

令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書

東京電力福島第一原子力発電所
燃料デブリの臨界評価手法の整備

日本原子力研究開発機構

令和 6 年 3 月

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

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

この印刷物は再生紙を使用しています



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 5 年度事業計画.....	8
第Ⅱ編 臨界条件評価手法の整備(臨界マップデータベースの高度化に関する部分)	12
第 3 章 臨界マップデータベースの高度化及び高精度化.....	14
3.1 臨界マップデータベースの高度化.....	14
3.2 燃料デブリの臨界特性評価.....	24
3.3 シビアアクシデントコードの評価結果の反映.....	36
3.4 燃料デブリを想定したモデルの感度解析.....	50
3.5 燃料デブリ臨界安全評価システム FACILE の整備.....	58
第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備(実験に関する部分)	71
第 4 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備.....	73
4.1 デブリ構造材模擬体(コンクリート)の製作.....	73
4.2 実験に使用する機器の整備.....	76
4.3 起動系核計装の昇温試験.....	82
第 5 章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備.....	87
5.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備.....	87
第 6 章 燃料デブリの臨界実験.....	92
6.1 初臨界炉心の再検討.....	92
6.2 Solomon による STACY 更新炉臨界性の試算.....	99
6.3 STACY 更新炉を用いた実験計画の策定.....	103

第7章	デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備	140
7.1	デブリ模擬体調製設備の整備	140
7.2	デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備	144
第IV編	臨界挙動評価手法の整備	157
第8章	臨界挙動評価に係る検討	159
8.1	臨界事故シナリオの考え方について	159
8.2	燃料領域の形状が臨界事故影響評価にもたらす反応度効果の解析	162
8.3	水中に燃料デブリが分散する体系の反応度温度係数	174
第V編	専門家の意見聴取	195
第9章	福島燃料デブリ臨界評価研究委員会	197
9.1	第4回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	197
9.2	第5回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	200
9.3	第6回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	204
第10章	国際会議における情報収集	207
10.1	第12回臨界安全性国際会議 ICNC2023	207
10.2	アジア炉物理会議 (RPHA2023)	212
10.3	OECD/NEA/NSC 関連会合	213
第VI編	まとめ	219
第11章	令和5年度事業の成果	221
11.1	臨界条件評価手法の整備	221
11.2	臨界挙動評価手法の整備	224
11.3	専門家の意見聴取	226
11.4	国際会議における情報収集	226

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。

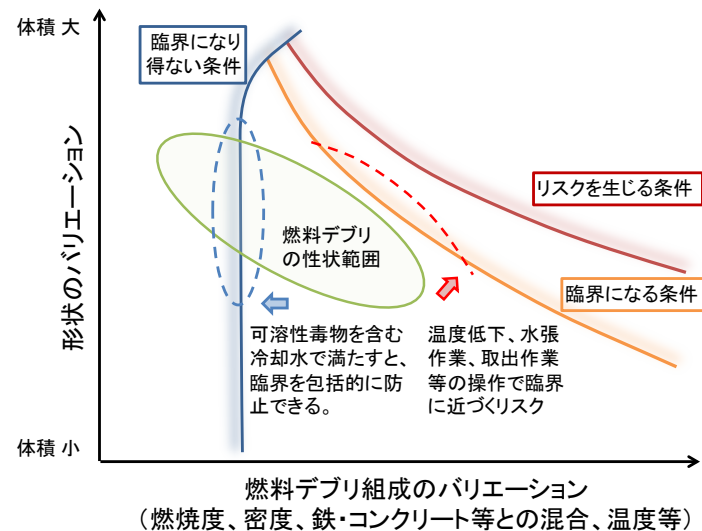
参考文献

- 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/WPNCSEGBUC (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「臨界マップデータベース」(図 2-1)¹⁾を、臨界安全研究で実績のある組成モデル化及び解析手法^{2,3)}を用いて整備する。並行して、乱雑な組成分布を持つ燃料デブリの解析により適した臨界安全解析システムの開発整備を進める。



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

図 2-1 本事業におけるデータベース整備の概念

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、臨界マップ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、構造材の反応度値測定、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⁾。

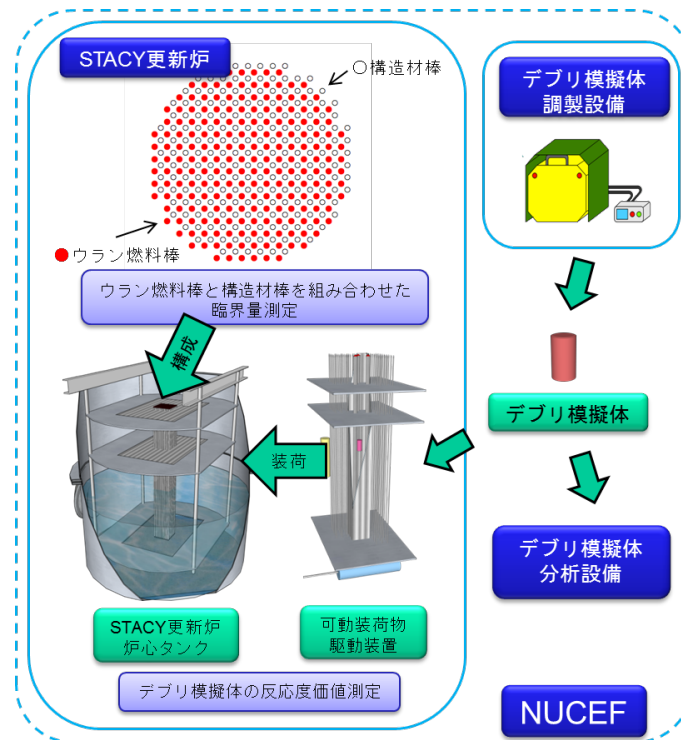


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

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、前述の臨界マップデータベース、シビアアクシデント解析コードによる評価又は実地調査に基づく 1～3 号機の状態及び燃料デブリ所在の情報、並びに作業内容等を組み合わせて臨界挙動を評価するツール^{13,14)}となる。計画されている燃料デブリ取出しを踏まえて、検証済みの臨界マップデータベース、臨界挙動評価手法を整備する。

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

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

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

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

図 2-4 事業延長後の令和 4 年度から令和 6 年度までの当初計画

2.2 令和 5 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 10 年度である令和 5 年度事業として、図 2-5 に示すスケジュールによって以下の（１）から（４）に示す研究開発を行うことを計画した。

（１）臨界条件評価手法の整備

- ①平成 31 年度までに開発・整備した計算コードシステム（Solomon）を用いて STACY 臨界実験体系の試計算を実施するとともに、Solomon による乱雑な物質の臨界計算の機能拡張を継続する。また、臨界マップデータベースを拡充するとともに、燃料デブリの臨界評価で使用するコードの運用性向上のための整備を行う。

②平成26年度～令和4年度に引き続き、臨界実験装置 STACY を用いた実験に向けた実験計画の策定等を実施する。燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けた実験設備を整備するとともに、実験用装荷物の製作及び分析を継続する。また、臨界実験に用いる核燃料の準備を進める。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

令和4年度作業で得られたデブリの所在マップに基づき所在ごとのシナリオの検討と超過反応度の評価を試行する。必要に応じて、臨界発生場所と影響の関係を明らかにするための調査・解析を実施する。万が一臨界事故が発生した場合の直達線による線量評価等を行えるようにする。

(3) 専門家の意見聴取

- ・本事業の実施に当たっては、燃料デブリ、臨界管理等の専門家（4人程度）と意見交換を3回程度行い、実施方法の妥当性を確認しながら進める。令和5年度は令和4年度に引き続き「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」を開催することとし、専門家として以下の4名の方々を候補とした。

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

(4) 燃料デブリの性状及び臨界実験の実施に係る調査等

- ・本事業で実施する臨界実験が、国際的水準で評価して優秀な精度を確保できるよう、臨界実験の計画・設計・施工管理に関する知見を有する国内外の会議等への参加をとおして、当該知見に関する調査及び意見交換を実施する。

なお、燃料輸送については、評価委員会等でも報告してきたとおり、令和4年2月の空容器の輸送から開始し燃料輸送を令和4年中に実施する予定で準備を進めていたが、国際情勢変化の影響をうけて中断せざるを得なくなった。令和5年度中も国際情勢の状況を注意深く注視して輸送再開の可能性を探っていたが国際情勢に好転の兆しは見えないことから、燃料の入手を断念することとして予定していた核燃料の輸送を中止し、今後、輸送業務を解消することとなった。

また STACY 更新炉の工事は、令和4年7月にダンプ槽で使用する部材の品質保証プロセスに不適合があることが判明したために中断を余儀なくされ、その後令和4年12月から本格的に再開された。その後の工事は順調に進み、令和5年12月に工事が完了して施工者から受領している。

上述の通りに製造した燃料の輸送が実施出来なくなった事を反映するために初臨界炉心の設工認を取る必要が生じたことから、最新の計画では STACY 更新炉の初臨界は令和6年度中を予定している。

事業内訳	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
(1) 臨界条件評価手法の整備 ①燃料デブリの臨界特性評価	SAコード結果の反映計算		STACY臨界実験体系計算	
	乱雑化モデルの検討(3物質質量混合計算、偏差評価手法の調査)			
	Facileの拡張(Solomon導入の概念設計、Installerとサンプル問題の準備)			
②実験準備 —実験計画策定 —実験設備整備	ロシア燃料の到着遅延対応			
	臨界実験装置整備・性能確認試験 機器製作・据付		据付完了▽	性能検査(コールド)
	デブリ模擬体の調製・分析設備の整備		試運転と試料の調製分析	
	実験用装荷物の製作及び許認可手続き		▽補正	▽認可(一部)
	安全審査 国際会議・海外研究機関における調査 ▽ICSBEP(4月) ▽WPNC(6月末) 燃料調達		▽ICNC2023(10月) ▽RPHA2023(10月)	
(2) 臨界挙動評価手法の整備	所在毎の臨界発生シナリオの検討			
	PHITSによる直達線評価、FacileへのPHITS導入			
(3)専門家の意見聴取	計画検討△ (6/26)		中間報告△ (11/6)	進捗評価 △ (3/6)

図 2-5 令和 5 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

(臨界マップデータベースの高度化に関する部分)

第3章 臨界マップデータベースの高度化及び高精度化

3.1 臨界マップデータベースの高度化

3.1.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では、事故機の燃料が損傷・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。

現在、燃料デブリ組成の乱雑さが臨界量評価に与える影響を確認するため、本事業で開発中の燃料デブリの乱雑な組成での臨界計算を実施するためのモンテカルロソルバーSolomonを用いて臨界量評価の試解析を進めている。昨年度は、異なる燃焼度の燃焼燃料に対して逆べき乗則に基づく乱雑化モデルを適用し、さらに水をボクセルモデルによって組み合わせた体系にて解析を実施し、両者のモデルを組み合わせることによる臨界量評価への影響を確認した。今年度は構造材が乱雑に混合した体系の臨界量評価における課題等を確認することを目的とし、構造材としてコンクリート及びステンレスを乱雑化モデル及びボクセルモデルで組み込んだ体系で計算を行った。

3.1.2 計算の概要

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

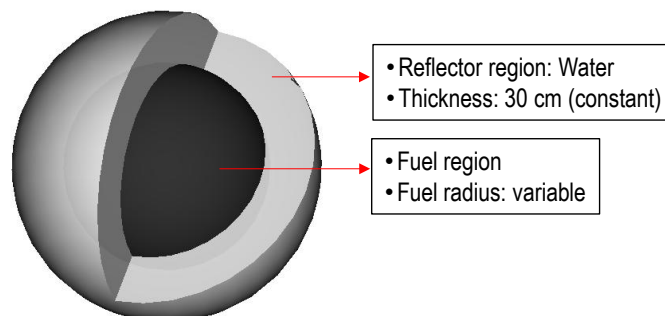


図 3.1-1 計算体系

燃料領域における乱雑化モデル及びボクセルモデルの適用方法として、以下の 2 ケースの計算を行った。

ケース 1：

3 種類の燃焼燃料組成を一定割合で混合させた物質（これを 1 つの物質とみなす）と構造材（コンクリートまたはステンレス鋼）の 2 物質が乱雑化モデルによって混合している。
水がボクセルモデルによって存在している（水の存在割合はパラメータである）。

ケース 2：

3 種類の燃焼燃料組成が乱雑化モデルによって混合している。ボクセルモデルによって構造材（ステンレス鋼のみ）と水が混合している。

ケース 1 とケース 2 の大きな違いは構造材が乱雑化モデルで加わっているか、ボクセルモデルで加わっているかという点と、ケース 2 はケース 1 にはない燃料の乱雑化による影響が存在することである。なお、ケース 1 で 3 種の燃焼燃料それぞれに乱雑化モデルを適用するのではなく、それらを混合させたものを 1 つの物質として取り扱った理由は、Solomon の実装（本検討実施時点）では 3 種類の物質までしか乱雑化モデルを適用できず、燃焼燃料 3 種類に構造材を加えた 4 物質への乱雑化モデルの適用ができなかったためである。

燃焼燃料の組み合わせとしては、昨年度同様、1F1 号機の 3×3 燃料集合体領域の混合を模擬したケースで、15.2 GWd/t、33.3 GWd/t、40.2 GWd/t の燃料が 2:3:4 の割合で混合していると仮定した条件を用いた。表 3.1-1 に各燃焼度の燃焼燃料組成、表 3.1-2 にそれらの混合燃料の核種組成を示す。表 3.1-1 の燃焼燃料組成はこれまで本事業の検討において使用してきたものであり、BWR STEP3 燃料集合体¹⁾を燃焼計算コード SWAT4²⁾にて燃焼計算を行い、全燃料棒の平均をとったものである。

構造材としては、ケース 1 ではコンクリートとステンレス鋼を、ケース 2 ではステンレス鋼を用いた。構造材をコンクリートとした場合の平均混合割合¹⁾（燃料に対する体積割合）は 60%、ステンレス鋼とした場合の平均混合割合は 20%とした。これらの混合割合は過去の本事業での検討に基づいて各構造材の影響が十分に大きく現れるように決定した。表 3.1-3 と表 3.1-4 にコンクリートとステンレス鋼の核種組成をそれぞれ示す。ステンレス鋼の組成には文献 4 の SUS316 を用いた。

ボクセルモデルはケース 1 とケース 2 のどちらも、燃料領域内の水に適用した。水の割合は V_m/V_f （燃料領域内の水-燃料体積割合）をパラメータとして変えて計算を行った。 V_m が水の体積であり、 V_f は水以外の燃料及び構造材の体積に相当する。また、ケース 2 では水とステンレス鋼（体積割合 20%）の両方にボクセルモデルを適用した。ボクセルサイズは昨年度と同様、臨界半径が最も小さくなった 1 辺が 1 cm の立方体とした。

¹⁾ 乱雑化分布を適用した際のレプリカ平均の混合割合という意味で“平均混合割合”としている。乱雑化分布を適用するため、一つ一つのレプリカの体系で厳密にその混合割合が保証されるわけではないことに注意する。

表 3.1-1 各燃焼度の燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

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

表 3.1-2 混合燃焼燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

²³⁴ U	4.9509E-06	¹⁰³ Rh	3.3366E-05
²³⁵ U	3.5347E-04	¹⁴³ Nd	2.6807E-05
²³⁸ U	2.2907E-02	¹⁴⁵ Nd	9.0781E-06
²³⁸ Pu	3.8315E-06	¹⁴⁷ Sm	1.1406E-07
²³⁹ Pu	1.2793E-04	¹⁴⁹ Sm	1.0340E-05
²⁴⁰ Pu	5.0176E-05	¹⁵⁰ Sm	3.8502E-06
²⁴¹ Pu	2.0323E-05	¹⁵² Sm	4.0411E-06
²⁴² Pu	9.5296E-06	¹⁵³ Eu	2.2010E-07
²⁴¹ Am	6.5434E-06	¹⁵⁵ Gd	4.4251E-08
⁹⁵ Mo	4.6871E-05	¹⁵⁷ Gd	4.8855E-02
⁹⁹ Tc	2.5939E-05	O	2.2907E-02

表 3.1-3 コンクリートの原子個数密度³⁾ (単位: atoms/b cm)

H	1.3742E-02	³⁹ K	4.2949E-04
O	4.8562E-02	⁴⁰ K	5.3883E-08
C	1.1532E-04	⁴¹ K	3.0995E-05
Na	9.6397E-04	⁴⁰ Ca	1.4566E-03
²⁴ Mg	9.7858E-05	⁴² Ca	9.7219E-06
²⁵ Mg	1.2389E-05	⁴³ Ca	2.0285E-06
²⁶ Mg	1.3640E-05	⁴⁴ Ca	3.1344E-05
Al	1.7409E-03	⁴⁶ Ca	6.0104E-08
²⁸ Si	1.5326E-02	⁴⁸ Ca	2.8099E-06
²⁹ Si	7.7605E-04	⁵⁴ Fe	2.0014E-05
³⁰ Si	5.1515E-04	⁵⁶ Fe	3.1651E-04
		⁵⁷ Fe	7.5917E-06
		⁵⁸ Fe	9.6622E-07

表 3.1-4 ステンレス鋼の原子個数密度⁴⁾ (単位: atoms/b cm)

⁵⁰ Cr	6.7673E-04	²⁸ Si	1.5643E-03
⁵² Cr	1.3050E-02	²⁹ Si	7.9467E-05
⁵³ Cr	1.4798E-03	³⁰ Si	5.2447E-05
⁵⁴ Cr	3.6835E-04	³² S	4.2339E-05
⁵⁴ Fe	3.2580E-03	³³ S	3.3429E-07
⁵⁶ Fe	5.1144E-02	³⁴ S	1.8943E-06
⁵⁷ Fe	1.1811E-03	³⁶ S	4.4572E-09
⁵⁸ Fe	1.5719E-04	C	3.1729E-04
⁵⁸ Ni	6.6265E-03	⁹² Mo	1.8433E-04
⁶⁰ Ni	2.5525E-03	⁹⁴ Mo	1.1489E-04
⁶¹ Ni	1.1096E-04	⁹⁵ Mo	1.9774E-04
⁶² Ni	3.5379E-04	⁹⁶ Mo	2.0718E-04
⁶⁴ Ni	9.0087E-05	⁹⁷ Mo	1.1862E-04
⁵⁵ Mn	1.7343E-03	⁹⁸ Mo	2.9972E-04
		¹⁰⁰ Mo	1.1961E-04

3.1.3 計算手順

以下に計算手順を示す。

1. まず、ある一つの V_m/V_f で、図 3.1-1 に示す体系において乱雑化モデル及びボクセルモデルに基づく一つのレプリカに対して $k_{\text{eff}}=0.98$ をカバーするように燃料領域半径を 4 点変えて臨界計算を実施した。なお、Solomon でのモンテカルロ計算におけるサイクル数あたりのヒストリ数は 10000、有効サイクル数は 2000、捨てサイクル数は 100 とした。
2. この結果に対して 3 次多項式によるフィッティングを行うことで、 $k_{\text{eff}} = 0.98$ となる燃料半径（これを臨界半径とする）を求めた。

3. 以上の手続きを 100 レプリカに対して実施し、100 レプリカにおける臨界半径を求めた。
4. この 100 個の臨界半径を統計処理することで臨界半径の平均値等を評価した。
5. 以上の手順を異なる V_m/V_f でも実施し、 V_m/V_f に対する臨界半径の関係を得た。

3.1.4 結果

(1) ケース 1（構造材に乱雑化モデルを適用した場合）

1) コンクリート混合ケース

図 3.1-2 にコンクリートを平均体積割合 60%で乱雑化モデルにより混合した場合の Solomon により得られた臨界半径の平均値、最大値、最小値、中央値を示す²。臨界半径の平均値は V_m/V_f によっておよそ 40~70 cm に推移した。レプリカによるばらつきは V_m/V_f が小さいときに非常に小さくなった。この結果は、 V_m/V_f が小さい場合はコンクリートが減速材として機能し、その場合、コンクリートが燃料内に広がっていることが臨界性としては重要であり、乱雑化分布によるコンクリートの分布の濃淡はそれほど大きく臨界性には影響しないと解釈できる。一方、 V_m/V_f が大きい場合は水が減速材として十分に含まれるため、コンクリートは単純に中性子吸収等、臨界性を下げる方向により働き、その分布による燃料の分布の変化や中性子吸収の効き方の変化によって臨界性が大きく異なると考えられる。なお、 V_m/V_f が大きい場合は特に臨界半径のばらつきが平均値に対して正規分布のように均等ではなく、臨界半径が大きくなる方向へのばらつきの幅が大きくなっている。そのため標準偏差のような量で平均値に対してプラスとマイナスに一概にばらつきの幅を示すことが難しくなっている。中央値が平均値と大きく外れているのは、分布が左右対称ではないことを示している。

また、図 3.1-2 には、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて計算した、燃料領域内に半径 1 cm の燃料球が FCC 構造で並んだ場合の計算結果を Hetero(FCC)として示した。この燃料球は表 3.1-2 に示した燃焼燃料にコンクリートが体積割合 60%で均質混合されている。燃料球以外の領域は水で満たされている。Mean と Hetero(FCC)は比較的近い値になっており、 V_m/V_f が小さいケースを除いて Min.が Hetero(FCC)を下回っていることから、混合の乱雑さを考慮することでより臨界半径が小さくなるようなケースが見出されていることが分かる。

図 3.1-3 にコンクリートが混合した場合における、異なる V_m/V_f 3 点での 100 レプリカの臨界半径の頻度分布を示す。横軸のデータ区間の値は臨界半径の該当区間の上限値であり、範囲は「一つ前の区間の上限値より大きく該当区間の上限値以下」となる。例えば、あるデータ区間の値が 48、一つ前（左隣）の値が 46 の場合、そのデータ区間（臨界半径）の頻度は 46 より大きく 48 以下となるデータ数となる。図 3.1-3 より、いずれの分布も明らかに右側に裾が広がった分布を示している。

² 昨年度の構造材を含まない同様の検討では最大値・最小値ではなく $\pm 1\sigma$ 及び $\pm 3\sigma$ を示していたが、今回は後述のように Solomon の 100 個のレプリカの臨界半径の分布が正規分布に近い形ではなく、片側に偏った分布となったため、標準偏差が分布を説明する量として妥当ではないと判断し、今回は最大値・最小値及び中央値を示した。

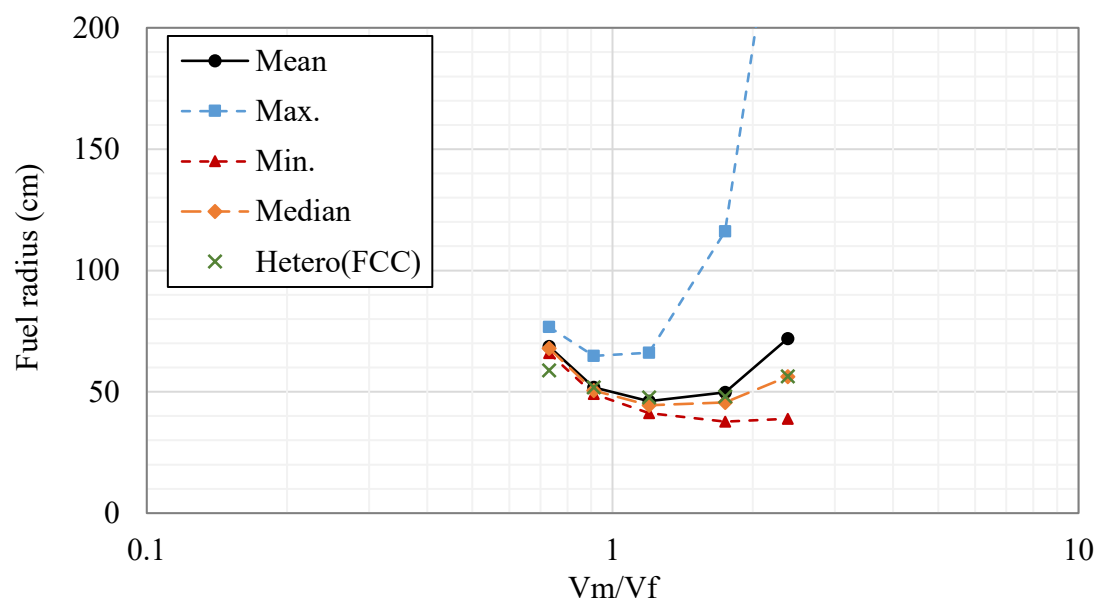


図 3.1-2 Solomon によるコンクリートが乱雑化モデルにより混合した場合の臨界半径³

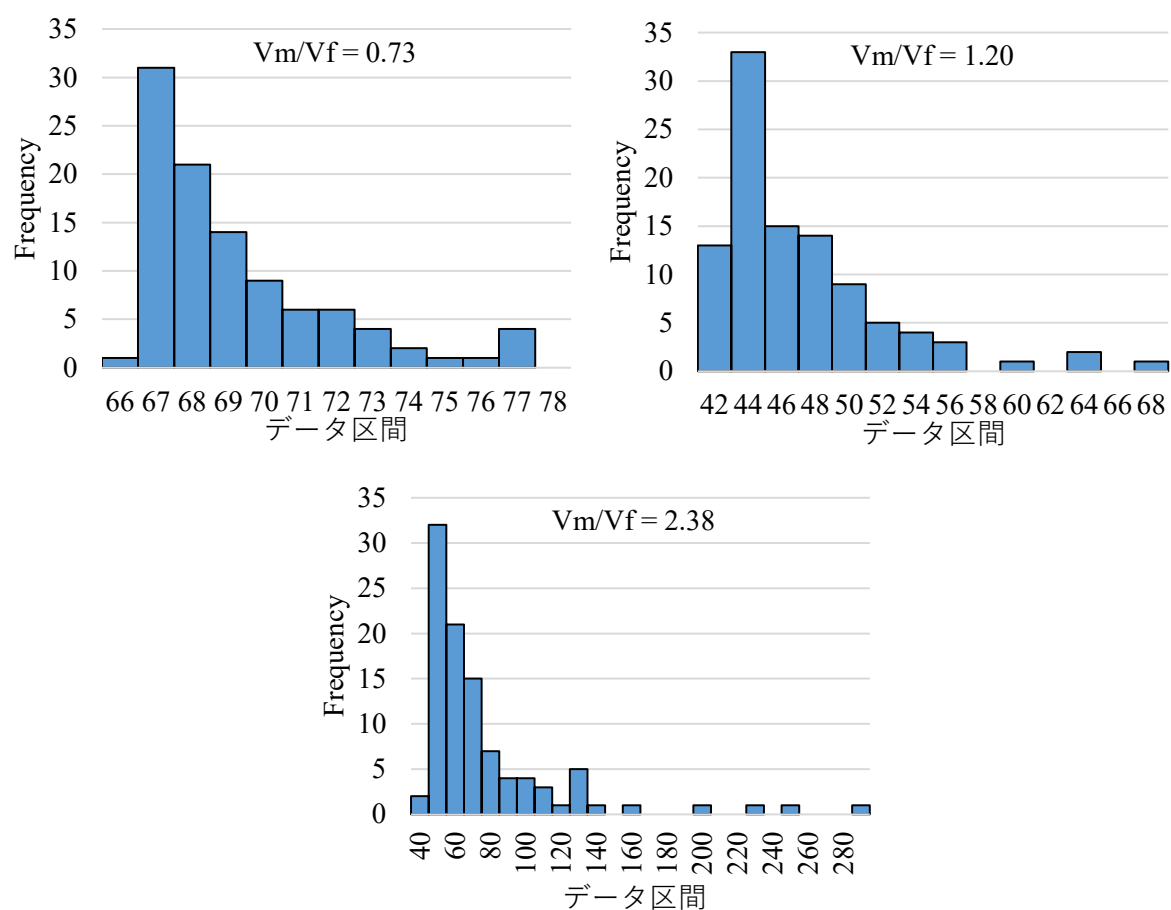


図 3.1-3 コンクリート混合体系での異なる V_m/V_f での臨界半径頻度分布

³ 枠外になっている $V_m/V_f = \sim 2.38$ における Max. の値は 287.2

2) ステンレス鋼混合ケース

図 3.1-4 にステンレス鋼が平均体積割合 20%で乱雑化モデルにより混合した場合の Solomon により得られた臨界半径を示す。臨界半径平均値は V_m/V_f によっておよそ 60～90 cm の範囲で推移した。ステンレス鋼の場合の臨界半径のばらつきは V_m/V_f が 2 付近を最適減速として、コンクリートの場合と異なり、 V_m/V_f が大きい場合と小さい場合で大きな傾向の違いはみられない。一方、コンクリートの場合と同様、臨界半径は最小値よりも最大値の方が平均値からの差異が大きく、また中央値も平均値から外れており、非対称的なばらつきが生じている。

図 3.1-2 と同様、図 3.1-4 にも FCC 構造の場合の結果を比較として示している。FCC 構造の場合の臨界半径は Solomon による臨界半径平均値とほぼ同等となっており、乱雑化分布を考慮することでより臨界半径が小さいケースが見いだされている。

図 3.1-5 にステンレス鋼が混合した場合の異なる V_m/V_f 3 点での 100 レプリカの臨界半径の頻度分布を示す。コンクリートの場合と同様、明らかに偏りのある分布になっていることが分かる。

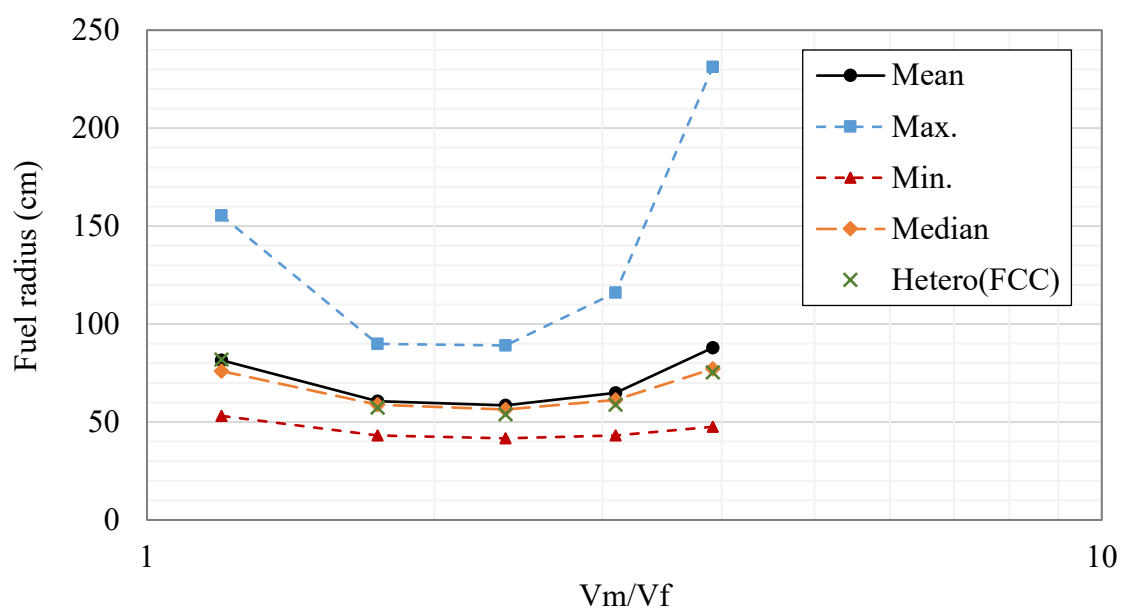


図 3.1-4 Solomon によるステンレス鋼が乱雑化モデルにより混合した場合の臨界半径

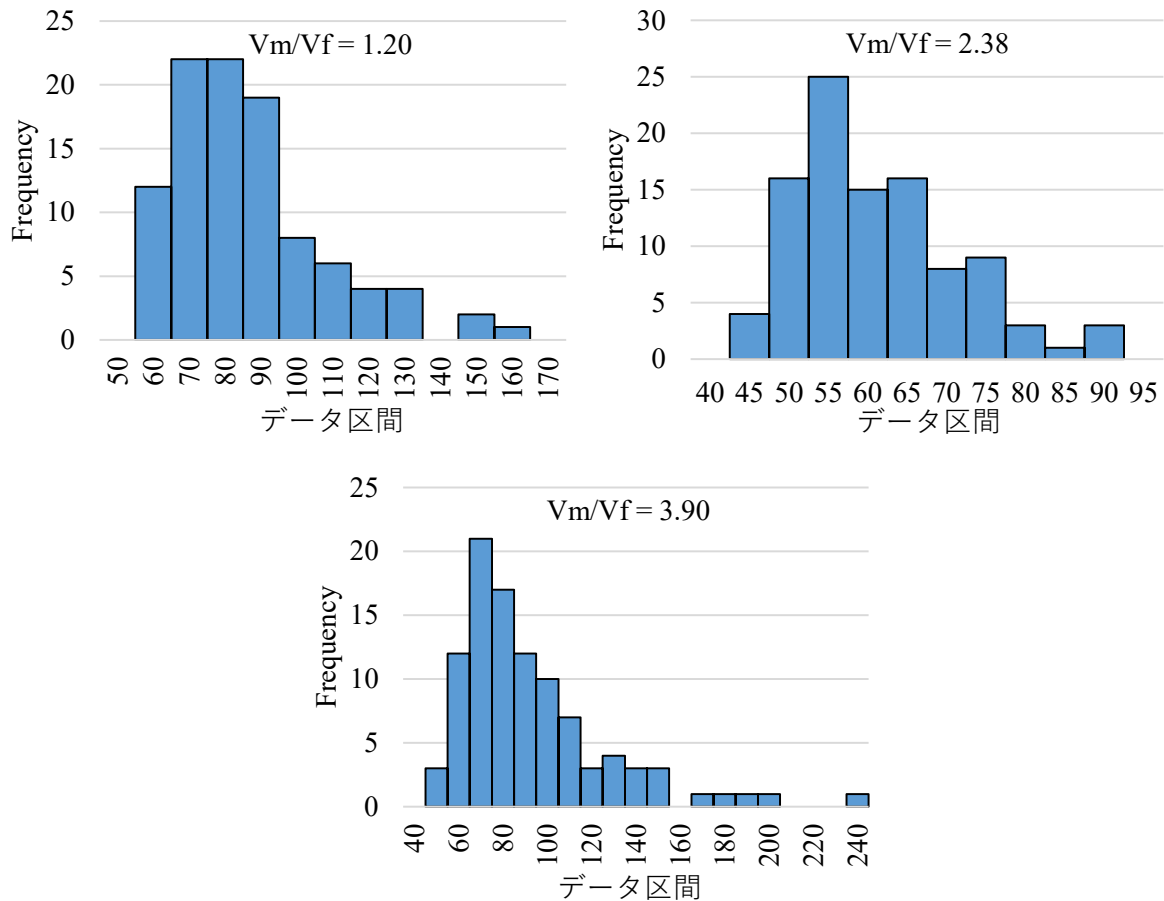


図 3.1-5 ステンレス鋼乱雑混合体系での異なる V_m/V_f での臨界半径頻度分布

(2) ケース 2（構造材にボクセルモデルを適用した場合）

図 3.1-6 にステンレス鋼をボクセルモデルで導入した場合の臨界半径の計算結果を示す。臨界半径平均値は V_m/V_f によっておよそ 60～100 cm の範囲で推移している。臨界半径最小値は FCC 構造の場合に比べていずれの V_m/V_f でも小さくなっており、ボクセルモデルによる導入の場合でも、FCC 構造の場合よりも小さい臨界半径が見いだされるほど有意なばらつきが生じていることが分かる。図 3.1-4 の乱雑化モデルでステンレス鋼を混合させた場合と比べると、平均値は概ね近い値となっているが、最小値は乱雑化モデルで混合させた場合の方が 10～20 cm ほど小さいことから、乱雑化モデルの方がレプリカ間のばらつきは大きく、より臨界半径が小さいケースが見いだされるという結果となった。

図 3.1-7 にステンレス鋼にボクセルを適用した場合の頻度分布を示す。いずれの V_m/V_f でも若干の右側の裾が長い分布となっているものの、乱雑化モデルで構造材を加えた場合に比べてその偏り度合いは小さいことが分かる。分布の偏り度合いを定量的に比べるため、表 3.1-5 に各ケースの 100 レプリカの臨界半径の歪度を示す。歪度は分布の偏り度合いを示す統計量で、分布が左右対称であるときに 0、分布の右裾が長くなるときに正の値をとる。表 3.1-5 より、いずれのケースも歪度は正の値であることから、右裾が長い傾向を示しているが、ステンレス鋼をボクセルモデルで導入した場合は比較的 0 に近い値となっており、偏り度合いは最も小さいことが分かる。逆に、コンクリートを乱雑化モデルで混合させたケースが最も値が大きく、偏りが大きいケースとなっていることが分かる。

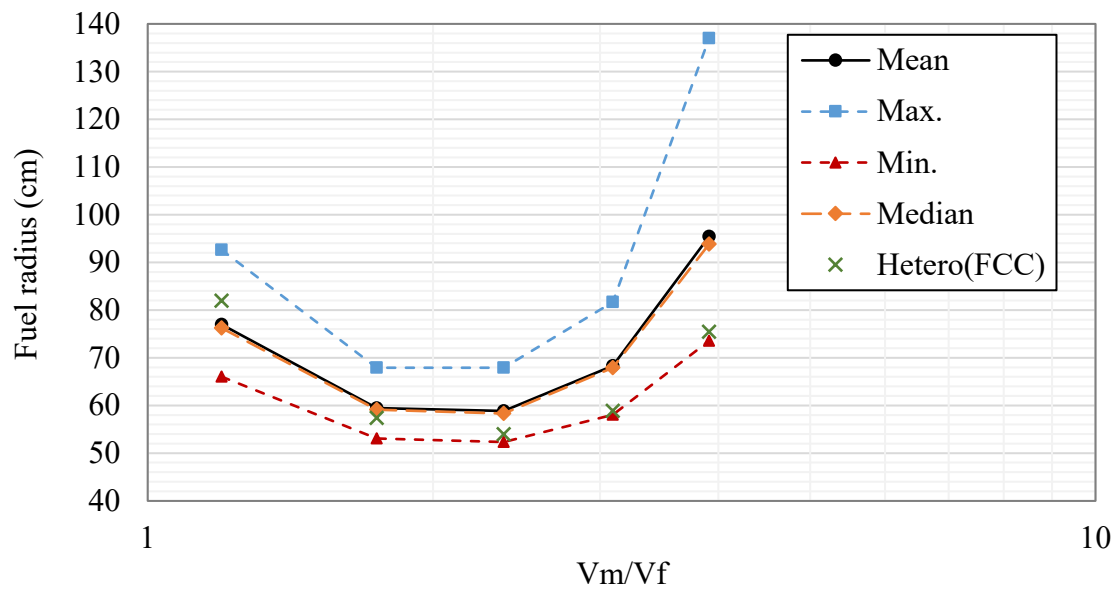


図 3.1-6 Solomon によるステンレス鋼がボクセルモデルにより混合した場合の臨界半径

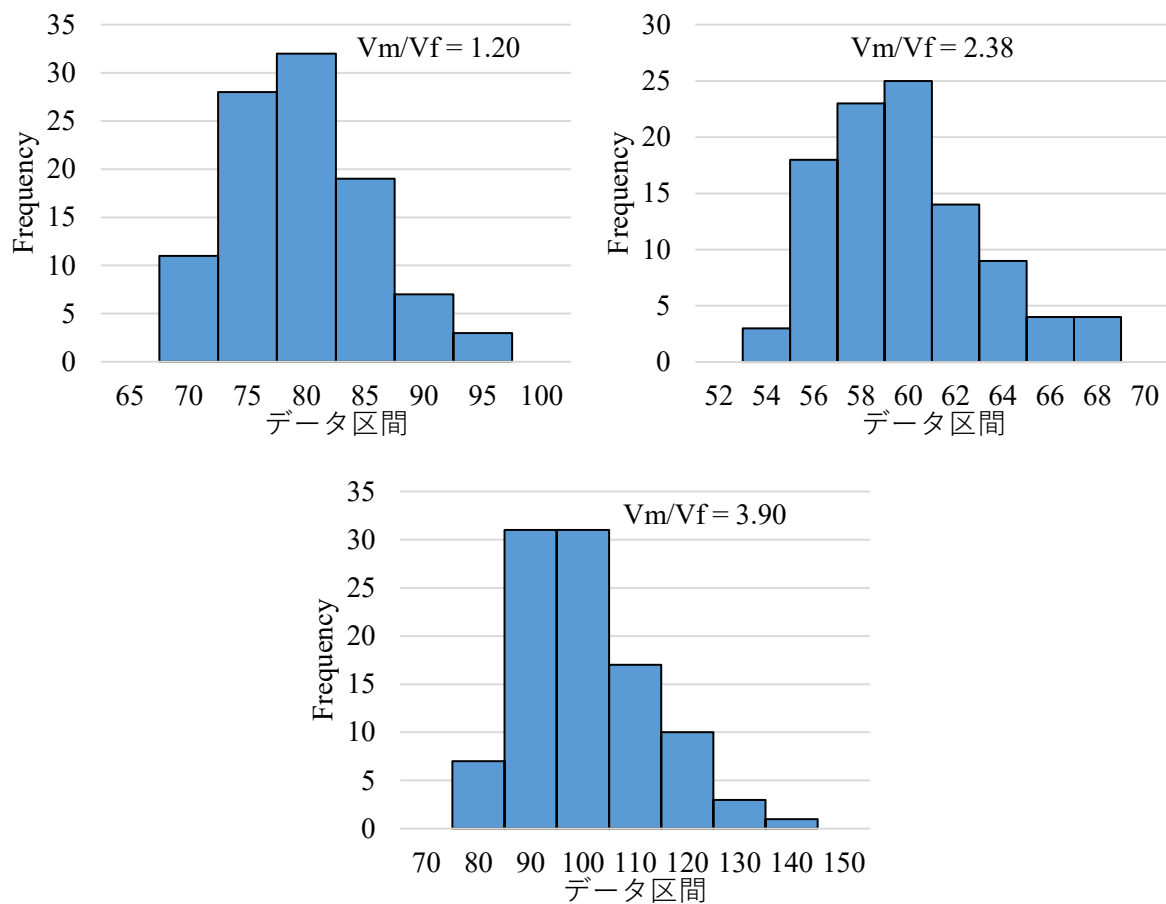


図 3.1-7 ステンレス鋼にボクセルを適用した体系での異なる V_m/V_f での臨界半径頻度分布

表 3.1-5 各ケースの 100 レプリカの臨界半径の歪度

V_m/V_f		0.73	0.91	1.20	1.74	2.38	3.10	3.91
歪度	コンクリート/乱雑化	1.49	2.30	1.89	2.57	2.89		
	ステンレス鋼/乱雑化			1.31	0.72	0.78	1.11	1.71
	ステンレス鋼/ボクセル			0.46	0.45	0.60	0.52	0.86

3.1.5 まとめ

Solomon を用いた臨界安全解析に向けた取り組みとして、Solomon による物質の乱雑混合が臨界量評価に与える影響を確認するため、コンクリートとステンレス鋼を乱雑化モデルで混合させた場合及びステンレス鋼をボクセルモデルで混合させた場合のそれぞれのケースで Solomon による臨界半径の解析を行い、結果を比較分析した。いずれのケースにおいても、臨界半径最小値は単純に燃料球の非均質体系に構造材を均質混合させた場合の臨界半径を下回ったことから、構造材の乱雑混合を考慮することでより臨界性の観点で厳しい条件の組成分布を見出すことができるという結果となった。

また、今回計算した全てのケースに共通する事項として、構造材を混合させた場合はレプリカ間の臨界半径（すなわち臨界性）のばらつきが大きくなり、また、レプリカ間のばらつきの分布が正規分布のような形状ではなく、偏りをもった形状となった。これまで燃料の乱雑混合のみを考慮していた場合は概ね正規分布に近い分布となっていたことから、単純に標準偏差を考慮してばらつきの幅、すなわち乱雑混合によってとりうる臨界半径の範囲を推定できる見通しがあった。今回のように分布に偏りが生じた場合にどのような方法で臨界半径がとりうる範囲を同定するかについて今後検討が必要である。

その他の課題として、乱雑化モデルやボクセルモデルによって構造材を混合させた場合に、乱雑化モデルの分布の形状やボクセルの位置などは確率的に決まるため、体系内の構造材の量が各レプリカで厳密に一致していないという問題がある。この確率的な混合物質量のばらつきにより、レプリカ間のばらつきが増大している可能性がある。この問題については、Solomon の改良の取り組みとして混合物質の質量偏差を計算する機能の実装が進められており、この機能を利用した評価を検討する必要があると考えられる。

参考文献

- 1) K. Suyama, “OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel,” OECD/NEA/WPNCs/EGbuc (2012).
- 2) 鹿島陽夫、他、”連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT4.0”、JAEA-Data/Code2014-028、日本原子力研究開発機構(2014).
- 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) 須山賢也、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 (1998).

