										

表 6.1.1-1 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

6.1.2 成果報告

(1) 主要機器の部品・部材の購入

① 実施内容

新設機器（炉心タンク／格子板、安全板・安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、棒状燃料収納容器架台）の製作に必要な部材を調達する。部材受入に当たっては、員数、型式、仕様等が適切であることを確認する。

② 実施結果

新設機器（炉心タンク／格子板、安全板・安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、棒状燃料収納容器架台）の製作に必要な部材を購入した。受け入れに当たっては員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。調達した部材の一部を図 6.1.2-1(1)~(2)に示す。

(2) 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、平成 31 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。また、上記法令改正を受け、国が実施する従前の溶接検査は、事業者が自ら実施する使用前事業者検査（溶接）の対象となった。令和2年度事業では、炉心タンク及び給排水系の一部について使用前事業者検査（溶接）を実施した。

令和2年度事業において製作及び検査を進めた機器は以下のとおりである。

- ・炉心タンク
- ・格子板フレーム
- ・格子板
- ・実験装置架台
- ・移動支持架台
- ・安全板
- ・安全板駆動装置
- ・可動装荷物駆動装置
- ・最大給水制限スイッチ
- ・給水停止・排水開始スイッチ
- ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
- ・未臨界板
- ・給排水系（配管）
- ・給排水系（弁）

1) 検査実施場所

対象機器	検査場所
<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心タンク ・ 格子板フレーム ・ 移動支持架台 ・ 安全板駆動装置 ・ 可動装荷物駆動装置 ・ 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ ・ 未臨界板 ・ 実験装置架台 ・ 移動支持架台 	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
<ul style="list-style-type: none"> ・ 格子板 	中星工業(株)山梨工場 山梨県甲斐市宇津谷 3356
<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全板 	(株)高村興業所宮島工場 広島県廿日市市大野下更地 1790-1
<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大給水制限スイッチ ・ 給水停止・排水開始スイッチ 	スギノマシン早月事業所 富山県滑川市栗山 2880 番地
<ul style="list-style-type: none"> ・ 給排水系（主要配管） 	木村化工機(株)尼崎工場 兵庫県尼崎市杭瀬寺島二丁目 1 番 2 号 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
<ul style="list-style-type: none"> ・ 給排水系（主要弁） 	平田バルブ工業(株) 神奈川県川崎市高津区久本三丁目 2 番 3 号 (株)中北製作所 大阪府大東市深野南町 1 番 1 号

2) 検査実施内容

以下の設備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 6.1.2-1(1)、(2)に示す。また、各検査の概要について表 6.1.2-2 及び表 6.1.2-3 に示す。

- ・ 炉心タンク
- ・ 格子板フレーム
- ・ 格子板
- ・ 安全板

- ・安全板駆動装置
- ・実験装置架台
- ・移動支持架台
- ・可動装荷物駆動装置
- ・最大給水制限スイッチ
- ・給水停止・排水開始スイッチ
- ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
- ・未臨界板
- ・給排水系（主要配管）
- ・給排水系（主要弁）

表 6.1.2-1(1) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容

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
炉心タンク	○	○	○	○	○	—	—	—	○
格子板フレーム	○	○	○	—	○	—	—	—	○
格子板	○	○	○	—	○	—	—	—	○
安全板	○	○	○	—	—	—	—	—	○
安全板駆動装置	○	○	○	—	○	—	○	○	○
実験装置架台	○	—	—	—	○	—	—	—	○
移動支持架台	○	○	○	—	○	—	—	—	○
可動装荷物駆動装置	○	○	○	—	○	—	○	—	○
最大給水制限スイッチ	○	○	○	—	○	—	○	○	○
給水停止・排水開始スイッチ	○	○	○	—	○	—	○	○	○
棒状燃料貯蔵設備Ⅱ※	○	○	○	—	○	○	—	—	○
未臨界板	○	○	○	—	—	—	—	—	○
給排水系（主配管）	○	○	○	○	○	—	—	○	○
給排水系（弁）	○	○	○	○	○	—	○	○	○

※使用前検査対象、○：検査対象、—：検査対象外

表 6.1.2-1(2) 使用前事業者検査（溶接）の検査実施内容

	試験・検査							
	あ ら か じ め の 確 認	施 工 法 ・ 溶 接 士 確 認	材 料 検 査	開 先 検 査	溶 接 作 業 検 査	非 破 壊 検 査	耐 圧 検 査	外 観 検 査
炉心タンク	○	○	○	○	○	○	○	○
格子板フレーム	—	—	—	—	—	—	—	—
格子板	—	—	—	—	—	—	—	—
安全板	—	—	—	—	—	—	—	—
安全板駆動装置	—	—	—	—	—	—	—	—
移動支持架台	—	—	—	—	—	—	—	—
可動装荷物駆動装置	—	—	—	—	—	—	—	—
最大給水制限スイッチ	—	—	—	—	—	—	—	—
給水停止・排水開始スイッチ	—	—	—	—	—	—	—	—
棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	—	—	—	—	—	—	—	—
未臨界板	—	—	—	—	—	—	—	—
実験装置架台	—	—	—	—	—	—	—	—
給排水系（主配管）	○	○	○	○	○	○	○	○
給排水系（弁）	—	—	—	—	—	—	—	—

○：検査対象、—：検査対象外

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要(1/3)

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。	給排水系を除く全機器について実施
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／格子板フレーム／格子板／安全板／安全板駆動装置／可動装荷物駆動装置／最大給水制限スイッチ／給水停止・排水開始スイッチ／棒状燃料貯蔵設備Ⅱ／未臨界板
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／格子板フレーム／格子板／安全板／安全板駆動装置／可動装荷物駆動装置／最大給水制限スイッチ／給水停止・排水開始スイッチ／棒状燃料貯蔵設備Ⅱ／未臨界板
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。	令和2年度事業では該当なし

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (2/3)

No.	検査項目	検査概要	備考
5	据付検査	<p>低速給水系の主要弁及び急速排水弁の配置、据付状態が適正であり、他の機器・配管との干渉及び異常な変形等がないことを目視により確認する。</p> <p>給排水系主配管のサポートについて、配置、据付状態が適正であり、他の機器との干渉及び異常な変形等がないことを目視により確認する。また、サポートの支持間隔について、鋼尺、巻尺等の器具を用いて実測し、許容値内（最大支持間隔以下）であることを確認する。</p> <p>安全板駆動装置及びダンプ槽について据付状態を目視により確認又は必要な寸法を鋼尺、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。</p> <p>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）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。</p>	令和2年度事業では該当なし
6	未臨界性確認検査	<p>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。</p>	以下の機器について実施 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
7	単体性能検査	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	以下の機器について実施 給排水系（弁）

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (3/3)

No.	検査項目	検査概要	備考
8	系統作動検査	<p>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。</p> <p>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。</p>	令和2年度事業では該当なし
9	適合性確認検査	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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） 	令和2年度事業では該当なし

表 6.1.2-3 使用前事業者検査（溶接）の検査概要（1/2）

No.	検査項目	検査概要	備考
1	あらかじめの確認	<p>次の①及び②について、主要な耐圧部の溶接を行う前に、試験研究の用に供する原子炉等の技術基準第12条第1項第2号に適合するものであることについて表6.1.2-4(1)及び(2)に示す方法で検査を行う。</p> <p>① 溶接施工法に関すること。</p> <p>② 溶接士の技能に関すること。</p> <p>なお、①、②のそれぞれについて、既に、以下の適合性が確認されているものは主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表6.1.2-4(1)及び(2)に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成29年法律第15号）第3条の規定による改正後の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の施行（令和2年4月1日）前に試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（昭和32年総理府令第83号）第3条の11の溶接の方法の認可を受けた溶接施工法。 <p>② 溶接士の技能に関すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 試験研究の用に供する原子炉等の溶接の方法の認可について（平成12年12月27日安局第211号原子力安全局長通知）の別紙2「手溶接を行う者の技能の確認要領」1-(3)ーロに該当する溶接士が溶接を行う場合。 	<p>以下の機器について実施</p> <p>炉心タンク／給排水系（主配管）</p>
2	施工法・溶接士確認	<p>適用する溶接施工法、溶接士について、表6.1.2-4(1)及び(2)に示す適合確認がなされていることを確認する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <p>炉心タンク</p>
3	材料検査	<p>溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <p>炉心タンク</p>

表 6.1.2-3 使用前事業者検査（溶接）の検査概要（2/2）

No.	検査項目	検査概要	備考
4	開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するもの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
5	溶接作業 検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工していることを確認する。	以下の機器について 実施 炉心タンク
6	非破壊検査	溶接部について非破壊検査を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するもの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
7	耐圧検査	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。	以下の機器について 実施 炉心タンク
8	外観検査	溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合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

表 6.1.2-4(1) あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により、浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
判定	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

表 6.1.2-4(2) あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により、浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い欠陥の有無を確認する。
判定	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。

② 実施結果

各検査の実施結果を表 6.1.2-5(1)~(4)及び表 6.1.2-6 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 6.1.2-5(1) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果

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
炉心タンク	3/23 5/19 5/20 6/18 6/21 8/20 8/23 8/24 12/24 良	1/14 良	1/14 良	○	○	－	－	－	○
格子板フレーム	7/6 7/7 8/23 8/24 良	11/24 1/14 良	11/24 1/14 良	－	○	－	－	－	○
格子板	6/25 6/28 良	11/3- 6, 8- 12 良	11/10 良	－	○	－	－	－	○
安全板	5/19 5/20 5/21 6/4 6/7 良	5/21 6/1 11/24 良	11/24 良	－	－	－	－	－	○

※使用前検査対象、○：次年度事業以降実施、－：検査対象外

表 6.1.2-5(2) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果

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
安全板駆動装置	5/19 5/20 6/25 6/28 8/23 8/24 良	11/24 1/21 良	11/24 1/21 良	—	○	—	○	○	○
実験装置架台	5/13 5/21 5/24 8/20 8/23 9/10 9/13 3/9 良	—	—	—	○	—	—	—	○
移動支持架台	5/13 5/21 5/24 8/20 8/23 9/10 9/13 3/9 良	—	—	—	○	—	—	—	○

※使用前検査対象、○：次年度事業以降実施、—：検査対象外

表 6.1.2-5(3) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果

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
可動装荷物駆動装置	5/13 8/23 8/24 9/10 9/13 良	1/14 3/9 良	1/14 3/9 良	—	○	—	○	—	○
最大給水制限スイッチ	9/28 9/30 良	3/7 良	3/7 良	—	○	—	○	○	○
給水停止・排水開始スイッチ	9/28 9/30 良	3/7 良	3/7 良	—	○	—	○	○	○
棒状燃料貯蔵設備Ⅱ※	1/22 3/8 7/6 3/9 良	3/10 10/25 良	10/25 良	—	○	5/7 6/14 良	—	—	—
未臨界板	3/4 3/12 11/24 1/31 良	3/4 3/19 1/31 2/28 良	3/19 2/28 良	—	—	—	—	—	○

※使用前検査対象、○：次年度事業以降実施、—：検査対象外

表 6.1.2-5(4) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果

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
給排水系（主配管）	○	○	○	○	○	—	—	○	○
給排水系（弁）	○	○	○	○	○	—	○	○	○

○：次年度事業以降実施、—：検査対象外

表 6.1.2-6 使用前事業者検査（溶接）の検査実施結果

	試験・検査結果（実施日及び結果）							
	あ ら か じ め の 確 認	施 工 法 ・ 溶 接 士 確 認	材 料 検 査	開 先 検 査	溶 接 作 業 検 査	非 破 壊 検 査	耐 圧 検 査	外 観 検 査
炉心タンク	9/14	6/18	3/10	7/5	8/23	8/23	12/7	8/23
		6/21	5/18	7/6	9/6	9/6		8/24
		9/16	5/19	8/2	9/7	9/7		10/14
			6/17	8/3	9/22	9/22		10/25
			6/18	8/16	10/4	10/4		12/9
			6/21	8/17	10/13	10/13		
				8/30	10/25	10/14		
				8/31	10/26	10/25		
				9/6	11/4	10/26		
				9/7	11/8	11/4		
				9/16		11/5		
				9/29		11/8		
				10/4				
				10/13				
				10/25				
			10/26					
	良	良	良	良	良	良	良	良
給排水系（主配管）	2/25	○	○	○	○	○	○	○
	良							

○：次年度以降実施、－：検査対象外

(3) 炉室フード改造

更新前の STACY の炉心は、溶液燃料が漏えいした際に放射性物質が外部に放出されることのないよう、鋼製の炉室フード（約 9 mT×約 10 mW×約 10 mH）内に設置されていた。STACY 更新炉の炉心も当該フード内に設置されるが、耐震上の要求から補強工事が必要で

ある。令和2年度事業においては、平成31年度事業までに実施した設計に従い、補強に必要な資材を調達した。調達した資材を図6.1.2-3に示す。また、補強工事を実施した。

6.1.3 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たため、令和2年度事業は、令和2年及び令和3年の2ヶ年で実施した。事業では、主要機器の部品・部材の購入及び製作を実施したほか、炉室フードの改造を行い、新設機器類の使用前検査（使用前事業者検査）を行った。

主な成果は以下のとおりである。

(1) 主要機器の部品/部材の購入

STACY更新炉で使用する機器（炉心タンク／格子板、安全板・安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、棒状燃料収納容器架台、炉室フード）について、主要な部材を調達し、員数、種類、仕様等が適切であることを確認した。

(2) 新設機器の製作及び法定検査

STACY更新炉で使用する機器（炉心タンク／格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチ）を製作し、法定検査（使用前検査、使用前事業者検査、使用前事業者検査（溶接））を実施し、要求仕様を満足することを確認した。

(3) 炉室フード改造

STACY更新炉の炉心を格納する設備である炉室フード（既設）について耐震補強を行うための資材を調達し、補強工事を実施した。

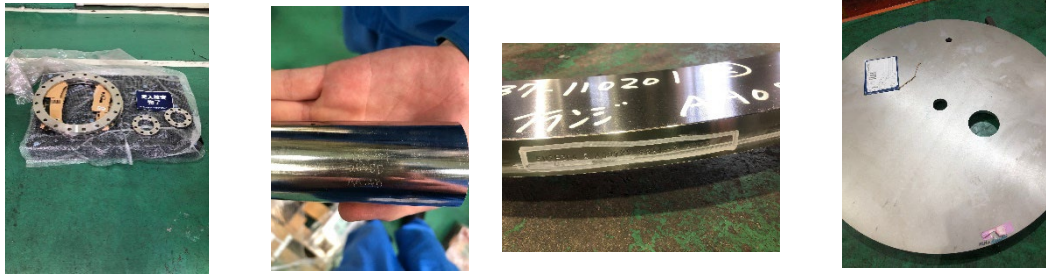


図 6.1.2-1(1) 炉心タンク主要材料 (左からノズル用フランジ、
温度計ウェル材、タンクフランジ、底板)



図 6.1.2-1(2) 格子板・格子板フレーム主要材料
(左から格子板 (孔開け加工済)、格子板フレーム支柱)

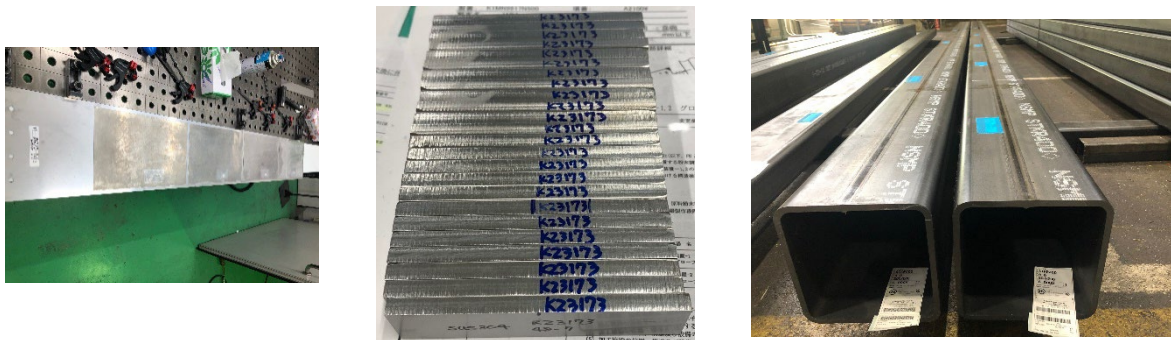
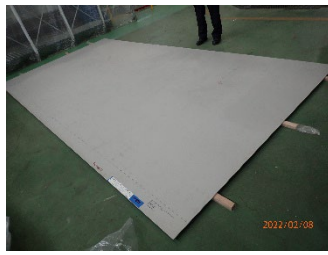
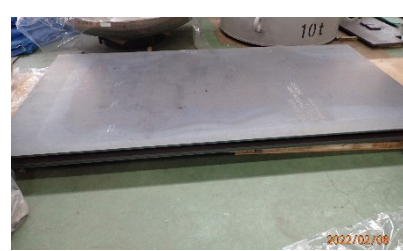
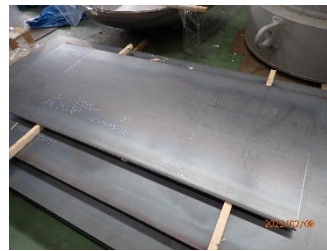


図 6.1.2-1(3) 安全板/安全板駆動装置主要材料
(左からステンレス板、安全板駆動装置フレーム材、移動支持架台用角パイプ材)



ダンプ槽本体材料（胴、鏡、マンホール）

ノズル用管材



ダンプ槽支持脚用部材

図 6.1.2-1(4) ダンプ槽主要材料



図 6.1.2-1(5) 可動装荷物駆動装置主要材料（案内管用パイプ材）

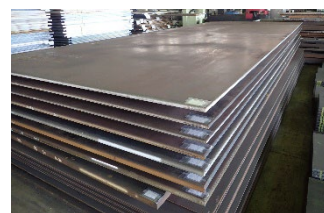
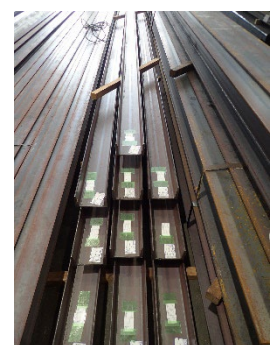
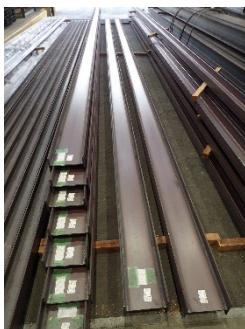


図 6.1.2-1(6) 棒状燃料収納容器架台主要材料（鋼材）



図 6.1.2-2(1) 炉心タンク

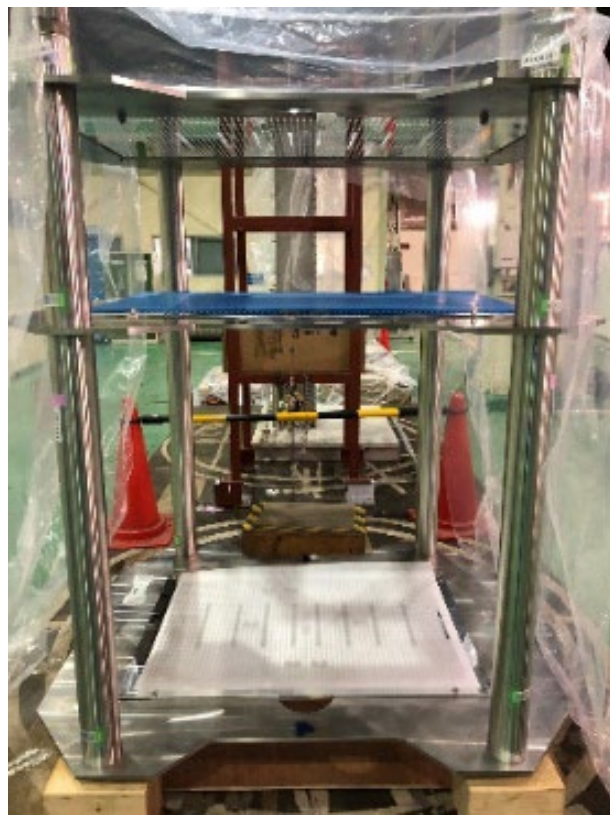


図 6.1.2-2(2) 格子板フレーム (格子板を含む)



図 6.1.2-2(3) 棒状燃料貯蔵設備 II



図 6.1.2-2(4) 安全板駆動装置 (安全板を含む)

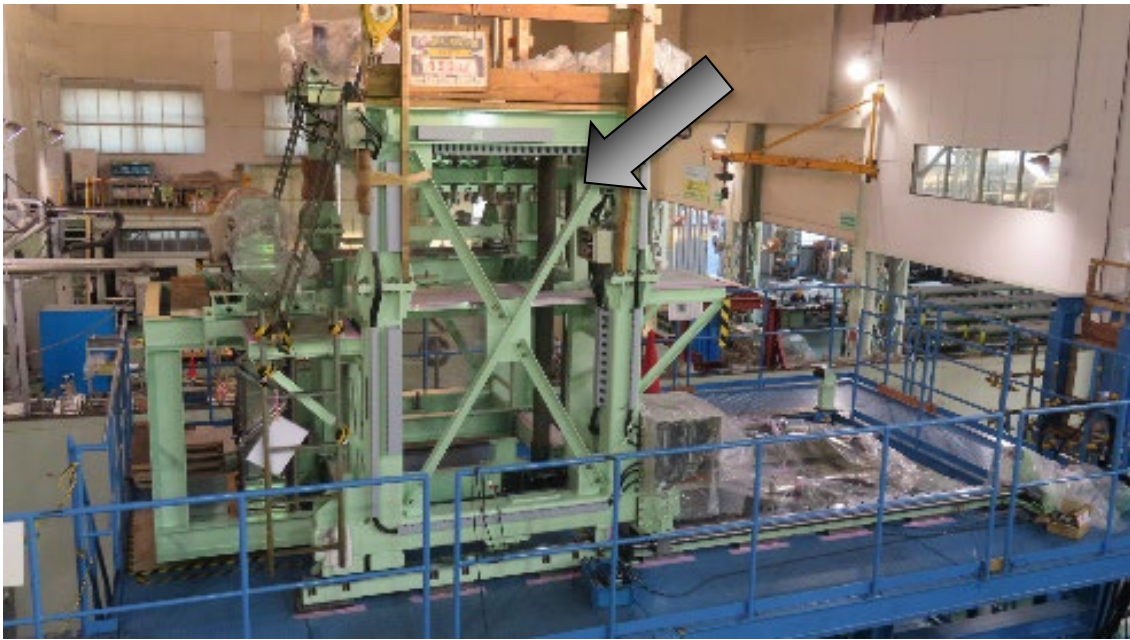


図 6.1.2-2(5) 安全板駆動装置（矢印部。移動支持架台に組み込まれた様子）



図 6.1.2-2(6) 可動装荷物駆動装置（矢印部。試験用仮設架台に組み込まれた様子）

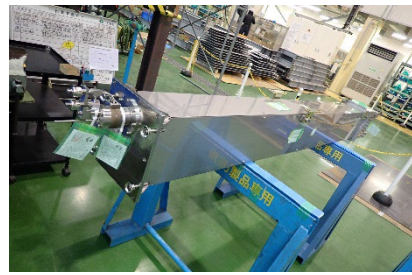
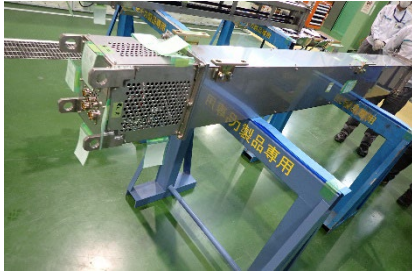


図 6.1.2-2(7) 最大給水制限スイッチ (左：上部から、右：下部から)

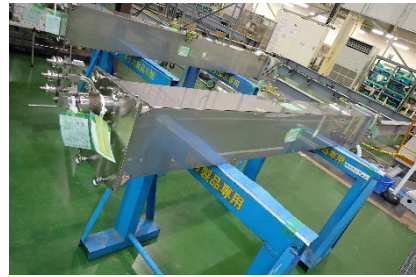
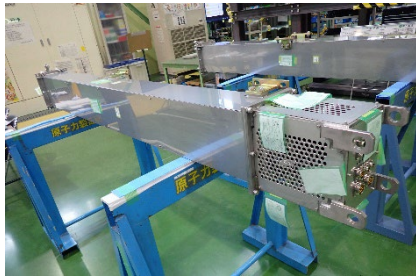


図 6.1.2-2(8) 給水停止・排水開始スイッチ (左：上部から、右：下部から)



サポート、補強材



ベースプレート用板材



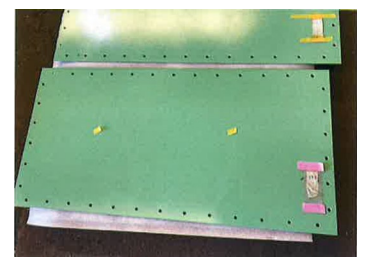
サポート材



ベースプレート



貫通孔補強材



窓閉止板

図 6.1.2-3 炉室フード補強用主要部材

Appendix 6.1.A1 放射線量率計の設置検討作業

6.1.A1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 炉室の既設放射線量率計は、STACY 更新に伴い解体撤去する機器（エアロック室）と干渉していたため、移設する必要がある。この移設に必要な検討を行う。

(2) 概要

放射線量率計は、STACY 運転後の炉室における放射線量率を監視する機器であり、線量率が高い場合は炉室遮蔽扉が開かないようインターロックが設けられ、運転員の被ばく管理の観点から重要な機器である。STACY 更新にあたり、既設放射線量率計は移設する必要があることから、既設放射線量率の調査とともに、適切な移設場所の検討を行う。

6.1.A1.2 成果報告

検討結果から、放射線量率計の設置は以下の計画とする。

(1) 放射線量率計（検出器）の設置位置

・設置面

炉室フード東面は新設する棒状燃料収納容器設置場所となる。また、その空きスペースについても実験装置架台の支柱の影になるおそれがあるため不適切と判断。干渉の少ない北面かつ東側面より500 mmの位置を候補とする。

・設置高さ

炉心の高さを考慮しE.L.+3500～4000 mmの位置とする。

・設置方法

スタッドボルトM8、4本により放射線量率計取付金具を固定し、放射線量率計検出器を取付ける。

(2) 電線管の設置検討

・放射線量率計ケーブル（既設）仕様

三重同軸ケーブル（IEEE383 準拠 M-ECXF-RG-59/USVV） 2 本

制御ケーブル（IEEE383 準拠 MM-CVV-S 8×1.25 mm²） 1 本

ケーブルの最小曲げ半径：200 mm

接続コネクタ：HN-R（多治見） 2 個

MS3102E18-1P（DDK） 1 個

・放射線量率計ケーブル（既設）長

既設プルボックスから13.0 m

（西壁、EL+4400、北側面より南に1487 mm の位置）

・電線管外径：63.5 mm

・敷設ルート

炉室フード内西壁の既設プルボックスを起点とする。

（西壁、EL+4400、北側面より南に1487 mm の位置）

炉室フード内北面、E.L.+4000 mm（高さ）、壁に沿って敷設する。

端末（東側面から1000 mm、放射線量率計から500 mm）となる位置

北面の電線管長さ：7860 mm

- ・設置方法

電線管敷設用スタッドボルトにて固定金具を固定し、電線管を設置する。

放射線量率計及び電線管敷設位置は図6.1.A1-1～3参照

6.1.A1.3 まとめ

STACY 更新炉の放射線量率計の移設のため、設置位置及び設置方法の検討を行った。これにより、STACY 更新炉放射線量率計の移設位置の見通しが得られた。

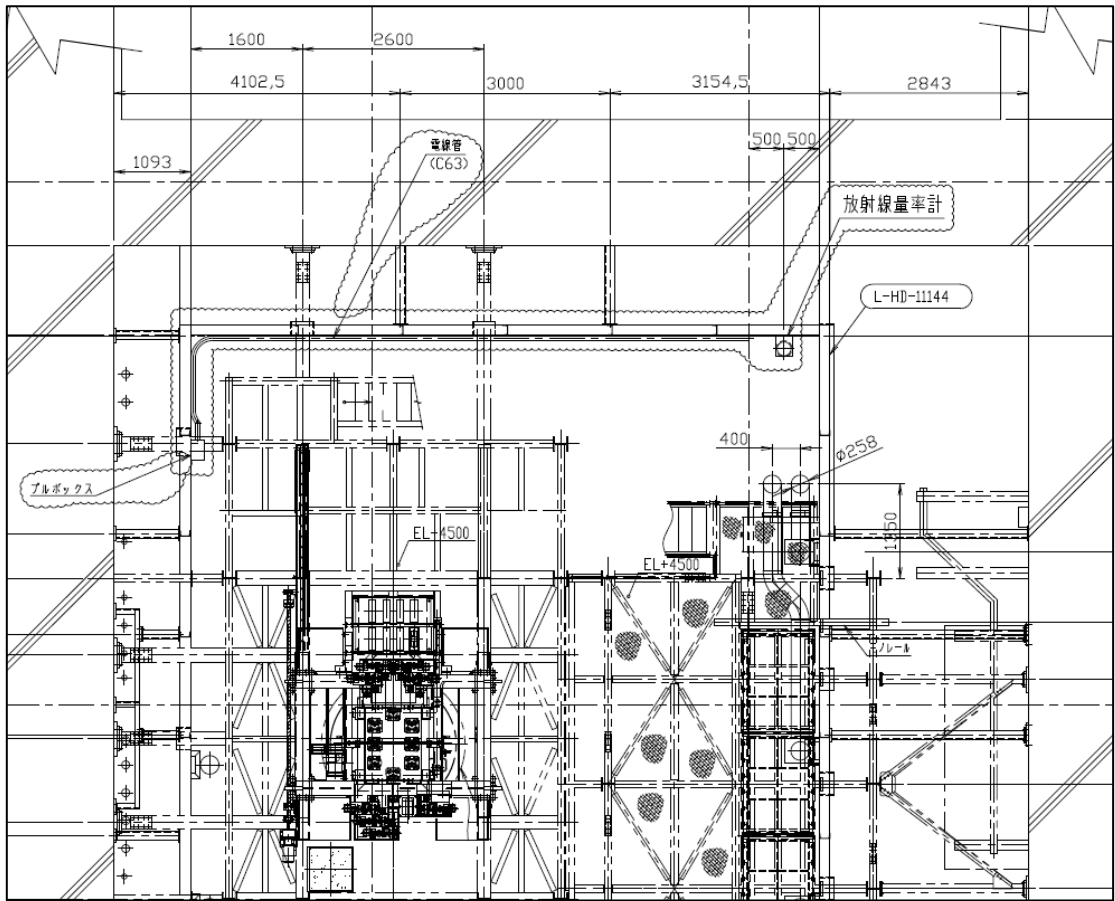


図 6.1.A1-1 炉室 (S) 平面図

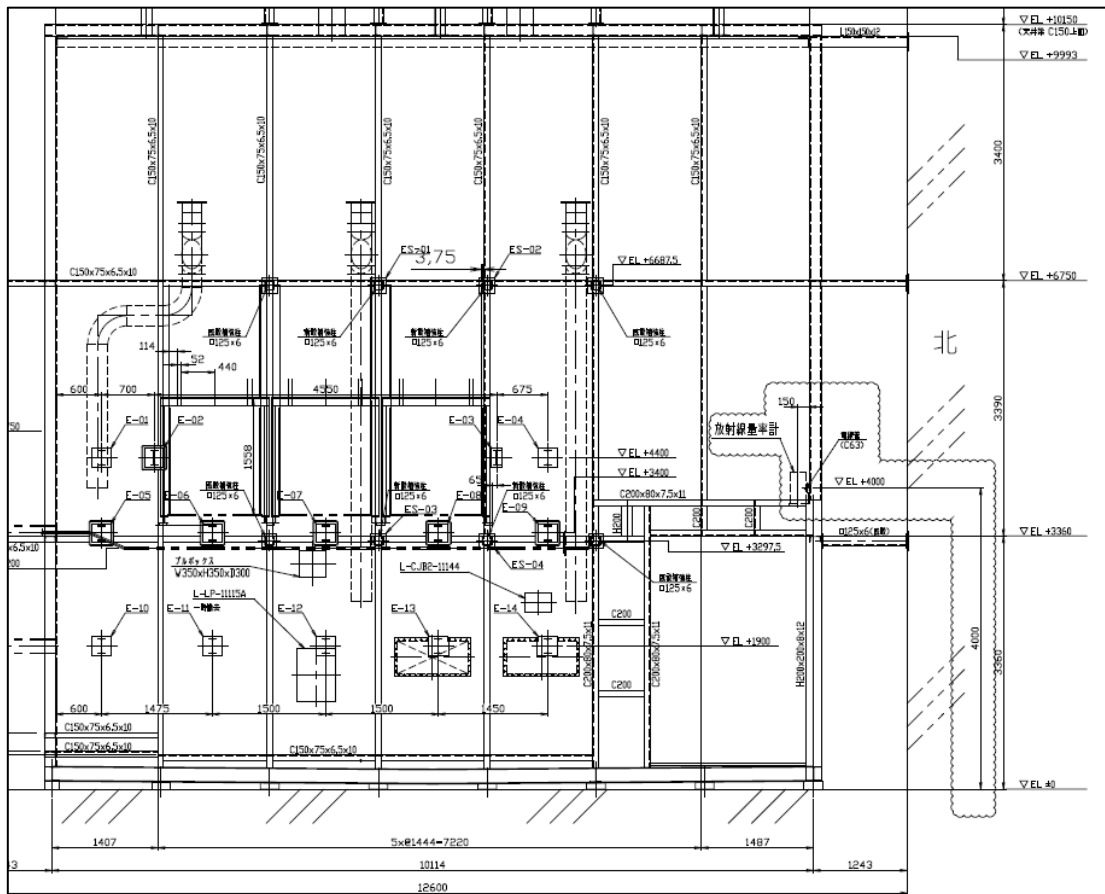


図 6.1.A1-2 炉室 (S) 立面図 (東面)

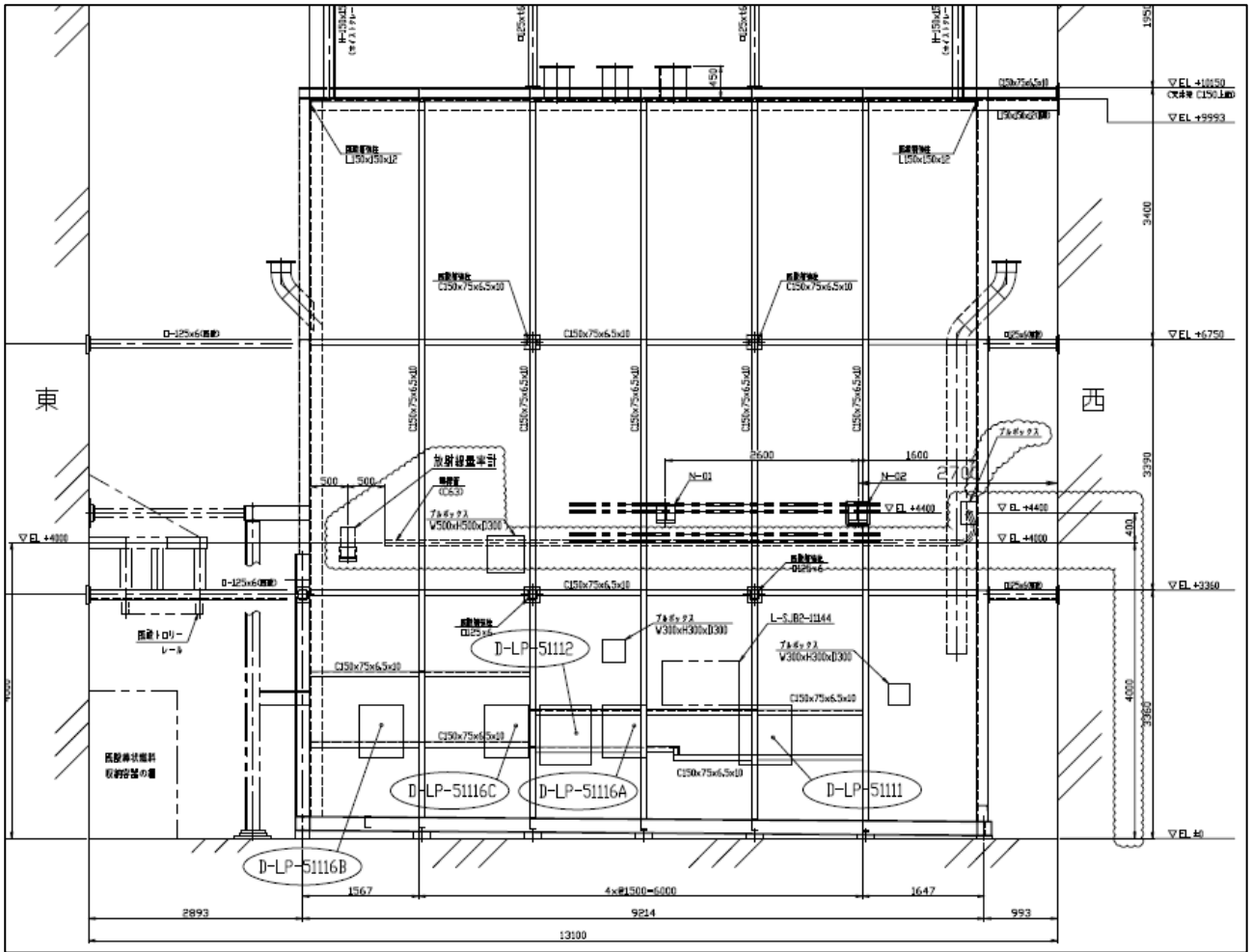


图 6.1.A1-3 炉室 (S) 立面图 (北面)

Appendix 6.1.A2 実験室 I -5 の整備

6.1.A2.1 目的及び概要

(1) 目的

実験室 I -5 に設置又は保管している機器（使用目的を終了したグローブボックス、反射台等）を解体撤去する。解体撤去後の実験室 I -5 は、STACY 更新工事時の機器保管場所として使用するとともに、STACY 更新後は実験機器類の設置場所及び実験準備のために使用する。

(2) 概要

実験室 I -5 には、溶液燃料体系の臨界実験の際に用いた反射体、メンテナンスに使用したグローブボックス等を設置又は保管していた。これらの機器は、STACY 更新（溶液燃料を使用する臨界実験装置から棒状燃料と軽水減速材を使用する臨界実験装置に更新）により、今後使用することがなくなる。STACY 更新工事の際は、大型機器や大量の工事資材を搬入するため、炉室近傍に十分な仮置きスペースが必要になる。さらに、更新工事終了後は、実験機器類の設置及び実験準備のためのスペースが必要となる。このため、実験室 I -5 の機器等の解体撤去作業を実施した。

6.1.A2.2 成果報告

(1) 作業内容

① 解体及び撤去対象機器

No.	解体撤去対象機器	数量	備考
1	機器修理調整用グローブボックス*1	1式	
2	ポリエチレン反射体	12基	
3	コンクリート反射体	10基	
4	ボロン入りコンクリート反射体	14基	

*1 架台等附属機器の解体撤去及び給排気系統の配管の閉止措置を含む。

② 準備作業

1) 資機材搬入

- ・ 本作業に必要な資機材を建家搬入扉より搬入した。
- ・ 資機材仮置場をプラスチックベニヤ、カラーコーン等を使用して区画設定した。
- ・ 搬入した資機材を区画した資機材仮置場へ仮置きした。

2) 作業エリアの養生

- ・ 搬出物の汚染検査を行うエリアをプラスチックベニヤ、カラーコーン等を使用して区画設定した。

- ・ 機器等を撤去する際、周辺機器（配電盤等）の損傷を防ぐため、ベニヤ板等を使用して養生した。
- ・ 電動工具を使用する作業では、防災シート等で養生し作業を実施した。また、細断作業を実施するために、ベニヤ板及び防災シートで細断エリアを区画設定し、その中で作業を行った。
- ・ 解体作業で火気を使用する場合には、使用の方向及び周辺の状況を十分考慮して防火シート（スパッタシート等）で養生した。

③ 機器類撤去

1) 機器類の撤去

- ・ 撤去対象機器のうち、大型形状のまま廃棄物処理場に引き渡せるものについては、養生を行い、引渡しを行った。
- ・ ドラム缶に収納する物については、適当な大きさまで切断し、材料毎にドラム缶に収納した。
- ・ 明らかに汚染のない機器（監視盤、架台等）については、汚染検査を実施し、管理区域外にて残業廃棄物として廃棄した。
- ・ 機器からの排気管、電線管等について工具を使用して撤去した。
- ・ 架台に取付けられている配管サポート類について電動工具を使用して撤去した。
- ・ 各作業において、高所作業となる場合には、昇降用足場又は単管パイプ等による組足場を用いて撤去した。

2) 架台の解体撤去

- ・ 機器の据え付け時に用いられた架台について、ボルト接続部は手工具で分離し、床または壁に設置されたアンカーボルトは電動工具を用いて切断撤去した。
- ・ 架台の運搬作業時の容易性を考慮し、適切な大きさで裁断した。

④ 汚染検査

- ・ 実験室 I -5 にて発生した撤去品及び不用品は汚染検査を実施した。
- ・ 汚染履歴のない不要品又は撤去品については、汚染検査を実施した上で一般廃棄とした。

⑤ 撤去跡の補修

- ・ 撤去作業後のアンカーボルト跡等の窪みは、コーキング材を使用して補修した。
- ・ 撤去作業跡及び既設塗装の不良箇所について、周辺と同様の色彩のエポキシ樹脂塗装材を使用し塗装補修した。

(2) 作業結果

実験室 I -5 の整備として、室内に設置され使用目的の終了している機器類について解体撤去した。各部屋における作業写真を図 6.1.A2-1～図 6.1.A2-20 に示す。



図 6.1.A2-1 撤去作業前（グローブボックス）



図 6.1.A2-2 撤去作業前（附属品等）

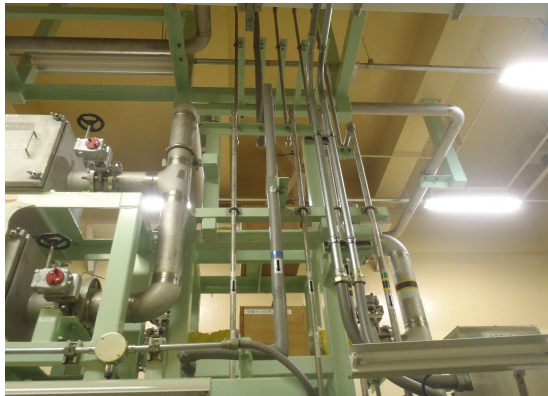


図 6.1.A2-3 撤去作業前（給排気系統）



図 6.1.A2-4 撤去作業前（反射体）



図 6.1.A2-5 作業エリア養生



図 6.1.A2-6 撤去品置場の養生



図 6.1.A2-7 線量当量率測定



図 6.1.A2-8 反射体の搬出①



図 6.1.A2-9 反射体の搬出②



図 6.1.A2-10 グローブボックス撤去①



図 6.1.A2-11 グローブボックス撤去②



図 6.1.A2-12 給排気配管等の撤去



図 6.1.A2-13 高所作業（配管等の撤去）

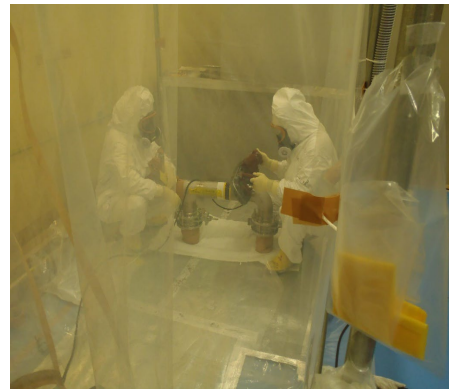


図 6.1.A2-14 グリーンハウス内裁断



図 6.1.A2-15 撤去品養生



図 6.1.A2-16 ドラム缶への収納



図 6.1.A2-17 撤去後補修（壁）



図 6.1.A2-18 撤去後補修（床）



図 6.1.A2-19 作業終了後（壁）



図 6.1.A2-20 作業終了後（全体）

6.1.A2.3 まとめ

実験室 I-5 に設置又は保管していた使用目的を終了した機器類について、STACY 更新工事における作業場所及び更新工事終了後の実験機器保管スペース並びに実験準備場所の確保のため、解体撤去を行った。

6.2 内挿管の核特性解析

6.2.1 目的及び概要

原子力規制庁から受託している「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」において、日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）原子力科学研究所では、NUCEF 施設に設置された定常臨界実験装置 STACY（以下「STACY」という。）を供し、燃料デブリに関する実験を計画している。実験においては、炉心に内挿管（検出器等を挿入する機器）及びデブリ構造材模擬体を挿入するため、それらを挿入した炉心の核特性を事前に解析する必要がある。そのため、STACY 炉心に内挿管又はデブリ構造材模擬体を挿入した場合に臨界となる燃料棒本数、海水水没時に臨界とならない燃料棒本数、海水水没を想定したボロン濃度、減速材温度反応度係数、燃料温度反応度係数、ボイド反応度係数、水位反応度係数、安全板反応度値、実効遅発中性子割合、即発中性子割合について算出する。

6.2.2 解析項目及び解析条件

解析対象は、ジルカロイ-4 被覆の二酸化ウラン棒状燃料を軽水中に円筒形または正方形に配列した炉心（以下「基本炉心」という。）に対し、棒状燃料の一部を実験用装荷物に入れ替えた体系とする。体系の概略を図 6.2.2-1 及び図 6.2.2-2 に示す。これらの炉心は2種類の格子板上に構成する。格子板を図 6.2.2-3 に示す。また、表 6.2.3-1 で後述する実験用装荷物の配置例について図 6.2.2-4 に示す。

実験用装荷物の種類を表 6.2.2-1 に、実験用装荷物の配列パターンを表 6.2.2-2 に、解析項目を表 6.2.2-3 に、解析条件の範囲を表 6.2.2-4 に示す。

表 6.2.2-1 実験用装荷物の種類

種類	概要
内挿管（細）	検出器等を炉心内に挿入するためのジルコニウム合金製の中空管。外形は棒状燃料と同じ。
内挿管（太）	内径が1インチでアルミニウム製の内挿管。
構造材模擬体 （コンクリート）	ジルコニウム合金被覆のコンクリート棒。外径は棒状燃料と同じ。
構造材模擬体（鉄）	ジルコニウム合金被覆の鉄棒。外径は棒状燃料と同じ。

表 6.2.2-2 実験用装荷物の配列パターン

名称	略号	概要
集合 1	C-1	実験用装荷物を基本炉心の中心にまとめて挿入する。
分散 1	D-1	実験用装荷物を基本炉心中央のテスト領域 (15×15) に挿入する。
分散 2	D-2	実験用装荷物を基本炉心中央のテスト領域 (21×21) に挿入する。
分散 3	D-3	実験用装荷物を基本炉心全体に分散させて挿入する。

表 6.2.2-3 解析項目

	項目	内容	ケース数
(1)	臨界サーチ (燃料棒本数)	MVP により臨界となる燃料棒本数を算出する。	120
(2)	海水水没解析 (燃料棒本数)	MVP により、海水に水没した場合でも臨界とならない最大の大きさの炉心をサーベイする。	60
(3)	臨界サーチ (ボロン濃度)	MVP により、(2)の解析結果を踏まえた臨界ボロン濃度を算出する。	80
(4)	減速材温度反応度係数	(1),(2)の臨界体系について、DANTSYS により、減速材の単位温度変化あたりの反応度効果を算出する。	各 160
(5)	燃料温度反応度係数	(1),(2)の臨界体系について、DANTSYS により、燃料の単位温度変化あたりの反応度効果を算出する。	
(6)	ボイド反応度係数	(1),(2)の臨界体系について、DANTSYS により、減速材の単位ボイド変化あたりの反応度効果を算出する。	
(7)	水位反応度係数	(1),(2)の臨界体系について、DANTSYS により、水位の単位高さ変化あたりの反応度効果を算出する。	
(8)	安全板反応度価値	(1),(2)の臨界体系について、MVP により、炉心に安全板を挿入した時の反応度効果を算出する。	
(9)	動特性パラメータ	(1),(2)の臨界体系について、DANTSYS により、実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命を算出する。	

表 6.2.2-4 解析条件

略号	パラメータ	範囲
IT	実験用装荷物	表 6.2.3-1 で後述
IP	配列パターン	表 6.2.2-2 参照
NI	実験用装荷物の数	装荷物毎に指定
LM	体系の形状	正方
SL	臨界水位	40, 70, 110, 140 cm
EU	U-235 濃縮度	5.0 wt%
PT	格子間隔	1.27, 1.50, 2.54 cm
PB	ボロン濃度	0~MAX ppm (臨界となる限界濃度)
NC	燃料棒本数	最大 900 本。ただし、臨界サーチは 1000 本まで行う。
TM	減速材温度	25, 30, 40, 50, 80 °C
TR	反射材温度	25, 30, 40, 50, 80 °C
TF	燃料温度	25, 100, 200, 300, 500 °C
VR	ボイド率	1, 5, 10, 30 vol%

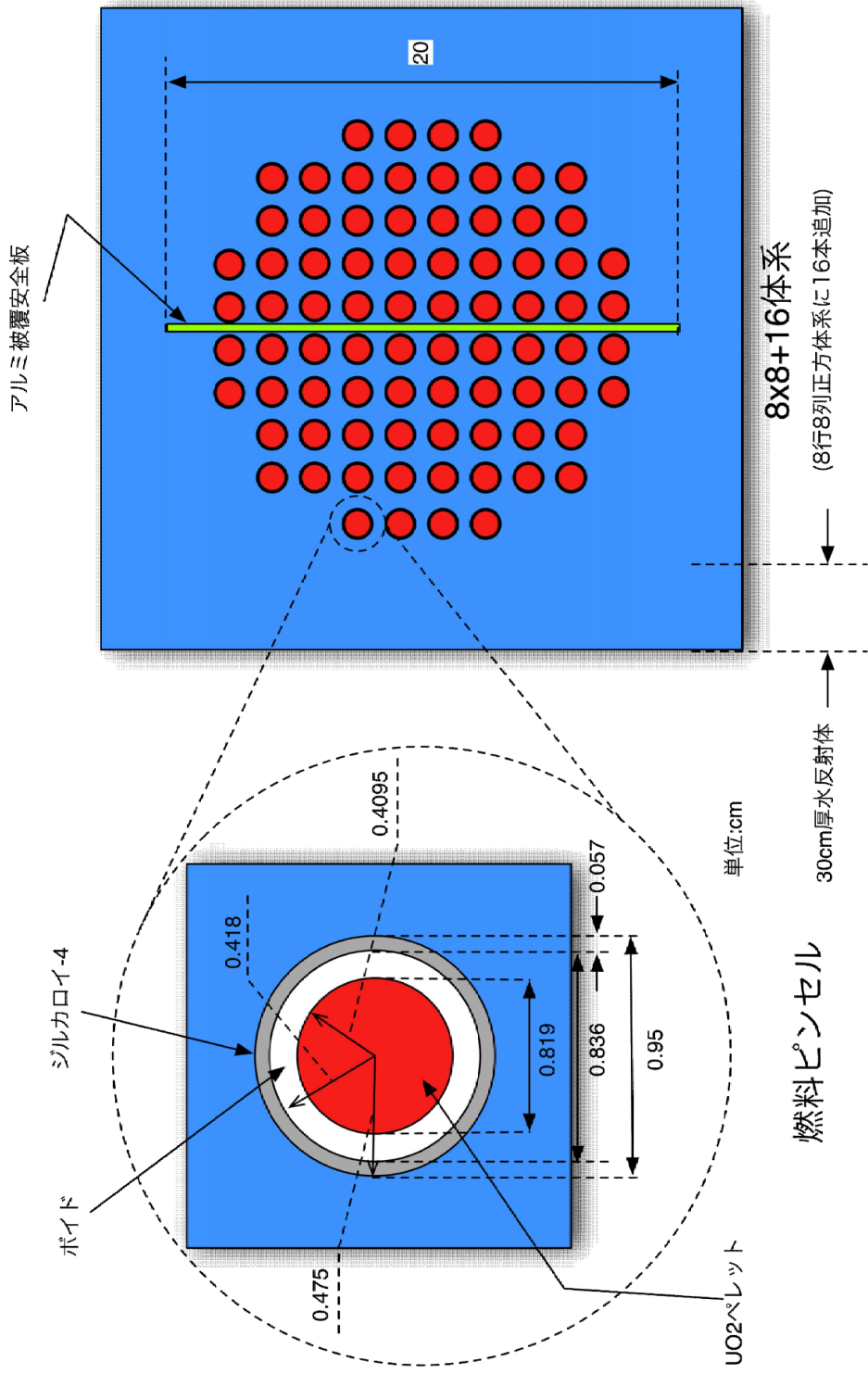


図 6.2.2-1 MVP 解析モデル (平面図)

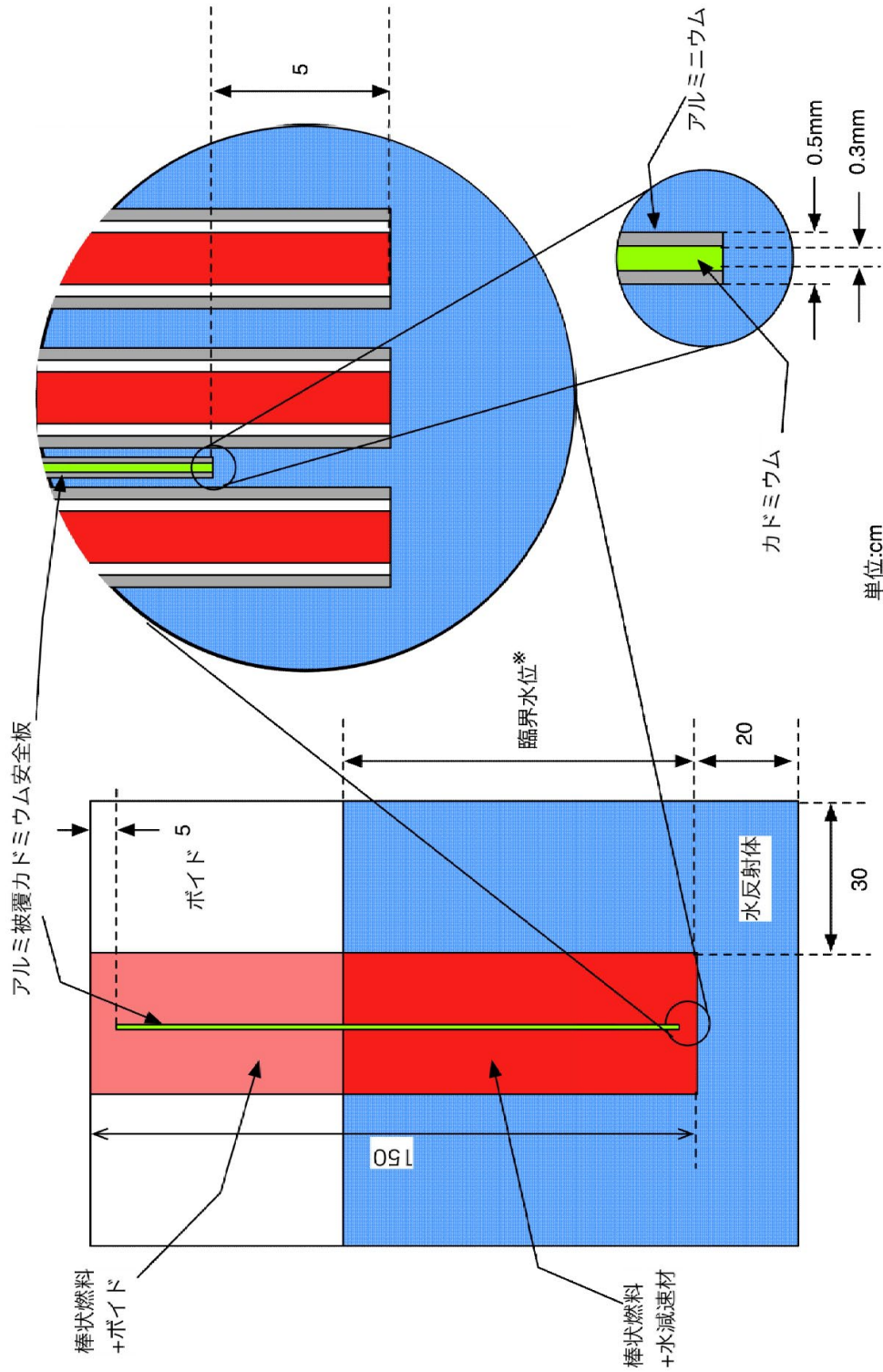
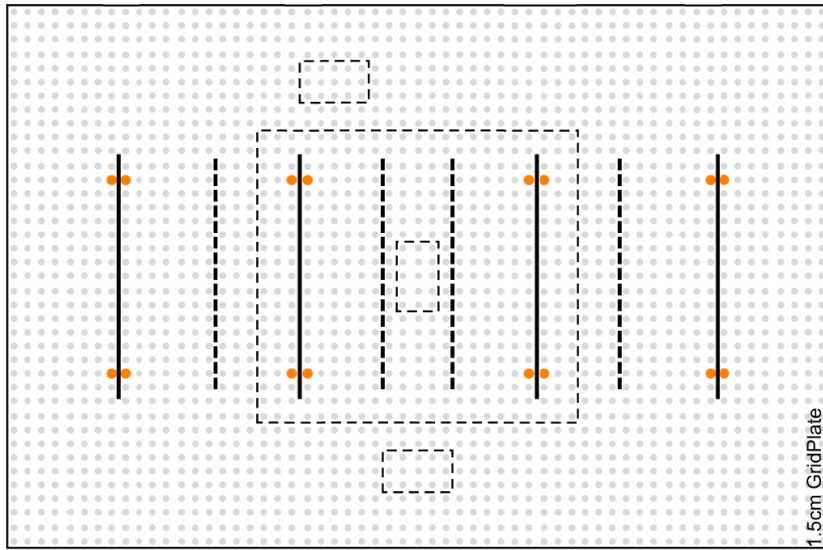


図 6.2.2-2 MVP 解析モデル (立面図)

格子間隔1.50cm



格子間隔1.27cm

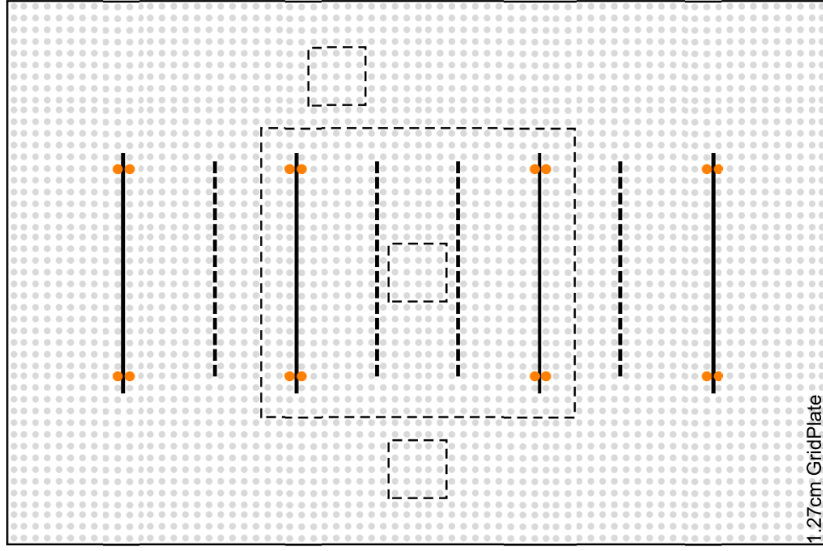
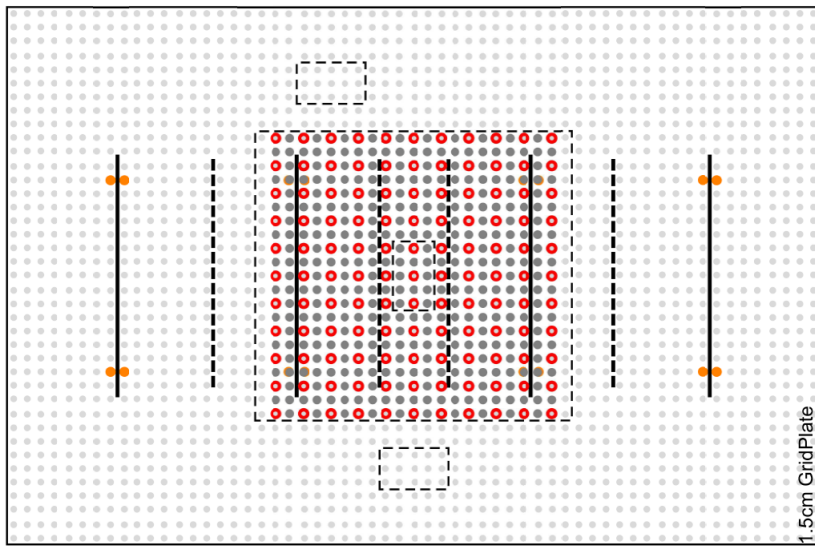
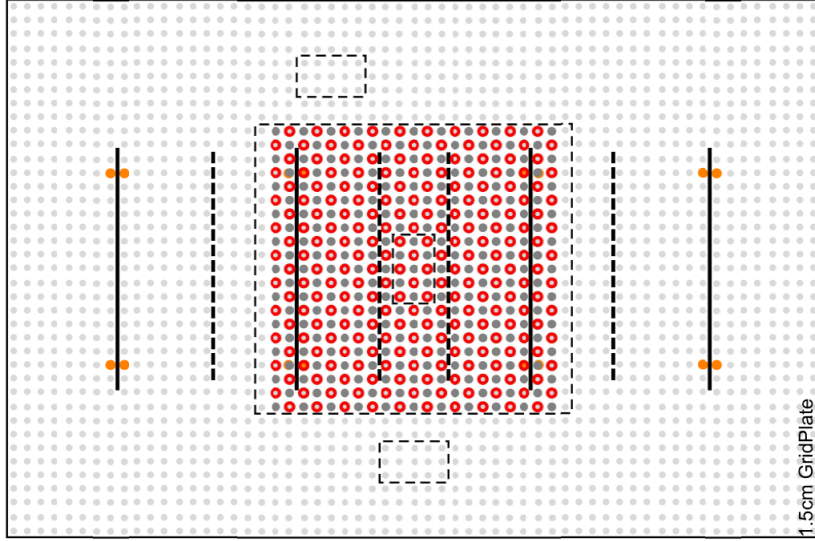