3.2 燃料デブリの臨界特性評価

3.2.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料及び原子炉内構造物とコンクリートを含む原子炉支持体が熔融して再度固化した状態、いわゆる燃料デブリが生成していると考えられている。一方、従来の臨界解析システムは、核燃料の性状が判明している体系を前提としており、燃料デブリのように構成物質の平均組成及び組成の空間分布の両方に不確かさが存在する体系を想定していない。このような状況に対処するため、令和3年度までの事業において、モンテカルロ計算ソルバー¹⁾（名称：Solomon = SOLver Of MONte carlo）を開発・整備し、乱雑な連続空間分布について、3次元数式表現モデル及び中性子移動追跡機能を実装した。また、数式によるモデル構築が不可能な乱雑体系への対処のために、ボクセル機構を重ね合わせる機能も実装した。令和4年度においては、乱雑化モデルの質量偏差評価手法の調査を行うとともに、臨界マップデータベースの高度化及び高精度化に必要とされる機能を拡張した。

本節は、以上の実績をベースとしての Solomon の機能拡張について報告する。最初に、3.2.2 節において、質量偏差評価手法の予備実装および実効増倍率揺らぎ評価における試運用結果を報告する。3.2.3 節においては、3物質系から4物質系への乱雑化の拡張について報告する。計算例として、水と3種燃料のすべてが乱雑化される場合の結果を掲載する。最後に、3.2.4 節において、臨界安全の国際会議 ICNC2023 において発表されたモンテカルロ臨界計算の開発動向を、乱雑化モデルに関連して報告する。

3.2.2 乱雑化モデルの質量偏差評価手法及び Solomon による試運用

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

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

ここで、 x は1次元の位置変数、 σ は振幅調整因子、 B_j は ± 1 を等確率でとるベルヌーイ型確率変数、 $-\infty < m_1 < m_2 < \infty$ 、 A_j は $(0, 2\pi)$ 上で一様サンプリングされた位相である。式(3.2-1)のパワースペクトルは、 $\lambda^{m_1-1} \leq k \leq \lambda^{m_2}$ の波数領域に限定される逆冪乗則 $1/k^{2\alpha+1}$ ($\alpha \geq 0$) の離散化近似であり、右肩下がりの楕状近似になっている³⁾。例えば、波数 0.1 から波数 100 までの45本の歯からなる右肩下がりの楕状近似を考える場合、 $\lambda^{m_2} = 100$ 、 $\lambda^{m_1-1} = 0.1$ 、 $m_2 - m_1 + 1 = 45$ から $m_1 = -14$ 、 $m_2 = 30$ 、 $\lambda = 1.166$ のようにパラメータが決まる。振幅調整因子 σ は、 $|W(x)| \leq 1$ が満たされるように決められる³⁾。式(3.2-1)は、

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

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

乱雑化において、3 種物質の混合を考える場合には、空間平均体積割合を V_1, V_2, V_3 として、図 3.2-1 に示すような体積割合分割を行う。この手法は **partial volume-fraction pairing (PVP: 部分体積割合結合法)** と呼ばれる。図 3.2-1 において決められる部分体積割合 $V_{1,2}, V_{1,3}, V_{2,1}, V_{2,3}, V_{3,1}, V_{3,2}$ を用いて、個々の物質の体積割合と巨視的断面積が、図 3.2-2 に示すように計算される⁴⁾。2 種物質及び4 種物質の混合の場合にも、同様の構築により、乱雑化を実践することができる。これについては、3.2.3 節において報告する。

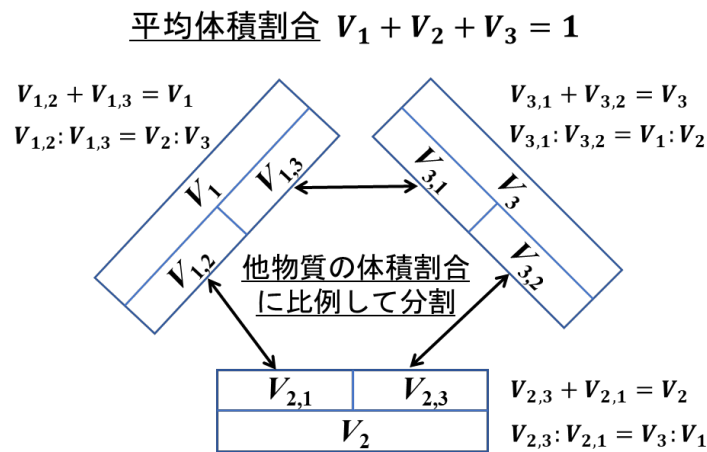


図 3.2-1 Partial volume-fraction pairing による体積割合分割

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

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

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

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

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

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

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

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

ここで、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ は式(3.2-2)の IRWF である。言い換えると、 $\hat{C}(\mathbf{r})$ は $\hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$ 及び $\hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$ に対応する。また、 $dV/(\text{乱雑化領域体積})$ は、位置 $\mathbf{r}$ の確率密度と解釈される。すなわち、モンテカルロ数値積分により式(3.2-5)を計算することが可能であり、この数値積分手法のみが、令和 4 年度において Solomon に実装された。なお、自己完結性のため、具体的なサンプリング方法の概要を本小節末尾の付録に再掲載する。

令和 4 年度においては、乱雑化領域を半径 30 cm の球とし、振幅調整因子 σ を体積割合変動が 100% 以下を意味する $|\hat{C}(\mathbf{r})| \leq 1$ という制約下での最大値とし³⁾、式(3.2-2)におけるスケール因子 S を半径と同じ 30 cm としたケースについて、式(3.2-5)の計算のみが検討された。これらの乱雑化設定条件を、令和 5 年度においても継承した。図 3.2-3 に、質量偏差評価を伴う

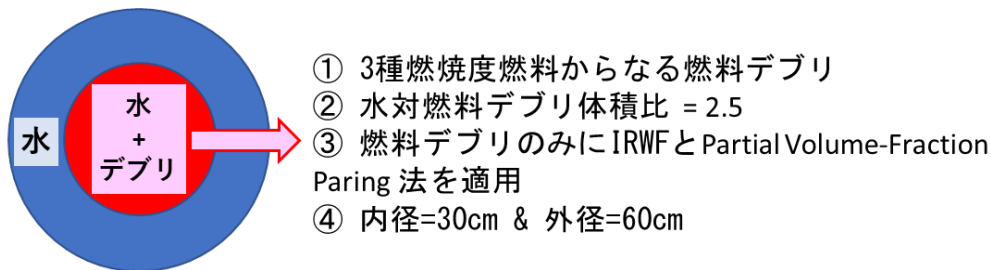


図 3.2-3 3 物質系乱雑化の例題

臨界性揺らぎ評価のための例題を示す。この例題は、令和 4 年度における 3 物質系乱雑化の例題と同じである。同位体数密度データとしては、平成 30 年度原子力規制庁受託事業「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」報告書に記載の数値と同じとする。各燃焼度燃料の体積比は、燃焼度 15.2GWd/t の燃料を [15.2GWd/t] のように表すと、[15.2GWd/t]:[24.2GWd/t]:[37.5GWd/t] = 4:2:3 である。これは、図 3.2-1 において、 $V_1 = 4/9$, $V_2 = 2/9$, $V_3 = 1/3$ としたことと相当する。したがって、同図における関係式により、 $V_{1,2}$, $V_{1,3}$, $V_{2,3}$, $V_{2,1}$, $V_{3,1}$, $V_{3,2}$ が決まる。式(3.2-5)において $\hat{C}(\mathbf{r}) = \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$ とする場合の量を、本小節末尾の付録に従ってモンテカルロ数値積分で計算し、得られる数値を $MI_{1,2,2,1}$ とする。 $\hat{C}(\mathbf{r}) = \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r})$ 及び $\hat{C}(\mathbf{r}) = \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$ の場合についても、同様の計算で得られる数値を、 $MI_{2,3,3,2}$ 及び $MI_{3,1,1,3}$ とする。単位体積あたりの質量偏差の計算値は、水の存在を無視すると、

$$\text{燃料 1 (15.2GWd/t): } \min(V_{1,2}, V_{2,1}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}), \quad (3.2-6)$$

$$\text{燃料 2 (24.2GWd/t): } \min(V_{2,3}, V_{3,2}) MI_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}), \quad (3.2-7)$$

$$\text{燃料 3 (37.5GWd/t): } \min(V_{3,1}, V_{1,3}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) - \min(V_{3,2}, V_{2,3}) MI_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) \quad (3.2-8)$$

となる。水の存在と燃料デブリのみの乱雑化であることを考慮すると、単位体積あたりの質量偏差の計算値は、

$$\text{燃料 1: } \frac{2}{7} \left(\min(V_{1,2}, V_{2,1}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) \right), \quad (3.2-9)$$

$$\text{燃料 2: } \frac{2}{7} \left(\min(V_{2,3}, V_{3,2}) MI_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) \right), \quad (3.2-10)$$

$$\text{燃料 3: } \frac{2}{7} \left(\min(V_{3,1}, V_{1,3}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) - \min(V_{3,2}, V_{2,3}) MI_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) \right) \quad (3.2-11)$$

となる。ここで、因子 $2/7$ は、図3.2-3の②により、図3.2-2において、 $\hat{V}_1(r)$, $\hat{V}_2(r)$, $\hat{V}_3(r)$ の代わりに、 $(2/7)\hat{V}_1(r)$, $(2/7)\hat{V}_2(r)$, $(2/7)\hat{V}_3(r)$ を考慮しなければならないことによる。例えば、式(3.2-3)に基づいて、 $(2/7)(\hat{V}_1(r) - V_{1,2} - V_{1,3})$ の積分を式(3.2-4)のように計算しなければならない。図3.2-4に質量偏差計算例を示す。計算においては、各逆冪指数に対して、同一の独立3系統の乱数列を使用して乱雑化関数を生成した。これが、横軸を、式(3.2-1)における α によって決まる $2\alpha + 1$ に等しい逆冪指数にした理由である。違う乱数列では計算値が異なるのは当然であり、計算値そのものの大きさに対して論評することは妥当ではない。重要なことは、波数が3桁にわたる2つの異なるスペクトル範囲に対しての結果の相対的な値の違いである。図3.2-4から引き出される結論としては、「スペクトル範囲が低スペクトル側にずれると質量偏差が大きくなる」という性質が妥当である。なお、左図 ($0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$) においては、 $m1 = -14$, $m2 = 30$, $\lambda = 1.1659144$, 右図 ($1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 1000 \text{ cm}^{-1}$) においては、 $m1 = 1$, $m2 = 45$, $\lambda = 1.1659144$ とした。

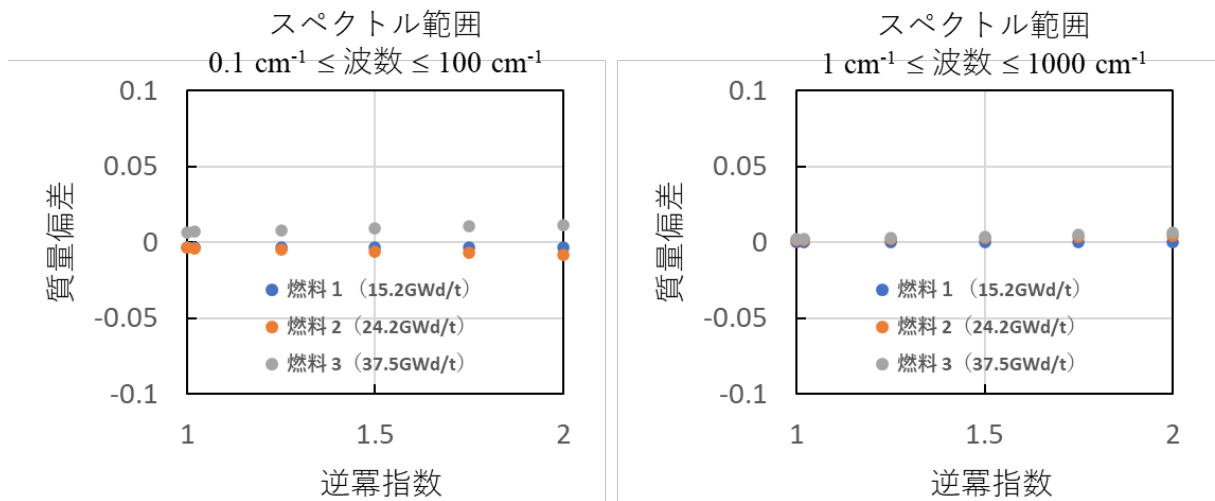


図 3.2-4 逆冪乗則($1/(\text{波数}^{\text{逆冪指数}})$)の乱雑化に対する質量偏差計算例

図 3.2-5 に図 3.2-4 の左図に対応するケースの実効増倍率の揺らぎを示す。なお、平均質量偏差とは、下記の式で示される、式(3.2-9-11)によって計算される燃料 1-3 の質量偏差の 2 乗平均平方根のレプリカ平均である。

$$\frac{1}{(\text{全レプリカ数})} \sum_j \sqrt{\frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 (\text{レプリカ } j \text{ における燃料 } i \text{ の質量偏差})^2}. \quad (3.2-12)$$

上式の使用は、各レプリカにおいて、燃料 1-3 の質量偏差の総和が 0 になることによる。図 3.2-6 には、レプリカ毎の質量偏差の 2 乗平均平方根と絶対値平均を示す。ここで、絶対値平均とは、式(3.2-12)のレプリカに関するインデックス j についての和の中味を代用する量で、

$$\frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 |\text{レプリカ } j \text{ における燃料 } i \text{ の質量偏差}| \quad (3.2-13)$$

と表される。2乗平均平方根の方が若干大きめの値になっていることが見てとれる。図3.2-7に、実効増倍率の揺らぎを平均質量偏差に対して示す。この図において、マーカーで示されている平均質量偏差は異なる逆冪乗則に対応し、スペクトル範囲はすべて同一で $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ である。実効増倍率の揺らぎは平均質量偏差に対して1次式の関係にあり、平均質量偏差を0に外挿しても、0.00031 (0.031%)の揺らぎがあることがわかる。なお、臨界計算は全て、Solomon¹⁾とJENDL4.0 Library⁵⁾を用いて実施された。計算条件は、サイクル当たりの粒子数を50000、インアクティブ・サイクル数を200、アクティブ・サイクル数を5200とした。実効増倍率の標準偏差は、各レプリカにおいて、 10^{-5} のオーダーであり、図3.2-5のマーカーサイズより大幅に小さいので、表示を省いた。

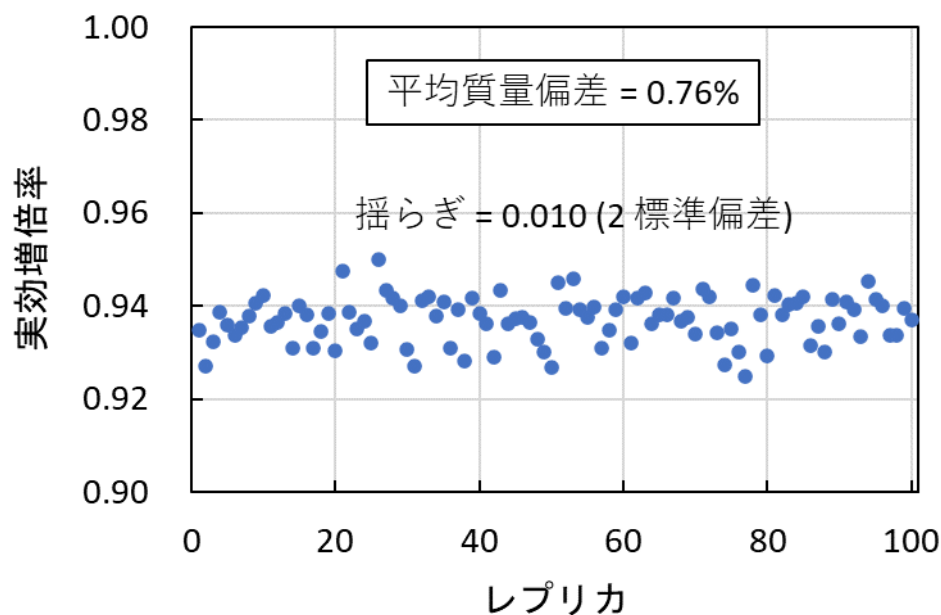


図 3.2-5 スペクトル範囲 $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ に対する実効増倍率の揺らぎ

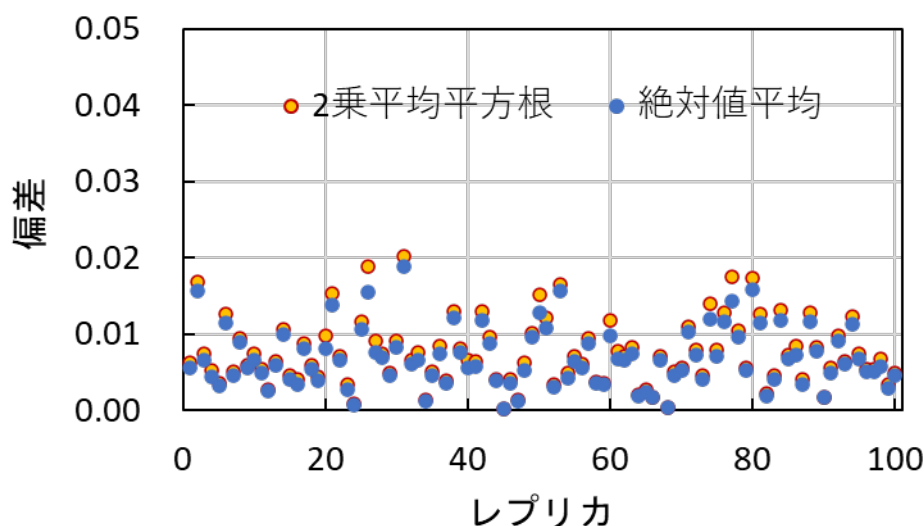


図 3.2-6 質量偏差算出法の比較

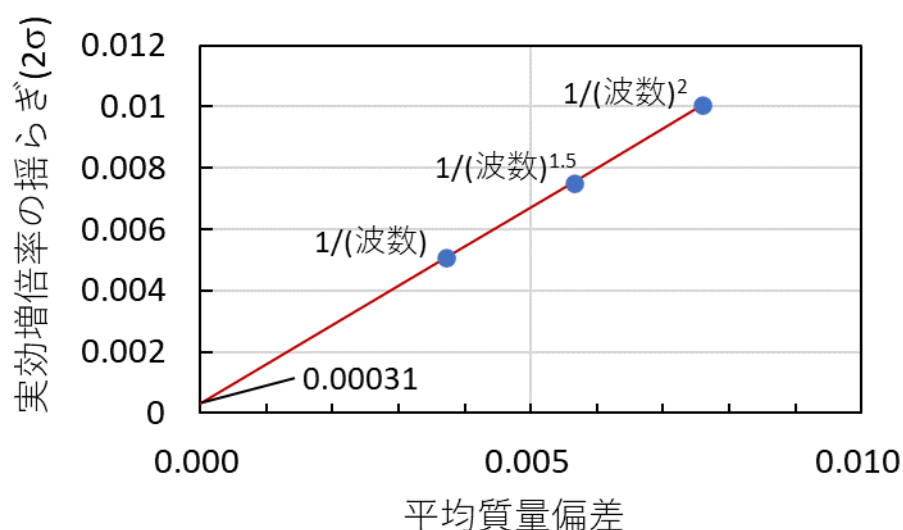


図 3.2-7 平均質量偏差（2 乗平均平方根のレプリカ平均）と実効増倍率の揺らぎの関係
(スペクトル範囲： $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$)

3.2.2.1 附録：球内の一様サンプリングと式(3.2-5)の計算

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

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

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

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

の関係にあり、 r は以下のように求まる。

$$r = R(\xi_1)^{\frac{1}{3}}. \quad (3.2-14)$$

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

$$\mu = -1 + 2\xi_2 \quad (3.2-15)$$

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

$$\phi = 2\pi\xi_3 \quad (3.2-16)$$

の関係にある。式(3.2-14)-(3.2-16)を用いて、位置ベクトル $\hat{\mathbf{r}}$ は以下のように求められる。

$$\hat{\mathbf{r}} = (r\sqrt{1-\mu^2}\cos(\phi), r\sqrt{1-\mu^2}\sin(\phi), r\mu). \quad (3.2-17)$$

なお、ハット記号「 $\hat{}$ 」は、「サンプリングの結果として生成したもの」という意味を持つ。式(3.2-17)の位置ベクトル $\hat{\mathbf{r}}$ を独立に N 個生成させて平均を取ると式(3.2-5)の評価値が得られる。

$$\frac{\int_{\text{球体系乱雑化領域}} \hat{c}(\mathbf{r}) dV}{\text{球体系乱雑化領域体積}} \approx \frac{1}{N} \sum_{j=1}^N \hat{c}(\hat{\mathbf{r}}_j). \quad (3.2-18)$$

式(3.2-18)の右辺の評価値の標準偏差は以下のように計算される。

$$\sqrt{\frac{1}{N(N-1)} \left(\sum_{j=1}^N (\hat{c}(\hat{\mathbf{r}}_j))^2 - \frac{1}{N} \left(\sum_{j=1}^N \hat{c}(\hat{\mathbf{r}}_j) \right)^2 \right)}. \quad (3.2-19)$$

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

3.2.3 乱雑化モデルの 4 物質系への拡張

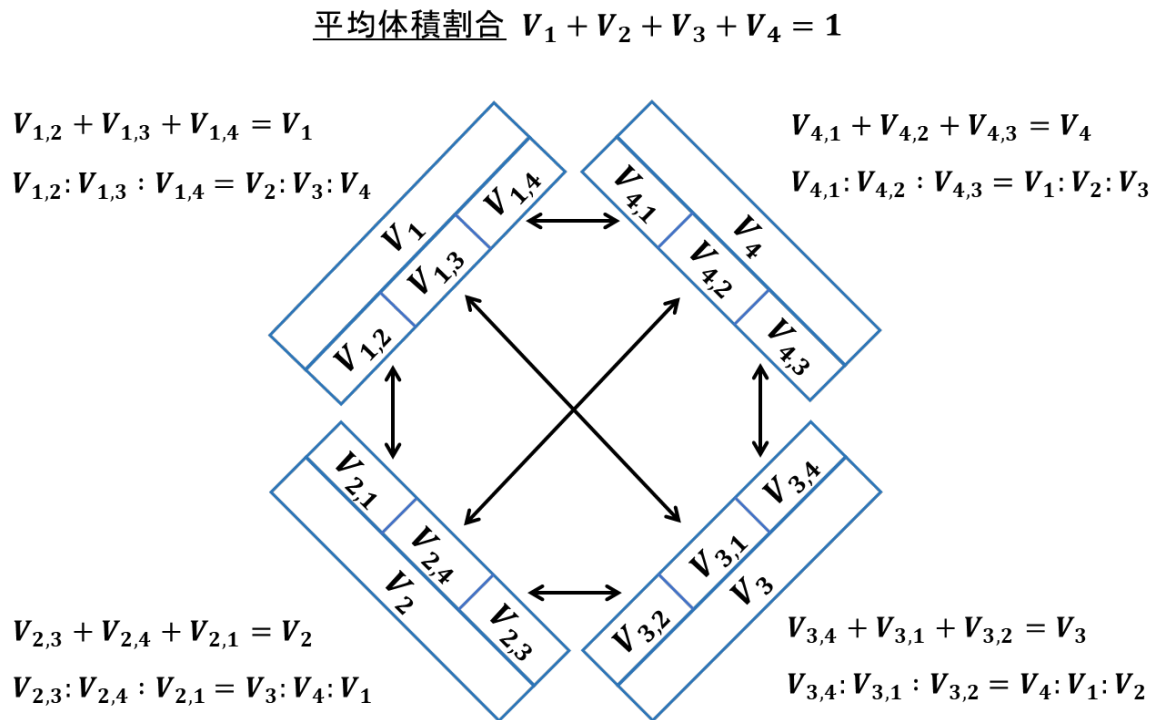
前節の Solomon による臨界計算においては、水対燃料体積比の空間分布を一定に保ち、3 燃料度燃料から成る燃料体積部分についてのみ空間分布を乱雑化した。つまり、4 物質を取り扱ってはいるが、乱雑化としては、3 物質系である。本節においては、燃料に加えて水の空間分布の乱雑化も可能にする 4 物質系乱雑化への拡張について報告する。

図 3.2-1 における partial volume-fraction pairing 法による体積割合分割の考え方が重要である。そこでは、各物質の体積割合を他の物質の体積割合に比例して分割している。例えば、物質 1 の体積割合 V_1 を、物質 2 と 3 の体積割合に比例させて、関係式 $V_1 = V_{1,2} + V_{1,3}$ と

$V_{1,2}:V_{1,3} = V_2:V_3$ により分割している。2 物質系の場合、物質 1 の体積割合を同じ記号を用いて V_1 とすると、断面積は

$$V_1 \Sigma_{R,1} + (1 - V_1) \Sigma_{R,2} \quad (3.2-20)$$

となるが、各物質に対して他の物質が 1 つのみなので、「各物質の体積割合を他の物質の体積割合に比例して分割する」という考え方は成立している。この考え方を 4 物質系に拡張すると、図 3.2-1 に対応するものとして図 3.2-8 を得る。なお、図 3.2-1 から図 3.2-8 への拡張の方法は、極めて一般的な考え方に基づいており、4 物質系から 5 物質系への拡張の際にも適用可能である。図 3.2-2 においては、図 3.2-1 に基づいて空間依存体積割合及び巨視的断面積の計算法が構成されている。同様に、図 3.2-8 に基づいて、図 3.2-9 に示す空間依存体積割合及び巨視的断面積計算法が構成される。令和 5 年度においては、Solomon に、図 3.2-9 における拡張版 4 物質系 Partial Volume-Fraction Pairing 法に基づく乱雑化巨視的断面積計算法が実装された。式(3.2-6)-(3.2-8)と同様に、各 $\hat{C}(\mathbf{r})$ に対して、式(3.2-5)をモンテカルロ数値積分で計算して得られる値を $MI_{1,2,2,1}$ などとすると、物質 1-4 のそれぞれについて、質量偏差が、式(3.2-21)-(3.2-24)に示されているように計算される。



他物質の体積割合に比例して分割し矢印ごとにペアリング

図 3.2-8 Partial volume-fraction pairing による 4 物質系の体積割合分割

体積割合	$\overbrace{V_1} \quad \text{IRWF} \quad (\text{乱雑化関数})$	
	$\hat{V}_1(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{1,2} + V_{1,3} + V_{1,4}}^{V_1} + \min(V_{1,2}, V_{2,1}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$ $- \min(V_{1,3}, V_{3,1}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$ $+ \min(V_{1,4}, V_{4,1}) \hat{C}_{1,4,4,1}(\mathbf{r})$	レプリカ (生成例) をハット (^) で 示している $\hat{C}$ は、すべて、 独立な乱数列 から構成
	$\hat{V}_2(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{2,3} + V_{2,4} + V_{2,1}}^{V_2} - \min(V_{2,3}, V_{3,2}) \hat{C}_{3,2,2,3}(\mathbf{r})$ $+ \min(V_{2,4}, V_{4,2}) \hat{C}_{2,4,4,2}(\mathbf{r})$ $- \min(V_{2,1}, V_{1,2}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$	
	$\hat{V}_3(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{3,4} + V_{3,1} + V_{3,2}}^{V_3} - \min(V_{3,4}, V_{4,3}) \hat{C}_{3,4,4,3}(\mathbf{r})$ $+ \min(V_{3,1}, V_{1,3}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$ $+ \min(V_{3,2}, V_{2,3}) \hat{C}_{3,2,2,3}(\mathbf{r})$	
	$\hat{V}_4(\mathbf{r}) = \overbrace{V_{4,1} + V_{4,2} + V_{4,3}}^{V_3} - \min(V_{4,1}, V_{1,4}) \hat{C}_{1,4,4,1}(\mathbf{r})$ $- \min(V_{4,2}, V_{2,4}) \hat{C}_{2,4,4,2}(\mathbf{r})$ $+ \min(V_{4,3}, V_{3,4}) \hat{C}_{3,4,4,3}(\mathbf{r})$	
乱雑化巨視的 断面積 (cm ⁻¹)	R : 核反応タイプ, E : エネルギー	
$\Sigma_R^{debris}(\mathbf{r}, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r})\Sigma_{R,1}(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r})\Sigma_{R,2}(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r})\Sigma_{R,3}(E) + \hat{V}_4(\mathbf{r})\Sigma_{R,4}(E)$ $\hat{V}_1(\mathbf{r}) + \hat{V}_2(\mathbf{r}) + \hat{V}_3(\mathbf{r}) + \hat{V}_4(\mathbf{r}) = V_1 + V_2 + V_3 + V_4 = 1$		

図 3.2-9 拡張版 4 物質系 Partial Volume-Fraction Pairing 法に基づく
空間依存体積割合と巨視的断面積

$$\begin{aligned} \text{物質 1: } & \min(V_{1,2}, V_{2,1}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) \\ & + \min(V_{1,4}, V_{4,1}) MI_{1,4,4,1}(\mathbf{r}), \end{aligned} \quad (3.2-21)$$

$$\begin{aligned} \text{物質 2: } & -\min(V_{2,3}, V_{3,2}) MI_{3,2,2,3}(\mathbf{r}) + \min(V_{2,4}, V_{4,2}) MI_{2,4,4,2}(\mathbf{r}) \\ & - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) MI_{1,2,2,1}(\mathbf{r}), \end{aligned} \quad (3.2-22)$$

$$\begin{aligned} \text{物質 3: } & -\min(V_{3,4}, V_{4,3}) MI_{3,4,4,3}(\mathbf{r}) + \min(V_{3,1}, V_{1,3}) MI_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) \\ & + \min(V_{3,2}, V_{2,3}) MI_{3,2,2,3}(\mathbf{r}), \end{aligned} \quad (3.2-23)$$

$$\begin{aligned} \text{物質 4: } & -\min(V_{4,1}, V_{1,4}) MI_{1,4,4,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{4,2}, V_{2,4}) MI_{2,4,4,2}(\mathbf{r}) \\ & + \min(V_{4,3}, V_{3,4}) MI_{3,4,4,3}(\mathbf{r}). \end{aligned} \quad (3.2-24)$$

当然のことながら、式(3.2-21)-(3.2-24)の和は 0 になる。令和 5 年度においては、上記の 4 物質系質量偏差計算法も、Solomon に実装された。

以下に数値計算例を紹介する。図3.2-5で扱われているものと同じ例題（図3.2-3）で水も乱雑化される場合の実効増倍率の揺らぎを図3.2-10に示す。体積割合で5/7を占める水も乱雑化されているため、平均質量偏差が増大し、揺らぎが40%程度増えていることが見てとれる。なお、図3.2-10における平均質量偏差は、図3.2-5の場合と同様に、2乗平均平方根のレプリカ平均である。図3.2-11に質量偏差算出法の比較を示す。3物質系の場合と異なり、2乗平均平方根の方が絶対値平均より明らかに大きめの値を算出していることが見てとれる。なお、計算は全て、SolomonとJENDL4.0 Libraryを用いて実施された。計算条件は、サイクル当たりの粒子数を50000、インアクティブ・サイクル数を200、アクティブ・サイクル数を5200とした。実効増倍率の標準偏差は、各レプリカにおいて、 10^{-5} のオーダーであり、図3.2-10のマーカーサイズより大幅に小さいので、表示を省いた。

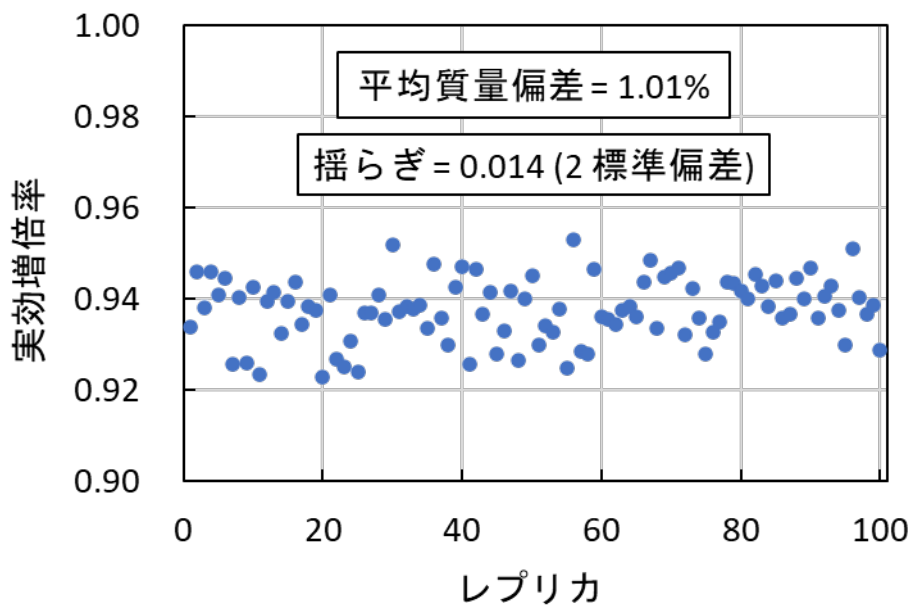


図 3.2-10 4 物質系におけるスペクトル範囲 $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ に対しての実効増倍率の揺らぎ

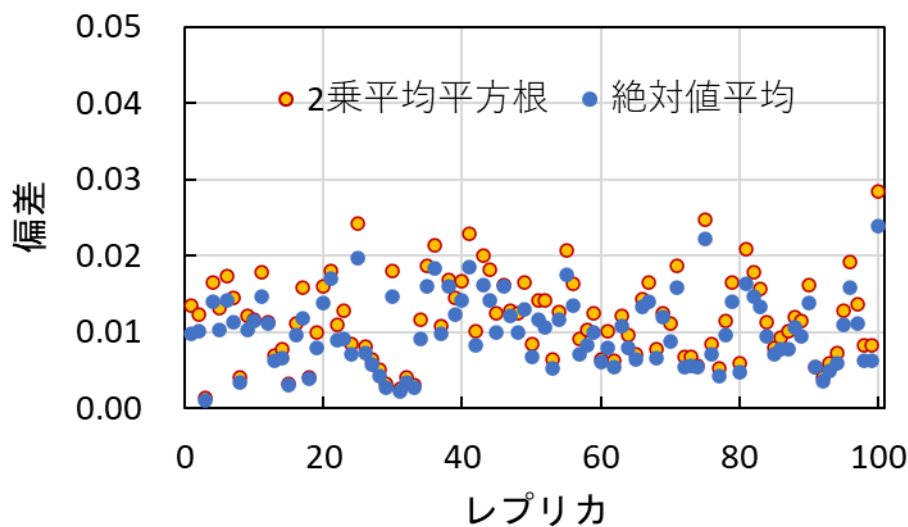


図 3.2-11 4 物質系における質量偏差算出法の比較

3.2.4 国際会議における情報収集

臨界安全の国際会議 ICNC2023 (The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety) が、2023 年 10 月 1 日から 6 日にかけて、宮城県仙台市で開催された。計算コードと解析手法 (Code and Other Calculational Methods) に関するトラック (Track) が設けられ、ランダムな体系に関するモンテカルロ臨界計算についてのセッション (session) が開催された。このセッションにおいて、Solomon に関して、令和 3 及び 4 年度事業の成果の一部である有界増幅による乱雑化臨界計算効率化と令和 2 年度でのボクセル重ね合わせ機構による乱雑化の内容を統一的に扱う論文が、本受託事業のメンバーによって発表された⁶⁾。英国の Jacob のコード開発責任者より、質量偏差に関する質問がなされたが、令和 4 及び 5 年度で実施中の内容については言及せず、令和 3 年度までの現状が回答された。Jacob からは、MONK コードにおける Perlin noise による乱雑化手法⁷⁾、フランスの CEA からは計算幾何学における stochastic tessellations を中心とする OECD NEA/WPNCs での活動の概要⁸⁾が発表された。ただし、上記 3 手法の乱雑化において、スペクトル範囲設定機能および質量偏差評価機能が備わっているのは、本受託事業で開発・整備中の IRWF による乱雑化手法のみである。また、ポスターセッションにおいて、本受託事業の元メンバーにより、OECD NEA/WPNCs で進行中のランダム体系モンテカルロ臨界計算プロジェクトへの IRWF 手法の関与⁹⁾が報告された。

3.2.5 まとめ

本節においては、燃料デブリを含む体系の臨界リスク基礎データベースに関連して、高度化及び高精度化に必要とされる Solomon 乱雑化モデルの機能拡張を検討した。令和 4 年度において確立したモンテカルロ数値積分の手法を、球体系の 3 物質系乱雑化のモンテカルロ臨界計算に適用し、各物質の質量偏差評価を伴う結果表示を可能にした。乱雑化の逆冪乗スペクトル則を変更し、様々な平均質量偏差に対しての臨界性揺らぎを評価した。この結果、平

均質量偏差が 0 となる仮想的な極限においても、臨界性揺らぎが消失しないことがわかった。また、乱雑化可能な物質系を、3 物質系から 4 物質系に拡張した。これにより、水と 3 燃焼度燃料から成る系において、水を含むすべての物質の乱雑化が可能となった。各物質の質量偏差評価も、4 物質系に拡張された。3 物質系から 4 物質系への移行に伴い、平均質量偏差が増大し、臨界性揺らぎが大きくなることが確認された。以上の開発は、Solomon の乱雑化機能を、質量管理の下で本格運用するための準備として行われた。

参考文献

- 1) Nagaya Y., Ueki T., Tonoike K., 2019. SOLOMON: A Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis. Proceedings of ICNC 2019, Paris, France, September 15-20, 2019.
- 2) Frieden BR, Hughes RJ. Spectral 1/f Noise Derived from Extremized Physical Information. Physical Review E. 1994; 49, 4, 2644-2649. <https://doi.org/10.1103/PhysRevE.49.2644>
- 3) Ueki T. Weierstrass Function Methodology for Uncertainty Analysis of Random Media Criticality with Spectrum Range Control. Progress in Nuclear Energy. 2022; 144, 104099. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.104099>
- 4) Ueki T., Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media Formed by Multimaterials Mixture under Extreme Disorder. Nuclear Science and Engineering. 2021; 195, 214-226. <https://doi.org/10.1080/00295639.2020.1801000>
- 5) Shibata K et al., 2011. JENDL 4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering. Journal of Nuclear Science and Technology. 48, 1, 1-30. <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711675>.
- 6) Ueki T., 2023. Random Media Criticality Analysis Methods in Monte Carlo Solver Solomon. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 7) Fildes J., Hiles R., Jones B., Richards S., 2023. Novel Methods in MONK for Criticality Modelling in Highly Disordered Random Heterogeneous Media. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 8) Zoia A., et. al. Overview of NEA/WPNCs Activities on Criticality Problems in Random Media. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 9) Nagaya Y., 2023. Solution to Random-Media Criticality Benchmarks with a Monte Carlo Solver Solomon. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.