図 6.2.2-3 格子板 (なお、本解析ではガイドピンを使用せず、ガイドピン用孔にも棒状燃料を挿す)



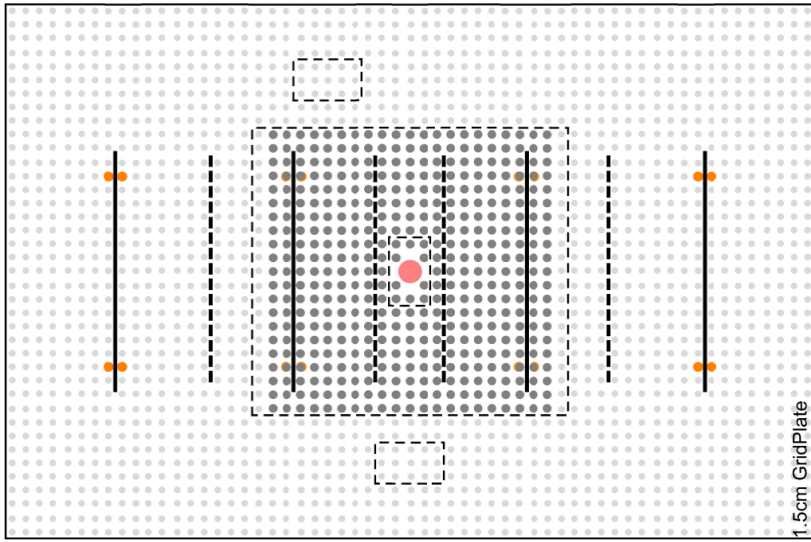
例1) 21x21のテスト領域に 1 of 4パターンで構造材模擬体を配列した例 (IP:D-2, NI=1 of 4)



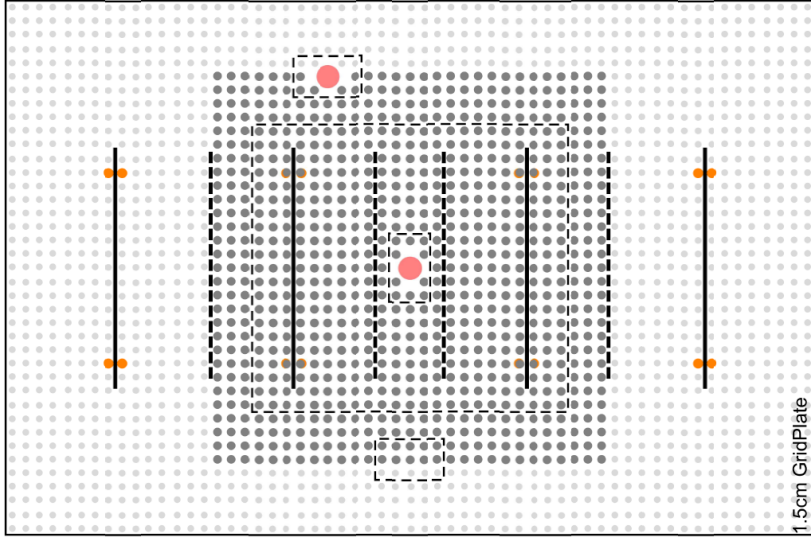
例2) 21x21のテスト領域に 2 of 4パターンで構造材模擬体を配列した例 (IP:D-2, NI=2 of 4)

○ 棒状燃料用孔 ● 棒状燃料 ● 構造材模擬体

図 6.2.2-4 (1) 実験用装荷物の配列例



例3) 21×21のテスト領域の中央に内挿管（太）を配列した例



例4) 29×29のテスト領域の中央と東に内挿管（太）を配列した例

○ 棒状燃料用孔 ● 棒状燃料 ● 内挿管（太）

図 6.2.2-4 (2) 実験用装荷物の配列例

6.2.3 解析の内容

6.2.3.1 臨界サーチ（燃料棒本数）

基本炉心に実験用装荷物を挿入した炉心をモデル化し、燃料棒本数 NC を調整して臨界サーチを行う。挿入パターン数は表 6.2.3-1 のとおりである。計算対象の体系は (LM1 通り)×(PT3 通り)×(SL4 通り)×(挿入パターン 10 通り)=120 通りである。臨界バイアスは 0.997 とし、計算結果が臨界バイアスから 1σ 以内となったときに臨界とみなす。臨界調整にあたっては、燃料棒を 1 本ずつ増減する。

表 6.2.3-1 実験用装荷物挿入パターン数

種類 (IT)	挿入パターン (IP)	挿入本数 (NI)	パターン数
内挿管 (細)	D-3	NI=9,25,49	3
内挿管 (太)	1,2,3 (格子板に 3 箇所)	NI=1,2,3	1
構造材模擬体 (コンクリート)	C-1	NI=25	1
	D-2	1 of 4, 2 of 4	2
構造材模擬体 (鉄)	同上	同上	3

6.2.3.2 海水水没炉心

基本炉心に実験用装荷物を挿入した炉心をモデル化し、海水に水没した場合でも臨界とならない最大の大きさを持つ炉心（以下「津波最大炉心」という。）をサーベイする。挿入パターンは表 6.2.3-1 のとおりである。このとき、安全板又は未臨界板（いずれも Cd の薄板）を考慮する。計算対象の体系は(LM1 通り)×(PT3 通り)×(安全板又は未臨界板 2 通り)×(挿入パターン 10 通り) = 60 通りである。

6.2.3.3 臨界サーチ（ボロン濃度）

津波最大炉心のうち、安全板又は未臨界板を用いた炉心でより大きい方を基本として 80 通りの炉心を選定し、減速材にボロンを添加した解析を行い、臨界ボロン濃度を求める。ボロン濃度は 0.1 ppm 単位で変更する。計算対象の炉心は 80 通り選定する。

6.2.3.4 減速材温度反応度係数

全臨界体系のうちから 160 通りについて、DANTSYS を使用して減速材温度反応度係数を計算する。DANTSYS の解析モデルとして、PIJ によるピンセル体系均質化モデル（棒状燃料部）を図 6.2.3-1 に、ANISN による群縮約解析モデルを図 6.2.3-2 に、DANTSYS による全炉心計算モデルを図 6.2.3-3 及び図 6.2.3-4 に示す。計算にあつ

では、THREEDANT による X-Y-Z 体系を用いるものとするが、R-Z 体系でモデル化できる場合は TWODANT を用いる。減速材温度 TM 及び反射材温度 TR を 30、40、50、80°C とした昇温体系について計算し、常温 (25°C) の体系との反応度差を算出し、反応度係数を計算する。昇温の際には減速材領域及び反射材領域双方について昇温による水密度の変化を考慮し、減速材部、反射材部の水位に反映させる。

反応度差は以下の式で計算する。

$$\Delta\rho = 1/k_0 - 1/k_1$$

ただし、

$\Delta\rho$: 反応度差

k_0 : 常温体系の中性子実効増倍率

k_1 : 昇温体系の中性子実効増倍率

である。さらに、求めた反応度差を以下の二次式にフィッティングすることによって反応度係数を算出する。

$$\Delta\rho = AT + BT^2 + C$$

$$d\rho/dT = A + 2BT$$

ただし、

$d\rho/dT$: 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

T : 昇温体系の体系温度 ($^\circ\text{C}$)

である。上式の $d\rho/dT$ は温度に依存するが、報告書に記載する反応度係数は $T=25^\circ\text{C}$ のものとする。

6.2.3.5 燃料温度反応度係数

燃料温度反応度係数は DANTSYS を使用して計算する。計算にあたっては、棒状燃料温度 TF を 100, 200, 300, 500°C とした昇温体系について計算し、常温 (25°C) の体系との反応度差を算出し、反応度係数を計算する。

棒状燃料の昇温にあたっては、ジルカロイ被覆、被覆-ペレット間ギャップ、燃料ペレットの温度を変更する。温度変化による原子個数密度の変化を考慮しない。

6.2.3.6 ボイド反応度係数

ボイド反応度係数は DANTSYS を使用して計算する。計算にあたっては、体系の減速材密度を一様に 1, 5, 10, 30 vol% 減少させた体系について、ボイド率 0 vol% の基準体系との反応度差を算出し、反応度係数を計算する。反射材領域にはボイドを加えないが、ボイド添加による水密度の変化は、減速材部、反射材部双方の水位に反映させる。

反応度差は以下の式で計算する。

$$\Delta\rho = 1/k_0 - 1/k_1$$

ただし、

$\Delta\rho$: 反応度差

k_0 : 常温体系の中性子実効増倍率

k_1 : ボイド添加体系の中性子実効増倍率

である。また、反応度係数は求めた反応度差を以下の二次式にフィッティングすることによって算出する。

$$\Delta\rho = AV + BV^2 + C$$

$$d\rho/dV = A + 2BV$$

ただし、

$d\rho/dV$: 反応度係数 ($\Delta k/k/\text{vol}\%$)

V : ボイド添加体系のボイド率 ($\text{vol}\%$)

上記の $d\rho/dV$ はボイド率に依存するが、報告書に記載する反応度係数は $V=0$ $\text{vol}\%$ のものとする。

6.2.3.7 水位反応度係数

水位反応度係数は DANTSYS を使用して計算する。計算にあたっては、基準となる臨界体系から反応度約 20 セント分水位を減少させた体系の中性子実効増倍率を解析し、以下の式を用いて算出する。

$$\Delta\rho = 1/k_0 - 1/k_1$$

$$\Delta H = 1 / \sqrt{\frac{1}{(H_c + \lambda)^2} - \frac{2\Delta\rho}{C} - \lambda - H_c}$$

$$d\rho/dH = \Delta\rho/\Delta H$$

ただし、

$d\rho/dH$: 反応度係数 ($\Delta k/k/\text{cm}$)

$\Delta\rho$: 基準体系と水位減少体系の反応度差 ($\Delta k/k$)

k_0 : 基準体系の中性子実効増倍率

k_1 : 水位を ΔH 減少させた体系の中性子実効増倍率

ΔH : 約 20 セント相当水位差 (cm)

H_c : 基準体系の臨界水位 (cm)

C, λ : 定数($C = 7.43089 \times 10^6$ セント $\cdot \text{cm}^2$, $\lambda = 12.5325$ cm)

である。

6.2.3.8 安全板反応度価値

安全板の反応度価値は MVP を使用して解析する。解析にあたっては、解析モデルの中央にアルミニウム被覆のカドミウム板を挿入する。安全板は全厚み 0.5 mm、ミート部厚み 0.3 mm、巾 20 cm とし、ミート部分は燃料棒有効長の上端及び下端よりそれぞれ 5 cm 短くする。安全板の挿入による水面の上昇については、安全板全数(2 基)が同時に挿入されたことを想定し、水位を上昇させる。安全板の反応度価値は以下の式で算出する。

$$\rho = 1/k_0 - 1/k_1$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sigma_0^2}{k_0^4} + \frac{\sigma_1^2}{k_1^4}}$$

ただし、

ρ : 安全板反応度価値

k_0 : 安全板を挿入しない体系の中性子実効増倍率

k_1 : 安全板を挿入した体系の中性子実効増倍率

σ : k_0 の 1 標準偏差

σ_0 : k_1 の 1 標準偏差

である。

6.2.3.9 動特性パラメータ

動特性パラメータ（実効遅発中性子割合 β 及び即発中性子寿命 ℓ ）の解析には DANTSYS を使用する。動特性パラメータの計算は、SRAC の出力する遅発中性子割合に関するパラメータを使用し、DANTSYS の出力する中性子束及び随伴中性子束を組み合わせる。

実効遅発中性子割合 β は以下の式に基づき計算する。

$$\beta = \sum_i \beta^i$$

$$\beta^i = \frac{\sum_r V_r \sum_g \chi_{dg,r}^i \phi_{g,r}^* \sum_{g'} BVFSIG_{g',r}^i \phi_{g',r}}{\sum_r V_r \sum_g \lambda_{tg,r} \phi_{g,r}^* \sum_{g'} v \Sigma_{fg',r} \phi_{g',r}}$$

$$BVFSIG_g^i = \sum_m (\beta_m^i v_{dg,m} \sigma_{fg,m} N_m)$$

ただし、

β : 実効遅発中性子割合

β^i : 第 i グループの実効遅発中性子割合

$\chi_{dg,r}^i$: 領域 r における第 i グループの第 g 群遅発中性子スペクトル

$\phi_{g',r}$: 領域 r における第 g' 群中性子束

- $\phi_{g,r}^*$: 領域 r における第 g 群随伴中性子束
- $v\Sigma_{fg',r}$: 領域 r における第 g' 群巨視的中性子生成断面積
- V_r : 領域 r におけるメッシュ体積
- β_m^i : 核種 m の i グループの規格化遅発中性子割合
- $\nu_{dg,m}$: 第 g 群における核種 m の核分裂により発生する遅発中性子発生数
- $\sigma_{fg,m}$: 第 g 群における核種 m の微視的核分裂断面積
- N_m : 核種 m の個数密度

である。

また、即発中性子寿命 ℓ は以下の式に基づき計算する。

$$\ell = \frac{\sum_r V_r \sum_g \frac{1}{u_g} \phi_{g,r}^* \phi_{g,r}}{\frac{1}{k_{\text{eff}}} \sum_r V_r \sum_g \chi_{tg,r} \phi_{g,r}^* \sum_{g'} v \Sigma_{fg',r} \phi_{g',r}}$$

ただし、

- ℓ : 即発中性子寿命
- k_{eff} : 体系の中性子実効増倍率
- $\chi_{tg,r}$: 領域 r における第 g 群核分裂スペクトル
- u_g : 第 g 群中性子速度

である。

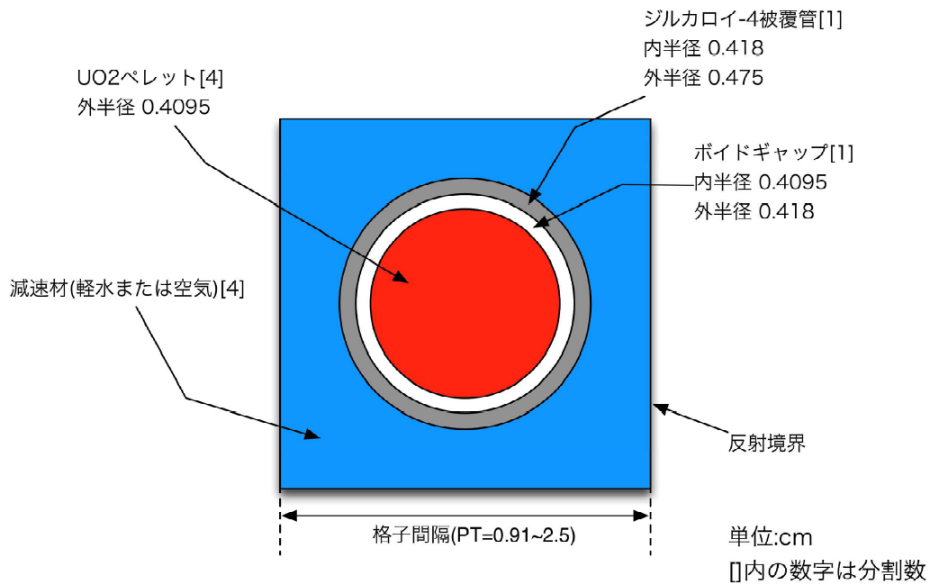


図 6.2.3-1 SRAC-PIJ 解析モデル (燃料棒ピンセル体系)

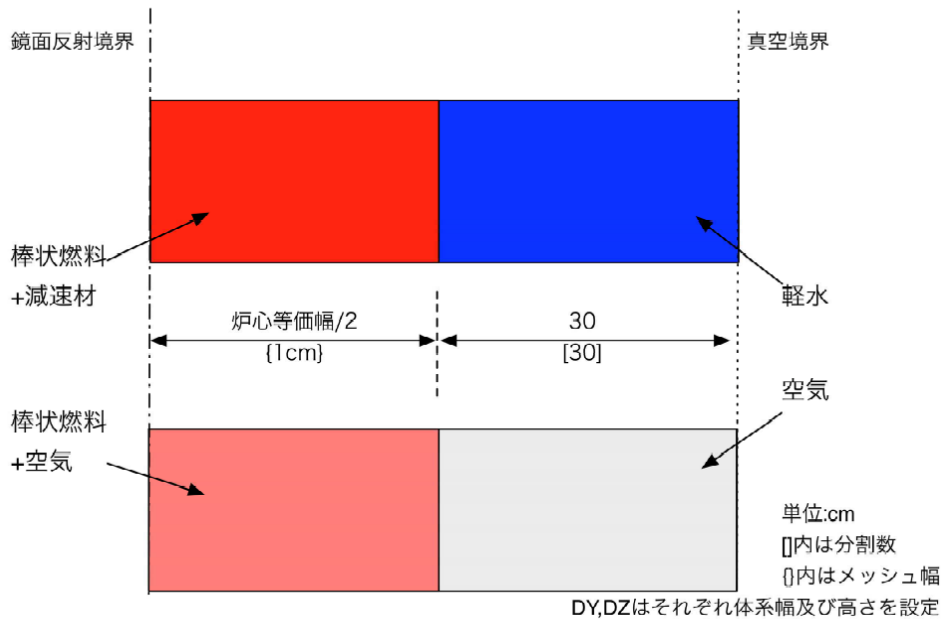


図 6.2.3-2 SRAC-ANISN 解析モデル (1次元平板/円筒体系)

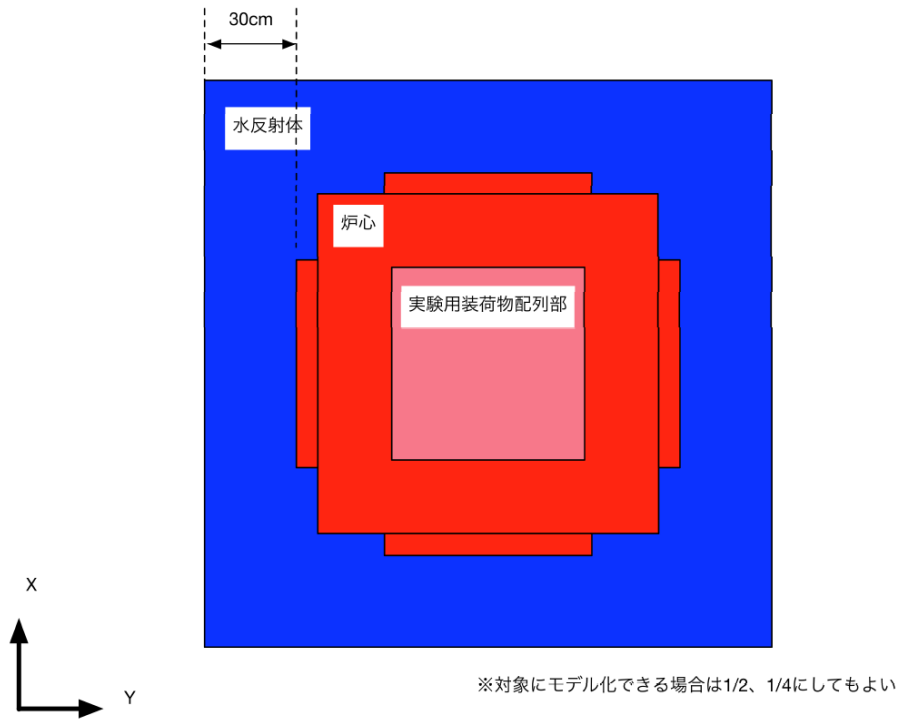


図 6.2.3-3 DANTSYS 解析モデル平面図
(X-Y-Z 体系の例)

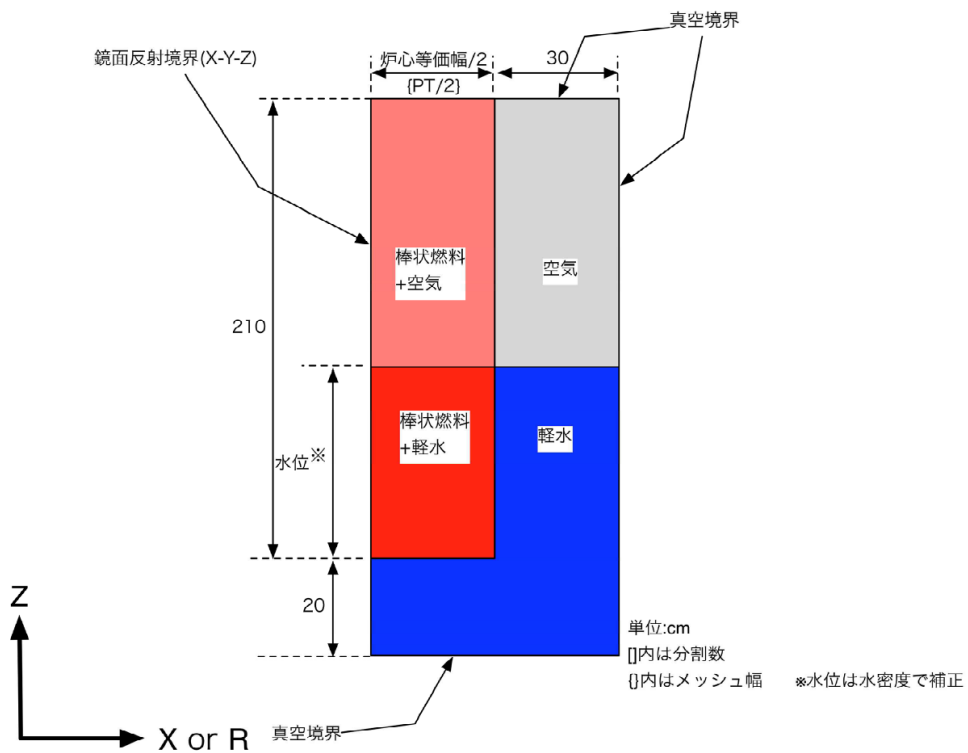


図 6.2.3-4 DANTSYS 解析モデル立面図

6.2.4 解析条件等

本解析に使用している計算コード、ライブラリ及びその他の解析条件は下記の通り。

6.2.4.1 連続エネルギーモンテカルロ法 MVP コード

本解析では、MVP コードを燃料棒の臨界本数、臨界ボロン濃度及び制御棒反応度値の評価に使用した。MVP の解析条件は下記の通りである。計算フローを図 6.2.4-4 に示す。

MVP バージョン	: MVP-II
使用ライブラリ	: JENDL-3.3
バッチ当たりヒストリー数	: 1 万
スキップバッチ数	: 200
有効ヒストリー数	: 300
合計ヒストリー数	: 500 万
体系温度	: 25°C

Au-198 については、JENDL-3.3 ライブラリでは整備されていないため、JENDL-4.0 のものを使用した。JENDL-3.3 の $S(\alpha,\beta)$ ライブラリを基本的に使用したが、アクリルの $S(\alpha,\beta)$ ライブラリは整備されていないため、ポリエチレン用 (H0001PJ33) のものを使用した。

6.2.2 節で決定していない解析条件や解析モデルについては、下記の条件等を採用した。

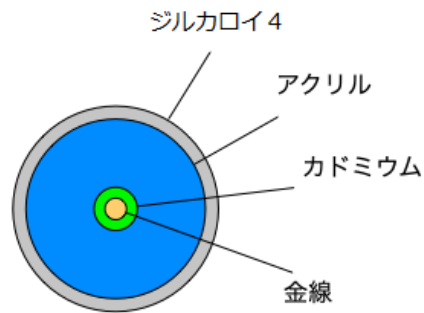
- ① 正方炉心形状における燃料棒の配置 (燃料棒本数が 100 本~1000 本 ; 合計 900 パターン)
- ② IT=内挿管 (細) の計算モデル (図 6.2.4-1 を参照) 及び配置パターン (PT=1.27, 1.5, 2.54 cm, NI=9,25,49 本及び SL=40, 70, 110, 140 cm ; 合計 36 パターン)
- ③ IT=内挿管 (太) の計算モデル及び配置パターン (NI=1,2,3) (図 6.2.4-2 及び図 6.2.4-3 を参照)
- ④ IT=コンクリートの計算モデル
- ⑤ IT=鉄の計算モデル
- ⑥ 安全板 (SP) が挿入された場合の水位上昇 (表 6.2.4-1 を参照)
- ⑦ 燃料ペレット、被覆管、コンクリート、鉄、軽水、海水、ボロン等の核数密度 (もしくは MVP 入力データ中の式)

MVP による燃料棒の臨界本数のサーチでは、臨界基準である $k_{eff}=0.997$ の上下にある二つの MVP の計算結果が存在し、尚かつ統計誤差範囲外となる場合には、臨界基準と最も近い結果を臨界本数として決定する。

MVP によるボロン臨界濃度のサーチでは、ボロン濃度が低い値から 0.1 ppm の刻みで臨界サーチを行い、統計誤差範囲に入る臨界基準である $k_{eff}=0.997$ の濃度を臨界濃度として決定する。

表 6.2.4-1 安全板（1枚～4枚）挿入時の水位（cm）

SL(cm)	1枚	2枚	3枚	4枚
40.0	40.1	40.2	40.2	40.3
70.0	70.1	70.3	70.4	70.6
110.0	110.2	110.4	110.7	110.9
140.0	140.3	140.6	140.8	141.1



カドミウムカバーの軸方向範囲

図 6.2.4-1 内挿管（細）の計算モデル（高さ 150 cm）

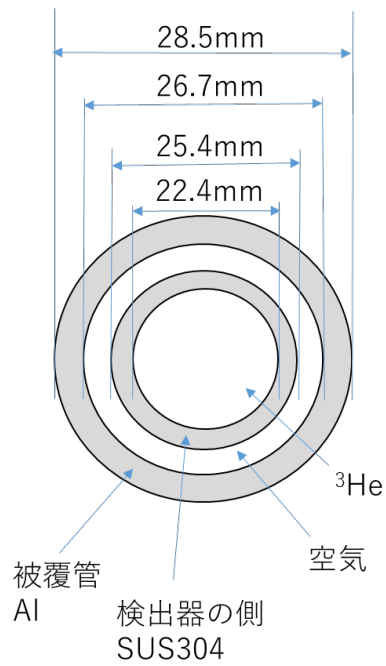


図 6.2.4-2 内挿管（太）の計算モデル（径方向）

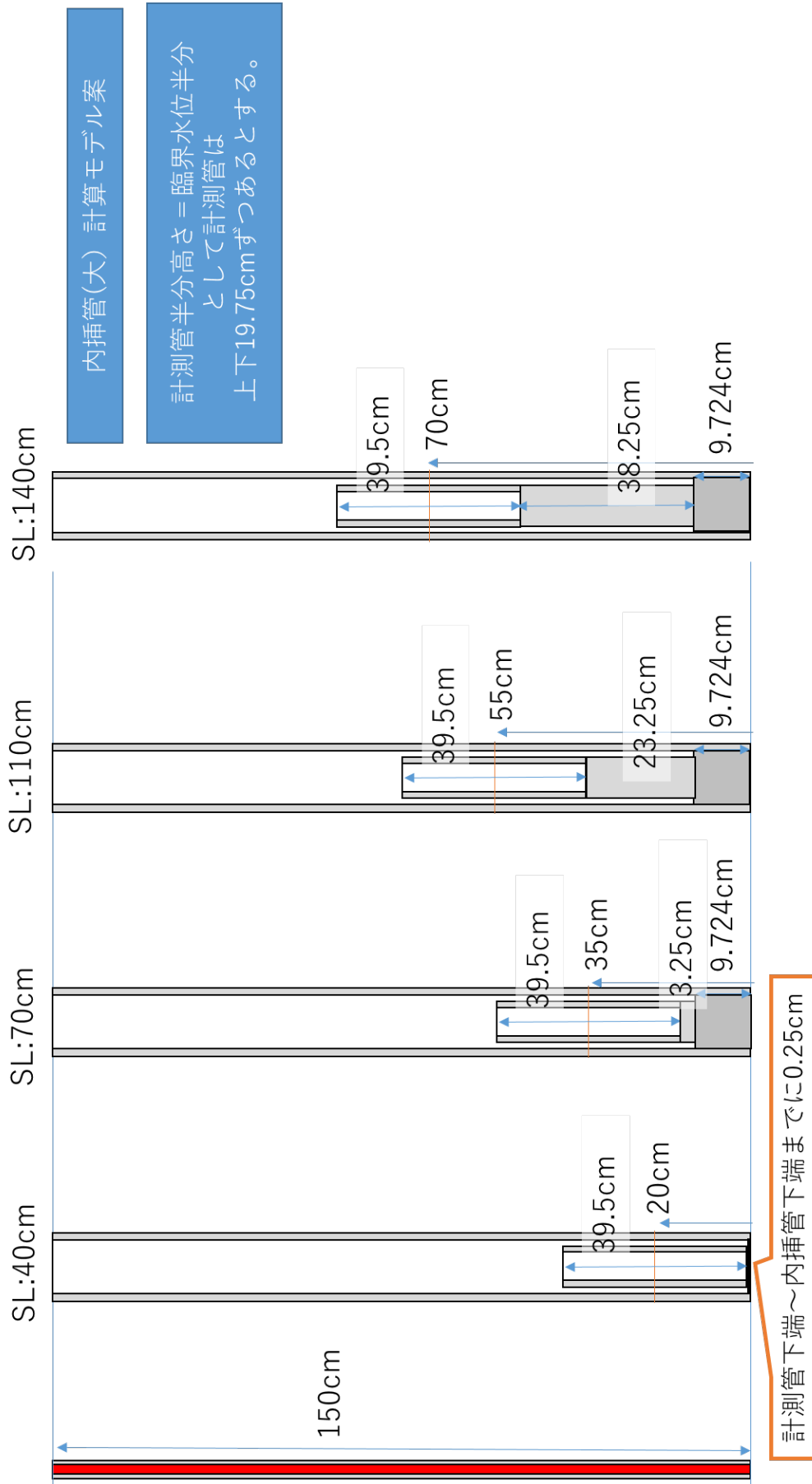


図 6.2.4-3 内挿管 (太) の計算モデル (軸方向)

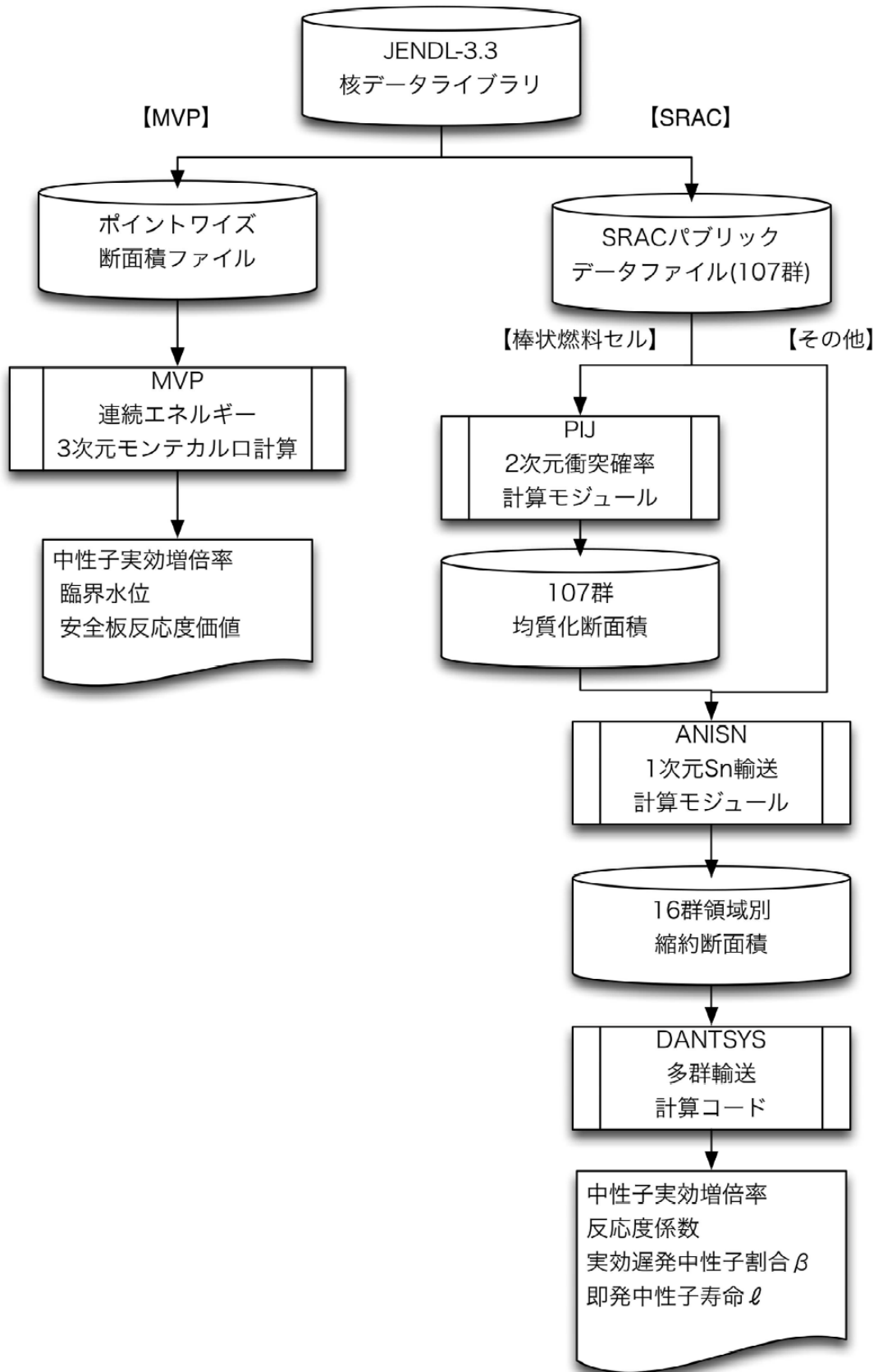


図 6.2.4-4 計算フロー

6.2.4.2 SRAC 及び DANTSYS コード

MVP による臨界サーチで求めた臨界体系に対して、減速材温度反応度係数、燃料温度反応度係数、ボイド反応度係数、水位反応度係数及び動特性パラメータの評価には SRAC 及び DANTSYS コードを使用している。SRAC 及び DANTSYS の解析条件は下記の通り。計算フローは図 6.2.4-4 に示す。

SRAC バージョン	: Ver.2003.00 (Last Modified 2003.04.28)
DANTSYS バージョン	: 3.0 (Release 3.01fzk)
使用ライブラリ	: JENDL-3.3
体系温度	: 25°C
中性子エネルギー群数	: 107 群(SRAC)、16 群(DANTSYS) (表 6.2.5-2 を参照)

MVP と同じように、Au-198 については、JENDL-3.3 ライブラリでは整備されていないため、JENDL-4.0 のものを使用する。JENDL-3.3 の S(α,β)ライブラリを基本的に使用しているが、アクリルの S(α,β)ライブラリは整備されていないので、ポリエチレン用 (XH01P001) のものを使用する。

表 6.2.4-1 DANTSYS 解析に用いた中性子エネルギー群構造 (16 群)

群	エネルギー(eV)		速度(cm/sec)		レタージ	
	上限	下限	上限	下限	上限	下限
1	1.00E+07	2.87E+06	4.37E+09	2.34E+09	0.00	1.25
2	2.87E+06	8.21E+05	2.34E+09	1.25E+09	1.25	2.50
3	8.21E+05	2.35E+05	1.25E+09	6.71E+08	2.50	3.75
4	2.35E+05	6.74E+04	6.71E+08	3.59E+08	3.75	5.00
5	6.74E+04	9.12E+03	3.59E+08	1.32E+08	5.00	7.00
6	9.12E+03	1.23E+03	1.32E+08	4.86E+07	7.00	9.00
7	1.23E+03	1.30E+02	4.86E+07	1.58E+07	9.00	11.25
8	1.30E+02	1.76E+01	1.58E+07	5.80E+06	11.25	13.25
9	1.76E+01	1.86E+00	5.80E+06	1.88E+06	13.25	15.50
10	1.86E+00	6.83E-01	1.88E+06	1.14E+06	15.50	16.50
11	6.83E-01	4.14E-01	1.14E+06	8.90E+05	16.50	17.00
12	4.14E-01	2.77E-01	8.90E+05	7.28E+05	17.00	17.40
13	2.77E-01	1.67E-01	7.28E+05	5.66E+05	17.40	17.91
14	1.67E-01	8.53E-02	5.66E+05	4.04E+05	17.91	18.58
15	8.53E-02	3.06E-02	4.04E+05	2.42E+05	18.58	19.60
16	3.06E-02	1.00E-05	2.42E+05	4.37E+03	19.60	27.63

6.2.5 解析結果

6.2.5.1 臨界サーチ (MVP による燃料棒本数)

MVP による臨界サーチ結果を図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 にまとめた。これらの図に臨界となる燃料棒本数 (NC) の他に、各炉心における、DANTSYS による実効増倍率、減速材温度反応度係数、燃料温度反応度係数、ボイド反応度係数、水位反応度係数、動特性パラメータ及び MVP による安全板の反応度値も記載した。

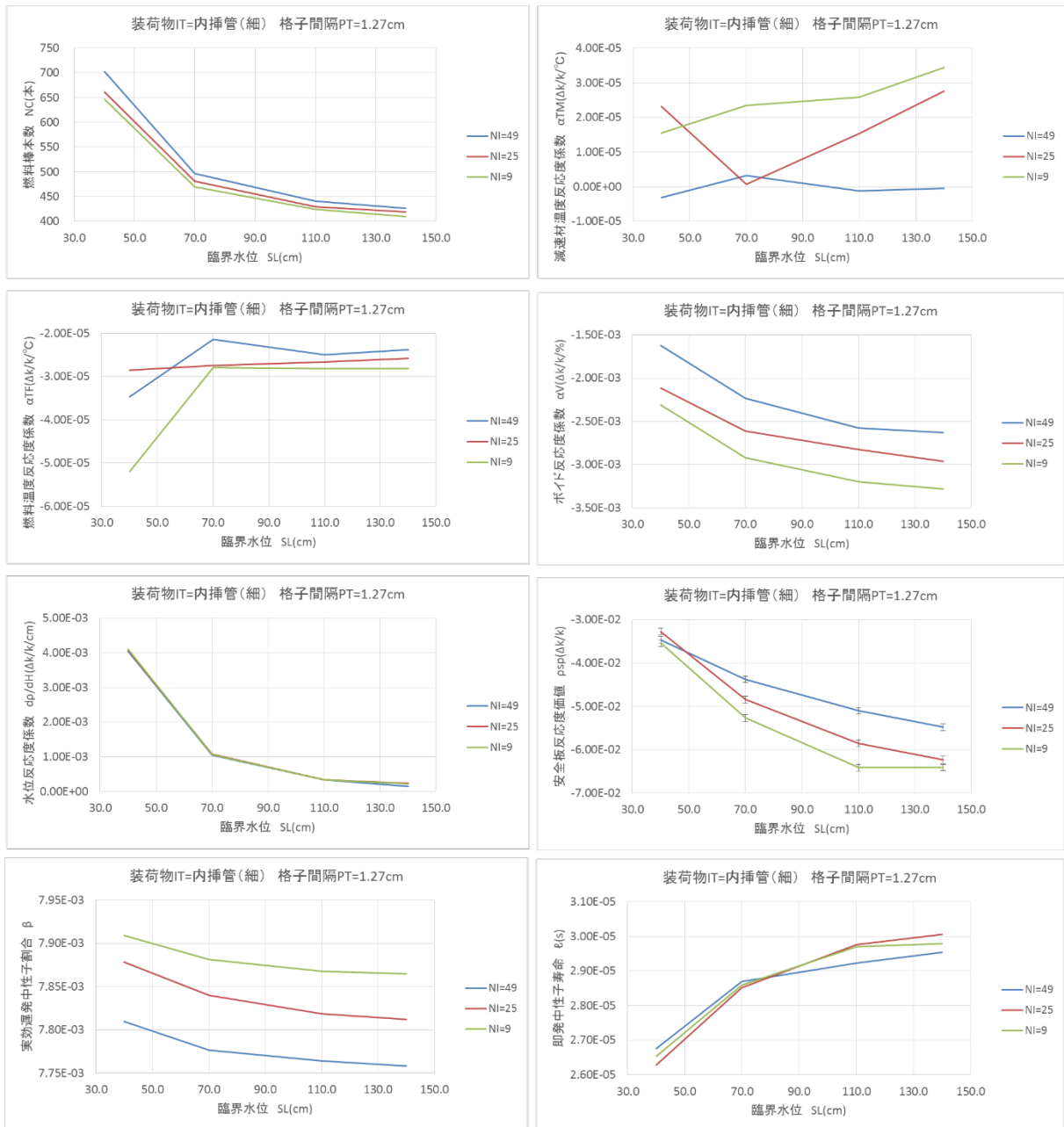


図 6.2.5-4 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(NC)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果(PT=1.27 cm)

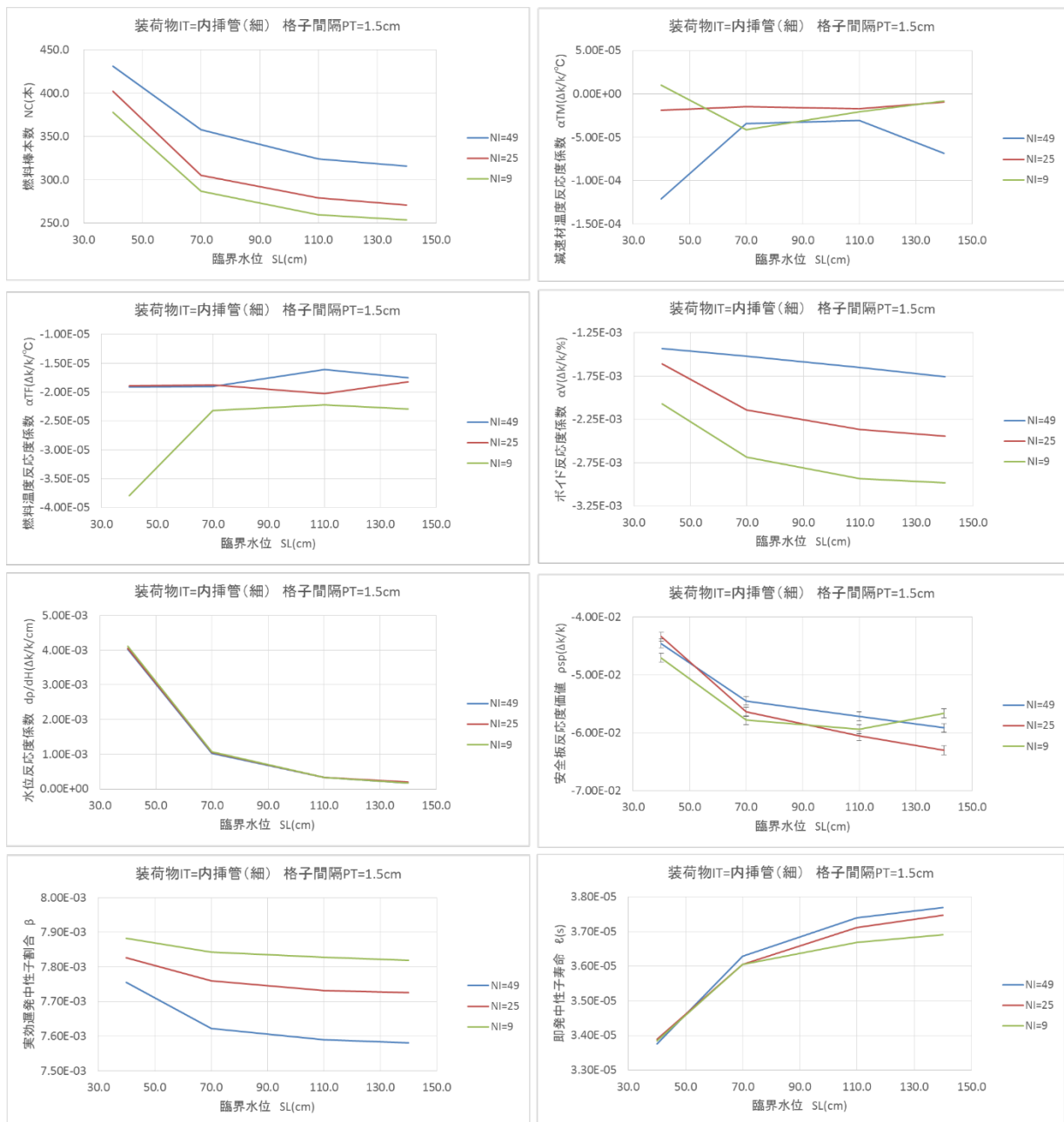


図 6.2.5-5 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果(PT=1.5cm)

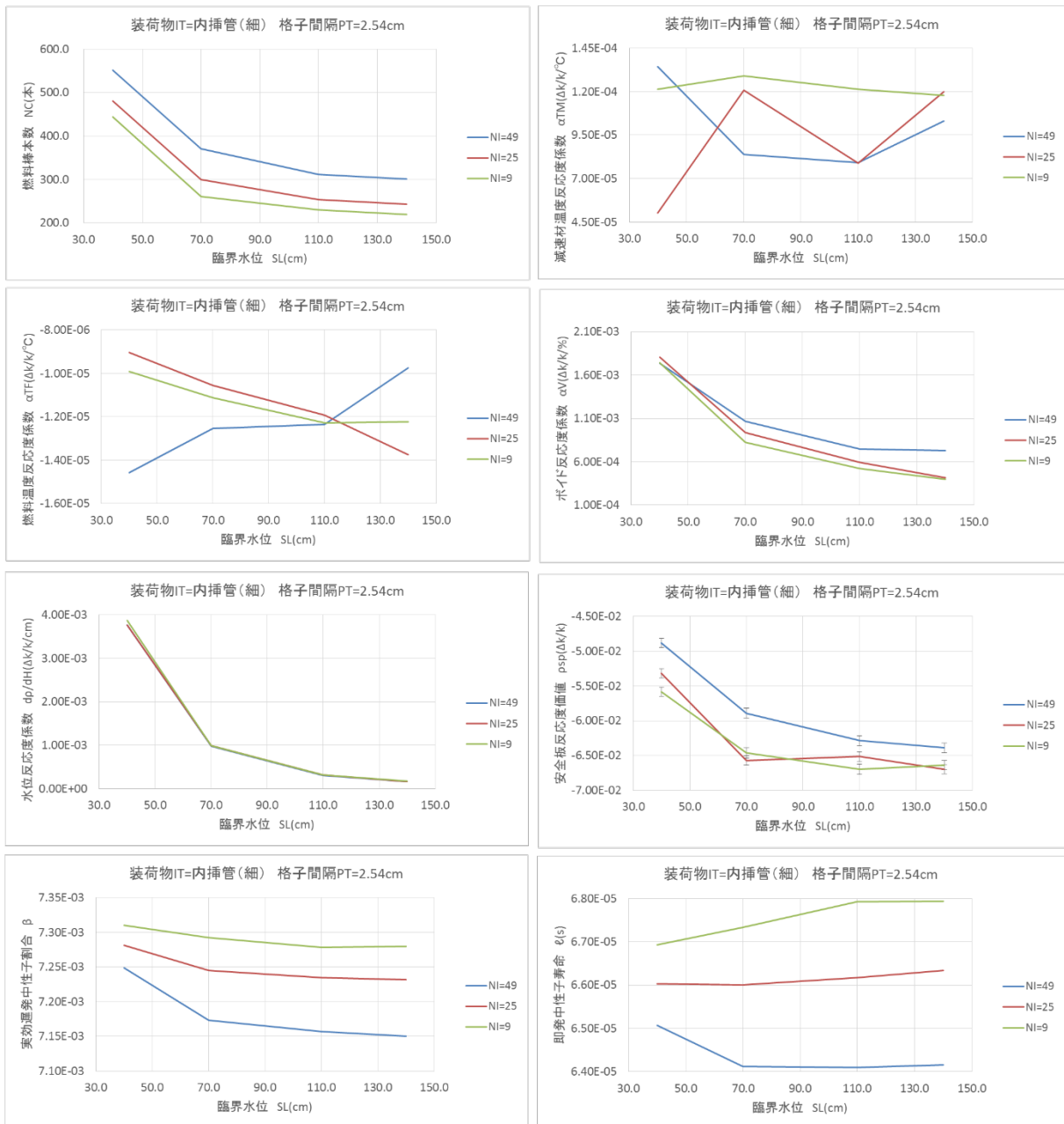


図 6.2.5-6 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果(PT=2.54 cm)

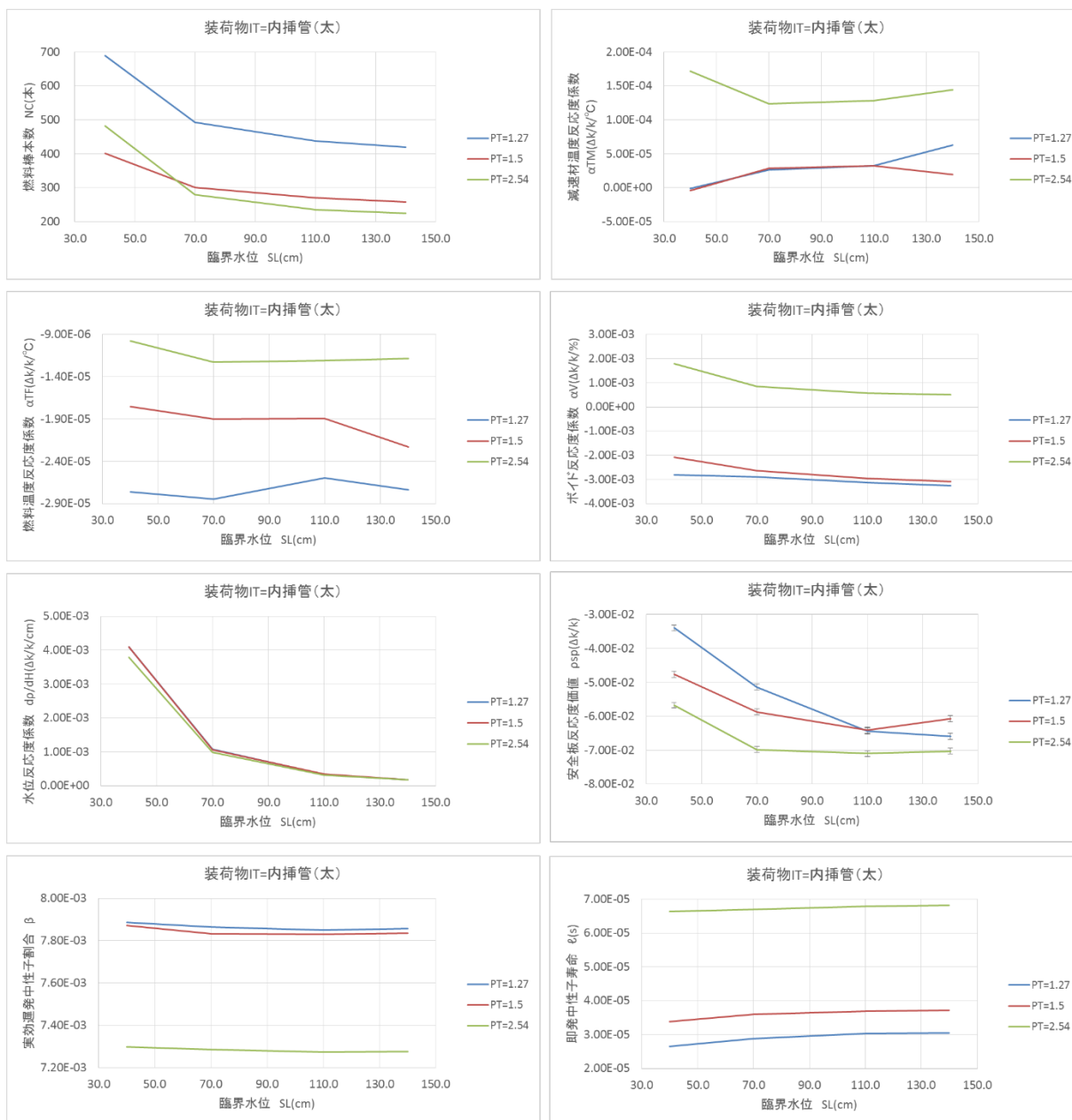


図 6.2.5-7 IT=内挿管 (太)、IP=1,2,3 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果

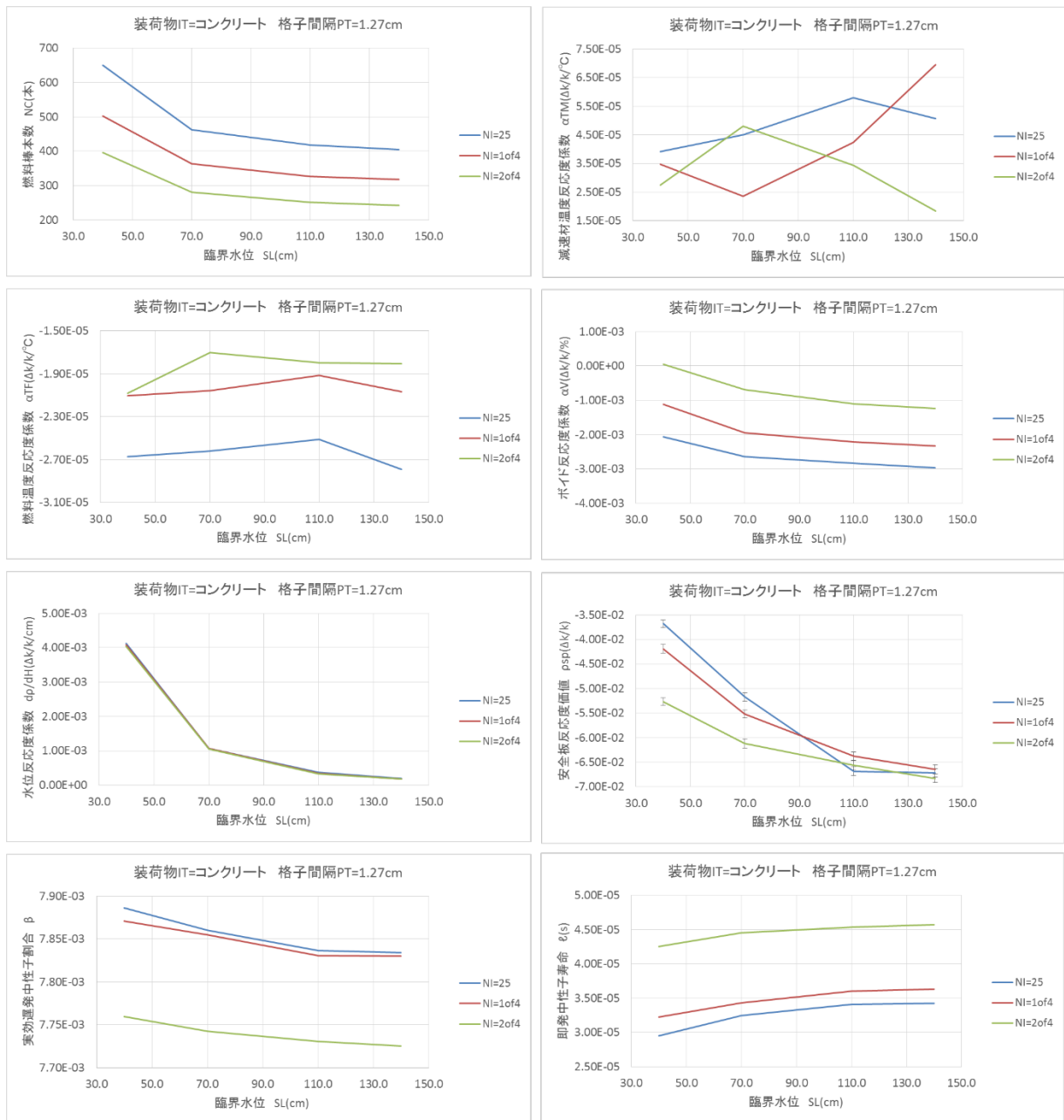


図 6.2.5-8 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.27 cm)

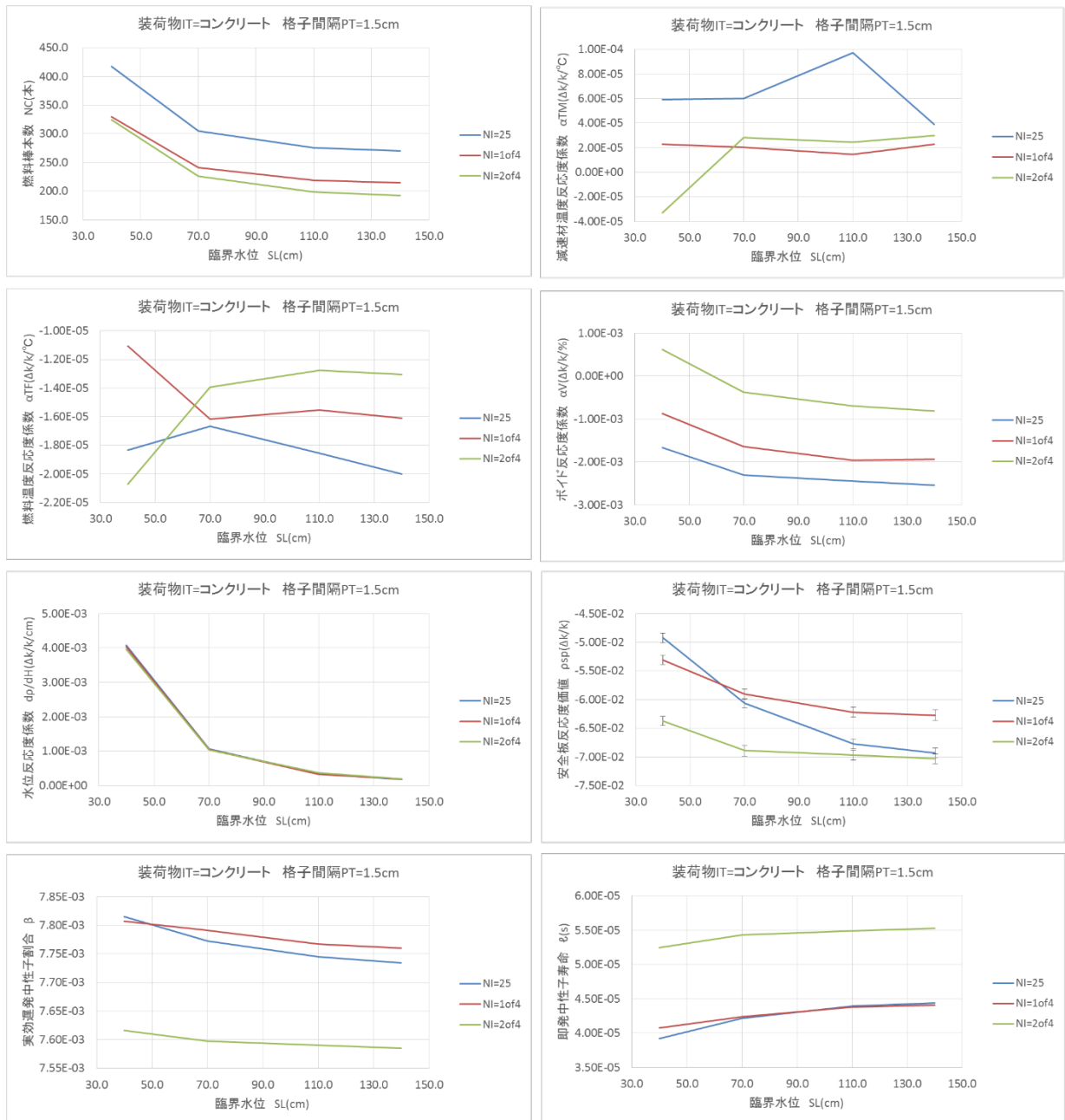


図 6.2.5-9 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.5 cm)

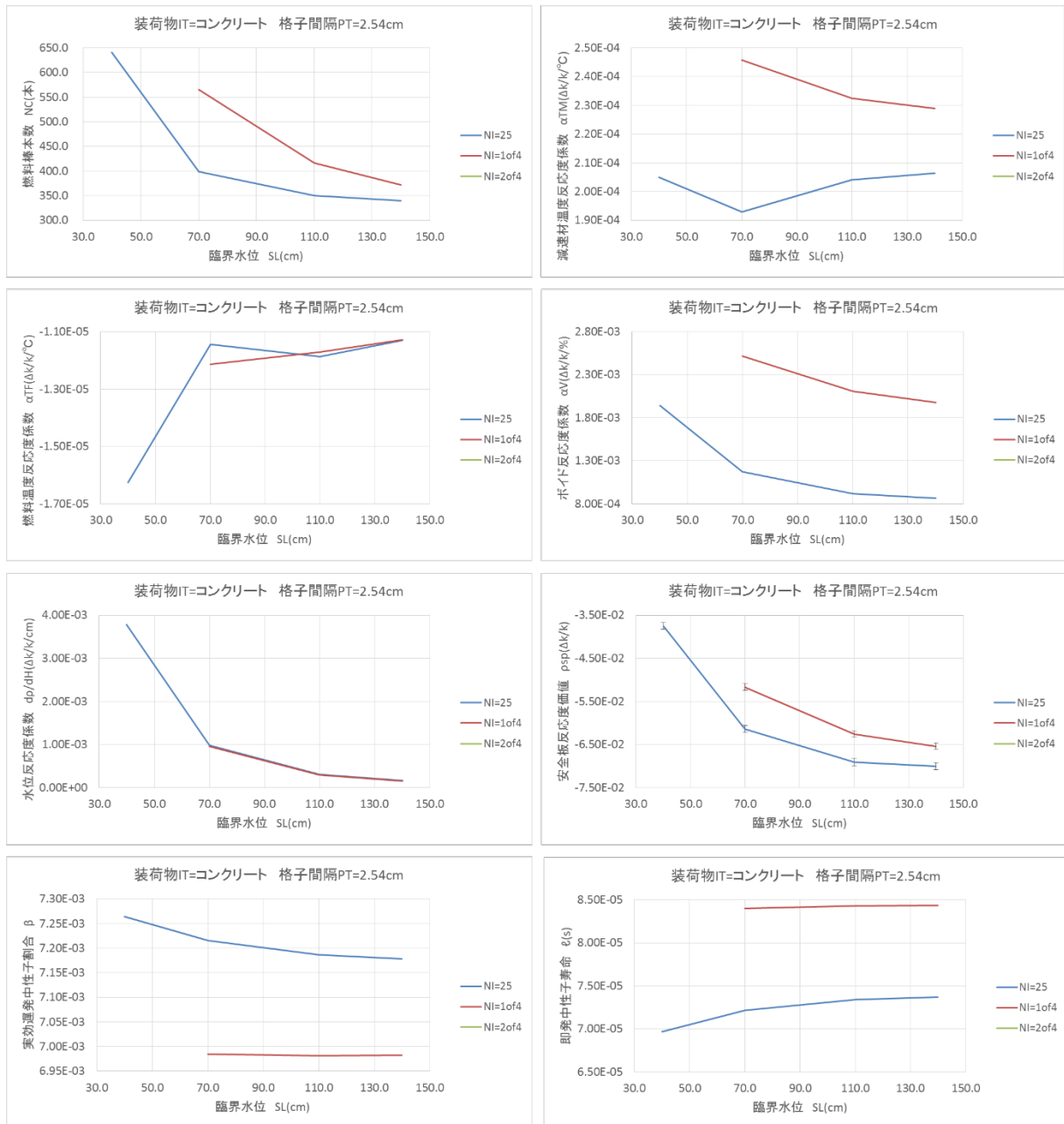


図 6.2.5-10 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=2.54 cm)

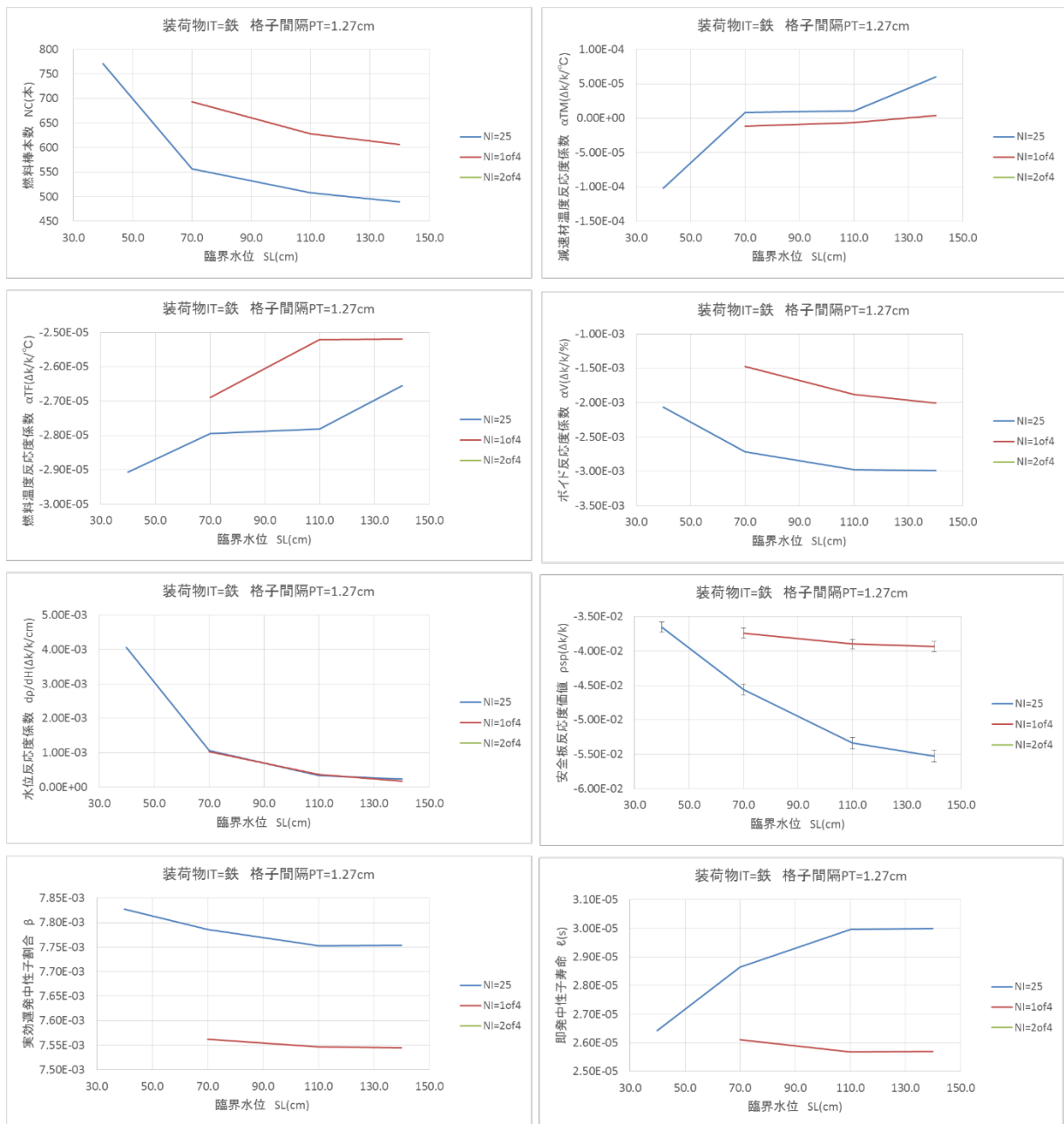


図 6.2.5-11 IT=鉄、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.27 cm)

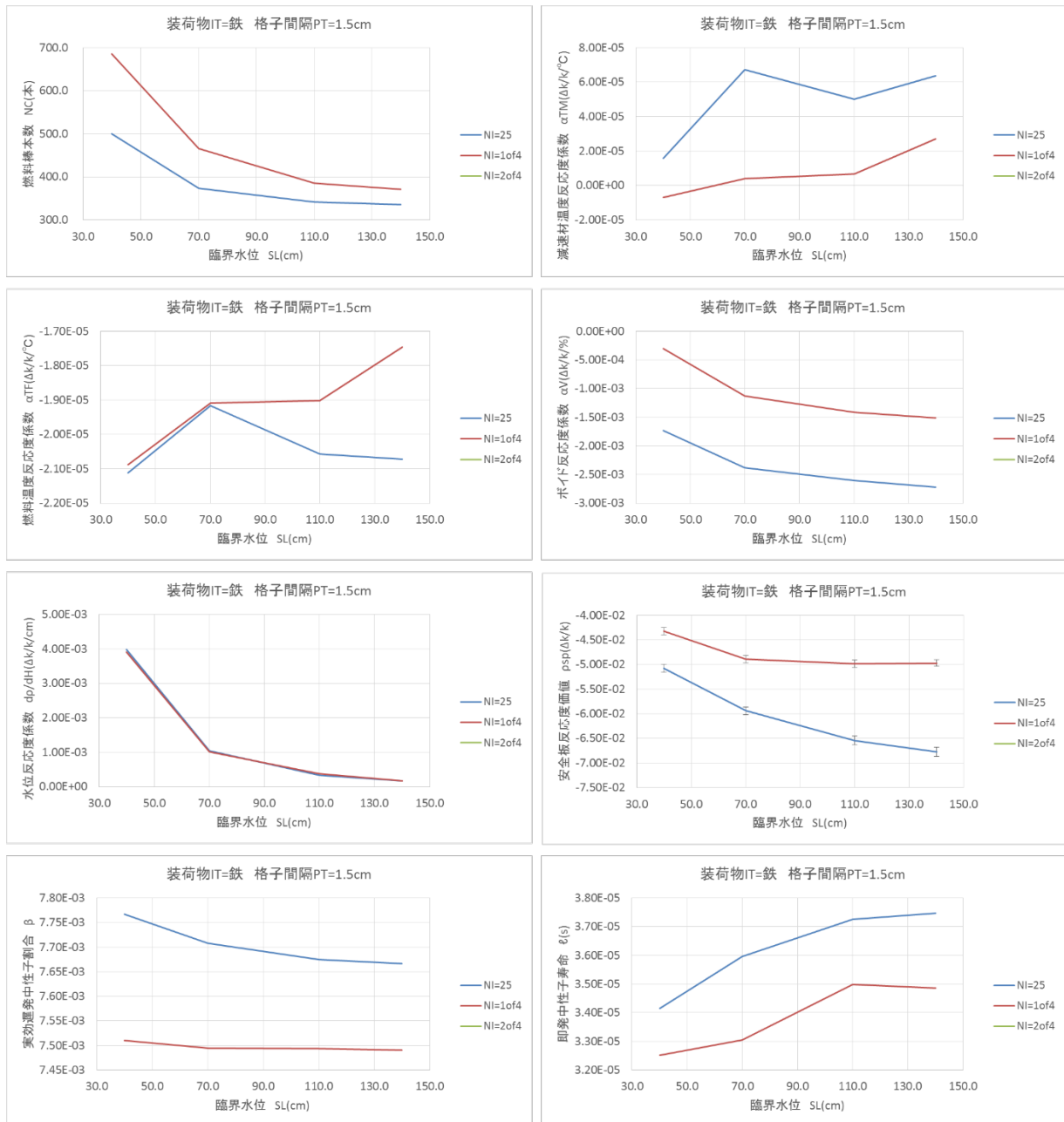


図 6.2.5-12 IT=鉄、IP= C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.5 cm)

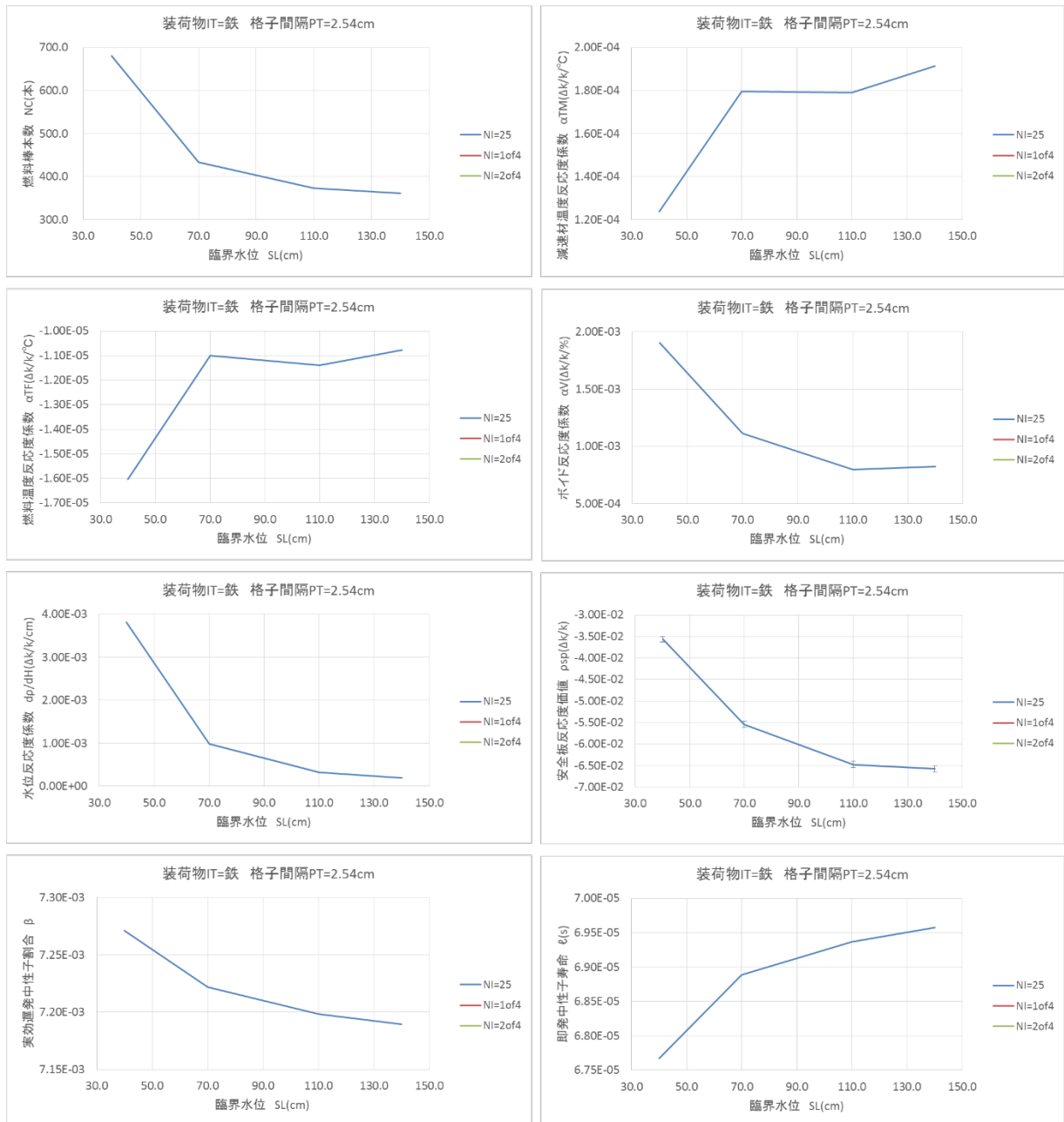


図 6.2.5-13 IT=鉄、IP= C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (NC)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=2.54 cm)

6.2.5.2 海水水没炉心 (MVP による燃料棒本数)

MVP による臨界サーチ結果を、安全板挿入の場合について図 6.2.5-11 に、未臨界板挿入の場合について図 6.2.5-12 にまとめた。

6.2.5.3 臨界サーチ (MVP によるボロン濃度)

解析した海水水没炉心の結果、即ち、安全板を挿入した場合と未臨界板を挿入した場合における臨界燃料棒本数の少ない方の炉心を選定し、それらの炉心に対して SL (水位) 別の臨界ボロン濃度サーチを MVP で行った。臨界ボロン濃度のサーチ結果を図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 にまとめた。これらの図には、臨界となるボロン濃度 (PB) の他に、各炉心における DANTSYS による実効増倍率、減速材温度反応度係数、燃料温度反応度係数、ボイド反応度係数、水位反応度係数、動特性パラメータ及び MVP による安全板の反応度値も記載した。

6.2.5.4 減速材温度反応度係数 (DANTSYS)

DANTSYS による減速材反応度係数の解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

6.2.5.5 燃料温度反応度係数 (DANTSYS)

DANTSYS による燃料温度反応度係数の解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

6.2.5.6 ボイド反応度係数 (DANTSYS)

DANTSYS によるボイド反応度係数の解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

6.2.5.7 水位反応度係数 (DANTSYS)

DANTSYS による水位反応度係数の解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

6.2.5.8 安全板反応度値(MVP)

MVP による安全板反応度値の解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

6.2.5.9 動特性パラメータ (DANTSYS)

DANTSYS による動特性パラメータの解析結果を、臨界サーチ (NC) で求めた炉心については図 6.2.5-1～図 6.2.5-10 に、臨界サーチ (PB) で求めた炉心については図 6.2.5-13～図 6.2.5-22 に示す。

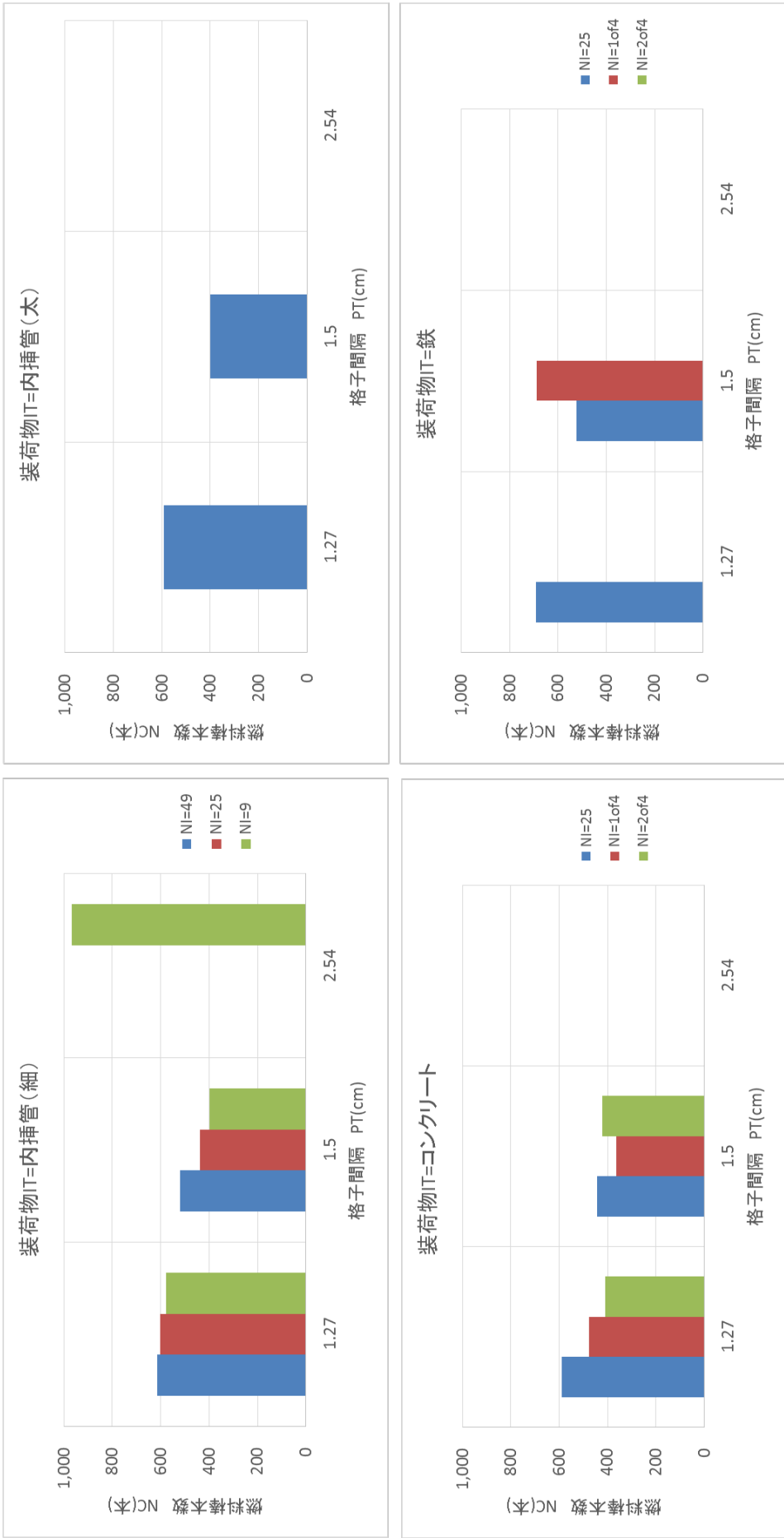


図 6.2.5-14 安全板を挿入した場合の海水水没炉心における臨界サーチ結果 (NC)

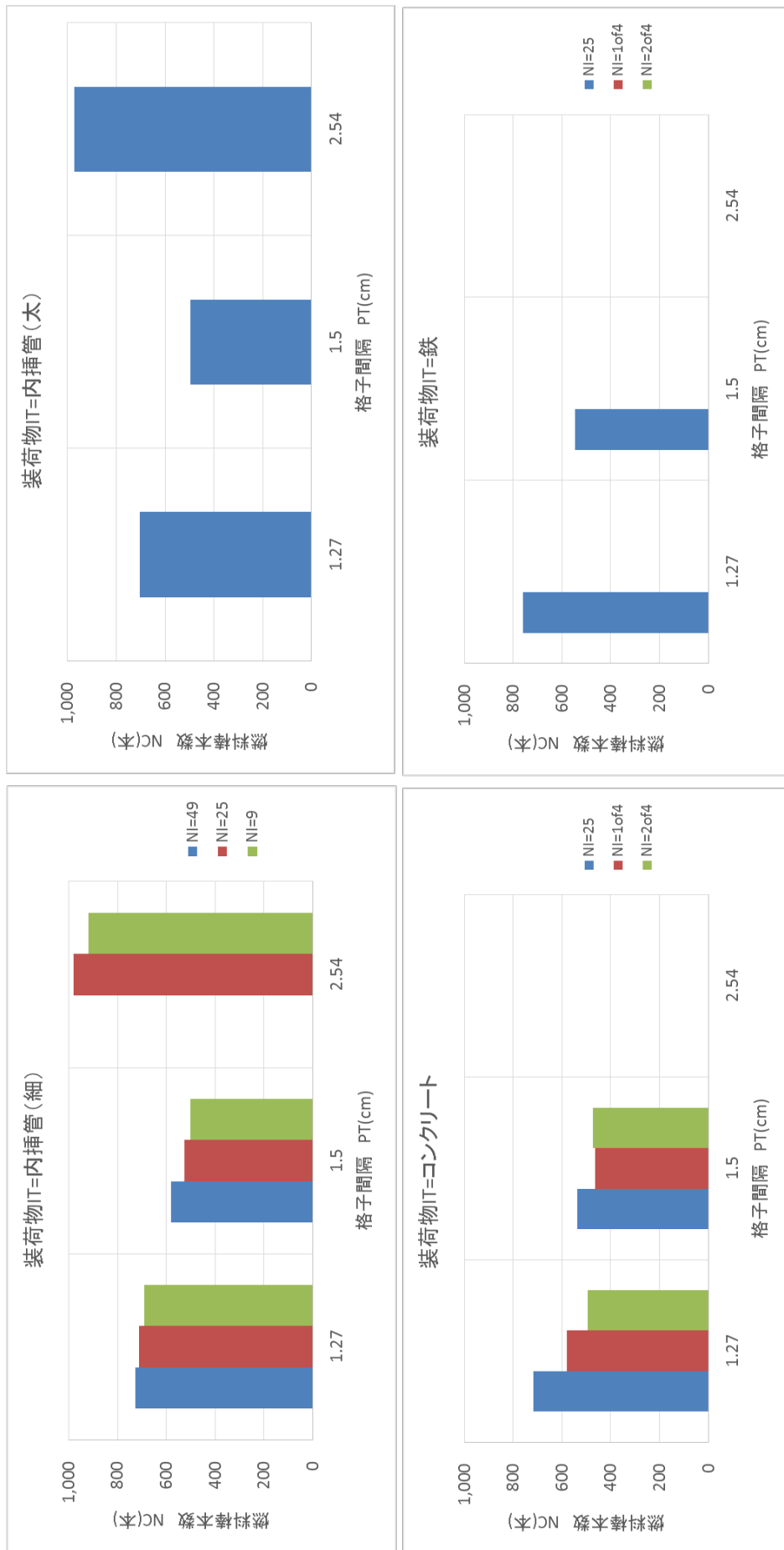


図 6.2.5-15 未臨界板を挿入した場合の海水水没炉心における臨界サーチ結果 (NC)

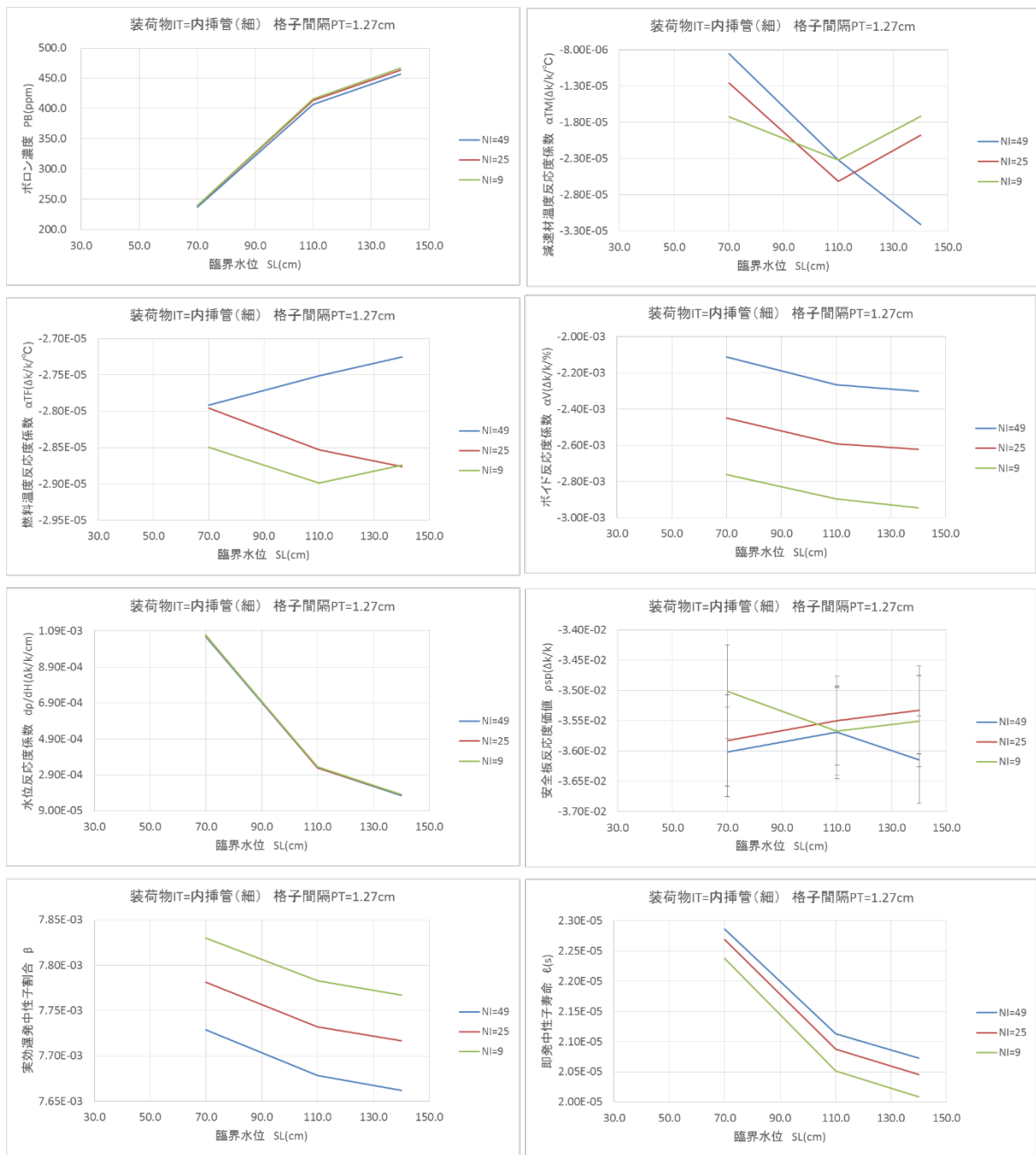


図 6.2.5-16 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(PB)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果(PT=1.27 cm)

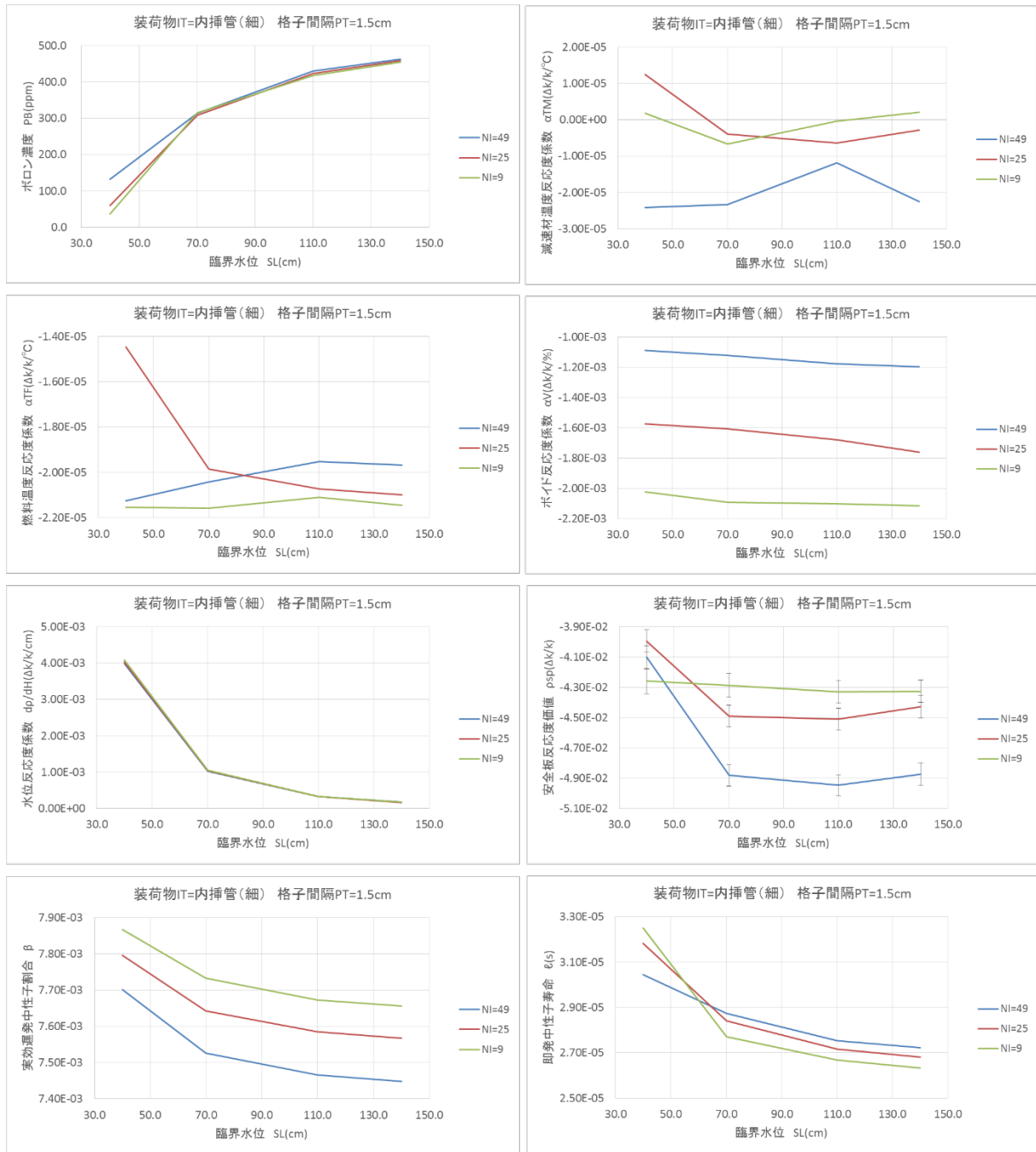


図 6.2.5-17 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(PB)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果(PT=1.5 cm)

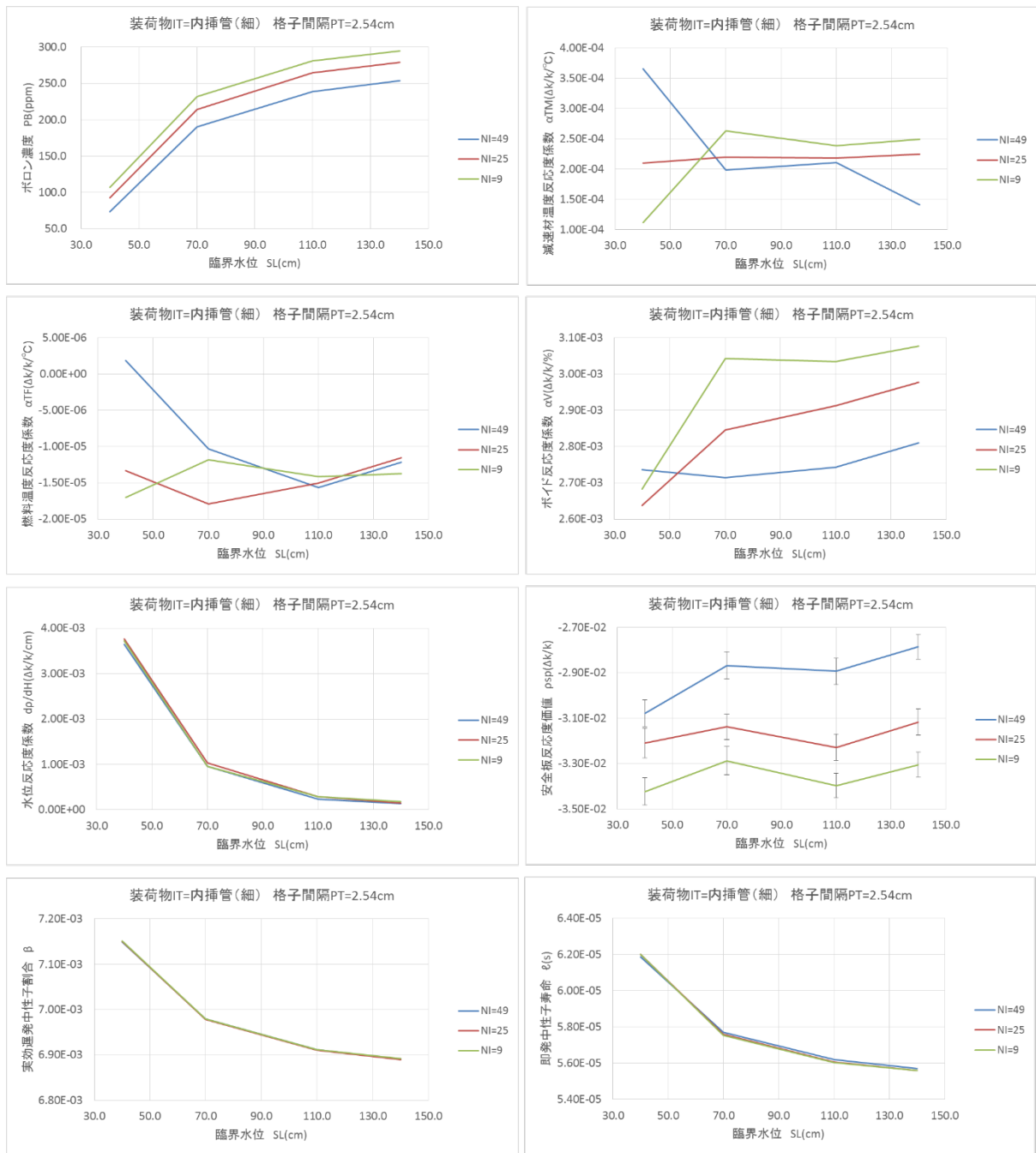


図 6.2.5-18 IT=内挿管(細)、IP=D-3における臨界サーチ結果(PB)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果(PT=2.54 cm)

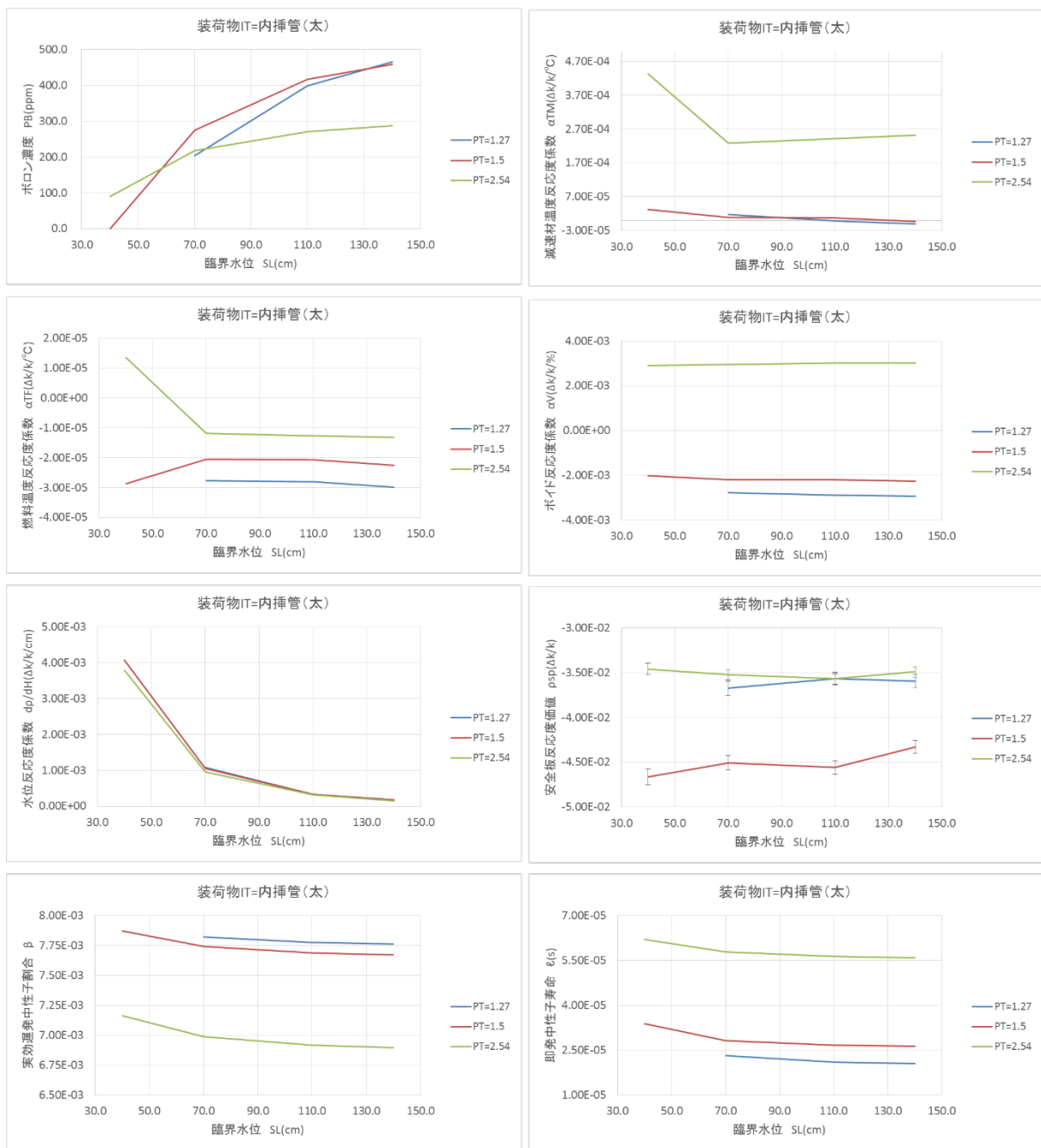


図 6.2.5-19 IT=内挿管(太)、IP=1,2,3における臨界サーチ結果(PB)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果

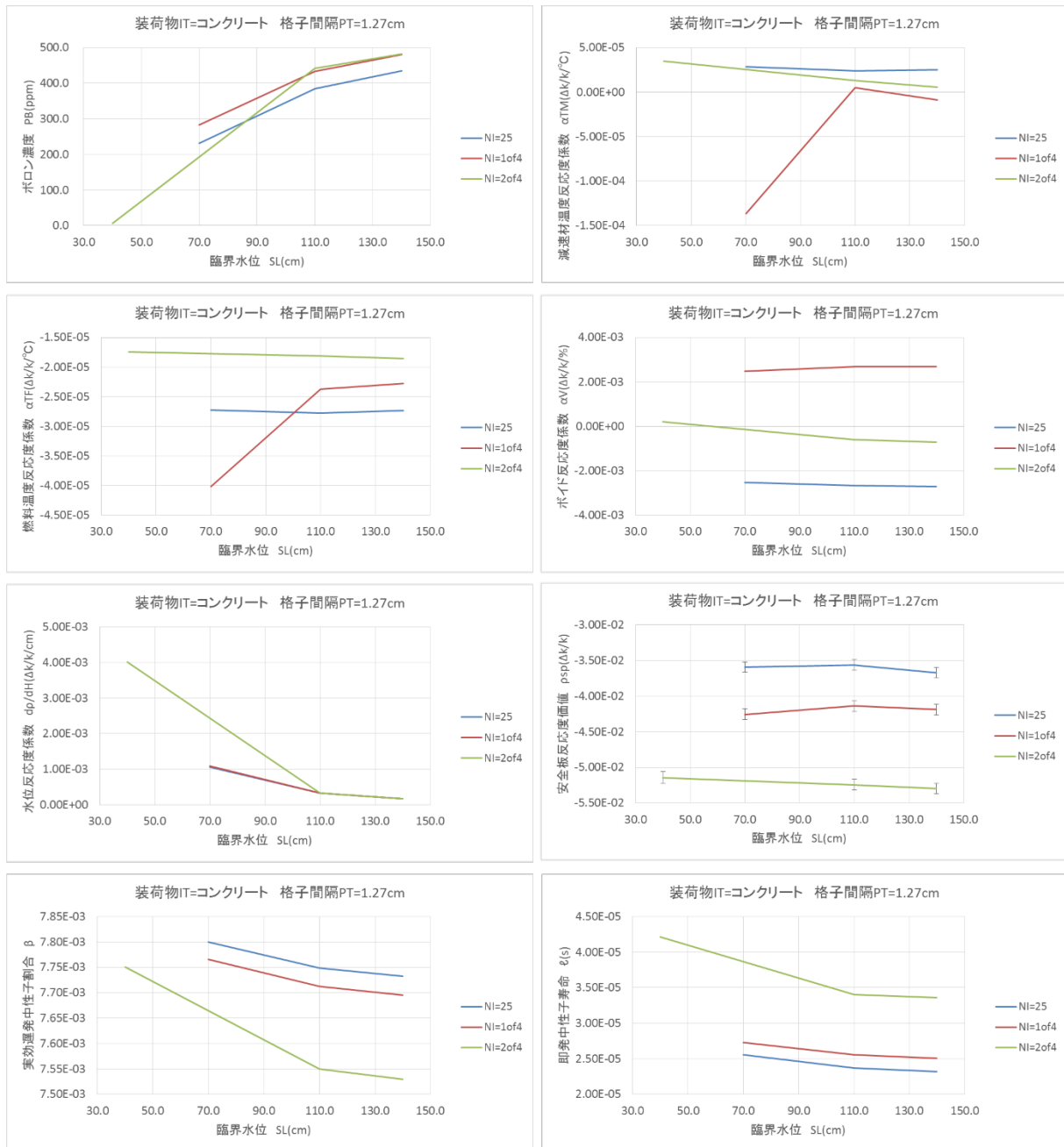


図 6.2.5-20 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.27 cm)

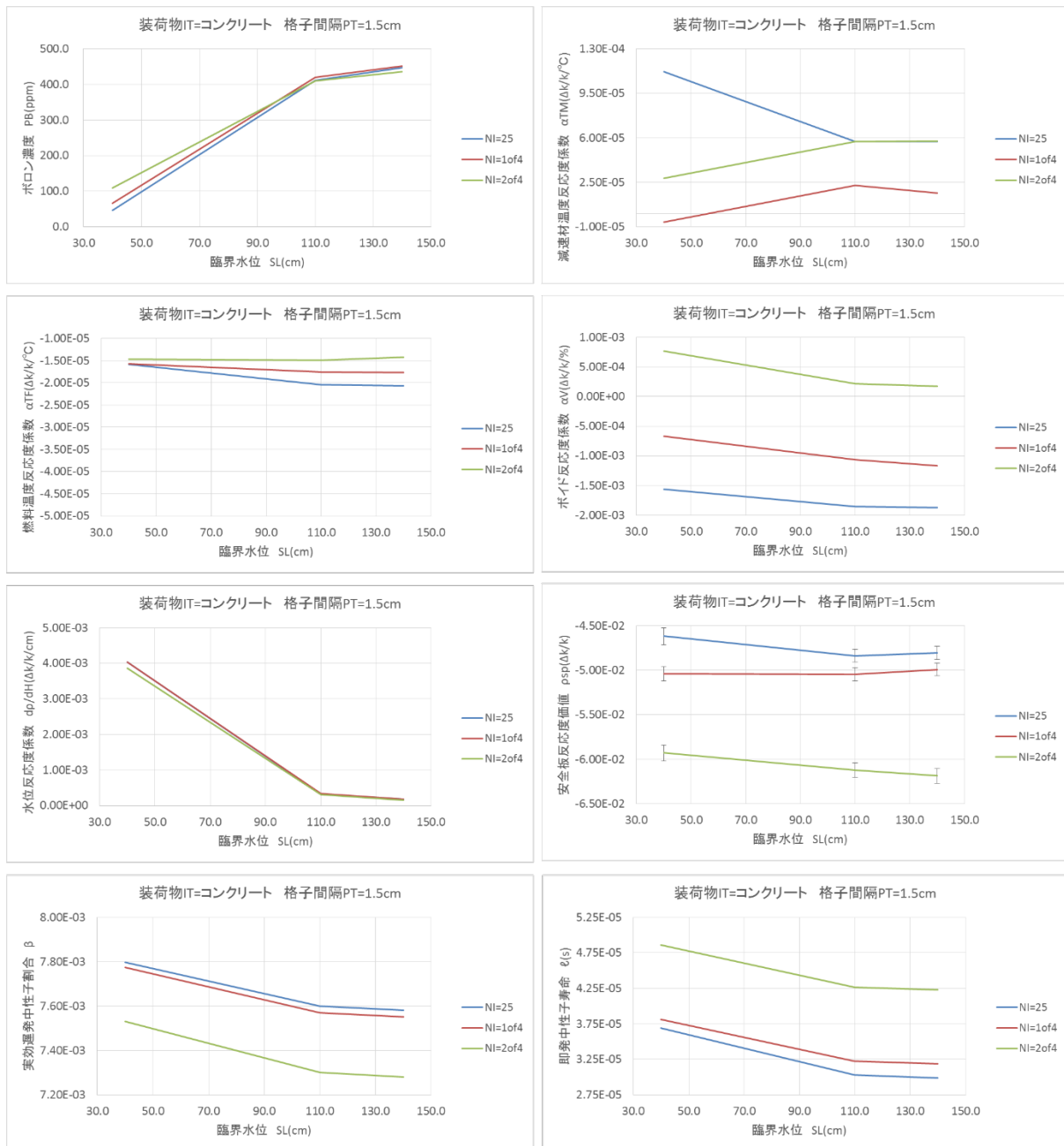


図 6.2.5-21 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.5 cm)

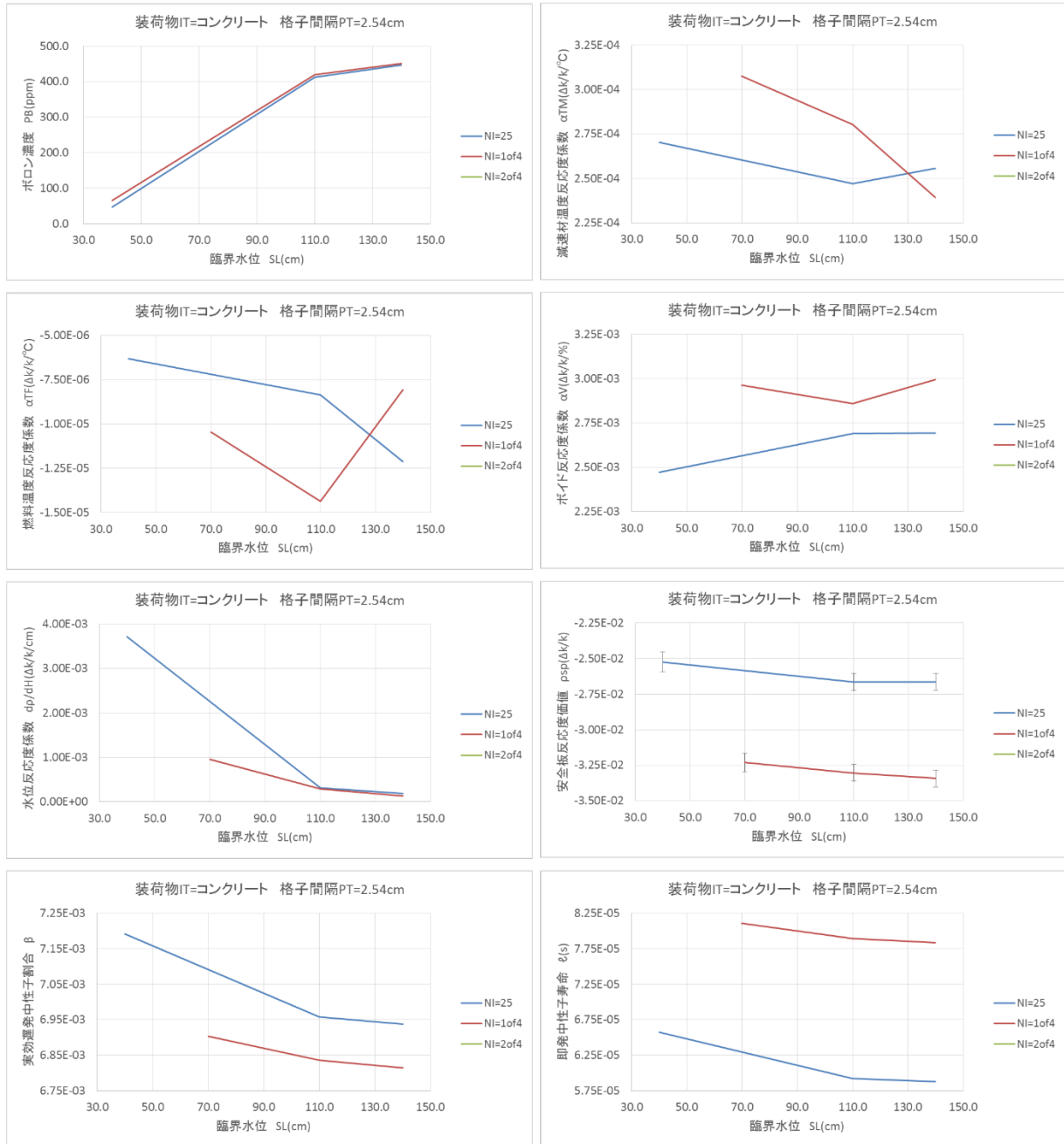


図 6.2.5-22 IT=コンクリート、IP=C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=2.54 cm)

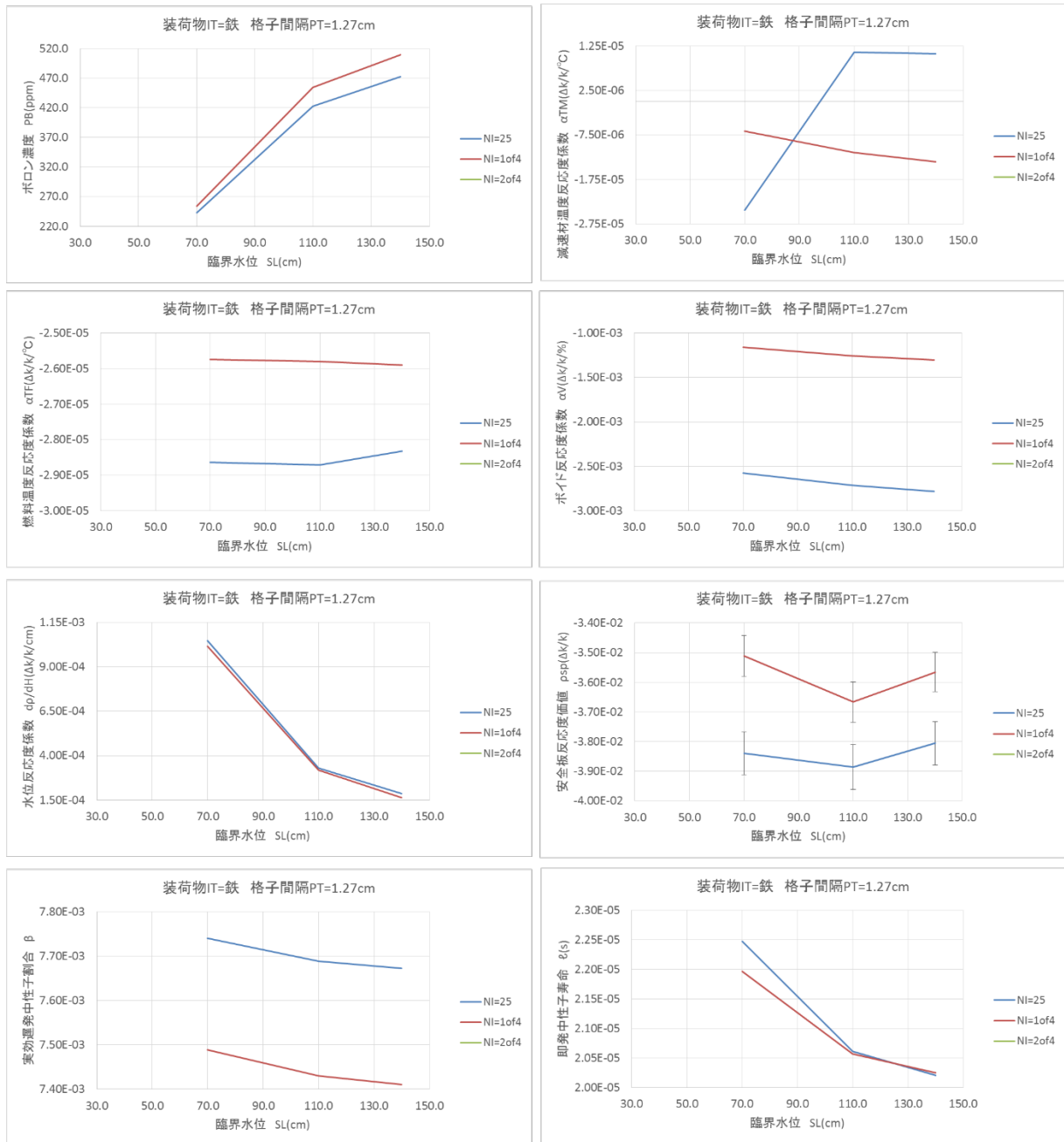


図 6.2.5-23 IT=鉄、IP= C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度値及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.27 cm)

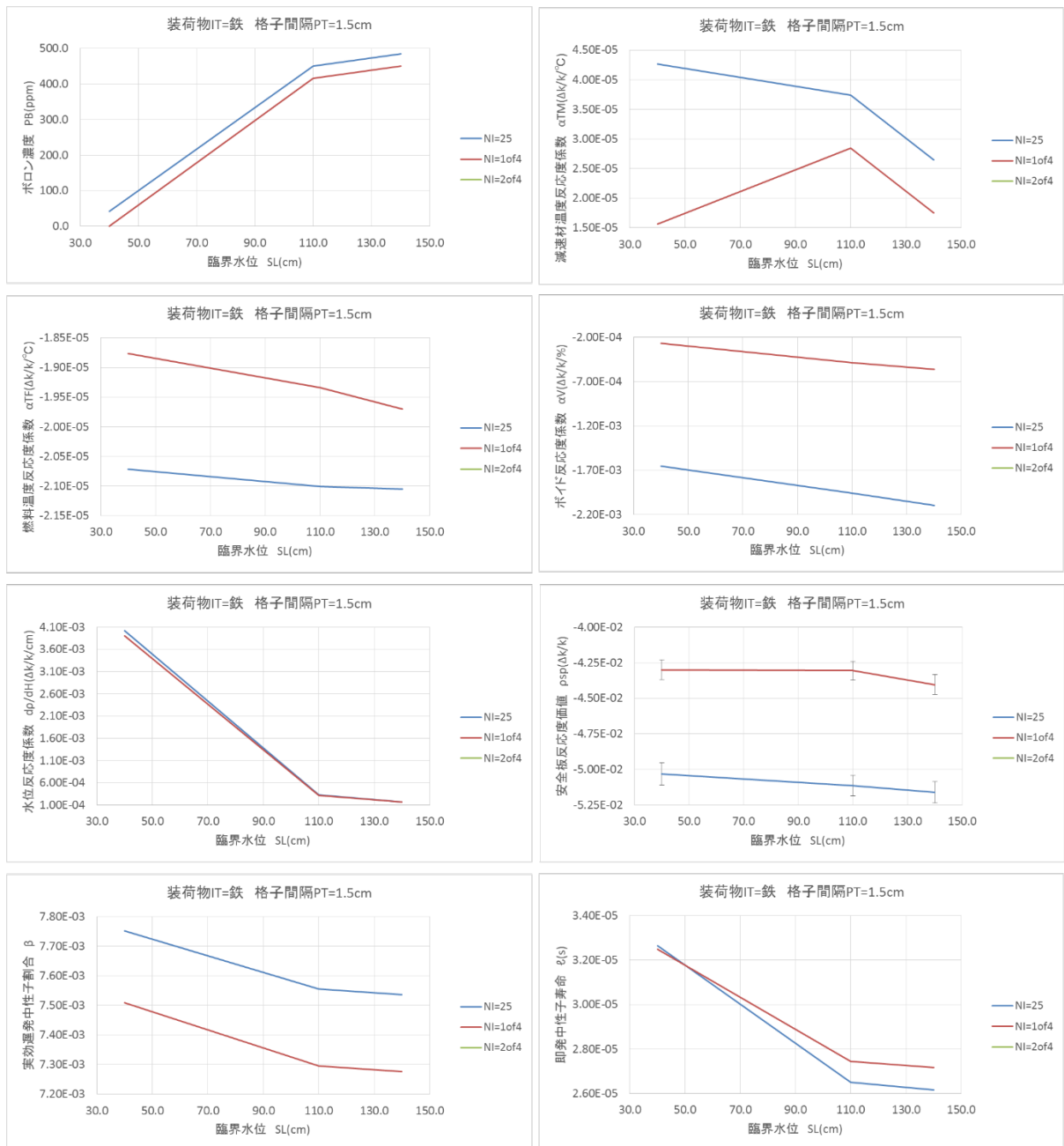


図 6.2.5-24 IT=鉄、IP= C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果 (PT=1.5 cm)

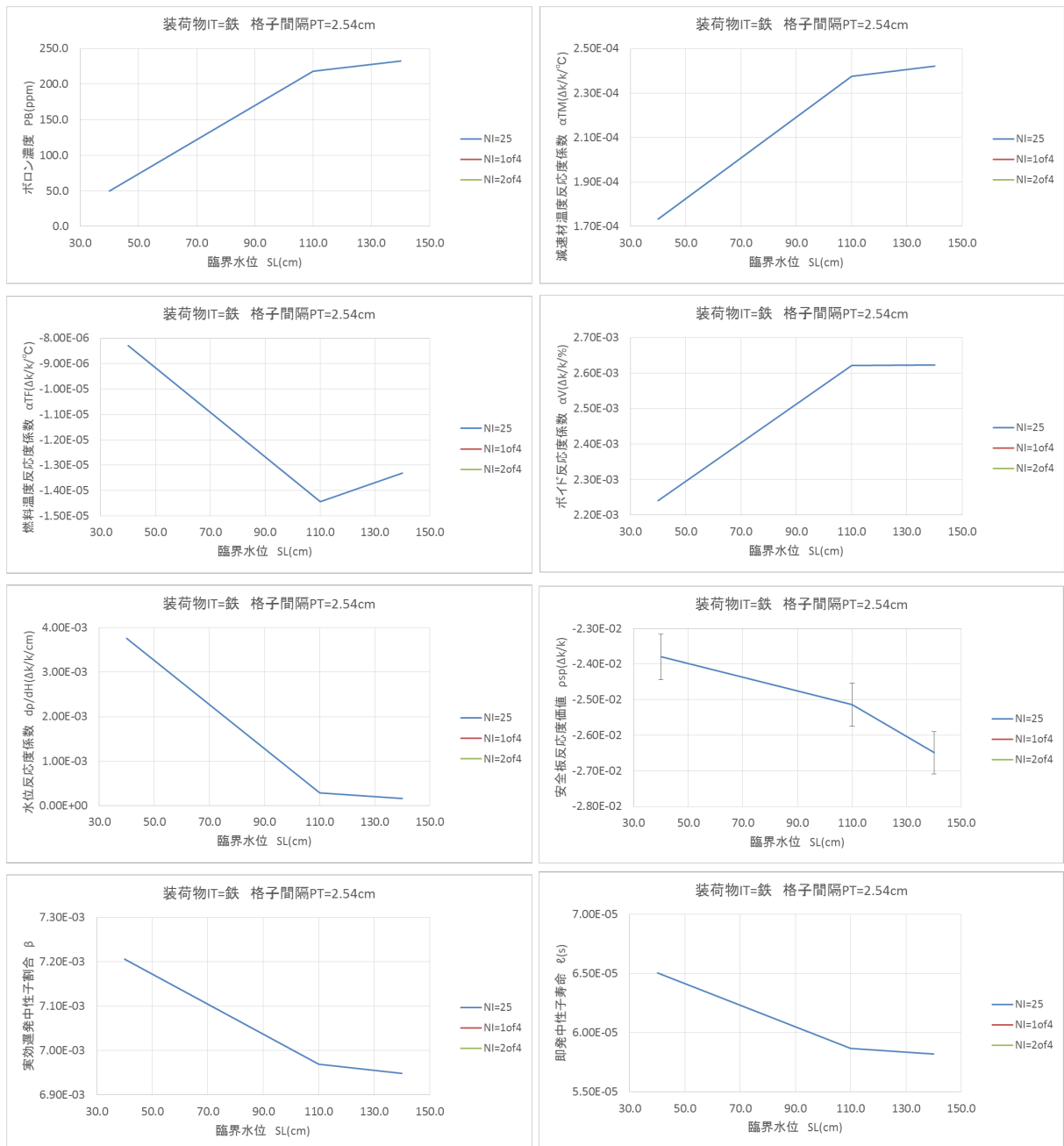


図 6.2.5-25 IT=鉄、IP= C-1, D-2 における臨界サーチ結果 (PB)、各反応度係数、安全板反応度係数及び動特性パラメータの解析結果 (PT=2.54 cm)