3.3 シビアアクシデントコードの評価結果の反映

3.3.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所1～3号機の炉心が損傷・溶融して生成された多量の燃料デブリ（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）の臨界安全管理手法の妥当性検証をおこなっている。これまでの検討では V_m/V_f の変化に応じたデブリの臨界特性の評価を実施して臨界マップデータベースに反映させてきた。一方でシビアアクシデントコードによる評価結果によると、全ての燃料が完全には破損せず、炉心最外周部に切り株状燃料が残るといった結果も得られている。そこで、そのような体系での中性子増倍率を評価した結果をとりまとめ臨界マップデータベースの拡充に資することとした。また、2021年末に最新の核データ JENDL-5 が公開されたが、事故発生直後に当時広く使用されていた JENDL-3.2 を使用した燃料デブリの最小臨界量評価が行われていたことから、使用する核データの違いが燃料デブリの臨界データの評価結果に与える影響の確認を実施することとした。

3.3.2 切り株状燃料の臨界計算

デブリの臨界を考える際に、我々は MCCI 生成物のような溶融した燃料の塊を考え、その含水率をパラメータとした最小臨界量等を評価してきた。一方で SA コードによる解析では燃料全てが破損せずに燃料の一部が残る切り株状の燃料となる評価が得られている。燃料が溶融せずに破損する場合、被覆管が破れてペレットがばらばらに分散して落下する状況が考えられるが、ペレットが落下して燃料物質の多く存在する領域から離れ、そして下部に生成されるペレット堆積物と完全に破損せずに残っている燃料集合体の核的な相互作用が無視できるのなら、燃料の有効長が短くなる効果で中性子増倍率は小さくなる。このような燃料の短尺化の効果については特段の臨界安全評価計算は必要無いと考えられる。切り株状燃料の臨界安全上の課題で問題となる可能性があるのは、燃料集合体とその幾何形状を保っている状況で燃料棒間のギャップに燃料溶融物質が侵入し、燃料溶融物が下部に向かってギャップを次第に埋めていく状況である。そのような場合、ギャップ間の水が排除されまた非均質性が小さくなるために中性子増倍率は全体として小さくなる方向に変化すると考えられるが、燃料集合体領域に含まれる燃料の量が増大することによる正の効果も考えられる。従ってギャップ間に侵入する物質の水分含有量によって中性子増倍率の変化が一様にならない可能性がある。そこで、このような状況での中性子増倍率の変化を計算によって確認することとした。

すなわち、BWR 9×9 (STEP-Ⅲ) 燃料を対象とした OECD/NEA/NSC/WPNCS/EGBUC Phase-3C ベンチマーク^リで行った燃焼計算結果を例題に取り上げ、ボイド率 40%の結果から、0 GWd/t (新燃料)、14 GWd/t (増倍率ピーク時)、20 GWd/t、40 GWd/t の 4 燃焼度について、SWAT4²⁾による燃焼計算で得られた燃料組成を用い、燃料棒間のギャップ (水) とウォーターチャンネル (水) を「標準的な組成を持つ【デブリ】」で置き換えた臨界計算を行うことを試みる。

燃料棒の被覆材、チャンネルボックス、ウォーターチャンネルは健全なまま残っていると仮定し、デブリの体積充填率を 0% ($V_m/V_f=2.86$)、25% ($V_m/V_f=2.33$)、50% ($V_m/V_f=1.80$)、100%としてデブリと水の均質な物質が充填される条件を仮定し、全ての物質の温度は 300 K、燃料棒の軸方向は無限長、水平方向は反射境界条件を設定して臨界系計算を実施した。

臨界計算には MVP3³⁾を使用し、核データには JENDL-5⁵⁾を使用した。MVP3 による臨界計算では、1 サイクルあたり 10 万粒子、トータル 1100 サイクル、初期 100 サイクルはスキップの 1 億ヒストリの計算を行った。

OECD/NEA/NSC/WPNCS/EGBUC Phase-3C ベンチマークの計算モデルを図 3.3-1 に示す。

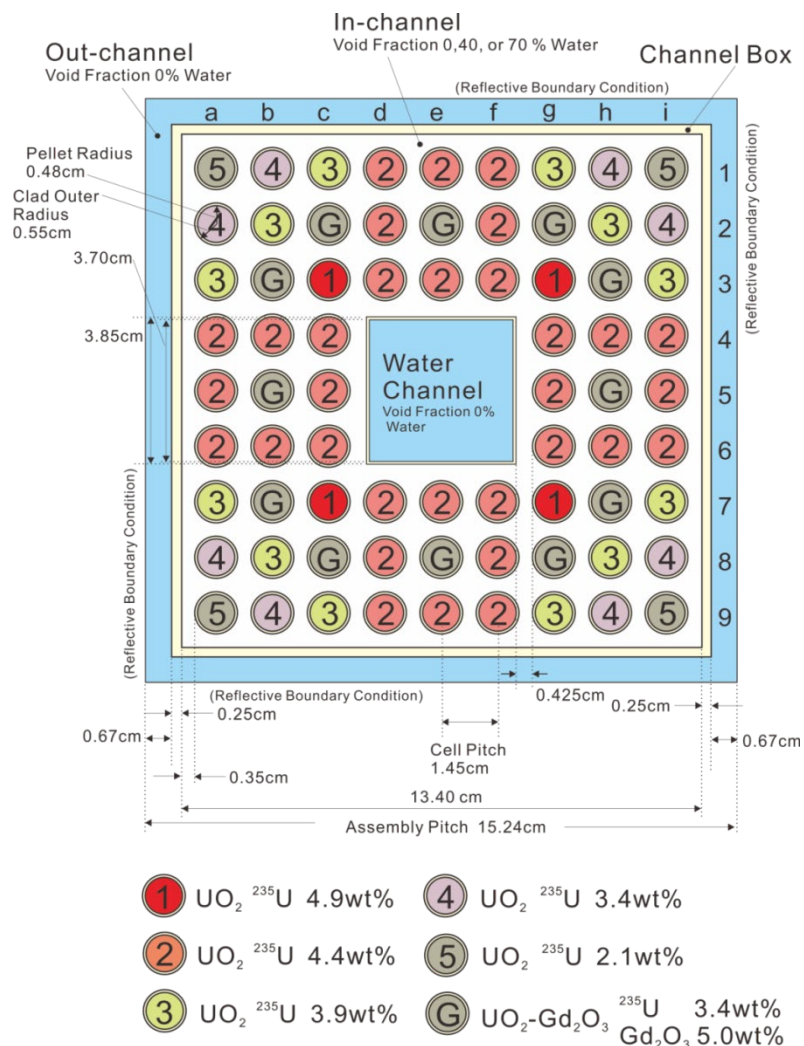


図 3.3-1 「切り株状燃料の臨界計算」において使用する計算モデル

「標準的な溶融デブリ組成」の原子個数密度は、過去の他の計算結果との整合性を取るために 2012 年の日本原子力学会春の年会において報告した⁵⁾破損燃料（燃料デブリ）の臨界量評価で使用されたデータを用いることとした。すなわち、BWR 8×8 (STEP-II) 燃料を対象に行われた OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界安全性ベンチマーク Phase-3B⁶⁾問題を SWAT3.1⁷⁾によって解析した結果から、事故を起こした原子炉の平均燃焼度に近い、燃焼度 20 GWd/t、

ボイド率 40%の燃焼燃料組成を選択し、燃焼度クレジット評価で使用する良い同位体を抜き出したものである。その原子個数密度を表 3.3-1 に示す。

表 3.3-1 各デブリ充填率に対する「標準的な熔融デブリ組成」の原子個数密度
燃焼度：20GWd/t、ボイド率：40%

核種	各デブリ充填率 (%)における原子個数密度 ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)			
	0	25	50	100
U-234	—	1.99947E-07	5.66459E-07	6.44674E-06
U-235	—	1.44956E-05	4.10669E-05	4.67373E-04
U-238	—	6.96707E-04	1.97381E-03	2.24634E-02
Pu-238	—	2.43374E-08	6.89490E-08	7.84693E-07
Pu-239	—	3.03762E-06	8.60574E-06	9.79400E-05
Pu-240	—	8.85647E-07	2.50908E-06	2.85553E-05
Pu-241	—	3.12282E-07	8.84710E-07	1.00687E-05
Pu-242	—	7.76197E-08	2.19901E-07	2.50264E-06
Am-241	—	9.50304E-08	2.69226E-07	3.06400E-06
Mo-95	—	9.08083E-07	2.57265E-06	2.92787E-05
Tc-99	—	9.04741E-07	2.56318E-06	2.91710E-05
Rh-103	—	5.13390E-07	1.45446E-06	1.65529E-05
Cs-133	—	9.91713E-07	2.80957E-06	3.19751E-05
Nd-143	—	7.17615E-07	2.03304E-06	2.31376E-05
Nd-145	—	5.39553E-07	1.52858E-06	1.73964E-05
Sm-147	—	2.03287E-07	5.75922E-07	6.55444E-06
Sm-149	—	3.16820E-09	8.97569E-09	1.02150E-07
Sm-150	—	1.90129E-07	5.38644E-07	6.13019E-06
Sm-152	—	8.95690E-08	2.53754E-07	2.88791E-06
Eu-153	—	6.09977E-08	1.72810E-07	1.96671E-06
Gd-155	—	2.55381E-09	7.23508E-09	8.23408E-08
O-16 (fuel)	—	1.46770E-03	4.15808E-03	4.73222E-02
H-01	6.67358E-02	6.47695E-02	6.11651E-02	—
O-16 (water)	3.33679E-02	3.23848E-02	3.05826E-02	—

その他の被覆管やウォーターロッドの組成、水の組成をそれぞれ表 3.3-2、表 3.3-3 に示す。

表 3.3-2 燃料棒の被覆材、チャンネルボックス、ウォーターチャンネルの原子個数密度

元素	原子個数密度 ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	存在比 (%)
Sn	4.9797E-04	Sn-112	0.97
		Sn-114	0.65
		Sn-115	0.34
		Sn-116	14.53
		Sn-117	7.68
		Sn-118	24.23
		Sn-119	8.59
		Sn-120	32.59
		Sn-122	4.63
		Sn-124	5.79
Fe	9.1782E-05	Fe-54	5.8
		Fe-56	91.72
		Fe-57	2.2
		Fe-58	0.28
Cr	7.5861E-05	Cr-50	4.345
		Cr-52	83.789
		Cr-53	9.501
		Cr-54	2.365
Ni	4.0314E-05	Ni-58	68.077
		Ni-60	26.223
		Ni-61	1.14
		Ni-62	3.634
		Ni-64	0.926
Zr	4.2465E-02	Zr-90	51.45
		Zr-91	11.22
		Zr-92	17.15
		Zr-94	17.38
		Zr-96	2.8

表 3.3-3 水の原子個数密度

核種	原子個数密度 ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)
H-1	6.67358E-02
O-16	3.33679E-02

表 3.3-4 に計算結果を示し、それを基に図 3.3-2 に下横軸をデブリ充填率とした中性子増倍率をプロットした。上横軸には臨界マップデータベースとの照合をするための V_m/V_f を示している。

表 3.3-4 デブリ充填率に対する中性子増倍率の計算結果

燃焼度 (GWd/t)	デブリ充填率 (%)	H/(U+Pu)		k-inf	σ
		燃焼燃料とデブリ	デブリのみ		
0	0	8.53248	—	1.07862	0.0059%
	25	7.81888	90.49309	1.07099	0.0054%
	50	6.72088	30.16436	1.07469	0.0056%
	100	0.70346	0.00000	0.98905	0.0049%
14	0	8.66104	—	1.20090	0.0033%
	25	7.92912	90.49309	1.18319	0.0033%
	50	6.80568	30.16436	1.17421	0.0034%
	100	0.70676	0.00000	0.99361	0.0047%
20	0	8.71718	—	1.15049	0.0033%
	25	7.97721	90.49309	1.13760	0.0035%
	50	6.84258	30.16436	1.13454	0.0036%
	100	0.70818	0.00000	0.97788	0.0048%
40	0	8.90997	—	0.94605	0.0038%
	25	8.14200	90.49309	0.95731	0.0038%
	50	6.96871	30.16436	0.98314	0.0039%
	100	0.71297	0.00000	0.92897	0.0051%

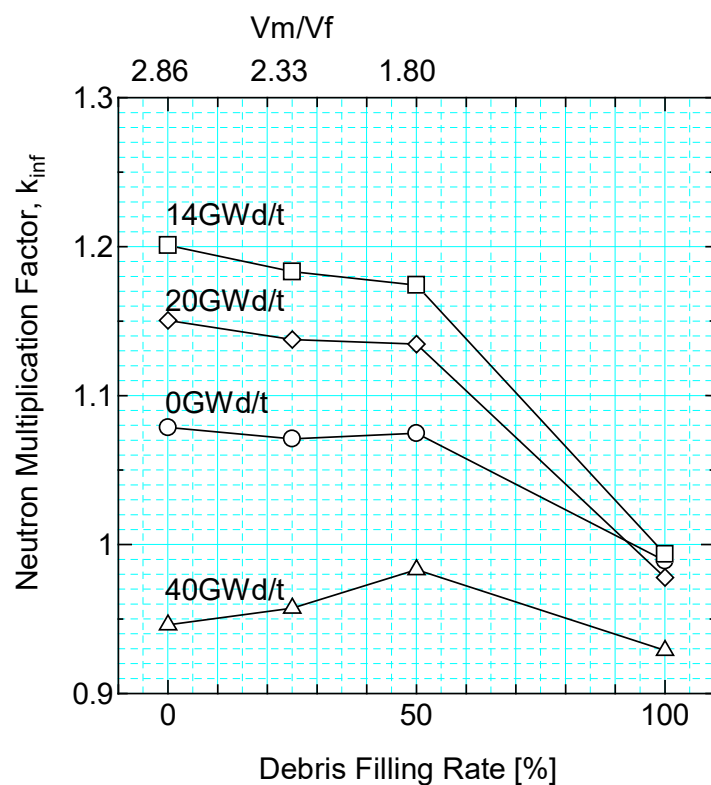


図 3.3-2 デブリ充填率に対する中性子増倍率

図 3.3-2 から分かるように、デブリが充填されていなければ（燃料が健全な場合）最も中性子増倍率が大きくなる 14 GWd/t の燃焼度で無限中性子増倍率が 1.2 程度であったものが、デブリがギャップ間を埋め尽くすと無限中性子増倍率は 1 を下回る。また燃焼度が低く初期の中性子増倍率が大きい場合、デブリの充填率が 50%程度までは不変あるいは若干中性子増倍率が大きくなる傾向が出ているが、デブリの充填率が 50%を超えると中性子増倍率が小さくなる傾向にあることもわかる。一方で燃料の燃焼度が 40 GWd/t の時はデブリ充填率が 50%の時に若干中性子増倍率が大きくなる傾向が強調されている。これはギャップにデブリが入っていくことから体系内のウラン量が増加する効果であると考えられる。

どちらにしても、燃料集合体の形状が保たれたまま水領域にデブリが充填される場合には、中性子増倍率は総じて小さくなる傾向にあり、臨界安全上の問題は生じないと考えられる。

3.3.3 炉心外周部に燃料が残る場合の中性子増倍率

シビアアクシデントコードによる解析の結果、2 号炉では炉心中心部の燃料が熔融崩壊し、外周部に燃料が残っている可能性が示唆されている。中心部から燃料が崩壊していく場合に中性子増倍率がどのような変化をするのかを確認する計算を行った。

計算対象となる原子炉のデータには、主要諸元が公開されている NEA のベンチマーク Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, Volume I: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(2001)1 NEA Nuclear Science Committee and NEA Committee on Safety of Nuclear Installations⁸⁾に記載のあるピーチボトム 2 号とした。同炉の炉心を上から見た図を図 3.3-3 に示す。参考文献 3 では数種類の燃焼集合体のデータが記載されているが、可燃性毒物（ガドリニア）の効果などは考えずに炉心中央部の集合体の欠落が臨界性に与える影響のみを考慮した評価のために簡略化したモデルを使用することとして、U-235 濃縮度 1.33wt%の燃料棒 31 本と天然ウラン濃縮度燃料棒 18 本を 7×7 の燃料棒配列にした燃料集合体 1 種類だけで炉心が構成されたとした。同じ考えから、燃料の燃焼や制御棒の存在は無視している。

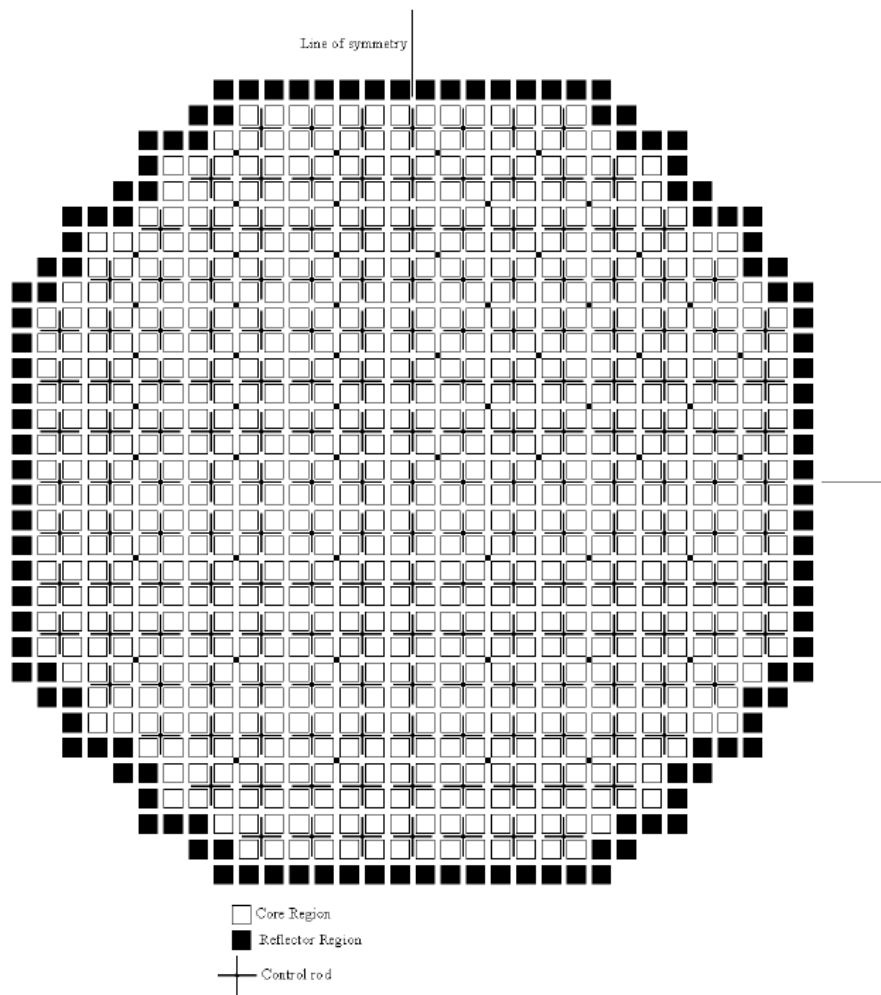


図 3.3-3 BWR 炉心（ピーチボトム 2 号）³⁾

臨界計算には Serpent 2⁹⁾を使用し、核データライブラリには JENDL-5 を採用した。中性子ヒストリは、1 サイクル 100,000 粒子、6,000 サイクル、初期 200 サイクルをスキップした。このモンテカルロ計算による誤差 (1σ) は 5 pcm 以下である。すべての領域の温度は 300 K とした。図 3.3-4 は Serpent2 でモデル化した全炉心と燃料集合体のモデル化を示している。

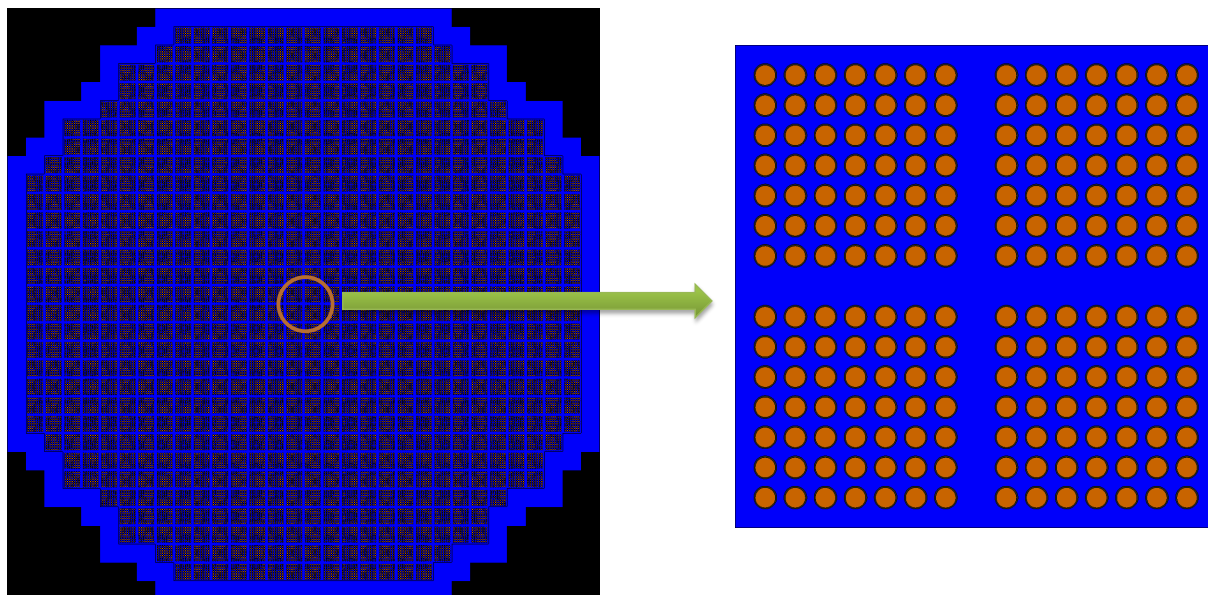


図 3.3-4 炉心と燃料集合体のモデル化

破損した燃料を水で置き換える場合と何も無いボイド領域とする場合の 2 ケースを考え、炉心中央部の燃料集合体領域を水あるいは空気で置き換えた臨界計算を実施する。水で置き換える場合は破損した燃料が原子炉圧力容器を突き破ってペDESTAL部に落下し全体が水で満たされている状態を模擬している。空気で置き換える場合は、炉心中央部に大きな空洞があるが健全な燃料集合体の周囲の水はそのまま存在するという仮想的な臨界評価モデルとなる。圧力容器が大規模に損傷すると健全な集合体の周囲がそのまま水で満たされていることは考えにくい、水が存在する方が中性子増倍率は大きくなると考えられることから、欠落せずに存在している燃料集合体の内部と燃料集合体間のギャップには水が存在していると仮定したものである。

図 3.3-5 に燃料集合体の破損が進展する状況を示す。7 レイヤーの破損では圧力容器最外周まで到達する大きな空間が原子炉内に生じる。

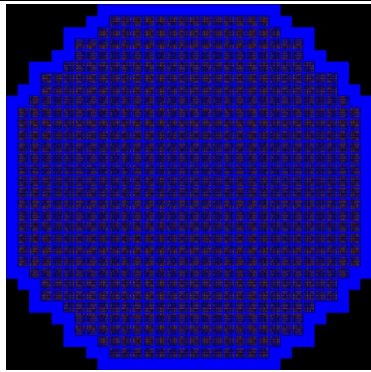
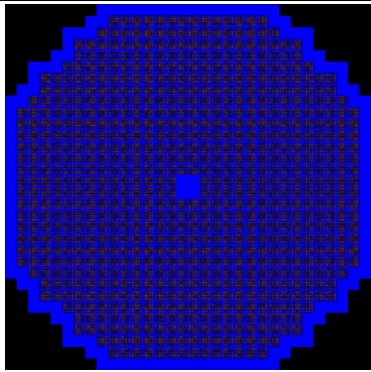
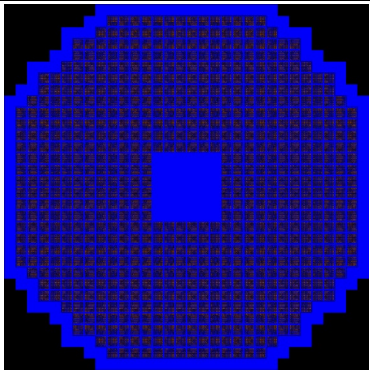
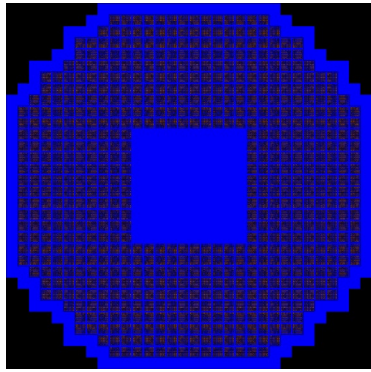
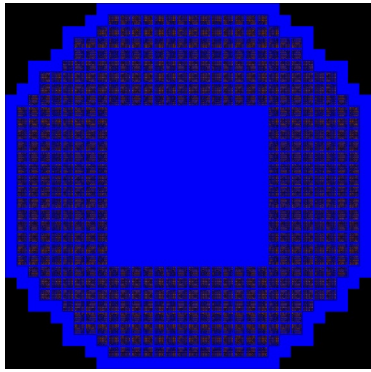
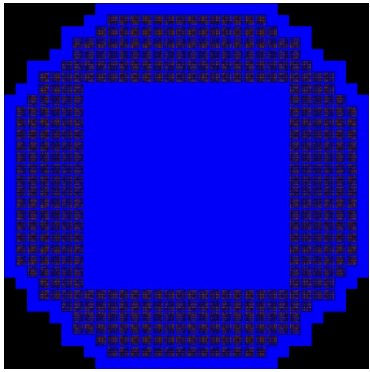
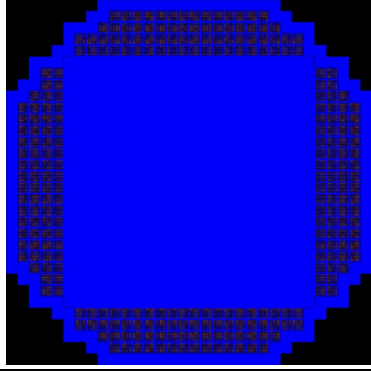
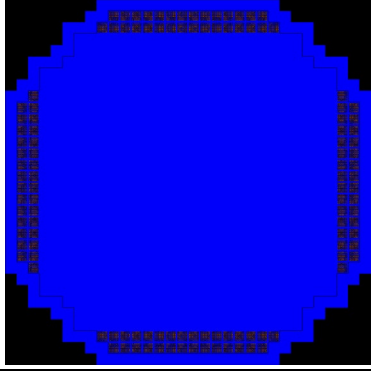
			
初期状態	1 レイヤー破損 (4 体欠落)	2 レイヤー破損 (36 体欠落)	
			
3 レイヤー破損 (100 体欠落)	4 レイヤー破損 (196 体欠落)	5 レイヤー破損 (324 体欠落)	
			
6 レイヤー破損 (484 体欠落)	7 レイヤー破損 (646 体欠落)		

図 3.3-5 燃料集合体の破損が進展する状況

図 3.3-6 に計算結果を示す。破損する燃料集合体数が増加するにつれて中性増倍率は一様に減少していくが、破損する燃料集合体が少ない初期の中性子増倍率の減少は緩やかである。これは、周囲に残っている燃料集合体だけで十分に臨界にすることが出来るためである。4 レイヤー（196 体欠落）まで中性子増倍率は 1 を超えているがそれ以上破損が進展すると中性子増倍率は 1 を下回る。シビアアクシデントコードの解析結果では燃料集合体が残ってい

ると想定されるケースがあるが、今回の評価結果から、外周部に多くの集合体が残っているような場合には臨界安全上注意しなければならないことがわかる。

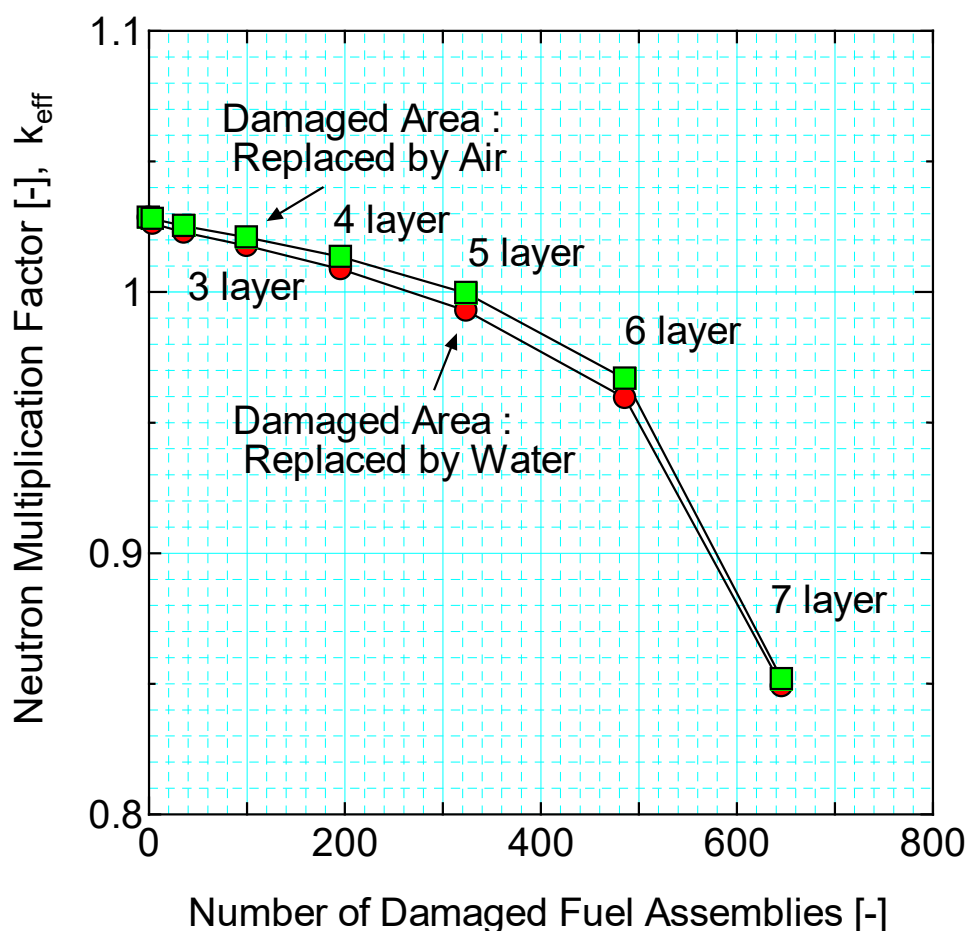


図 3.3-6 燃料集合体の破損の進展に対する中性子増倍率の変化

3.3.4 最新の核データを使用した燃焼燃料の臨界量計算

2021 年に JENDL-5 が公開され、その妥当性確認が進められているため、燃料デブリの臨界計算においても使用する核データの妥当性確認が求められる可能性がある。燃料デブリの基本的な臨界特性の計算評価の一つに 2012 年 3 月の原子力学会春の年会での発表⁹⁾で行われた燃料デブリの臨界量の計算がある。これは、臨界安全ハンドブック第 2 版作成時に使用された核データ JENDL-3.2 を使用した計算であった。使用する核データの違いによる中性子増倍率の変化を把握するため、2012 年の発表で使用されたデブリの組成は同一とし以下の条件において、最小臨界半径を比較することとした。

与えられるデブリの組成は OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界安全性ベンチマーク Phase-3B 問題において SWAT3.1 により算出された原子個数密度から、燃焼度 12 GWd/t、ボイド率 0%の値を選択し、含水率を 0%（水なし）、5%、10%～50%（10%刻みで設定）とした値である。

臨界計算モデルは 30 cm 水反射体を付けた球体系であり、使用するコードは MVP3、核データには JENDL-4.0¹⁰⁾あるいは JENDL-5 を選択した。物質の温度は 2012 年当時と同じ 293.15 K に設定している。MVP3 計算での中性子ヒストリ数は、1 サイクルあたり 10 万粒子、1100 サイクル（最初の 100 サイクルをスキップ）の実効 1 億ヒストリである。

表 3.3-5 に 2012 年に JENDL-3.2¹¹⁾ を用いて得られていた臨界半径を用いて JEND-4.0 あるいは JENDL-5 による臨界計算を行った結果を示す。含水率 5%及び 10%の場合は今回の計算が以前の計算を再現しているかを確認するための計算結果である。JENDL-3.2 による計算結果に比べて JENDL-4.0 と JENDL-5 は 0.2%程度低めの中性子増倍率を示し、JENDL-4.0 と JENDL-5 の差はさらに小さく 0.05%から 0.1%程度の差であることが示されている。

表 3.3-5 同一の臨界半径を与えた場合の中性子増倍率の比較

含水率(%)	臨界半径(cm)	MVP3計算結果						JENDL-3.2との差(%)		JENDL-4との差(%)
		JENDL-3.2		JENDL-4		JENDL-5		JENDL-4	JENDL-5	JENDL-5
		keff	σ	keff	σ	keff	σ			
5	129.51	0.99902	0.0347%	0.99739	0.0051%	0.99686	0.0051%	-0.164	-0.217	-0.053
10	38.54	1.00030	0.0475%	0.99828	0.0062%	0.99882	0.0061%	-0.202	-0.148	0.053
20	28.34			0.99813	0.0068%	0.99866	0.0069%	-0.187	-0.134	0.053
30	28.24			0.99779	0.0069%	0.99783	0.0067%	-0.221	-0.217	0.004
40	32.25			0.99873	0.0061%	0.99790	0.0062%	-0.127	-0.210	-0.084
50	44.11			0.99849	0.0053%	0.99714	0.0050%	-0.151	-0.286	-0.135

* JENDL-3.2 使用時の臨界半径は以前の解析報告書から引用

JENDL-4.0 と JENDL-5 を使用して得られた最小臨界半径の計算結果を表 3.3-6 及び図 3.3-6 に示す。JENDL-3.2、JENDL-4.0、JENDL-5 を用いた計算結果は良く一致している。H/(U+Pu) が 5%の時のみ JENDL-3.2 との差が大きくなっている。使用してる MVP のバージョンの差や核データ評価の影響も考えられるが、2012 年当時の計算では計算機の能力の関係で実効中性子ヒストリが 200 万であったことから当時得られていた計算値の統計的な揺らぎが最終的な内挿結果に影響している事も考えられる。しかしながら燃料デブリは組成や性状がはっきりしないため、臨界計算には一定の不確実さが含まれることが想定される。よって、ここで示された差は燃料デブリの臨界性を考える上で実用上十分に小さい値であり、過去に行った結果も十分に使用可能であると考えられる。

表 3.3-6 核データの違いによる臨界半径の比較

含水率 (%)	H/(U+Pu)	臨界半径 (cm)			JENDL-3.2との差 (%)		JENDL-4との差 (%)
		JENDL-3.2*	JENDL-4	JENDL-5	JENDL-4	JENDL-5	JENDL-5
5	1.58353	129.51	139.20	142.08	7.48	9.71	2.07
10	3.34304	38.54	38.84	38.75	0.77	0.54	-0.23
20	7.52180	28.34	28.51	28.47	0.60	0.44	-0.16
30	12.89452	28.24	28.43	28.44	0.67	0.69	0.02
40	20.05812	32.25	32.40	32.50	0.46	0.78	0.32
50	30.08724	44.11	44.49	44.83	0.86	1.64	0.77

* JENDL-3.2 使用時の臨界半径は以前の解析報告書から引用

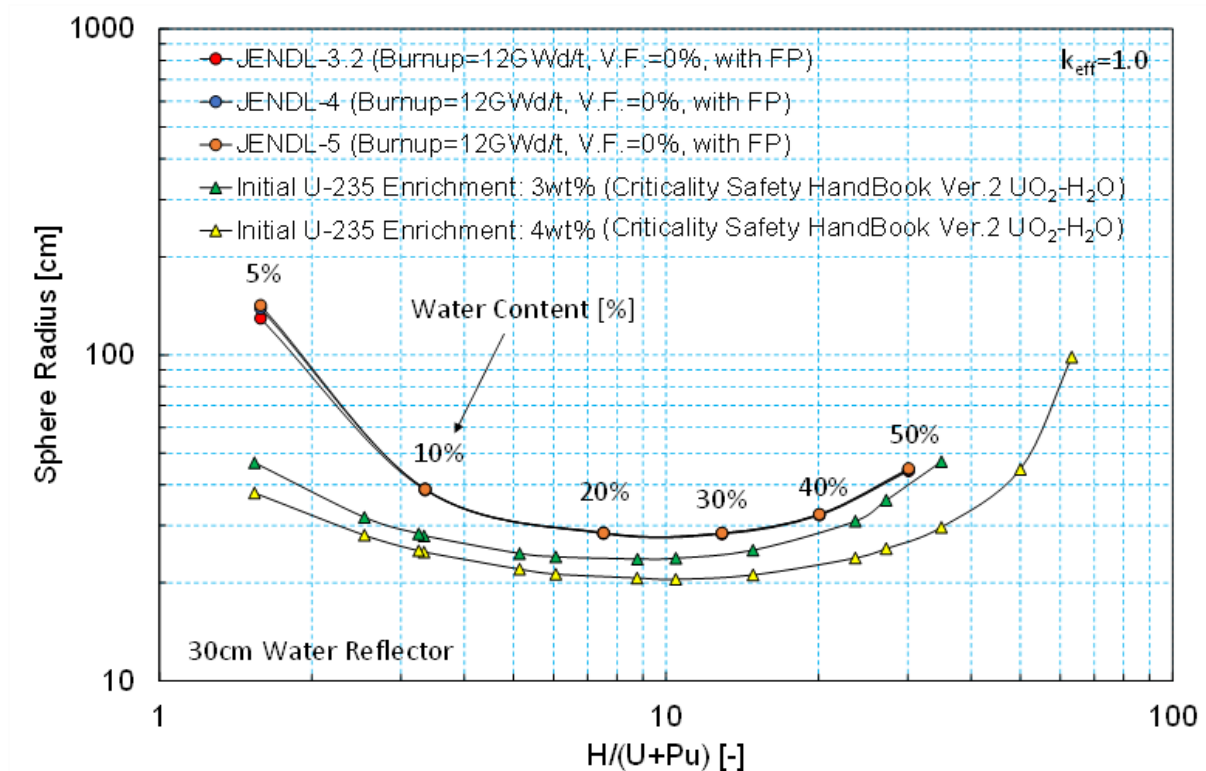


図 3.3-6 使用する核データの違いによる臨界半径の比較

3.3.5 まとめ

本節においてはシビアアクシデントコードによって得られた情報を取り入れる試みとして切り株状燃料が存在する場合の臨界計算を実施した。切り株状燃料が存在している場合に燃料棒ギャップ間に燃料デブリが充填されていく場合を想定した臨界計算を行った結果、デブリの充填が進むにつれて中性子増倍率は低下していく傾向にあることが示された。中性子増倍率が低くなっている高燃焼度燃料にデブリが充填される場合には若干中性子増倍率が大きくなる傾向も見られたが、デブリ充填率に対して中性子増倍率は単調に増加せず、そのような場合でもデブリの充填率が上がるに従って最終的に中性子増倍率は低下する。

炉心中央部が大きく破損して圧力容器を貫通して落下した燃料がある一方で圧力容器外周部に健全性が比較的保たれている燃料集合体が存在していることがシビアアクシデントコー

ドによって示唆されていることから、その状況を模擬した臨界計算も実施した。炉心外周部に6層程度以下の燃料が残っている状態であるなら炉内の未臨界が保たれていることが示唆される結果となった。以上のことから、炉心外周部に健全な燃料が残っている状況で再冠水をする場合には注意が必要であることがわかった。これらの結果を含む文書を臨界マップデータベースに加え、拡充した。

2021年に最新の核データであるJENDL-5が公開されたことから、以前行った燃料デブリの臨界計算の結果が大きく変わる可能性があるかを確認するため、2012年3月に発表された燃料デブリの臨界量の計算を再度実施して、結果を比較した。JENDL-3.2、JENDL-4.0とJENDL-5を用いた計算結果は互いに良く一致し、 $H/(U+Pu)$ が小さい時にJENDL-3.2と他の2ライブラリ間の差が大きくなったが、最適減速条件時を含めて使用する核データの差による最小臨界量の差は総じて小さく、デブリ組成の乱雑さやその他の不確定因子も考えると、過去に行った結果も十分に使用可能であることが示された。

参考文献

- 1) OECD/NEA (2015), Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C, “Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of a Boiling Water Reactor Spent Fuel Assembly for Burn-up Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel
- 2) 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/Code 2014-028, 日本原子力研究開発機構(2014).
- 3) MVP/GMVP第3版; 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード(翻訳資料), JAEA-Data/Code 2016-019, 日本原子力研究開発機構(2016).
- 4) O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023). DOI: 10.1080/00223131.2022.2141903 (Open Access).
- 5) 須山賢也、戸塚 真義、内山軍蔵、高田 友幸, “破損した燃焼燃料の臨界安全評価－基本的パラメータの算出,” 2012年日本原子力学会春の年会 (2012).
- 6) Hiroshi Okuno, Yoshitaka Naito, Kenya Suyama, “OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmark Phase III-B Burnup Calculations of BWR Spent Fuel Assemblies in Storage and Transport,” JAERI-Research 2002-001 (as NEA/NSC/DOC(2002)2) (2002).
- 7) 須山 賢也, 望月 弘樹, 高田 友幸, 龍福 進, 奥野 浩, 村崎 穰, 大久保 清志, “連続エネルギーモンテカルロコードMVP及びMCNPを使用する統合化燃焼計算コードシステム; SWAT3.1,” JAEA-Data/Code 2009-002, 日本原子力研究開発機構(2009).
- 8) NEA NUCLEAR SCIENCE COMMITTEE NEA COMMITTEE ON SAFETY OF NUCLEAR INSTALLATIONS BOILING WATER REACTOR TURBINE TRIP (TT) BENCHMARK Volume I: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(2001)1, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development.

- 9) J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho, "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Ann. Nucl. Energy*, 82 (2015) 142-150.
- 10) 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).
- 11) Tsuneo NAKAGAWA, Keiichi SHIBATA, Satoshi CHIBA, Tokio FUKAHORI, Yutaka NAKAJIMA, Yasuyuki KIKUCHI, Toshihiko KAWANO, Yukinori KANDA, Takaaki OHSAWA, Hiroyuki MATSUNOBU, Masayoshi KAWAI, Atsushi ZUKERAN, Takashi WATANABE, Sin-iti IGARASI, Kazuaki KOSAKO and Tetsuo ASAMI: "Japanese evaluated nuclear data library, version 3 revision-2; JENDL-3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.* 32, 1259 (1995).

3.4 燃料デブリを想定したモデルの感度解析

3.4.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の1～3号機では、炉心が大規模に損傷・熔融し、燃料デブリ（炉内構造物、コンクリート等の構造物と核燃料が熔融・混合し再度固化したもの）が多量に発生していると考えられる。これまでにデブリの臨界特性を明らかにするため、コンクリートと燃焼燃料が混ざり合った体系に対し、MVP-2.0 及び JENDL-4.0 を用いて中性子増倍率の網羅的な解析を実施し、ガドリニウムなどの核種が臨界性に大きな影響を与えることの示唆を得た。本調査では感度解析を用いて、臨界性に影響を与える核種について影響の大きさをより詳細に調査した。

今年度は、コンクリート成分と燃焼燃料の混合物が水に均質に混合したスラリー状の体系を対象に、計算コードに SCALE-6.2.3、核データに SCALE コードに同梱されている ENDF/B-VII.1 を用いて感度解析計算を実施した。解析においては初めに無限体系での計算を実施し、無限増倍率が1を超えるような条件を調査した。無限増倍率が1を超えるような条件に対し、実効増倍率が1となるような体系で感度解析を実施し、臨界に与える影響が大きな核種を調査した。

3.4.2 無限増倍率解析

(1) 解析条件

計算は燃焼燃料とコンクリートの均質な混合物が減速材である水と均質に混合したスラリー状の状況を想定した。パラメータはコンクリート体積割合、減速材と燃焼燃料とコンクリートの混合物との体積比(V_m/V_f)及び燃焼度とした。コンクリート成分が全く含まれない体系から大量含まれる体系（コンクリート体積割合 0%～80%）を、水による減速条件も減速不足から過減速の条件($V_m/V_f=0.01\sim20$)を、燃焼度についてもこれまでの解析と同様に 5.2 から 40.2 GWd/t をそれぞれ対象として解析を実施した。

計算コード及び核データとして、SCALE-6.2.4 コードシステム¹⁾の TSUNAMI-1D モジュール及び ENDF/B-VII.1 56 群ライブラリをそれぞれ使用した。56 群のエネルギー群構造を表 3.4-1 に示す。

燃焼燃料、水及びコンクリートの原子個数密度を表 3.4-2 から表 3.4-3 に示す。燃焼燃料組成については平成 28 年度の報告書と同様のものを用いた。すなわち、事故時の 1F-1 号機の燃焼燃料の燃焼度²⁾として評価された 5.2、15.2、24.2、33.3、37.5、40.2 GWd/t の 6 点を到達燃焼度として冷却水ボイド率 70%で燃焼し、5 年の冷却期間を置いた STEP3 燃料集合体³⁾の平均組成を統合燃焼計算コードシステム SWAT4.0⁴⁾によって求めたものを用いた。コンクリート組成については臨界安全ハンドブックの普通コンクリート⁵⁾の組成を用いた。

表 3.4-1 56 群のエネルギー群構造 ¹⁾

Group	Upper energy (eV)	Group	Upper energy (eV)
1	2.00000E+07	31	2.12000E+01
2	6.43400E+06	32	2.05000E+01
3	4.30400E+06	33	7.00000E+00
4	3.00000E+06	34	6.87500E+00
5	1.85000E+06	35	6.50000E+00
6	1.50000E+06	36	6.25000E+00
7	1.20000E+06	37	5.00000E+00 ^a
8	8.61100E+05	38	1.13000E+00
9	7.50000E+05	39	1.08000E+00
10	6.00000E+05	40	1.01000E+00
11	4.70000E+05	41	6.25000E-01
12	3.30000E+05	42	4.50000E-01
13	2.70000E+05	43	3.75000E-01
14	2.00000E+05	44	3.50000E-01
15	5.00000E+04	45	3.25000E-01
16	2.00000E+04	46	2.50000E-01
17	1.70000E+04	47	2.00000E-01
18	3.74000E+03	48	1.50000E-01
19	2.25000E+03	49	1.00000E-01
20	1.91500E+02	50	8.00000E-02
21	1.87700E+02	51	6.00000E-02
22	1.17500E+02	52	5.00000E-02
23	1.16000E+02	53	4.00000E-02
24	1.05000E+02	54	2.53000E-02
25	1.01200E+02	55	1.00000E-02
26	6.75000E+01	56	4.00000E-03
27	6.50000E+01	57	1.00000E-05 ^b
28	3.71300E+01		
29	3.60000E+01		
30	2.17500E+01		

a Upper energy boundary for thermal range.

b Lower energy boundary.

表 3.4-2 燃料デブリ原子個数密度

核種	原子個数密度 (atoms/b・cm)				
	5.2GWd/t	15.2GWd/t	24.2GWd/t	33.3GWd/t	40.2GWd/t
U-234	6.7350E-06	5.9808E-06	5.3923E-06	4.8600E-06	4.5041E-06
U-235	8.1441E-04	6.0824E-04	4.5413E-04	3.2609E-04	2.4663E-04
U-238	2.2772E-02	2.2847E-02	2.2889E-02	2.2918E-02	2.2929E-02
PU-238	4.0091E-08	5.2710E-07	1.6461E-06	3.6077E-06	5.6516E-06
PU-239	5.7327E-05	1.0731E-04	1.2499E-04	1.3278E-04	1.3460E-04
PU-240	4.5875E-06	2.1475E-05	3.7581E-05	5.2590E-05	6.2715E-05
PU-241	1.0124E-06	7.9357E-06	1.5211E-05	2.1655E-05	2.5518E-05
PU-242	4.8887E-08	1.2858E-06	4.2769E-06	9.1530E-06	1.3934E-05
AM-241	2.8584E-07	2.3857E-06	4.7629E-06	6.9648E-06	8.3062E-06
MO-95	8.0785E-06	2.2875E-05	3.5524E-05	4.7629E-05	5.6350E-05
TC-99	8.0685E-06	2.3159E-05	3.6008E-05	4.8480E-05	5.7521E-05
RH-103	4.4850E-06	1.3170E-05	2.0451E-05	2.7051E-05	3.1490E-05
CS-133 *	8.6795E-06	2.4866E-05	3.8424E-05	5.1262E-05	6.0318E-05
ND-143	7.1635E-06	1.9107E-05	2.8023E-05	3.5128E-05	3.9175E-05
ND-145	4.8940E-06	1.3677E-05	2.1010E-05	2.7835E-05	3.2602E-05
SM-147	1.9927E-06	5.2342E-06	7.6397E-06	9.5449E-06	1.0650E-05
SM-149	1.3957E-07	1.1941E-07	1.1249E-07	1.1467E-07	1.1092E-07
SM-150	1.3623E-06	4.4851E-06	7.5358E-06	1.0639E-05	1.3043E-05
SM-152	6.4333E-07	2.0905E-06	3.1753E-06	4.0410E-06	4.5870E-06
EU-153	3.2506E-07	1.4220E-06	2.7342E-06	4.1760E-06	5.2494E-06
GD-155	2.3706E-05	2.7162E-07	1.2875E-07	1.8029E-07	2.2419E-07
GD-157	1.1818E-05	4.5914E-08	4.4543E-08	4.3614E-08	4.3898E-08
O-16	4.7627E-02	4.8104E-02	4.8497E-02	4.8895E-02	4.9200E-02

* CS-133 は溶出している可能性を考慮し、計算では除外している。

表 3.4-3 原子個数密度 (水、25℃)

核種	原子個数密度 (atoms/b・cm)
H-1	6.6658E-02
O-16	3.3329E-02

表 3.4-4 原子個数密度（コンクリート）

核種	原子個数密度 (atoms/b・cm)	組成比 (at%)
H-1	1.3742E-02	100
O-16	4.5921E-02	100
C	1.1532E-04	100
NA-23	9.6397E-04	100
MG-24	9.7861E-05	78.99
MG-25	1.2389E-05	10.0
MG-26	1.3640E-05	11.01
AL-27	1.7409E-03	100
SI-28	1.5326E-02	92.23
SI-29	7.7601E-04	4.67
SI-30	5.1513E-04	3.1
K-39	4.2949E-04	93.2581
K-40	5.3883E-08	0.0117
K-41	3.0995E-05	6.7302
CA-40	1.4566E-03	96.941
CA-42	9.7218E-06	0.647
CA-43	2.0285E-06	0.135
CA-44	3.1344E-05	2.086
CA-46	6.0104E-08	0.004
CA-48	2.8099E-06	0.187
FE-54	2.0014E-05	5.8
FE-56	3.1650E-04	91.72
FE-57	7.5915E-06	2.2
FE-58	9.6620E-07	0.28

(2) 計算条件の決定

無限体系での実効増倍率を表 3.4-4 に示す。今回対象とした 225 ケースの条件の内、無限増倍率(k_{inf})が 1 以上となる条件は 50 ケースであった。およそのケースにおいて $V_m/V_f=7$ の近傍で k_{inf} は最大となり、この領域で最適減速となっていることがわかる。また、高燃焼度の燃料においては最適減速近傍以外では臨界とならない結果となった。本解析では $k_{inf}>1$ となる 50 ケースを対象に感度解析を実施した。

表 3.4-5 計算ケースと計算条件

燃焼度 (GWd/t)		5. 2		15. 2		24. 2		33. 3		40. 2	
コンクリート体積割合 (vol%)	Vm/Vf	ケース名	k-inf	ケース名	k-inf	ケース名	k-inf	ケース名	k-inf	ケース名	k-inf
0	0. 01	B052RF00V0001	0. 743991	B152RF00V0001	0. 695152	B242RF00V0001	0. 640880	B333RF00V0001	0. 588965	B402RF00V0001	0. 553018
	0. 05	B052RF00V0005	0. 793038	B152RF00V0005	0. 751406	B242RF00V0005	0. 693371	B333RF00V0005	0. 637523	B402RF00V0005	0. 598506
	0. 1	B052RF00V0010	0. 815890	B152RF00V0010	0. 790655	B242RF00V0010	0. 728905	B333RF00V0010	0. 670273	B402RF00V0010	0. 629597
	0. 5	B052RF00V0050	0. 781824	B152RF00V0050	0. 986080	B242RF00V0050	0. 913534	B333RF00V0050	0. 844569	B402RF00V0050	0. 797417
	1	B052RF00V0100	0. 688359	B152RF00V0100	1. 107986	B242RF00V0100	1. 033429	B333RF00V0100	0. 957624	B402RF00V0100	0. 904699
	2	B052RF00V0200	0. 565209	B152RF00V0200	1. 206386	B242RF00V0200	1. 131398	B333RF00V0200	1. 048235	B402RF00V0200	0. 988351
	7	B052RF00V0700	0. 379647	B152RF00V0700	1. 202598	B242RF00V0700	1. 126754	B333RF00V0700	1. 034931	B402RF00V0700	0. 966669
	10	B052RF00V1000	0. 344470	B152RF00V1000	1. 141258	B242RF00V1000	1. 064856	B333RF00V1000	0. 973225	B402RF00V1000	0. 905141
	20	B052RF00V2000	0. 292636	B152RF00V2000	0. 946822	B242RF00V2000	0. 872076	B333RF00V2000	0. 786852	B402RF00V2000	0. 724391
20	0. 01	B052RF20V0001	0. 783427	B152RF20V0001	0. 745083	B242RF20V0001	0. 685877	B333RF20V0001	0. 629246	B402RF20V0001	0. 589799
	0. 05	B052RF00V0005	0. 801525	B152RF00V0005	0. 781723	B242RF00V0005	0. 719078	B333RF00V0005	0. 659999	B402RF00V0005	0. 619195
	0. 1	B052RF00V0010	0. 809341	B152RF00V0010	0. 821603	B242RF00V0010	0. 755778	B333RF00V0010	0. 694424	B402RF00V0010	0. 652414
	0. 5	B052RF00V0050	0. 739335	B152RF00V0050	1. 030094	B242RF00V0050	0. 956395	B333RF00V0050	0. 884757	B402RF00V0050	0. 835382
	1	B052RF00V0100	0. 638665	B152RF00V0100	1. 143979	B242RF00V0100	1. 069099	B333RF00V0100	0. 990532	B402RF00V0100	0. 935054
	2	B052RF00V0200	0. 520518	B152RF00V0200	1. 223382	B242RF00V0200	1. 148393	B333RF00V0200	1. 062871	B402RF00V0200	1. 000763
	7	B052RF00V0700	0. 355860	B152RF00V0700	1. 163995	B242RF00V0700	1. 087771	B333RF00V0700	0. 995948	B402RF00V0700	0. 927682
	10	B052RF00V1000	0. 325232	B152RF00V1000	1. 085550	B242RF00V1000	1. 009128	B333RF00V1000	0. 918690	B402RF00V1000	0. 851689
	20	B052RF00V2000	0. 278546	B152RF00V2000	0. 866424	B242RF00V2000	0. 793828	B333RF00V2000	0. 712794	B402RF00V2000	0. 653830
40	0. 01	B052RF40V0001	0. 783385	B152RF40V0001	0. 782248	B242RF40V0001	0. 717449	B333RF40V0001	0. 657120	B402RF40V0001	0. 615810
	0. 05	B052RF00V0005	0. 787550	B152RF00V0005	0. 824165	B242RF00V0005	0. 756701	B333RF00V0005	0. 694265	B402RF00V0005	0. 651775
	0. 1	B052RF00V0010	0. 783796	B152RF00V0010	0. 870867	B242RF00V0010	0. 801162	B333RF00V0010	0. 736530	B402RF00V0010	0. 692686
	0. 5	B052RF00V0050	0. 678919	B152RF00V0050	1. 083320	B242RF00V0050	1. 008775	B333RF00V0050	0. 933523	B402RF00V0050	0. 881042
	1	B052RF00V0100	0. 576308	B152RF00V0100	1. 180868	B242RF00V0100	1. 105838	B333RF00V0100	1. 023911	B402RF00V0100	0. 965206
	2	B052RF00V0200	0. 468824	B152RF00V0200	1. 231182	B242RF00V0200	1. 156141	B333RF00V0200	1. 068053	B402RF00V0200	1. 003425
	7	B052RF00V0700	0. 329669	B152RF00V0700	1. 097554	B242RF00V0700	1. 021129	B333RF00V0700	0. 930441	B402RF00V0700	0. 863214
	10	B052RF00V1000	0. 303643	B152RF00V1000	0. 999258	B242RF00V1000	0. 923596	B333RF00V1000	0. 836110	B402RF00V1000	0. 771711
	20	B052RF00V2000	0. 261289	B152RF00V2000	0. 757591	B242RF00V2000	0. 689228	B333RF00V2000	0. 614985	B402RF00V2000	0. 561502
60	0. 01	B052RF60V0001	0. 749351	B152RF60V0001	0. 851619	B242RF60V0001	0. 781331	B333RF60V0001	0. 716428	B402RF60V0001	0. 672525
	0. 05	B052RF00V0005	0. 740115	B152RF00V0005	0. 900373	B242RF00V0005	0. 828550	B333RF00V0005	0. 761520	B402RF00V0005	0. 716016
	0. 1	B052RF00V0010	0. 723794	B152RF00V0010	0. 950713	B242RF00V0010	0. 877708	B333RF00V0010	0. 808386	B402RF00V0010	0. 761033
	0. 5	B052RF00V0050	0. 591511	B152RF00V0050	1. 143864	B242RF00V0050	1. 068829	B333RF00V0050	0. 988644	B402RF00V0050	0. 931613
	1	B052RF00V0100	0. 496708	B152RF00V0100	1. 209200	B242RF00V0100	1. 134137	B333RF00V0100	1. 048039	B402RF00V0100	0. 985334
	2	B052RF00V0200	0. 408031	B152RF00V0200	1. 211686	B242RF00V0200	1. 136243	B333RF00V0200	1. 045740	B402RF00V0200	0. 978703
	7	B052RF00V0700	0. 299160	B152RF00V0700	0. 975769	B242RF00V0700	0. 900517	B333RF00V0700	0. 814058	B402RF00V0700	0. 750538
	10	B052RF00V1000	0. 277275	B152RF00V1000	0. 856890	B242RF00V1000	0. 784637	B333RF00V1000	0. 704182	B402RF00V1000	0. 645677
	20	B052RF00V2000	0. 237142	B152RF00V2000	0. 604192	B242RF00V2000	0. 544296	B333RF00V2000	0. 481568	B402RF00V2000	0. 436995
80	0. 01	B052RF80V0001	0. 636250	B152RF80V0001	0. 985263	B242RF80V0001	0. 910879	B333RF80V0001	0. 837690	B402RF80V0001	0. 787160
	0. 05	B052RF00V0005	0. 614212	B152RF00V0005	1. 028758	B242RF00V0005	0. 954000	B333RF00V0005	0. 878525	B402RF00V0005	0. 825941
	0. 1	B052RF00V0010	0. 588454	B152RF00V0010	1. 069659	B242RF00V0010	0. 994682	B333RF00V0010	0. 916896	B402RF00V0010	0. 862140
	0. 5	B052RF00V0050	0. 460210	B152RF00V0050	1. 182834	B242RF00V0050	1. 107684	B333RF00V0050	1. 020770	B402RF00V0050	0. 957272
	1	B052RF00V0100	0. 391377	B152RF00V0100	1. 176713	B242RF00V0100	1. 101136	B333RF00V0100	1. 010956	B402RF00V0100	0. 944234
	2	B052RF00V0200	0. 333028	B152RF00V0200	1. 089488	B242RF00V0200	1. 013343	B333RF00V0200	0. 923277	B402RF00V0200	0. 856611
	7	B052RF00V0700	0. 256000	B152RF00V0700	0. 721311	B242RF00V0700	0. 654733	B333RF00V0700	0. 583064	B402RF00V0700	0. 531597
	10	B052RF00V1000	0. 235738	B152RF00V1000	0. 595147	B242RF00V1000	0. 535859	B333RF00V1000	0. 473887	B402RF00V1000	0. 429893
	20	B052RF00V2000	0. 192215	B152RF00V2000	0. 375097	B242RF00V2000	0. 333101	B333RF00V2000	0. 291202	B402RF00V2000	0. 262033

(注) 網掛けは無限増倍率が 1.0 未満のケース

3.4.3 感度解析

(1) 解析条件

3.4.2 の結果を基に臨界となる組成条件に対して、SCALE-6.2.4 コードシステムの TSUNAMI-1D モジュールを用いて、燃焼燃料、コンクリート成分および水の混合物 (30cm 水

反射体付き) に対して球半径をパラメータとして、臨界サーチ計算を実施した。 $k_{eff}=1$ となる燃料球半径を導出し、感度解析を実施した。

(2) 解析結果

解析結果の一例として図 3.4-1 に燃焼度 15.2GWd/t、コンクリート割合 20%、 $V_m/V_f=2.0$ のケースを示す。対象となる核種は 45 種あり、感度が大きい順に並べると、感度の大きいものとして U-235 や Pu-239 などの核分裂性核種及び H-1 が実効増倍率に対して大きな正の感度をもっていることがわかる。また、U-238 や Pu-240 といった核種は感度が最も小さく（負の感度として最も大きく）なる。水分を除くコンクリート成分の中ではケイ素の同位体(Si-28, 29, 27)の影響が最も大きいものの影響は限定的であった。

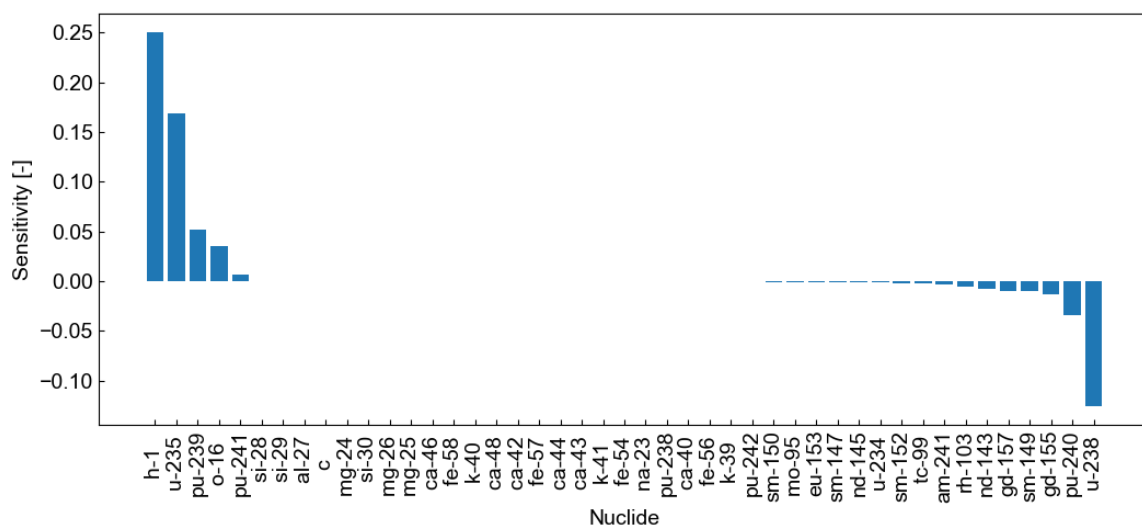


図 3.4-1 燃焼度 15.2 GWd/t、コンクリート体積割合 20%、 $V_m/V_f=2.0$ の条件での各核種の感度

次にこのような核種が各条件においてどのように臨界性に影響を与えているかを把握するため、各条件において感度の大きさをランク付けした結果をヒストグラムにして整理したものを図 3.4-2 に示す（図 3.4-1 においてはランク 1 が H-1、ランク 45 が U-238 となる）。ここでは、コンクリート成分を含んだランクとするため、コンクリート体積割合が 20～80% のケースを対象にした。

例として先に述べた U-235 や Pu-239 といった核種は他の条件においても高いランク（正の感度が大きい）となることが明らかとなった。同様に U-238 や Pu-240 といった核種は低いランク（負の感度係数が大きい）となることがわかった。また、Gd-155 や Gd-157、Sm-149 といった中性子吸収断面積の大きな核種は感度のランクとして 40 近傍となることが多くあり、どのような条件でも大きな負の感度を持っている。

H-1 については、ランクが高いものと低いものの、つまり、大きな正の感度を持つ場合と負の感度を持つ場合の両端に分布することがわかる。この分布の原因を確認するため、燃焼度 15.2GWd/t、コンクリート割合 20%のデータに対して、ランクを V_m/V_f で整理した結果を図 3.4-3 に示す。この結果からわかるように低減速条件においては大きな正の感度を持つ核

種としてふるまうものの、過減速条件においては大きな負の感度を持つ核種となることが確認できる。

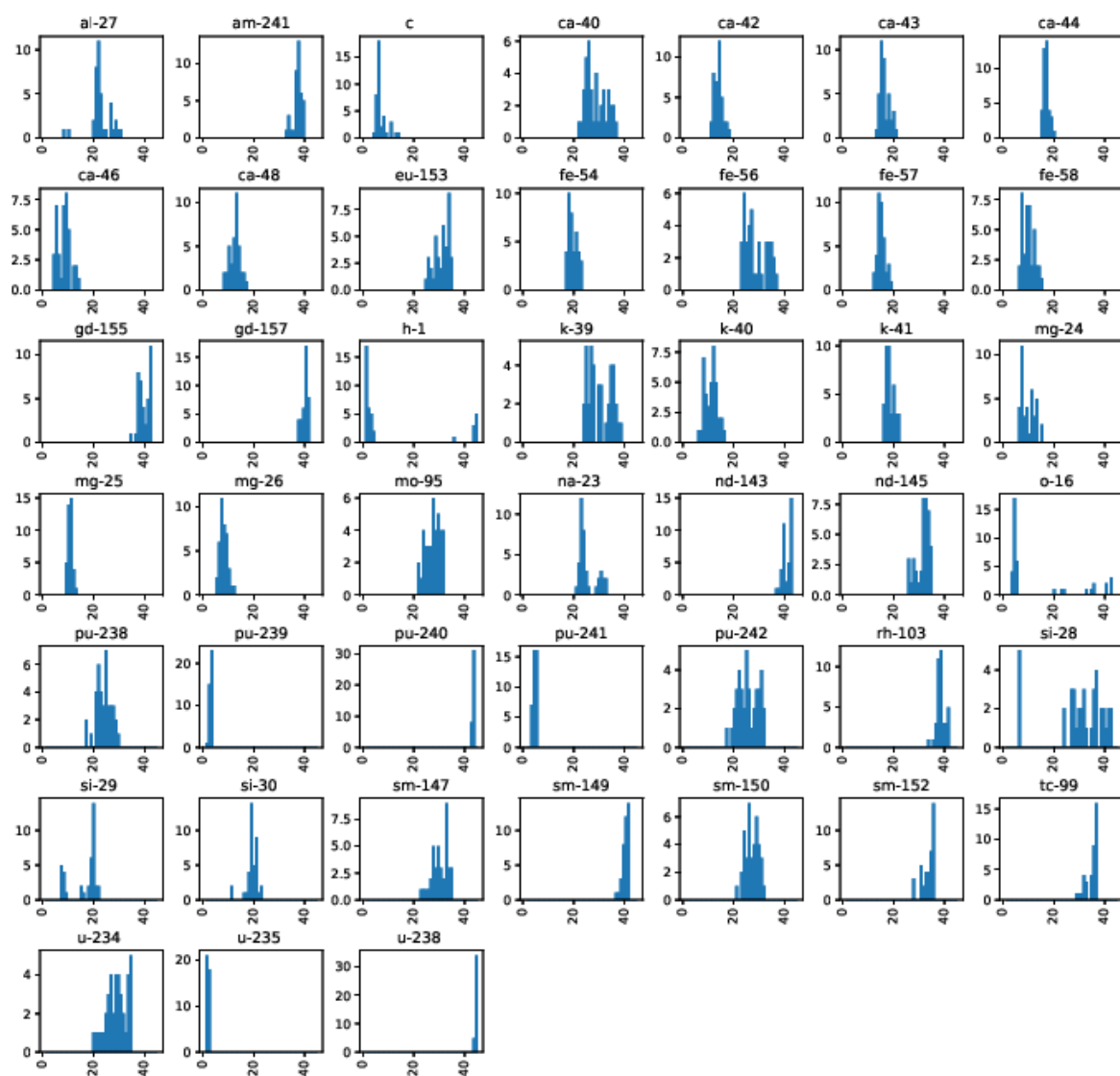


図 3.4-2 コンクリート体積割合が 20%以上のケースにおける
各核種の感度のランクの頻度分布

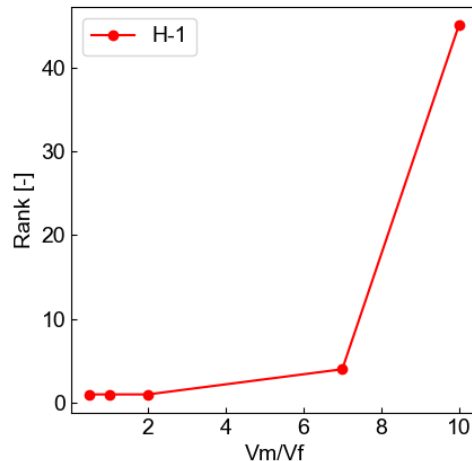


図 3.4-3 燃焼度 15.2 GWd/t、コンクリート体積割合 20%の条件における
H-1 のランクの V_m/V_f 依存性

3.4.4 まとめ

今回感度解析の対象としたいずれのケースにおいても正の感度を持つ核種は U-235、Pu-239、Pu-241 であり、一方で負の感度を持つ核種は U-238、Gd-155、Gd-157 である。また、 V_m/V_f を変化させていくと H-1 の感度係数は変化し、最適減速を超えると感度係数は正から負に転ずることが明らかとなった。

今後、デブリのサンプリング・分析が行われることが予想されるが、感度の絶対値が大きい核種（正負の両方）については、測定誤差をなるべく小さくすることが肝要であると思われる。

参考文献

- 1) W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).
- 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) 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).
- 4) H. Okuno, Y. Naito, K. Suyama, “OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport,” NEA/NSC/DOC(2002)2, JAERI-Research 2002-001 (2002).
- 5) 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-ata/Code2014-028、日本原子力研究開発機構(2014).

3.5 燃料デブリ臨界安全評価システム FACILE の整備

3.5.1 目的及び概要

燃料デブリの種々の臨界特性評価を一貫して実施するコードシステム FACILE (Flexible Analyses Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) の構築を進めている。本システムは核計算フレームワーク MARBLE の開発にも使用された最新のプログラミング手法に基づいて構築されており、組成が連続的に変化する燃料デブリの臨界特性評価に有効と思われる燃料デブリ体系トラッキング機能を有する連続エネルギーモンテカルロ法に基づく新しい臨界計算ソルバー Solomon を中核とする。FACILE では、原子個数密度評価コード AND を用いた使用済燃料の同位体組成計算によりシビアアクシデント後に生成される燃料デブリの同位体組成を評価し、それらの同位体組成に基づく任意体系での臨界計算、感度・代表性指標計算手法による計算対象と臨界実験との類似性評価、再臨界時の核出力変化とそれに伴う遮蔽解析を行うことを目的としている。

現在、FACILE では、複数の ORIGEN の計算結果と AND コードを組み合わせた同位体組成の設定及び MVP による臨界計算の実行が可能となっている。本作業では、臨界挙動評価手法の整備に資するために燃料デブリの再臨界時の線量評価等を行うための PHITS コードの組み込みを行うとともに、燃料組成の乱雑化を考慮した臨界計算が可能な臨界計算ソルバー Solomon の導入へ向けたシステムの概念設計を行った。

3.5.2 FACILE システムの概要

現行の FACILE では、複数の ORIGEN の計算結果と AND コードを組み合わせた同位体組成の設定及び MVP による臨界計算の実行が可能となっている。現行の FACILE に実装されている機能は表 3.5-1 の通りである。

表 3.5-1 現行の FACILE が有する機能

No.	機能名	機能説明
1	MVP コードの入力ファイル作成	MVP コードの入力ファイルを作成する。
1-1	ORIGEN コード計算リストからの個数密度情報抽出・編集	ORIGEN 計算リストから抽出した個数密度、及びユーザが入力ファイルで指定した重元素の密度[g/cm ³]を用いて、MVP コードの入力に与える個数密度情報を作成する。
1-2	AND コード計算リストからの個数密度情報編集	AND コードを実行し、ユーザ入力で指定された条件（マテリアル、温度、密度等）に対応する個数密度情報を抽出し、MVP コードの入力に与える個数密度情報に編集する。
2	MVP コードの計算実行	1. で作成した MVP コードの入力ファイルを用いて、MVP コードの計算を実行する。

No. 1-1 については、オプションとして表 3.5-2 のサブ機能を有する。

表 3.5-2 機能 No. 1-1 のオプションとなるサブ機能

No.	サブ機能名	サブ機能説明
1-1-1	燃焼・冷却計算のステップ指定	任意の計算ステップの個数密度情報を抽出する。なお、ユーザ入力とは計算ステップ番号であり、燃焼度や冷却時間での指定はできないため、ユーザが適切な計算ステップを指定する必要がある。 省略された場合、最終ステップを選択する。
1-1-2	複数の計算リストの組み合わせ	複数の ORIGIN 計算リストから、ユーザが指定した比率で個数密度を重みづけ平均して使用する。 1-1-1 の機能と組み合わせ使用することも可能。

図 3.5-1 に現行の FACILE システムの処理フローを示す。また、FACILE システムの動作環境としてのシステム要件を表 3.5-3 に示す。

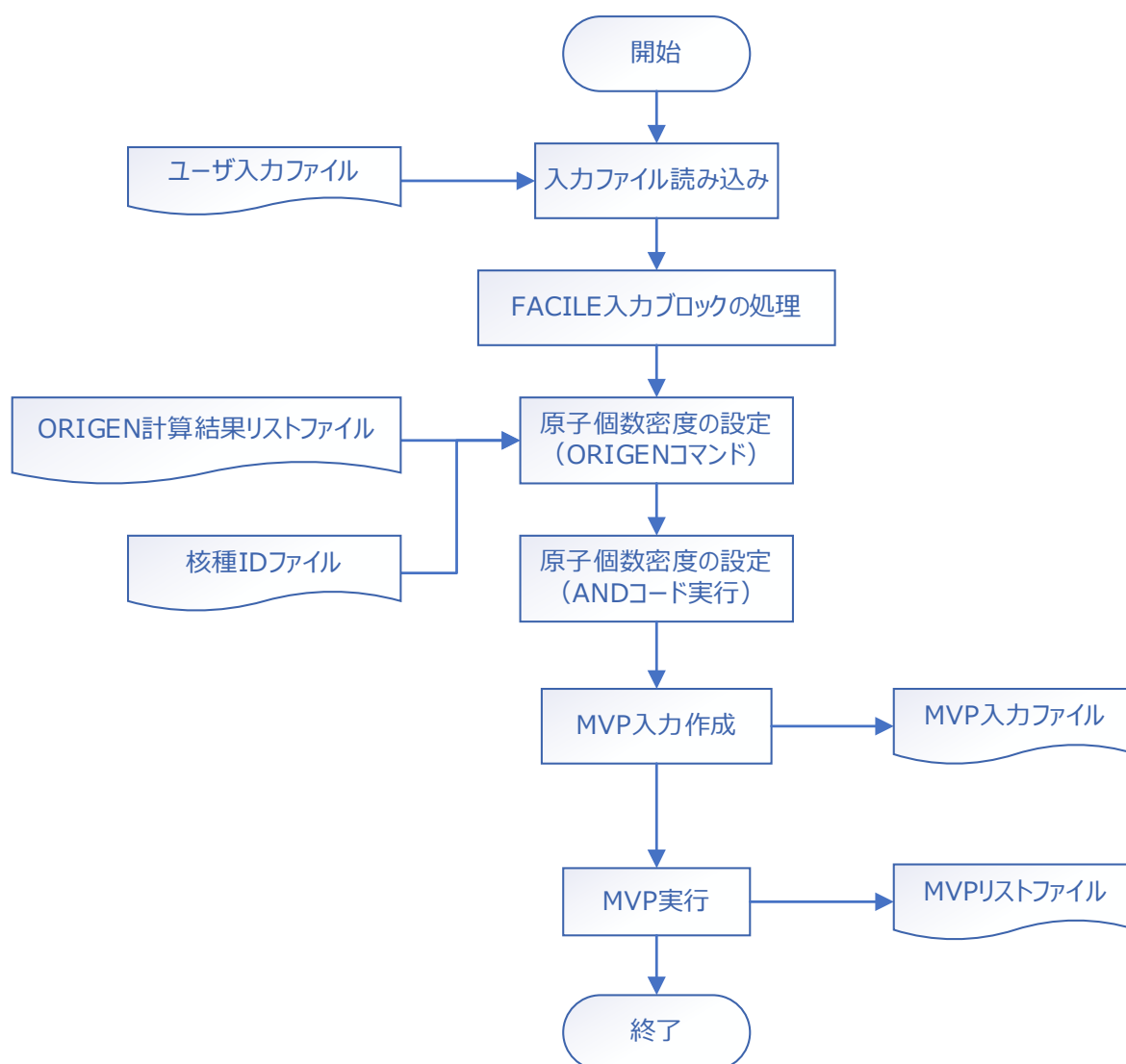


図 3.5-1 現行の FACILE システムの処理フロー

表 3.5-3 FACILE システムのシステム要件

項目	システム要件
Python	バージョン 2.7 以上 (バージョン 3 以降は不可)
PyYAML	3.0.9 以上
Numpy	1.5 以上

3.5.3 PHITS コードの組み込み

燃料デブリの再臨界時や取り出し作業時の中性子線や γ 線の評価を行うため、PHITS コードの組み込みを行った。本組み込みにおいて実装した主な機能は以下の通りである。また、これら機能の処理の流れを図 3.5-2 に示す。

- PHITS コードの入力ファイルを作成する機能
 - PHITS コードのマテリアルに関する入力を作成する機能
 - ✧ AND コード実行結果よりマテリアル情報を抽出し、PHITS コードの入力を作成する機能
 - ✧ ORIGEN 計算結果リストよりマテリアル情報を抽出し、PHITS コードの入力を作成する機能
 - PHITS コードの線源に関する入力¹を作成する機能
 - ✧ ORIGEN 計算結果リストより光子線情報を抽出し、PHITS コードの入力を作成する機能
 - ✧ ORIGEN 計算結果リストより中性子情報を抽出し、PHITS コードの入力を作成する機能
- PHITS コードを実行する機能
 - PHITS コードの入力ファイルパスを参照する機能
 - PHITS コードの実行モジュールパスを参照する機能
 - PHITS コードの実行制御を行う機能

PHITS コードのマテリアル情報に関する入力作成については、既存の MVP コードに対する ORIGEN 計算結果及び AND コード実行結果のマテリアル情報の抽出機能を利用した。

線源情報については、PHITS コードにおいて必要となる主な入力パラメータは表 3.5-4 の通りである。これらの入力項目の内、粒子のタイプと線源領域の形状は、ユーザが指定するものとした。その他項目については、以下に詳細な取扱い方法を記載する。

¹ FACILE システムが対象とするのは「光子」及び「中性子」の 2 つとした。これは、光子・中性子による線量を評価する体系において、それ以外の粒子の寄与は十分に小さく、無視しうると考えられるため。（ α 粒子や β 粒子、荷電粒子は光子・中性子と比べて透過力が小さく、線源領域近傍でほぼ全量が遮へいされと考えられる）

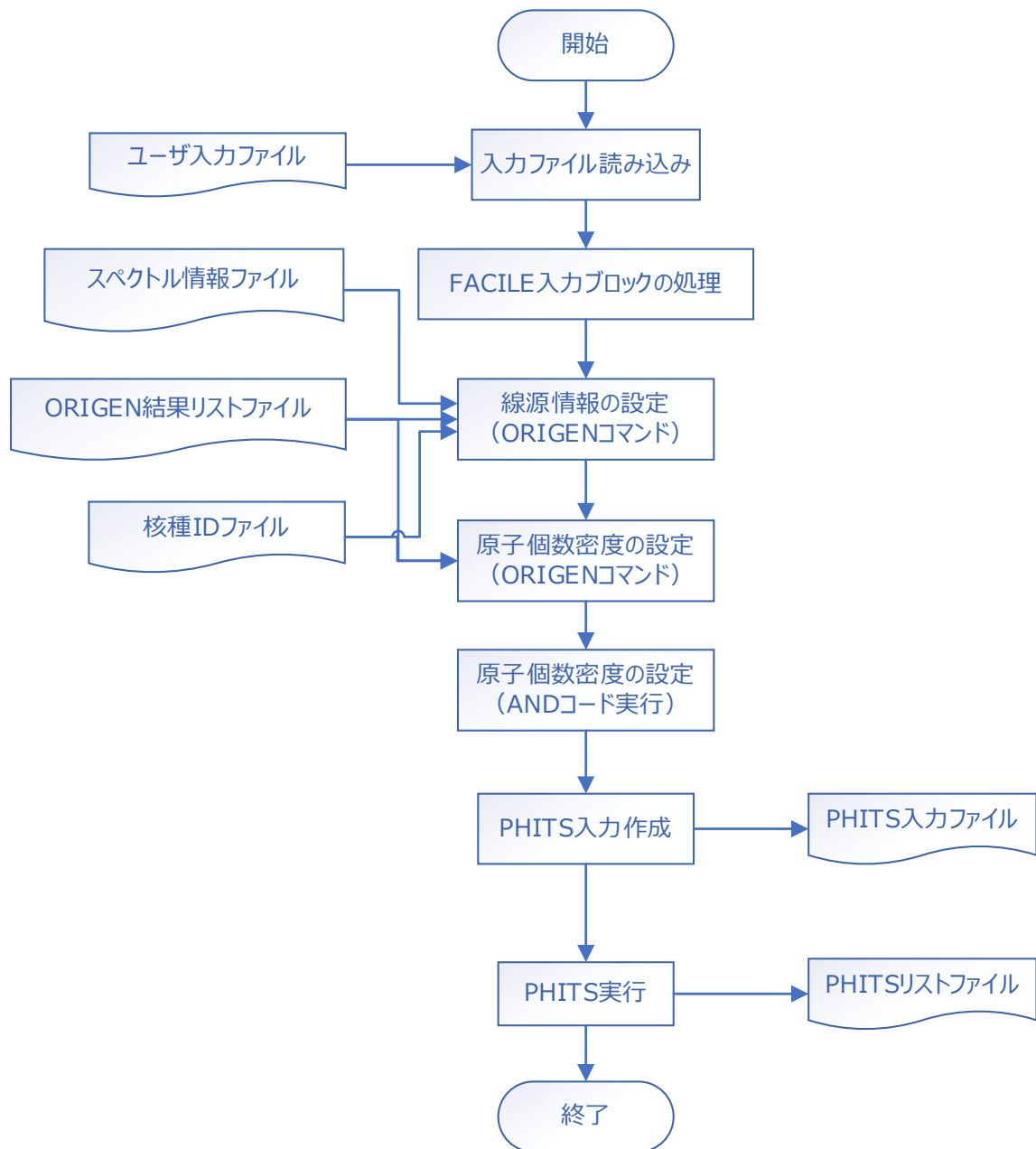


図 3.5-2 PHITS コードの入力作成及び計算実行における処理フロー

表 3.5-4 PHITS コードの主な線源情報

項目	入力値
粒子のタイプ	光子、中性子 等
線源領域の形状	点線源、面積線源、体積線源
ソースの規格化定数	粒子数
エネルギー群数	群数（整数）
スペクトル情報	エネルギー境界と各群の粒子数（相対値）

[ソースの規格化定数（粒子数）について]

ソースの規格化定数（粒子数）については、線源領域の全粒子数[粒子数/sec]を与える。ソースの規格化定数が省略された場合、線源粒子 1 個発生当たりの値として規格化される。光

子・中性子の粒子数は、ORIGEN 計算結果リストの「18 GROUP PHOTON RELEASE RATES」、「NEUTRON SOURCE」から抽出した値を、線源領域の核分裂性物質の質量で規格化することで求められる。

また、固定源計算で中性子を線源として取り扱う場合、中性子と原子核の反応による 2 次中性子の発生を考慮する必要がある。これを考慮する一般的な手法として、未臨界度 k を用いて $N=N_0/(1-k)$ として中性子の増倍を考慮する方法がある。また、PHITS コードではマテリアルとして核分裂性核種を設定することによって、2 次中性子の発生を解析的に取り扱うことも可能である。これについて、いずれの方法も選択できるようにした。具体的な取り扱いとして、粒子数に対して、定数倍する規格化因子を外部入力できるようにした。

[光子のスペクトル情報及びエネルギー群構造について]

光子のスペクトル情報は ORIGEN 計算結果リストの「18 GROUP PHOTON RELEASE RATES」から抽出した。PHITS 入力作成においては、ユーザーが核種を指定した場合は、対象核種のみ のスペクトル情報を出力し、ユーザが核種を指定しない（省略した）場合は、全核種総和のスペクトル情報を出力する。また、発生源（放射化生成物、アクチニド核種及び娘核種、核分裂生成物）については、合算してスペクトル情報を出力する（例：放射化生成物と核分裂性生成物に同じ核種が存在する場合、これらを識別せず、合算したスペクトル情報を出力する）。

エネルギー群構造の取り扱いについて述べる。PHITS コードの入力は、エネルギー群数、エネルギー群構造及びエネルギー群ごとの光子の発生割合（相対値）となる。ORIGEN コードのエネルギー群構造をそのまま使用する場合は、ORIGEN 計算結果リストから抽出したデータをそのまま使用すればよい。また、エネルギー群構造はユーザ入力にて変更（上書き）可能とした。エネルギー群構造の変更を行った場合、新しいエネルギー群構造のレサジー幅と単位レサジー当たりの粒子数から、新しいエネルギー群構造における粒子数が求められる。新しい群構造の m 群と、元の群構造の n 群、 $n+1$ 群が図 3.5-3 のような関係にある場合、 m 群の粒子数は次式のようになる。

$$N_m = \Delta N_n \times \ln \frac{E_{n+1}}{E_m} + \Delta N_{n+1} \times \ln \frac{E_{m+1}}{E_{n+1}}$$

上の式を用いてエネルギー群構造の変更を行うとする。注意点として、エネルギーの下限値をゼロとすると、ゼロ割が発生し式が発散する。これを回避するため、エネルギー群構造の下限値は 10 eV (= 10^{-5} MeV) とするなどの対応を行うこととする。

[中性子のスペクトル情報及びエネルギー群構造について]

中性子線量情報は ORIGEN 計算結果リストの「NEUTRON SOURCE」から抽出する。抽出の際は反応タイプ ((α, n) 反応、自発核分裂反応) 別、発生元核種別に抽出し、各総和値は抽出しない。PHITS 入力作成時は、ユーザが核種を指定した場合には、対象核種のみ のスペクトル情報を出力し、ユーザが核種を指定しない（省略した）場合は、全核種総和のスペクトル情報を出力する。また、反応タイプ別については、合算してスペクトル情報を出力する（例： (α, n) 反応と自発核分裂反応に同じ核種が存在する場合、これらを識別せず、合算したスペクトル情報を出力する）。

中性子のスペクトル情報については、ORIGEN 計算結果リストには中性子のスカラー値のみ存在し、スペクトル情報は存在しないことから、以下の2つの手法のいずれかで設定可能とした。

- (1) スペクトル情報をユーザ入力する（エネルギー群構造と各群の粒子数をセットで入力する）
- (2) 「 (α, n) 反応と自発核分裂反応による中性子収率を計算するためのデータブック」（JAERI-1324）に基づく手法により考慮する

これらの用途としては、(1)は主に再臨界時の評価など、発生中性子数やスペクトルを指定した場合に使用し、(2)はORIGENの出力の中性子数データをそのまま利用する場合に用いる。

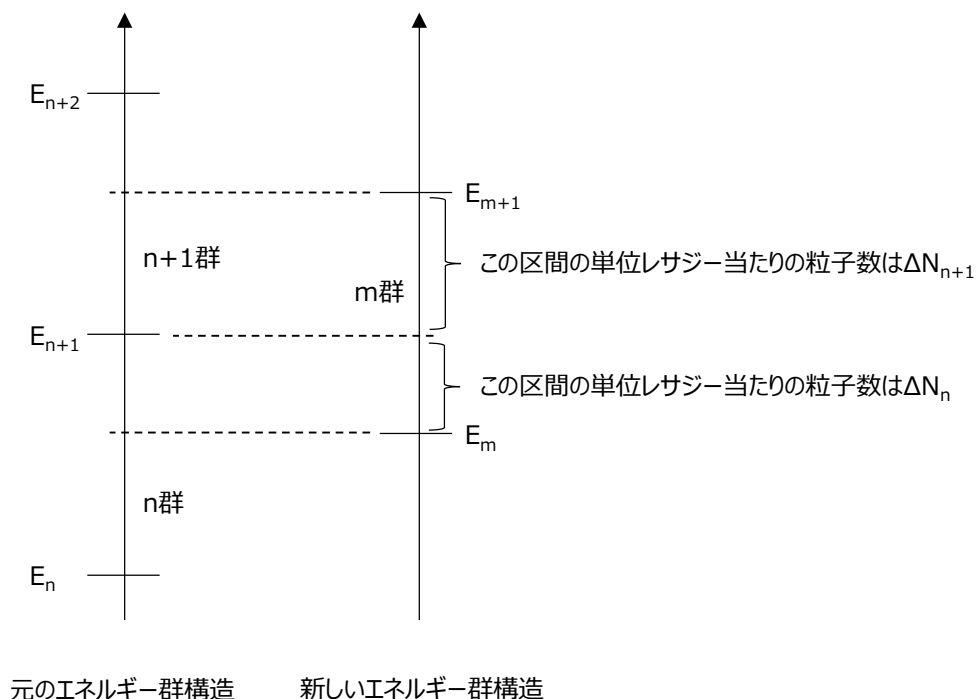


図 3.5-3 エネルギー群構造変更の概念図

3.5.4 燃料デブリ再臨界時の直接線線量評価－PHITS コード計算のサンプル問題整備

実際の燃料デブリの臨界事故時の線量評価で考慮すべき条件を可能な限り模擬した直接線の評価を、FACILE システムを公開する際に同梱することを目的とした FACILE システムによる PHITS コード計算のサンプル問題整備において行った。サンプル問題の概要を以下に示す。