6.2.6 まとめ

STACY 炉心に内挿管又はデブリ構造材模擬体を挿入した場合に臨界となる燃料棒本数、海水水没時に臨界とならない燃料棒本数、海水水没を想定したボロン濃度、減速材温度反応度係数、燃料温度反応度係数、ボイド反応度係数、水位反応度係数、安全板反応度価値、実効遅発中性子割合、即発中性子割合について算出した。今後、この結果を基に内挿管の設計及び工事の計画の認可取得を目指す。

6.3 デブリ構造材模擬体の試作

6.3.1 目的及び概要

定常臨界実験装置 STACY において、燃料デブリの臨界特性を把握するため、燃料デブリに含まれていると考えられる原子炉構造材（ステンレスやコンクリート等）を炉心に装荷する実験を計画している。実験には、燃料デブリ構造材の組成を模擬した実験用装荷物（以下「デブリ構造材模擬体」）を用いる予定である。

デブリ構造材模擬体は、燃料デブリに含まれていると考えられるコンクリート等が封入された装荷物であり、実験装荷物駆動装置のサンプル収納部に装荷して使用する短尺のもの、炉心の格子板に装荷して使用する長尺のものがある。短尺、長尺の模擬体は外径 9.5 mm 内径約 7.5 mm で長さがそれぞれ約 360 mm と約 1500 mm である。実験では多数の構造材模擬体が必要であり、安定的な品質をもった模擬体を製作する手法の確立が求められる。しかし、模擬体製作に向けては模擬材料及び被覆管の観点から課題が存在する。

模擬材料としてコンクリートの組成を模擬するものを製作する場合、一般的なコンクリートには粗骨材と呼ばれる石が含まれるため、内径の小さな模擬体にそのまま装荷することは困難であり、コンクリート組成を模擬した材料及びその充填方法について検討する必要がある。また、実験精度の観点から、組成や形状の均一性について調査する必要がある。

被覆管には実験的な観点から中性子吸収断面積が小さく、入手がしやすいアルミニウムを使った被覆管を検討する。炉心に装荷することから水密性が求められるため、溶接方法を検討し、水密試験によって水密性が確保できることを確認する必要がある。

以上より、本作業では、構造材模擬体の製作方法を確立するため、コンクリート構造材模擬体の試作を行い、コンクリート模擬材料及び被覆管の製作方法を検討した。

6.3.2 コンクリート模擬材料及び充填方法の検討

コンクリート模擬材料の充填方法として、ペレット状にコンクリート模擬材料を加工し、封入する方法と粉体状にして充填する 2 つの方法について検討した。検討の結果、ペレット状に充填する手法が有望である結果を得た。

(1) ペレット充填

i) 製作方法

ペレットは、コンクリートの主成分であるモルタル材を主材料に製作を行った。モルタルには流動性のあるモルタルとして知られるグラウト材（製品名：グラウトミックス）を採用した。グラウト材には、個体差があり、比較的大きな砂粒が混在している。製作においては、ペレットを均一に製作するため、500 μm 以上の粒を取り除き、乾燥珪砂 7 号に置換することで調整を行った。図 6.3-1 に材料調整の様子を示す。

次に、モルタルの混練・試験の様子を図 6.3-2 に示す。混練においては調整したモルタル材と水（純水）を計量し混練する。混練物の性状を確認するため、流動性試験（J14 ロート・JIS フロー）及び密度の測定を行った。

図 6.3-3 に型枠充填の様子を示す。製作では、ペレットの径と同じストロー及びプラスチック製の容器を型枠として利用した。検品したストローを束ねてプラスチック容器に挿入できるように加工する。ストロー束を一度取り出した後、混練物をプラスチック容器に入

れ、振動機を用いて振動させ、脱泡する。その後、振動を与えながら、ストロー束を容器にゆっくりと挿入する。脱泡状態を確認し、ラップとビニールテープを用いて試料を覆い、20℃の実験室環境において封緘養生を行う。

図 6.3-3 に整形と養生の様子を示す。20℃の恒温室にて成形・養生をした後、硬化したモルタル材（硬化体）の入ったプラスチック容器の下部を切断する。硬化体を解体し、ストローの束を 1 本ずつに分解する。分解した硬化体の外側のストローを剥がし、表面の気泡を確認する。硬化体の両端を切断し、長さを調節し、ペレット状に加工する。このとき、楕円性について形状を確認する。出来上がりペレットを 105℃で乾燥させ、その後、重量及び寸法（長さ、直径）を測定する。



図 6.3-1 モルタルの調整

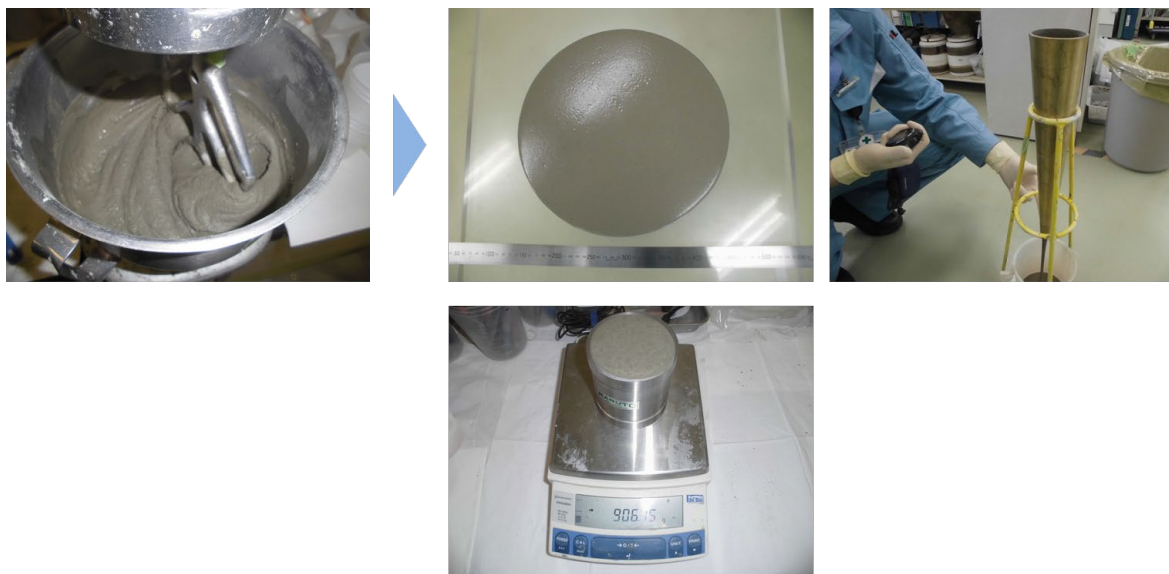


図 6.3-2 モルタルの混練・試験

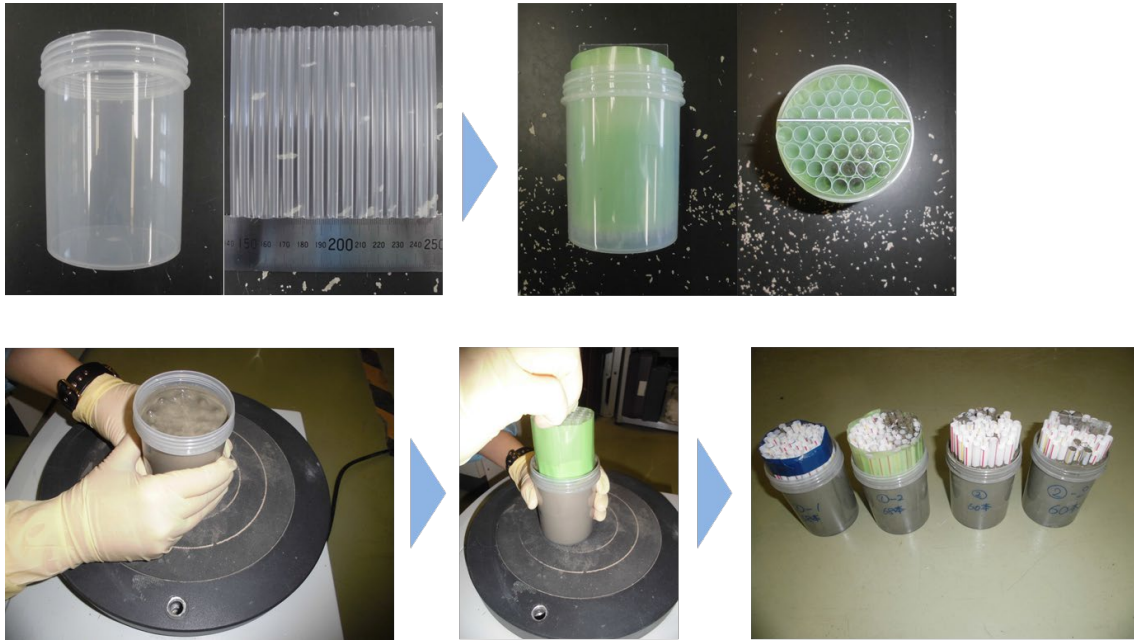


図 6.3-3 型枠充填

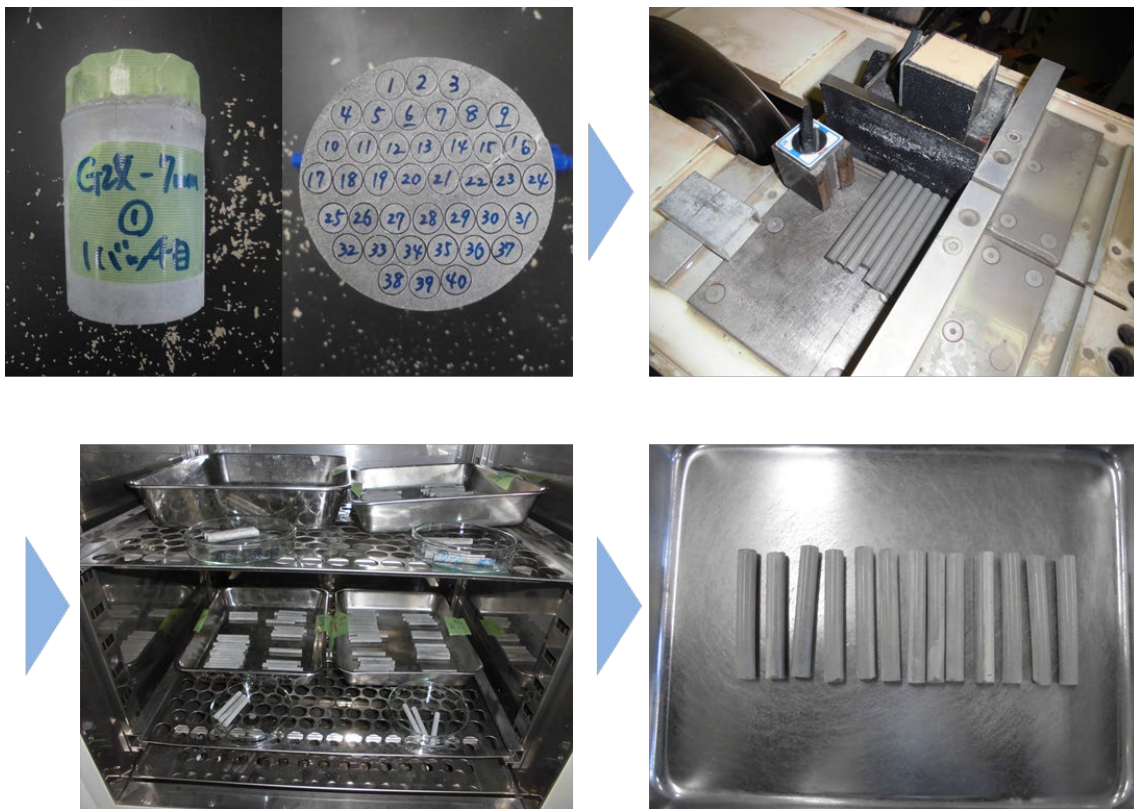


図 6.3-4 整形と養生

ii) ペレットの寸法・組成

製作したペレットの内、気泡の混入や扁平などのあったものを除いた 38 個について、長さ、直径及び質量を測定し、密度を求めた結果を表 6.3-1 に示す。これらの寸法及び密度については、最大 1.2% 程度の相対偏差で製作が可能であることが分かった。なお、ペレット

での充填においては、ペレット状に加工後、外観、寸法及び密度について確認できることから品質を担保する上での利点がある。

ペレットの組成について、組成の分析は非破壊で行うことのできる蛍光 X 線分析 (XRF) 法及び X 線回折 (XRD) 法を用いた。表 6.3-2 に XRF 法による化学組成の測定を 19 試料に対して行った結果を示す。コンクリートの主要な成分であるケイ素やカルシウム、アルミニウムについては相対偏差が 10%以下で製作可能であることが分かった。

表 6.3-1 ペレット加工の結果

項目	平均値	相対偏差
直径[mm]	6.97	1.21%
長さ[mm]	49.3	0.79%
密度[g/cc]	2.07	0.72%

表 6.3-2 XRF 法による化学組成の測定結果

	組成[w%]	相対偏差[%]
Na ₂ O	0.8	17
MgO	1.5	5
Al ₂ O ₃	8.5	2
SiO₂	39	5
P ₂ O ₅	0.3	6
SO ₃	3.1	6
K ₂ O	0.8	3
CaO	42.9	4
TiO ₂	0.2	18
MnO	0.2	170
Fe ₂ O ₃	2.7	13

(2) 粉体充填

i) 製作方法

充填する粉体は硬化コンクリートを粉砕して作成する。粉砕にはスタンプミル及び乳鉢を用いる。作成した粉体を図 6.3-5 に示す。

次に、充填の様子を図 6.3-6 に示す。被覆管の片側を封止した状態で作業する。1 回あたり 3.0 g の粉体を計量し、漏斗を用いて被覆管内に注ぎ込む。粉体を漏斗や管の途中に附着した粉体を落とし込んだ後、振動台上でタッピングを行い、底が平な円柱状の金属製の棒で内部を押し固める。この作業を底部の位置から燃料長と同じ長さである 1468 mm の位置まで充填されるまで繰り返す。

この一連の充填作業で 1 本のコンクリート模擬体を製作するのに 3 時間程度の時間が必要であった。金属棒を挿入する必要があるため、高さ方向に広い空間が必要であった。また、後述する水密試験において、試験方法に課題が生じることが明らかとなった。



図 6.3-5 粉体充填に用いる粉体

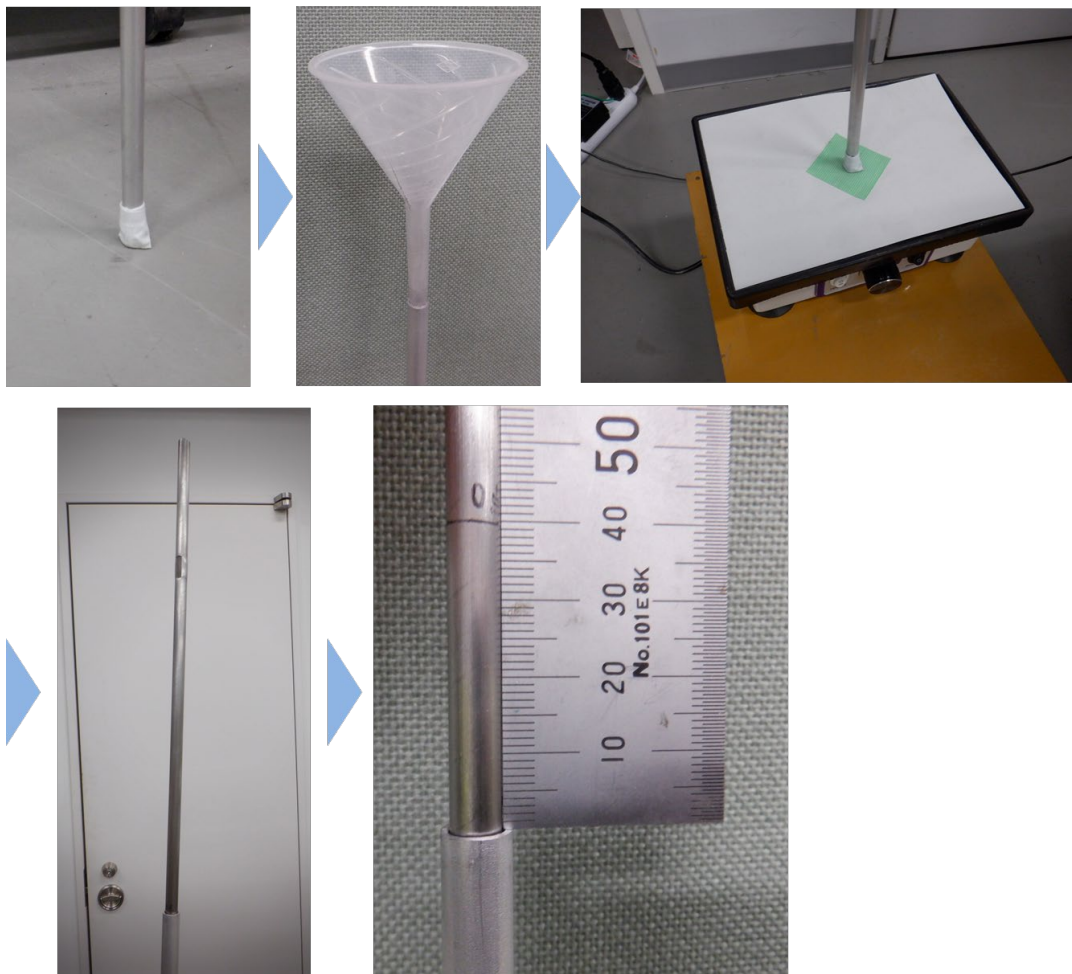


図 6.3-6 粉体の充填方法

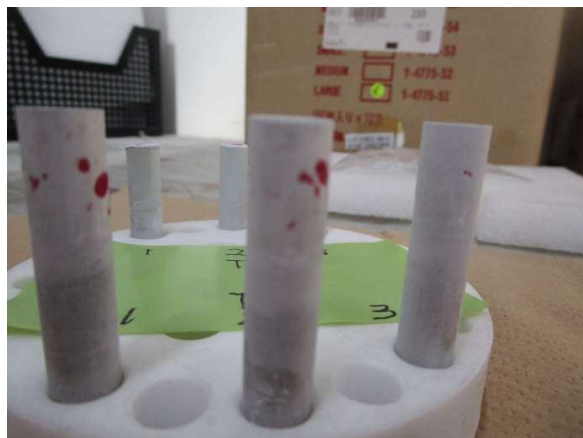


図 6.3-9 浸透探傷検査の結果
(発色が見られる。)

ii) レーザー溶接

レーザー溶接においても Tig 溶接と同時に 2 種類の開先形状を検討するとともに、ダウンスローブや溶接速度、シールガスなどの調整を実施した。外観、放射線透過 (RT) 及び浸透探傷試験 (PT) の結果を図 6.3-10 に示す。いずれの試験も問題が無い条件を確立することができた。

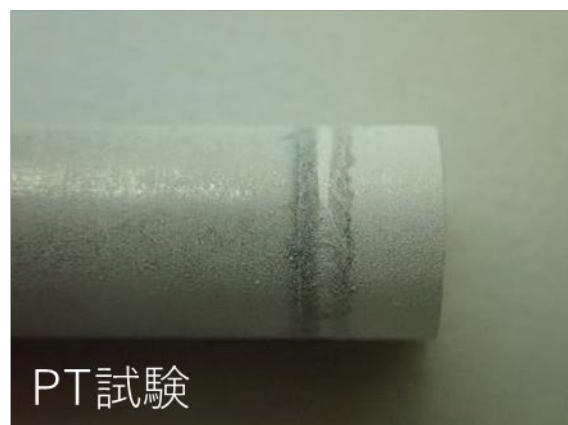
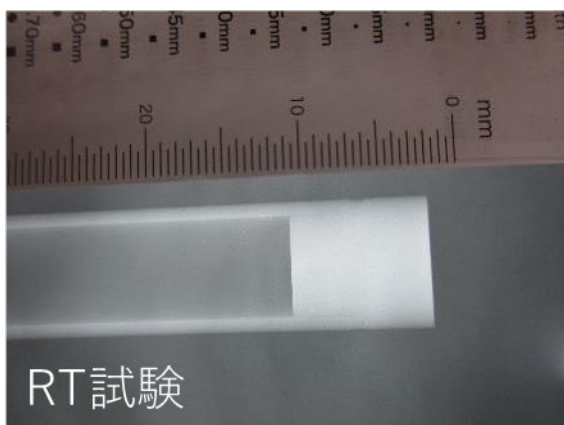
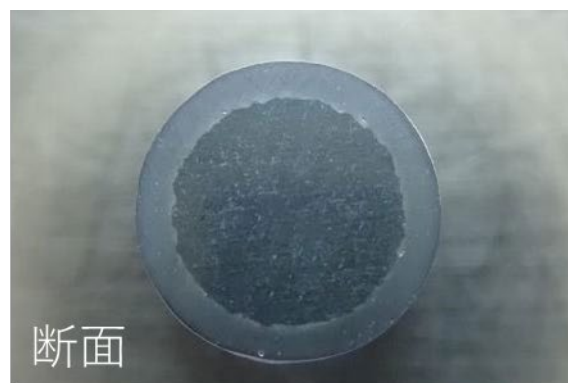
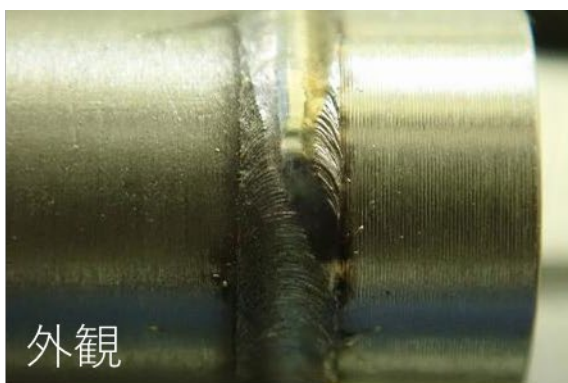


図 6.3-10 レーザー溶接に対する外観、放射線透過 (RT) 及び浸透探傷試験 (PT) 試験の結果

(2) 水密試験

デブリ構造材模擬体は 2 m の水柱の外圧に対して水密性を保つ必要がある。一般的な非破壊の漏れ試験として JIS Z 2330 に規定されている試験の中から本作業に適応できるものとして、「ヘリウム漏れ試験」を採用した。

ヘリウム漏れ試験の概略図を図 6.3-11 に示す。ヘリウム漏れ試験はヘリウムガスとヘリウムリークディテクタを用い、ヘリウムの漏れを検知する手法である。被覆管溶接部をヘリウムガスで満たすと同時に、被覆管の開栓部からヘリウムディテクタに接続し、被覆管内部を真空排気する。このとき、ヘリウムディテクタを用いてヘリウムガスの漏れの有無を検出する。この手法では、被覆管内部の圧力が大気圧から約-100 kPa となるため、2 m の水柱の外圧 (20 kPa) の 5 倍の圧力が加わる。したがって、ヘリウム漏れ試験によって、想定する水密性を試験できるものとした。

本手法を用いて、前述の各種試験に問題がなかったレーザー溶接の水密性を確認したところ問題ないことが確認された。

なお、実際の試験において、ヘリウム漏れ試験をコンクリート模擬材料が充填された被覆管に用いる場合、ペレット充填では問題なく適用できるものの、粉体充填では、ヘリウムの移動が制限されてしまうため適応できない可能性が示唆された。

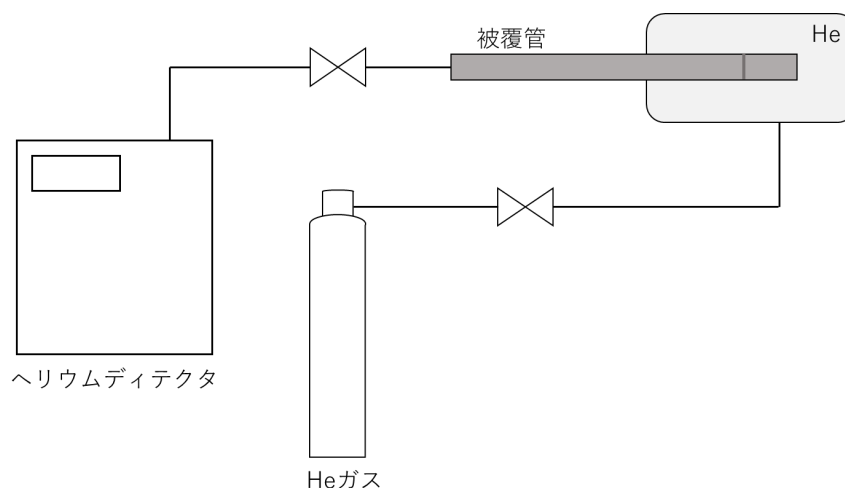


図 6.3-11 ヘリウム漏れ試験の概略図

(3) 強度評価

コンクリート構造材模擬体は水温の変化 (25°C~80°C) における内圧及び運用におけるたわみの影響を受ける。本作業においては、計算によって内圧の上昇及びたわみによる応力を計算し、コンクリート模擬体の被覆管の健全性が保たれることを確認した。

i) 圧力計算

コンクリート模擬体の内圧の上昇を内部の空気と蒸気圧によるものと仮定し、内圧を計算した。空気の圧力は温度が常温 (25°C) から 80°C まで変化した場合について、ボイル・シャルルの法則を用いて計算した。0.0187 MPa と評価した。また、蒸気圧については、日本機械学会「蒸気表」より、0.0442 MPa と評価した。これらより、内圧は 0.0629 MPa と評価した。

耐圧強度計算を端栓の厚さ及び被覆管の厚さに対して実施した。端栓の平板の必要厚さ (t) は式(6.3-1)により計算した。

$$t = d \cdot \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}} \quad (6.3-1)$$

ここで各パラメータの内容及び値は表 6.3-3 の通りである。使用材料にはアルミニウム材 A5052BE-O の呼び厚さ (t_{no}) 5 mm のものを採用した。計算の結果、 $t_{min} > t$ となり、強度は十分であることを確認した。

次に、被覆管の必要厚さ (t) については式(6.3-2)により計算した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (6.3-2)$$

ここで、各パラメータの内容及び値は表 6.3-4 の通りである。使用材料にはアルミニウム材 A5052TD-O の呼び厚さ (t_{no}) 1 mm のものを採用した。計算の結果、 $t_{min} > t$ となり、強度は十分であることを確認した。

表 6.3-3 端栓の厚さの評価に用いたパラメータ及び計算結果

記号	表示内容	単位	値
d	平板の径	mm	7.5
K	取付方法による係数	-	0.5
P	最高使用圧力	MPa	0.0629
S	許容引張応力	N/mm ²	42
t	平板の必要厚さ	mm	0.21
t _{no}	平板の呼び厚さ	mm	5
t _{min}	平板の最小厚さ	mm	4.5

表 6.3-4 被覆管の厚さの評価に用いたパラメータ及び計算結果

記号	表示内容	単位	値
P	最高使用圧力	MPa	0.0629
D ₀	管の外径	mm	9.5
S	許容引張応力	N/mm ²	44
η	継ぎ手効率	-	1
t	平板の必要厚さ	mm	0.0068
t _{no}	平板の呼び厚さ	mm	1
t _{min}	平板の最小厚さ	mm	0.92

ii) 応力計算

最大曲げ応力は式(6.3-3)で計算した。

$$\sigma = \frac{M}{Z} \quad (6.3-3)$$

ここで M 及び Z は最大曲げモーメント及び断面係数であり、それぞれ式(6.3-4)及び式(6.3-5)で求めた。

$$M = \frac{wL^2}{2} \quad (6.3-4)$$

$$Z = \frac{\pi}{32} \frac{d_2^4 - d_1^4}{d_2} \quad (6.3-5)$$

ここで、各パラメータの内容及び値は表 6.3-5 の通りである。

表 6.3-5 最大曲げ応力の評価に用いたパラメータ及び計算結果

記号	表示内容	値	単位
w	等分布荷重	0.0016	N/m
L	長さ	1500	mm
d ₁	内径	7.5	mm
d ₂	外径	9.5	mm
M	最大曲げモーメント	1768	N mm
Z	断面係数	51.5	mm ³
σ	最大曲げ応力	34.3	N/mm ²

許容曲げ応力 σ_a は、式(6.3-6)及び(6.3-7)より求めた。

$$\sigma_a = \frac{F}{1.5} \quad (6.3-6)$$

$$F = \min\{S_y, 0.7S_u\} \quad (6.3-7)$$

ここで、各パラメータの内容及び値は表 6.3-6 の通りである。ここで、設計降伏点及び設計引張強さについては A5052TD-O の値を用いた。以上より、最大曲げ応力の方が許容曲げ応力より小さくなるため、強度が十分であることが確認できた。

表 6.3-6 許容曲げ応力の評価に用いたパラメータ及び計算結果

記号	表示内容	値	単位
S _y	設計降伏点	69	N/mm ²
S _u	設計引張強さ	177	N/mm ²
σ_a	許容曲げ応力	46	N/mm ²

6.3.4 まとめ

本作業において、コンクリート構造材模擬体の試作を行った。試作はコンクリート模擬材料及び被覆管に着目し検討した。

コンクリート模擬材料の製作及び充填方法として、モルタル材を主成分とした材料をストロー状の枠を用いてペレット状に加工し充填する方法が有望であるという結果が得られた。加工の相対偏差としては 1.2%程度、組成における主成分のペレット間の相対偏差としては 10%以内であることが分かった。一方で、粉体による充填は硬化コンクリートの粉体を利用できるため、組成についての自由度があるものの、水密性試験などにおける課題があることが分かった。

被覆管の試作として、溶接工法の検討を行い、レーザー溶接によって溶接における各種試験及び水密性のためのヘリウム漏れ試験について条件を満たす溶接条件を整えることができた。また、強度の計算により、模擬体が十分な強度を持つことを確認した。

以上の結果から、コンクリート構造材模擬体の製作に向けて十分な知見を得ることができた。

第7章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備

7.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備

7.1.1 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2年度事業として輸送容器の年次点検並びに空輸送容器及び資機材等の移送準備を実施する。なお、当該燃料は露国で製作したものであり、令和4年2月のロシアによるウクライナへの侵攻の影響から、空輸送容器のロシア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 本とペレット取出し用 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

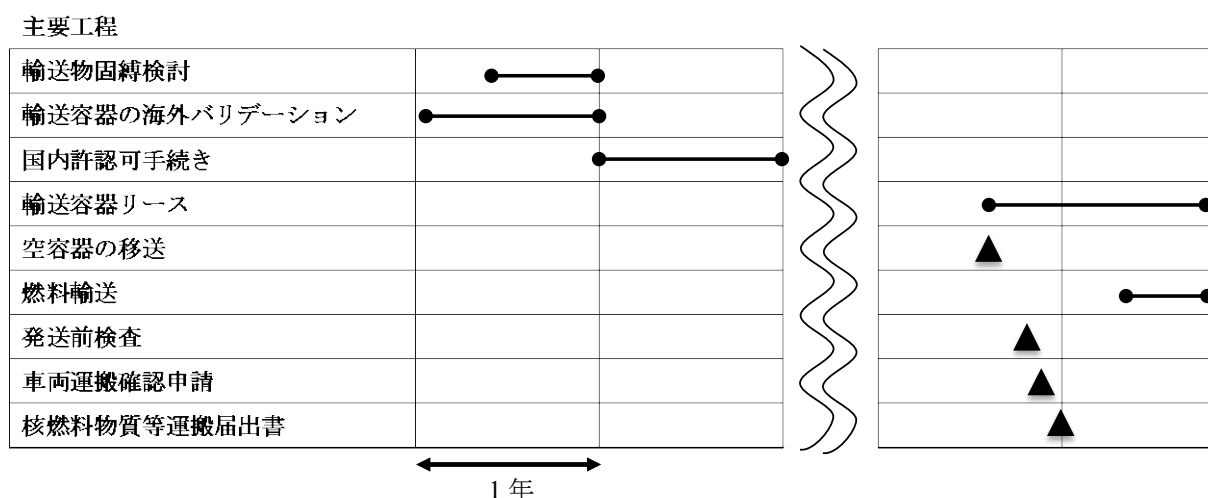
2) デブリ模擬体用粉末燃料

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 7.1-1 に示す。なお、ロシアのウクライナ侵攻の影響により、ロシア国内工場での発送前検査ができない状況である。状況を注視しながら輸送計画の検討を進める。

令和2年度年度事業では、本案件を進めて行くにあたり、輸送容器の年次点検並びに空輸送容器及び資機材等の移送準備を実施する。また、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。

表 7.1-1 燃料輸送に係る主要工程



7.1.2 輸送計画の検討

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料輸送の準備として、平成 30 年度に国内輸送業者と契約を締結、その後、燃料輸送時期の遅延に伴い、燃料輸送に係る全体工程を確認した。令和 2 年度事業では、輸送容器の年次点検並びに空輸送容器及び資機材等の移送準備を実施した。また、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した。結果を下記に示す。

(1) 輸送容器の年次点検

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、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、ロシアへの空容器輸送まで維持管理している。令和 2 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。

(2) 空輸送容器の移送

1) 空輸送容器の移送ルートの確認

令和 4 年 1 月時点において、新型コロナウイルスの流行により世界的な物流の停滞が起きていることを受け、空輸送容器の移送前に最終的な移送ルートを確認した。移送手段は海運輸送及び航空輸送があり、昨年度と同様、どちらも適用可能であることが確認された。移送前の両者の概算コスト比較の結果、価格的に優れている航空輸送での空容器移送を行う事とした。

なお、海上輸送について、イースタンカーライナー社（以下 ECL）1 社しか Class 7 貨物（核燃料輸送容器）を引き受けていない状況が続いており、ECL 社の利用においては

海上輸送運賃が 10 コンテナまで収容可能な船倉ごとの金額となる。当該空輸送容器の移送に必要なスペースは 2 コンテナ程度であり、他の Class 7 貨物の合積みとして運賃を削減できる可能性がない事を確認したため、航空輸送の価格が相対的に有利となる結果であった。

令和 4 年 3 月時点において、ロシアのウクライナ侵攻の影響により、上記移送ルートが利用できない状況である。また、航空輸送だけでなく海運輸送についても同様の状況であり、引き続き移送ルートの確認を行う。

2) 空輸送容器の移送

令和 2 年度事業として、航空輸送による空輸送容器の移送準備として、空輸送容器を国内工場から国内飛行場に陸送を行ったが、ロシアのウクライナ侵攻の影響により、航空移送の延期を決定した。このため、国内飛行場から国内工場へ空輸送容器を返却した。

(3) 輸送ルートの確認

令和 4 年 1 月時点において、燃料輸送について、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ルートを想定し、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。想定ルートは以下のとおりである。

露国 NCCP → 露国サントペテルブルク港	: 陸輸送
露国サントペテルブルク港 → 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

サントペテルブルク港から米国港直行便の頻度は、1 月当たり 2 便程度と便数が少ないことから、確実に直行便に積載を行うために、露国内での日数調整をサントペテルブルク港の倉庫内にて実施する。また、米国を横断する陸上輸送について、米国輸入税を課されない保税扱いされるための条件を満たすため、米国内到着後 30 日以内に米国領域外へ搬出する予定であり、必要に応じて Class 7 貨物を受け入れ可能な保管倉庫の手配を行う。東京港においては、Class 7 貨物を引受及び保管することは引き続き不可能であるため、船舶からの貨物荷下ろし日と同日に陸上輸送を行えるように、国内陸上輸送を調整する。

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）についても、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。

令和 4 年 3 月時点において、露国のウクライナ侵攻の影響により、上記輸送ルートが利用できない状況である。引き続き輸送ルートの確認を行う。

7.1.3 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並びに空輸送容器及び資機材等の移送準備を実施した。また、現時点における輸送ルートの確認として、令和4年1月時点で輸送工程が実施可能であることを確認したが、令和4年2月の露国によるウクライナへの侵攻の影響から空輸送容器の移送ルート及び燃料の輸送ルートが利用できない状況である。引き続き、情勢を注視しつつ燃料輸送計画を検討する。

第 8 章 STACY 更新炉によるデブリ模擬臨界実験

本章では、「STACY 更新炉によるデブリ模擬実験」として、第 8.1 節「STACY 更新炉初臨界後の実験計画」、第 8.2 節「国際会議等による情報収集」、第 8.3 節「実験用機器の整備」について報告する。

8.1 STACY 更新炉初臨界後の実験計画

8.1.1 目的及び概要

(1) 目的

本節では、STACY 更新炉が初臨界を達成したのち、模擬燃料デブリ試験体を用いたデブリ模擬臨界実験に至るまでに想定される実験計画として、想定される炉心構成、臨界水位、燃料要素数、実験期間等を見積もり、その結果を示すものである。なお、本検討は、構想中の試験目的から優先度の高い順に実施して示すものであり、STACY 更新炉の全試験期間に実施する予定の試験全てを示すものではない。

(2) 概要

STACY 更新炉初臨界後の実験計画のうち、(1) 性能確認試験及び基礎炉物理試験、(2) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験、及び(3) 不均一な配置による実効増倍率への影響評価試験、について試験の目的・概要、予備解析の検討結果、必要とされる試験期間について評価・検討した。

8.1.2 各試験の目的及び解析評価結果

(1) 性能確認試験及び基礎炉物理試験

① 試験の目的

様々な水位で臨界状態とし STACY 更新炉の性能評価（製造・据付・運転操作時の不確かさ評価）及び基礎炉物理試験として解析計算との比較を行うことを目的とする。本試験を行うことで、STACY 更新炉の持つ固有の不確かさを明らかにし、引き続き実施される燃料デブリ模擬体を用いた反応度測定試験の測定精度向上に寄与する。また、一連の STACY 更新炉試験の最初に行う試験であるため、運転員の習熟にも寄与する。ここでは、STACY 更新炉の初臨界時に用意される 2 種類の格子間隔の格子板で構成される矩形炉心の臨界時の大きさを臨界水位ごとに評価するとともに、後述する評価の基準となる炉心の実効増倍率を求めた。

② 試験炉心の概要と解析条件

本試験の概要と解析条件を以下に示す。

1) 試験炉心の概要

格子板の間隔は STACY 更新炉の初臨界時に用意される 1.50 cm 及び 1.27 cm を対象とした。これらの格子板に燃料要素を配置することによって構成される矩形炉心のうち、

STACY 更新炉で許可されている臨界水位 40～140 cm (概ね 10 cm 刻み) において、可能な限り対称配置となるように燃料を装荷し、実効増倍率が 1 をわずかに超える燃料要素本数を評価した。計算解析に用いる燃料要素のモデルを図 8.1-1 に示す。

2) 解析条件

連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.1¹⁾と評価済核データライブラリ JENDL-4.0²⁾を用いた。20,000 ヒストリ × 2,500 アクティブバッチ (100 インアクティブバッチ) で計算を行い、統計誤差は $1\sigma < 0.00011$ であった。

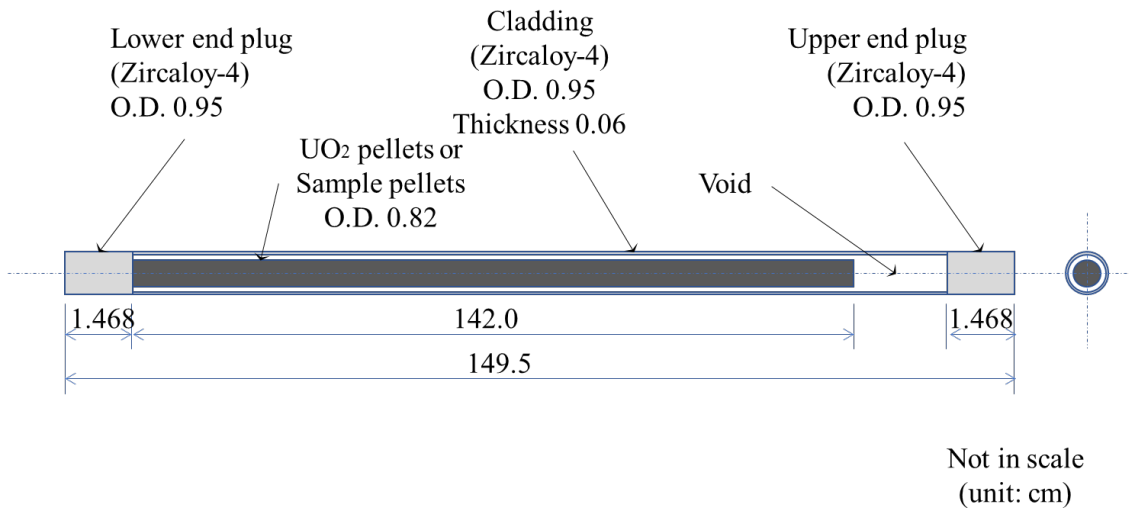


図 8.1-1 解析計算における棒状燃料要素のモデル

③ 解析結果

水位及び格子板ごとの臨界に必要な燃料要素数を表 8.1-1 に示す。水位 10 cm ごとに計算を行ったが、中間格子板の高さに相当する 100 cm では実施せず、代替として 105 cm を選択している。最適減速条件に近い $V_m/V_f = 2.9$ の 1.50 cm 格子では、381 本 (水位 40 cm 時) から 249 本 (水位 140 cm 時) の燃料要素が必要である。一方で、減速不足条件である $V_m/V_f = 1.7$ の 1.27 cm 格子では、669 本 (水位 40 cm 時) から 413 本 (水位 140 cm 時) の燃料要素が必要である。図 8.1-2 及び図 8.1-3 に各格子板における水位 40、110、及び 130 cm 時の炉心配置の概観を示す。

これらのうち、臨界水位を出来るだけ高く取った方が水位変動による実験の不確かさを軽減できるとの知見から、(2)で解析予定の試験における反応度評価の基準炉心として各格子板の水位 110 cm 及び 130 cm の炉心構成を選択した。各基準炉心の実効増倍率は表 8.1-2 に示される。

表 8.1-1 各格子板、各水位における臨界に必要な燃料要素数

水位	1.50 cm 格子	1.27 cm 格子
40	381	669
50	325	565
60	301	517
70	289	477
80	277	461
90	269	445
105	261	437
110	257	429
120	253	421
130	251	417
140	249	413

表 8.1-2 各格子間隔、試験水位の基準炉心配置の実効増倍率計算結果

格子間隔	試験水位	燃料本数	実効増倍率
1.50 cm	110 cm	257	1.00227 ± 0.00011
1.50 cm	130 cm	251	1.00158 ± 0.00011
1.27 cm	110 cm	429	1.00039 ± 0.00011
1.27 cm	130 cm	417	1.00072 ± 0.00011

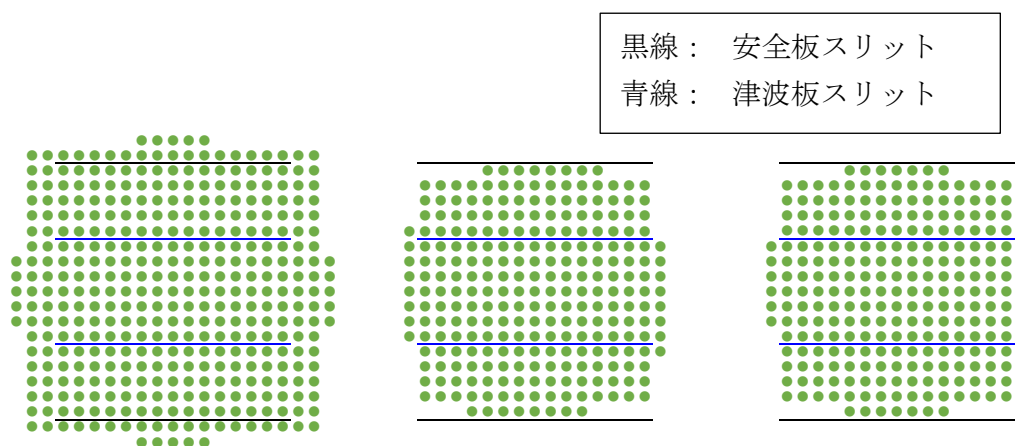


図 8.1-2 1.50 cm 格子での臨界炉心配置の例
(左から、水位 40 cm・燃料要素 381 本、同 110 cm・257 本、同 130 cm・251 本)

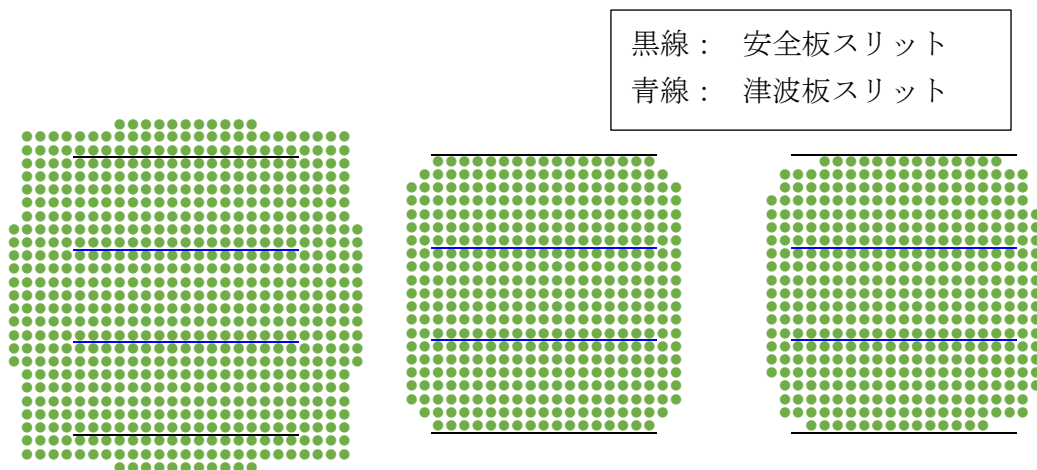


図 8.1-3 1.27 cm 格子での臨界炉心配置の例

(左から、水位 40 cm ・ 燃料要素 669 本、同 110 cm ・ 429 本、同 130 cm ・ 417 本)

④ 必要とされる試験期間の見込み

本試験の想定試験期間は平成 31 年度受託報告書³⁾で報告のとおり、1 格子板あたり 3 週間（予備日含む）を想定している。内訳として、炉心タンクに燃料要素が装荷されていない空の状態から、格子板の変更を行う作業に半日～1 日掛かると見込まれる。さらに燃料要素の装荷に掛かる作業時間は装荷本数に依るが、格子板 1.27 cm で臨界水位が低い場合は 700 本近いため、最低 1 日掛かると見込まれる。臨界水位を変えながら臨界状態としていくが、燃料棒を増減させながら運転を行うことと日々の起動前点検・停止点検も行うため、1 日の運転回数は 2 回程度になると見込んだ。この場合、10 cm 刻みで臨界本数と臨界水位を決定していくために、1 格子板あたり 3 週間程度（運転回数 12 回程度、3 日程度の予備日を含む）が必要と考えられる。

上記の仮定に基づけば、2 つの格子板に対して、一度解体して再組み立てした場合の再現性の確認も含めて 12 週ほどが必要と見込まれる。

⑤ 本検討のまとめ

性能確認試験及び基礎炉物理試験として、2 種類の格子板を用いて臨界水位を変えた場合の臨界となる燃料要素本数を計算解析にて評価し、炉心変更作業の規模感を得ることで試験期間の見積もりを行った。また、反応度評価のための基準炉心として水位 110 及び 130 cm の矩形炉心の解析モデルを構築した。

(2) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験

① 試験の目的

STACY 更新炉により燃料デブリの臨界特性を臨界実験で確かめるための試験である。燃料デブリ模擬体（ UO_2 燃料とコンクリートや鉄などの不純物を混ぜて調製したもので、組成が既知のもの）及び対照実験としてのコンクリートや鉄の単体を少量装荷してそれらの持つ反応度を水位差や反応度計で測定するものである。ここでは、STACY 更新炉で典型的な反応度測定用装荷物を装荷した場合に得られる反応度を装荷方法ごとに評価した。

② 試験炉心の概要と解析条件

本試験の概要と解析条件を以下に示す。

1) 試験炉心の概要

反応度測定用装荷物の装荷方法として、燃料要素と同形状の内挿管に入れて炉心中央に装荷する（燃料要素と同じ 142 cm 全長置換若しくは上下にアクリルもしくはアルミニウムのスペーサを入れた部分長置換：ここでは 36 cm）、装荷物駆動機構を設置した場合の想定で、炉心中央に水穴を設けた上で 1 本装荷したもの（同じく全長及び部分長）を解析対象とした。但し、後者の解析にあたっては、駆動機構の設計が並行して進んでいるため、駆動機構の躯体は解析モデルに入れていない。(1)で選定した 1.50 cm と 1.27 cm の格子板に対して、110 cm と 130 cm の水位で臨界となる 4 つの基準炉心に対して解析を実施している。水穴付き炉心配置のうち、水位 130 cm での炉心配置を図 8.1-4 に示す。1.50 cm 格子では、駆動機構を設置するために 5 本分燃料要素を抜く必要があり、同じく 1.27 cm 格子では同 9 本を抜く必要がある。

反応度測定用装荷物（部分長置換）のモデルを図 8.1-5 に示す。この場合の装荷物の高さは臨界水位の 1/2 となるように設定した。すなわち水位 110 cm に対しては 55 cm、130 cm に対しては 65 cm である。

装荷物は、 ^{235}U 濃縮度 5 wt.% の UO_2 燃料（燃料要素と同じ）、コンクリート⁴⁾、ボイド管、304 ステンレス、アルミニウム、アクリル⁴⁾及び調製した燃料デブリ模擬体であり、全て燃料要素と同じジルカロイ被覆を施す（即ち内挿管に入れる）ことを想定した。燃料デブリ模擬体は、平成 26 年度受託報告書⁵⁾において無限増倍率を解析したもののうち実際に調製が可能と思われる ^{235}U 濃縮度 5 wt.% の UO_2 燃料にコンクリートを 20 vol.% 混合した組成を採用している。本解析で用いた調製燃料デブリの組成を表 8.1-3 に示す。

各格子板・水位・水穴の有無の炉心構成において、各装荷物・装荷方法の場合の実効増倍率を評価して、基準炉心配置（水穴なしの場合には表 8.1-2 に記載の炉心配置、水穴ありの場合は水穴なしから 5 本乃至 9 本燃料要素を抜いたもの）に対する実効増倍率の差を求めた。

2) 解析条件

連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.1¹⁾と評価済核データライブラリ JENDL-4.0²⁾を用いた。20,000 ヒストリ × 2,500 アクティブバッチ（100 インアクティブバッチ）で計算を行い、統計誤差は $1\sigma < 0.00011$ であった。

装荷物の有する反応度を評価するために、基準炉心配置及び装荷物入り炉心配置の実効増倍率評価結果を減算して反応度（pcm 単位）を求める。この際、それぞれの計算の統計誤差の伝搬により 15 pcm 以下の差異は統計誤差に埋もれてしまうが、解析結果では参考結果として記した。

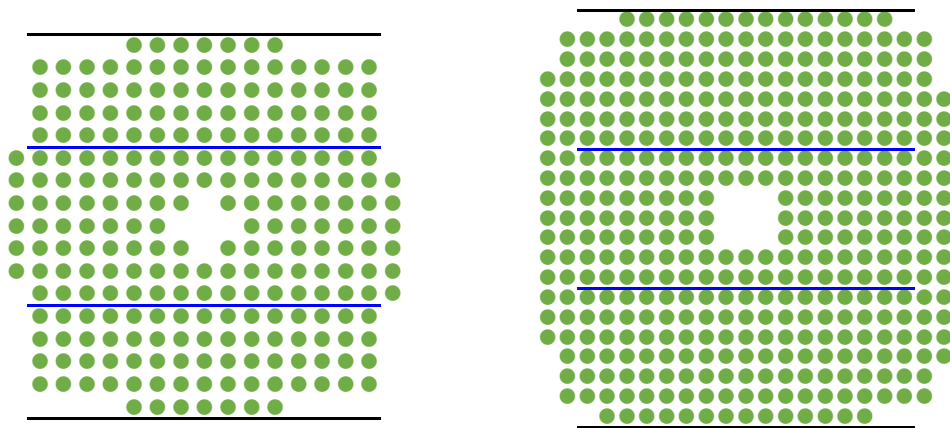


図 8.1-4 水位 130 cm における水穴付き臨界炉心配置の例
(左から、1.50 cm 格子・燃料要素 246 本、1.27 cm 格子・燃料要素 408 本)

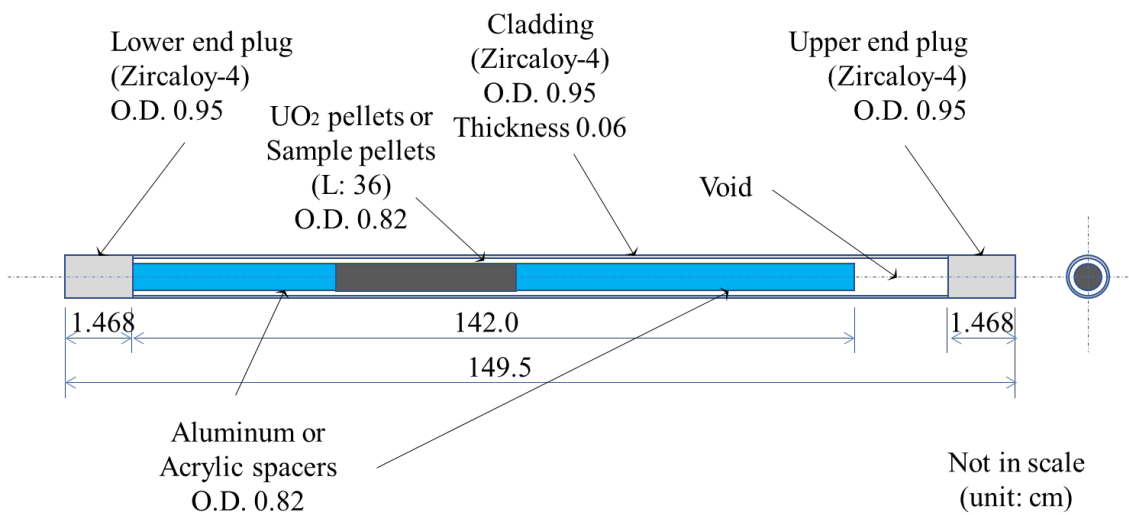


図 8.1-5 解析計算における反応度測定装荷物のモデル

表 8.1-3 解析に用いた燃料デブリ模擬体の原子個数密度 ($\text{atoms} \cdot 10^{-24} \cdot \text{cm}^{-3}$)

^{235}U	$9.6000 \cdot 10^{-4}$	^{27}Al	$3.4820 \cdot 10^{-4}$	^{43}Ca	$4.0580 \cdot 10^{-7}$
^{238}U	$1.8016 \cdot 10^{-2}$	^{28}Si	$3.0660 \cdot 10^{-3}$	^{44}Ca	$6.2680 \cdot 10^{-6}$
^1H	$2.7480 \cdot 10^{-3}$	^{29}Si	$1.5522 \cdot 10^{-4}$	^{46}Ca	$1.2020 \cdot 10^{-8}$
^{16}O	$4.7136 \cdot 10^{-2}$	^{30}Si	$1.0304 \cdot 10^{-4}$	^{48}Ca	$5.6200 \cdot 10^{-7}$
$^{\text{nat}}\text{C}$	$2.3060 \cdot 10^{-5}$	^{39}K	$8.5900 \cdot 10^{-4}$	^{54}Fe	$4.0020 \cdot 10^{-6}$
^{23}Na	$1.9280 \cdot 10^{-4}$	^{40}K	$1.0776 \cdot 10^{-8}$	^{56}Fe	$6.3300 \cdot 10^{-5}$
^{24}Mg	$1.9572 \cdot 10^{-5}$	^{41}K	$6.2000 \cdot 10^{-6}$	^{57}Fe	$1.5184 \cdot 10^{-6}$
^{25}Mg	$2.4780 \cdot 10^{-6}$	^{40}Ca	$2.9140 \cdot 10^{-4}$	^{58}Fe	$1.9324 \cdot 10^{-7}$
^{26}Mg	$2.7280 \cdot 10^{-6}$	^{42}Ca	$1.9444 \cdot 10^{-6}$		

③ 解析結果

水穴なしの 1.50 cm 格子板における反応度評価結果を表 8.1-4 に示す。同様に水穴なしの 1.27 cm 格子板、水穴ありの 1.50 cm 格子板、1.27 cm 格子板について表 8.1-5 から表 8.1-7 にそれぞれ示す。

表 8.1-4 に示される 1.50 cm 格子板水穴なしの結果では、全長置換の場合のコンクリートの持つ負の反応度に対して、調製燃料デブリの持つ負の反応度はそれほど大きくなく、想定通りの結果が得られていると考えられる。また、スペーサ材料であるアルミニウムとアクリルでは、アクリルの反応度印加が少なく、本炉心構成では良いスペーサ材料であると考えられる。部分長置換の場合には、このスペーサ材料の反応度影響を勘案すると、装荷物そのものの反応度は非常に小さくなり、水位差反応度法で測定できる数センチ（概ね 30 pcm）の差を得ることが難しい可能性がある。このため、実験においては反応度計の併用が現実的である。

表 8.1-5 に示される 1.27 cm 格子板水穴なしの結果では、全長置換の場合のコンクリート、調製燃料デブリとも 1.50 cm 格子板と比較して反応度差が得られないことがわかった。一方で、スペーサ材料では、アルミニウムよりもアクリルの反応度変化が大きく、いずれも正の反応度を持つと予想される。部分長置換の場合の反応度差も小さいため、今後装荷量を増やすなどの対策が必要となる可能性がある。

表 8.1-6 に示される 1.50 cm 格子板水穴ありの結果では、通常燃料要素の装荷が正の反応度を持っているのに対し、コンクリートは負の反応度を持っており、調製燃料デブリはこの両者の中間程度の反応度となっている。スペーサ材料ではアルミニウムが負の反応度を持っている。アクリルについては、傾向ある結果が今回は得られなかった。多くの装荷物・装荷方法の反応度変化が水位差法で測定できると考えられ、反応度計を用いればよりよい結果が得られるものと期待される。

表 8.1-7 に示される 1.27 cm 格子板水穴ありの結果では、通常燃料要素の装荷が正の反応度、コンクリートが負の反応度となるものの、通常燃料要素と調製燃料デブリでは有意な差が得られなかった。反応度計による精密測定が求められると予想される。

④ 必要とされる試験期間の見込み

本試験では、基準炉心構成が完成すれば、反応度測定対象の装荷物を抜き差しすることで炉心変更が完了するため、1 日あたり数回の運転が可能と言える。以上を勘案すると、1 炉心構成あたり、全ての装荷物について運転を行ったとして格子板変更を含む炉心変更を含めて概ね 1 炉心構成/週と見込むことが出来る。再現性測定も含めて 4 週～の試験期間となると見込まれる。

また、現在設計段階であるため今回解析しなかった装荷物駆動機構を用いれば、運転中の装荷物入れ替えが可能となるため、1 日の運転において数種類の装荷物の反応度を測定・比較することは可能である。

⑤ 本検討のまとめ

燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験として、2 種類の格子板、2 つの臨界水位、水穴の有無に対して通常燃料要素、ボイド管、水穴、コンクリート、ステンレ

ス、アルミニウム、アクリル、及び調製燃料デブリに対して全長、部分長の反応度測定装荷物を装荷した場合の実効増倍率を評価した。

炉心構成と測定用装荷物の組み合わせによって、十分に反応度が得られると見込まれるもの、反応度変化が小さいことが予想されるため反応度計の併用が必須と思われるもの、などの知見を得た。

表 8.1-4 1.50 cm 格子 ($V_m/V_f = 2.9$) における置換反応度

Water Level		110 cm		130 cm	
Sample	Length [cm] (Spacer material)	k_{eff}	diff. (pcm)	k_{eff}	diff. (pcm)
UO ₂	142 <Base Case>	1.00227	-	1.00158	-
Water Hole	-	1.00263	36	1.00157	-1
Void	-	1.00165	-62	1.00095	-63
Concrete	142 (none)	1.00175	-52	1.00088	-70
304 SS	142 (none)	0.99947	-280	0.99870	-288
Aluminum	142 (none)	1.00150	-77	1.00057	-101
Acrylic	142 (none)	1.00205	-22	1.00155	-3
Pseudo Debris	142 (none)	1.00201	-26	1.00131	-27
UO ₂	36 (Aluminum)	1.00191	-36	1.00119	-39
Void	36 (Aluminum)	1.00142	-85	1.00056	-102
Concrete	36 (Aluminum)	1.00173	-54	1.00076	-82
304 SS	36 (Aluminum)	1.00047	-180	0.99967	-191
Acrylic	36 (Aluminum)	1.00175	-52	1.00080	-78
Pseudo Debris	36 (Aluminum)	1.00150	-77	1.00107	-51
UO ₂	36 (Acrylic)	1.00216	-11	1.00147	-11
Void	36 (Acrylic)	1.00191	-36	1.00108	-50
Concrete	36 (Acrylic)	1.00177	-50	1.00119	-39
304 SS	36 (Acrylic)	1.00057	-170	0.99987	-171
Aluminum	36 (Acrylic)	1.00226	-1	1.00120	-38
Pseudo Debris	36 (Acrylic)	1.00217	-10	1.00147	-11