- 燃料デブリの再臨界事象を簡易的に模擬した問題設定とする。
- 臨界事象発生時の核分裂由来の中性子・光子と、使用済燃料から定常的に放出される中性子・光子の2種類を扱う。前者はユーザ指定入力、後者はORIGENの計算結果からの入力とする。なお、現状のFACILEシステムでは、ユーザ指定入力とORIGENの計算結

果からの入力を同時に扱うことはできないことから、2 種類の入力ファイルを作成する方針とする。

- 中性子及び光子の線源を別の入力ファイルで取り扱う。
- 2 箇所の線源領域を仮定し、線源強度及びスペクトルの異なる線源を設定する。

サンプル問題の計算条件一覧を表 3.5-5 に示す。計算体系を図 3.5-4 に示す。線源については、実際の事故時には臨界になる領域以外にも燃料デブリが付近に存在することが想定されることから、臨界になる領域線源 1 及び燃料ペレットや被覆管が混じり合った燃料デブリを含む複数の線源 2 に対して表 3.5-6 の通りそれぞれ異なる線源強度を設定した。表 3.5-7 に線源強度 A、B の概要を示す。表 3.5-8 に線源強度設定に必要な重量情報を示す。

各領域の組成の条件を表 3.5-9 に、組成に関する FACILE 入力値を表 3.5-10 に、各領域の密度の設定値を表 3.5-11 に、評価点位置を表 3.5-12 に示す。PHITS コードの t-point タリー機能を使用し、表 3.5-12 で設定した点での実効線量率を求める。

表 3.5-5 サンプル問題計算条件一覧

大分類	小分類	核分裂由来の線源	使用済燃料由来の線源
体系	線源領域、遮蔽物	XYZ 座標体系にて設定	←
線源 1	粒子タイプ	中性子、光子	←
	形状	直方体（角柱分布ソース）	←
	核分裂発生数	10^{17}	なし
	核分裂由来の中性子スペクトル	U-235 の核分裂スペクトル	なし
	核分裂由来の光子スペクトル	U-235 の核分裂スペクトル	なし
	使用済燃料由来の中性子／光子スペクトル	なし	単一の ORIGEN 計算結果
線源 2	粒子タイプ	中性子、光子	←
	形状	直方体（角柱分布ソース）	←
	核分裂発生数	線源 1 と同一	なし
	核分裂由来の中性子スペクトル	線源 1 と同一	なし
	核分裂由来の光子スペクトル	線源 1 と同一	なし
	使用済燃料由来の中性子／光子スペクトル	なし	2 種類の ORIGEN 計算結果
物質	線源領域	燃料ペレット及び被覆管の均質化物質	←
	遮蔽物	コンクリート、水	←
タリー設定	空間分布に関する出力	体系の中心軸上における中性子／光子による線量 (ICRP103 の線量換算係数 (前方照射)を使用)	←
	エネルギー分布に関する出力	代表地点における中性子スペクトル及び光子スペクトル	←

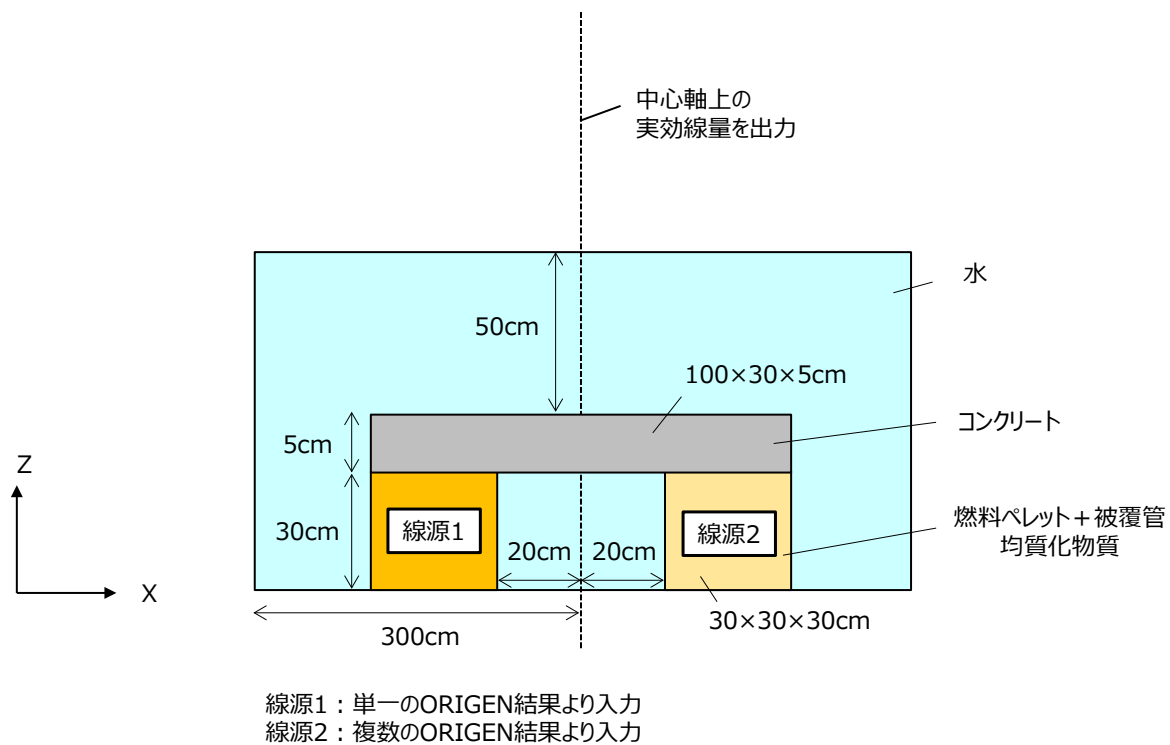


図 3.5-4 計算体系

表 3.5-6 使用済燃料由来の線源強度設定

線源領域	線源強度内訳
線源 1	線源強度 A のみ
線源 2	線源強度 A×0.5＋線源強度 B×0.5（ORIGIN-MIX 機能を利用）

表 3.5-7 線源の定義

	線源強度 A	線源強度 B
ORIGIN2 ライブラリ	ORLIBJ40	←
使用ライブラリ	BS240J40 (BWR STEP-II、40%ポイド)	←
U-235 濃縮度 [wt%]	3.9	←
燃焼度 [GWd/t]	30	20
冷却期間 [年]	15	←

表 3.5-8 使用済燃料由来の線源強度の入力における重金属重量

項目	値	備考
線源領域 体積 [cm ³]	27000	30×30×30 cm の立方体
線源領域 密度 [g/cm ³]	9.80496	
線源領域 重量 [g]	264734	
UO ₂ 重量比	0.8	
U/UO ₂	0.88	
U 重量 (=HM 重量) [g]	186373	

表 3.5-9 各領域の組成の設定

領域	組成	設定値
線源領域	UO ₂ ペレット及び被覆管の均質化物質	• AND コードで得た UO₂ ペレット及び被覆管の原子数密度を混合 • UO₂ペレットと被覆管の重量割合は 8:2 とする。
コンクリート	コンクリート	AND コードにより設定
水	水	AND コードにより設定
空気	空気	AND コードにより設定

表 3.5-10 組成比に関する FACILE 入力値

物質	項目	値
UO ₂ ペレット	物質 ID	*UO2*
	U-235 濃縮度 [wt%]	3.9
	UO ₂ 密度 [g/cm ³]	10.6312 (97%T.D.(*1))
	H/U 原子個数比	0.0
	単位	gUO ₂ /cm ² (入力値は IOXIDE=100)
	温度 [°C]	20.0
被覆管 (ジルカロイ-2)	物質 ID	*ZIRCALOY-2*
コンクリート	物質 ID	*CONCRETE*
水	物質 ID	*H2O*
	温度 [°C]	20.0
空気	物質 ID	*AIR*

*1) 田辺ら, “連載講座 核燃料工学の基礎—軽水炉燃料を中心に 第 3 回 軽水炉燃料(2)”, 日本原子力学会誌, Vol. 46, No.7 (2004).

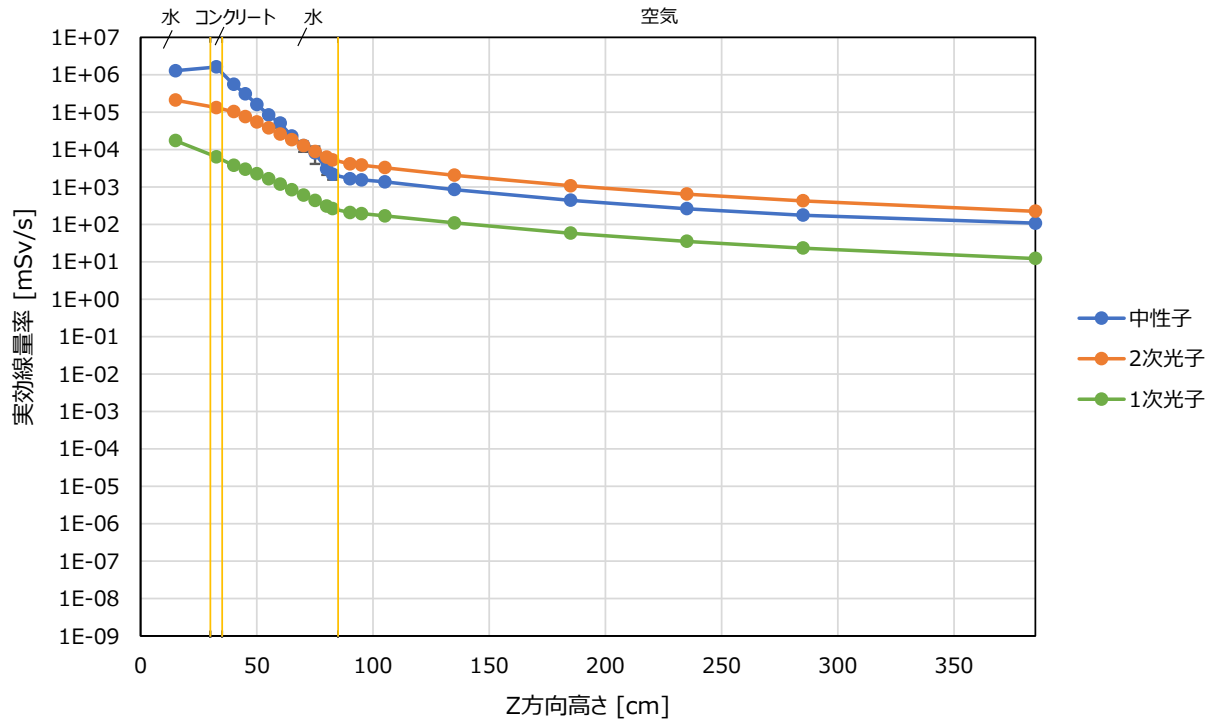
表 3.5-11 各領域の密度の設定値

項目	密度 [g/cm ³]	備考
UO ₂ ペレット	10.6312	表 3-5-10 参照
被覆管 (ジルカロイ-2)	6.5	ジルコニウムの密度を設定。 文献[5]より引用。
線源領域	9.80496	UO ₂ ペレットと被覆管の密度を 8:2 の割合 で混合
コンクリート	2.3	文献：奥野ら, “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 (2009).
水	0.9982	文献：小室ら, “各種核燃料物質の原子個数 密度計算方法”, JAERI-M 87-037 (1987).
空気	1.30E-3	文献：日本原子力研究所, “臨界安全ハンド ブック第 2 版”, JAERI 1340 (1999).

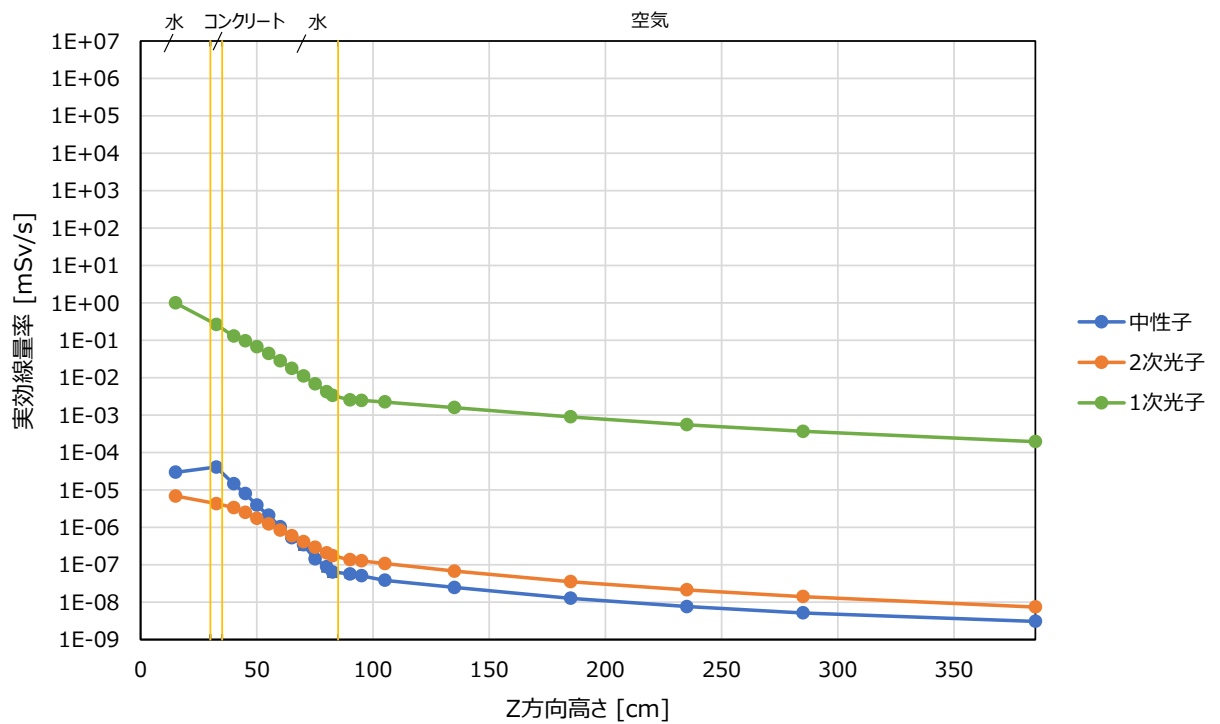
表 3.5-12 評価点位置

単位 [cm]					
No.	x	y	z	r0 (特異領域 の半径)	水面からの 距離
1	0	0	15	1	—
2	0	0	32.5	1	—
3	0	0	40	1	—
4	0	0	45	1	—
5	0	0	50	1	—
6	0	0	55	1	—
7	0	0	60	1	—
8	0	0	65	1	—
9	0	0	70	1	—
10	0	0	75	1	—
11	0	0	80	1	—
12	0	0	82.5	1	—
13	0	0	90	1	5
14	0	0	95	1	10
15	0	0	105	1	20
16	0	0	135	1	50
17	0	0	185	1	100
18	0	0	235	1	150
19	0	0	285	1	200
20	0	0	385	1	300

計算結果の例として、表 3.5-12 の評価点位置における実効線量率を図 3.5-5 に示す。ヒストリ数 2000 万（1 バッチあたり 1 万、バッチ数 2000）の計算結果である。核分裂由来の線源については、核分裂発生数（時間の単位を持たない量）として与えられるが、便宜上、1 秒あたりの核分裂発生数として定義し、1 秒あたりの実効線量を記載した。図 3.5.5 より、線源からの距離に応じて線量が低下していく様子が確認できる。



(a) 核分裂由来



(b) 使用済燃料由来

図 3.5-5 実効線量率の計算結果例

3.5.5 Solomon ソルバー組み込みの概念設計

次年度以降の実装を見据えて FACILE システムへの Solomon ソルバー組み込みの概念設計を実施した。具体的には、以下を実施した。

- 必要な機能の抽出
 - 機能要件、非機能要件を満足するために、システムに必要な機能を抽出
- 必要な機能の定義
 - 抽出した機能について、数式などを詳細に定義
- 処理の流れの設計
 - 機能要件を満足するための、システムの処理の流れを設計
- インターフェースの設計
 - ユーザーインターフェースとして、システムに対するユーザ入力及びシステムの操作方法を設計

図 3.5-6 に Solomon ソルバーに関する処理フローの設計結果を示す。

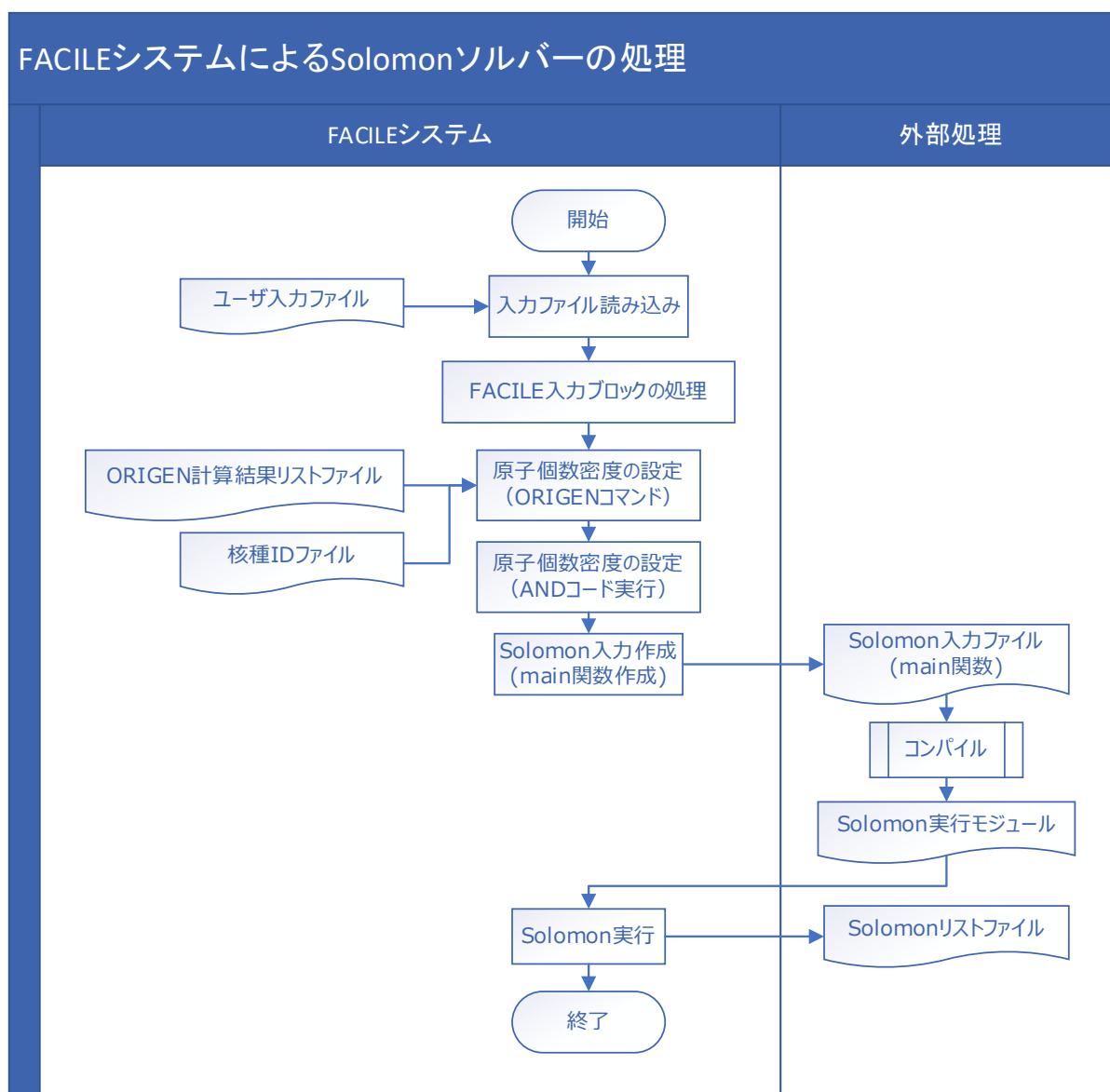


図 3.5-6 FACILE システムの処理フロー (Solomon ソルバー入力作成、計算実行)

Solomon ソルバーの組み込みは、MVP の入力作成機能を一部修正することでそのまま利用可能である。ただし、MVP との大きな違いとして、Solomon は入力ファイルが c++ で記述されたコードの一部のような形となっており、入力ファイルに相当する main 関数を作成後、コンパイルして実行モジュールを作成する必要がある。FACILE システム内の処理でコンパイルを行うのは難しいことから、コンパイルによる実行モジュールの生成は外部処理としてユーザが別途行うこととした。

3.5.6 まとめ

臨界安全評価システム FACILE の整備として、線量評価コード PHITS の組み込み（実装）及びサンプル問題の整備と燃料デブリの乱雑な体系の計算が可能な臨界計算ソルバー Solomon の組み込みの概念設計を実施した。臨界挙動評価手法の整備に資するために PHITS を実行するための改良も行い、実際の事故時の線量評価で考慮すべき条件を可能な限り取り入れつつ臨界事故発生時の直達線による線量評価を PHITS で実施可能とした。本作業により、MVP による臨界計算と PHITS による線量評価計算を ORIGEN 出力結果等に基づく同じ燃料デブリ組成を用いて実施することが可能となった。今後は Solomon の組み込み（実装）及び FACILE システムの公開を見据えたインストーラー整備等の作業を行う予定である。

第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備 (実験に関する部分)

第4章 STACY 更新炉原子炉本体の整備

本章では、STACY 更新炉におけるデブリ模擬臨界実験の準備として、令和5年度事業で整備した実験用装荷物について「4.1 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の整備」で述べる。また、実験開始に備えた実験環境の整備について「4.2 実験に使用する機器の整備」及び「4.3 核計装の昇温試験」で述べる。

4.1 デブリ構造材模擬体(コンクリート)の製作

4.1.1 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）を模擬した物質を炉心に装荷する実験を計画している。これらの実験で使用する機器の内、デブリ構造材模擬体（コンクリート）については長期間の製作期間が必要になるため、令和5年度から工程の詳細検討及び製作に着手した。

本報告では、デブリ構造材模擬体（コンクリート）の製作工程及び製作状況について述べる。

4.1.2 成果報告

(1) 製作工程

デブリ構造材模擬体（コンクリート）は上部・下部端栓、被覆管、コンクリートペレットからなり、端栓及び被覆管は令和5年度から製作を開始し、コンクリートペレットは既製品を調達する。全体工程を図6.5-1に示す。令和6年2月からの作業着手を想定し、完成は令和6年10月末を見込む。

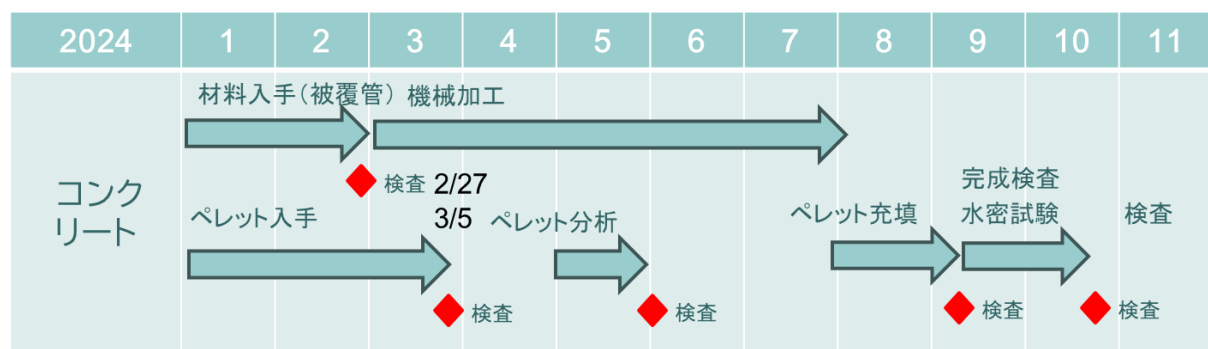


図 4.1-1 デブリ構造材模擬体（コンクリート）工程表

(2) 製作状況

令和6年3月時点での製作状況については上部・下部端栓及び被覆管の材料確認を実施し、用意された材料が設工認で記載された所定の材料であることを確認した。

上部及び下部端栓はアルミニウム合金製で JIS H 4000 相当の材料であり、また被覆管もアルミニウム合金製で JIS H 4080 相当の材料である。検査した材料の写真を図 4.1-2 及び 4.1-3 に示す。材料確認において合格を得た後、加工に着手した。

また、コンクリートペレットについても調達を進めており、デブリ構造材模擬体（コンクリート）に使用する全量を購入した。コンクリートペレットの成分の分析は 5 月中を見込んでいる。



図 4.1-2 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の上部・下部端栓に使用する材料



図 4.1-3 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の被覆管に使用する材料

4.1.3 まとめ

デブリ構造材模擬体（コンクリート）の製作に着手し、全体工程を確認するとともに、上部・下部端栓及び被覆管の材料確認を実施し、加工に着手するとともにコンクリートペレットを入手した。デブリ構造材模擬体（コンクリート）は令和 6 年 10 月の完成を見込んでいる。

4.2 実験に使用する機器の整備

4.2.1 目的及び概要

STACY 更新炉における実験では、STACY 本体の他、放射線検出器をはじめとした多数の実験機器を利用する。本節では、今年度整備を進めた実験機器について報告する。

4.2.2 Ge 半導体検出器の整備

(1) 概要

Ge 半導体検出器は出力測定実験で利用する金箔などの放射化量を測定することを目的として、更新前の溶液系 STACY 運転時に利用された実験機器である。運用を停止してから 10 年以上経過しており、検出器-回路系の動作確認が必要となっている他、データ収集系が陳腐化しており、更新が必要な状態であった。そこで本報告においては、検出器-回路系の動作確認及びデータ収集系の更新を実施し、検出器の検出効率を測定した。

(2) 機器構成

Ge 半導体検出器の外観の写真を図 4.2-1 に示す。Ge 半導体検出器は厚さ約 10-cm の遮蔽体に覆われている。Ge 半導体検出器の構成を表 4.2-1 に示す。検出器部の外径は 70 mm であり、N 型 Ge 半導体検出器である。冷却は電気冷却器より行われ、液体窒素の補充の必要はない。検出器は MCA-7 に搭載された 5kV 高圧モジュールとデジタル PHA モジュールに接続され、MCA-7 を用いて、電圧印加及び信号処理を行う。なお、令和 5 年度においては、MCA-7 を操作する PC 及び操作用ソフトウェアの更新を実施した。

表 4.2-1 Ge 半導体検出器測定機器構成

機器名	メーカー (型番)
N 型半導体検出器	ORTEC(GMX25-P4-70)
Ge 検出器用電気冷却器	ORTEC(CFG-X-COOL-III-115)
スタンドアロン MCA	SEIKO EG&G(MCA-7)
デジタル PHA モジュール	SEIKO EG&G (M7-200)
高圧電源モジュール	SEIKO EG&G (M7-300)



図 4.2-1 Ge 半導体検出器外観

(3) 検出効率測定

Eu-152 を用いて測定した結果の一例を図 4.2-2 に示す。Eu-152 から放出されるガンマ線ピークが確認できる。各エネルギーでのガンマ線ピークカウント数を基にピーク検出効率を評価した。評価結果を図 4.2-3 に示す。このように Ge 半導体検出器の検出効率を決定することができた。

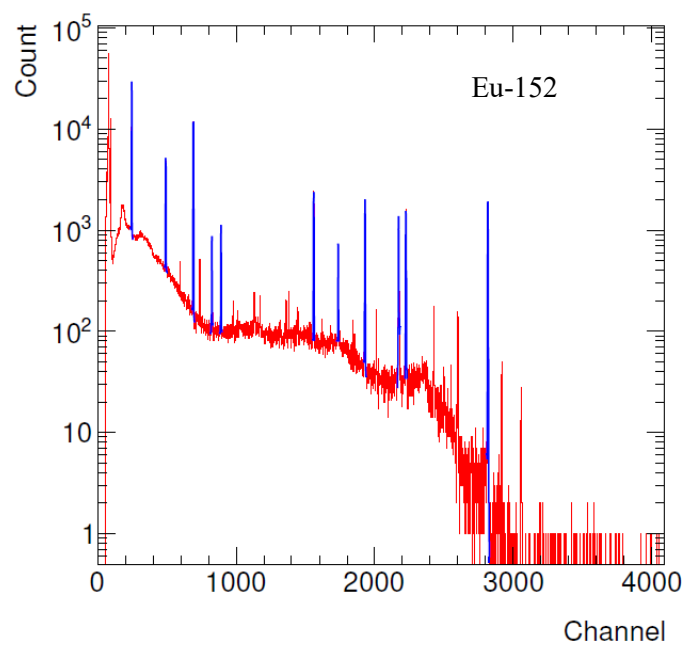


図 4.2-2 Eu-152 の測定エネルギースペクトル

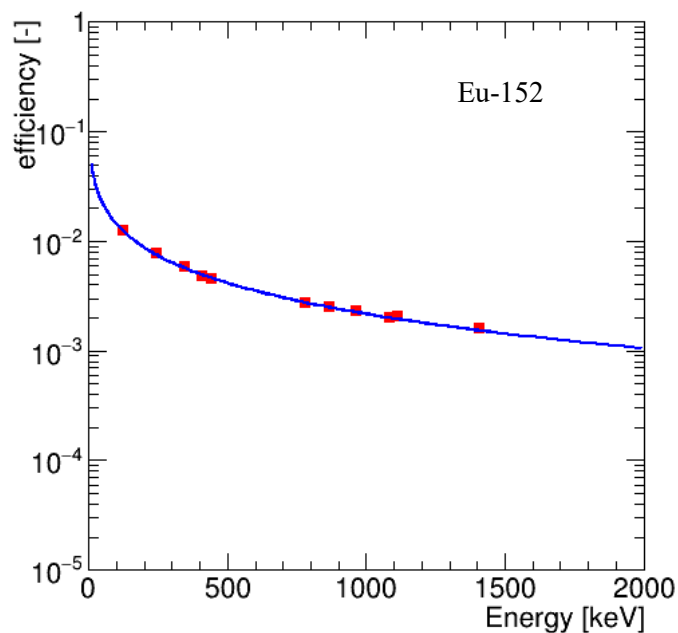


図 4.2-3 Eu-152 の測定結果を用いた Ge 半導体検出器のピーク検出効率の校正曲線

4.2.3 サンプルチェンジャーの整備

(1) 概要

サンプルチェンジャーは炉心の出力分布を測定するための金線の放射化量を連続的に測定するために使用する機器であり、更新前の溶液系 STACY においても 1998 年から 2011 年まで利用された。サンプルチェンジャーの模式図を図 4.2-4 に示す。サンプル交換を実施する動作機器とその動作を制御する「オートサンプルチェンジャーコントローラ」及び放射線測定を実施する放射線検出器と測定回路系で構成される。

操作 PC 及び機器を操作するコントローラについては使用している機器が旧式となっており、機器の故障やデータのやり取りや取扱いに難が生じている。そこで令和 5 年度は機器更新の一部として、操作性 PC に係る更新を実施し、機器の操作を現在利用されている PC の OS(windows 10 や 11)で操作可能となるように National instruments 社 (NI) 製の LabView を使ったシステムへの更新するための検討及び開発を行った。

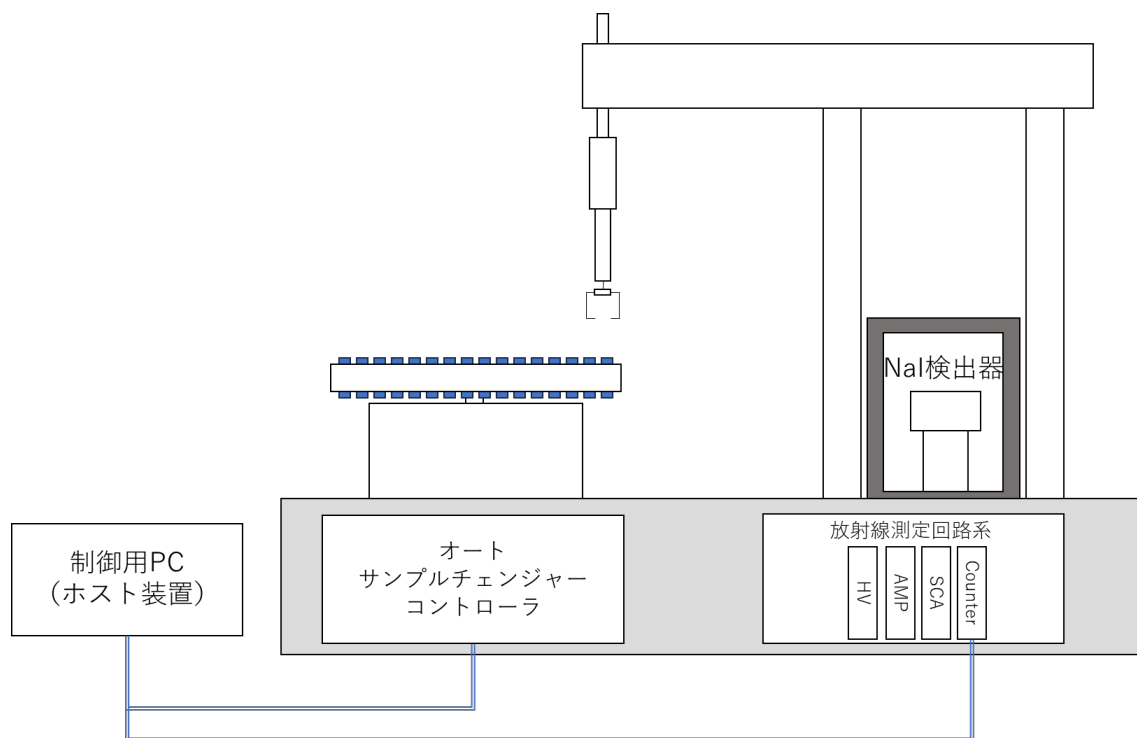


図 4.2-4 サンプルチェンジャー模式図

(2) ソフトウェアの仕様及び開発状況

操作プログラムのソフトウェア構成を図 4.2-5 に示す。開発ソフトウェアは OS(Windows10 又は 11 を想定)に構築し、サンプルチェンジャーコントローラや放射線測定回路系と通信する。開発言語には機械制御で広く用いられている NI 製 LabView2021 を用い、通信ドライバーとして NI-VISA を用いる。

開発中の操作画面を図 4.2-6 に示す。制御 PC の操作は GUI を採用し、直感的な操作が可能な形を目指した。左上は入力パラメータを入力するエリアとなっており、運転モードによって入力する項目が変化する。左下のグラフには測定結果が逐次表示されるとともに、右側は機器のステータスが把握できるような作りとした。

なお、今後はサンプルチェンジャーコントローラの修理を実施し、開発したソフトウェアとの接続を実施する予定である。



図 4.2-5 ソフトウェアの構成

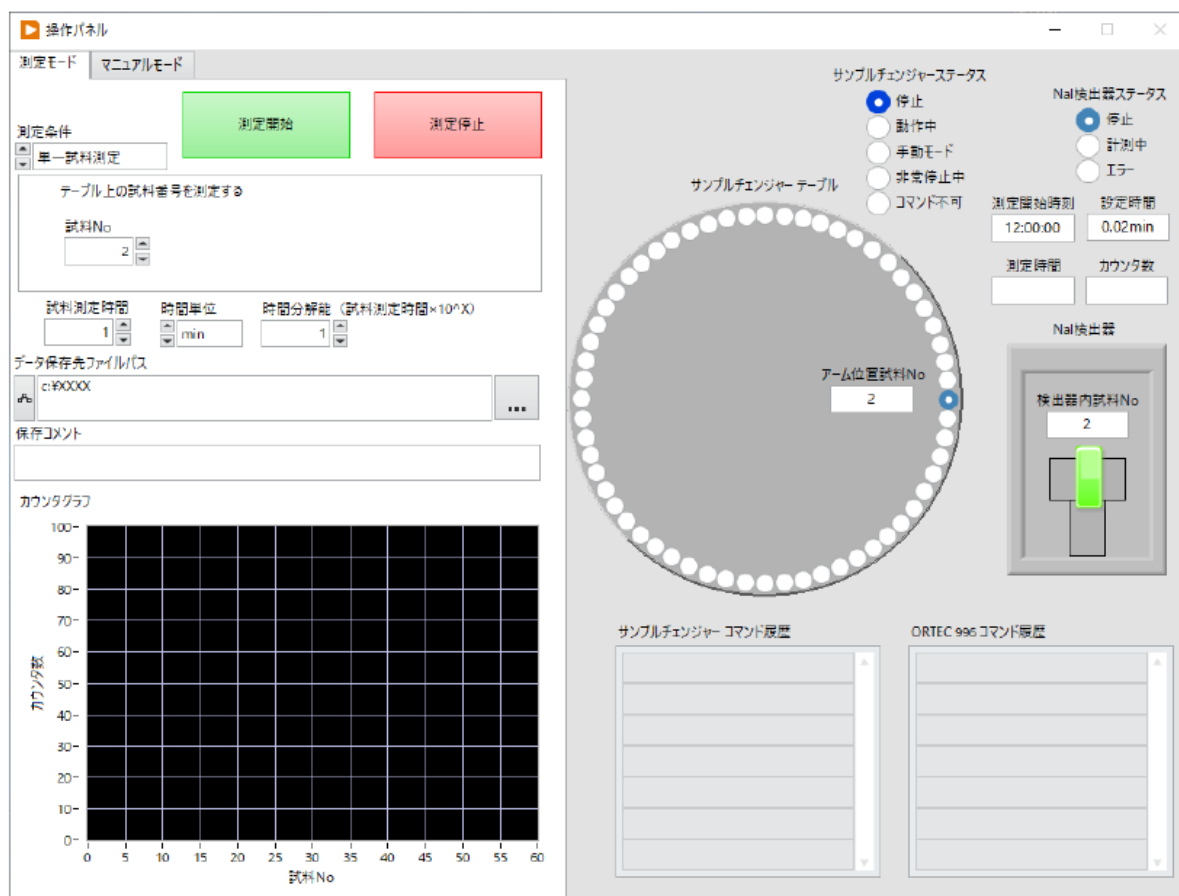


図 4.2-6 操作用 PC の GUI

4.2.4 模擬体収納用ラックの整備

(1) 概要

STACY では、実験設備の 1 つである実験用装荷物（内挿管、燃料試料挿入管及び構造材模擬体（コンクリート・鉄））を使用する。これらの実験用装荷物の大きさは燃料棒と同様の寸法のもとの同一の長さで直径が 1 インチであるものがあり、機材の損傷等がないように適切に保管することが求められる。また、内挿管については検出器等を挿入して利用するため、容器には保管とともに機器の調整作業を行うことができる機能が備わっていることが求められる。そこで本年度は専用の収納ラックを整備した。

(2) 模擬体収納用ラック

本作業で製作した模擬体収納用ラックの写真を図 4.2-7 に示す。ラックは約 120-cm×80-cm×170-cm で 1 インチサイズの内挿管 9 本と燃料棒サイズの内挿管及び模擬体が 240 本保管できる設計であり、実験準備室に設置されている。実験用装荷物の製作が完了次第ラックに保管する予定である。

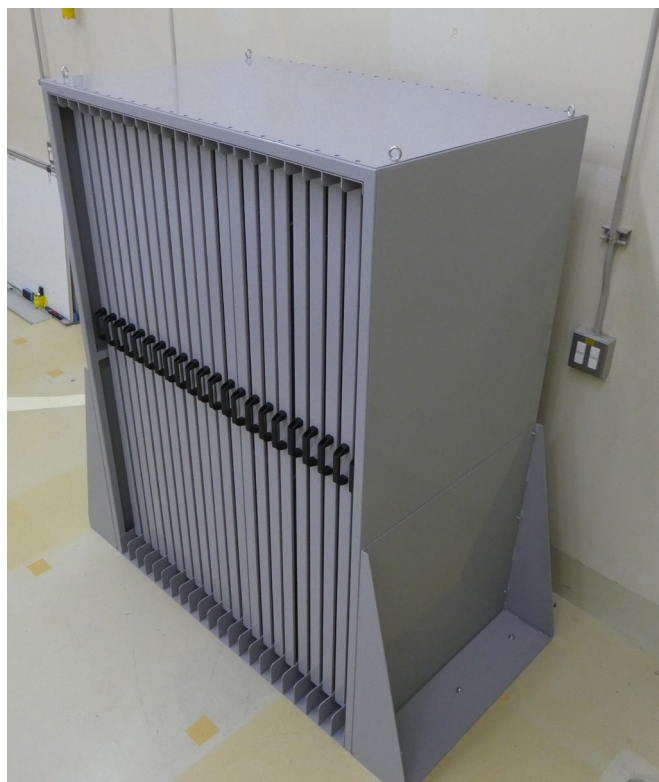


図 4.2-7 模擬体収納ラック写真

4.2.5 まとめ

実験に使用する機器の整備として、令和 5 年度は Ge 半導体検出器、サンプルチェンジャー、模擬体収納用ラックの整備を行った。Ge 半導体検出器は Eu-152 を用いてピーク検出効率を決定し、運用可能な状況とした。サンプルチェンジャーについては操作 PC の更新を進め、操作用 GUI を開発した。また、デブリ構造材模擬体及び内挿管を収納できるラックを整備し、これら模擬体と内挿管を実験に利用できる環境を整えた。

4.3 起動系核計装の昇温試験

4.3.1 目的及び概要

(1) 目的

令和 4 年度事業までで整備した STACY 更新炉は、通常の運転は室温で行われるが、最高使用温度 80℃で設計され、運転中の最大温度は 70℃まで上げることができる。運転開始に先立ち、核計装検出器のうち起動系に採用されている B-10 検出器について、上記の温度環境で適切に動作することを確認する。

(2) 概要

STACY 更新炉で核計装起動系の検出器として使用される B-10 検出器について、ヒーターを用いて最高使用温度 80℃まで昇温し、適切に動作することを確認する。

4.3.2 成果報告

(1) 仕様

①試験対象検出器

NUCEF 核計装設備 (STACY)
起動系中性子検出器
・主な仕様
寸法：Φ25.4mm×長さ 395mm×有感長 300mm
外容器材質：SUS304
ガス種類：Ar+CO₂
コネクタ：HN 型
中性子反応物質：ボロン 10