※ 斜体で記された結果は統計誤差に埋もれるため参考結果である

表 8.1-5 1.27 cm 格子 ($V_m/V_f = 1.7$) における置換反応度

Water Level		110 cm		130 cm	
Sample	Length [cm] (Spacer material)	k_{eff}	diff. (pcm)	k_{eff}	diff. (pcm)
UO ₂	142 <Base Case>	1.00039	-	1.00072	-
Water Hole	-	1.00150	111	1.00175	103
Void	-	1.00042	3	1.00075	3
Concrete	142 (none)	1.00070	31	1.00077	5
304 SS	142 (none)	0.99918	-121	0.99959	-113
Aluminum	142 (none)	1.00056	17	1.00078	6
Acrylic	142 (none)	1.00144	105	1.00134	62
Pseudo Debris	142 (none)	1.00053	<i>14</i>	1.00077	5
UO ₂	36 (Aluminum)	1.00042	3	1.00034	-38
Void	36 (Aluminum)	1.00056	17	1.00066	-6
Concrete	36 (Aluminum)	1.00040	<i>1</i>	1.00084	<i>12</i>
304 SS	36 (Aluminum)	0.99985	-54	1.00003	-69
Acrylic	36 (Aluminum)	1.00100	61	1.00098	26
Pseudo Debris	36 (Aluminum)	1.00043	4	1.00064	8
UO ₂	36 (Acrylic)	1.00087	48	1.00095	23
Void	36 (Acrylic)	1.00099	60	1.00099	27
Concrete	36 (Acrylic)	1.00095	56	1.00113	41
304 SS	36 (Acrylic)	0.99999	-40	1.00061	-11
Aluminum	36 (Acrylic)	1.00072	33	1.00101	29
Pseudo Debris	36 (Acrylic)	1.00054	<i>15</i>	1.00103	31

※ 斜体で記された結果は統計誤差に埋もれるため参考結果である

表 8.1-6 1.50 cm 格子 ($V_m/V_f = 2.9$) 中央水穴 5 本における置換反応度

Water Level		110 cm		130 cm	
Sample	Length [cm] (Spacer material)	k_{eff}	diff. (pcm)	k_{eff}	diff. (pcm)
Water Hole	<Base Case>	1.00010	-	0.99913	-
Void	-	0.99970	-40	0.99876	-37
UO ₂	142 (none)	1.00201	191	1.00130	217
Concrete	142 (none)	0.99956	-54	0.99892	-21
304 SS	142 (none)	0.99629	-381	0.99534	-379
Aluminum	142 (none)	0.99955	-55	0.99861	-52
Acrylic	142 (none)	0.99963	-47	0.99915	2
Pseudo Debris	142 (none)	1.00184	174	1.00098	185
Void	36 (Aluminum)	0.99958	-52	0.99877	-36
UO ₂	36 (Aluminum)	1.00096	86	1.00004	91
Concrete	36 (Aluminum)	0.99956	-54	0.99860	-53
304 SS	36 (Aluminum)	0.99762	-248	0.99743	-170
Acrylic	36 (Aluminum)	0.99983	-27	0.99890	-23
Pseudo Debris	36 (Aluminum)	1.00066	56	0.99997	84
Void	36 (Acrylic)	0.99934	-76	0.99894	-19
UO ₂	36 (Acrylic)	1.00110	100	1.00021	108
Concrete	36 (Acrylic)	0.99957	-53	0.99889	-24
304 SS	36 (Acrylic)	0.99790	-220	0.99731	-182
Aluminum	36 (Acrylic)	0.99957	-53	0.99880	-33
Pseudo Debris	36 (Acrylic)	1.00076	66	1.00024	111

※ 斜体で記された結果は統計誤差に埋もれるため参考結果である

表 8.1-7 1.27 cm 格子 ($V_m/V_f = 1.7$) 中央水穴 9 本における置換反応度

Water Level		110 cm		130 cm	
Sample	Length [cm] (Spacer material)	k_{eff}	diff. (pcm)	k_{eff}	diff. (pcm)
Water Hole	<Base Case>	1.00363	-	1.00376	-
Void	-	1.00341	-22	1.00382	6
UO2	142 (none)	1.00540	177	1.00586	210
Concrete	142 (none)	1.00348	-15	1.00373	-3
304 SS	142 (none)	1.00028	-335	1.00030	-346
Aluminum	142 (none)	1.00323	-40	1.00345	-31
Acrylic	142 (none)	1.00352	-11	1.00381	5
Pseudo Debris	142 (none)	1.00553	190	1.00555	179
Void	36 (Aluminum)	1.00335	-28	1.00364	-12
UO2	36 (Aluminum)	1.00434	71	1.00444	68
Concrete	36 (Aluminum)	1.00343	-20	1.00372	-4
304 SS	36 (Aluminum)	1.00163	-200	1.00209	-167
Acrylic	36 (Aluminum)	1.00374	11	1.00392	16
Pseudo Debris	36 (Aluminum)	1.00425	62	1.00468	92
Void	36 (Acrylic)	1.00333	-30	1.00370	-6
UO2	36 (Acrylic)	1.00459	96	1.00485	109
Concrete	36 (Acrylic)	1.00321	-42	1.00361	-15
304 SS	36 (Acrylic)	1.00163	-200	1.00204	-172
Aluminum	36 (Acrylic)	1.00338	-25	1.00372	-4
Pseudo Debris	36 (Acrylic)	1.00446	83	1.00464	88

※ 斜体で記された結果は統計誤差に埋もれるため参考結果である

(3) 不均一な配置による実効増倍率への影響評価試験

① 試験の目的

燃料デブリは、核燃料物質と圧力容器内外の様々な不純物（コンクリートや鉄など）及び空隙や水が不均一に混在していることが予想されている。一般的に均質状態よりも非均質状態の実効増倍率が高くなることが知られているほか、同じインベントリであっても、不均一な状態の各成分の配置により実効増倍率が変わることを予想されるため、様々な配置による実効増倍率のばらつきについて解析計算で正しく評価できることを臨界実験で確かめることには意義がある。ここでは、STACY 更新炉で燃料要素及び各種構造材棒で構築した炉心構成において、各要素の配置を変更することにより実効増倍率などの程度変化するのかについて計算解析を行った。

② 試験炉心の概要と解析条件

本試験の概要と解析条件を以下に示す。

1) 試験炉心の概要

1.27 cm 格子板で構成した STACY 更新炉矩形炉心の中央 15×15 をテスト領域に設定し、この領域に配置される 225 本を、通常の燃料要素、コンクリート棒、304 ステンレス鋼、水穴の 4 要素を組み合わせたものとする。これら 4 要素のいくつかの組み合わせによって構築した 15×15 の基本パターンを複数作成し、水位 130 cm で臨界近傍となるようにテスト領域の周囲にドライバ燃料要素を配置する。次に、それぞれのパターンにおいて、水位は 130 cm のままテスト領域の各要素数を変えずに、その配置を乱数を用いてランダムに変更した摂動ケースを 100 ケース作成し、実効増倍率の変化について調べた。

本報告書にて結果を記す 6 種類の基本パターンのテスト領域の構成と必要なドライバ燃料要素数を表 8.1-8 に示す。

2) 解析条件

連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.1¹⁾と評価済核データライブラリ JENDL-4.0²⁾を用いた。20,000 ヒストリ × 2,500 アクティブバッチ（100 インアクティブバッチ）で計算を行い、統計誤差は $1\sigma < 0.00011$ であった。

表 8.1-8 装荷パターンごとのテスト領域（15×15）構成要素及びドライバ燃料要素本数

パターン	燃料要素本数	コンクリート棒本数	水穴数	SS 304 本数	ドライバ燃料要素本数
P03	153	72	0	0	204
P05	153	0	72	0	148
P10	108	63	54	0	196
P13	153	0	0	72	412
P15	108	63	0	54	420
P20	108	0	54	63	436

③ 解析結果

表 8.1-8 に示される 6 パターンについて、テスト領域の配置をランダムに 100 回変更した場合の基本炉心配置、平均、最大、最小の実効増倍率計算値を表 8.1-9 に示す。各パターンにおけるランダム配置に用いた乱数は同じものを使用している。表 8.1-9 に示される 6 パターンはいずれも基本配置の実効増倍率よりもランダム配置の平均の実効増倍率が大きくなるものを選択している。図 8.1-6 から図 8.1-11 に各パターンの基本炉心配置、実効増倍率変化、実効増倍率頻度分布、実効増倍率が最大/最小となる配置を示す。

パターン P03 は、通常燃料要素とコンクリートで構成されるもので、この場合の最大・最小実効増倍率の差はおよそ 50 セント相当であり、比較的小さいと言える。パターン P05 は通常燃料要素と水穴で構成されるもので、1.27 cm 格子板が減速不足条件であることから、水穴を設けることで増倍率が大きくなる効果があり、ドライバ燃料要素の必要数は最も少ないことが特徴である。最大・最小実効増倍率の差は 1 ドルを超える程度であった。パターン P10 は、通常燃料要素、コンクリート、及び水穴の 3 要素の組み合わせである。テスト領域に配置される燃料要素数が少ないが、コンクリートと水穴の組み合わせ作用により、実効増倍率の差が P03 や P05 より大きくなることが特徴である。パターン P13 は、通常燃料要素とステンレスで構成されるもので、ステンレスが中性子を吸収するため、P03 より多くのドライバ燃料要素を必要とする。実効増倍率の差は 1 ドルを超える程度である。パターン P15 は、通常燃料要素、コンクリート、及びステンレスで構成されるもので、パターン P20 は同様に、通常燃料要素、水穴、及びステンレスで構成されるものである。これらの 2 パターンは、中性子の減速に寄与するコンクリートと水穴が正の置換反応度と、ステンレスの中性子吸収効果による負の置換反応度とがランダムな配置で複雑に作用し、実効増倍率の差がおよそ 2 ドルを超えるような大きなものになっている。

今回調査した範囲では、正の反応度印加に寄与する構造材等、負の反応度印加に寄与する構造材等、それぞれ 1 種が燃料に混在している場合よりも、正負の反応度印加効果を持つ構造材等が同時に存在している方が、ランダム配置による実効増倍率変化が大きくなることが示された。

④ 必要とされる試験期間の見込み

本試験は、テスト領域の 225 本を入れ替えるため、1 日あたり 1~2 ケースの運転となると見込まれる。そのため、ケース数を稼ぐことは難しく、各装荷物の組み合わせパターンに対して、事前解析で実効増倍率が最大若しくは最小となるような数ケース程度の実施に限られると考えられる。1 パターンに対し、2 週間程度の試験期間が見込まれる。

⑤ 本検討のまとめ

通常燃料要素、コンクリート、ステンレス、水穴の 4 要素の組み合わせにより、ランダムな配置を取った時に実効増倍率が大きく変わることを臨界実験で再現できる見通しを得た。今後も引き続き解析計算（例えば別のコードで同じ傾向が出るかどうかなど）を行い、装荷物、装荷パターンの選定に必要な知見を集める必要があると考える。

表 8.1-9 不均一配置の例と実効増倍率

パターン	基本配置炉心の 実効増倍率	不均一配置における実効増倍率 ($1\sigma < 0.00011$)			
		平均	最大	最小	最大差
P03	0.99957	1.00156	1.00328	0.99959	0.00369
P05	1.00370	1.00820	1.01108	1.00159	0.00949
P10	1.00082	1.00151	1.00724	0.98866	0.01858
P13	1.00247	1.00405	1.00878	0.99913	0.00965
P15	0.99969	1.00164	1.00753	0.99053	0.01700
P20	1.00269	1.00541	1.01301	0.99201	0.02100

8.1.3 まとめ

STACY 更新炉初臨界後の実験計画のうち、(1) 性能確認試験及び基礎炉物理試験、(2) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験、及び(3) 不均一な配置による実効増倍率への影響評価試験、について試験の目的・概要、予備解析の検討結果、必要とされる試験期間について評価・検討した。

STACY 更新炉の初臨界時に用意される 1.50 cm 及び 1.27 cm 間隔の格子板を利用して、それぞれの実験目的に適合した実験炉心構成案を作成し、必要な燃料要素数、臨界水位、反応度変化等が試験可能な範囲内であることを確認し、試験を実施出来る見通しを得た。また、概算ではあるが試験期間を見積もることが出来たことにより、全体スケジュールの策定に寄与する知見が得られた。

参考文献

- 1) J.T. Goorley, et al., "Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0", LA-UR-13-22934 (2013).
- 2) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol.. 48(1), 1-30 (2011).
- 3) 日本原子力研究開発機構, 平成 31 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, 令和 3 年 3 月 (2021)
- 4) 須山賢也, 小室雄一, 他, 断面積セット作成プログラム MAIL3.1, JAERI-Data/Code 98-004, 日本原子力研究所, (1988)
- 5) (独) 日本原子力研究開発機構, 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) 事業報告書, 平成 27 年 3 月 (2015)

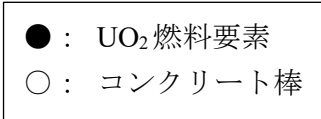
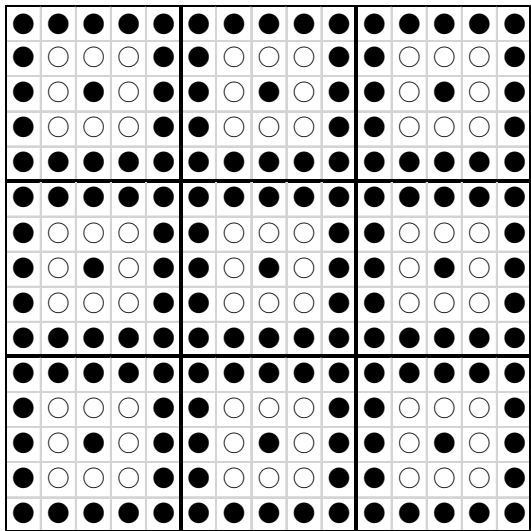


図 8.1-6(1) 装荷パターン P03 の基本炉心配置

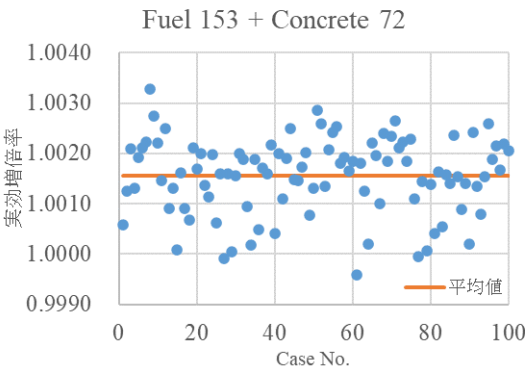


図 8.1-6(2) 実効増倍率変化 (P03)

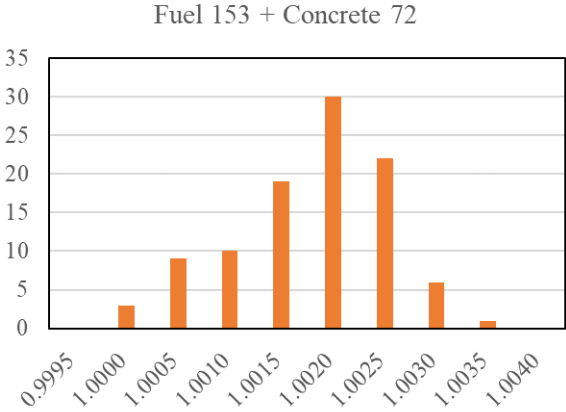


図 8.1-6(3) 実効増倍率頻度分布 (P03)

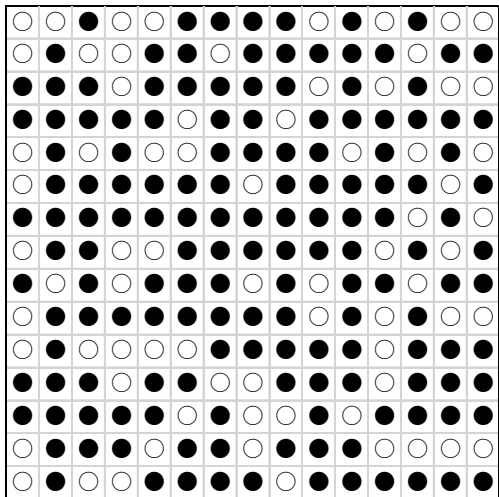


図 8.1-6(4) 実効増倍率が最大となる配置 (Case 008)

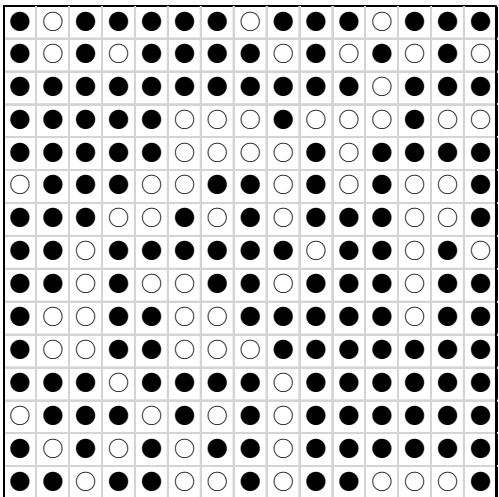
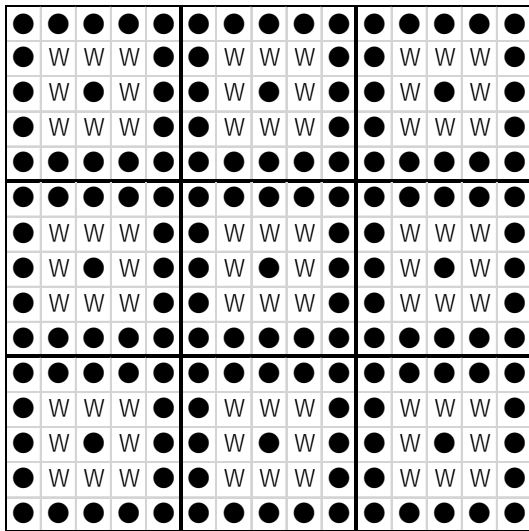


図 8.1-6(5) 実効増倍率が最小となる配置 (Case 061)



● : UO₂ 燃料要素
W : 水穴

図 8.1-7(1) 装荷パターン P05 の基本炉心配置

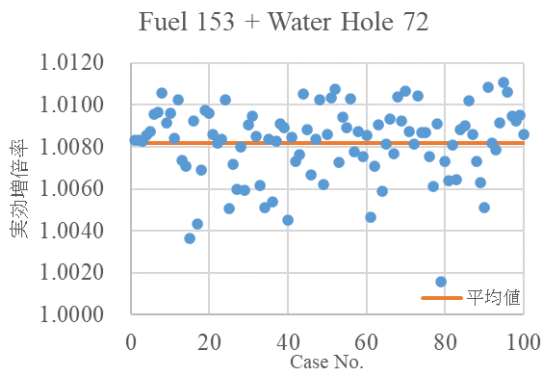


図 8.1-7(2) 実効増倍率変化 (P05)

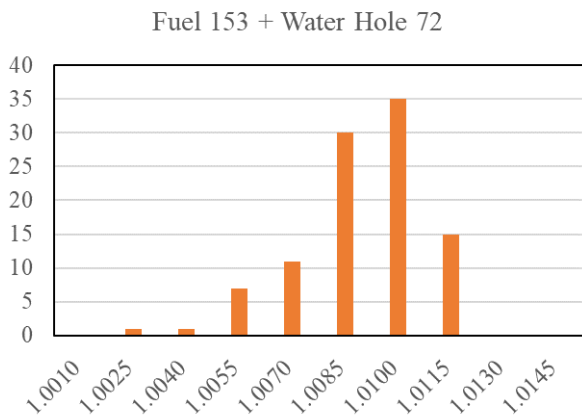


図 8.1-7(3) 実効増倍率頻度分布 (P05)

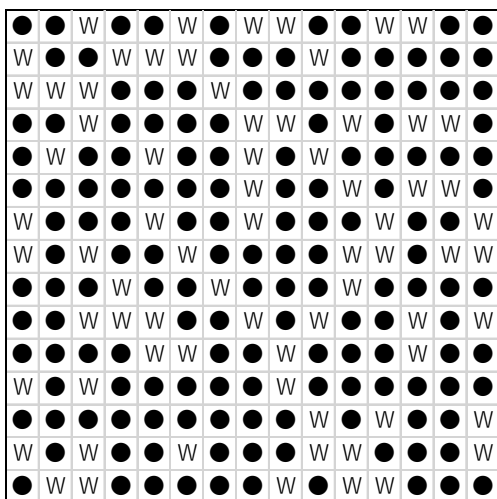


図 8.1-7(4) 実効増倍率が最大となる配置
(Case 095)

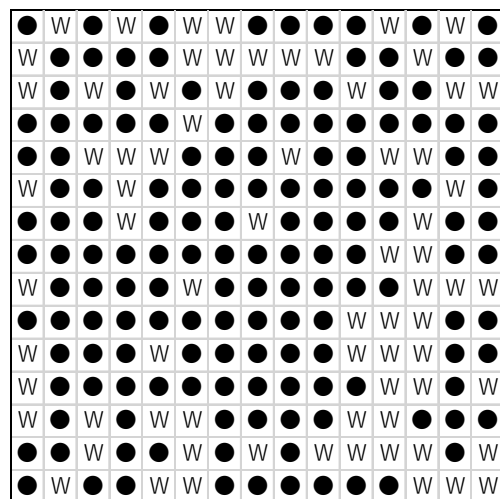
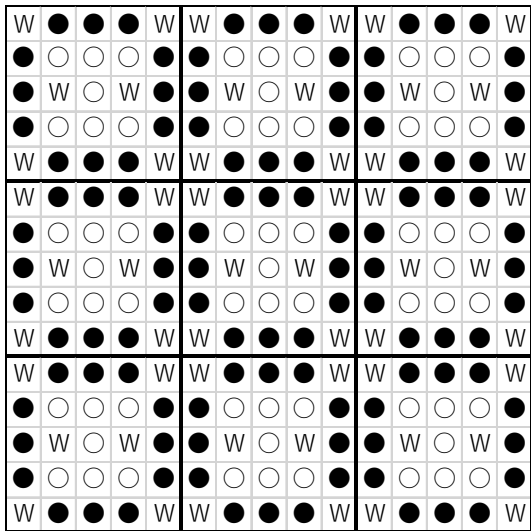


図 8.1-7(5) 実効増倍率が最小となる配置
(Case 079)



● : UO₂燃料要素
 ○ : コンクリート棒
 W : 水穴

図 8.1-8(1) 装荷パターン P10 の基本炉心配置

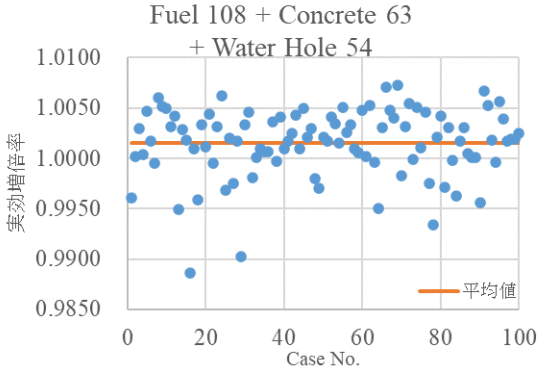


図 8.1-8(2) 実効増倍率変化 (P10)

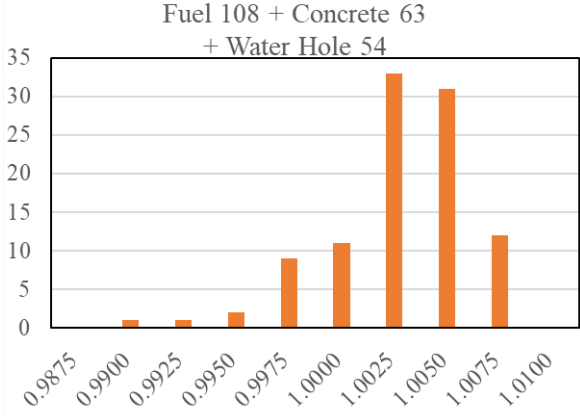


図 8.1-8(3) 実効増倍率頻度分布 (P10)

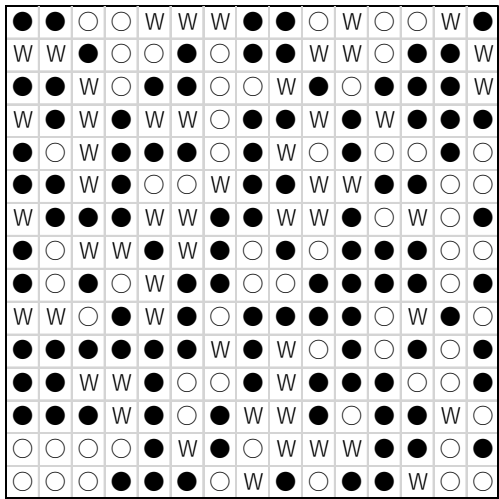


図 8.1-8(4) 実効増倍率が最大となる配置
(Case 069)

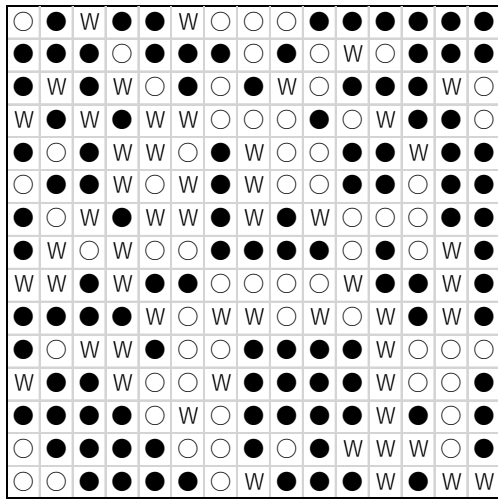
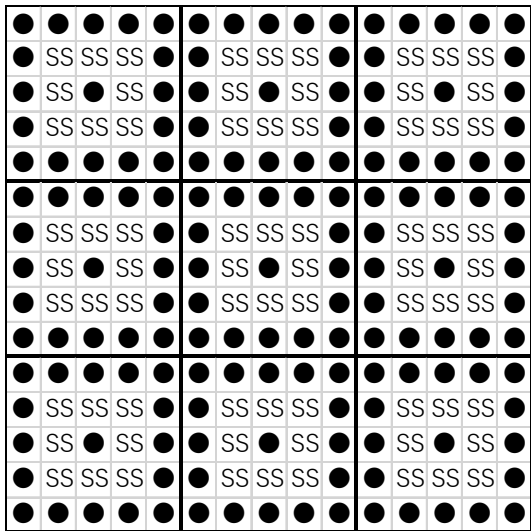


図 8.1-8(5) 実効増倍率が最小となる配置
(Case 016)



● : UO₂ 燃料要素
 SS : 304 ステンレス棒

図 8.1-9(1) 装荷パターン P13 の基本炉心配置

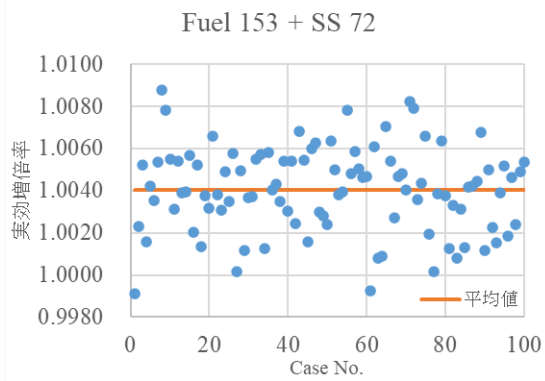


図 8.1-9(2) 実効増倍率変化 (P13)

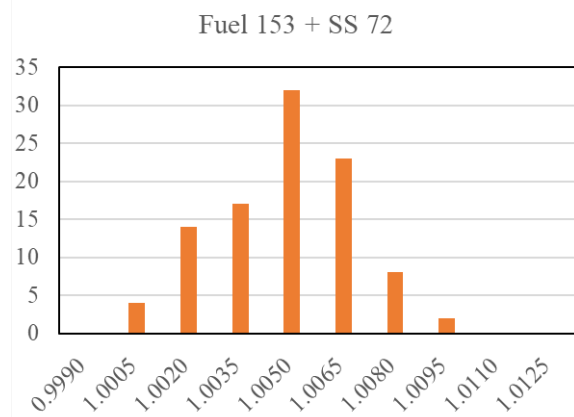


図 8.1-9(3) 実効増倍率頻度分布 (P13)

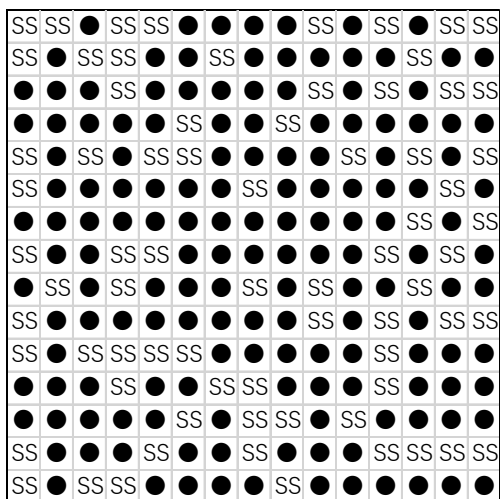


図 8.1-9(4) 実効増倍率が最大となる配置
 (Case 008)

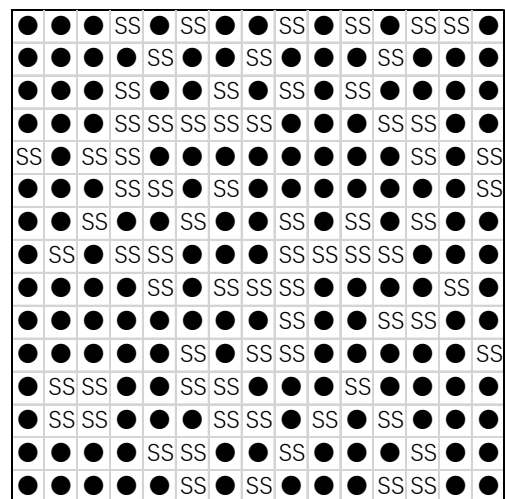


図 8.1-9(5) 実効増倍率が最小となる配置
 (Case 001)

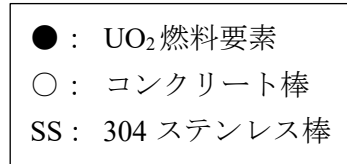
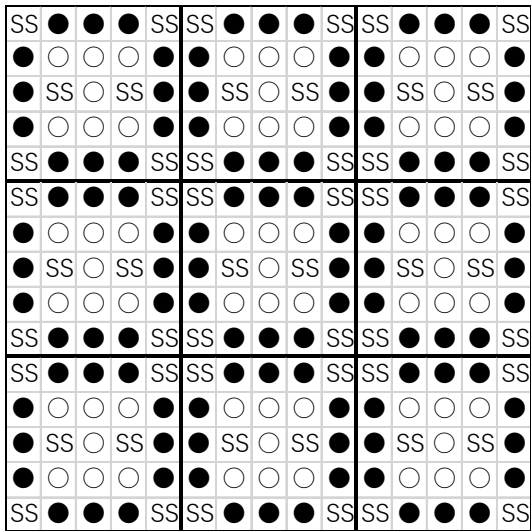


図 8.1-10(1) 装荷パターン P15 の基本炉心配置

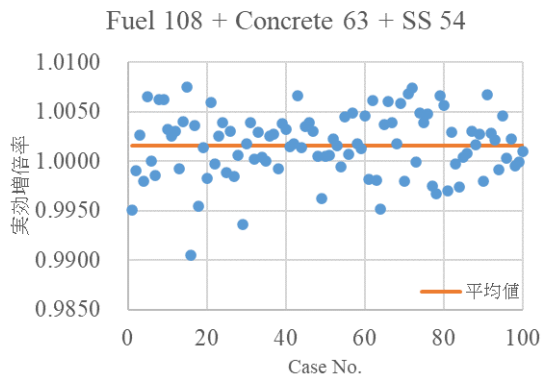


図 8.1-10(2) 実効増倍率変化 (P15)

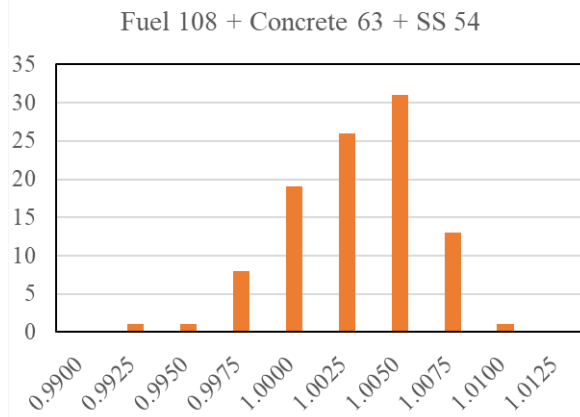


図 8.1-10(3) 実効増倍率頻度分布 (P15)

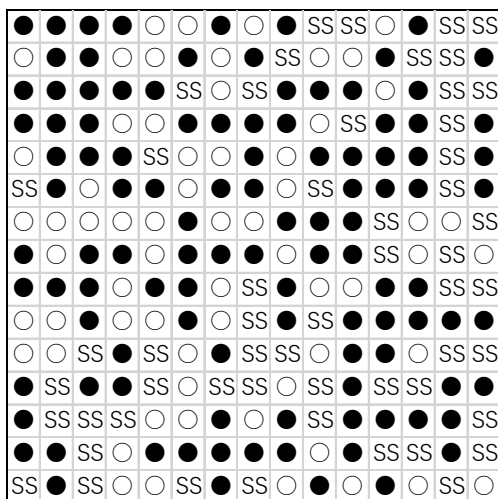


図 8.1-10(4) 実効増倍率が最大となる配置
(Case 015)

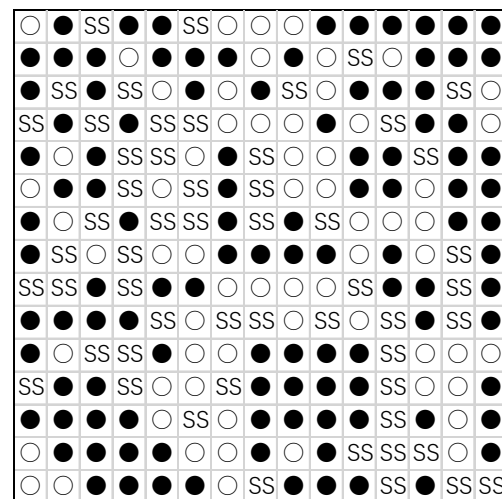
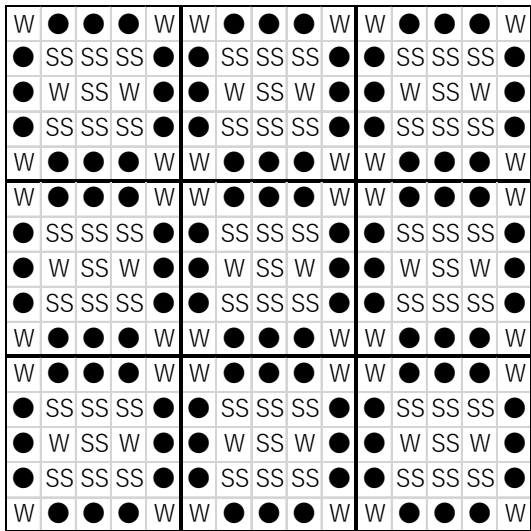


図 8.1-10(5) 実効増倍率が最小となる配置
(Case 016)



● : UO₂ 燃料要素
 W : 水穴
 SS : 304 ステンレス棒

図 8.1-11(1) 装荷パターン P20 の基本炉心配置

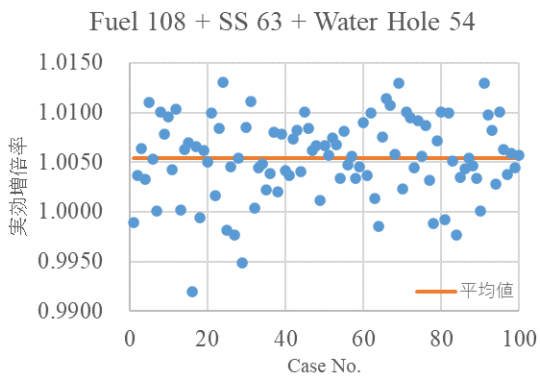


図 8.1-11(2) 実効増倍率変化 (P20)

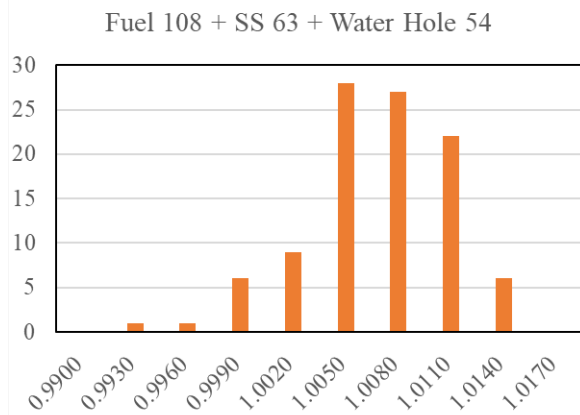


図 8.1-11(3) 実効増倍率頻度分布 (P20)

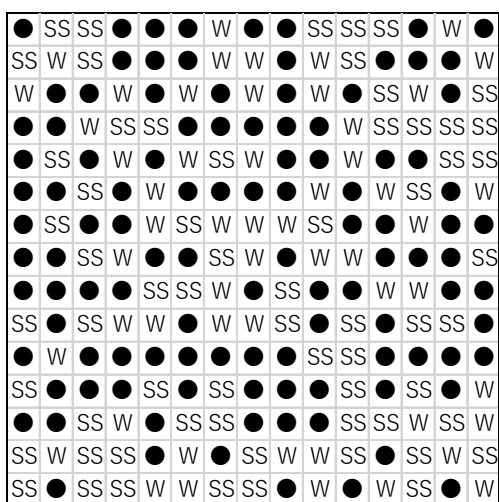


図 8.1-11(4) 実効増倍率が最大となる配置
(Case 024)

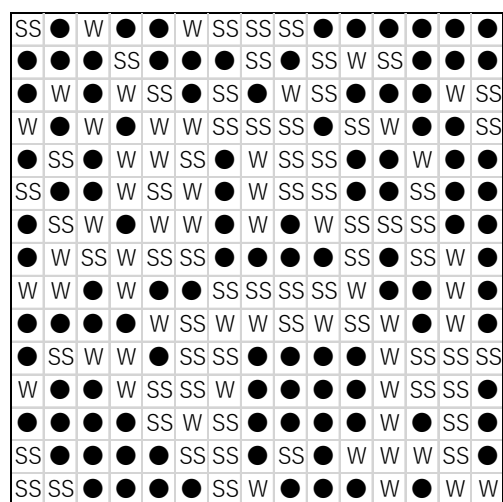


図 8.1-11(5) 実効増倍率が最小となる配置
(Case 016)

8.2 国際会議等における情報収集

8.2.1 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP 定例会合における情報収集

(1) 会議概要

ICSBEP は OECD/NEA のプロジェクトのひとつであり、世界各国の臨界実験の専門家が集まり、これまでに収録された臨界実験の結果と不確かさをその要因も含めて評価し、多くの研究者が利用可能なようにベンチマークデータとして取りまとめることにより、計算コード開発や核データの整備に資することを目的としている。本会議に参加することにより、他施設の不確かさ低減対策、画期的な測定方法、実験解析方法等のノウハウが得られるほか、今後 STACY 更新炉において取得すべきデータの品質、種類等のニーズといった知見が得られる。

本項では、令和 2 年 10 月 19 日から 23 日にオンライン開催された ICSBEP の技術レビュー会合に参加して得られた成果を記す。参加者は米国を中心に 40 名余であった。

(2) 成果報告

会合では水減速低濃縮ウラン体系 3 件、固体減速中高濃縮ウラン体系 3 件、固体減速プルトニウム体系 2 件、Cf 中性子源の遮蔽試験 1 件の新規のベンチマーク評価書が提出された。このうち固体減速体系の 5 件の実験については、いずれも Nevada National Security Site の 3 施設において、国際協力により実施されているものである。臨界状態からどれだけ離れているかを示す反応度を求めるために、原子炉時定数（ペリオド）を示した評価書もあった。しかしながら、実験体系の中のどの検出器セットを用い、どのようにして測定されたペリオドなのか明記されていないものがほとんどで、その不確かさ評価方法について議論があった。また、このようにして求められた反応度を、中性子実効増倍率に換算するためには、実効遅発中性子割合の値が必要である。この値が実験と同時に測定されていないため、最新のモンテカルロ計算で解析的に求めたり、1965 年に出版された Keepin による測定値を適用したりといった判断が求められる。その妥当性についても議論があり、今後評価のポイントとなっていくものと考えられる。STACY 更新炉は、軽水減速熱体系であるので実効遅発中性子割合の不確かさが与える影響は相対的には軽微であると思われるものの、実効遅発中性子割合は実験体系固有の値であり、STACY 更新炉の実験者がどのように得るのか、又はどのように提供するのか、については議論していく必要があると考える。

8.3 STACY 更新炉の実験設備の整備

8.3.1 実験用データ収集装置の購入

(1) 目的

STACY 更新炉における実験では、炉内外に複数の中性子検出器等を設置し、炉雑音測定などに必要なデータを取得する。本件では、複数の検出器からの信号を時系列に収集し、保存するシステムを調達した。

(2) 製品仕様

データ収集装置は BNC コネクタ、TTL 信号で出力される検出器信号を取込み、信号が検知された検出器チャンネルの情報と時刻情報とを組み合わせ、リアルタイムで継続的に操作用 PC へ取込むものとする。

データ収集装置は、STACY 実験用ネットワークに接続され、STACY 制御室または、測定器室に設置された操作用 PC と通信するものとする。装置はローカルエリア内の NTP サーバーと時間を同期するものとする。

製造元：	スカイテクノロジー株式会社
製品名：	ST21JA002
入力チャンネル：	16ch
時間分解能：	200MHz

(3) 調達数

1 式

(4) 整備結果

本整備において調達したデータ収集装置を図 8.3-1 に示す。性能検査の結果は良好であった。

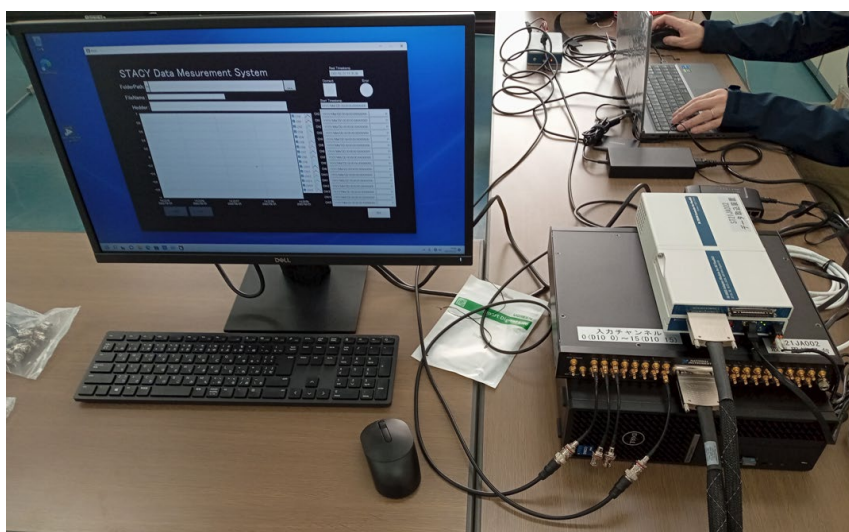


図 8.3-1 データ収集装置

第9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2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「9.1 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「9.2 デブリ模擬体分析設備の整備」に示す。

9.1 デブリ模擬体調製設備の整備

9.1.1 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、焼結炉及び混合粉砕機から構成される。平成31年度事業としてこれらの機器をグローブボックスに据え付け、デブリ模擬体調製設備を整備した。今年度事業では、これらの機器を用いてデブリ模擬体を調製するため、試調製の一環として、各機器の試運転及び付属機器の整備を行う。

(2) 概要

平成31年度事業で整備したデブリ模擬体調製設備のうち圧縮成型機について、ペレットを圧縮成型する際の一連の動作をグローブボックスにて操作し、問題のないことを確認した。なお、圧縮成型時に手指を巻き込むことを防止するためのエリアセンサについても正常に作動することを確認した。焼結炉について、ペレットを焼結する際の一連の動作をグローブボックスにて操作し、問題のないことを確認した。なお、焼結中のグローブボックス内温度についても60℃未満であることを確認した。また、混合粉砕機の消耗品としてジルコニア製の粉砕容器及びグローブボックス用グローブを購入し、デブリ模擬体調製設備に設置した。

9.1.2 成果報告

(1) 圧縮成型機

グローブボックス内に設置した圧縮成型機について、ペレットを圧縮成型する際の一連の動作についてグローブを用いて操作した。作動確認手順を表9.1-1に示す。この結果、圧縮成型機の油圧シリンダ、エアシリンダ、モータ等が正常に作動し、圧縮成型動作に問題のないことを確認した。また、なお、圧縮成型時に手指を巻き込むことを防止するためのエリアセンサについても正常に作動することを確認した。

表 9.1-1 圧縮成型機作動確認手順

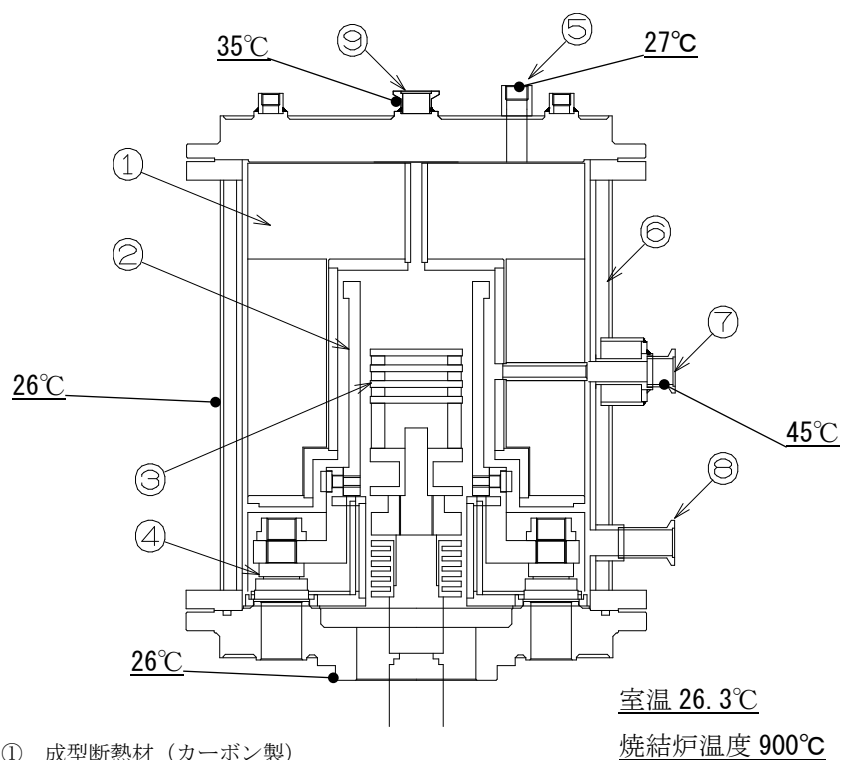
No.	手順
1	制御盤の「自動」スイッチを押下し、「油圧起動」表示が点灯することを確認。
2	制御盤の「原点復帰」スイッチを押下し、金型（上型）が初期位置に戻ることを確認。また、「上型上限」、「中型上限」、「下型減圧」表示が点灯することを確認。
3	圧縮成型機本体の「自動スタート」スイッチ A・B を同時に押下し、ペレット圧縮成型が開始することを確認。
4	制御盤の「手動」スイッチを押下後、「上型下降」スイッチを押下し、金型（上型）が下降することを確認。また、「上型下限」が点灯することを確認。
5	「下型加圧」スイッチを押下し、金型（下型）が上昇することを確認。また、「下型加圧」が点灯することを確認。
6	「中型下降」スイッチを押下し、金型（中型）が下降することを確認。また、「中型下限」が点灯することを確認。
7	上項 2～7 動作中、エリアセンサに手指を接近させ、圧縮動作が停止することを確認。

(2) 焼結炉

グローブボックス内に設置した焼結炉について、ペレットを焼結する際の一連の動作についてグローブを用いて操作した。作動確認手順を表 9.1-2 に示す。ペレットを焼結する際の一連の動作をグローブボックスにて操作し、問題のないことを確認した。なお、900℃に昇温中のグローブボックス内温度は常温で安定することを確認した。焼結炉本体の温度についても、最高で 45℃程度であった。焼結炉本体の温度分布について、図 9.1-1 に示す。

表 9.1-2 焼結炉作動確認手順

No.	手順
1	制御盤の「昇降操作」スイッチを押下し、ペレット配置部が昇降することを確認。
2	制御盤の「真空ポンプ ON」スイッチを押下し、焼結炉チャンバー内の減圧が開始することを確認。また、「真空ポンプ OFF」スイッチを押下することで、真空ポンプが停止することを確認。
3	制御盤の「ガス導入 ON」スイッチを押下し、焼結炉チャンバー内に Ar ガスが流入することを確認。また、「ガス導入 OFF」スイッチを押下することで、Ar ガスが停止することを確認。
4	制御盤の「ガス排気 ON」スイッチを押下し、焼結炉のガス排気口が開となることを確認。また、「ガス排気 OFF」スイッチを押下することで、ガス排気口が閉となることを確認。
5	制御盤の「加熱 ON」スイッチを押下し、加熱が開始することを確認。また、「加熱 OFF」スイッチを押下することで、加熱が停止することを確認。
6	制御盤の温度プロファイル操作により、昇温時間、到達温度、冷却時間のおりに焼結が行われることを確認。



- ① 成型断熱材（カーボン製）
- ② 発熱体（カーボン製）
- ③ 試料台（28個×4段=112個）
- ④ 電極（水冷式）
- ⑤ ガス排気口
- ⑥ 水冷式チャンバー
- ⑦ 制御熱電対
- ⑧ 真空引き口・ガス導入口
- ⑨ 内部温度監視用熱電対導入口

図 9.1-1 焼結炉本体の温度分布

(3) 器材の整備

デブリ模擬体調製設備の消耗品を購入し、デブリ模擬体調製設備に設置した。購入した器材一覧を表 9.1-3 に、主な器材等の外観を図 9.1-2 及び図 9.1-3 に示す。なお、混合粉碎機用の粉碎容器及び粉碎ボールの材質はジルコニア製とし、デブリ模擬体ペレットの主成分であるジルコニウムの混合粉碎時のコンタミネーションの影響を低減するために用いる。

表 9.1-3 購入器材一覧

器材名称	型式、主要使用	備考
粉碎容器	粉碎容器：250ml(ジルコニア製) 型式：50.2110.00 数量：2 個 フリッチュ・ジャパン社製	図 9.1-2 参照
粉碎ボール	粉碎ボール：Φ20(ジルコニア製) 型式：55.0200.27 (相当品) 数量：30 個 フリッチュ・ジャパン社製	図 9.1-2 参照
エラストイトグローブ	型式：CL 7954-28A 材質：ハイパロン カフ部サイズ：7 インチ 形状：平手 厚さ：0.4mm 数量：27 双	図 9.1-3 参照
インナーリング	型式：20-111-01 材質：ザイロン 数量：54 個	
Oリング	型式：20-116-05 型式：EPDM サイズ：7 インチ 数量：108 本	
T型リング	型式：20-116-03 型式：EPDM サイズ：7 インチ 数量：108 本	
スクレパーリング	型式：20-116-01 型式：EPDM 数量：54 個	



図 9.1-2 粉碎容器及び粉碎ボール



図 9.1-3 グローブボックス用グローブ

9.1.3 まとめ

平成 31 年度事業で整備したデブリ模擬体調製設備を用いてデブリ模擬体を調製するため、試調製の一環として、各機器の試運転を実施した。また、デブリ模擬体を調製する際に使用する器材等を整備した。試運転について、圧縮成型及び焼結の一連の動作をグローブボックスにて操作し、問題のないことを確認した。今後は、コールド試薬を用いてペレット調製を行う。

9.2 デブリ模擬体分析設備の整備

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。

9.2.1 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、平成31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

平成31年度までに実施した試分析においては、マイクロ波加熱分解及び塩酸やフッ化水素酸を加えた混酸による溶解ではデブリ模擬体試料に含まれる不溶解残渣の主成分として想定しているSi、Zr、Alを溶解することは困難であることが分かった。このため、本年度は、アルカリ融解法による溶解についての試分析を実施した。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。

9.2.2 成果報告

本試分析では、酸化ケイ素（ SiO_2 ）、酸化ジルコニウム（ ZrO_2 ）、酸化アルミニウム（ Al_2O_3 ）を用いた単体試料と、それぞれの混合物の混合物試料を調製し、アルカリ融解法による溶解試験を行い、溶解条件の検討を行った。アルカリ融剤には、アルカリ融解法で一般的に用いられる炭酸ナトリウムを使用した。

(1) 使用した試薬

本試分析で使用した試薬を表9.2-1に示す。

表 9.2-1 使用した試薬

品名	メーカー
酸化ケイ素 試薬特級	富士フィルム和光純薬株式会社
酸化ジルコニウム 和光特級	富士フィルム和光純薬株式会社
α -アルミナ（酸化アルミニウム）	高純度化学研究所
炭酸ナトリウム 犬印特級	小宗化学薬品株式会社

(2) 試分析手順及び条件

本試分析の手順を以下に示す。

- ① 酸化ケイ素（ SiO_2 ）、酸化ジルコニウム（ ZrO_2 ）、 α -アルミナ（ Al_2O_3 ）の試料を0.1 g分取し、別々のるつぼに入れ単体試料を調製する。また、各試料を0.05 gずつ分取し、るつぼで混合して混合試料を調製する。
- ② 融剤を量り取り、それぞれのるつぼに加える。

- ③ るつぼに蓋をした後、電気炉で試験温度まで昇温し、加熱時間保持する。
- ④ 自然冷却で 100°C以下になったら電気炉から出し、さらに放冷させる。
- ⑤ るつぼに硝酸を少量ずつ加え、気泡が出なくなるまで続ける。
- ⑥ るつぼから 100 mL のメスフラスコに移し替え、1M 硝酸で数回るつぼを洗い全量に移し替え、1M 硝酸で希釈する。
- ⑦ 残渣が沈殿するまで 1 日静置する。
- ⑧ 上澄みから 1 mL 分取し、さらに 100 mL のメスフラスコで希釈する。
- ⑨ 希釈した溶液をポリ瓶に移して、溶解した Si、Zr、Al を ICP 発光分光分析装置で測定する。

本試分析は表 9.2-2 に示す条件で実施した。また、各試料の分取量を表 9.2-3 に、電気炉内状態を図 9.2-1 に示す。

表 9.2-2 試分析条件

回数	アルカリ融剤添加量	加熱温度	加熱時間
1	試料量×約 10	約 880	1
2	試料量×約 15	約 880	2

表 9.2-3 各試料及びの融剤の分取量

	1 回目			2 回目			
	試料量[g]	試料中 Si/Zr/Al 重量[g]	融剤[g]	試料量[g]	試料中 Si/Zr/Al 重量[g]	融剤[g]	
SiO ₂	0.1023	0.0541	1.0111	0.1023	0.0541	1.5188	
ZrO ₂	0.1015	0.0474	1.0065	0.1138	0.0532	1.5765	
Al ₂ O ₃	0.1033	0.0765	1.0200	0.1016	0.0752	1.5188	
MIX	SiO ₂	0.0506	0.0268	1.5117	0.0629	0.0333	2.5348
	ZrO ₂	0.0518	0.0242		0.0527	0.0246	
	Al ₂ O ₃	0.0513	0.0380		0.0492	0.0364	

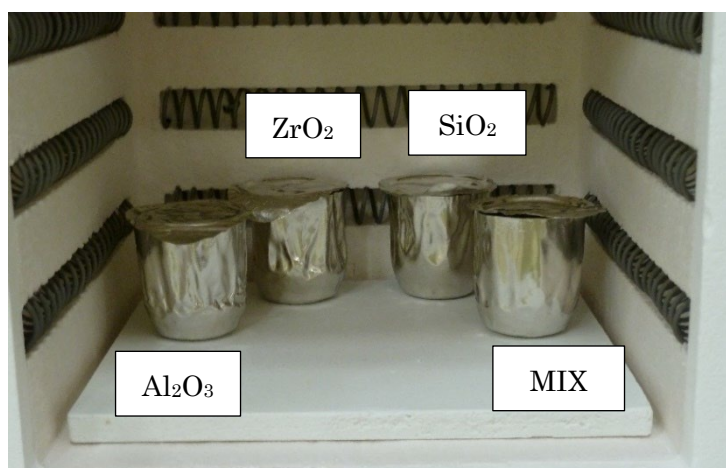


図 9.2-1 電気炉内状態図

(3) 試分析結果

ICP 発光分光分析装置で測定した Si、Zr、Al の結果から換算した溶解結果を表 9.2-4 に、1 回目加熱後の状態を図 9.2-2 に、2 回目加熱後の状態を図 9.2-3 に、1 回目 1 次希釈液を図 9.2-4 に、2 回目 1 次希釈液を図 9.2-5 に示す。

本試分析で実施したアルカリ融解法では、1 回目の融解では Zr が融解せず、融剂量を増やした 2 回目では、全元素が融解していることを示したものの、いずれも全量を融解するには至らなかった。また、2 回目では、多少の試料の吹きこぼれがあったこと、るつぼ表面に試料が癒着しており十分な回収ができていないことが見られた。

表 9.2-4 各試料溶解結果

		1 回目		2 回目	
		溶解量[g]	融解率 (%)	溶解量[g]	融解率 (%)
SiO ₂ 中の Si		5.6×10 ⁻⁴	1.2	3.0×10 ⁻³	0.6
ZrO ₂ 中の Zr		検出下限以下	—	7.4×10 ⁻⁵	0.1
Al ₂ O ₃ 中の Al		2.2×10 ⁻⁴	4.0	5.0×10 ⁻³	9.3
MIX	SiO ₂ 中の Si	2.5×10 ⁻³	10.4	1.8×10 ⁻⁴	0.7
	ZrO ₂ 中の Zr	検出下限以下	—	1.5×10 ⁻³	4.2
	Al ₂ O ₃ 中の Al	2.5×10 ⁻³	9.2	1.6×10 ⁻³	4.8

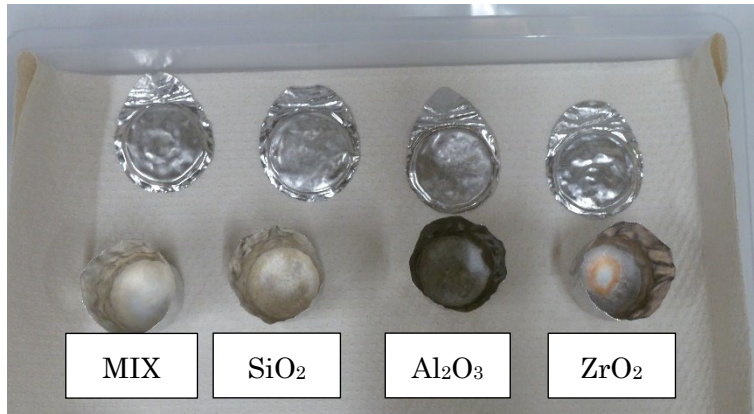


図 9.2-2 1回目加熱後



図 9.2-3 2回目加熱後

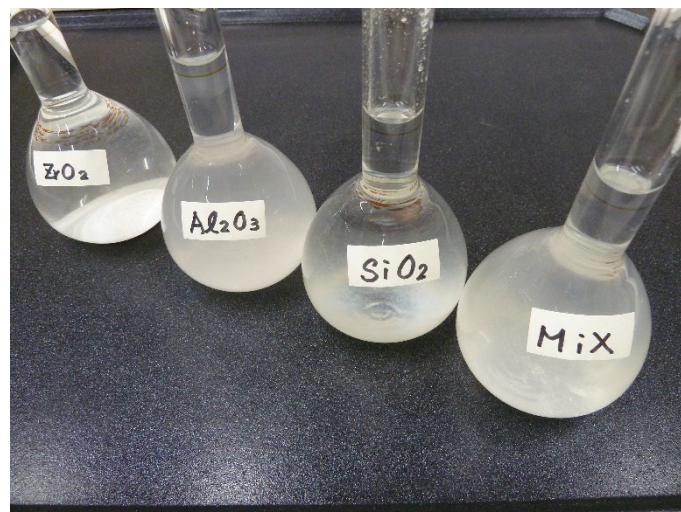


図 9.2-4 1回目 1次希积液

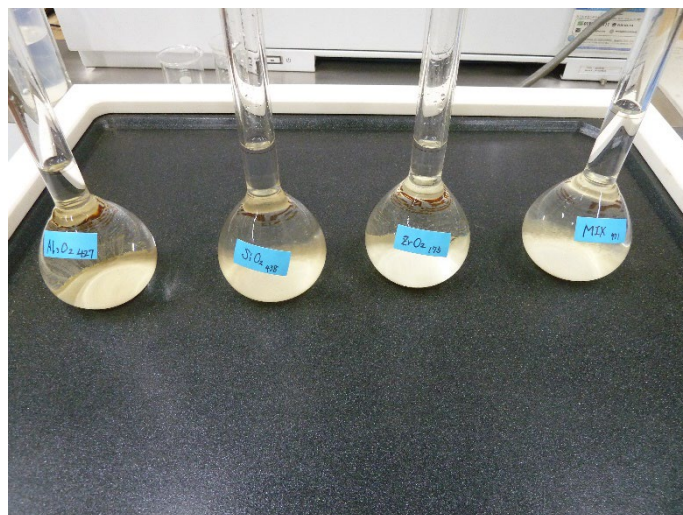


図 9.2-5 2回目 1次希积液

(4) 考察

本試分析の結果から、今後は室温から目的の温度までの昇温条件、加熱時間、融解試料の回収方法などについても検討する必要があることが分かった。また、本試分析で融剤として用いた炭酸ナトリウムよりも融解が低温で対応できる融剤を調査、選定し、上述した検討内容も含めて引き続き検討する必要がある。

(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 9.2-5 に、主な器材等の外観を図 9.2-6～図 9.2-9 に示す。

表 9.2-5 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
卓上小型電気炉	アズワン(株)製 NHK-170AF 使用最高温度：1300°C	
紫外・可視分光光度計及びプリンター	(株)島津製作所製 UV-1900i 測定波長範囲：190～1,100 nm スペクトルバンド幅：1 nm(190～1,100 nm)	図 9.2-6 参照
小型水平振動粉碎機及びポットミル	城戸メノウ(株)製 CM750 振動周波数：0～300 cpm	図 9.2-7 参照
減圧容器及び減圧濾過用フィルターホルダー	アドバンテック東洋(株)製	図 9.2-8 参照
分析テストフィルターロート及びフィルターロートアダプター	サーモフィッシャー サイエンティフィック(株)製	
コルクボーラー及び固定ホルダー	アズワン(株)製	
マイクロピペット及びピペットチップ	エッペンドルフ(株)製	
純水製造装置	(株)三商製 SWL220	図 9.2-9 参照
ダイヤフラム真空ポンプ	日本ビュッヒ(株)製 11V100000	



図 9.2-6 紫外・可視分光光度計及びプリンター



図 9.2-7 小型水平振動粉碎機及びビットミル

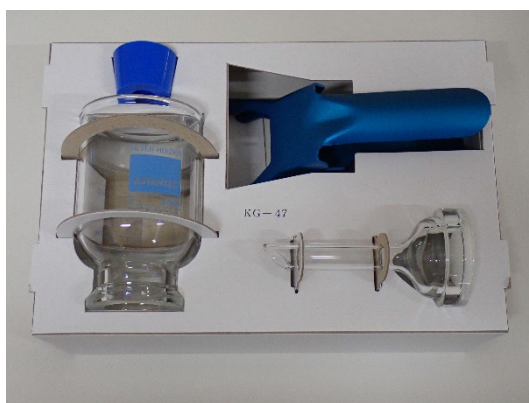


図 9.2-8 減圧容器及び減圧濾過用フィルターホルダー



図 9.2-9 純水製造装置

9.2.3 まとめ

平成 31 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、アルカリ融解法を用いた試分析を実施した。また、デブリ模擬体を分析するために使用する器材等を整備した。試分析について、本検討の条件では Si、Zr、Al を全量溶解するに至らなかったことから、今後は、アルカリ融剤の種類、加熱温度及び時間等の融解条件を変更し、引き続き検討を進める。

第IV編 臨界挙動評価手法の整備

第 10 章 臨界挙動評価に係る検討

取出し操作によって燃料デブリが臨界に至った場合の出力挙動を精度よく評価する上で重要となる 3 つの事柄について検討を実施した。初めに、燃料デブリの密度等のパラメータの感度を解析的に評価し、当該パラメータの重要度を評価した。次に、燃料デブリの性状の不確かさを評価するためのサンプリングについて、取得点数等のサンプリング条件と燃料デブリ内部の組成分布の評価精度の関係を解析的に検討した。3 つ目に、臨界時の事象終息に中性子毒物を投入した場合について、冷却水中の中性子毒物濃度分布によって得られる反応度効果を評価し、臨界挙動への影響に係る検討を実施した。

10.1 パラメータの感度解析

10.1.1 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なった場合を想定し、出力挙動の評価精度に対して特に影響が大きいと考えられる燃料等の密度の影響について解析的に調査するとともに、出力挙動計算に必要なパラメータのうち結果に対する感度が大きく、重要なパラメータを抽出することを目的とする。

(2) 概要

燃料デブリを模擬する単純な無限体系に対して静特性及び動特性解析を行い、中性子無限増倍率、動特性パラメータ等、出力挙動等に対する燃料密度及びコンクリート密度の影響を調べた結果、燃料密度 1% の変動に対して遅発中性子割合に近い反応度差が生じる場合があること等が明らかになった。

最も感度が大きかったのは、最大出力の反応度及びデブリの反応度温度係数と比熱に対する感度であった。それらについては、入力パラメータの誤差の数倍の誤差が出力結果に生じるという結果になった。

10.1.2 成果報告

(1) 解析条件

想定している状況は、燃料デブリの外形が概ね明らかになっていて、その一部についてサンプリングにより組成と密度が取得されており、それらサンプルから、全体の組成と密度を推定し、臨界時の出力挙動を解析的に推定しなければならない状況である。

出力挙動に対して影響の大きい、感度の高いパラメータを効率よく明らかにするため、図 10.1-1 のような単純化した体系を採用した。中央の燃料デブリ球は、燃料とコンクリートの均一な混合物（半径 1 cm）であり、その周辺に減速材として水を配置した。燃料とコンクリートの基準の比率は図 10.1-2 に示す既往の解析結果（実線：非均質）を基に、表 10.1-1

のように2種類考慮し、それぞれについて減速材部分の厚みを調節することで、減速材/燃料比 (V_m/V_f) の3つの場合 (最適減速、減速過剰、減速不足) を考慮した。燃料とコンクリートの基準となる組成と密度をそれぞれ表 10.1-2 及び 10.1-3 に示す。

実効断面積の作成には SRAC-2006 と SRACLIB-JDL40 断面積ライブラリを用いた。臨界計算には DANTSYS-3.0、動特性計算には AGNES-P コードを、それぞれ用いた。

初めに、影響の大きい燃料密度とコンクリート密度に対する①中性子無限増倍率、②動特性パラメータ等、③出力挙動等の感度を調べた。次に、④動特性パラメータ等に対する出力挙動の感度を調べた。添加反応度が大きく変化する場合には、最大出力は桁違いに大きく変化する可能性があることが知られているので、その他のパラメータの影響がそれに隠されてしまう可能性がある。これを避けるため、③の検討では、添加反応度は変化させず、その他のパラメータの変化だけを考慮した。

表 10.1-1 デブリの燃料とコンクリートの体積割合

組成	燃料	コンクリート	備考
case1	10%	90%	最適減速と減速過剰であり差がない
case2	40%	60%	最適減速に有意なピークがある

表 10.1-2 燃料デブリ (新燃料 UO_2 、密度: $10.6312[g/cm^3]$)

核種	原子量	原子個数密度 ($\times 10^{24}atoms/cm^3$)	備考
U-235	235.043923	9.60381E-04	濃縮度4 wt%
U-238	238.050783	2.27580E-02	
O	15.9994	4.74368E-02	

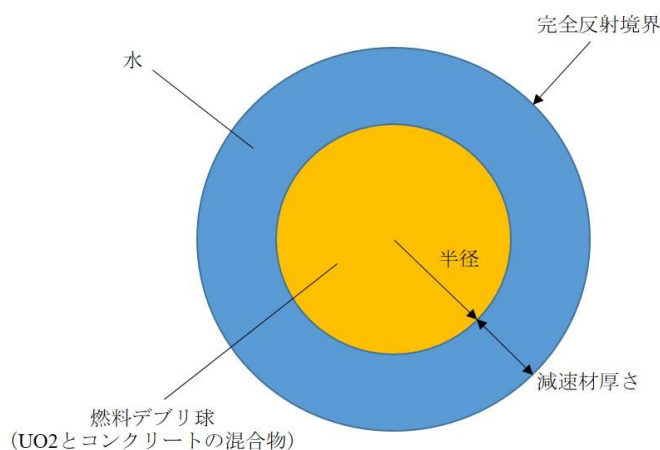


図 10.1-1 計算体系 (燃料デブリ球)

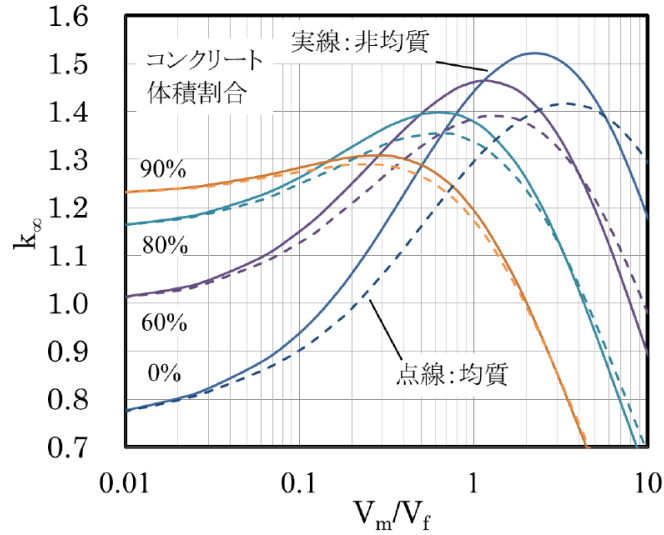


図 10.1-2 MCCI 生成物 (^{235}U 濃縮度 4wt% UO_2) ・水混合物の中性子無限増倍率

表 10.1-3 普通コンクリート (密度: $2.30[\text{g}/\text{cm}^3]$)

核種	同位体	密度(g/cm^3) (内は存在比[at%])	原子量	原子個数密度 ($\times 10^{24} \text{atoms}/\text{cm}^3$)
H		0.023	1.00794	1.3742E-02
O		1.22	15.9994	4.5921E-02
C		0.0023	12.0107	1.1532E-04
Na		0.0368	22.98976928	9.6397E-04
Mg		0.005	24.305	1.2389E-04
	Mg-24	(78.99)	23.985042	9.7858E-05
	Mg-25	(10.00)	24.985837	1.2389E-05
	Mg-26	(11.01)	25.982593	1.3640E-05
Al		0.078	26.981538	1.7409E-03
Si		0.775	28.0855	1.6617E-02
	Si-28	(92.23)	27.976927	1.5326E-02
	Si-29	(4.67)	28.976495	7.7605E-04
	Si-30	(3.10)	29.97377	5.1515E-04
K		0.0299	39.0983	4.6054E-04
	K-39	(93.2581)	38.963707	4.2949E-04
	K-40	(0.0117)	39.963999	5.3883E-08
	K-41	(6.7302)	40.961826	3.0995E-05
Ca		0.1	40.078	1.5026E-03
	Ca-40	(96.941)	39.962591	1.4566E-03
	Ca-42	(0.647)	41.958618	9.7218E-06
	Ca-43	(0.135)	42.958767	2.0285E-06
	Ca-44	(2.086)	43.955481	3.1344E-05
	Ca-46	(0.004)	45.953693	6.0104E-08
	Ca-48	(0.187)	47.952534	2.8099E-06
Fe		0.032	55.845	3.4507E-04
	Fe-54	(5.8)	53.939615	2.0014E-05
	Fe-56	(91.72)	55.934942	3.1650E-04
	Fe-57	(2.2)	56.935399	7.5917E-06
	Fe-58	(0.28)	57.93328	9.6622E-07
合計		2.302		

(2) 解析結果

①中性子無限増倍率

1) 燃料密度の影響 case 1 (燃料 10%)

燃料の割合が少ない体系の計算結果を図 10.1-3 から 5 に示す。ここでは基準となる体系から、燃料の密度だけを単独で 1%減じ、その中性子無限増倍率の変化の結果を反応度差 ($\Delta k/k$) で表わしている。いずれの図においても、コンクリート密度は変えずに燃料密度を減じると反応度が低下しているが、これは体積を保存しつつ密度を減じることにより、燃料の量が低下することの影響が大きい。密度を増やした場合の応答は、減速比により異なった。減速不足の場合、図 10.1-3 が示すように、反応度は密度を増しても低下している。これは、減速不足の状況に加えて燃料の割合が増加し、相対的に減速材の割合が低下してさらに減速を不足させるためと考えられる。

最適減速や減速過剰の場合には、密度を増すと反応度も増加したが、その程度は場合により異なった。2次曲線のフィッティングを行って得られた1次係数を見ると、最適減速では 5.6×10^{-4} 、減速過剰では 3.9×10^{-3} であり、減速過剰の方が一桁大きい。後で示す動特性パラメータの計算結果によると遅発中性子割合 β は 6×10^{-3} の程度であるから、1%の密度増加で即発臨界に近い反応度の差を生じることになる。

結果として、燃料の割合が少ない体系では、減速不足の場合、燃料密度の誤差は結果をそれほど悪化させないが、特に減速過剰の場合には、反応度の燃料密度に対する感度は高く、注意が必要であると考えられる。

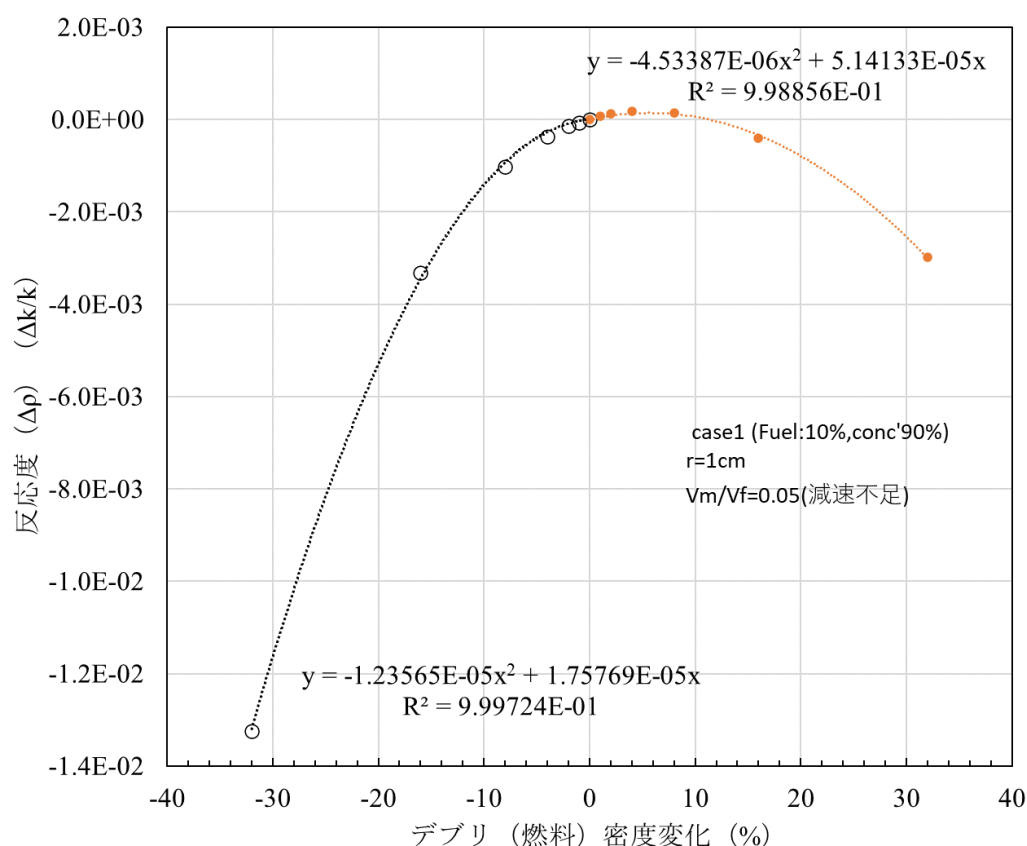


図 10.1-3 case1 燃料割合 10% 減速不足体系 ($V_m/V_f=0.05$)

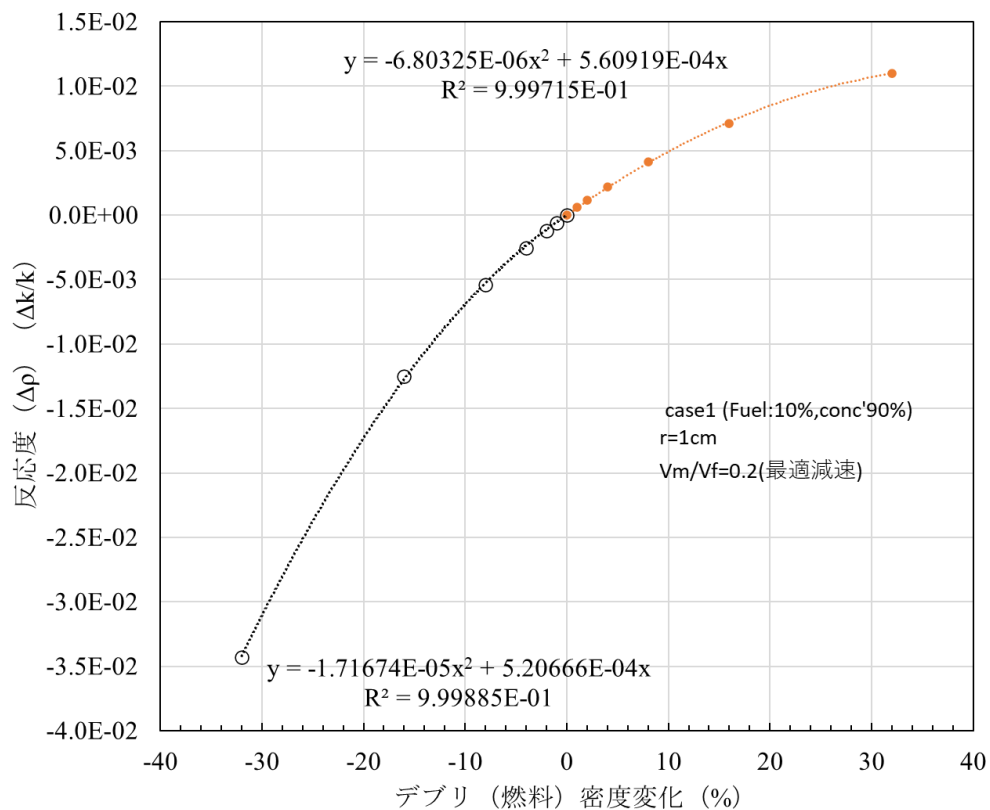


図 10.1-4 case1 燃料割合 10% 最適減速体系 (Vm/Vf=0.2)

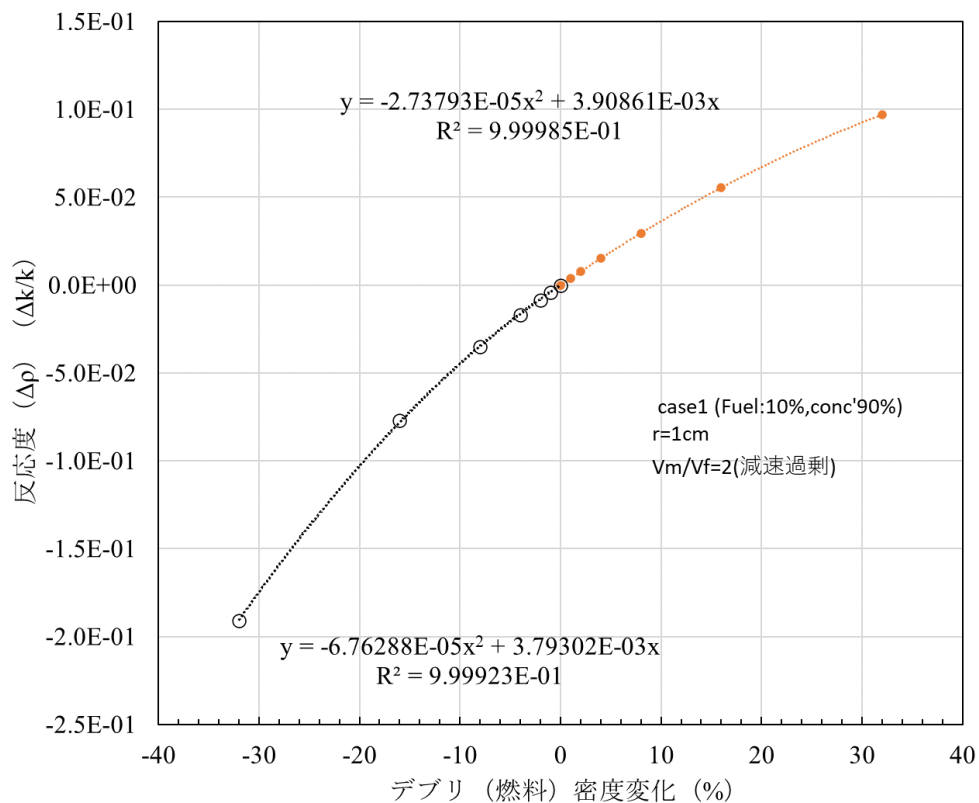


図 10.1-5 case1 燃料割合 10% 減速過剰体系 (Vm/Vf=2)

2) 燃料密度の影響 case 2 (燃料 40%)

燃料の割合が case1 より大きい体系の計算結果を図 10.1-6 から 10.1-8 に示す。上述の場合と異なり、燃料密度に対する反応度の応答は減速比に応じてそれぞれ異なった。特に減速不足体系では、図 10.1-6 に示すように右肩下がりであり、燃料密度が低下しても反応度が増加している。これは、燃料の量の減少を上回る減速効果があることを示している。1次係数の値も 1.3×10^{-3} と遅発中性子割合と同じオーダーであり、反応度に対する影響が大きいと言える。

最適減速の場合には、図 10.1-7 に示すように、燃料密度の増減に関係なく反応度が低下した。これは、密度が増えても減っても最適な条件から外れる方向であることから生じると考えられる。減速過剰の場合には図 10.1-8 に示すように、右肩上がりである。燃料の密度が低下すれば相対的に減速過剰の度合いが大きくなり、逆に密度が上がれば減速過剰が緩和されるからであると考えられる。このため、燃料の増減と減速比の効果が相乗して、1次係数の値も 2.0×10^{-3} と大きい。

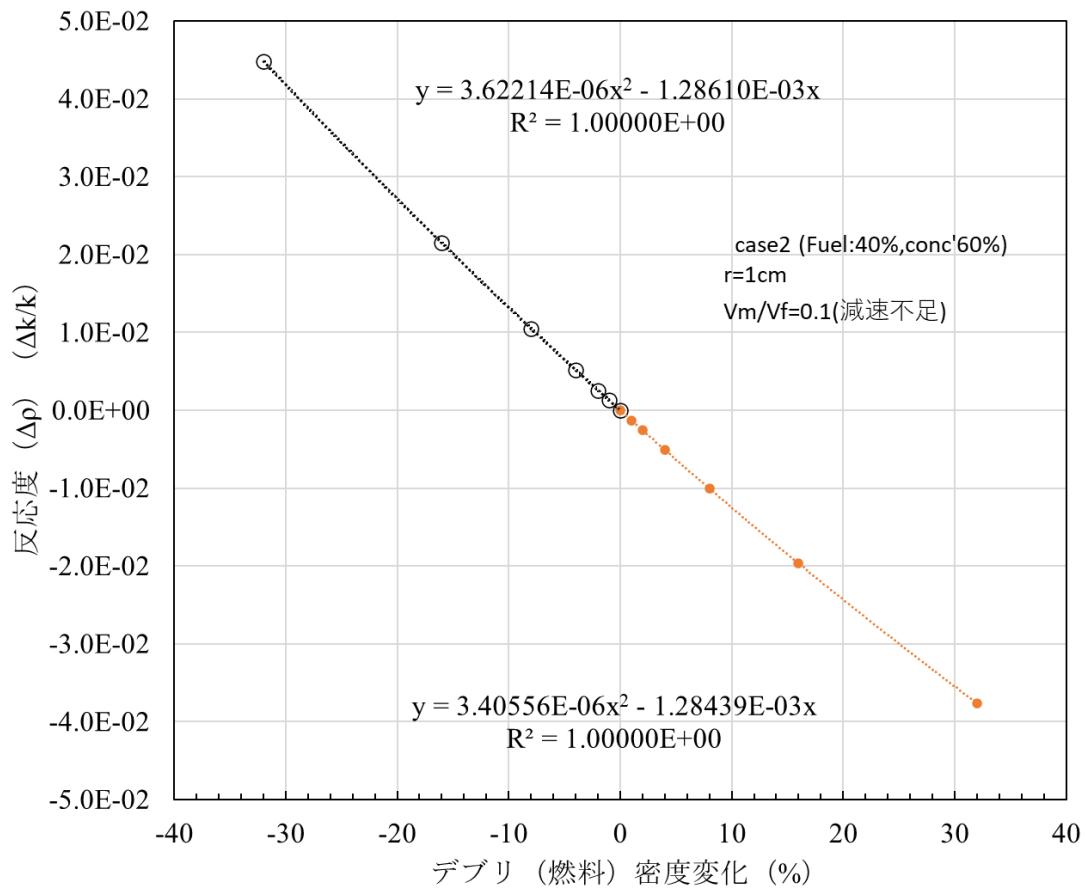


図 10.1-6 case2 燃料割合 40% 減速不足体系 ($V_m/V_f=0.1$)

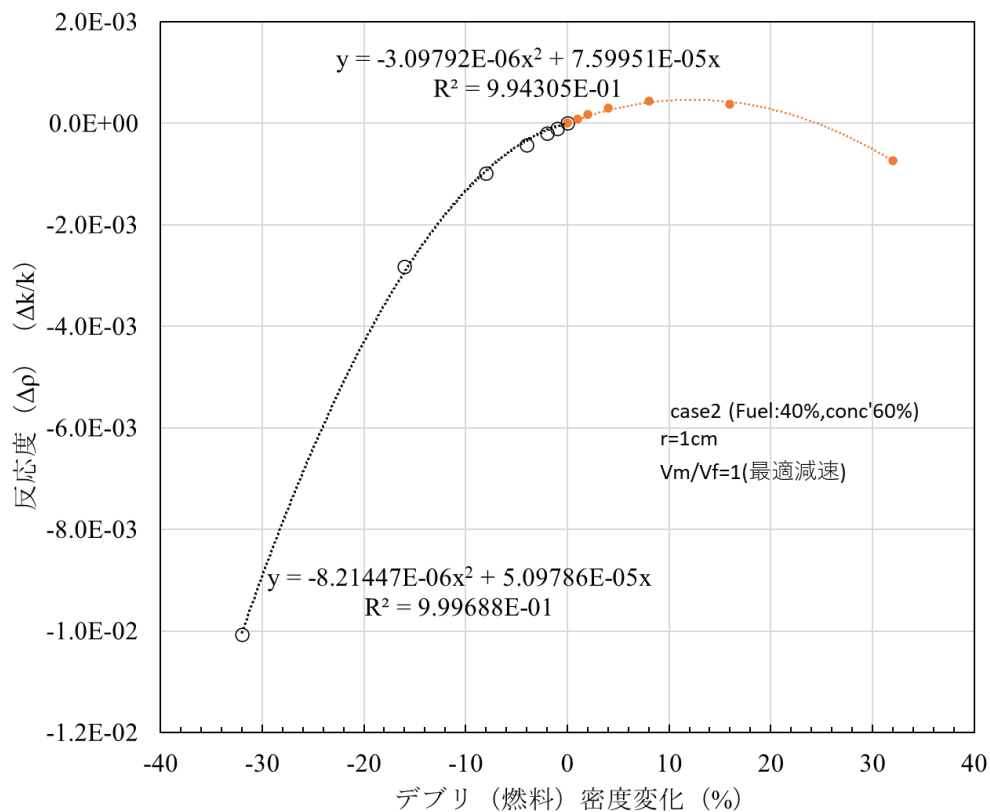


図 10.1-7 case2 燃料割合 40% 最適減速体系 ($V_m/V_f=1$)

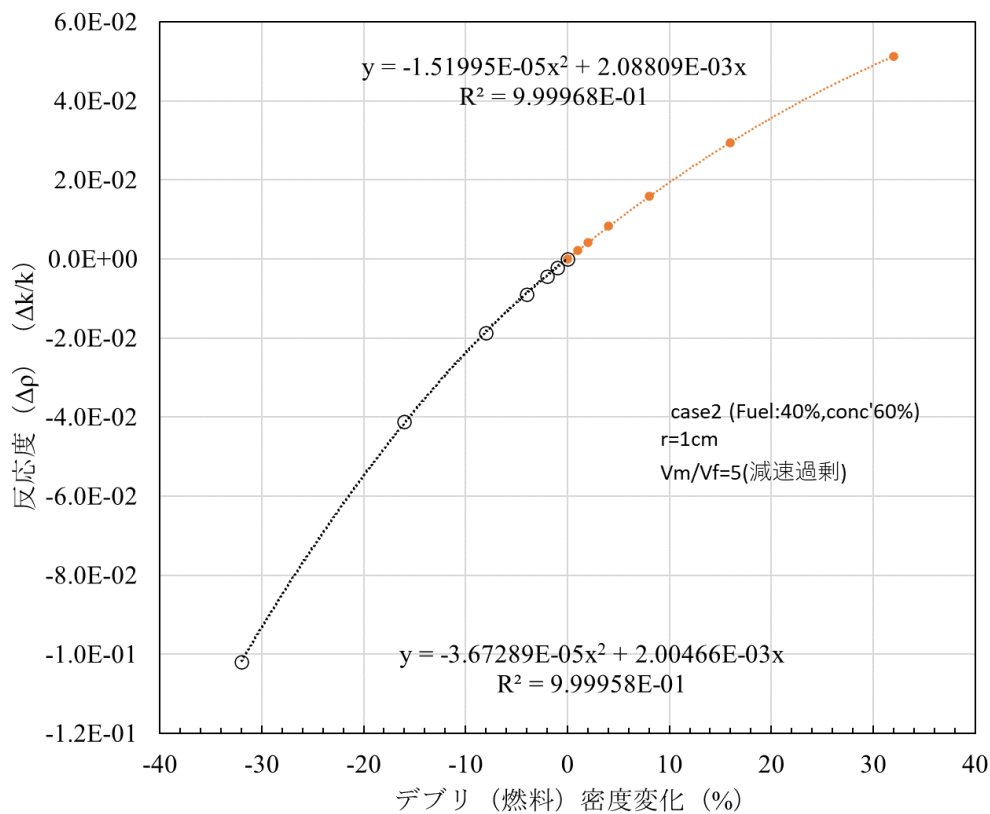


図 10.1-8 case2 燃料割合 40% 減速過剰体系 ($V_m/V_f=5$)

3) コンクリート密度の影響 case 1 (燃料 10%)

燃料の割合が少ない体系の計算結果を図 10.1-9 から 11 に示す。いずれの図においても、グラフは右肩下がりであり、コンクリート密度を低下させると反応度が増加しているが、これはコンクリートに含まれる Si や Fe といった物質の中性子吸収の効果が低下することによると考えられる。1 次係数の値はいずれも $2 \times 10^{-4} \sim 8 \times 10^{-4}$ の程度であり、遅発中性子割合 β より一桁小さい。最適減速と減速過剰の場合に 1 次係数の絶対値が次の 4) のケースと比べてやや大きいのは、コンクリートの割合が 90% と大きいためと考えられる。

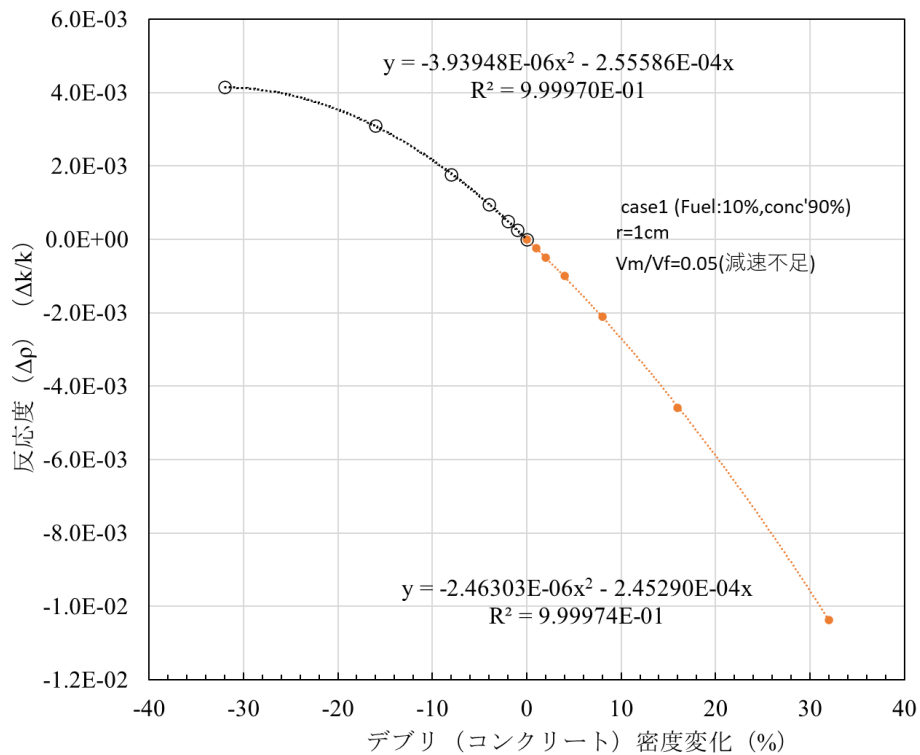


図 10.1-9 case1 燃料割合 10% 減速不足体系 ($V_m/V_f=0.05$)

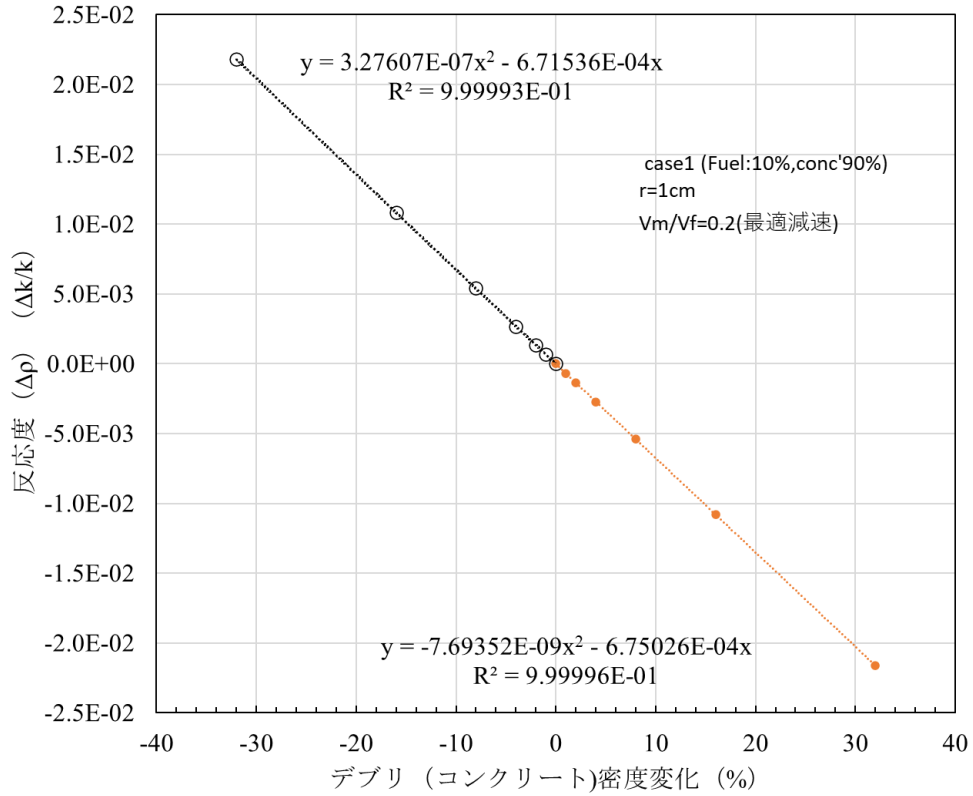


図 10.1-10 case1 燃料割合 10% 最適減速体系 ($V_m/V_f=0.2$)

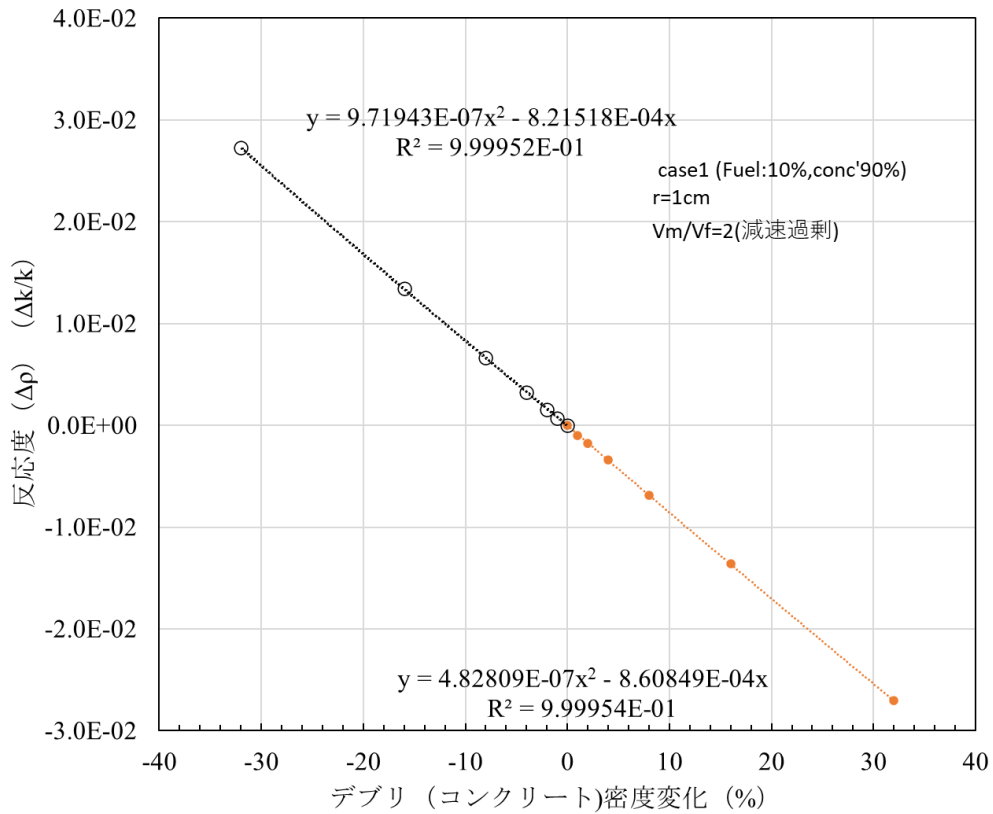


図 10.1-11 case1 燃料割合 10% 減速過剰体系 ($V_m/V_f=2$)

4) コンクリート密度の影響 case 2 (燃料 40%)

燃料の割合がより大きい体系の計算結果を図 10.1-12 から 14 に示す。上述の場合と異なり、減速不足体系では図 10.1-12 に示すように右肩上がりであり、コンクリート密度が増加するほど反応度も増加する。減速不足の緩和効果が中性子吸収の効果の増大よりも大きい可能性がある。

最適減速と減速過剰の体系では、反応度応答は燃料の割合が少ない体系と類似している。いずれの場合も 1 次係数は $2 \times 10^{-4} \sim 3 \times 10^{-4}$ の程度であり、遅発中性子割合 β より一桁小さい。

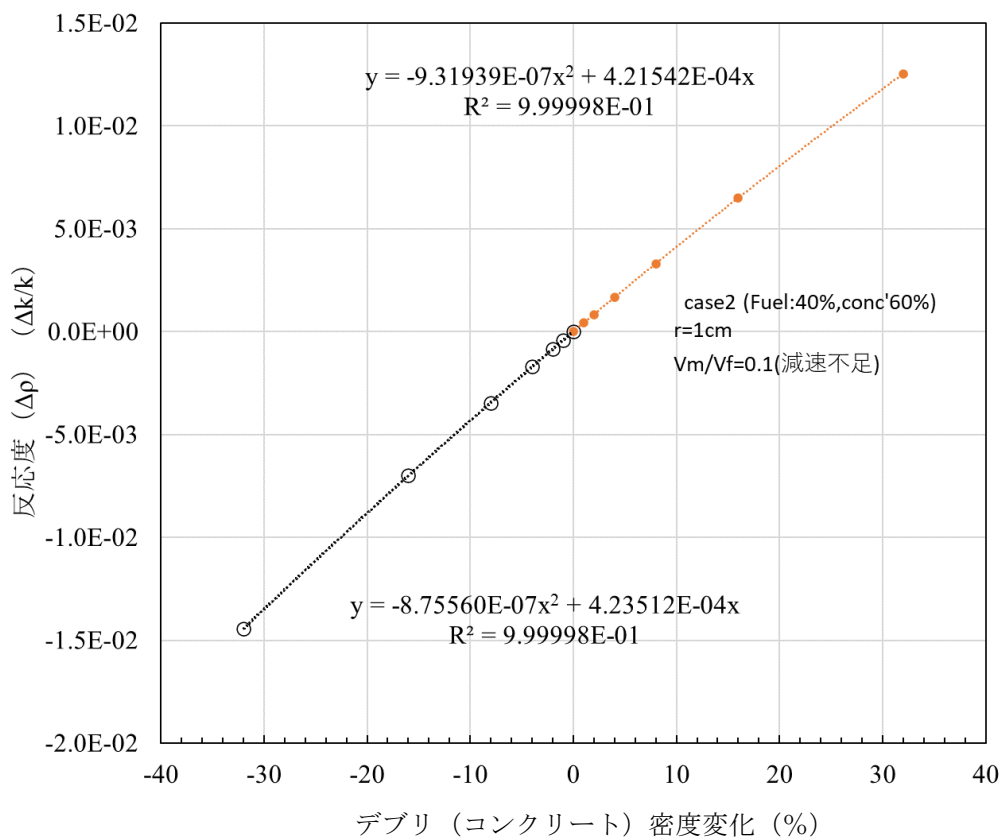


図 10.1-12 case2 燃料割合 40% 減速不足体系 ($V_m/V_f=0.1$)

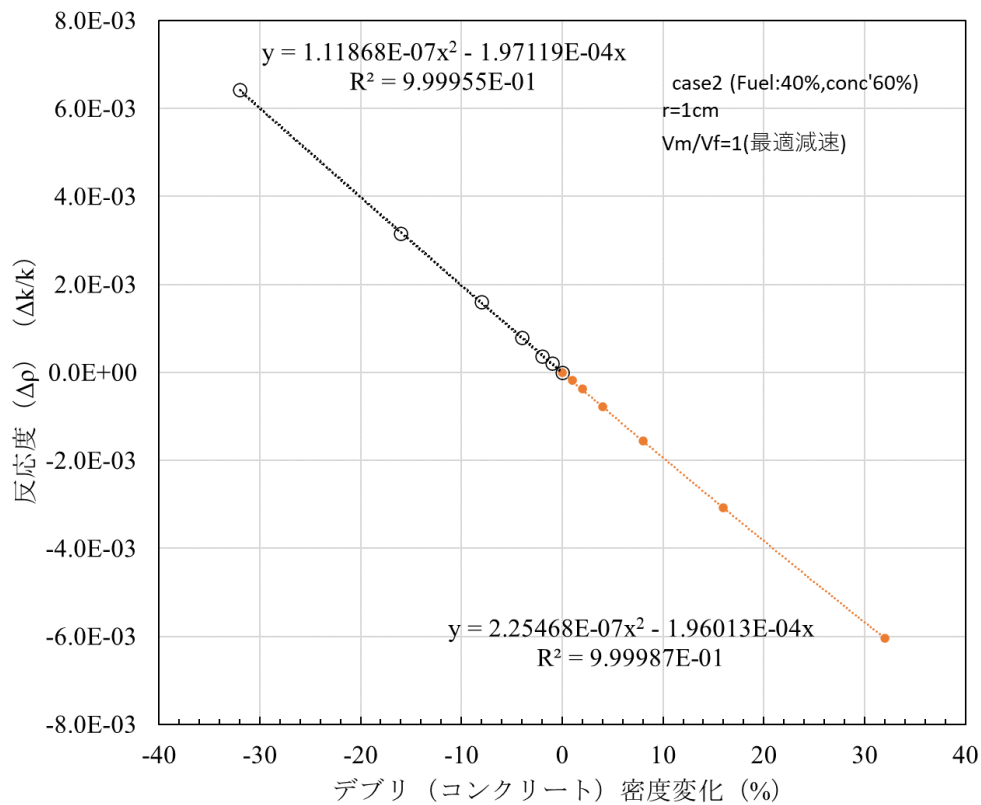


図 10.1-13 case2 燃料割合 40% 最適減速体系 ($V_m/V_f=1$)

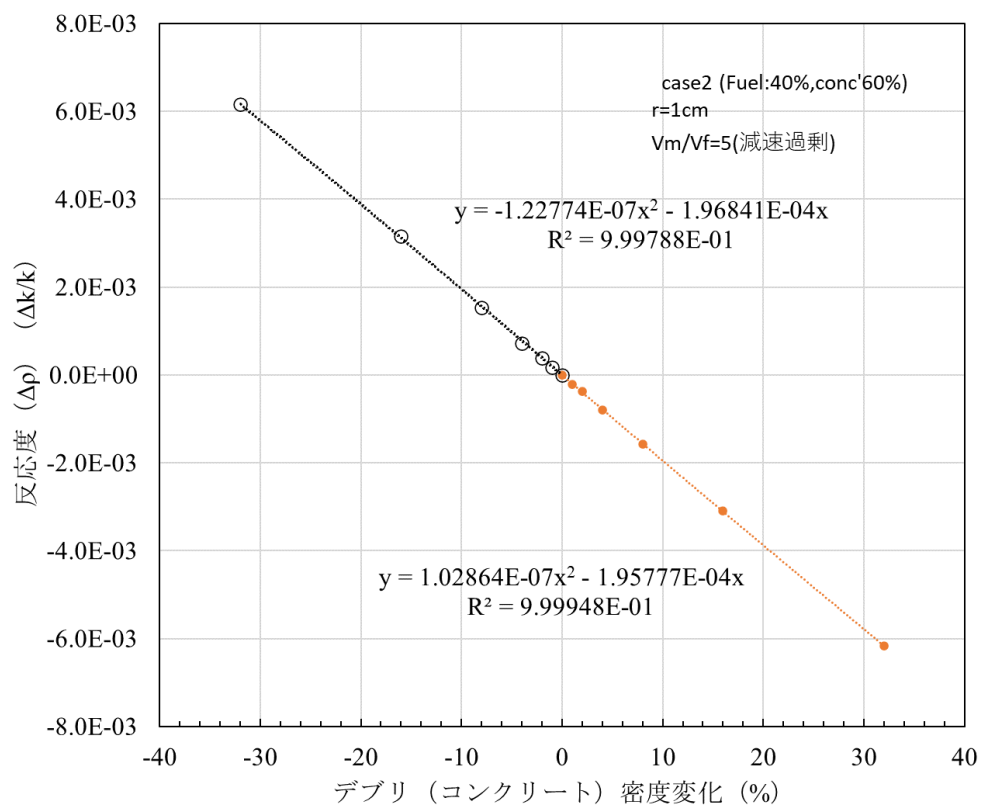


図 10.1-14 case2 燃料割合 40% 減速過剰体系 ($V_m/V_f=5$)

5) まとめ

燃料及びコンクリートの密度に対する中性子無限増倍率の感度について解析的に検討した結果、相対的に感度が高く、1%の燃料密度変化に対して遅発中性子割合 β ($\sim 6 \times 10^{-3}$)程度近い反応度応答があるのは、燃料割合に関わらず減速過剰体系と、燃料割合が少ない(中性子無限増倍率のピークがはっきりしている)場合の減速不足体系である。

それらに比べて反応度応答が一桁小さいのは、燃料割合が少ない場合の最適減速体系とコンクリートの密度変化への応答である。

燃料の割合が少なくかつ減速不足の体系と燃料の割合が少なくなく、かつ最適減速の体系では、1%の燃料密度変化に対する反応度応答はさらに小さかった ($\sim 10^{-5} \Delta k/k/\%$)。

②動特性パラメータ等

1) 燃料密度の影響

動特性パラメータや反応度係数の、燃料密度に対する感度を調べる目的で解析を行った。基本条件での計算結果を表 10.1-4 に示す。遅発中性子割合はほとんど変化しなかった。

表 10.1-4 基本条件での計算結果

動特性パラメータ等	case1			case2			
	減速不足	最適減速	減速過剰	減速不足	最適減速	減速過剰	
無限増倍率	1.26071	1.30592	1.00385	1.15236	1.45843	1.19545	
即発中性子寿命(s)	5.67119E-05	6.34456E-05	1.11338E-04	1.39355E-05	3.02922E-05	7.73749E-05	
β	$\beta 1$	2.14569E-04	2.14852E-04	2.14500E-04	2.05482E-04	2.12158E-04	2.12669E-04
	$\beta 2$	1.44451E-03	1.44178E-03	1.43181E-03	1.43104E-03	1.43654E-03	1.42762E-03
	$\beta 3$	1.31627E-03	1.30861E-03	1.29063E-03	1.35487E-03	1.31819E-03	1.29567E-03
	$\beta 4$	2.67629E-03	2.65543E-03	2.61091E-03	2.81341E-03	2.68942E-03	2.63060E-03
	$\beta 5$	8.37258E-04	8.18148E-04	7.83105E-04	1.00620E-03	8.63403E-04	8.10812E-04
	$\beta 6$	3.01061E-04	2.95135E-04	2.84131E-04	3.52360E-04	3.08794E-04	2.92465E-04
	β_{eff}	6.78996E-03	6.73396E-03	6.61509E-03	7.16335E-03	6.82851E-03	6.66984E-03
λ	$\lambda 1$	1.246454E-02	1.245902E-02	1.244973E-02	1.252306E-02	1.247437E-02	1.245919E-02
	$\lambda 2$	3.060880E-02	3.059338E-02	3.056750E-02	3.076541E-02	3.063582E-02	3.059396E-02
	$\lambda 3$	0.1128211	0.1125053	0.1119707	0.1159706	0.1133736	0.1125170
	$\lambda 4$	0.3048909	0.3041209	0.3028090	0.3124145	0.3062309	0.3041484
	$\lambda 5$	1.1673058	1.1607028	1.1490653	1.2243071	1.1784322	1.1609434
	$\lambda 6$	3.1099114	3.0893548	3.0535643	3.2948022	3.1449347	3.0901060
反応度デブリ温度係数	1次	-1.1790E+00	-9.7023E-01	-1.8899E+00	-1.0250E+00	-4.3690E-01	-8.6043E-01
	2次	3.4815E-04	3.0478E-04	8.2578E-04	2.6704E-04	1.1030E-04	3.2559E-04
反応度冷却水温度係数	1次	-9.0800E-02	-1.6725E-01	1.7660E+00	-3.8528E-01	-3.9670E-02	2.7063E+00
	2次	-1.2437E-03	-1.5952E-04	1.4797E-02	-3.9625E-03	-1.3846E-03	7.1993E-03
反応度ボイド係数	1次	-2.6053E+00	-1.5238E+00	5.0904E+01	-1.2325E+01	-1.5545E+00	4.1135E+01
	2次	-8.4847E-03	-3.7681E-02	-3.8478E-02	-4.8596E-02	-1.0496E-01	-8.0896E-02

燃料密度を 1% 増加させた場合の即発中性子寿命、反応度デブリ温度係数、反応度冷却水温度係数、反応度ボイド係数の増減を表 10.1-5 にまとめた。結果が 0.1% 以上変動したものだけを記載している。即発中性子寿命と減速過剰の場合の反応度温度係数 (1 次)

が 1%前後変動した。冷却水温度係数とボイド係数（1次）は数%から数十%変動した。特に冷却水温度係数（2次）は大きく変動したことから、フィードバック反応度の非線形性の度合いも大きく変動しうるものであることが示された。これらの数値は、 V_m/V_f などの条件に依存するので、実際の挙動評価においては、解析条件に応じて再評価するべきである。

表 10.1-5 燃料密度 1%増加に対する応答*

動特性パラメータ等		case1			case2		
		減速不足	最適減速	減速過剰	減速不足	最適減速	減速過剰
即発中性子寿命		-0.90%	-0.84%	-0.55%	-1.20%	-0.87%	-0.55%
反応度デブリ温度係数	1次	-0.01%	0.00%	-0.98%	0.097%	-0.03%	-0.88%
	2次	-0.09%	0.13%	-0.86%	0.08%	-0.18%	-0.65%
反応度冷却水温度係数	1次	18.60%	16.97%	4.74%	0.70%	46.59%	-1.87%
	2次	-19.42%	-143.22%	-5.63%	-0.52%	-11.10%	9.81%
反応度ボイド係数	1次	2.32%	10.26%	-0.43%	0.14%	5.96%	-0.40%
	2次	-10.50%	-6.32%	20.08%	1.08%	1.24%	8.12%

*大きさが 0.1%以上の数値を赤色で表示している。

2) コンクリート密度の影響

動特性パラメータや反応度係数の、コンクリート密度に対する感度を調べる目的で解析を行い、表 10.1-4 の条件からコンクリート密度を 1%増加させた場合の数値の増減を表 10.1-6 にまとめた。結果が 0.1%以上変動したものを記載している。中性子割合はほとんど変化しなかった。

表 10.1-6 に示すように、即発中性子寿命と反応度温度係数（1次）が 1%前後変動した。冷却水温度係数とボイド係数（1次）は数%から数十%変動した。特に冷却水温度係数（2次）は大きく変動したことから、フィードバック反応度の非線形性の度合いも大きく変動しうるものであることが示された。これらの数値は、 V_m/V_f などの条件に依存するので、実際の挙動評価においては、解析条件に応じて再評価するべきである。

表 10.1-6 コンクリート密度 1%増加に対する応答*

動特性パラメータ等		case1			case2		
		減速不足	最適減速	減速過剰	減速不足	最適減速	減速過剰
即発中性子寿命		-0.08%	-0.11%	-0.08%	0.12%	-0.01%	0.00%
反応度デブリ温度係数	1次	0.33%	-0.38%	0.58%	0.00%	0.68%	1.08%
	2次	0.72%	-1.47%	0.47%	-0.26%	1.19%	1.62%
反応度冷却水温度係数	1次	35.72%	-13.38%	4.88%	-1.82%	65.94%	-2.53%
	2次	-47.12%	198.65%	-1.27%	2.30%	-31.14%	21.92%
反応度ボイド係数	1次	-0.92%	-6.12%	0.64%	-0.67%	-1.38%	0.21%
	2次	-9.42%	3.51%	24.09%	0.53%	1.06%	2.68%

*大きさが 0.1%以上の数値を赤色で表示している。

③出力挙動等

1) 燃料密度の影響

出力挙動に対する燃料密度の影響を調べるために、上記で得られた動特性パラメータ等の値を用いて、動特性解析を行った。瞬時に2\$の反応度が添加されると仮定し、計算領域の外側境界で断熱とした。計算は500秒まで行い、最大出力と500秒時点でのエネルギー及び燃料温度を検討対象とした。基本となるケースの動特性解析結果(出力挙動)を図10.1-15に示す。

燃料密度を1%増加した条件での解析結果を表10.1-7にまとめた。最大出力はほとんど1から2%増加している。しかし、1%弱減少しているケース(case1減速不足)もあった。エネルギーも1から2%増加したケースがある。燃料温度も含め、すべての項目で、減速過剰の場合に影響が大きかった。

結果として、添加反応度の推定値の誤差の影響を除くと、各パラメータの影響が相乗して最大出力等の変動が非常に大きくなるということはない。

表 10.1-7 燃料密度 1%増加に対する応答*

項目	case1			case2		
	減速不足	最適減速	減速過剰	減速不足	最適減速	減速過剰
最大出力	-0.80%	1.20%	1.95%	2.00%	1.96%	2.43%
エネルギー	0.04%	0.37%	1.43%	0.73%	0.88%	1.99%
燃料温度	-0.23%	0.01%	0.97%	-0.10%	0.02%	1.07%

*大きさが0.1%以上の数値を赤色で表示している。

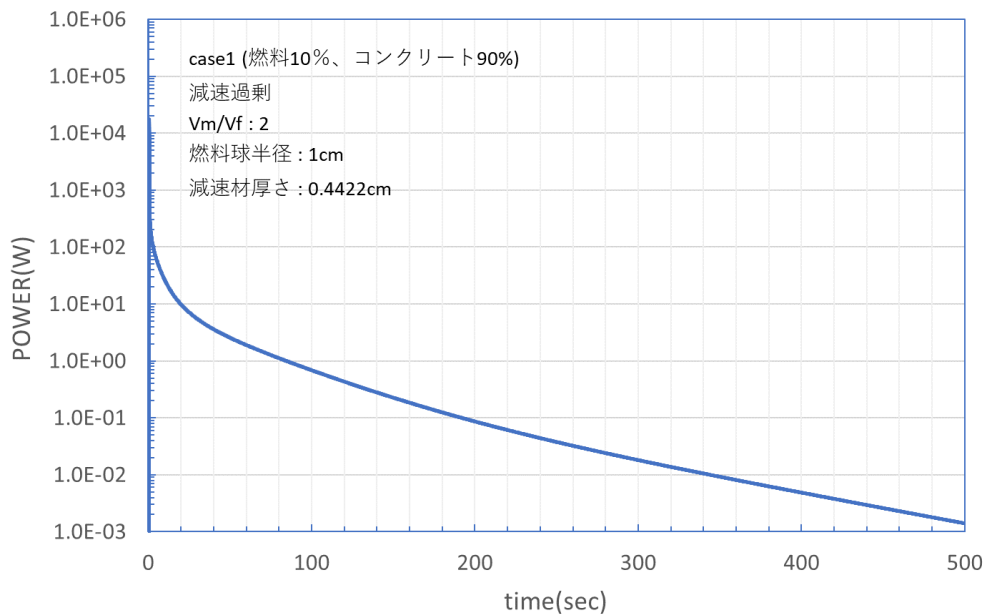


図 10.1-15 case1 燃料割合 10% 最適減速体系の出力挙動の例

2) コンクリート密度の影響

出力挙動に対するコンクリート密度の影響を調べるために、上記で得られた動特性パラメータ等の値を用いて、動特性解析を行った。瞬時に2\$の反応度が添加されると仮定し、計算領域の外側境界で断熱とした。計算は500秒まで行い、最大出力と500秒時点でのエネルギー及び燃料温度を検討対象とした。

コンクリート密度を1%増加した条件での解析結果を表10-1.8にまとめた。最大出力はほとんどのケースで増加している。エネルギーも1から2%増加したケースがある。燃料温度の変動は一つのケースを除いて1%未満だった。

結果として、添加反応度の推定値の誤差の影響を除くと、各パラメータの影響が相乗して最大出力等の変動が非常に大きくなるということはない。

表 10.1-8 コンクリート密度 1%増加に対する応答*

項目	case1			case2		
	減速不足	最適減速	減速過剰	減速不足	最適減速	減速過剰
最大出力	1.44%	4.91%	1.13%	0.99%	0.56%	0.05%
エネルギー	1.33%	2.40%	1.02%	1.14%	0.45%	-0.01%
燃料温度	-0.30%	0.60%	-0.57%	-0.02%	-0.71%	-1.11%

*大きさが0.1%以上の数値を赤色で表示している。

④出力挙動等の動特性パラメータ等に対する感度

1) 最大出力への影響

出力挙動のうち、作業者に直接到達する放射線の最大値は、遮蔽の効果を検討する上で重要であり、その値は出力の最大値に比例する。ここでは、出力の最大値の動特性パラメータ等に対する感度を調べるために、それらパラメータの値を1%増加させた場合の最大出力の変化量を計算した。動特性解析では、瞬時に2\$の反応度が添加されると仮定し、計算領域の外側境界で断熱とした。Case1及び2の結果を図10.1-16及び17にそれぞれ示す。

体系の減速度に応じて差はあるものの、どちらのケースでも反応度と比熱、デブリの反応度温度係数を変化させたときの最大出力の差は最大4から5%程度と、非常に大きかった。続いて即発中性子世代時間（最大2%程度）、遅発中性子割合（最大1%程度）が大きかった。即発臨界の場合1秒以内に出力が最大に達するため、遅発中性子崩壊定数や冷却水に関する反応度係数にはほとんど依存していない結果となっているのは、妥当だと考えられる。

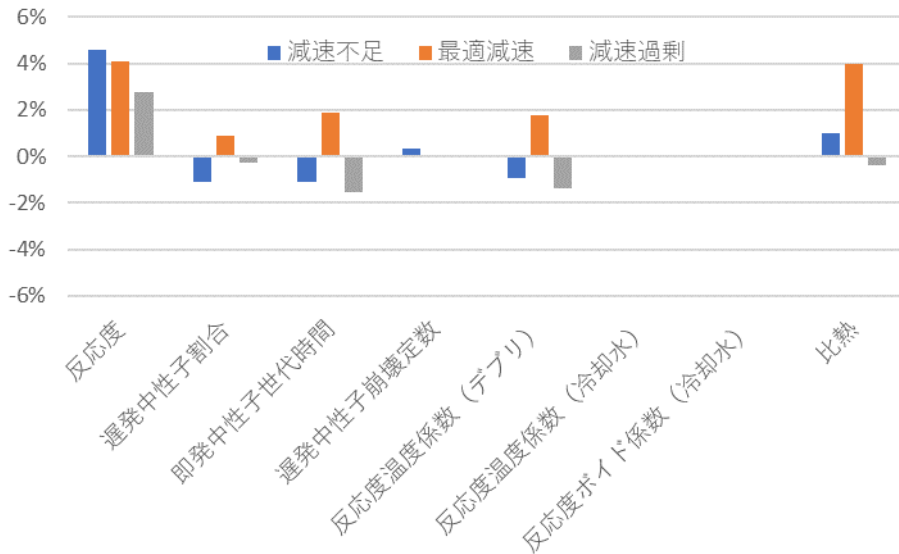


図 10.1-16 case1 燃料割合 10%体系の最大出力の応答

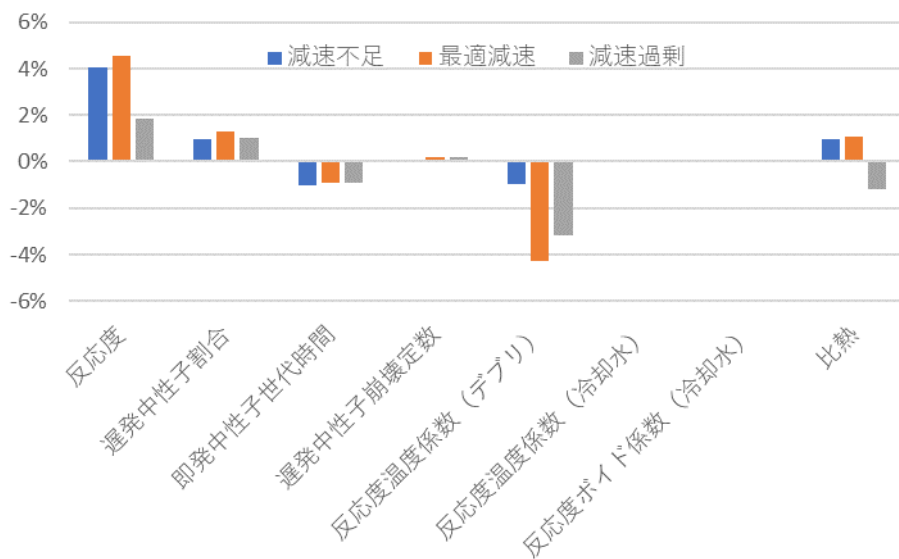


図 10.1-17 case2 燃料割合 40%体系の最大出力の応答

2) 総核分裂数への影響

出力挙動のうち、公衆への被ばくに影響する核分裂生成物の生成量は、総核分裂数に比例する。ここでは、総核分裂数の動特性パラメータ等に対する感度を調べた。Case1 及び 2 の結果を図 10.1-18 及び 19 にそれぞれ示す。