② 試験方法

昇温試験の系統図を図 4.3-1 に示す。試験は、まず常温時試験として、室温において検出器に起動用中性子源 (Am-Be 線源、74 GBq) を使用して中性子を照射し、カウントを確認する。その後、昇温時試験として、ヒーターを使用して温度を 80℃まで上昇させ、その状態で同様に起動用中性子源を使用して検出器に中性子を照射し、適切に動作することを確認する。

1) 常温時試験

起動系前置増幅器に接続された中性子検出器を、昇温ヒーターを取り付けたさや管に挿入した後、昇温ヒーターを作動させずに常温状態で、照射を行う。その時のパルス数を、スケアラにて計測する。同時に起動系対数計数率計のメータ指示値も計測する。また、起動系主増幅器の LA 端子出力を、オシロスコープで波形を観測する。

2) 昇温時試験

常温時の温度試験完了後、昇温ヒーターを作動させて、中性子検出器が 80℃になる様に昇温する。80℃の状態では照射を行う。その時のパルス数を、スケーラにて計測する。同時に起動系対数計数率計のメータ指示値も計測する。また、起動系主増幅器の LA 端子出力を、オシロスコープで波形を観測する。

(2) 結果

常温試験及び昇温試験の結果を表 4.3-1 に示す。また、それぞれの測定時のパルス波形を図 4.3-2 に、測定時の作業写真を図 4.3-3 に示す。

測定の結果、昇温時にも測定のパルス波形に異常はなく、また、測定値は昇温時には上昇し、中性子の検出効率が向上する結果が得られた。これにより、STACY の起動系核計装検出器は、最高使用温度においても適切に動作することが確認できた。

4.3.3 まとめ

令和 4 年度事業までで整備した STACY 更新炉は、通常の運転は室温で行われるが、最高使用温度 80℃で設計され、運転中の最大温度は 70℃まで上げることができる。運転開始に先立ち、核計装検出器のうち起動系に採用されている B-10 検出器について、昇温ヒーターと STACY の起動用中性子源である 74 GBq の Am-Be 中性子源を使用した昇温試験を行った。試験の結果、80℃の条件においても適切に中性子を検出することができ、検出器の出力するパルス波形にも問題なく、運転に使用できることが確認できた。なお、起動系以外の核計装（運転系）で使用されている核分裂電離箱は商業炉で使用されているものと同型であり、200℃以上で使用できることから、80℃の環境で問題は生じない。

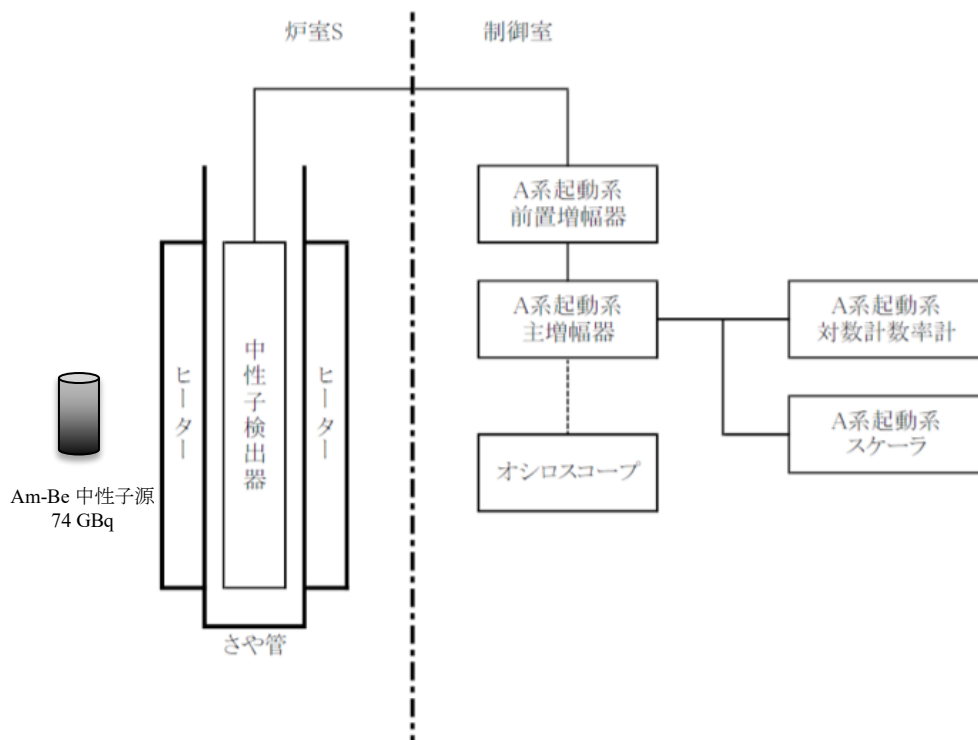


図 4.3-1 起動系核計装昇温試験概略図

表 4.3-1 起動系核計装昇温試験結果

常温（19.0℃）時：（ディスクリ：0.6V GAIN：粗=1/2 精=10.0）

スケーラカウント数※			A系起動系対数計数率計
1回目	2回目	平均値	メータ指示値（s ⁻¹ ）
3167	3229	3198	10

※計数時間：300秒、起動系A系を使用

昇温（80.1℃）時：（ディスクリ：0.6V GAIN：粗=1/2 精=10.0）

スケーラカウント数※			A系起動系対数計数率計
1回目	2回目	平均値	メータ指示値（s ⁻¹ ）
3841	3678	3759.5	12

※計数時間：300秒、起動系A系を使用

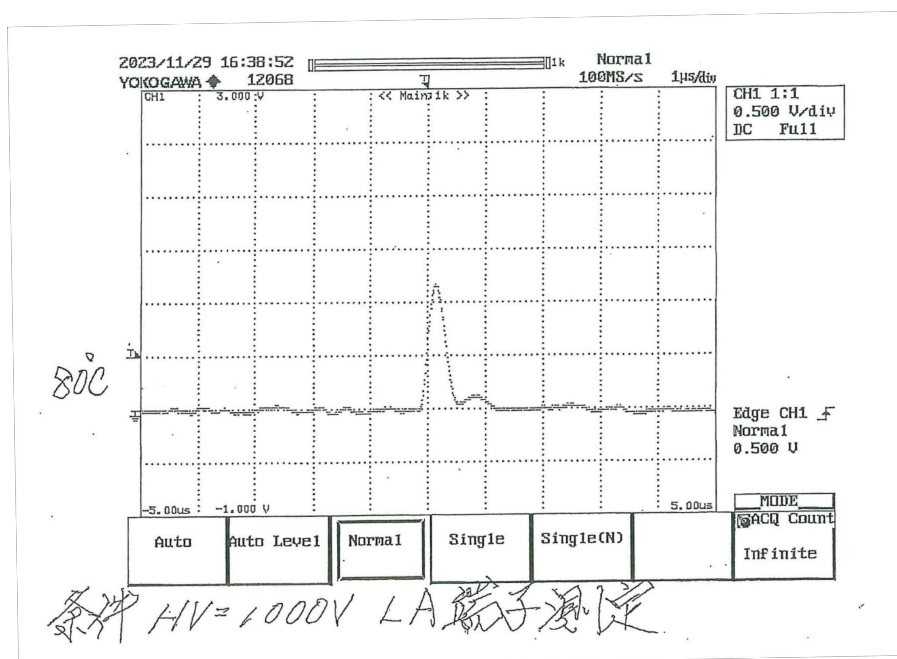
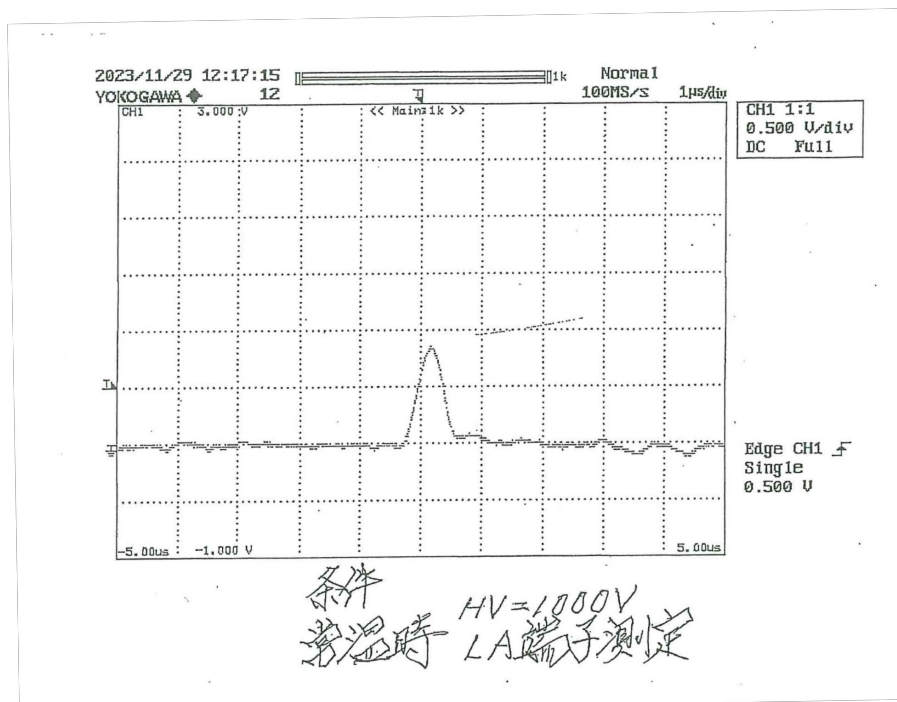
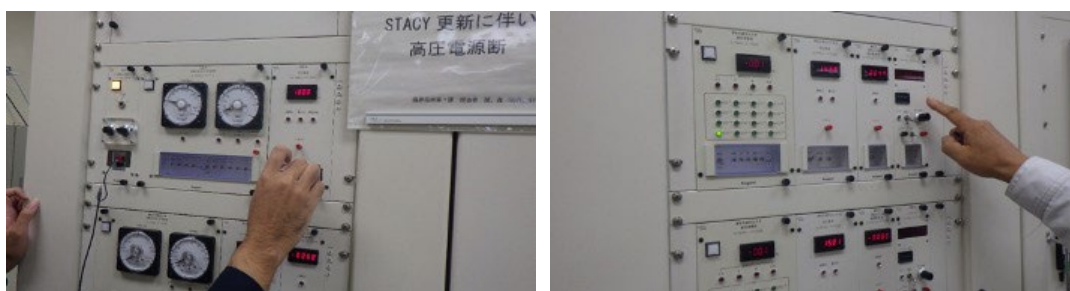
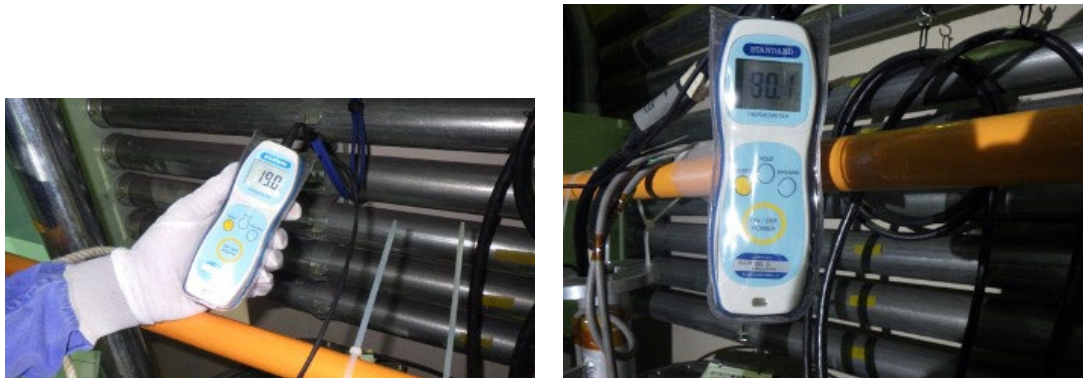


図 4.3-2 パルス波形（上：常温時（19.0℃）、下：昇温時（80.1℃））



(a)起動系核計装（左：主増幅器、対数計数率計、高圧電源、右：スケーラ）



(b)測定時の温度（左：常温時 19.0℃、右：昇温時 80.1℃）



(c)B-10 中性子検出器及び温度計プローブ

図 4.3-3 起動系核計装昇温試験作業写真

第5章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備

ロシアのウクライナ侵攻に伴う国際情勢の変化により、令和4年2月に開始する予定であった燃料輸送は実施できなかった。当初計画において予測ができなかった上記の国際情勢の変化により、燃料輸送の際にロシア現地で行う発送前検査ができないことが、燃料輸送が実施できない主な理由である。令和5年度中に輸送するための準備として、リモートによる発送前検査の実施、第三者検査機関による発送前検査の実施等さまざま検討したものの、令和6年3月現在、ロシアのウクライナ侵攻に伴う国際情勢が変わらず、輸送ができる環境が整わなかったことから、輸送を断念することになった。本章においては、本受託の実施計画に基づき、燃料輸送を断念するまでに行った輸送準備作業内容を示す。

5.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備

5.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送契約に基づき、令和5年度事業として輸送容器の年次点検及び輸送容器用のコンテナの維持管理を実施する。なお、当該燃料は露国で製作したものであり、令和4年2月のロシアーウクライナ問題の影響から、空輸送容器の露国への空輸を延期している。現時点における輸送情報の確認として、今後の燃料の取り扱いを含めて検討を行った結果、予定していた核燃料の輸送を中止し、燃料の入手を断念することとする。

(2) 概要

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

1) 棒状燃料

性状	: 棒状燃料
濃縮度	: 4.95+0.02/-0.05 wt%
数量	: 901 本※

※棒状燃料のうち、STACY 更新炉用棒状燃料 900 本と破壊分析用 1 本。

輸送物区分	: A 型核分裂性輸送物（核物質防護区分Ⅲ）
輸送容器	: RAJ-III S 型輸送容器 4 基
荷姿	: 20 フィートオープントップコンテナ 1 基

2) デブリ模擬体用粉末燃料

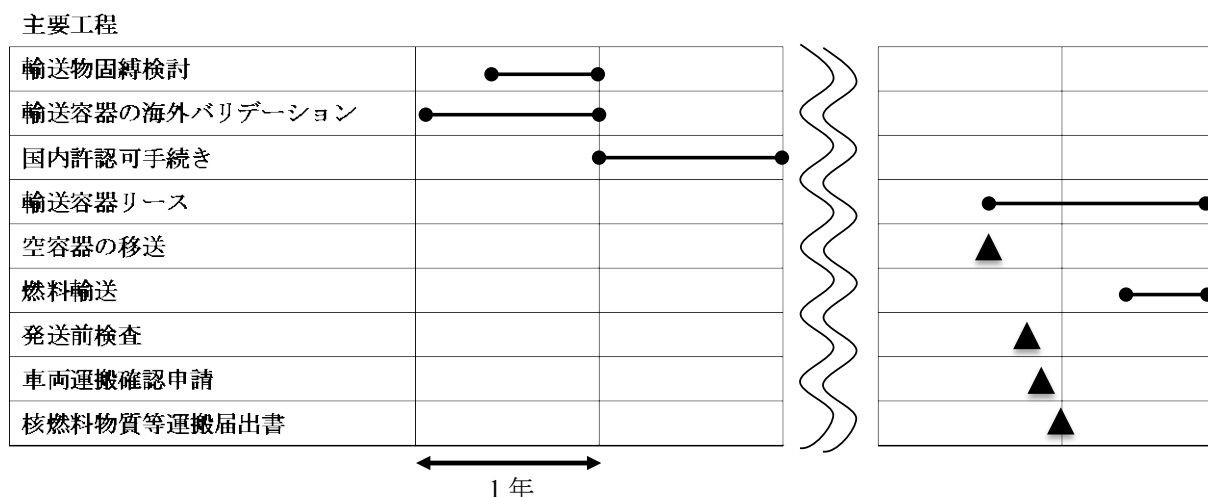
性状	: UO ₂ 粉末
濃縮度	: 4.95+0.02/-0.05 wt%
数量	: 約 38 kg-U
輸送物区分	: A 型核分裂性輸送物（核物質防護区分Ⅲ）

輸送容器 : NPC 型輸送容器 2 基
 荷姿 : 20 フィートドライコンテナ 1 基

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

令和 5 年度年度事業では、輸送容器の年次点検及び輸送容器用のコンテナの維持を行う。また、ロシア・ウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、今後の輸送実施可否及び燃料の取扱いについて、燃料調達に係る商社である双日マシナリー社、海外燃料製造メーカの Novosibirsk Chemical Concentrates Plant（以下「NCCP 社」という。）及び輸送を担当する株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（以下「GNF-J 社」という。）と協議する。協議内容を踏まえ、燃料輸送を断念することとし、輸送準備として進めていた作業を解消する。

表 5.1-1 燃料輸送に係る主要工程



5.1.2 実施内容

(1) 輸送準備作業

1) 輸送容器用のコンテナの維持

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料輸送では、棒状燃料を輸送するための輸送容器として RAJ-III S 型輸送容器 4 基を、デブリ模擬体用粉末燃料を輸送するための輸送容器として NPC 型輸送容器 2 基を用いる。このうち、RAJ-III S 型輸送容器 4 基は 20 フィートオープントップコンテナに、NPC 型輸送容器 2 基は 20 フィートドライコンテナに収納して海上輸送する予定である。このため、20 フィートオープントップコンテナ及び 20 フィートドライコンテナを令和 4 年 1 月に露国へ移送した。当該コンテナは引き続き露国工場で維持管理され、令和 5 年度まで保管した。

2) 輸送容器の年次点検

STACY で用いる NPC 型輸送容器 2 基は、米国 GNF-A 社（GNF-J 社の親会社）所有の容器を国内 GNF-J 社に受け入れ、露国への空容器輸送まで維持管理している。令和 5 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。なお、輸送容器は令和 4 年 3 月に露国へ移送する予定であったが、令和 4 年 2 月に発生したロシア－ウクライナ問題から、輸送容器の移送を中断している。

(2) 輸送実施に向けた検討

1) 双日マシナリー社、NCCP 社及び GNF-J 社との協議

令和 4 年 2 月以降、燃料輸送が困難となった理由として、外務省の海外安全ホームページにおいて「危険情報レベル 3（ロシアへの渡航はどのような目的であれ止めてください。）」が発出され露国に入国できない状態が続いており、燃料輸送に必要な発送前検査を行うことができない状態が続いていることが挙げられる。STACY 用燃料輸送においては、A 型核分裂性物質として輸送することとなっており、当該輸送において発送前検査を実施することが「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」および「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」にて法的に求められており、輸送容器の所有者である GNF-J 社が発送前検査を実施することが我が国の規制当局から要求される。しかしながら、戦争継続下である露国へ GNF-J 社検査員を派遣するにあたり、GNF-J 社検査員の安全を確保する事が困難と GNF-J 社が判断したことから、同社は検査員を派遣し発送前検査を実施することを不可能としている。

これを回避して燃料輸送を実施する方策を検討するため、双日マシナリー社、NCCP 社及び GNF-J 社と協議を行った。

① リモートによる発送前検査の実施

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

② 第三者検査機関による発送前検査の実施

本案は、検査会社へ NCCP 社での検査実施を委託するものである。仏国・蘭国・独国での軽水炉燃料の輸送において委託および発送前検査実績のある Breau Veritas 社の起用を検討したが、戦争開始後は同社も露国での検査引き受けを停止している。代替として NCCP 社と取引関係にある露国 SOEX 社による発送前検査の実施も検討したが、SOEX 社に対する委託検査の実績がないことから容器所有者の GNF-J 社の品質保証上の条件を満足することが出来ず、第三者検査機関の発行する書類等を基に発送前検査を実施する事は不可能であるとの結論に至った。

③ 第三国への輸送、第三国から日本への輸送の実施

本案は、露国から第三国に輸送し、第三国の燃料工場に搬入後一度開梱し、改めて日本に向けた発送前検査を行い、日本へ輸送するものである。本案は、露国から第三国の輸送

と第三国から日本の輸送のそれぞれ独立した輸送を実施するものであり、露国から第三国への輸送に関しては、日本は関与しない輸送となるため、GNF-J 社による発送前検査が不要となる。第三国としては、核燃料の製造と輸送で実績のある下記 3 ヶ国が実現可能性のある候補と考えられる。

- ・米国：ARRC 社定期船の寄港国であり、GNF-A 社所在地であることから、同社での作業可能性がある。
- ・仏国：NUKEM 社が半導体事業で使用しており、かつ、STACY 燃料も積載可能としている船舶の寄港国（ダンケルク港）である。
- ・独国：フランス Orano 社と関係をもつ Orano NCS 社がある。

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

さらに、露国から第三国に向けた輸送には、露国法令に基づく輸送容器が必須となるが、現時点で露国から第三国に運ぶための輸送容器が露国にないことは NCCP 社に確認している。これを実施するには新たな輸送容器の製造とともに、露国内での許認可取得が必要となる。よって、これを受託事業期間内に実施することは不可能であると回答を得ている。

これらのことから、第三国を経由した日本への輸送は不可能であると判断した。

④ L 型輸送物としての燃料輸送の実施

燃料輸送において、輸送対象となる燃料は 901 本の棒状燃料及び約 38kgU の粉末燃料であり、輸送区分Ⅲの A 型輸送物としての発送前検査実施する必要がある。一方、L 型輸送物として少量ずつ輸送する際には現地での発送前検査が不要となることから、L 型輸送物としての輸送を検討した。L 型輸送物の輸送では、原子力規制庁による運搬確認が不要となり、発送前検査も不要となる。検討の結果、L 型輸送 1 回あたりの U-235 量は 45g 以下となることから、棒状燃料及び粉末燃料を L 型輸送として輸送する場合、下記回数に分けて実施する事となる。

- ・棒状燃料：901 回(棒状燃料 1 本辺りの U235 量 34g)
- ・粉末燃料：42 回(輸送 1 回あたりの U235 量 44g)

上記のとおり輸送回数が大幅に増加するため、実施期間、実施予算が大幅に増加するだけでなく、多数回の輸送を実施するリスクを考えると本案の受託契約期間内の実現可能性は低く、実施出来ないと判断した。

2) 協議の結果

上述のとおり、他の代替手段について検討を行ったが、現時点において燃料輸送を実施することが困難である。また、現時点でウクライナ情勢が改善する見通しがなく、仮に戦争が

終結しても、各国の露国経済制裁の解除がすぐに行われ輸送実施環境が改善するとは限らない状況であり、輸送実施環境が整うまでの年数を想定することができない。これらの不確定要素がある状態のまま輸送できる時期まで準備状態を維持することは、以下に示す追加対応等が新たに発生する。

- ・露国に保管している燃料の保管維持作業
- ・露国に保管しているコンテナの維持管理作業
- ・現在想定している RAJ-III S 型輸送容器及び NPC 型輸送容器の再整備（ライセンス更新及び海外バリデーションの再取得を含む）

このため、予定していた燃料の輸送を中止し、燃料の入手を断念することとし、輸送業務を解消する。また、露国で製造した燃料を所有する権利を放棄することで、今後のウクライナ情勢に係わらず、本受託計画により製造した燃料が露国内に残存する状態を解消する。

なお、燃料輸送が困難となった理由はロシアーウクライナ情勢に係る事象により、ロシア工場内での発送前検査ができないことである。このため、輸送業務の解消に伴う輸送容器等の現状復帰に係る措置やその他輸送作業中止に伴う作業については、引き続き輸送業務を受注した業者と協議する。

5.1.3 まとめ

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の輸送準備として、輸送容器の年次点検及び輸送容器用のコンテナの維持管理を実施した。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施可否について、露国燃料加工メーカ及び日本国内輸送業者と協議を行った。これらの代替案の検討の結果、現時点においては輸送実施が不可能であることから、予定していた燃料の輸送を中止し、燃料の入手を断念することとし、輸送業務を解消する。輸送業務の解消に伴う輸送容器等の現状復帰に係る措置やその他輸送作業中止に伴う作業については、引き続き輸送業務を受注した業者と協議する。

第 6 章 燃料デブリの臨界実験

本章では、「燃料デブリの臨界実験」として、第 6.1 節「初臨界炉心の再検討」、第 6.2 章「Solomon による STACY 更新炉臨界性の試計算」、第 6.3 章「STACY 更新炉を用いた実験計画の策定」について報告する。

6.1 初臨界炉心の再検討

6.1.1 目的及び概要

(1) 目的

令和 4 年度の事業において、現有する 400 本の棒状燃料要素と 2 種類の格子板を用いた炉心構成の案として、3 種類の炉心構成案（1.50 cm、実効 1.27 cm 及び実効 1.80 cm 矩形）を提案した。しかしその後の規制審査において、原子炉停止余裕がより厳しくなる条件で初臨界炉心を構成することが求められたため、1.50 cm 格子と、1.27 cm 格子を 2 倍格子とした 2.54 cm それぞれの低水位（臨界水位 70 cm 前後）と、高水位（臨界水位 90～140 cm）の円柱炉心 4 種類を初臨界炉心として再検討することとなった。

(2) 概要

初臨界炉心として想定する 4 種の炉心構成について、核計算を実施して炉心燃料配置、装荷本数及び臨界予想水位を評価した。原子炉停止余裕等の安全係数の評価結果は令和 4 年度事業報告書 3) 4.3 章に記載されている。

6.1.2 計算条件

(1) 炉心仕様

初臨界炉心の基本構成は表 6.1-1 に記載のとおりとする。次節 6.1.3 では、それぞれの炉心条件について解析評価した結果を示す。炉心形状は、可能な限り点対称・線対称となるように配置を行っている。

表 6.1-1 初臨界炉心の基本構成

格子間隔	臨界予想水位	棒状燃料	配列パターン
1.50 cm	約 70 cm	約 274 本	円柱炉心
1.50 cm	90～140 cm	255～240 本	円柱炉心
2.54 cm	約 70 cm	約 240 本	円柱炉心
2.54 cm	90～140 cm	215～200 本	円柱炉心

(2) 計算条件

計算コードには、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.2 と評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 及び JENDL-5 を用いた。特記なき場合の統計誤差は $1\sigma < 11 \text{ pcm}$ （20,000×2,500 ヒストリ）である。所定の臨界水位に近くなるように燃料本数を調整しながら炉心配置を決定したのち、水位を上下に振った計算結果から予想臨界水位を内挿によ

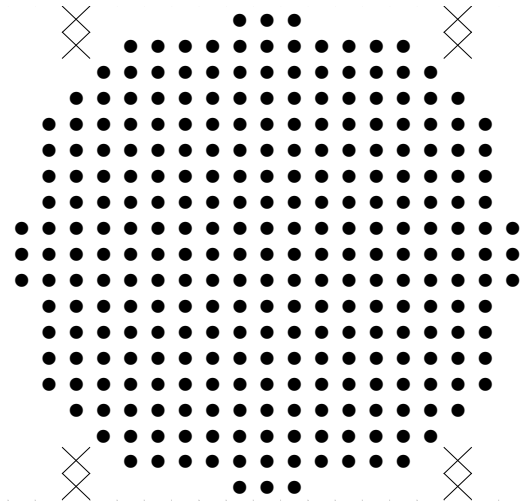
って決定している。核データライブラリの違いによって核計算の実効増倍率は異なってくるが、燃料要素数と炉心配置は共通して用い、予想臨界水位のみ核データごとに示す。

6.1.3 初臨界炉心の配置と予想臨界水位

(1) 1.50 cm ピッチ低水位炉心

① 燃料要素数と炉心配置

必要な燃料要素数は 277 本と評価された。炉心配置を図 6.1-1 に示す。



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.1-1 1.50 cm ピッチ低水位炉心配置

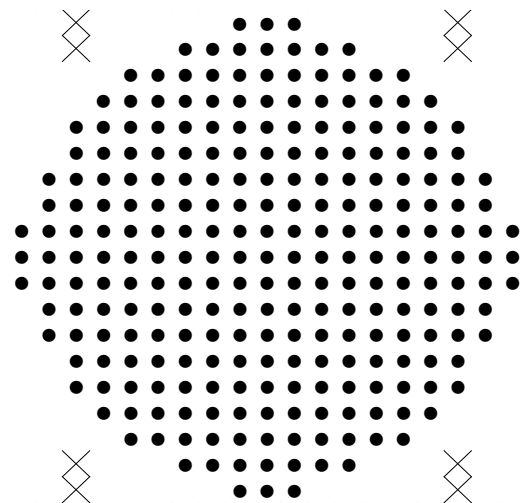
② 予想臨界水位

予想臨界水位は JENDL-4.0 では 72.6 cm、JENDL-5 では 70.5 cm と評価された。

(2) 1.50 cm ピッチ高水位炉心

① 燃料要素数と炉心配置

必要な燃料要素数は 253 本と評価された。炉心配置を図 6.1-2 に示す。



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.1-2 1.50 cm ピッチ高水位炉心配置

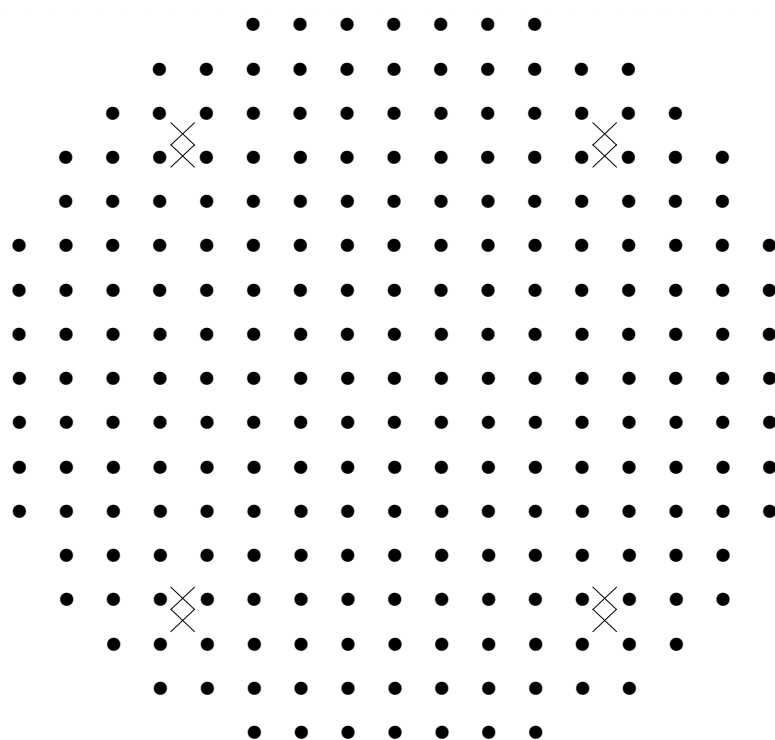
② 予想臨界水位

予想臨界水位は JENDL-4.0 では 122.7 cm、JENDL-5 では 111.4 cm と評価された。

(3) 2.54 cm ピッチ低水位炉心

① 燃料要素数と炉心配置

必要な燃料要素数は 241 本と評価された。炉心配置を図 6.1-3 に示す。



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.1-3 2.54 cm ピッチ低水位炉心配置

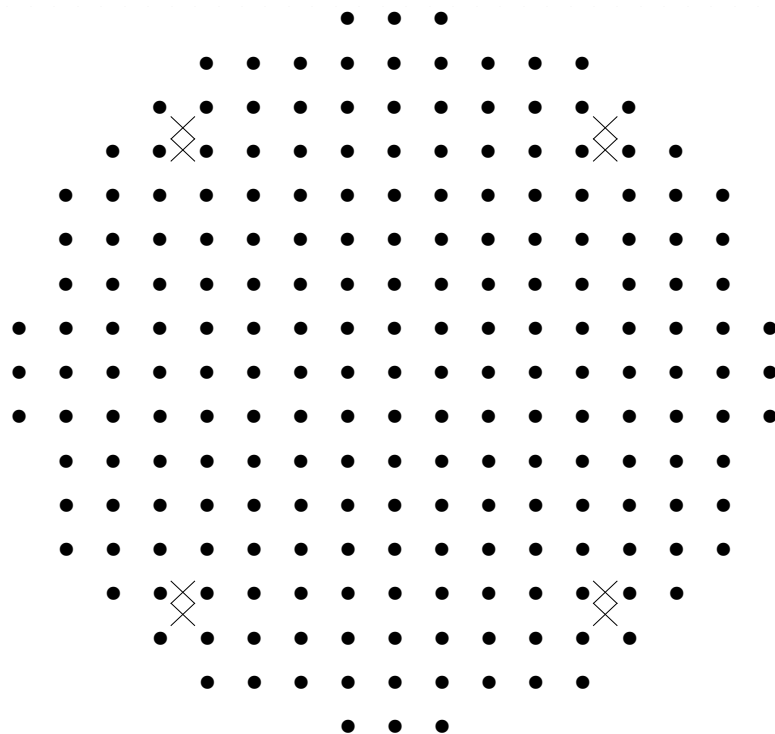
② 予想臨界水位

予想臨界水位は JENDL-4.0 では 74.1 cm、JENDL-5 では 72.5 cm と評価された。

(4) 2.54 cm ピッチ高水位炉心

① 燃料要素数と炉心配置

必要な燃料要素数は 213 本と評価された。炉心配置を図 6.1-4 に示す。



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.1-4 2.54 cm ピッチ高水位炉心配置

② 予想臨界水位

予想臨界水位は JENDL-4.0 では 114.3 cm、JENDL-5 では 107.7 cm と評価された。

6.1.4 詳細解析モデルを用いた核的影響の検討

(1) 詳細解析モデルの概要

令和 5 年末の納品業者からの本体引き渡し後の STACY 更新炉実機の調査により、STACY 更新炉の格子板は核的に非常に厚い (12 mm) ことに加えて、安全板・未臨界板を通すための複数のスリット、アタッチメントと呼ばれる格子板の取り外し可能な領域の固定金具、本来上部格子板のみに必要である安全板カップリングの固定ビス穴が中間格子板、下部格子板にまで開口されているなど、図 6.1-5 に示されるように核的に複雑な構造を有することが分かった。このうち固定金具は格子板同等のアルミ合金 (A6061) であるが、固定金具の取付ビスはステンレス鋼 (SUS304) である。中間格子板と下部格子板のこれらの付属物は軽水減速材の中に没するため、少なからず実効増倍率への核的影響があると考えられるため、モンテカルロコードでモデル化して解析を行うことで、核的影響を評価した。対象と

した構造（格子板 1 枚あたり）を表 6.1-2 に示す。固定金具の形状は格子間隔によって異なるが、員数は同じである。

計算評価は、最も高水位である 140 cm 固定で実施した。この条件では最も中間格子板が水没することから、核的影響が最も大きくなることを企図したものである。格子間隔は、1.27 cm の中心領域を有する矩形の 2 領域炉心と、1.50 cm の矩形及び円柱炉心、実効 1.80 cm の矩形炉心、実効 2.54 cm の円柱炉心とした。

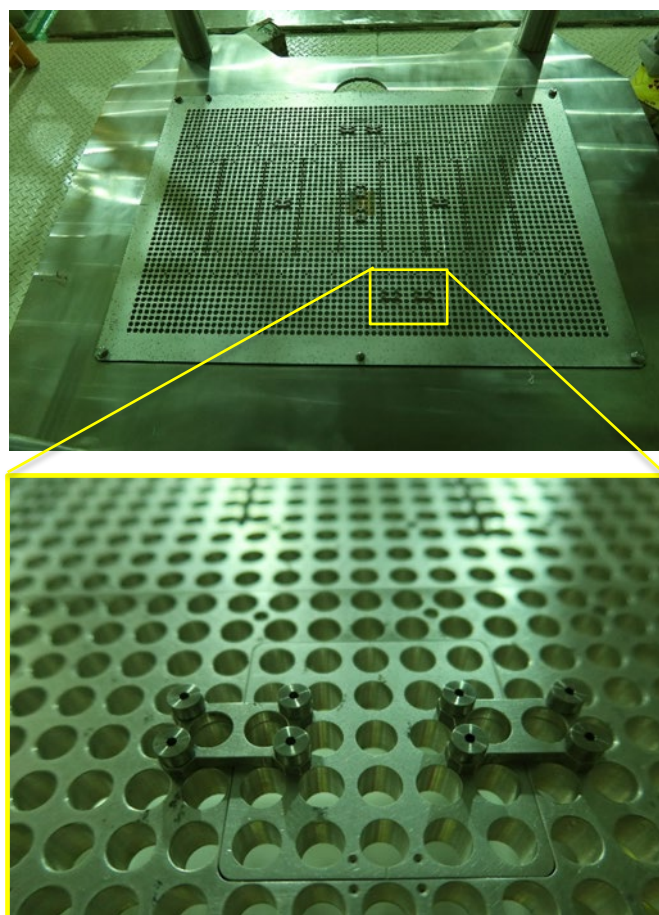


図 6.1-5 中間格子板（格子間隔 1.27 cm）に配置される固定金具等

表 6.1-2 格子板一枚あたりに付属する構造物等

構造物名称	員数
安全板スリット	4
未臨界板スリット	4
安全板カップリング固定用ビス穴	64
アタッチメント固定金具	8
固定金具取付ビス	32

(2) 評価結果

評価結果は表 6.1-3 に示される。本評価は、 $1\sigma < 25$ pcm の統計精度、JENDL-5 を用いて実施されている。表 6.1-3 に示されるとおり、統計誤差を考慮しても格子板詳細構造の考慮の有無によって影響がありそうである。減速不足の条件（1.27 cm 格子間隔）及び最適減速の条件（1.50 cm 格子間隔）では影響は軽微であると評価できる。一方で、減速過剰の条件（1.80 cm、2.54 cm 格子間隔）では、負の反応度効果があるようである。

得られた結果を参考に、今後どの構造物が核的影響が大きいのかを詳細に調べ、実験解析において必要十分な精度を有する解析モデルを構築することを目指す。

表 6.1-3 格子板詳細構造の核的影響の評価

炉心配置	詳細構造考慮なし	詳細構造考慮あり
1.27 cm 矩形（2 領域炉心）	1.00462 ± 0.00024	1.00470 ± 0.00025
1.50 cm 矩形	1.00379 ± 0.00024	1.00334 ± 0.00024
1.50 cm 円柱	1.00525 ± 0.00025	1.00516 ± 0.00025
1.80 cm 矩形	1.00929 ± 0.00023	1.00869 ± 0.00024
2.54 cm 円柱	1.00763 ± 0.00021	1.00700 ± 0.00020

6.1.5 まとめ

STACY 更新炉の初臨界時に用いる炉心構成 4 種について検討し、その臨界水位を異なる核データを用いて評価した。また、格子板に付属する固定金具やその取付ビス、安全板・未臨界板のスリットなど核的に影響がありそうな構造物を解析モデルで考慮し、非考慮の場合と比較することでその核的影響の有無を調べた。その結果、格子板付属物には有意な核的影響がありそうなのがわかり、今後必要十分な精度を有する実験解析モデルを構築する予定である。

6.2 Solomon による STACY 更新炉臨界性の試計算

6.2.1 目的及び概要

「燃料デブリの臨界特性評価」において開発・整備が報告されているモンテカルロ法ソルバー Solomon の妥当性評価の一環として STACY 更新炉臨界性の試計算を行った。令和 6 年度に STACY 更新炉で実施予定の基本性能確認試験の臨界炉心の一つである 1.50 cm ピッチ矩形体系についてベンチマークとなるモデルを構成し、Solomon と MVP の計算結果を比較した。また、格子ピッチが 1.27cm で燃料配置が 2.54cm である臨界炉心案のモデル化を検討した。

6.2.2 STACY 更新炉簡易モデルの臨界計算

臨界計算結果の比較を行うには、多くの国際ベンチマークで行われているように、過度に詳細な計算モデルを使うよりも、簡略化したベンチマークモデルと言われるモデルが採用される。また、その経験は STACY 更新炉で得られるデータの公開時にも役立つと考えられる。そこで、STACY 更新炉の試験で採用が検討されている炉心構成を取り上げて相互比較を容易にするベンチマークモデルを構成して Solomon と MVP で臨界計算結果比較を行った。図 6.2-1 に、燃料ペレット、被覆管、水のみからなる正方格子燃料棒配列の炉心構成を示す。赤は燃料ペレット、青と淡青は水、淡青と赤の間の非常に薄い高輝度の部分が被覆管である。なお、被覆管と燃料ペレットの間の隙間は識別不可能な程に薄い。燃料ペレットは直径が 0.819 cm で濃縮度 5.0 wt% の UO_2 燃料、被覆管は内径と外径が 0.836 cm と 0.95 cm のジルカロイ 4 である。燃料ペレットと被覆管の間の隙間は真空（ボイド）として扱われている。燃料有効長（ペレットスタック部分の軸方向高さ）は 150 cm、被覆管有効長も同様に 150cm である。燃料棒の上部及び下部端栓のモデル化は省略した。なお、ベンチマークモデル構築を主に行ったために Solomon の計算ではヒストリー数は多く取らず、サイクル当たりの粒子数 = 10000、インアクティブサイクル数 = 200、アクティブサイクル数 = 300 という計算条件とした。図 6.2-2 に、水位上昇に伴う実効増倍率の変化を示す。水位約 120 cm で臨界という結果になり、Solomon と MVP2 による臨界計算結果は統計的に一致して、Solomon の計算結果の妥当性を確認出来た。本計算では総ヒストリー数が小さく、令和 3 年度報告書¹⁾の 3.2.5 章「異なる燃料棒ピッチが混在する繰り返し幾何形状モデルの検証」に比べると、値自体の差は大きくなっている。このため、令和 6 年度において、詳細な計算条件で、検討を継続していく。