体系の減速度に応じて差はあるものの、どちらのケースでもデブリの反応度温度係数を変化させたときの総核分裂数の差は最大 2%程度と大きかった。続いて反応度と比熱

(最大 1%程度) が大きかった。その他のパラメータにはほとんど依存していない結果となった。

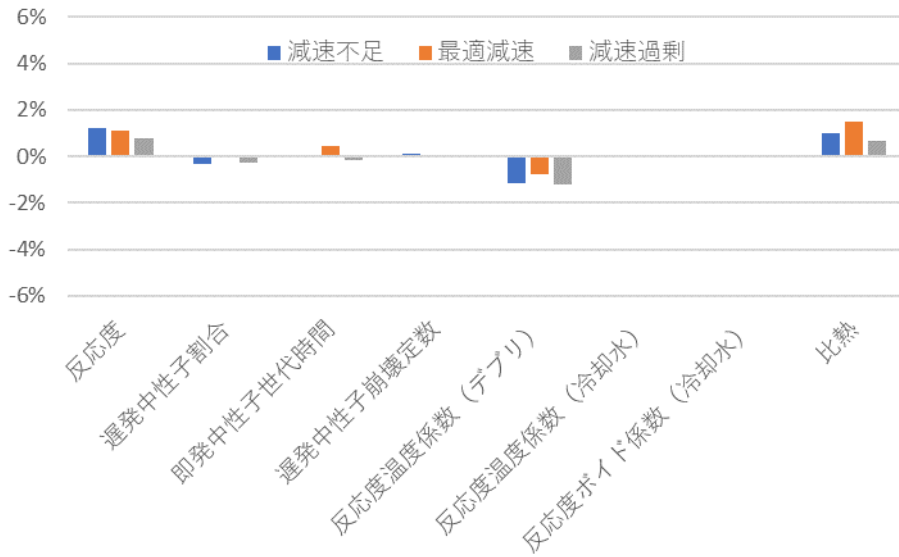


図 10.1-18 case1 燃料割合 10%体系の総核分裂数の応答

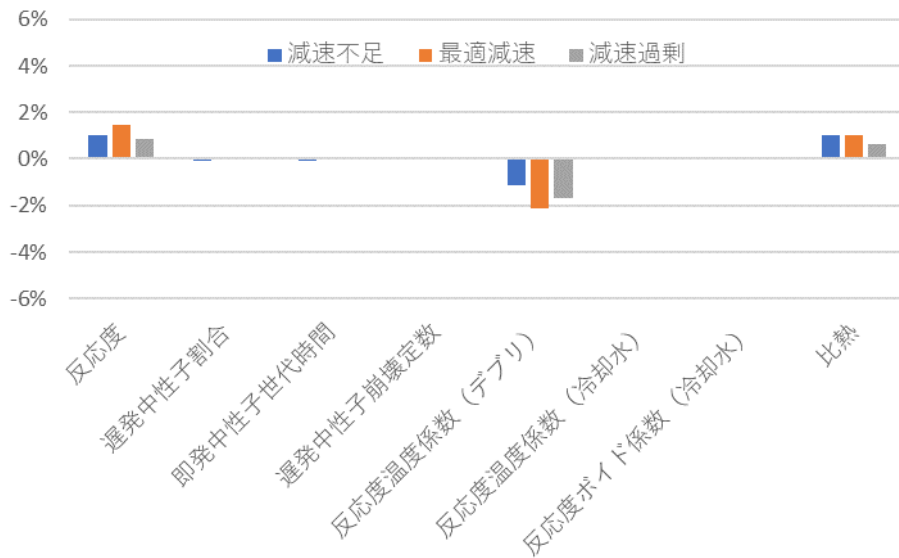


図 10.1-19 case2 燃料割合 40%体系の総核分裂数の応答

3) デブリ温度への影響

燃料デブリの温度の感度を調べた。Case1 及び 2 の結果を図 10.1-20 及び 21 にそれぞれ示す。

体系の減速度に応じて差はあるものの、どちらのケースでもデブリ反応度温度係数を変化させたときの温度の差は最大 2% 程度、反応度では最大 1% 程度と大きかったうえ、図 10.1-18 及び 19 に示す総核分裂数の応答とほぼ一致した。比熱については、影響が小さい上に総核分裂数の応答とも異なっている。これは、比熱そのものが変化するために、核分裂数が大きくなっても温度上昇が抑制されるためと考えられる。それら以外のパラメータには、総核分裂数同様、ほとんど影響されていなかった。

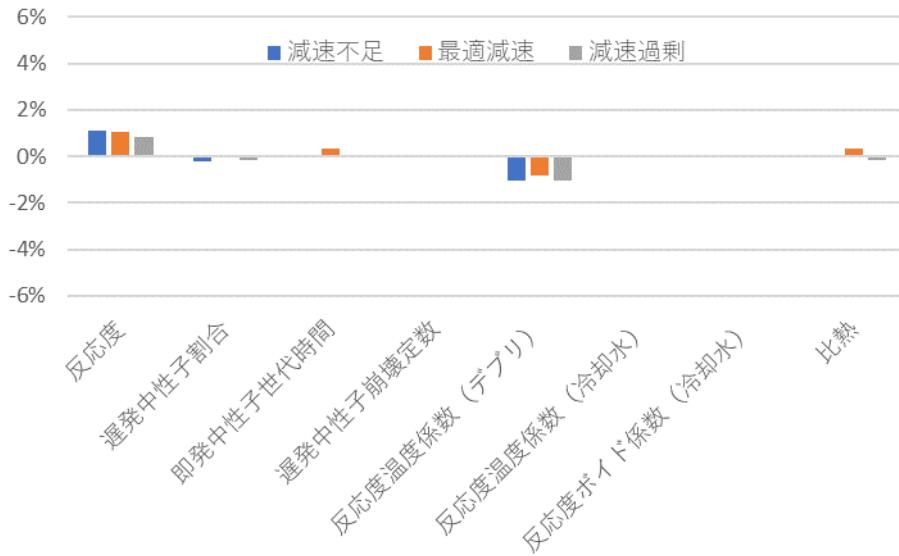


図 10.1-20 case1 燃料割合 10%体系の温度の応答

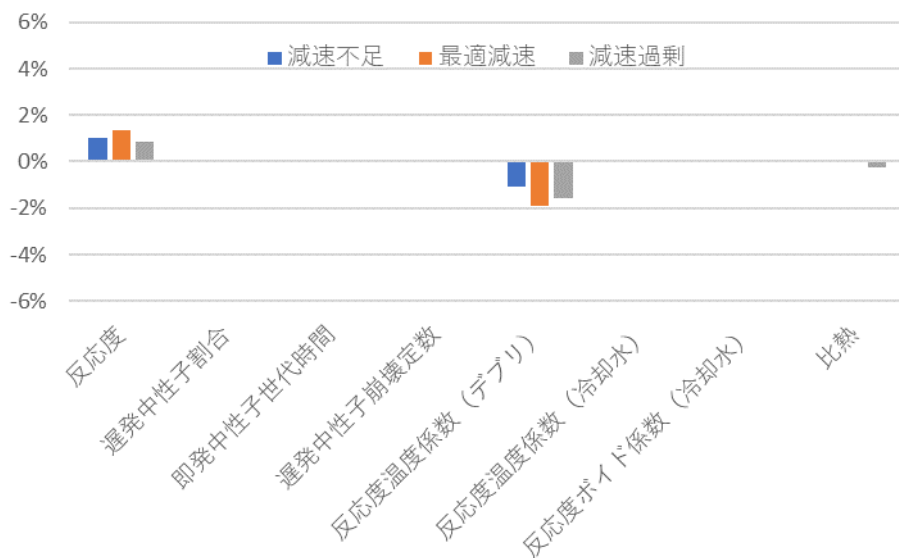


図 10.1-21 case2 燃料割合 40%体系の温度の応答

4) まとめと考察

全体を通じて、最も感度が大きかったのは最大出力の反応度及びデブリの反応度温度係数と比熱に対する感度であった。それらについては、入力パラメータの誤差の数倍の誤差が出力結果に生じうるという結果になった。

次に大きかったのは、最大出力の即発中性子世代時間と遅発中性子割合に対する感度、総核分裂数の反応度、デブリ反応度温度係数と比熱に対する感度であり、入力パラメータの誤差の1~2倍の誤差を結果に生じうることを示された。燃料温度の感度は、比熱に対する感度を除き、概ね総核分裂数のそれに一致した。それら以外のパラメータは、最大出力や総核分裂数にほとんど影響しなかった。

冷却水の反応度係数については、今回(500秒)の解析では、ほとんど影響がなかった。出力振動が減衰した後のプラト一期の安定出力が冷却力に相当することが知られているが、これは長期的にも冷却水反応度係数の影響はほとんどないことを示唆している。従って、冷却水反応度係数の影響は限定的であると考えられる。

10.1.3 まとめ

出力挙動に大きな影響を持つパラメータを明らかにすることを目的として、解析的な検討を行った結果、燃料密度、コンクリート密度の影響、出力挙動への感度の大きいパラメータ等が明らかになった。

燃料密度の反応度に対する影響は、燃料割合が40%で最適減速での中性子無限増倍率のピークがはっきりしている条件では、減速不足、減速過剰のどちらにおいても大きく、1%の変動に対して1\$近い反応度差が生じた。燃料割合が10%の場合でも減速過剰体系では同様の結果であった。

燃料割合が10%で最適減速での中性子無限増倍率のピークがはっきりしていない条件の最適減速体系と、コンクリート密度を1%変化させた場合の全てで、0.1\$程度の反応度差が生じた。

動特性パラメータ等に対する影響としては、減速比に応じて上下するものの、燃料又はコンクリートの密度を1%変化させた場合には即発中性子寿命と各反応度係数が最大数%程度変動した。遅発中性子割合はほとんど変化しなかった。

添加反応度以外のパラメータの変動を考慮した動特性計算によると、燃料又はコンクリートの密度の1%の変化に対して最大出力とエネルギーは最大数%変動した。

動特性解析において、最も感度が大きかったのは最大出力の反応度及びデブリの反応度温度係数と比熱に対する感度であった。それらについては、入力パラメータの誤差の数倍の誤差が出力結果に生じうるという結果になった。

次に大きかったのは、最大出力の即発中性子世代時間と遅発中性子割合に対する感度、総核分裂数の反応度、デブリ反応度温度係数と比熱に対する感度であり、入力パラメータの誤差の1~2倍の誤差を結果に生じうることを示された。燃料温度の感度は、比熱に対する感度を除き、概ね総核分裂数のそれに一致した。それら以外のパラメータは、最大出力や総核分裂数にほとんど影響しなかった。

燃料/コンクリート割合によらず減速過剰の場合、反応度の燃料密度に対する感度が大きいことは、冠水工法など、デブリ周辺が水で満たされている体系では、そうでない気中工法の場合に比べて密度の推定精度に注意が必要となることを示していると考えられる。

参考文献

- 1) Y.Yamane et.al., “Transient Characteristics Observed in Tracy Supercritical Experiments,”
Proc. ICNC2013, (2013)

10.2 サンプルング条件と燃料デブリ内部の組成分布の評価精度の関係

10.2.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料デブリは非常に複雑な過程を経て形成されていると考えられるため、デブリ内部の組成は乱雑なものとなっていると考えられている。平成 31 年度までの研究において、デブリ内部の乱雑な組成分布をモデル化するため、 $1/f^\beta$ 揺らぎに基づくモデル（乱雑化モデル）が開発された^{1,2)}。モデルを用いた計算の結果、体系の乱雑さが中性子増倍率に揺らぎが生じる可能性が強く示唆された¹⁾。

中性子増倍率の揺らぎの評価は臨界挙動解析評価において、デブリの初期条件の不確かさやその後の進展を評価する上で着目すべき課題の 1 つである。この $1/f^\beta$ 揺らぎに基づくモデルにおいて、体系の乱雑さはパラメータ β の値によって変化する。サンプルング等の手法を用いて、体系の β の値を評価することで、乱雑さに起因する増倍率の不確かさやその他のデブリの特性の評価につながることを期待される。

本研究では、乱雑さに起因する増倍率の不確かさの評価に向けた基礎的な研究として、サンプルングによる β の値の評価について解析的な検討を実施した。乱雑化モデルを用いて 1 次元の乱雑体系を模擬的に作成し、サンプルング点数と β の値の評価結果の不確かさについて調査した。

(2) 概要

$1/f^\beta$ 乱雑化モデルを用いて 1000 個の 1 次元の乱雑体系を作成し、周波数解析により、乱雑さのパラメータである β の値を評価した。解析において周波数解析を行うサンプルング点数を変化させ、 β の評価結果の不確かさがどのように変化するかを調査した。サンプルング点数が多いほど不確かさは低減され、百点程度のサンプルング点数で β を評価すると標準偏差の大きさが平均値の大きさに対して数十%になることが示唆された。

10.2.2 解析手法

$1/f^\beta$ の揺らぎに従う体系はそのパワースペクトルが $1/f^\beta$ となるものである。本解析では、はじめに、乱雑化モデルに用いられている確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（RWF）を用いて複数の 1 次元の乱雑体系（レプリカ）を作成した。次に各レプリカに対してパワースペクトルを導出し、フィッティングにより各レプリカの β を評価した。最後に β の評価結果を統計的に処理し、フィッティングにより評価される β の平均値と標準偏差を評価した。各詳細について以下に述べる。

(1) 1 次元乱雑体系

1 次元乱雑体系は乱雑化モデルに用いられる RWF を用いて作成した。RWF を式(10.2-1)に示す。

$$W(x) = \sum_{j=1}^{\infty} \sigma B_j \lambda^{-\left(\frac{\beta-1}{2}\right)j} \sin\left(\frac{\lambda^j x}{S} + A_j\right), \sigma > 0, \lambda > 1, 1 < \beta < 3 \quad (10.2-1)$$

ここで、 β は上記の乱雑さのパラメータであり、 β を変化させることで異なった乱雑さを持つ体系を作成する。 S はスケールリングファクターである。 A_j は $[0,2\pi)$ の一様乱数、 B_j は独立で同一の分布に従う期待値 0、分散 1 の確率変数であり、これらの乱数を変えることによって、 β が同一で分布の異なるレプリカを作成した。本解析では、体系のサイズは 100 cm とし、スケールリングファクターを $S=100$ とした。

図 10.2-1 に例として $\beta=2.0$ のときの 3 つのレプリカを示す。このように作成した 1 次元の乱雑体系は β が一定の条件の下で異なった分布となる。本解析ではレプリカ数を 1000 とし、解析を行った。

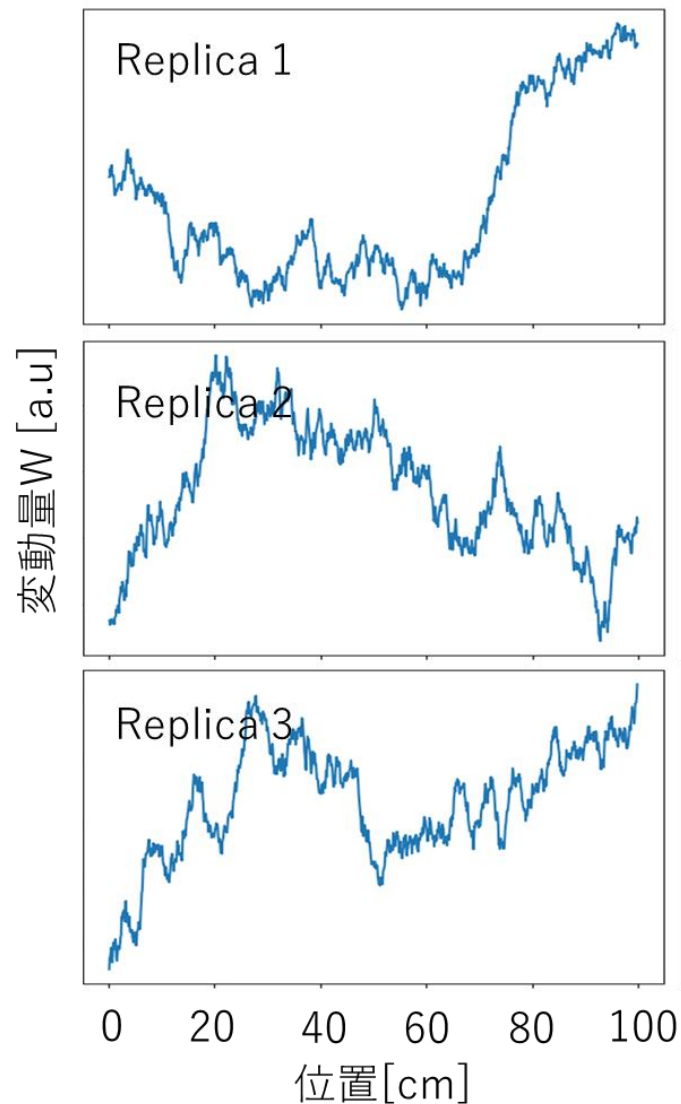


図 10.2-1 $\beta=2.0$ における RWF による 1 次元乱雑体系の例

(2) パワースペクトルの導出

作成した 1 次元体系から等間隔に $N=2^n$ 点のサンプリングを行い、 2^n 個のデータを高速フーリエ変換することでフーリエスペクトルを導出し、それを 2 乗することでパワースペクトルを導出した。

図 10.2-2 に $\beta = 2.0$ のある 1 つのレプリカを各サンプリング点数で FFT 解析を行い、パワースペクトルを導出した結果を示す。RWF で作成した 1 次元の乱雑体系のパワースペクトルは、周波数増加に伴って減少している。グラフの傾きを最小二乗法を用いたフィッティングによって導出し、 β を評価した。

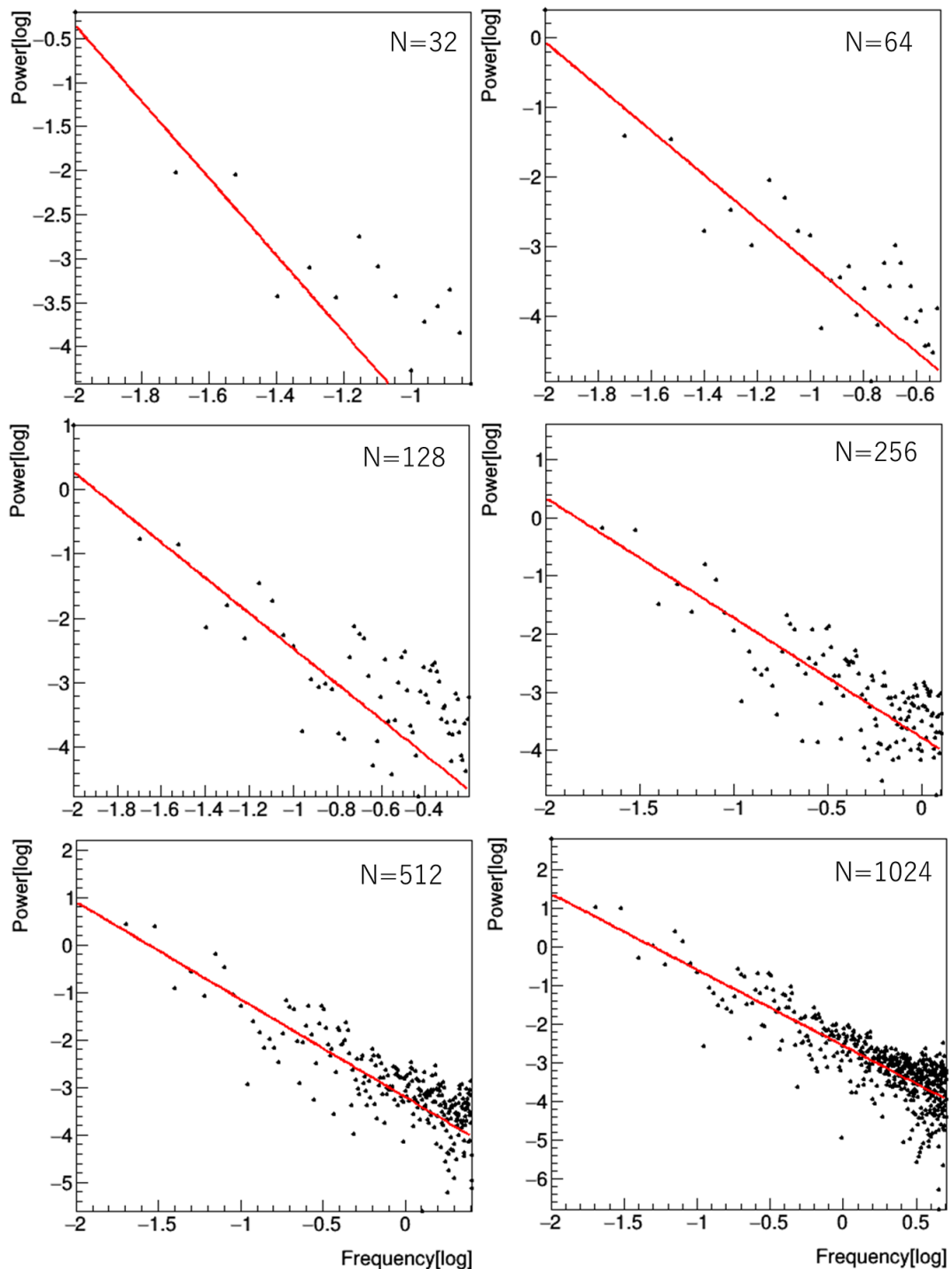


図 10.2-2 $\beta = 2.0$ におけるあるレプリカを各サンプリング点数で解析を行い、フィッティングを行った結果。両軸ともに常用対数である。

(3) β の評価

各レプリカにおいて β を評価した例を図 10.2-3 に示す。ここでサンプリング点数は 128 点のもの と 1024 点のものを示す。各レプリカにおいて得られた β の評価値は各レプリカでばらついており、ばらつきの程度はサンプリング点数が少ない 128 点の方が大きい。このばらつきの程度を評価における不確かさと考え、大きさの程度を評価するため、各レプリカの評価値を β 軸上に写像し、 β の頻度分布を取得した。

図 10.2-4 にサンプリング点数を変化させた解析によって得られた β の評価結果の頻度分布を示す。サンプル点数の増加に伴って、 β の頻度分布の広がり小さくなっていることが変わる。この広がりを定量的に比較するため、頻度分布を正規分布でフィッティングを行い、分布の平均値と標準偏差を評価した。

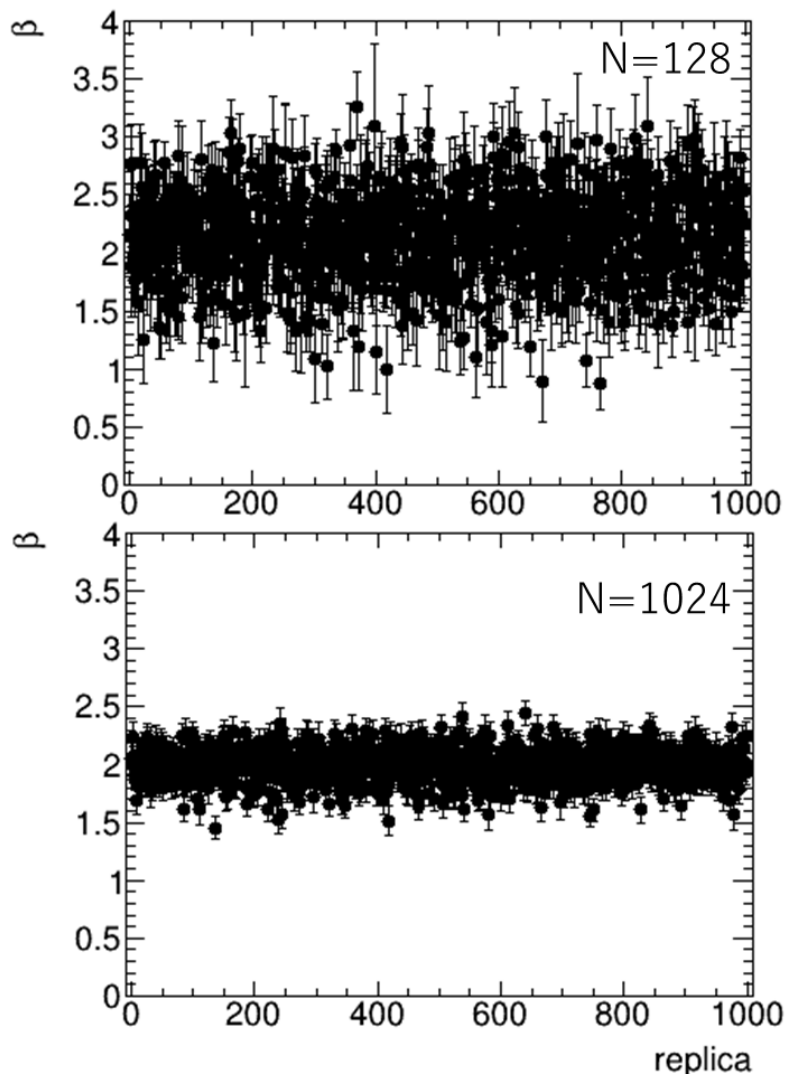


図 10.2-3 $\beta = 2.0$ の各レプリカにおいてサンプリング点数=128 (上)、1024 (下) で評価した β の結果

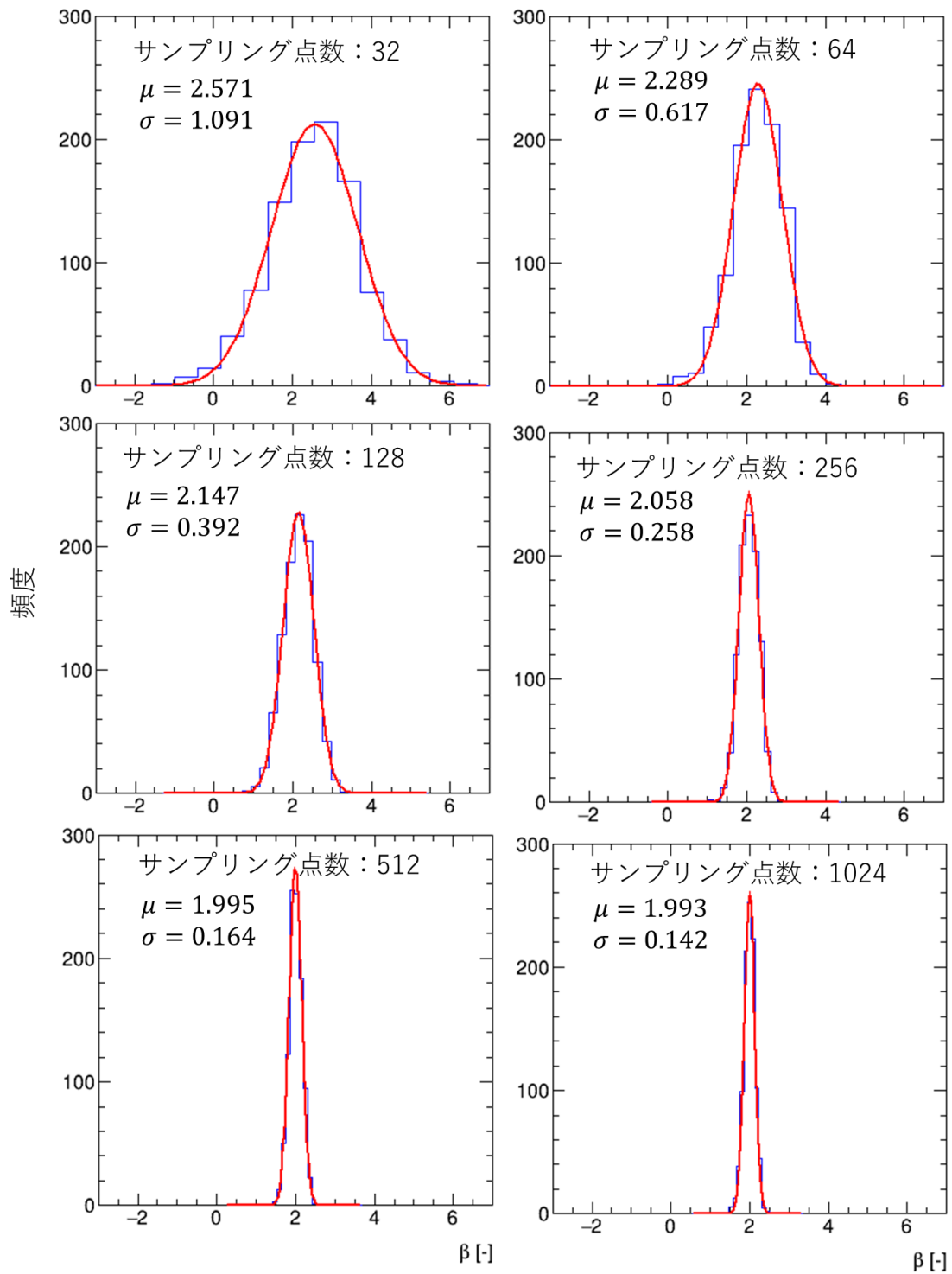


図 10.2-4 $\beta = 2.0$ の条件で作成したレプリカを
各サンプリング点数で評価した β の頻度分布

10.2.3 解析結果

$\beta=2.0$ の条件で作成したレプリカを解析し、得られた β の評価値の頻度分布から評価した平均値とサンプリング点数の関係を図 10.2-5 に示す。サンプリング点数が少ないケースでは、頻度分布の平均値と設定した β の値に乖離が見られるものの、サンプリング点数を増加させることで乖離は小さくなり、512 点以上のサンプリング点数での評価で頻度分布の平均値は設定値に収束することが分かった。

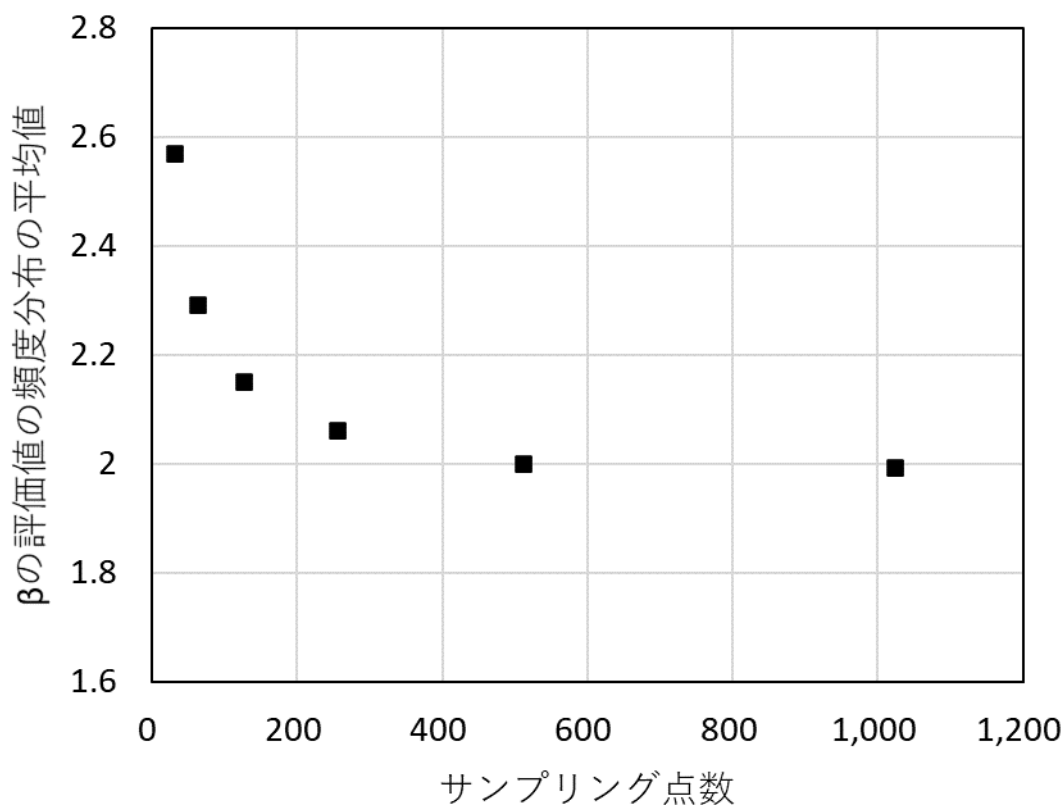


図 10.2-5 $\beta=2.0$ の条件で作成したレプリカを各サンプリング点数で評価した β の頻度分布の平均値とサンプリング点数の関係

同様に $\beta=2.0$ 条件で、評価した β の頻度分布の標準偏差をサンプリング点数の関数として示したものを図 10.2-6 に示す。図 10.2-4 からわかる通り、サンプリング点数が 32 点のような少ない場合、標準偏差の大きさは平均値の半分程度となることがわかる。これは、サンプリング点数が少ない場合、各レプリカにおける β の評価においてフィッティング可能なデータ点が少なく、フィッティングによる評価のばらつきが大きいためであると考えられる。サンプリング点数を増やすことで標準偏差は徐々に小さくなることが期待され、128 個のサンプリング点数で標準偏差の大きさが平均値に対して 20%程度になる。

このように精度良く β を評価するためには、必要とするデータ点数が極めて多くなることが予想され、標準偏差が 20%程度を求める場合でも 100 点以上のサンプリング点数が必要なが示唆された。多数のサンプリング点数を取得することは現実的には難しいと考えられるため、今後はサンプリング点数の合理的な決定が必要になると考えられる。前述の通り、

体系の増倍率などの臨界特性は乱雑さに依存し、乱雑さの程度、つまり β の値、によって不確かさが変化することが予想されている。そのため、 β の評価の不確かさは増倍率の不確かさに伝搬するものと考えられ、合理的なサンプリング点数の決定のためには、 β 自身に起因する増倍率の不確かさのデータを蓄積し、求められる β の精度を決定することが必要であると考えられる。

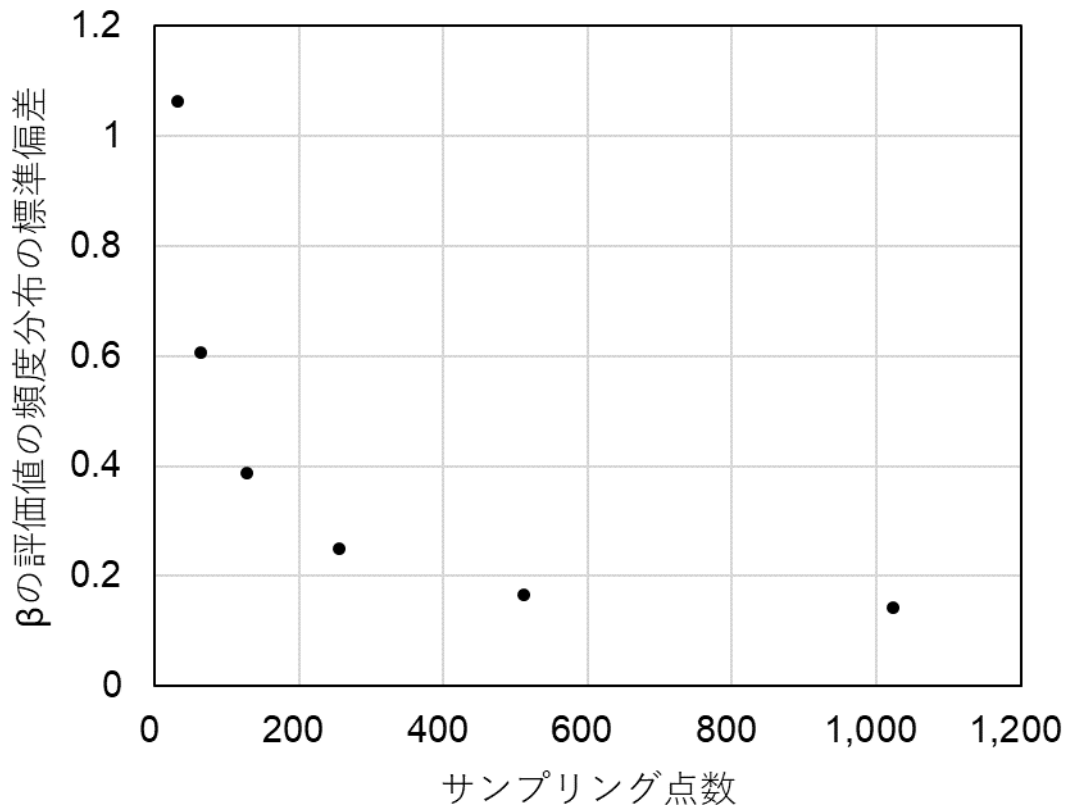


図 10.2-6 $\beta = 2.0$ の条件で作成したレプリカを各サンプリング点数で評価した β の頻度分布の標準偏差とサンプリング点数の関係

10.2.4 まとめ

臨界挙動解析評価に向けた課題の 1 つである乱雑分布による中性子増倍率の揺らぎの評価に向けたサンプリングについての基礎的な検討を行った。 $1/f^{\beta}$ 揺らぎに基づく乱雑化モデルに用いられる確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を用いて 1 次元の乱雑な体系 (レプリカ) を多数作成した。各レプリカにおいて、サンプリング点数を変えながら β を評価し、評価した β の頻度分布を取得した。頻度分布から β の評価値の平均値と標準偏差をサンプリング点数の関数として求めた。この結果、標準偏差が平均値に対して 20%程度になる精度になるためには、100 点以上のサンプリング点数が必要となることが示唆されており、 β を精度よく決定するためには、多くのデータ点が必要となることが明らかとなった。

今後はこのサンプリング点数による β の評価の不確かさの知見を基に、増倍率の不確かさに与える影響を調査し、合理的に必要なサンプリング点数を評価することが必要となることがわかった。

参考文献

- 1) T. Ueki, "Monte Carlo Criticality Analysis Under Material Distribution Uncertainty," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 3, 267 (2017).
- 2) T. Ueki, "Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media Formed by Multimaterials Mixture Under Extreme Disorder," *Nucl. Sci. Eng.*, **195**, 2, 214 (2021).

10.3 臨界終息に関する検討

10.3.1 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なり、臨界終息のために中性子毒物を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布等によって得られる反応度効果を評価することを目的とする。

(2) 概要

燃料デブリを模擬する単純な球体系で、ホウ素を色々な様子で分布させて、静特性解析を行って中性子実効増倍率を計算した。

結果として、ホウ素がデブリ表面に付着する場合には、反応度効果が大きく増加するのは厚みが5~10 cm程度までであった。また、内部に浸透する方が外側に付着するよりも効果が高く、中性子インポートンスが大きい中心部に多く分布するほど効果が高くなること等が明らかとなった。

10.3.2 成果報告

(1) 解析条件

臨界になった状態の燃料デブリに対してホウ素（ホウ酸）を投入し、臨界終息を図る状況を想定している。

ホウ素投入による反応度効果を調べるため、平成28年度事業¹⁾を参考に、図10.3-1のような単純化した体系を採用した。中央の燃料デブリ球は、燃料、構造材と水の均一な混合物（半径R cm）であり、その周辺に減速材として厚さW=150 cmの水を配置した。燃料の濃縮度は5%とした。RPV底部とペDESTAL内側を想定し、それぞれの場所でウラン、構造材（ステンレス鋼）等の量等を表10.3-1に示す。

図10.3-1の体系の燃料デブリ球に表10.3-1の組成を適用し、さらに水を均等に混合した。水の量を調整することで半径が変化する。このようにして中性子実効増倍率が1となる半径Rを求めた。結果を表10.3-2に示す。

臨界計算にはMVP2.0コード及びJENDL-4.0断面積ライブラリを用いた。使用した原子個数密度を表10.3-3から図10.3-5に示す。

ホウ素の分布状態として以下の4つを想定した。

- ① デブリの表面外側にある厚みで存在する場合（均一分布とする（以下同じ））、
- ② 表面内側にある厚みまで浸透する場合、
- ③ 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合（「厚み」の半分は内側で半分は外側）、
- ④ 内側に均一に分布する場合。

それぞれの場合で、濃度と厚みを変えて臨界状態からの反応度差を求めた。ホウ素濃度は JCO 臨界事故終息作業で使用された濃度約 20000 ppm²⁾を参考に、10000 ppm までとした。

表 10.3-1 想定したデブリの組成と重量及び密度¹⁾

組成	RPV 底部 (ton)	ペDESTAL内側 (ton)	密度(g/cm ³)
燃料(UO ₂)	9	45	10.6312
構造材成分	6	34	7.91
コンクリート成分	0	78	2.3

表 10.3-2 臨界となる水の量と半径 R

場所	水量(ton)	半径 R(cm)	臨界時の中性子実効増倍率	相対誤差
RPV 底部	0.962	85.06	0.9999085	0.0094%
ペDESTAL内側	2.188	220.08	1.0000873	0.00028%

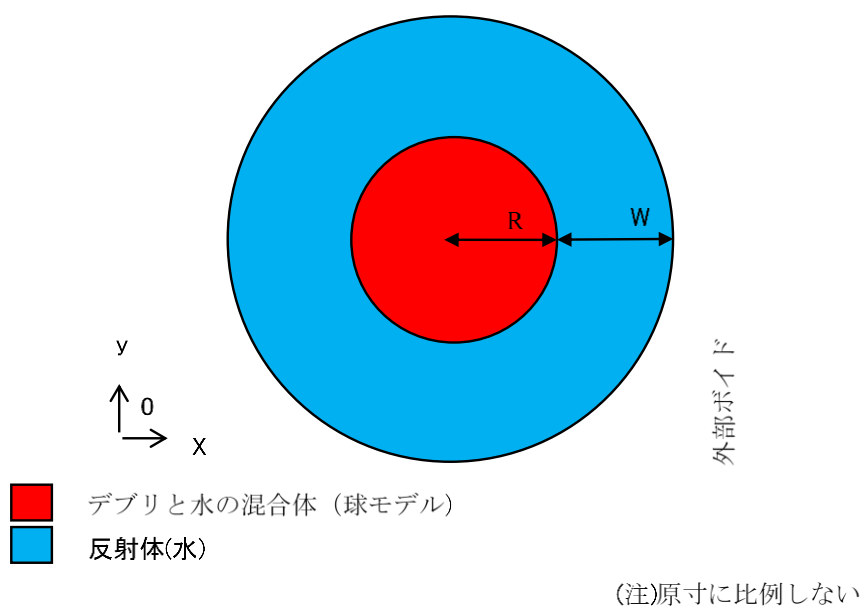


図 10.3-1 計算体系 (燃料デブリ球) (W=150cm)

表 10.3-3 新燃料 UO₂ 原子個数密度

核種	原子量	原子個数密度 [x10 ²⁴ atoms/cm ³]	備 考
U-235	235.043923	1.20046E-03	濃縮度5%
U-238	238.050783	2.25206E-02	
O	15.9994	4.74421E-02	

密度：10.6312[g/cm³]

表 10.3-4 ステンレス鋼 (SUS316) 原子個数密度

核種 (同位 体)	原子個数密度 [x10 ²⁴ atoms/cm ³]
Cr-50	6.7673E-04
Cr-52	1.3050E-02
Cr-53	1.4798E-03
Cr-54	3.6835E-04
Fe-54	3.2580E-03
Fe-56	5.1144E-02
Fe-57	1.1811E-03
Fe-58	1.5719E-04
Ni-58	6.6265E-03
Ni-60	2.5525E-03
Ni-61	1.1096E-04
Ni-62	3.5379E-04
Ni-64	9.0087E-05
Mn-55	1.7343E-03
Si-28	1.5643E-03
Si-29	7.9467E-05
Si-30	5.2447E-05
S-32	4.2339E-05
S-33	3.3429E-07
S-34	1.8943E-06
S-36	4.4572E-09
C	3.1729E-04

密度：7.91[g/cm³]

表 10.3-5 普通コンクリート (密度 : 2.30[g/cm³])

核種	同位体	密度(g/cm ³) ()内は存在比[at%]	原子量	原子個数密度 (x10 ²⁴ atoms/cm ³)
H		0.023	1.00794	1.3742E-02
O		1.22	15.9994	4.5921E-02
C		0.0023	12.0107	1.1532E-04
Na		0.0368	22.98976928	9.6397E-04
Mg		0.005	24.305	1.2389E-04
	Mg-24	(78.99)	23.985042	9.7858E-05
	Mg-25	(10.00)	24.985837	1.2389E-05
	Mg-26	(11.01)	25.982593	1.3640E-05
Al		0.078	26.981538	1.7409E-03
Si		0.775	28.0855	1.6617E-02
	Si-28	(92.23)	27.976927	1.5326E-02
	Si-29	(4.67)	28.976495	7.7605E-04
	Si-30	(3.10)	29.97377	5.1515E-04
K		0.0299	39.0983	4.6054E-04
	K-39	(93.2581)	38.963707	4.2949E-04
	K-40	(0.0117)	39.963999	5.3883E-08
	K-41	(6.7302)	40.961826	3.0995E-05
Ca		0.1	40.078	1.5026E-03
	Ca-40	(96.941)	39.962591	1.4566E-03
	Ca-42	(0.647)	41.958618	9.7218E-06
	Ca-43	(0.135)	42.958767	2.0285E-06
	Ca-44	(2.086)	43.955481	3.1344E-05
	Ca-46	(0.004)	45.953693	6.0104E-08
	Ca-48	(0.187)	47.952534	2.8099E-06
Fe		0.032	55.845	3.4507E-04
	Fe-54	(5.8)	53.939615	2.0014E-05
	Fe-56	(91.72)	55.934942	3.1650E-04
	Fe-57	(2.2)	56.935399	7.5917E-06
	Fe-58	(0.28)	57.93328	9.6622E-07
合計		2.302		

(2) 解析結果

① デブリの表面外側にある厚みで付着する場合

計算結果を図 10.3-2 から図 10.3-5 に示す。図 10.3-2 および図 10.3-4 に示すように、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、5~10 cm 程度までで、それ以上厚さを増やしても、反応度効果はそれほど変わらなかった。

図 10.3-3 および 5 に示すように、反応度効果は濃度に応じて大きくなっているが、10000 ppm に対して RPV 底部では-400 pcm 程度、ペDESTAL内側では-120 pcm 程度であった。ペDESTAL内側では、燃料デブリが大きいため外側表面での中性子吸収の効果が相対的に小さくなったと考えられる。いずれの場合でも、実効遅発中性子割合が600 pcm 前後であったとすると、即発臨界を停止できるほどの効果は期待できない可能性がある。

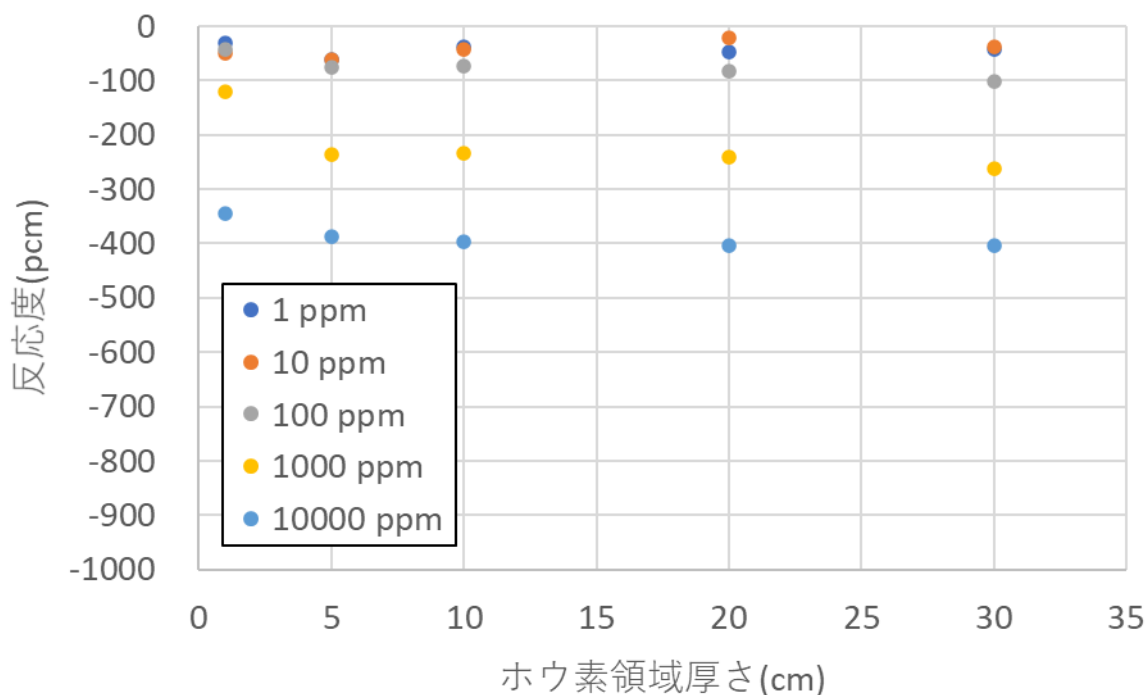


図 10.3-2 デブリの表面外側にある厚みで存在する場合の
厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

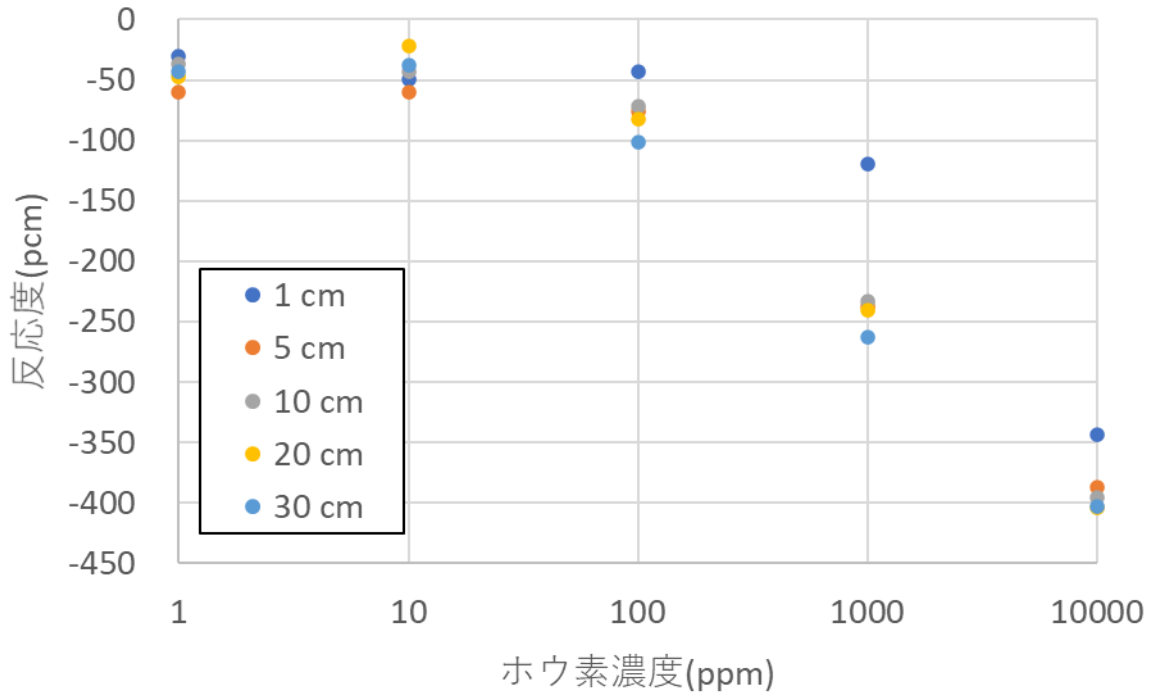


図 10.3-3 デブリの表面外側にある厚みで存在する場合の濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

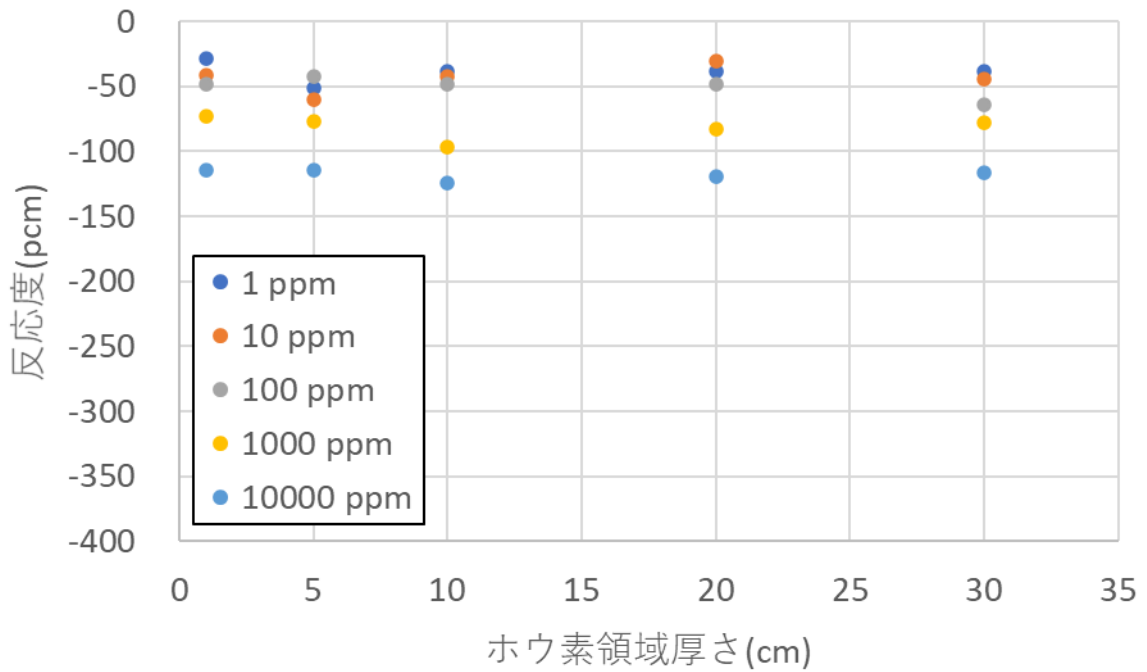


図 10.3-4 デブリの表面外側にある厚みで存在する場合の厚さと反応度の関係 (ペDESTAL内側)

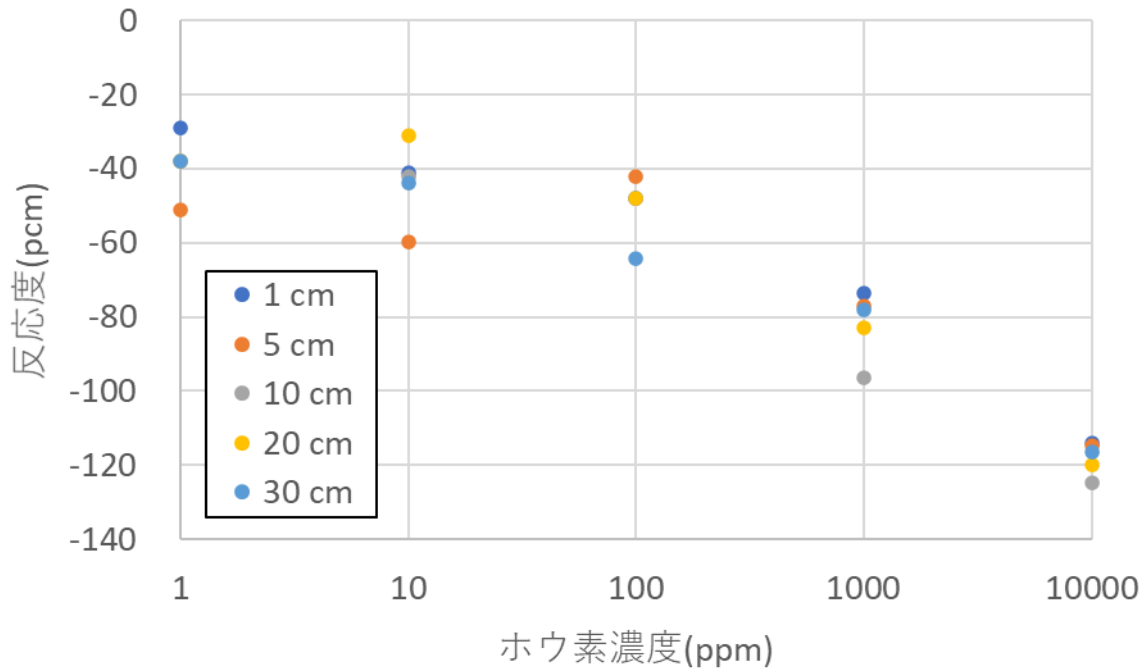


図 10.3-5 デブリの表面外側にある厚みで存在する場合の濃度と反応度の関係（ペDESTAL内側）

② 表面内側にある厚みまで浸透する場合

計算結果を図 10.3-6 から 9 に示す。図 10.3-6 および 8 に示すように、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、ホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には、反応度効果はそれほど変わらなかった。

図 10.3-3 および 5 に示すように、反応度効果は濃度に応じて大きくなっているが、100 ppm 程度以下の場合、30 cm までの浸透に対しても反応度効果はあまり大きくは変わっていない。1000 ppm 以上の大きな濃度で 20 cm 以上浸透する場合に、600 pcm 以上の反応度効果を得られる可能性が示された。10000 ppm かつ 30 cm に対して RPV 底部では -4000 pcm 程度、ペDESTAL内側では -330 pcm 程度であったが、RPV 底部では、燃料デブリが小さいために内側への浸透による中性子吸収の効果が大きくなったと考えられる。

①の外側に付着した場合に比べ、内側に浸透したときの反応度効果は、燃料デブリが小さいほど非常に大きくなることが示された。

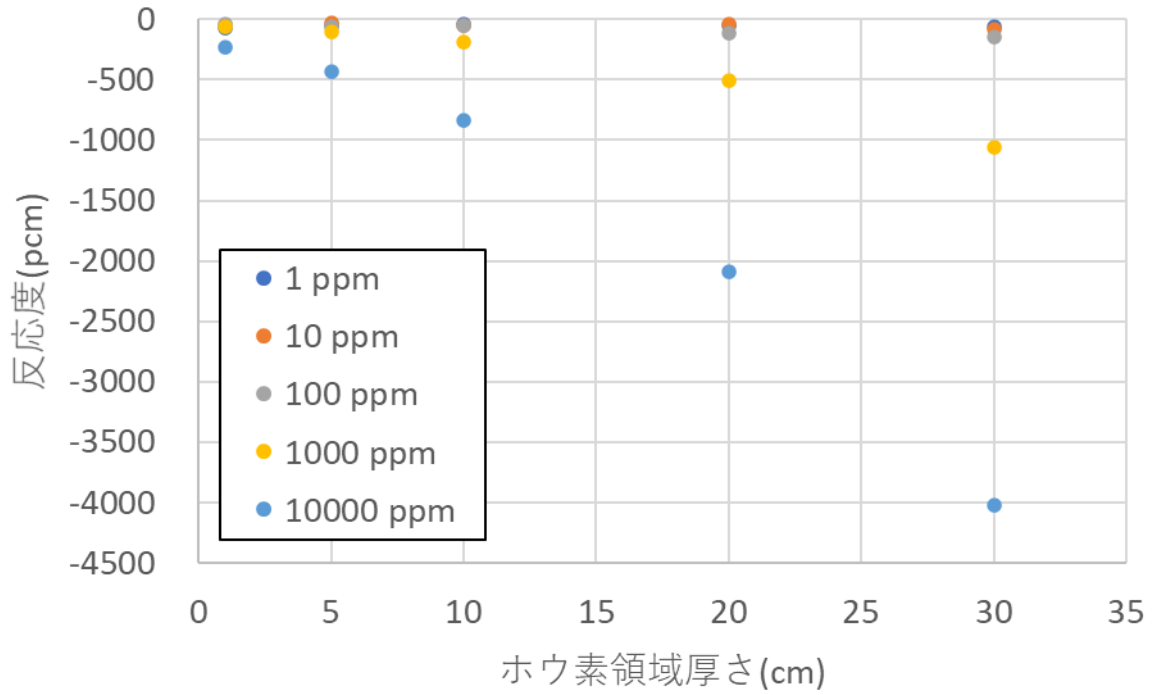


図 10.3-6 表面内側にある厚みまで浸透する場合の厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