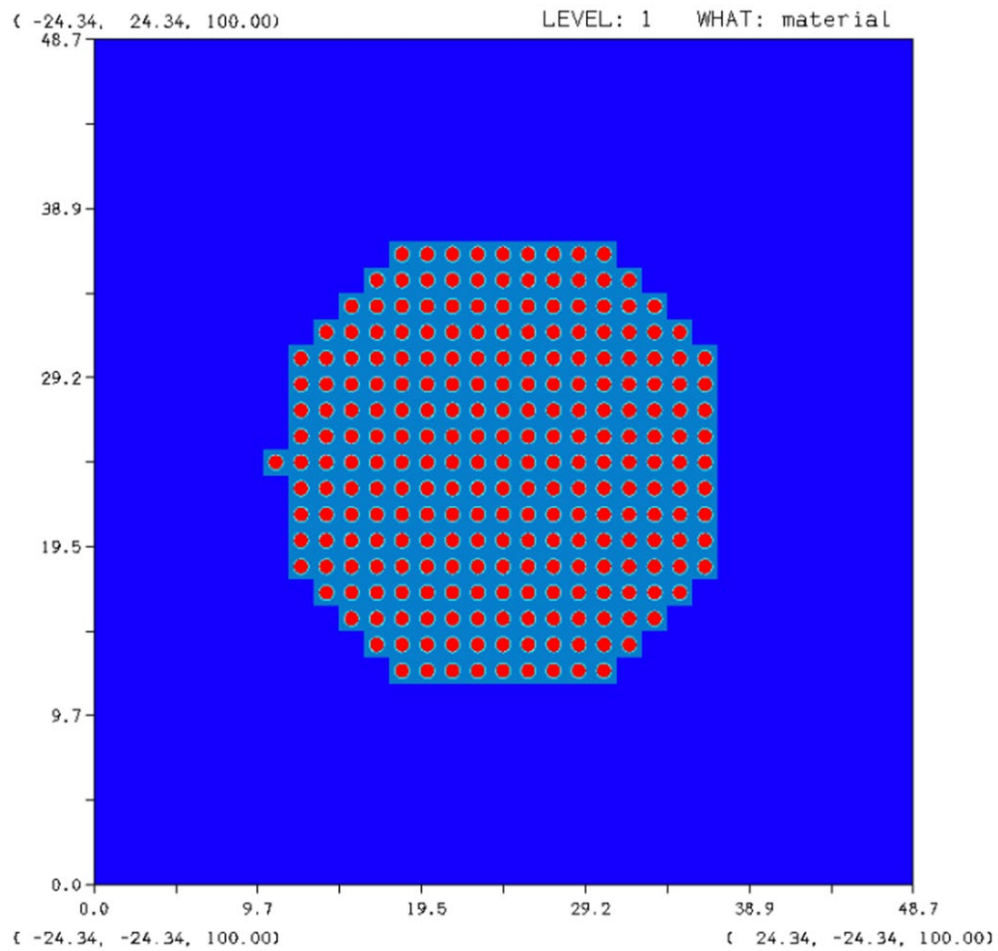


図 6.2-1 Stacy 更新炉簡易モデル

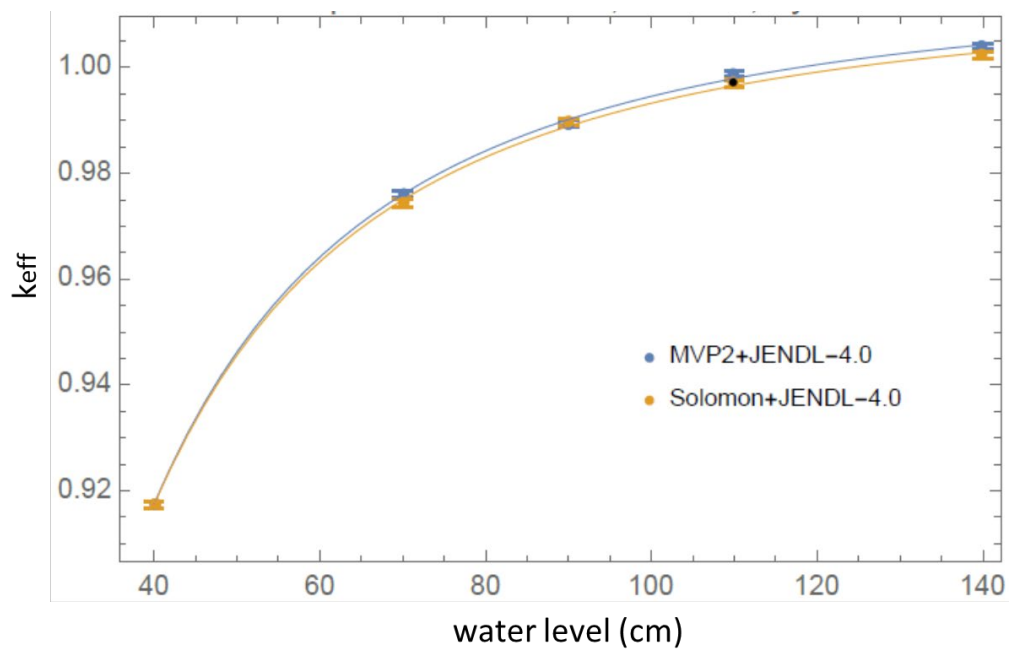


図 6.2-2 水位上昇に伴う実効増倍率 (keff) 変化 (STACY 更新炉簡易モデル)

6.2.3 STACY 更新炉モデルの検討

STACY 更新炉の臨界炉心として提案された 2 案のうち、格子ピッチが 1.27 cm で燃料棒配置が 2.54 cm 間隔である炉心の Solomon によるモデル化を終了した。

図 6.2-3 に臨界炉心モデルの水平断面図を示す。ピッチが 1.27 cm の 35×35 格子板の中に 2.54 cm 間隔で 241 本の燃料棒が配置された体系である。燃料ペレットは直径が 0.82 cm で濃縮度 5.0 wt% の UO_2 燃料、被覆管は内径と外径が 0.89 cm と 0.95 cm で高さ 149.5 cm のジルカロイ 4 である。燃料ペレットと被覆管の間の隙間は真空（ボイド）として扱われている。燃料有効長（ペレットスタック部分の軸方向高さ）は 142.0 cm である。上部および下部端栓は共に高さ 1.468 cm のジルカロイ 4 である。格子板は厚さ 1.2 cm のアルミニウム合金 A6061 である。燃料棒が入る穴の直径は 0.98 cm である。合計で 3 個の格子板があり、底部が被覆管最底部から高さ 0.2cm、98.732 cm、143.732 cm に位置している。図中の水色で示されているのは材質がジルカロイ 4 の安全板ガイドピンであり、直径は 1.08 cm で被覆管最底部から高さ 153.7 cm まで伸びている。安全板ガイドピンが入る部分の格子板の穴の直径は 1.10 cm である。図 6.2-4 に定盤と燃料棒の関係を示す。ここで、定盤とは、機械装置の加工/組立/検査/実験などを行うための基準平面(水平面)を意味し、形状は長方形または正方形で、必要とされる精度を得るために仕上げられた表面をもつ。図 6.2-4 において、定盤の大きさは 131.0 cm × 107.0 cm で厚さは 2.0 cm である。このうち中央の 62.0 cm × 92.0 cm は周囲より厚くなっており、この部分の厚さは 2.6 cm である。定盤の材質は格子板と同じくアルミニウム合金 A6061 である。図 6.2-4 には、3 個の格子板のうちの一番下の格子板も示されている。この格子板底部と定盤上面の隙間空間は 0.2 cm の高さであり、高輝度の緑の下部端栓底部とそれがはめ込まれている格子板の底部との高低差より、僅かに識別できるのみである。

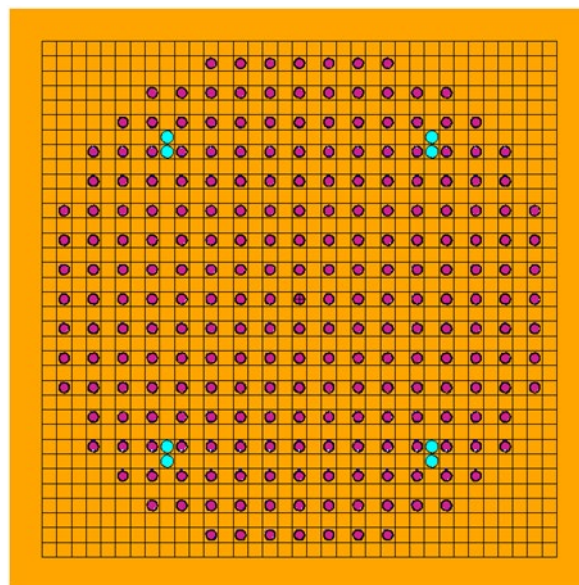


図 6.2-3 臨界炉心案水平断面図（格子ピッチ 1.27cm、燃料棒配置 2.54cm 間隔）

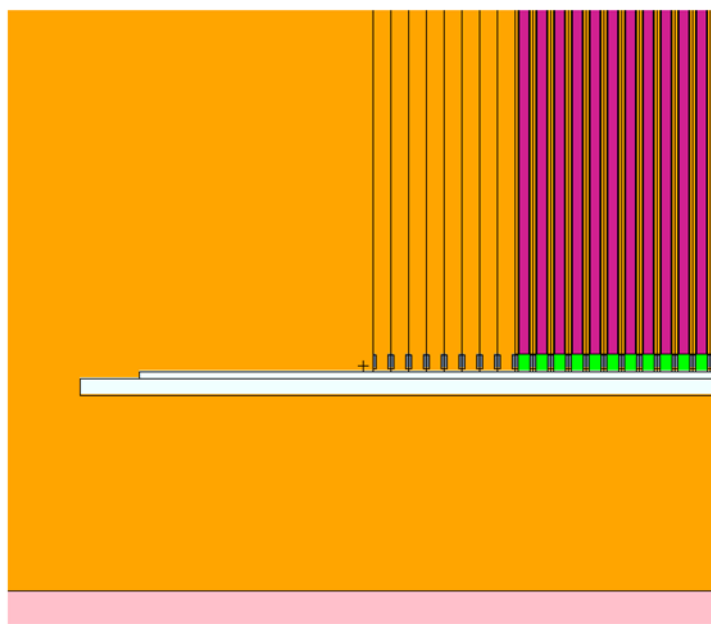


図 6.2-4 定盤と燃料棒の関係（垂直断面図）

6.2.4 まとめ

STACY 更新炉で実施予定の基本性能確認試験の臨界炉心案に関して、ベンチマークモデルを構築し、Solomon による臨界計算を実施して MVP2 による計算結果と比較した。臨界炉心案のモデル詳細化を行い、その概要をまとめた。令和 6 年度において詳細な結果を得るのに十分とされる計算条件で臨界計算を実施する予定である

参考文献

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

6.3 STACY 更新炉を用いた実験計画の策定

6.3.1 目的及び概要

(1) 目的

本章は STACY 更新炉を用いて令和 6 年度に実施予定の一連の臨界実験及びその実験計画に関する事前解析計算結果（反応度添加量、予想臨界水位等）について示す。本章には下記の各試験について記載される。

- ・基本性能確認試験（6.3.2 節）
- ・燃料デブリ含有物の反応度評価試験（6.3.3 節）
- ・原子炉構造材模擬材の反応度評価試験（6.3.4 節）
- ・デブリ落下の静的模擬試験（6.3.5 節）
- ・不均一な配置による増倍率変化試験（6.3.6 節）
- ・局所的に異なる中性子減速条件を有する炉心での反応度評価試験（6.3.7 節）

最後に、これらの試験についての実験計画及びスケジュールについて 6.3.8 節に記される。

(2) 概要

令和 6 年度に STACY 更新炉を用いて実施予定の臨界実験の試験項目ごとに解析計算による反応度や臨界水位の推定を行った。これらの事前解析結果に基づき、実験計画を立案した。

6.3.2 基本性能確認試験

(1) 本試験の目的と概要

本試験は STACY 更新炉を用いた一連の実験の基礎となる臨界水位の解析計算との整合性、再実験時の再現性、水位反応度係数（ dp/dH ）の評価を行うために格子間隔ごとに実施する。本項目では、1.50 cm 格子間隔（ピッチ）の矩形炉心と、1.27 cm ピッチの 15×15 中心領域を有し、周囲を実効 1.80 cm ピッチとした矩形炉心の 2 種類を基本体系とした。各基本体系において、対称性を考慮しつつ棒状燃料要素数を増減させた場合の臨界水位の予測を行った。

(2) 実験計画策定のための解析評価

計算解析には、MCNP6.2 コードと JENDL-4.0 及び JENDL-5 ライブラリを用いた。水位を変えた統計誤差 $1\sigma < 12$ pcm の計算を複数回行い、内挿することで予想臨界水位と当該水位近傍における水位反応度係数を算出している。表 6.3-1 に各基本体系に対する予想臨界水位と水位反応度係数の結果を核データごとに示す。図 6.3-1 には 1.50 cm ピッチ矩形体系の代表的な炉心配置図を、図 6.3-2 には 1.27 cm ピッチ矩形体系の代表的な炉心配置図をそれぞれ示す。

表 6.3-1 に示される結果から、JENDL-4.0 と JENDL-5 では大きく予想臨界水位が異なることがわかる。JENDL-5 の方が、概して 200 pcm 程度実効増倍率を大きめに出すことがこの差の原因である。特に、水位が大きいほどこの差は大きくなる。臨界実験を実施し、こ

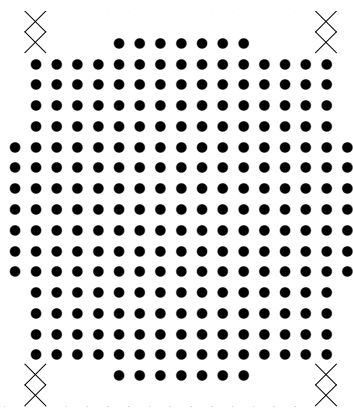
これらの核データのいずれが近いのかを調べることは、STACY 更新炉の臨界実験のみならず、燃料デブリの臨界評価にとっても非常に重要な検証となる。

表 6.3-1 基本体系に対する臨界水位と水位反応度係数の推定

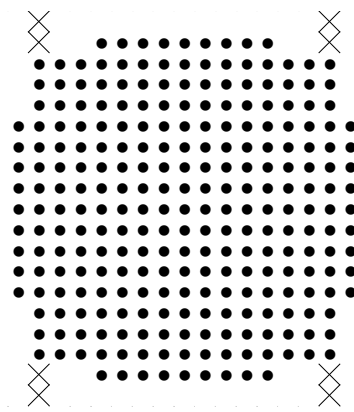
1.50 cm ピッチ矩形体系					1.27 (1.80 ドライバ) cm ピッチ矩形体系				
燃料 要素 数	JENDL-4.0		JENDL-5		燃料 要素 数	JENDL-4.0		JENDL-5	
	予想 臨界 水位 [mm]	予想水 位反応 度係数 (dp/dH) [pcm / mm]	予想 臨界 水位 [mm]	予想水 位反応 度係数 (dp/dH) [pcm / mm]		予想 臨界 水位 [mm]	予想水 位反応 度係数 (dp/dH) [pcm / mm]	予想 臨界 水位 [mm]	予想水 位反応 度係数 (dp/dH) [pcm / mm]
245	1901	-	1683	-	329	1413	-	1257	1.6
253	1277	1.6	1120	1.8	333	1243	1.8	1127	1.9
261	986	4.0	905	4.2	341	877	6.0	832	6.5
269	853	6.6	803	6.1	349	738	10.1	712	10.0
277	777	9.0	745	8.8	357	658	12.7	644	13.0
281	741	9.4	714	9.7	377	553	19.2	543	19.6
285	713	10.7	690	10.8	385	512	24.7	502	22.1
289	665	12.8	647	13.1	393	482	28.1	475	29.1
297	609	16.0	595	15.3					
305	568	19.5	557	18.2					
313	535	22.4	525	22.5					
337	474	27.8	467	27.5					

(3) 本試験に関する実験計画

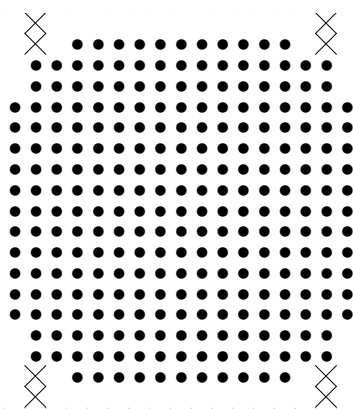
本試験は、水位差反応度係数曲線が描ける必要十分な臨界水位を選び、水温や運転技術によって異なる臨界水位の再現性、また装置の有する固有の再現性を確認するために同じ条件で複数回実施することが望ましい。従って最低でも 20 回程度の運転は必要と考えられる。



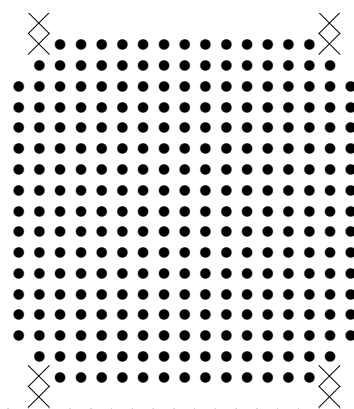
253 本構成



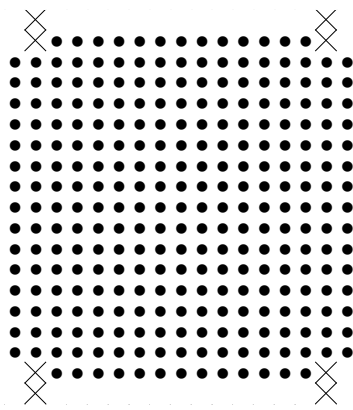
261 本構成



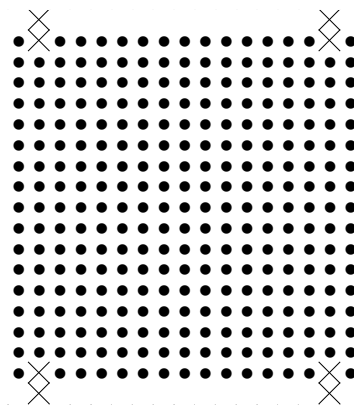
269 本構成



277 本構成



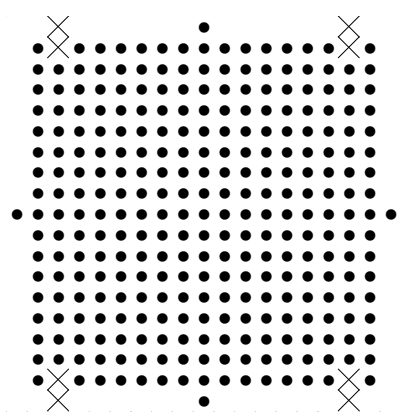
281 本構成



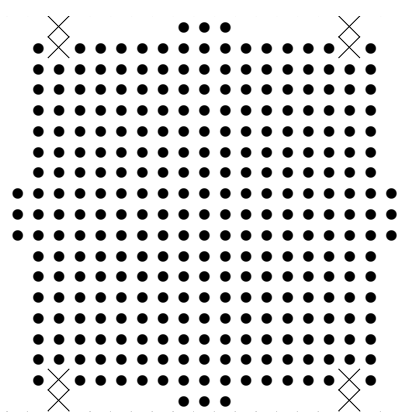
285 本構成

×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

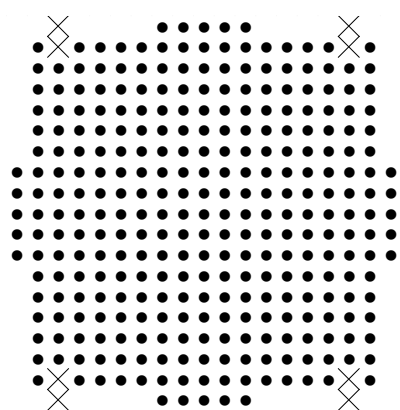
図 6.3-1(1) 格子間隔 1.50 cm ピッチ矩形体系の炉心配置図 (1/2)



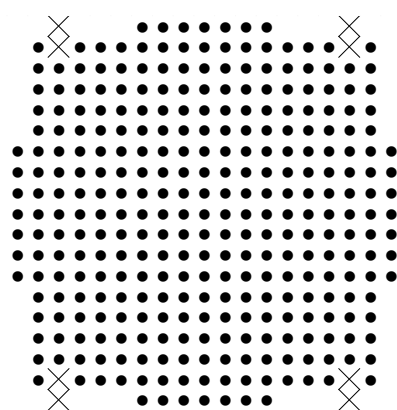
289 本構成



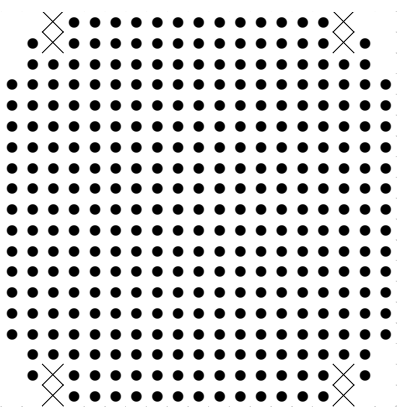
297 本構成



305 本構成



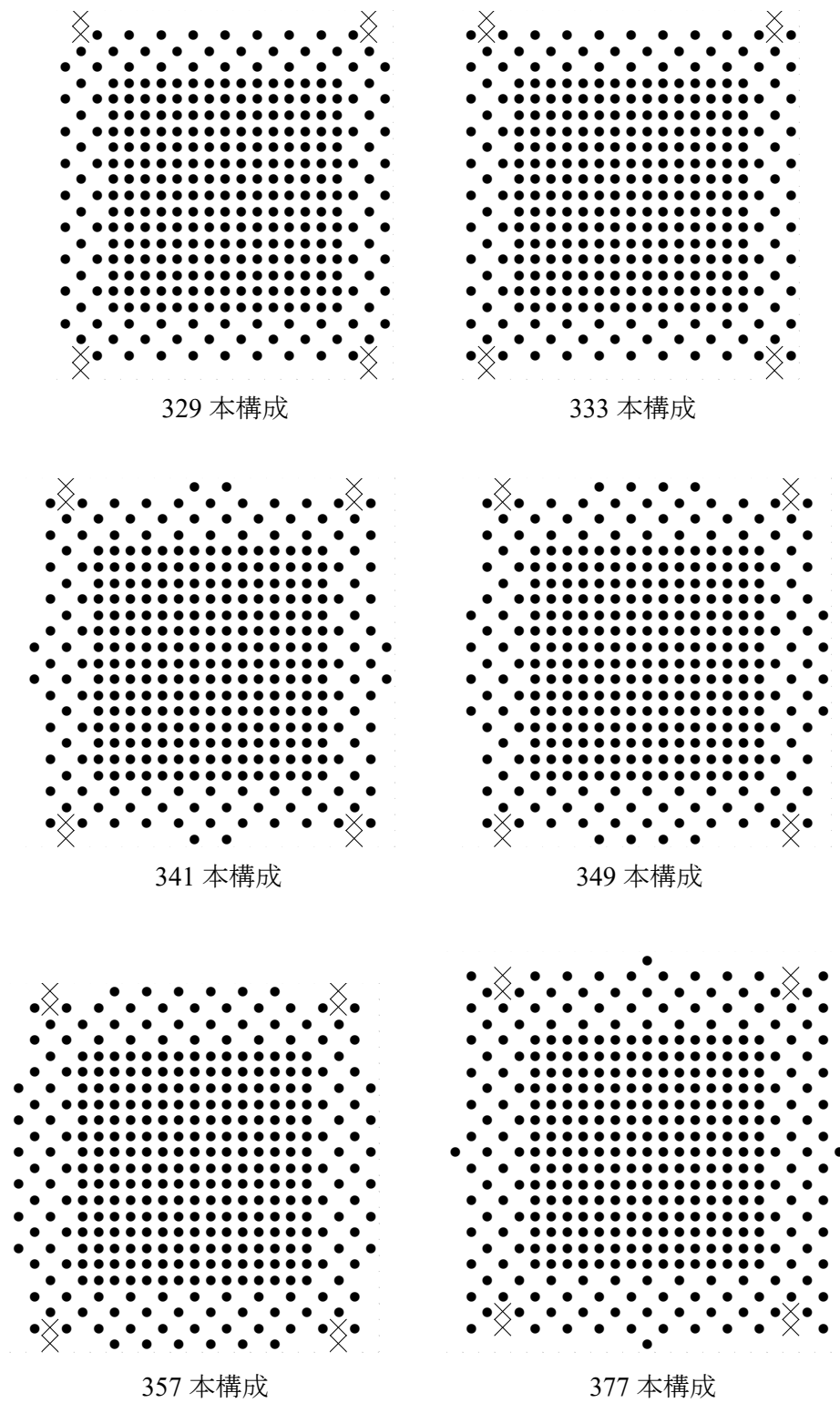
313 本構成



337 本構成

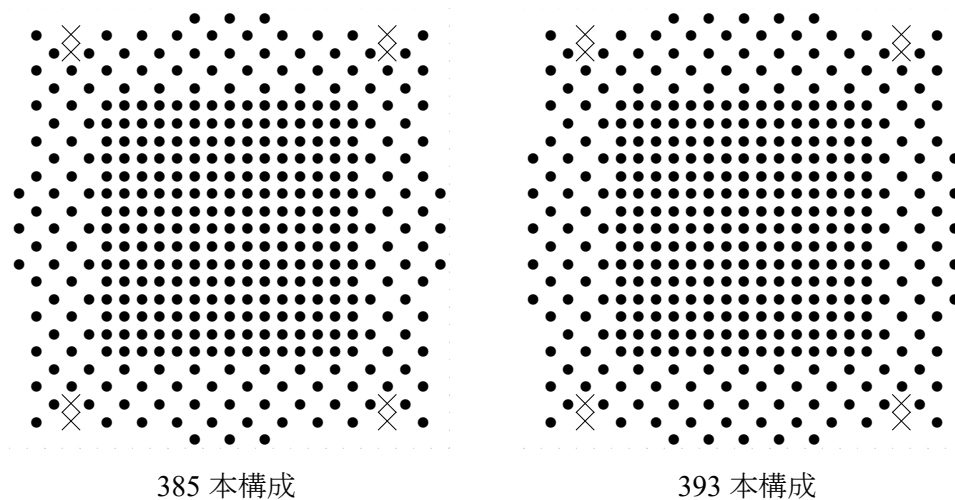
×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-1(2) 格子間隔 1.50 cm ピッチ矩形体系の炉心配置図 (2/2)



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-2(1) 格子間隔 1.27 cm ピッチ矩形体系 (1.80 cm ドライバ) の炉心配置図 (1/2)



×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-2(2) 格子間隔 1.27 cm ピッチ矩形体系（1.80 cm ドライバ）の炉心配置図（2/2）

6.3.3 燃料デブリ含有物の反応度評価試験

(1) 本試験の目的と概要

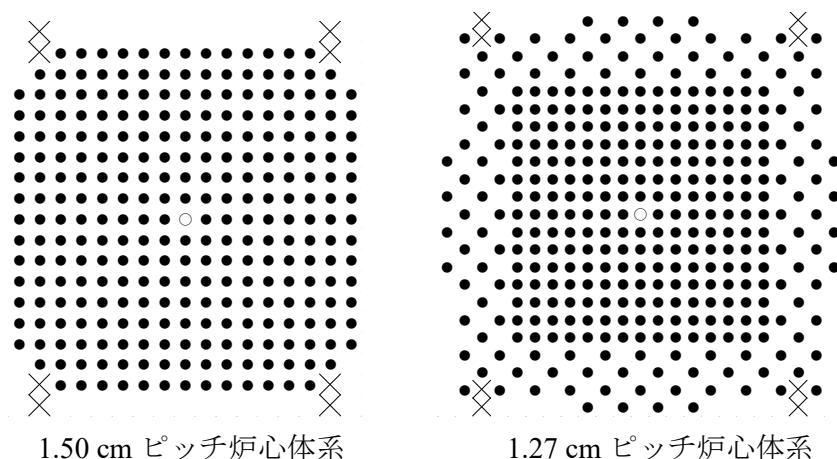
本試験は、本来燃料調製設備と UO_2 粉末を用いて模擬燃料デブリ照射試料を調製して試験するべきところ、 UO_2 粉末の調達不調のため燃料デブリに含まれる成分であると推測されるケイ素、カルシウム、鉄などの元素を含むコールド試料を調製して装荷し、その反応度を測定する積分実験データを取得するものである。調製された試料は内挿管 1 本に入れ、炉心中央に装荷した場合について解析により評価を行う。

(2) 実験計画策定のための解析評価

計算解析には、MCNP6.2 コードと JENDL-4.0 及び JENDL-5 ライブラリを用いた。それぞれの計算の統計誤差 $1\sigma < 12 \text{ pcm}$ である。

照射試料は、溶融炉心コンクリート相互作用（MCCI）で生じた燃料デブリに含まれると予想されるコンクリート成分から SiO_2 、 CaCO_3 、及び Fe_2O_3 を試薬の密度で入れることを想定した。試料の調製方法によってはこの密度が小さくなり、得られる反応度が小さくなる可能性がある。加えて、構造材として準備予定のモルタル組成（詳細は 6.3.4 節参照、アルミ被覆管）とステンレス組成（SUS304）についても 1 本装荷の場合について解析した。装荷した炉心配置は図 6.3-3 に示される。空の内挿管装荷時の実効増倍率を基準として、各試料を内挿管に入れた場合の増倍率変化の解析結果を置換反応度の見込みとして表 6.3-2 に示す。

表 6.3-2 に示される結果から、 SiO_2 、 CaCO_3 、及びモルタルの置換反応度は解析の統計誤差に埋もれる程度の小さな反応度となる見込みである。一方で、鉄は比較的強い中性子吸収効果があるため、 Fe_2O_3 及びステンレスでは測定に十分な反応度が得られる予定である。



○印は試料装荷位置、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-3 試料 1 本装荷時の炉心配置図

表 6.3-2 試料 1 本装荷時に得られる置換反応度の見込み [pcm]

装荷炉心	1.50 cm ピッチ炉心体系		1.27 cm ピッチ炉心体系	
核データ	JENDL-4.0	JENDL-5	JENDL-4.0	JENDL-5
Void	Base	Base	Base	Base
SiO ₂	12	34	8	14
CaCO ₃	19	-23	0	-4
Fe ₂ O ₃	-67	-78	-59	-48
Mortar	19	22	25	-3
SUS304	-250	-229	-141	-158

(3) 本試験に関する実験計画

(2)で示されたとおり、試料によっては得られる置換反応度が小さいと見込まれることから、臨界水位を高くとり、水位差反応度係数が小さい条件で実験することが望ましい。この場合、6.3.2 節で示した基本性能確認試験で臨界水位の再現性について、不確かさが十分に小さくなるかどうか確認しておく必要がある。

本試験は、同一の反応度を有する内挿管を複数準備でき、それぞれの試料棒を事前に準備しておける前提であれば、同一炉心配置のまま 1 本の置換で実施可能である。得られる反応度が小さいため、格子板の組み換えなどを含む大規模な炉心変更作業を行った後に、再現性を確認することが望ましい。試料 1 つあたり 1 回の運転が必要であるが、調製した試料は試料間のばらつきがある可能性があるため、同一組成の複数試料についてその再現性を評価しなければならない。2 つの炉心体系に対し 3 種類の調製試料各 2 本とすれば、最低でも運転回数は 24 回程度～となる予定である。

6.3.4 原子炉構造材模擬材の反応度評価試験

(1) 本試験の目的と概要

本試験は、燃料デブリ模擬体を多量に調製する代わりに、コンクリートや鉄などを模擬し棒状燃料要素と同一直径を有する構造材棒を製作し、炉心燃料とともに装荷することで、燃料デブリの置かれる環境を模擬し、それを実験解析することで解析計算の妥当性を示すことを目的とするものである。複数本を同時に装荷した場合の反応度を解析により評価した。

このうちコンクリート模擬構造材棒の有する組成は、製作の関係でコンクリート組成から骨材成分を除いたモルタルの組成となっている。過年度の成果報告書では、一般コンクリートの組成として、臨界安全ハンドブックに記載の組成を用いて、炉心への装荷時の評価を行っていた。本節では(2)において、コンクリート構造材（モルタル組成）の試作組成と同組成を用いた解析計算による従来の一般コンクリート組成との無限増倍率の比較などを行っている。

(2) モルタル組成の評価

コンクリート構造材（モルタル組成）の試作組成を表 6.3-3 に示す。また従来の普通コンクリートとの比較を図 6.3-4 に示す。モルタル組成は密度が約 2.0 g/cm^3 とコンクリートに比べやや小さいが、水分量などは近しくコントロールされている。Si の含有がやや少なくなる一方で、Ca が多く含まれることが特徴となっている。

表 6.3-3 構造材に用いられるモルタルの試作組成 [$\text{atoms}\cdot\text{b}^{-1}\cdot\text{cm}^{-1}$]

H	1.031×10^{-2}	Na	4.733×10^{-4}	Si	9.271×10^{-3}	Fe	3.744×10^{-4}
O	3.519×10^{-2}	Mg	3.917×10^{-4}	K	1.751×10^{-4}	S	9.915×10^{-5}
C	4.275×10^{-4}	Al	1.835×10^{-3}	Ca	6.314×10^{-3}		

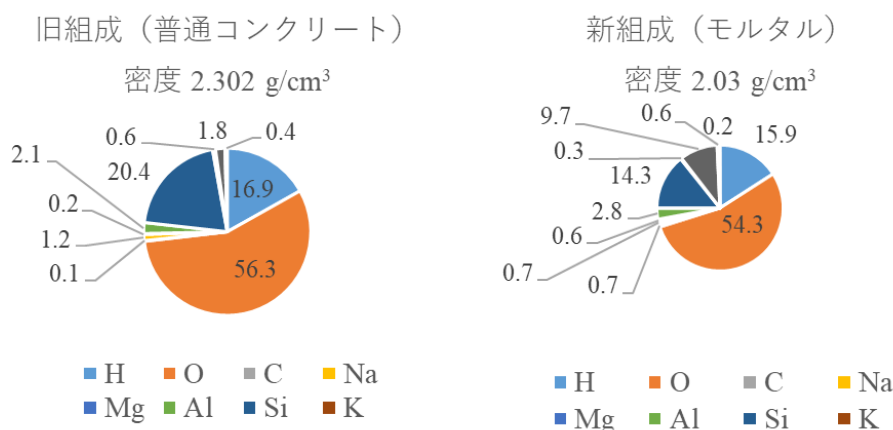


図 6.3-4 従来組成（普通コンクリート）とモルタルの組成の個数密度の比較

これらの組成を用いて MCCI 生成物で想定される燃料デブリの無限増倍率を評価し比較した結果が図 6.3-5 に示される。本評価は、文献 2) 3.2.2 記載と同じ解析体系（非均質体系）を用いて計算評価を行ったものである。図 6.3-5 に示される通り、組成の違いにより大きな差は出ないことがわかった。以上のことから、これまで普通コンクリート組成で行ってきた実験の予備解析はモルタル組成に置き換えても大きな差はないと期待できる。

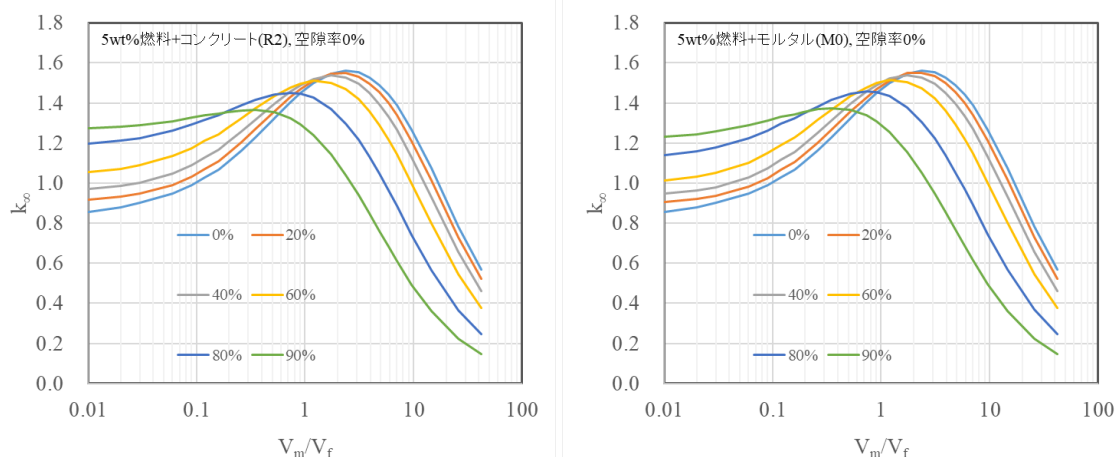


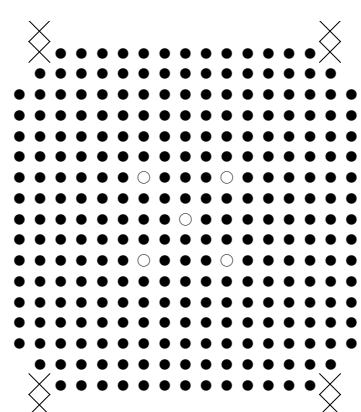
図 6.3-5 従来組成（普通コンクリート）とモルタルの組成を UO_2 に混在させた場合の無限増倍率の比較（左図：普通コンクリート組成との混合、右図：モルタル組成との混合）

(3) 実験計画策定のための解析評価

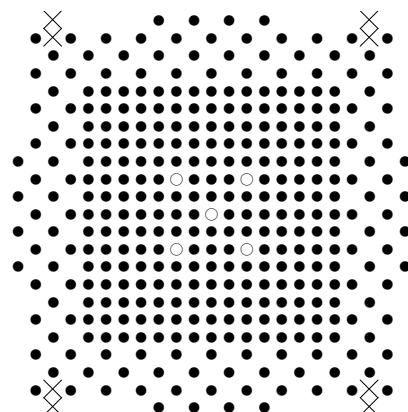
計算解析には、MCNP6.2 コードと JENDL-4.0 及び JENDL-5 ライブラリを用いた。それぞれの計算の統計誤差 $1\sigma < 12 \text{ pcm}$ である。

装荷試料は、構造材棒として準備予定のモルタル組成コンクリート構造材棒とステンレス組成鉄構造材棒、及び置換反応度の基準となる空の内挿管である。解析計算において、内挿管は棒状燃料要素と同じ外径 0.95 cm、同じ肉厚 0.057 cm のジルカロイ被覆管とし、コンクリート構造材棒は、設計情報に基づき外径 0.95 cm、肉厚 0.1 cm の A5052 アルミ合金とした。鉄構造材は被覆管を有しない。装荷本数は 5 本、9 本、及び 25 本とし、その装荷炉心体系と装荷位置は図 6.3-6 に示される。各構造材棒を装荷した場合の増倍率変化の解析結果を置換反応度の見込みとして表 6.3-4 に示す。

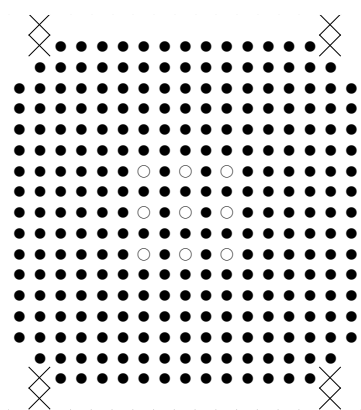
表 6.3-4 に示される結果から、全ての条件において、コンクリート構造材棒は正の反応度、鉄構造材棒は負の反応度がそれぞれ印加されることがわかる。特に鉄構造材棒の有する負の反応度は大きく、臨界水位が大きく変わる見込みであり、その他の炉物理パラメータの取扱いに留意が必要である。場合によってはドライバ燃料本数の調整が必要となる。核データの違いを評価するためには、コンクリート構造材棒については 1.27 cm ピッチ炉心体系を用いた場合が、一方鉄構造材棒については 1.50 cm ピッチ炉心体系を用いた場合が適していると考えられる。



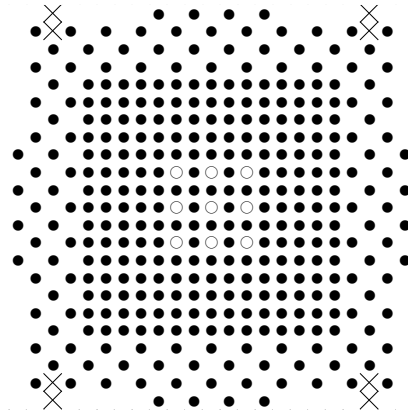
1.50 cm ピッチ (5 本装荷)



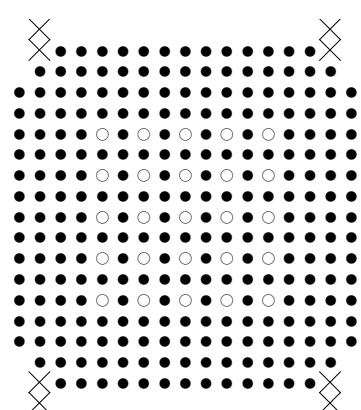
1.27 cm ピッチ (5 本装荷)



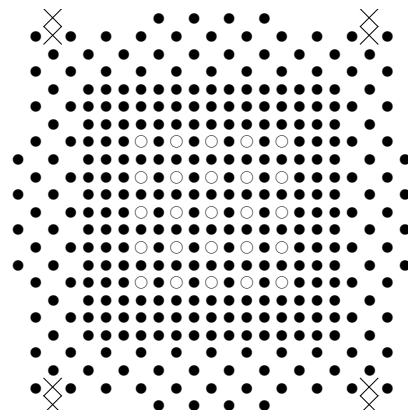
1.50 cm ピッチ (9 本装荷)



1.27 cm ピッチ (9 本装荷)



1.50 cm ピッチ (25 本装荷)



1.27 cm ピッチ (25 本装荷)

○印は試料装荷位置、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-6 試料 5 本、9 本、25 本装荷時の炉心配置図

表 6.3-4 構造材棒装荷時に得られる置換反応度の見込み [pcm]

装荷炉心	1.50 cm ピッチ炉心体系		1.27 cm ピッチ炉心体系	
核データ	JENDL-4.0	JENDL-5	JENDL-4.0	JENDL-5
Void ×5	Base	Base	Base	Base
Concrete ×5	25	20	14	48
Iron ×5	-1200	-1190	-728	-684
Void ×9	Base	Base	Base	Base
Concrete ×9	9	15	95	81
Iron ×9	-2250	-2173	-1289	-1288
Void ×25	Base	Base	Base	Base
Concrete ×25	93	95	200	219
Iron ×25	-5242	-5147	-3311	-3248

(4) 本試験に関する実験計画

本試験は、反応度を測定するためだけであれば5本程度の装荷で必要十分と考えられる。25本など多量に装荷する場合にはやや規模の大きい炉心変更を要する。また、時間が許すのであれば、出力分布の測定を行うことが望ましい。運転回数は空の内挿管も含めて16回程度～を予定する。

6.3.5 デブリ落下の静的模擬試験

(1) 本試験の目的と概要

本試験は、燃料デブリが地震などの外部事象により上部より落下或いは形状変化する場合を STACY 更新炉の分割炉心の近接により静的に模擬し、解析計算の妥当性を評価することを意図したものである。

本節では、はじめに STACY 更新炉の実験において実施すべき炉心構成について調査するための解析を行い、続いて選択した炉心構成において分割炉心を近接させた場合の実効増倍率の変化（水位固定）と、臨界となる水位の変化について調査を行った結果を示す。

(2) 炉心構成策定のための解析評価

本節では、図 6.3-7 に示されるように 15 及び 25 本の燃料要素により構成される燃料クラスタが、STACY 更新炉において実現可能な 1.50 cm ピッチ炉心体系及び 1.27 cm ピッチ炉心体系（ドライバ燃料は 1.80 cm ピッチの 2 領域炉心）に近接していく際の実効増倍率の変化を、受け側の炉心の窪みの深さを変えて評価した。開口部の大きさは落下形状の幅に合わせた。開口部を大きくして水ギャップを設けた場合、さらに落下位置をオフセットさせた場合でも、実効増倍率に明確な違いは見られなかった。

代表的な増倍率の変化を図 6.3-8 に示す。解析計算は MCNP6.2 コードと JENDL-5 ライブラリを用いた。本評価は、点数が多いため統計誤差 $1\sigma < 55$ pcm で実施している。

1.50 cm ピッチ炉心体系では、いずれの形状を落下させた場合でも、窪みがない場合には単調で合体時が最も実効増倍率が大きくなる。一方で窪みがある場合には、完全に近接す

る 1～2 セル手前が実効増倍率が最も大きくなることがわかった。これは窪みの深さ、すなわち受け側炉心の形状にあまり依存されない傾向のようである。

1.27 cm ピッチ炉心体系では、1.50 cm ピッチの場合よりもより複雑な実効増倍率の変化となることがわかった。特に縦長形状の燃料クラスタを近接させる場合には、明らかな複数のピークが得られるケースが多いことがわかった。