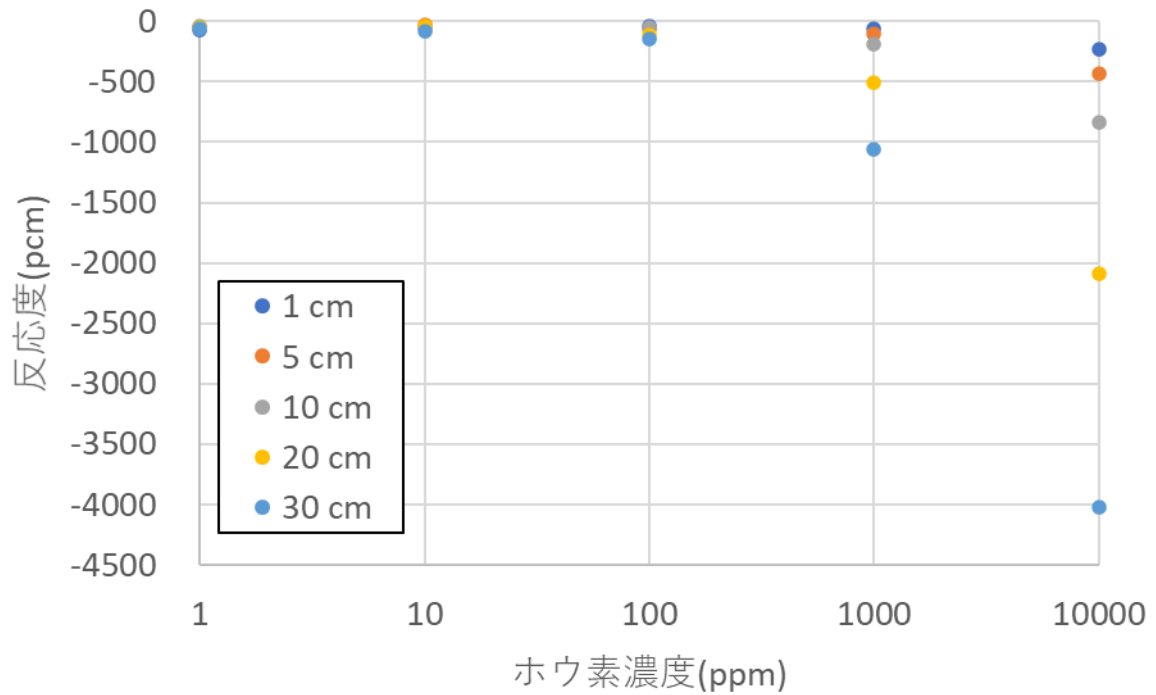


図 10.3-7 表面内側にある厚みまで浸透する場合の濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

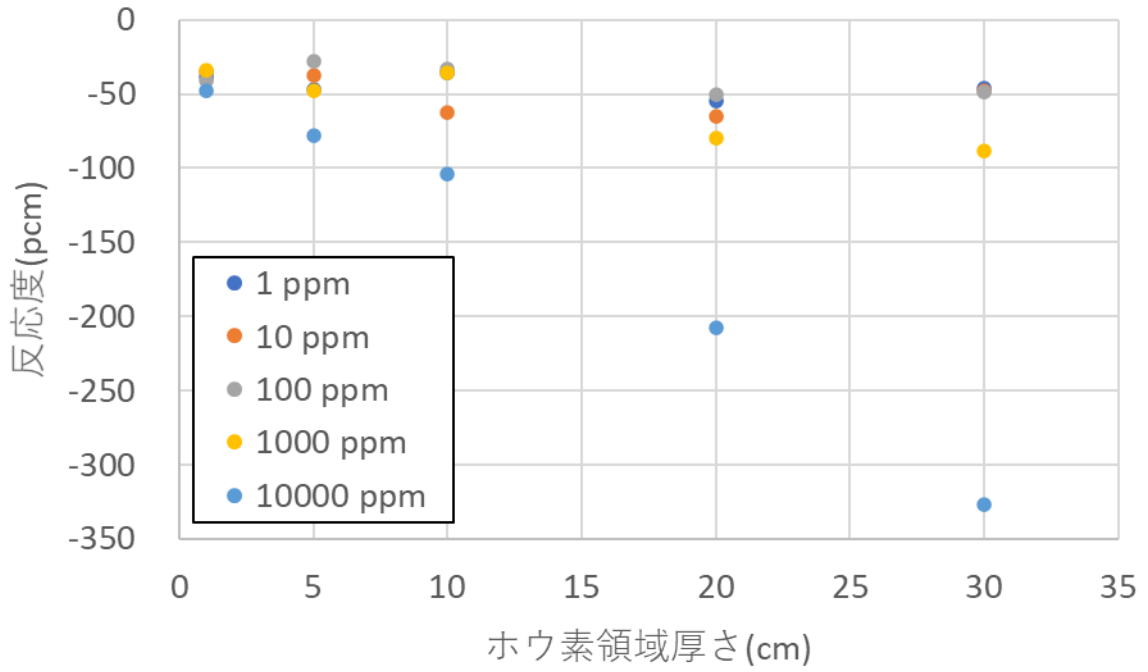


図 10.3-8 表面内側にある厚みまで浸透する場合の厚さと反応度の関係 (ペDESTAL内側)

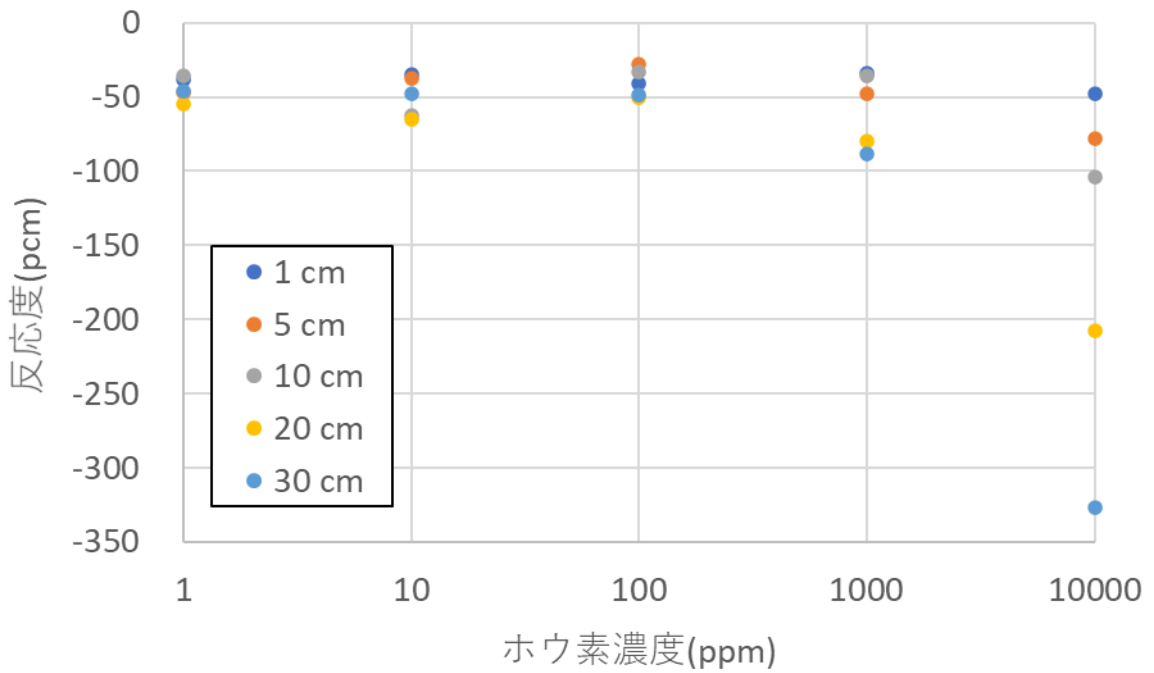


図 10.3-9 表面内側にある厚みまで浸透する場合の濃度と反応度の関係 (ペDESTAL内側)

③ 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合

計算結果を図 10.3-10 から 13 に示す。この場合、結果は上述の①および②を合わせたものになっている。結果が概ね②の結果に近いのは、外側に付着した場合よりも内側に浸透した場合の方が、反応度効果が大きいためであると考えられる。

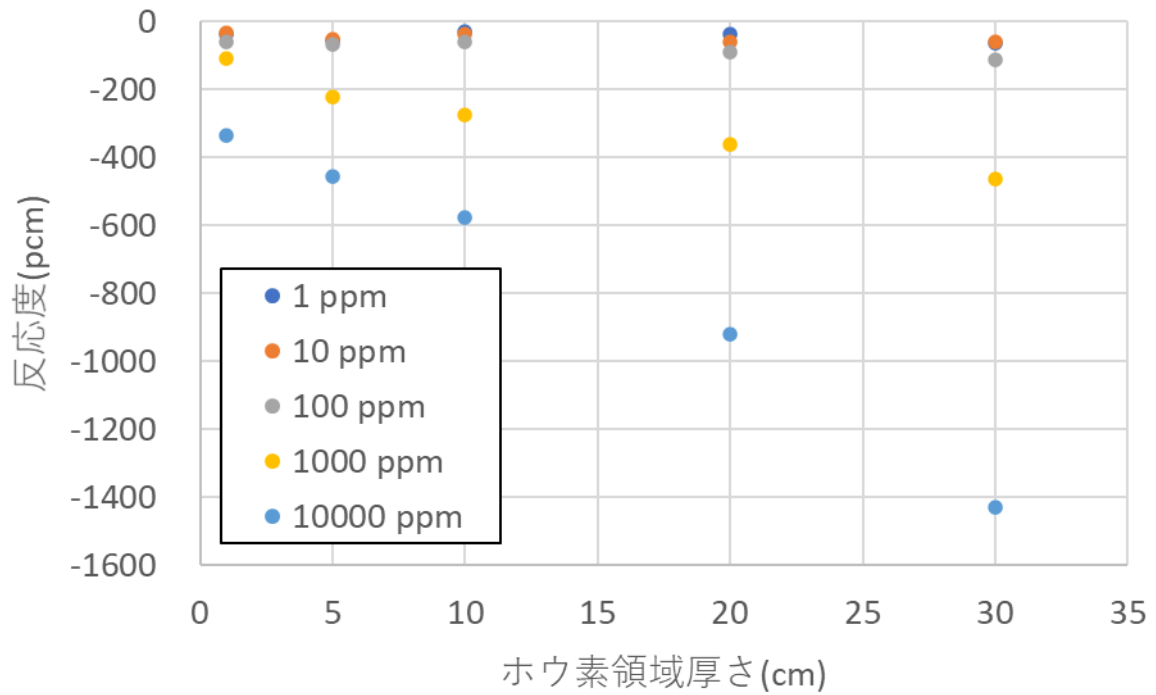


図 10.3-10 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合の厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

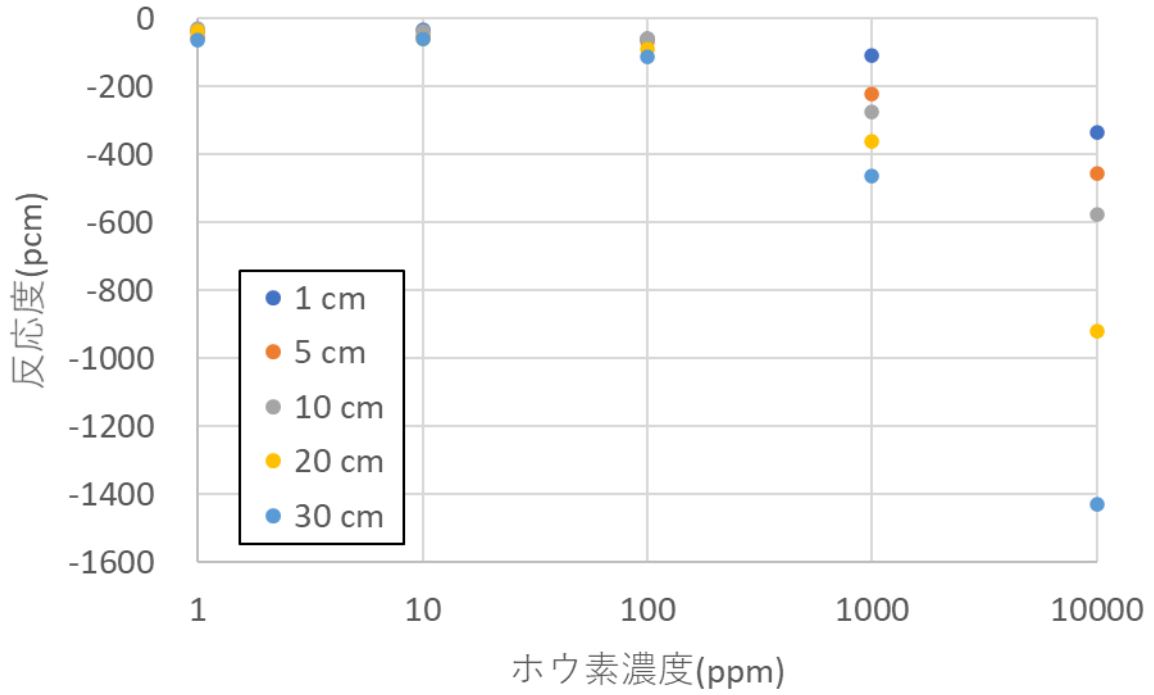


図 10.3-11 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合の濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

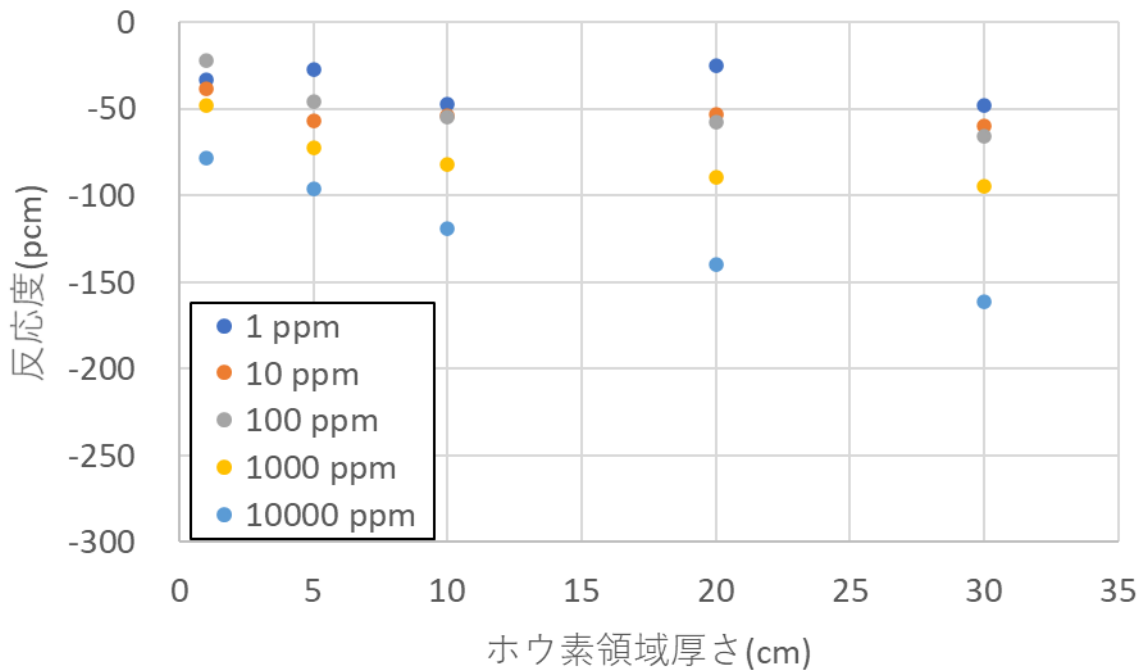


図 10.3-12 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合の厚さと反応度の関係 (ペDESTAL内側)

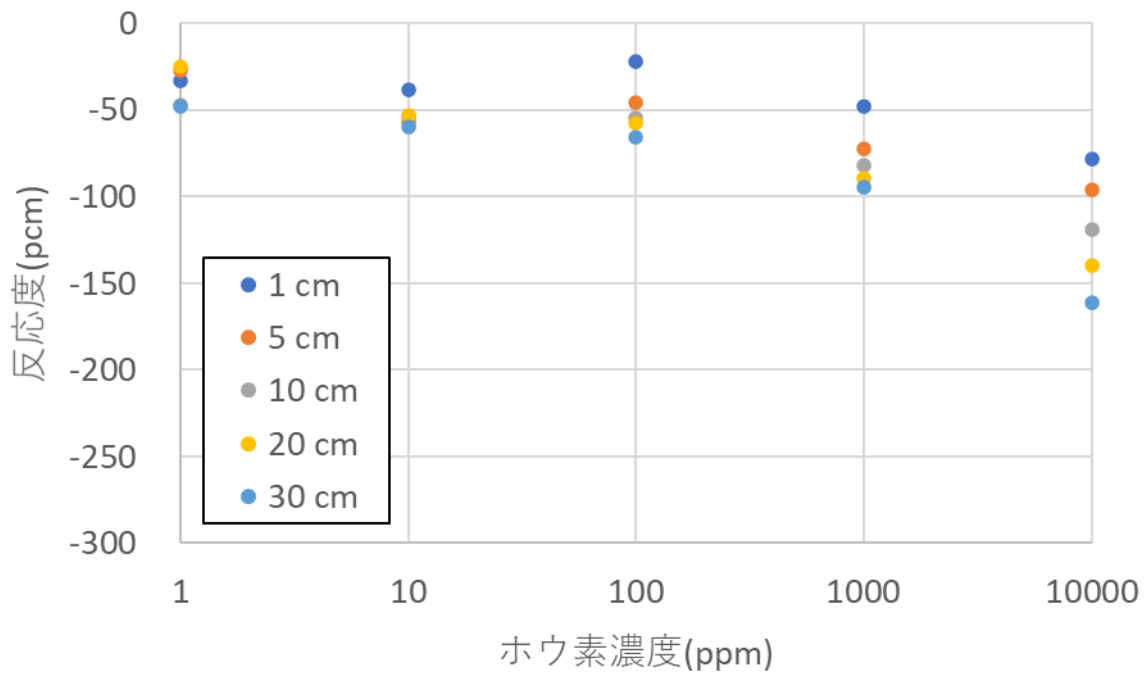


図 10.3-13 外側と内側の両方にある厚みで存在する場合の濃度と反応度の関係（ペDESTAL内側）

④ 内側に均一に分布する場合

計算結果を図 10.3-14 および 15 に示す。どちらの場合でも 100 ppm までの反応度効果は、高々 -200 から -400 pcm 程度であり、実効遅発中性子割合の程度には達しておらず、即発臨界を単独で即座に停止するほどの効果はない可能性がある。1000 ppm 以上の大きな濃度がある場合には、-10000 pcm を超える非常に大きな反応度効果が得られる可能性が示された。これは中心部分の中性子インポートランスが大きい部分での中性子吸収効果が大きく寄与していると考えられる。

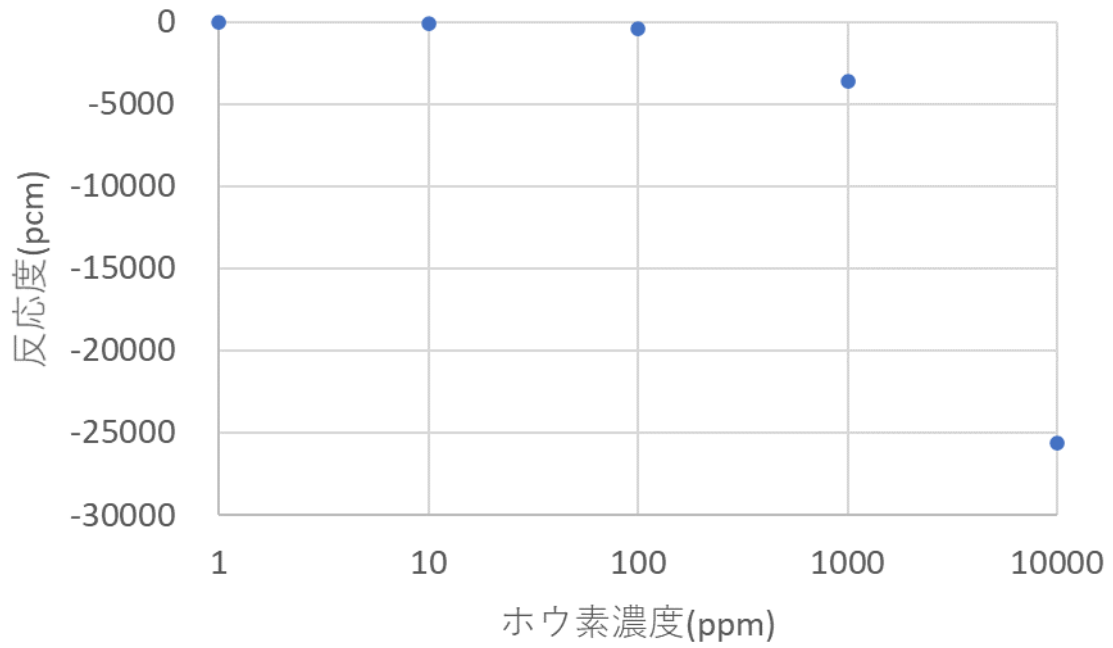


図 10.3-14 内側に均一に分布する場合の濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

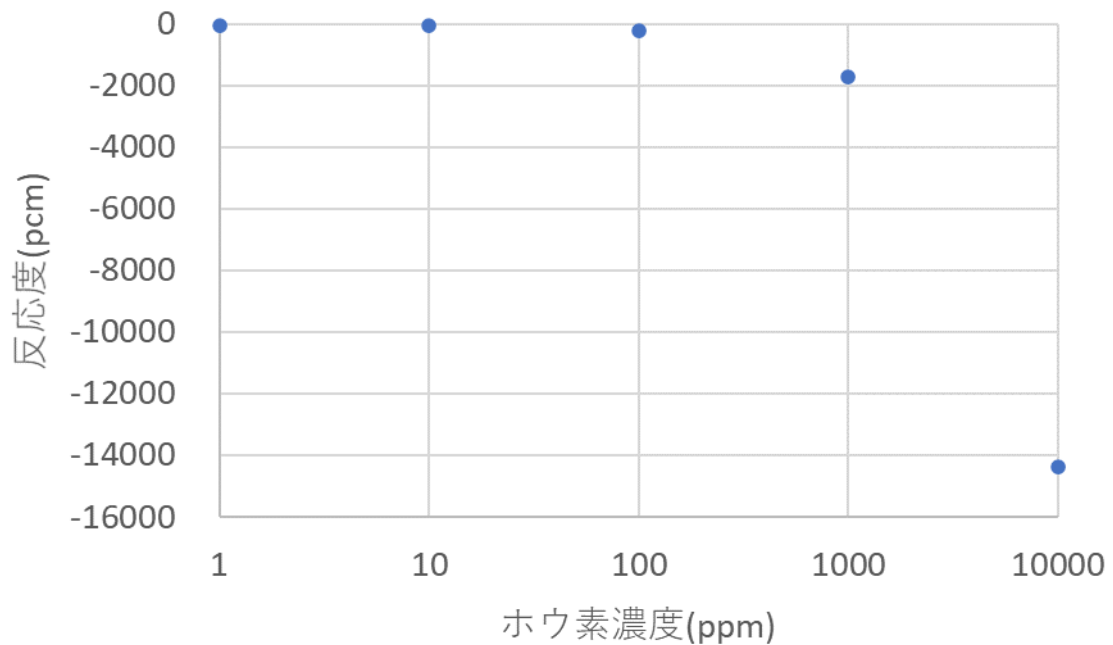


図 10.3-15 内側に均一に分布する場合の濃度と反応度の関係 (ペDESTAL内側)

10.3.3 まとめ

燃料デブリ取出し操作において万が一臨界になり、臨界終息のために中性子毒物を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布によって得られる反応度効果を評価した結果、次のようなことが明らかになった。

デブリの表面外側にある厚みで付着する場合、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、5～10 cm 程度までで、それ以上厚さを増やしても、反応度効果はそれほど変わらなかった。燃料デブリが小さいほど反応度効果は大きくなる傾向があった。

表面内側にある厚みまで浸透する場合、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、ホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には、反応度効果はそれほど変わらなかった。1000 ppm 以上の大きな濃度で 20 cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。

内側に浸透した場合の反応度効果の方が外側に付着した場合よりも大きいため、両方が同程度の厚さで期待できる場合には、内側浸透の効果が支配的であった。また、中心部に浸透した場合には非常に大きな反応度効果が得られる可能性が示された。

参考文献

- 1) 平成 28 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」
- 2) 中島健、他、「臨界事故解析と核データーJCO 臨界事故における経験ー」、核データニュース、No.66、pp.12-19、(2000)

第V編 専門家の意見聴取

第 11 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会

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専門部会」として組織し、令和元年度事業から引き続き、京都大学の中島健教授が部会長に、並びに名古屋大学の遠藤知弘准教授、東京都市大学の村松健特任教授、及び京都大学の黒崎健教授が専門委員に就いた。令和 2 年 6 月、令和 2 年 10 月及び令和 3 年 2 月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。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。

11.1 第 18 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録

日時：

令和 2 年 6 月 30 日（火）13:30～17:00

場所：

ビデオ会議システムにて実施

出席者：

専門部会委員：中島部会長、遠藤専門委員、黒崎専門委員、村松専門委員

原子力機構（事務局）：外池、長家、山根、郡司、井澤、植木、渡邊、荒木、大内、
中村（オブザーバー）

原子力規制庁：藤田、山本、中島（鐵）、酒井

配付資料：

資料 18-1 委員名簿

資料 18-2 前回議事録（案）

資料 18-3 全体計画

資料 18-4 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

資料 18-5 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料 18-6 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 18-7 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

部会長及び専門委員の 4 名全員が留任され、平成 31 年度に引き続き、令和 2 年度も本専門部会を担当して頂くこととなった。事務局から、定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について以下のように説明がなされ、事業の進捗の確認がなされた。

平成 31 年度事業のうち臨界実験の準備を繰り越して実施している。まだ新規設備の着工に至っていないが STACY 更新炉の初臨界・試験開始は、最善の努力で、令和 3 年度第 4 四半期が可能と考えていることが報告された。

令和 2 年度に実施する事業では、実機情報に基づく臨界リスク基礎データベースの拡充を進めること、臨界安全解析システムは完成しているのでそれを臨界リスク基礎データベースの高精度化に活用し、デブリ模擬体の調製や分析の試行を今年度も行うことが報告された。臨界挙動評価手法の整備では、評価を行う上で大きな感度を持つパラメータを明らかにするとともに、燃料デブリ分析の数や範囲に対して評価結果をどこまで絞り込めるかを検討し、さらに、臨界事象が停止する条件として毒物の効果を検討する。これらの成果から、実機の工法・工程でどのような条件・パラメータが、評価の観点で重要になるか示していくことが報告された。

その後、各事業項目についての報告と質疑がなされた。

臨界リスク基礎データベースの進捗・成果

1F1 号機の燃料装荷パターンを用いた燃料組成の解析、臨界リスク基礎データベースシステムの現状、モンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発についての報告があり、MOX 燃料と UO₂ 燃料が隣接する効果の取り入れ、Solomon を使った臨界計算でのパラメータの振り方、臨界リスク基礎データベースの開発全般に関する議論があった。

燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析

これまでの使用済燃料同位体組成測定データの妥当性確認結果のまとめが示され、核種・試料毎に SFCOMPO データと詳細に比較した結果、燃料デブリ分析のためのコールド実験室の整備、ICP-AES やトリプル四重極質量分析計 (ICP-QQQ) の整備・導入の現状と計画が報告され、同位体組成を再測定するときの問題点の確認や、デブリ模擬体の溶解試験に関する議論があった。

更新にかかる施設整備計画及び運転再開後の実験内容・スケジュール案

STACY 本体工事に関しては溶接事業者検査を準備中であること、棒状燃料要素の X 線検査結果に外れ値が見つかった事に関する続報、貯蔵施設の許認可に時間を要していることに起因する燃料輸送時期遅延に関して報告があった。引き続きデブリ模擬体調製設備とデブリ模擬体分析設備の整備、実験者の不要な被ばくを防ぐための遮蔽の設計計算結果、コンクリートを主成分としたデブリ構造材模擬体の試験作製について報告された。燃料ペレットサイズの記載値に関しては、製造元でのデータ転載ミスであったことが報告された。STACY 改造計画と再初臨界の時期に関して、遅延している本事業の今後進め方についての議論があった。委員からは、必要性の高さから予算と時間をかけて進めてきた計画であるのでしっかりとし

た実験を行って意味あるデータを取得することが大切であること、限られた事業計画期間内で実験を行うことになるので、どのようなデータを優先的に取得すべきかをしっかりと定めて試験をすべきであると言う点について意見の一致があった。

臨界挙動評価手法の整備

デブリ密度などに関するリスク評価のパラメータの感度解析を実施し、影響の大きいパラメータを明らかにすること、デブリのサンプリング数と乱雑の度合いの評価精度との関係に関する検討及びボロンの反応度効果など臨界終息に関する検討を今後2年間に実施する計画であることが事務局より報告された。感度解析の対象パラメータの選択方法の議論があり、極端な状況ではなく現実的な状況に対する解析をすべきであるという指摘があった。さらに、規制庁の審査に役立つという視点で取り組むことが大切であって、学会や様々な組織との意見交換と議論をしながら進めることが大切であるということや、これまでも興味深い結果は出てきているので、それをしっかりと文書に纏めていくことの重要性が指摘された。

全体について

本事業全体に関する議論があり、今後本専門部会に対して期待することの確認が行われた。事務局からは、事業全体のまとめとして規制や安全評価でどの要点を押さえるべきかを事業者等からも情報を得ながら規制庁基盤グループに提供しなければならないと考えていることから、専門家との意見交換の機会を増やすという点で委員の助力に期待している旨を説明した。予定していた日本原子力学会の年会での企画セッションは新型コロナウイルスの影響で年会がキャンセルされ実施出来なかったが、オンラインではあるものの秋の大会においてあらためて開催することが報告された。規制庁からは、研究の成果や技術的な内容で対外的な議論を積極的に行うべきという方針があることから、企画セッションを含め多くに機会を通じて、Solomonを含めた臨界マップ（臨界リスク基礎データベース）の開発や臨界挙動評価の論点などについて、積極的に他の専門家と意見交換をする事に対する賛意が示された。

次回の第19回会合は、10/1を予定し、新型コロナウイルスの感染状況に応じて会議開催方法を検討することとされた。

11.2 第19回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録

日時：

令和2年10月1日（木）13:30～17:00

場所：

ビデオ会議システムにて実施

出席者：

専門部会委員：中島部会長、遠藤専門委員、黒崎専門委員、村松専門委員

原子力機構（事務局）：外池、長家、山根、郡司、井澤、深谷、植木、渡邊、荒木

原子力規制庁：大川、柴、藤田、岩橋

配付資料：

資料 19-1 前回議事録（案）

資料 19-2 全体計画

資料 19-3 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

資料 19-4 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料 19-5 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 19-6 臨界挙動評価手法の整備

議事内容

事務局から、事業全体の進捗・計画の説明があり、平成 31 年度事業のうち臨界実験の準備について繰り越して実施中であるとの報告がなされた。それに引き続いて全体計画に関する会合を廃炉に係る事業者等と実施した結果について主要な論点の報告が行われ、事業者との意見交換では、デブリの核特性に効く性状を知ることが重要であることや、可燃性毒物として使用されるガドリニウムの存在を担保出来るかが臨界管理を大きく左右するファクターになるろうということで合意が得られたことが説明された。また、意見交換において東京電力が示した炉心損傷を起こした各原子炉の炉心損傷状態の推定や微量物質のサンプリング結果の情報が共有された。

それに引き続いて、STACY 運転再開後のデブリ臨界実験について、模擬デブリ試料の装荷方法の検討結果を報告するとともに、実験計測用機器の整備状況について報告があった。それに引き続き、以下のように、検討内容の質疑がなされた。

臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化

臨界リスク基礎データベースの拡充については 1F2 号機の臨界特性解析の結果及び今後の解析計画を示した。整備については進捗状況、計画を示した。高精度化においては SOLOMON を用いた計算結果を示すとともに、ボクセル計算の開発状況及び繰返し幾何形状の実装結果を説明した。報告書に掲載する代表的なデータとしては、炉内状況を加味したもののほうがよいという指摘があった。また、SUS のような構造物が非均質にデブリに含まれる効果をどのように臨界安全評価に取り入れるのかや、Solomon の評価結果についてボクセルの大きさと計算結果の精度についての議論があり、ボクセルが大きくなるとボクセルを置く位置の影響が大きく出てくることに関する質問と説明がなされた。

燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析

進捗状況が事務局から説明された。燃焼組成測定では、試料 J6-1 の希土類元素の再測定の計画が、燃料デブリ分析では、模擬試料として SUS、真鍮、モルタルを用いた粉碎試験の概要、及び計画中の標準試料を用いた化学分離試験の概要が示された。TMI-2 のデブリを来年度から分析する件について、許認可上の問題はないかとの質問があった。事務局からは大きな問題はないと考えているという返答があった。そのほかデブリ模擬物質の溶解試験に関して、委員から選んだ物質から得られる知見が実デブリの分析に役立つようにしたほうがよいため、たとえばジルコニウムや B₄C のようなものは入れたほうがよいという示唆があった。

STACY の更新状況

更新作業の進捗について、STACY の設工認は 4 月以降審査リソース逼迫のため安全審査が中断していたが 7 月に再開され、新設機器製作に係る設工認に最終的な補正を行い、現在もメールによる事実確認が続いていること、貯蔵設備改造に係る申請も安全審査が再開され、9 月の審査会合によって審議されておおむね了解され規制庁内の今後の手続き終了次第認可される予定であることが報告された。また、燃料製作については、既報のとおり全数製作を完了し、貯蔵施設の受け入れ準備が終わるまでロシアにて貯蔵中であること、デブリ模擬体調製設備及び分析設備の設置に係る使用許可は 5 月に取得し、両設備とも設置に着手済みで本年度内に設置を終える計画であることも報告された。サンプルワースの測定結果がベンチマークとして使えるレベルの再現性と確度を持つようにすることの重要性や、デブリ模擬体を作製するときの SUS に含まれる微量元素の模擬体の性状に与える影響、実デブリには核分裂生成物が含まれているが模擬デブリでは状況が異なり実デブリと模擬デブリの間のギャップを埋めることは困難であることなどが議論された。

臨界挙動評価手法の整備

今後の事業のまとめ方の方針案が事務局から説明された。臨界安全に係る国内外の標準、指針、規則等には、核燃料物質が適切に管理された状態を逸脱した状態を前提としたようなものがないため、そのような前提で福島第一原発の燃料デブリの臨界リスクの取扱いに関するガイダンスとなるようなとりまとめを行うこと、カバーする範囲は、臨界量以上もしくは不明な量の核燃料が事故により適切に管理された状態でなくなった状態から、これを適切な管理の下に復旧するまでであり、その目的は、作業による臨界のリスクの適切な評価と管理であることが報告された。これについては、様々な意見が出され、ガイダンスを作るという新しい提案はよいと思うが、受託事業であるので規制庁と事務局でよく相談するべき、あるいは、学会でガイダンスを作る前に本事業内でガイダンスになるレベルの技術を確立するべきであってまだその段階に達していないと考えるとといった指摘も委員からあった。事務局からは、規制庁とも相談を継続したいという返答があった。

その他

規制庁から、事務局である JAEA 内の関係者のつながりによって Gd、Fe のコリウムの中での分布の知見といったシビアアクシデントの研究結果もとり入れてみてはどうかという示唆があった。事務局からは、相談はしながらやっているがシビアアクシデントコードの精度と臨界安全のために必要な精度はオーダーが異なるため、どのように進めることが出来るかの確たる方針はないとの見解がなされたが、継続して検討することとなった。

次回会合は令和 3 年 2 月 24 日にオンラインでの開催を前提として準備することとされた。

11.3 第 20 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録

日時：

令和 3 年 2 月 24 日（水）13:10～17:00

場所：

ビデオ会議システムにて実施

出席者：

専門部会：中島部会長、遠藤専門委員、黒崎専門委員、村松専門委員

原子力機構（事務局）：外池、長家、山根、郡司、井澤、深谷、植木、渡邊、荒木

原子力規制庁：大川、岩橋、柴、藤田

配付資料：

資料 20-1 前回議事録（案）

資料 20-2 全体計画

資料 20-3 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

資料 20-4 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料 20-5 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 20-6 臨界挙動評価手法の整備

資料 20-7 燃料デブリ取出し臨界影響評価（臨界リスク評価）まとめ（構成草案）

議事内容

事務局から、以下の事業全体の進捗・計画の説明があった。

原子力規制庁受託「平成 31・令和 2 年度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」事業の進捗と成果

平成 31 年度事業のうち臨界実験の準備を繰越して実施しているが、昨年 11 月に認可を取得し、製作を開始した。ただし、認可取得が遅延したため、全体スケジュールを変更して 3 年延長し、初臨界を令和 4 年度第 4 四半期とした。令和 4 年度に追加の実験設備の製作及び許認可を行い、デブリ臨界実験を計画しているとの説明があった。計画延長の対象に関し、委員より、臨界リスク影響評価のとりまとめは延長の対象になるか確認があった。事務局より、延長対象となるのは現状臨界実験のみであり、臨界リスク影響評価のまとめは令和 3 年度で実施する旨回答があった。STACY 更新計画の遅延について、委員より、技術的な困難によるものではないか確認があった。事務局より、遅延は設工認認可取得の遅れによるものであり、製作上技術的な困難は現状ない旨回答があった。

臨界リスク基礎データベースの高度化及び高精度化については、高度化におけるデータの拡充においては、これまで進めてきた燃料装荷パターンを用いた解析が 1F3 号機の MOX 燃料を除くケースまで完了したこと及び MOX 燃料については現在計算モデルを検討している旨を説明した。高度化におけるデータベースの整備においては、データベースに登録された計算結果を入力パラメータから得られる任意のパラメータに変換し整理する機能の実装が完了したことを説明した。MOX 燃料の燃焼計算モデルの検討に関して、先行研究等、過去の知見を反映してあまり時間をかけすぎないように注意するようコメントがあった。

高精度化においては、確率的乱雑化モデルを拡張し確率変数パラメータの変動域の上下限を限定できるようにするとともに 3 種類の物質を混合できるようにしたこと、繰返し幾何形状を実装し検証したことを説明した。乱雑化モデルに対する入力パラメータと実効増倍率の最大値との関連性、実際のサンプリング情報の乱雑化モデルへの反映、べき乗則の推定など乱雑化モデルの実用化に向けたコメントがあり、周波数領域変数の上下限設定機能に関して、デブリサンプリング手法の検討との連携を進めていくべきとの指摘があった。

燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析の進捗状況を説明した。燃焼組成測定では、試料 J6-1 の希土類元素の再測定結果を示し、前回の測定結果から大きな差異はなかったこと、この結果から測定値の不確かさの原因として懸念された測定中の試料のハンドリングには問題がなかったと結論付けたことを説明した。燃料デブリ分析では、模擬試料を用いた粉碎試験の進捗状況と今後の計画としてウランを模擬するためのセリウムを模擬試料としてあらたに検討することを説明した。また、新しい測定装置としてトリプル四重極質量分析計 (ICP-QQQ) を第 4 研究棟に導入したことを報告した。

JAEA から定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について

STACY の設工認は、平成 29 年 8 月以降審査が継続されていたが、令和 2 年 11 月 18 日に認可を取得し、19 日より着工した。貯蔵設備改造に係る第 4 回申請は 9 月 28 日に審査会合によって審議され、了解されたが、現在も審査が継続している。認可取得は令和 3 年度になる予定である。

完成した棒状燃料要素はロシアにて貯蔵中であり、またデブリ模擬体調製設備及び分析設備の設置工事の状況は現在進捗中であり、令和3年3月に完了し、令和3年度より施設検査等を経て設備の運用を開始する予定である。デブリ臨界実験で使用する予定のコンクリート模擬体の試作について、現在、可動装荷物駆動装置で炉中央に試験体を挿入するための短尺（約36cm）の模擬体を製作中である。本試作によって得られる知見を用いて、令和3年度には長尺（約150cm）模擬体を製作する予定である。

STACY 運転再開後のデブリ臨界実験について、令和4年以降の実験計画を説明した。また、運転再開後に使用する実験用計測機器について、令和2年度はHe-3及びB-10中性子検出器を中心に整備している。

模擬デブリのアルカリ溶融に関しては、実デブリの溶融の検討も行っており、共通する点が多いため適切に情報共有するようコメントがあった。STACY 更新炉の臨界実験に関し、委員から臨界実験で用いる反応度測定手法を確認する質問があった。事務局から、水位ワース法が主になるが、数セント程度の小さな反応度においては反応度計を併用する旨の回答があった。STACY 更新炉の可動装荷物駆動装置に関し、委員から可動装荷物の移動によって反応度を加え、ペリオド法で測定する実験手法が取れるか確認があった。事務局より、可能である旨回答があった。

STACY 更新炉の臨界実験に関し、委員から、臨界実験装置では再現性が重要であり、実験計画の策定にあたっては適宜再現性を確認することを考慮するようコメントがなされ、事務局側も拝承した。

燃料デブリ取り出し臨界影響評価（臨界リスク評価）

今後のまとめ方について説明があった。本まとめについて、委員より、規制要求として措置を講ずべき事項の最適化の要求、事業者のリスク評価を前提にしてこの議論を進めるべきものなのか、基本的な考え方は講ずべき措置に基づくもので臨界について今は決定論的にやることになっているが、リスク評価の手法が整備されれば、将来的にそちらに移行することもありえるとの理解でよろしいか、と規制庁に対して質問があった。規制庁より、将来的な基盤技術的な観点でやっているが、手法が整備されればリスク評価に則った方向に移行することもあり得るとのとの回答があった。これに関連して、事務局より、来年度以降臨界リスク基礎データベース、Solomon、臨界影響評価データベースについては、JAEAのコード類などとして整備して、規制庁に利用許諾を発行してもらおう形で公開したいという方針が示された。

追加実験の内容及びその実験スケジュールについての説明があった。規制庁から、受託期間延長の中で（6）中心駆動機構、（9）ボロン注入実験、（12）燃料デブリ落下実験、これらの重要度が高く優先度が高いと考えているという方針が示され、委員からは炉雑音測定を実施し、 β/Λ を実験的に測定して計算値と比較することは重要であるとする、とコメントがあった。委員より、解析では3次元のモンテカルロ法を使うので、形状がどうあっても、本来

その精度は理論的にわかっているものと思う。実験では本当の形なり組成は模擬できないわけだから、どんなに丁寧にやっても批判をしたければいくらでも出来る。論理的な裏付けをすることは必要、とのコメントがあった。

臨界挙動評価手法の整備

遅発中性子割合ではない乱雑さの指標である β とサンプル数の関係に関する検討において、委員より、限られたサンプル数で中性子実効増倍率のばらつきの大きさを推定することが必要ではないかとの指摘があり、事務局からは、その方向で検討中である旨が回答された。ボロンの反応度効果に関する検討については、どの程度までデブリの内側に浸透すればよいという目安があると有効ではないかとの指摘がなされた。これに対して、デブリの現状の未臨界度や添加反応度、内部の乱雑さ等によるばらつき具合などに依存するので特定の値を示すことは難しい旨の回答がなされた。また、感度解析の進捗について確認されたが、年度内に完了する予定であり、後日改めて報告する旨の回答がなされた。

その他

規制庁からは、ガイダンスの手前のもので良いので規制庁にとって有用な「着目すべき条件」「事業者に問い質す点」（申請させるべき、事実関係の情報、評価を求める情報）をまとめて欲しいという希望が出された。また、前回会合において提案された、シビアアクシデント評価との連携について、再度機構内の関連部署との協力についても検討してはどうかという提案があった。

令和3年度にも、引き続き部会長・委員に留任いただく内諾を得た。次回の第21回会合は、令和3年6月16日、オンライン会議にて開催することを前提に調整する。また、相前後してJAEAから規制庁に令和2年度事業の中間報告を提出する。

第VI編 まとめ

第 12 章 令和 2 年度事業の成果

12.1 臨界条件評価手法の整備

臨界リスクデータベースの開発においては、本年度は本事業において開発を進めているデータベースシステムの高度化として入力データを作成する際に利用したパラメータを基に、ユーザーが求めるパラメータへ変換する機能（エイリアス）を実装し動作を確認した。この実装により解析データの整理・閲覧においてユーザーの自由度が向上し、より利便性の高いシステムとなった。臨界特性データ拡充の一環として、昨年度の 1F-1 号機の解析に引き続き、今年度は 2 号機及び 3 号機（MOX 燃料を除く）の燃料装荷パターンを用いて燃焼燃料組成を混合させて臨界特性解析を行った。無限増倍率解析の結果、2 号機及び 3 号機どちらの条件でも、1 サイクル目燃料を含む混合ケースでは無限増倍率が十分に 1 を下回るという結果が得られた。また、1 サイクル目燃料を含まない混合ケースによる臨界量解析では、 V_m/V_f が大きい領域から小さい領域になるにつれて、均質、非均質、非均質かつコンクリートを含む条件の順で臨界半径または臨界質量が小さくなる結果が得られたが、この傾向は昨年度の 1 号機の解析結果と同様であった。燃料組成中の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 原子数比と最適減速時の無限増倍率との相関関係を調べたところ、対数軸の $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ 比に対してほぼ直線上に分布する傾向が得られ、1 号機から 3 号機の解析結果は同じ傾向を有することを確認した。

平成 31 年度までの事業で完成させたモンテカルロ計算ソルバー Solomon に関しては、これまでに開発した燃料デブリ計算体系モデルを改良するとともにモンテカルロ計算コードとしての基本機能も拡充するため、乱雑な連続空間分布に対する臨界計算の実用化に向けた整備を行い、繰り返し幾何形状モデルを実装した。さらに 3 物質乱雑混合体系の連続エネルギー臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して検証し、ボクセルを使用するモンテカルロ臨界計算を熱エネルギー中性子スペクトル体系に対して広範囲に検証した。

平成 31 年度成果の熱中性子散乱データの実装に基づき、乱雑分布モデルを、平成 30 年度事業の報告書の「第 3 章 臨界リスク基礎データベースの整備」に記載の燃焼度 15.2 GWd/t、24.2 GWd/t、37.5 GWd/t の燃焼度をもつ燃料からなる水・燃料デブリ体系に対して実証するとともに、平成 31 年度に継続してボクセルモデルの効率性評価および実証を行った。その結果、連続エネルギーモンテカルロ計算では、計算コストが、ボクセルの大きさによらず一定であることが分かった。また、SUS304 内の鉄同位体による中性子共鳴吸収の自己遮蔽効果が、SUS304 のサイズが 1 cm^3 以上になると顕著になることもわかった。さらに乱雑分布のパワースペクトルの波数範囲に任意に上下限を設定する機能を実装した。この結果、ブラウン運動相当のスペクトルの下では、低波数領域の方が臨界性評価揺らぎに大きな影響を及ぼすことがわかった。最後に、乱雑分布標準モデルの逆乗則パワースペクトルからずれるモデルの検討に着手し、乱雑な擬オン・オフ変動のモデルを確立し、Solomon に実装した。

繰り返し幾何形状モデルの実装では新しい体系表現のクラスを実装して燃料集合体のような格子形状体系が簡単に表現できるようにし、TCA 炉心に対する実効増倍率を計算して、MCNP5 による計算結果と比較した。その結果、実効増倍率は 1 標準偏差の範囲で一致し、繰り返し幾何形状モデルが問題なく実装できていることを確認した。

燃料デブリの性状を正確に把握するために用いられる燃焼計算コード及び核データの精度を向上のためのデータを取得する核種組成測定及び解析結果においては、核種組成測定及び解析結果の見直しの観点から、①試料 J6-1 の希土類元素の再測定、②核種組成解析における冷却材温度の修正、③冷却材温度修正に伴う核種組成測定値と解析値の差異が臨界特性に与える影響の再評価、の 3 点について検討した。試料 J6-1 の希土類元素の再測定の結果、ほぼ前回の測定結果を再現した。C/E 値や過去の PIE データとの比較から測定値の精度に問題があるとみられた核種については、その原因として分離・測定操作時の試料の取扱いにおいて何か問題があった可能性が考えられたが、今回の再測定の結果からその可能性は小さいことを確認出来た。核種組成解析における原子炉冷却材温度の設定を見直した結果、評価式に誤りがあることが分かった。冷却材温度を修正した核種組成解析の結果、過大評価気味であった ^{235}U の C/E 値がほぼ全ての試料で改善し、特に低い燃料棒軸方向位置から採取された試料において良く改善し、核種組成測定値と解析値の差異による臨界性の差異はより小さくなる方向へ結果が改善される事を確認した。

また、燃料デブリの分析方法の検討においては、臨界安全管理の観点で重要なウランの濃度と同位体組成（特に ^{235}U 、 ^{238}U ）、ガドリニウムやホウ素の濃度と同位体組成（特に ^{155}Gd 、 ^{157}Gd 、 ^{10}B 、 ^{11}B ）を把握することが重要であるため、これらの同位体組成に着目し、これまでに実施した照射後試験で用いた技術の応用に加え、先行研究等の知見を取り入れて最適な分析手法を検討した。今年度は、昨年度から引き続き行っている 1F 燃料デブリの性状調査及び試験計画の検討に加えて、予備試験を本格的に開始した。ICP-AES の核燃使用許可が下り、排気ダクトに排気系を接続してホット試料についても対応を可能とした。その他、将来的なデブリ試料の分析に利用可能である ICP-QQQ システムを導入し、ウラン同位体の測定に関する性能を評価した。

STACY 更新炉の製作を進め、STACY 更新炉で使用する主要な機器（炉心タンク／格子板、安全板・安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、棒状燃料収納容器架台、炉室フード）について、主要な部材を調達し、員数、種類、仕様等が適切であることを確認した。また、主要機器の工場製作を進め、炉心タンク／格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置、最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチを製作し、工場検査を実施し、仕様を満足することを確認した。製作した機器については、法令に従った使用前検査（使用前事業者検査）を受検し、新規規制基準への適合性の確認を進めている。また、現地工事に着手し、炉心を収納する炉室フード（既設）の耐震補強のための改造を行い、現地において検査を実施し、仕様を満足することを確認した。

STACY 更新炉の実験用装荷物の準備として、更新炉の炉心に試料、計測器等を挿入するのに用いる内挿管の核特性について解析により検討し、当該装荷物を用いた臨界実験が成立する見通しを得た。また、実験室 I-5 の整備を行い、次年度以降製作する実験機器を収納及び整備する準備を整えた。

デブリ模擬物質を使用した臨界実験で使用するコンクリート構造材模擬体の試作では、コンクリート模擬材料及び被覆管に着目し検討した。コンクリート模擬材料の製作及び充填方法として、モルタル材を主成分とした材料をストロー状の枠を用いてペレット状に加工し充填する方法が有望であるという結果が得られた。加工の相対偏差としては 1%、組成における主成分のペレット間の相対偏差としては 10%以内であることが分かった。被覆管の試作として、溶接工法の検討を行い、レーザー溶接によって溶接における各種試験及び水密性のためのヘリウム漏れ試験について条件を満たす溶接条件を整えることができた。また、強度計算を実施して模擬体が十分な強度を持つことを確認した。以上の結果から、コンクリート構造材模擬体の製作に向けて十分な知見を得ることができた。

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行い、空輸送容器及び資機材等の移送の準備を整えた。また、現時点における輸送ルートの確認のため国内輸送業者等と事前協議を行い、輸送工程が実施可能であることを確認し、空容器輸送を開始した。ただし、令和 4 年 2 月に発生した露国のウクライナ侵攻により当該ルート利用ができなくなったため輸送を中断した。今後の国際情勢に注目し、速やかに輸送を実施できるよう準備を進める。

STACY 更新炉初臨界後の実験計画の検討では、(1) 性能確認試験及び基礎炉物理試験、(2) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプル反応度測定試験、及び(3) 不均一な配置による実効増倍率への影響評価試験、について試験の目的・概要、予備解析の検討結果、必要とされる試験期間について評価・検討した。STACY 更新炉の初臨界時に用意される 1.50 cm 及び 1.27 cm 間隔の格子板を利用して、それぞれの実験目的に適合した実験炉心構成案を作成し、必要な燃料要素数、臨界水位、反応度変化等が試験可能な範囲内であることを確認し、試験を実施出来る見通しを得た。また、概算ではあるが試験期間を見積もることが出来たことにより、全体スケジュールの策定に寄与する知見を得た。また STACY 更新炉における実験で使用する、炉内外に炉雑音測定などのために設置する複数の中性子検出器からの信号を時系列に収集し、保存するシステムを調達した。

平成 31 年度事業で整備したデブリ模擬体調製設備を用いてデブリ模擬体を調製するため、試調製の一環として、各機器の試運転を実施するとともに、デブリ模擬体を調製する際に使用する器材等を整備した。試運転について、圧縮成型及び焼結の一連の動作をグローブボックスにて操作し、問題のないことを確認した。また、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、アルカリ融解法を用いた試分析を実施した。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。

国際会議等における情報収集では、OECD/NEA のプロジェクトのひとつであり、世界各国の臨界実験の専門家が集まり、これまでに収録された臨界実験の結果と不確かさをその要因も含めて評価し、多くの研究者が利用可能なようにベンチマークデータとして取りまとめる ICSBEP に参加した。本年度はコロナウイルス蔓延の影響をうけ、令和 2 年 10 月 19 日から 23 日にオンライン開催された。参加者は米国を中心に 40 名余であった。

会合では水減速低濃縮ウラン体系 3 件、固体減速中高濃縮ウラン体系 3 件、固体減速プルトニウム体系 2 件、Cf 中性子源の遮蔽試験 1 件の新規のベンチマーク評価書が提出された。このうち固体減速体系の 5 件の実験については、いずれも Nevada National Security Site の 3 施設において、国際協力により実施されているものであった。興味深い議論は反応度を中性子実効増倍率に換算する実効遅発中性子割合に関するものであった。この値は実験では容易に測定出来ないため最新のモンテカルロ計算で解析的に求める、1965 年に出版された Keepin による測定値を適用するといった対応が取られている。STACY 更新炉は、軽水減速熱体系であるので実効遅発中性子割合の不確かさが与える影響は相対的には軽微であると思われるものの、実効遅発中性子割合は実験体系固有の値であり、STACY 更新炉の実験者がどのように得るのか、又はどのように提供するのか、については議論していく必要があると考える。

12.2 臨界挙動評価手法の整備

出力挙動に大きな影響を持つパラメータを明らかにすることを目的として、解析的な検討を行い、燃料密度、コンクリート密度の影響、出力挙動への感度の大きいパラメータ等を明らかにした。燃料密度の反応度に対する影響は、燃料割合が 40% で最適減速での中性子無限増倍率のピークがはっきりしている条件では、減速不足あるいは減速過剰のどちらにおいても大きく、1% の変動に対して 1\$ 近い反応度差が生じた。燃料割合が 10% の場合でも減速過剰体系では同様の結果であった。動特性パラメータ等に対する影響としては、減速比に応じて上下するものの、燃料又はコンクリートの密度を 1% 変化させた場合には即発中性子寿命と各反応度係数が最大数% 程度変動した。遅発中性子割合はほとんど変化しなかった。

添加反応度以外のパラメータの変動を考慮した動特性計算を実施し、燃料又はコンクリートの密度の 1% の変化に対して最大出力とエネルギーは最大数% 変動することを確認した。動特性解析において、最大出力に対して最も感度が大きかったのは反応度及びデブリの反応度温度係数と比熱であった。それらについては、入力パラメータの不確かさの数倍の差が出力結果に生じうる。次に大きかったのは、最大出力の即発中性子世代時間と遅発中性子割合に対する感度、総核分裂数の反応度、デブリ反応度温度係数と比熱に対する感度であり、入力パラメータの不確かさの最大 2 倍程度の差を結果に生じうることを示した。燃料温度の感度は、比熱に対する感度を除き、概ね総核分裂数のそれに一致した。それら以外のパラメータは、最大出力や総核分裂数にほとんど影響しなかった。燃料/コンクリート割合によらず減速過剰の場合、反応度の燃料密度に対する感度が大きいことは、冠水工法など、デブリ周

辺が水で満たされている体系では、そうでない気中工法の場合に比べて密度の推定精度に注意が必要となることを示していると考えられる。

臨界挙動解析評価に向けた課題の 1 つである乱雑分布による中性子増倍率の揺らぎの評価に向けたサンプリングについての基礎的な検討を行い、 $1/f^{\beta}$ 揺らぎに基づく乱雑化モデルに用いられる確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を用いて 1 次元の乱雑な体系（レプリカ）を多数作成し、各レプリカにおいて、サンプリング点数を変えながら β を評価し、評価した β の頻度分布を取得した。頻度分布から β の評価値の平均値と標準偏差をサンプリング点数の関数として求めた。この結果、標準偏差が平均値に対して 20%程度になる精度になるためには、100 点以上のサンプリング点数が必要となることが示唆されており、 β を精度よく決定するためには、多くのデータ点が必要となることが明らかとなった。

燃料デブリ取出し操作において万が一臨界になり、臨界終息のために中性子毒物を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布によって得られる反応度効果を評価した。デブリの表面外側にある程度の厚みで中性子毒物が付着する場合、RPV 底部およびペDESTAL 内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、5~10 cm 程度までで、それ以上厚さを増やしても、反応度効果はそれほど変わらなかった。燃料デブリが小さいほど反応度効果は大きくなる傾向があった。表面内側にある厚みまで中性子毒物が浸透する場合、RPV 底部およびペDESTAL 内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのは、ホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には、反応度効果はそれほど変わらなかった。1000 ppm 以上の大きな濃度で 20 cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。

内側に浸透した場合の反応度効果の方が外側に付着した場合よりも大きい場合、両方が同程度の厚さで期待できる場合には、内側浸透の効果が支配的であった。また、中心部に浸透した場合には非常に大きな反応度効果が得られる可能性が示された。

12.3 専門家の意見聴取

令和 2 年 6 月 30 日に開催された第 18 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会では、臨界リスク基礎データベースの進捗・成果に関しては、MOX 燃料と UO_2 燃料が隣接する効果の取り入れ、Solomon を使った臨界計算でのパラメータの振り方、臨界リスク基礎データベースの開発全般に関する議論があった。燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析については、同位体組成を再測定するときの問題点の確認や、デブリ模擬体の溶解試験に関する議論があった。STACY の更新にかかる施設整備計画及び運転再開後の実験内容・スケジュール案に関しては、STACY 改造計画と再初臨界の時期に関して、遅延している本事業の今後進め方についての議論があり、委員からは、必要性の高さから予算と時間をかけて進めてきた計画であるのでしっかりと実験を行って意味あるデータを取得することが大切であること、限られた事業計画期間内で実験を行うことになるので、どのようなデータを優先的に取得すべきかをしっかりと定めて試験をすべきであるという点について意見の一致があった。臨界挙

動評価手法の整備では、感度解析の対象パラメータの選択方法の議論があり、極端な状況ではなく現実的な状況に対する解析をすべきであるという指摘があった。さらに、規制庁の審査に役立つという視点で取り組むことが大切であって、学会や様々な組織との意見交換と議論をしながら進めることが大切であるということや、これまでも興味深い結果は出てきているので、それをしっかりと文書に纏めていくことの重要性が指摘された。

令和3年10月1日に回された第19回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会では、臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化に関して、高精度化においてはSolomonを用いた計算結果を示すとともに、ボクセル計算の開発状況及び繰返し幾何形状の実装結果を事務局から説明したが、報告書に掲載する代表的なデータとしては、炉内状況を加味したものの方がよいという指摘があった。また、SUSのような構造物が非均質にデブリに含まれる効果をどのように臨界安全評価に取り入れるのかという点や、Solomonの評価結果についてボクセルの大きさと計算結果の精度についての議論があった。燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析では、デブリ模擬物質の溶解試験に関して、委員から選んだ物質から得られる知見が実デブリの分析に役立つようにした方がよいため、たとえばジルコニウムや B_4C のようなものは入れた方がよいという示唆があった。STACYの更新状況に関しては、更新作業状況が報告されると共に、サンプルワースの測定結果がベンチマークとして使えるレベルの再現性と確度を持つようにすることの重要性や、デブリ模擬体を作製するときのSUSに含まれる微量元素の模擬体の性状に与える影響、実デブリには核分裂生成物が含まれているが模擬デブリでは状況が異なり実デブリと模擬デブリの間のギャップを埋めることは困難であることなどが議論された。臨界挙動評価手法の整備では、今後の事業のまとめ方の方針案が事務局から説明された。様々な意見が出され、ガイダンスを作るという新しい提案はよいと思うが、受託事業であるので規制庁と事務局でよく相談すべき、あるいは、学会でガイダンスを作る前に本事業内でガイダンスになるレベルの技術を確立すべきであってまだその段階に達していないと考えるといった指摘が委員からあった。その他、Gd、Feのコリウムの中での分布の知見といったシビアアクシデントの研究結果もとり入れてみてはどうかという示唆があり、継続して検討することとなった。

令和3年2月24日に開催された第20回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議では、平成31・令和2年度の本受託事業の成果が報告され、STACY更新炉の工事の進捗状況の確認が行われ、認可取得が遅延したため、全体スケジュールを変更して3年延長し、初臨界を令和4年度第4四半期としたこと、令和4年度に追加の実験設備の製作及び許認可を行い、デブリ臨界実験を計画しているとの説明が行われた。STACY更新炉の臨界実験に関し、委員から、臨界実験装置では再現性が重要であり、実験計画の策定にあたっては適宜再現性を確認することを考慮するようコメントがなされた。追加実験の内容及びその実験スケジュールについての議論があり、中心駆動機構、ボロン注入実験、燃料デブリ落下実験、これらの重要度が高く優先度が高い事が議論された。委員からは炉雑音測定を実施し、 β/Λ を実験的に測定して計算値と比較することは重要であると考えて、とコメントがあった。臨界リスク基礎データベースの高度化及び高精度化については、高度化におけるデータの拡充においては、委員からは、MOX燃料の燃焼計算モデルの検討に関して、先行研究等、過去の知見を

反映してあまり時間をかけすぎないように注意するようコメントがあった。臨界リスク基礎データベースの高精度化においては、乱雑化モデルに対する入力パラメータと実効増倍率の最大値との関連性、実際のサンプリング情報の乱雑化モデルへの反映、べき乗則の推定など乱雑化モデルの実用化に向けたコメントがあり、周波数領域変数の上下限設定機能に関して、デブリサンプリング手法の検討との連携を進めていくべきとの指摘があった。

燃料デブリ取り出し臨界影響評価（臨界リスク評価）のまとめ方についての議論があり、将来的な基盤技術的な観点で実施していることが確認された。臨界挙動評価手法の整備では、遅発中性子割合ではない乱雑さの指標である β とサンプル数の関係に関する検討において、委員より、限られたサンプル数で中性子実効増倍率のばらつきの大さを推定することが必要ではないかとの指摘があった。ボロンの反応度効果に関する検討については、どの程度までデブリの内側に浸透すればよいという目安があると有効ではないかとの指摘がなされた。