以上の評価を参照に、炉心ピッチ、落下形状ごとに典型的な受け側炉心の形状を選び、(3)の評価を行った。

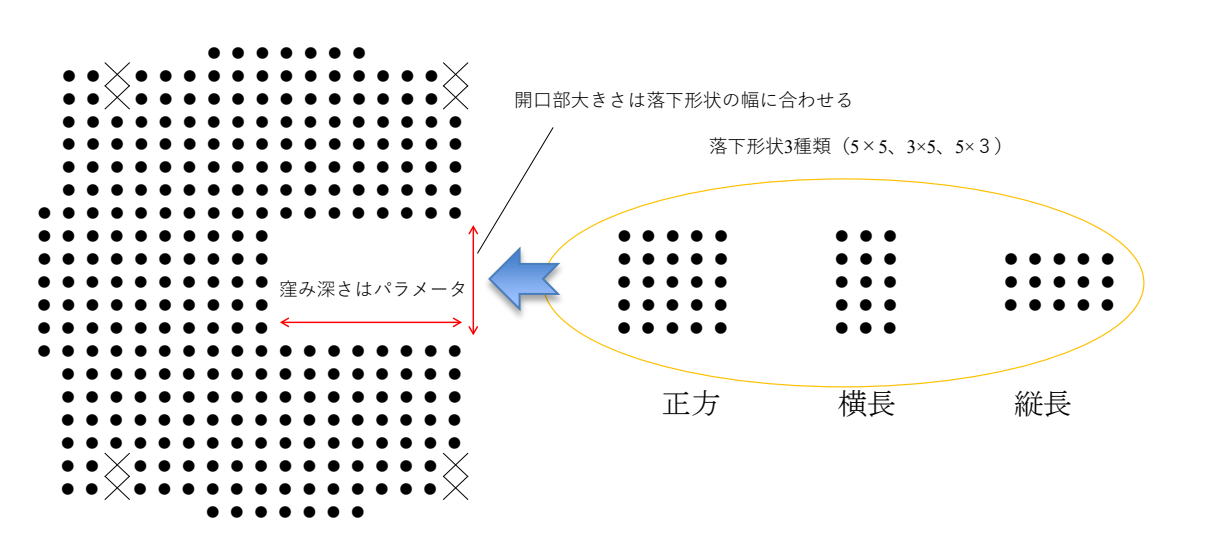
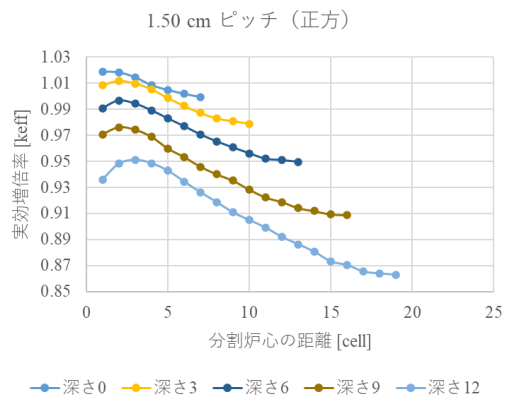
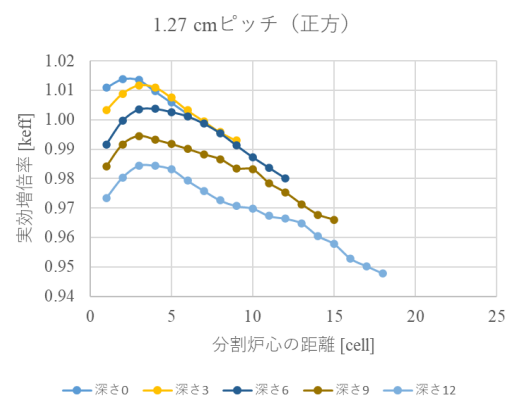


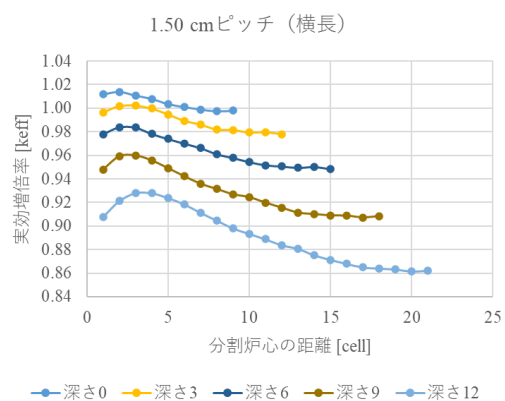
図 6.3-7 デブリ落下の静的模擬炉心体系の概要



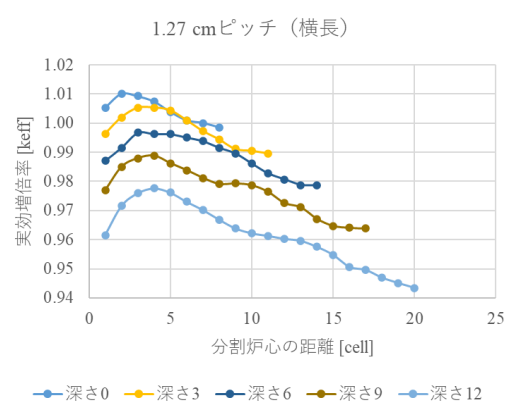
1.50 cm ピッチ（正形状の場合）



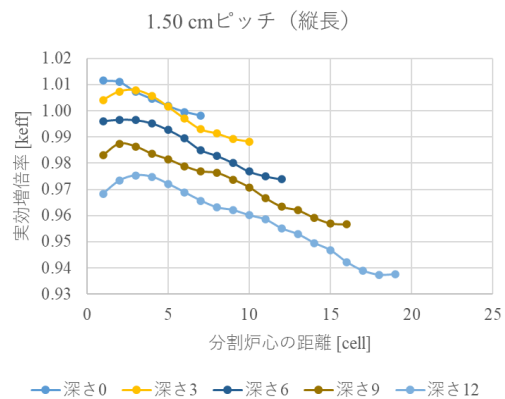
1.27cm ピッチ（正形状の場合）



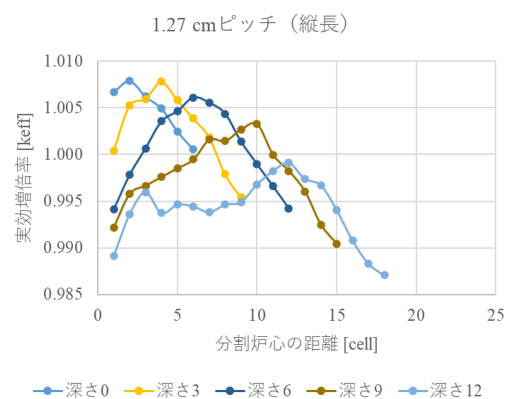
1.50 cm ピッチ（横長形状の場合）



1.27cm ピッチ（横長形状の場合）



1.50 cm ピッチ（縦長形状の場合）



1.27cm ピッチ（縦長形状の場合）

図 6.3-8 デブリ落下模擬時の実効増倍率の変化（炉心形状ごと）

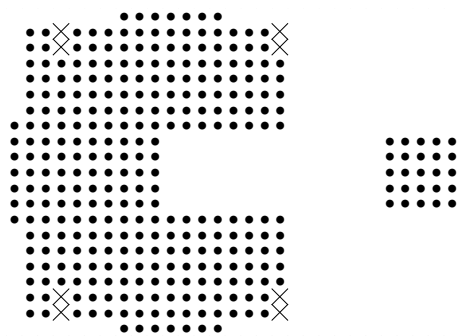
(3) 実験炉心策定のための解析評価

(2)で選択した全6ケースについて、より統計精度の高い解析計算を実施して、分割炉心近接時に水位を一定に維持する場合の実効増倍率の変化、臨界水位の予測を行った。対象とした全6ケースについては図 6.3-9 に炉心体系図を、表 6.3-5 にそれぞれのパラメータを示す。

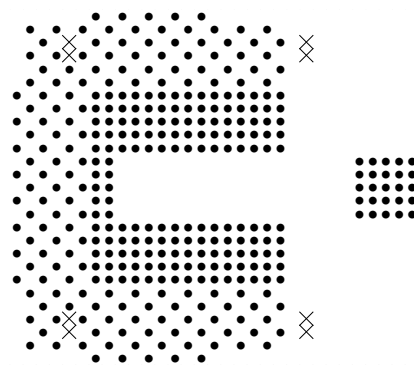
それぞれのケースについて実効増倍率の変化と予想臨界水位の変化を図 6.3-10 に示す。解析計算は MCNP6.2 コードと JENDL-5 ライブラリを用いた。本評価は統計誤差 $1\sigma < 12 \text{ pcm}$ で実施している。当然ながら実効増倍率の変化と予想臨界水位の変化は連動しており、(2)で明らかとなったとおり、1.27 cm ピッチで縦長の落下形状の場合のみ落下する燃料クラスタが受け側の炉心に近づくととき、窪みの中に落下していき完全に近接する手前で実効増倍率が高くなることがわかる。

表 6.3-5 デブリ落下模擬で評価したケースの各パラメータ

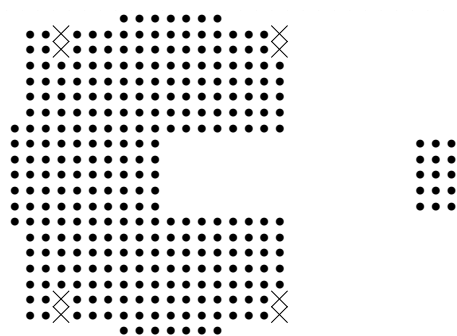
ケース No.	炉心ピッチ	窪み深さ	落下形状	実効増倍率評価時の 固定水位	使用する棒状 燃料要素数
1	1.50 cm	8 cell	正方	65 cm	321
2	1.50 cm	8 cell	横長	65 cm	311
3	1.50 cm	10 cell	縦長	65 cm	300
4	1.27 cm	13 cell	正方	65 cm	338
5	1.27 cm	9 cell	横長	75 cm	330
6	1.27 cm	13 cell	縦長	80 cm	316



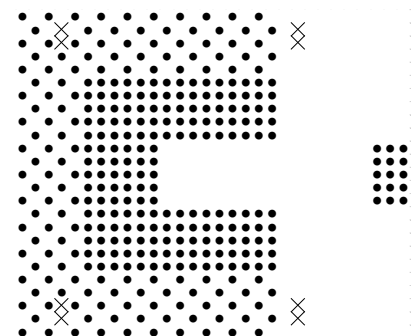
1.50 cm ピッチ（正形状状：Case 1）



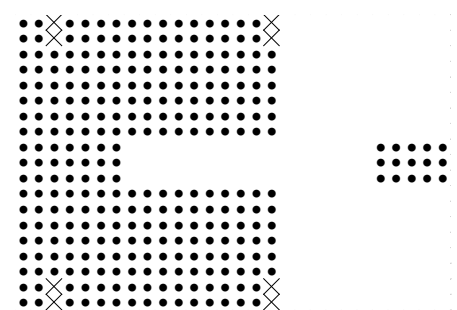
1.27cm ピッチ（正形状状：Case 4）



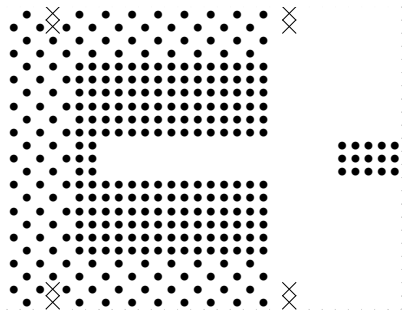
1.50 cm ピッチ（横長形状：Case 2）



1.27cm ピッチ（横長形状：Case 5）



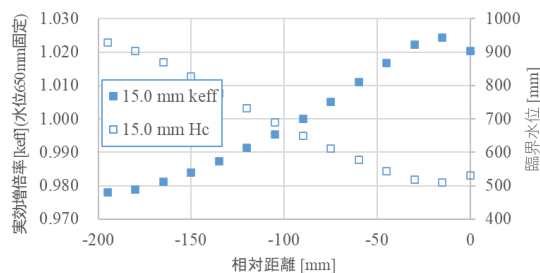
1.50 cm ピッチ（縦長形状：Case 3）



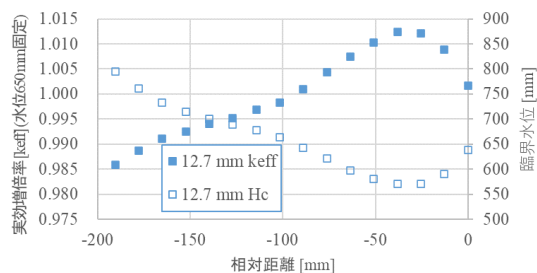
1.27cm ピッチ（縦長形状：Case 6）

×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

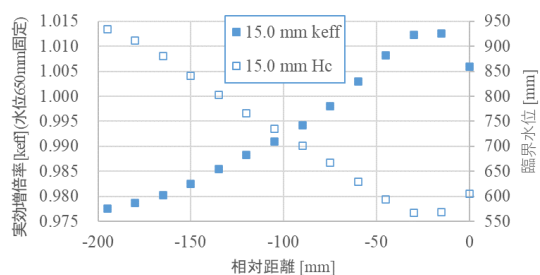
図 6.3-9 デブリ落下模擬で評価したケースの炉心体系（ケースごと）



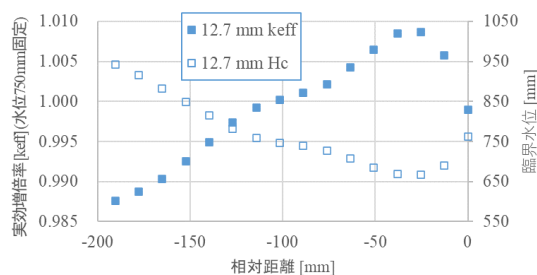
1.50 cm ピッチ（正形状：Case 1）



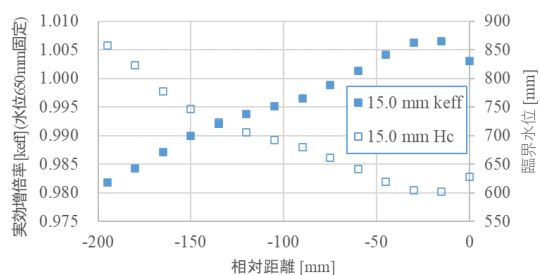
1.27cm ピッチ（正形状：Case 4）



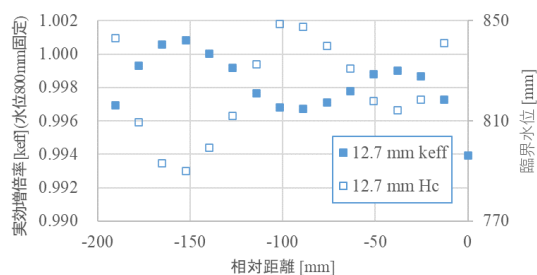
1.50 cm ピッチ（横長形状：Case 2）



1.27cm ピッチ（横長形状：Case 5）



1.50 cm ピッチ（縦長形状：Case 3）



1.27cm ピッチ（縦長形状：Case 6）

図 6.3-10 デブリ落下模擬時の実効増倍率及び臨界水位の予測（ケースごと）

(4) 本試験に関する実験計画

本試験は、炉心配置が大きく変わる場合があるため、炉心変更作業に時間を要することが想定される。そのため、選択した全てのケース全ての配置について臨界実験を行うことは現実的ではなく、実効増倍率の変化に合わせて各ケースから数点ずつ選び、実験解析を行うことが妥当であると考え。また、1.27 cm ピッチに縦長形状が落下する場合以外の変化は比較的単調であることがわかったため、これらのケースを実施せずに 1.27 cm ピッチ縦長の別ケースを実施する、あるいは全く別の落下形状について引き続き調査し、解析計算の妥当性評価に有効なケースから優先度順に実施するのが望ましい。運転回数は 1 ケースにつき配置変更 8 回程度、5 ケースとして 40 回～を見込んでいる。

6.3.6 不均一な配置による増倍率変化試験

(1) 本試験の目的と概要

本試験は、燃料デブリで推定される不均一な組成や中性子減速条件を STACY 更新炉で模擬し解析計算の妥当性を示すために、棒状燃料要素の他、構造材棒や水穴をランダムに配置した炉心の実効増倍率を、その配置変更により変えた実験を行うものである。具体的には、STACY 更新炉の炉心配置の中央テスト領域（これまでの評価⁴⁾では 15×15 領域の 255 本）に装荷する棒状燃料要素、構造材棒、水穴等の構成比を変えずにその配置のみを乱数に基づきランダムに決定する。100 回程度の配置変更で得られる実効増倍率の最大値、最小値、及びばらつきを評価した上で実験炉心の策定を行う。

文献 4) に試計算による実験案が示されているが、以下の理由から再評価した上で、追加評価も行うこととした。

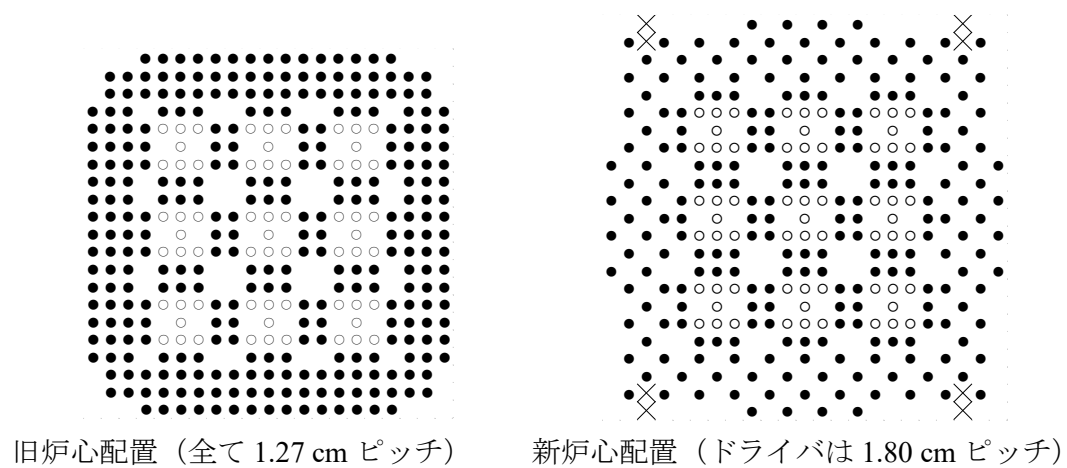
- ・国際情勢の変化により、900 本の棒状燃料要素の新規調達は困難となり、400 本の現有棒状燃料要素のみで全ての実験炉心を構成する必要性が生じたこと。
- ・従前の評価は 120 cm 程度の臨界水位を想定していたが、STACY 更新炉の中間格子板が有意な核的不確かさを有するため、水位が中間格子板を超えない 95 cm 以下としたいこと
- ・安全板ガイドピンやその他炉心タンク内構造物が考慮されていなかったこと
- ・6.3.4 節に示すとおりコンクリート構造材棒の試作モルタル組成が明らかになったこと
- ・国産の新しい評価済みライブラリ JENDL-5 がリリースされたこと

本節では、代表ケースの従前評価と再評価の比較と、追加評価の結果を示す。

(2) 新旧評価の比較

新旧条件での比較は、文献 4) における P10 パターン（UO₂ 燃料要素 108 本、コンクリート棒 63 本、水穴 54）で実施した。100 回のランダムな配置変更を行うが、ケースごとに用いる乱数及びそれに基づく配置パターンは同一である。図 6.3-11 に新旧の炉心配置（基本パターン）を示す。図 6.3-11 に示されるとおり、新しい炉心配置では、燃料要素数を節約するためにテスト領域外のドライバ燃料領域に市松模様の実効 1.80 cm ピッチを採用していることである。また、新旧の炉心及び解析条件を表 6.3-6 に示す。このパターンでは、必要な燃料要素数は 400 本を下回っていたが、コンクリート構造材棒と水穴を含むパターンであるので選択している。また、文献 4) において調査した別のパターンでは、解析条件の水位を下げたために未臨界となり、成立しないケースも複数確認されている。

100 回の配置変更で得られた実効増倍率の最大値、最小値、最大差、中間値、偏差等を表 6.3-7 に示す。条件が異なっているため初期、最大及び最小の実効増倍率の比較は参考用となる。新しいパターンでは、中間値の平均からのずれが古いパターンよりも小さくなり、最大差、標準偏差も小さくなった。この要因として、コンクリート構造材棒の組成が変わり中性子吸収効果が異なること、ドライバ燃料に 1.80 cm ピッチを導入したことによるテスト領域の中性子インポートランスの低下などが考えられる。また、テスト領域の外縁部でドライバ燃料のスペクトルの影響を受け、不均一な配置の影響が正しく評価できない可能性もあるため、(3)に示すテスト領域サイズの変更についても評価した。なお、ここで評価したケースは元々使用する棒状燃料本数が 400 本以下であり、水位を 90 cm まで下げてもドライバ燃料（1.27 cm ピッチ）を増やして成立することから、新旧両方のパターンを実験可能である。



○はコンクリート棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-11 比較ケースの新旧炉心配置

表 6.3-6 比較ケースの炉心解析条件の新旧比較

項目	旧パターン 10（旧 P10）	新パターン 10（新 P10）
必要燃料要素数	304	232
固定水位	120 cm	90 cm
ドライバ燃料ピッチ	1.27 cm	1.80 m
安全板ガイドピン	非考慮	考慮
コンクリート構造材棒	普通コンクリート組成 ¹⁾	試作モルタル組成
使用核データ	JENDL-4.0	JENDL-5

表 6.3-7 100 回配置変更時の実効増倍率の変動

Pattern	初期配置 の実効増 倍率	不均一な配置における実効増倍率					標準偏差
		平均	最大	最小	最大差	中間値	
旧 P10	1.00082	1.00151	1.00724	0.98866	0.01858	1.00184	0.00338
新 P10	0.99933	0.99819	1.00310	0.98989	0.01321	0.99837	0.00253

(3) 制約条件を満たすための新しい構成パターンの検討

テスト領域とドライバ領域でピッチを変えずに実験することが出来れば双方の領域でスペクトルが大きく異なることもないが、棒状燃料要素数が 400 以下に制限されているため、下記の新しい炉心構成を検討した。

- ・最適減速に近く、1 領域で炉心が構成可能な 1.50 cm ピッチで構成される炉心
- ・1.27 cm ピッチのテスト領域、1.80 cm ピッチのドライバ領域とするが、テスト領域の外縁部に燃料棒だけのバッファとなるセルを 2～3 ほど設けてテスト領域を 11×11 ないし 9×9 とする炉心

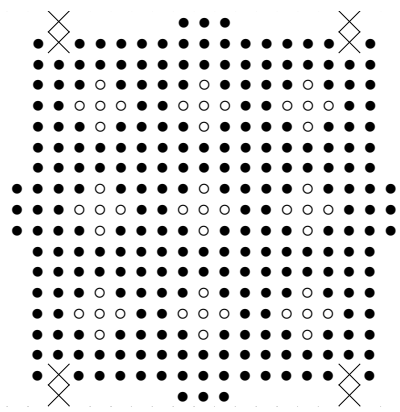
1.50 cm ピッチの炉心構成については、文献 4)で調査した同様のパターンが成立可能か調べ、成立するもののうち、図 6.3-12 に示す代表的な 4 つの炉心構成について評価した。炉心条件は表 6.3-8 に示される。テスト領域は 15×15 であり、その周囲に 56～164 のドライバ燃料を巻いている。構成要素は他にコンクリート構造材棒、鉄構造材棒、水穴で、構造材棒は 6.3.4 節などで評価に用いたものと同一である。

ランダムな配置変更による実効増倍率の変化を表 6.3-9 に示す。燃料と他ひとつの構成の場合、コンクリート<水穴<鉄の順に実効増倍率の変化が大きくなる。以前に実施した 1.27 cm ピッチ炉心体系による検討と比べ、ランダムな配置変更による実効増倍率変化の大きさは、あまり変わらないことがわかった。従って、必要な棒状燃料要素が少なくてすむ 1.50 cm ピッチの炉心構成で本試験を実施しても十分な意義があると考ええる。

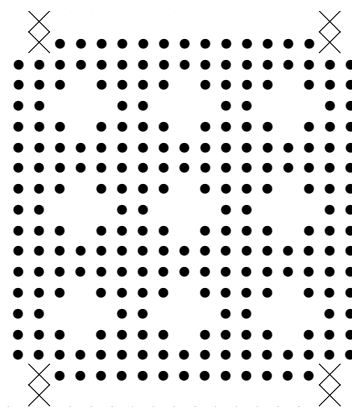
図 6.3-13 にそれぞれのパターンで最も増倍率が大きくなるテスト領域の配置と小さくなる配置をその配列番号とともに示す。視覚的な評価を下せば、実効増倍率が大きくなる配置では、各要素が比較的均質に配置されているのに対し、実効増倍率が小さくなる配置では、燃料が局所的に配置されない領域があることがわかった。

表 6.3-8 1.50 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：代表的なパターン

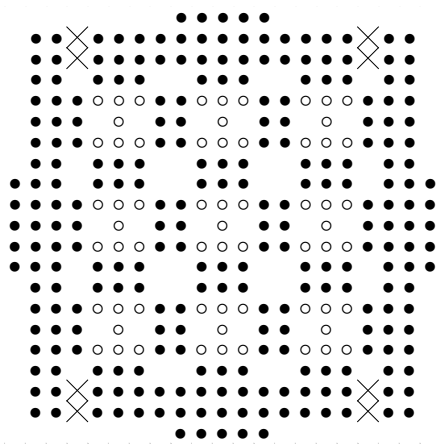
ID	燃料要素数	テスト領域	UO ₂ 燃料棒	コンクリート棒	鉄棒	水穴
P07	252	15×15	180	45	0	0
P08	236	15×15	180	0	0	45
P10	256	15×15	108	63	0	54
P17	344	15×15	180	0	45	0



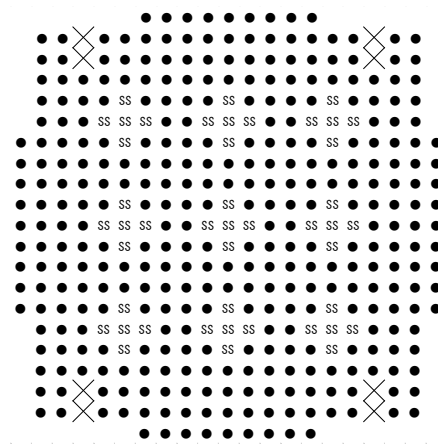
P07



P08



P10



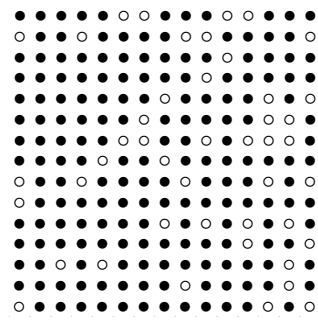
P17

○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

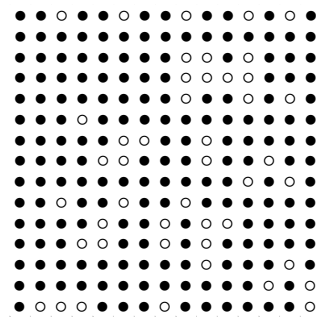
図 6.3-12 1.50 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：
代表的なパターンの炉心構成（初期配置）

表 6.3-9 1.50 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：代表的なパターンの結果

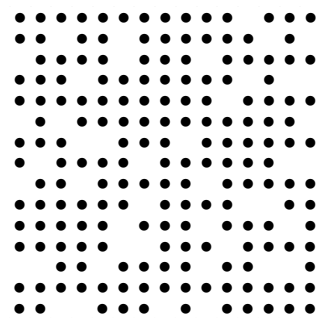
Pattern	初期配置 の実効増 倍率	不均一な配置における実効増倍率					標準偏差
		平均	最大	最小	最大差	中間値	
P07	1.00278	1.0057863	1.00766	1.00291	0.00475	1.00590	0.00100
P08	1.00088	1.0064795	1.00944	1.00257	0.00687	1.00656	0.00129
P10	1.0006	1.0036379	1.01191	0.98363	0.02828	1.00429	0.00509
P17	0.99844	1.0058527	1.01447	0.99838	0.01609	1.00571	0.00354



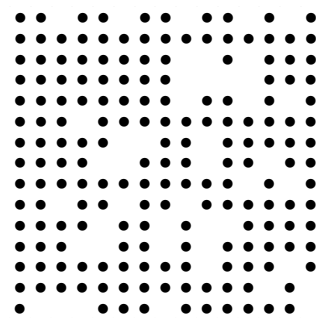
P07, No.41 (k_{eff} : 1.00766)



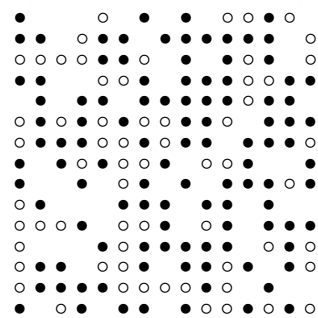
P07, No.90 (k_{eff} : 1.00291)



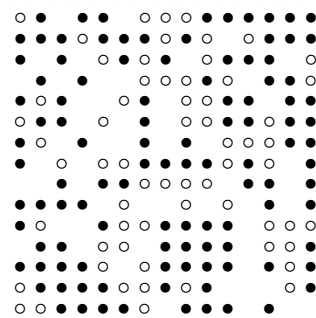
P08, No.03 (k_{eff} : 1.00944)



P08, No.90 (k_{eff} : 1.00257)



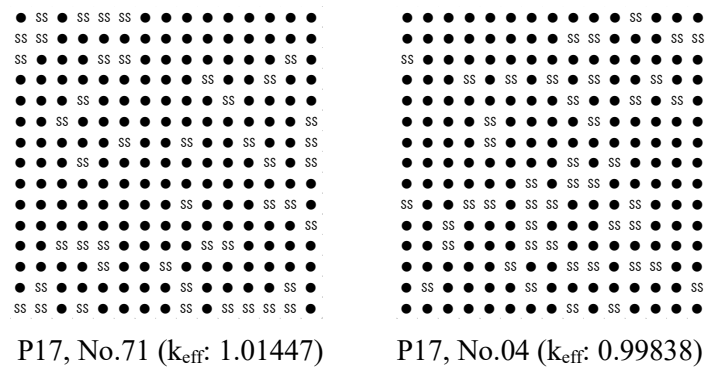
P10, No.91 (k_{eff} : 1.01191)



P10, No.16 (k_{eff} : 0.98363)

○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-13(1) 1.50 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (1/2) :
代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成



○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

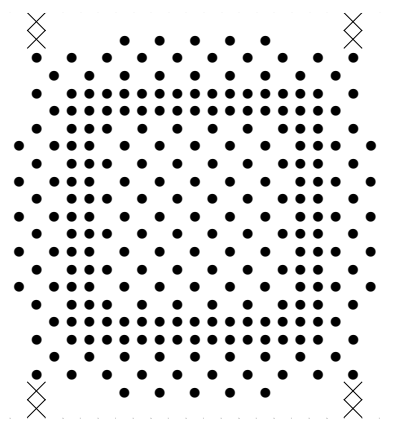
図 6.3-13(2) 1.50 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (2/2) :

代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成

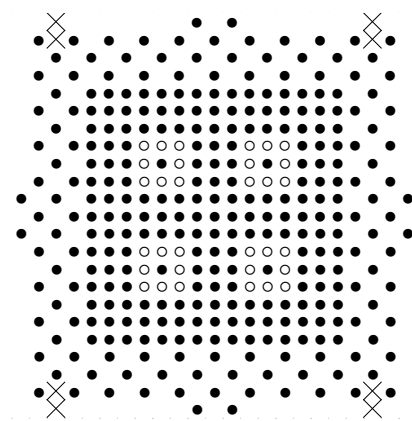
1.27 cm ピッチの炉心構成で 11×11 のテスト領域を持つ炉心体系は、外縁部に 2 セル分のバッファ領域を有する。テスト領域外のドライバ領域には、市松模様状に配置したドライバ燃料が配される。20 パターンほど調査した結果のうち、図 6.3-14 に示す代表的な 8 つの炉心構成について示す。炉心条件は表 6.3-10 に示される。燃料に加え構造材棒等を種別に 1 種、2 種、3 種と加えている。

ランダムな配置変更による実効増倍率の変化を表 6.3-11 に示す。燃料の他にひとつの構成の場合、コンクリート<鉄<水穴の順に実効増倍率の変化が大きくなる。燃料の他に 2 種で構成される場合には鉄と水穴のパターンが最も実効増倍率の変化が大きくなった。概して、テスト領域の構成における水穴の割合が多いと実効増倍率の変動が大きくなるようである。実効増倍率の変動は最大で 2.5 ドル程度あるが、臨界水位の操作が可能な範囲である。

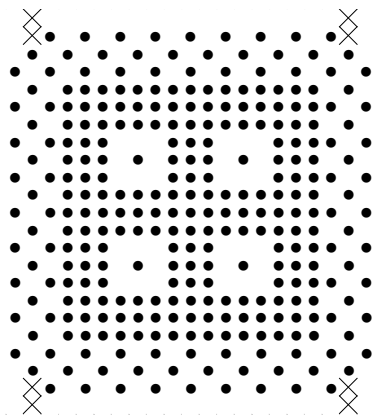
図 6.3-15 にそれぞれのパターンで最も増倍率が大きくなるテスト領域の配置 (バッファ含む) と小さくなる配置をその配列番号とともに示す。1.50 cm ピッチの炉心体系と同じように、燃料以外の要素が密集している領域があると実効増倍率が小さくなる傾向がありそうである。



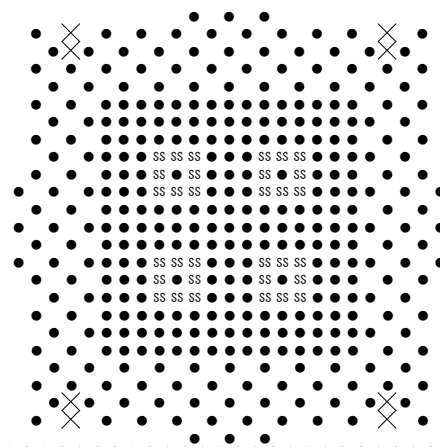
P02



P04



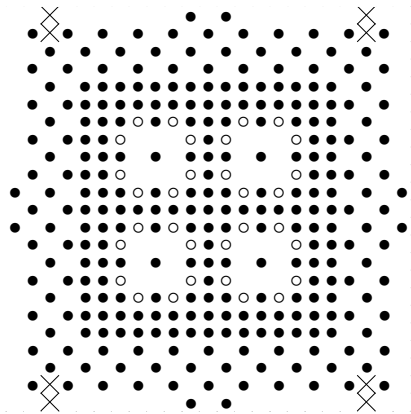
P05



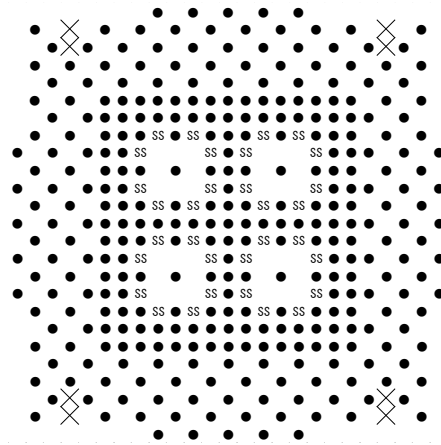
P06

○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

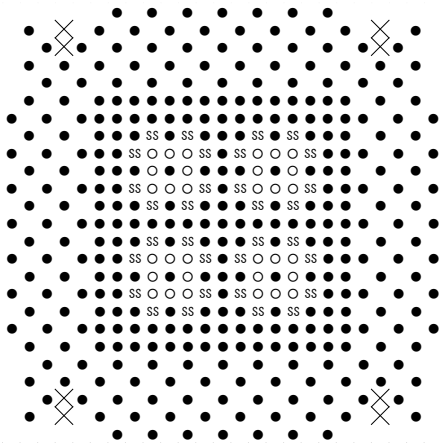
図 6.3-14(1) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (1/2) :
テスト領域 11×11 の代表的なパターン炉心構成 (初期配置)



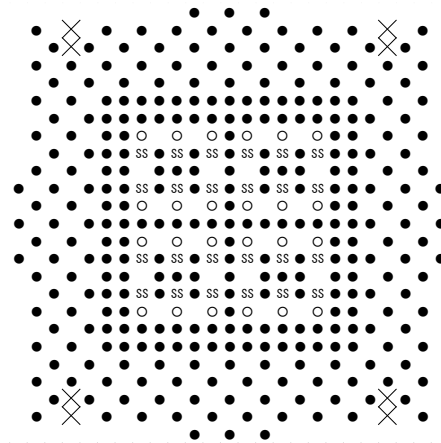
P13



P14



P15



P16

○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-14(2) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (2/2) :

テスト領域 11×11 の代表的なパターン炉心構成 (初期配置)

表 6.3-10 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：

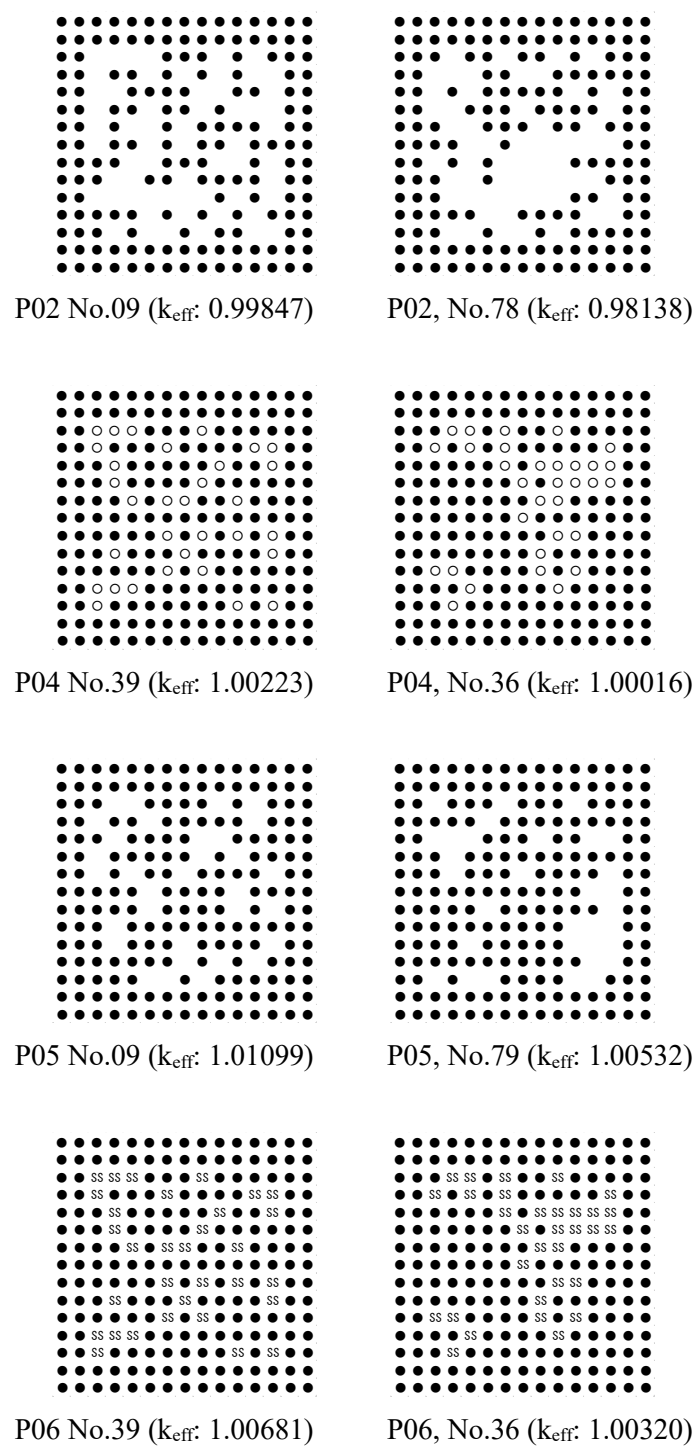
テスト領域サイズ 11×11 の代表的なパターン

ID	燃料要素数	テスト領域	UO ₂ 燃料棒	コンクリート棒	鉄棒	水穴
P02	253	11×11	61	0	0	60
P04	309	11×11	89	32	0	0
P05	297	11×11	89	0	0	32
P06	353	11×11	89	0	32	0
P13	277	11×11	57	32	0	32
P14	329	11×11	47	0	32	32
P15	337	11×11	57	32	32	0
P16	313	11×11	49	24	24	24

表 6.3-11 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：

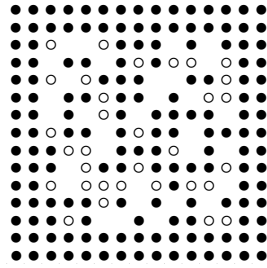
テスト領域サイズ 11×11 の代表的なパターンの結果

Pattern	初期配置 の実効増 倍率	不均一な配置における実効増倍率					標準偏差
		平均	最大	最小	最大差	中間値	
P02	1.00473	0.99292	0.99847	0.98138	0.01709	0.99326	0.00296
P04	1.00034	1.00157	1.00223	1.00016	0.00207	1.00160	0.00039
P05	1.00547	1.00944	1.01099	1.00532	0.00567	1.00965	0.00105
P06	1.00271	1.00526	1.00681	1.00320	0.00361	1.00538	0.00086
P13	1.00336	1.00549	1.00953	0.99807	0.01146	1.00578	0.00210
P14	0.99917	1.00203	1.01040	0.99416	0.01624	1.00215	0.00291
P15	1.00223	1.00294	1.00799	0.99728	0.01071	1.00315	0.00181
P16	1.00433	0.99507	1.00290	0.98516	0.01774	0.99549	0.00324

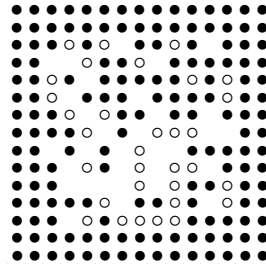


○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

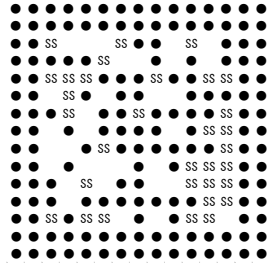
図 6.3-15(1) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (1/2) : テスト領域サイズ 11×11 の代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成



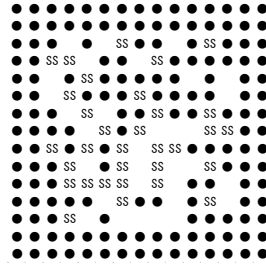
P13 No.09 (k_{eff} : 1.00953)



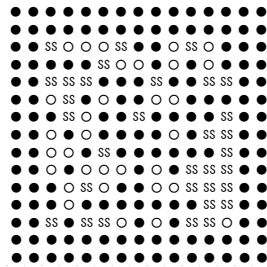
P13, No.78 (k_{eff} : 0.99807)



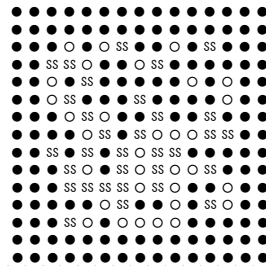
P14 No.79 (k_{eff} : 1.01040)



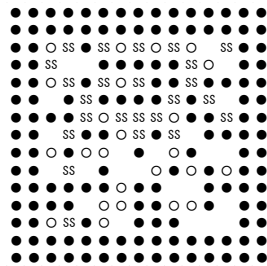
P14, No.78 (k_{eff} : 0.99416)



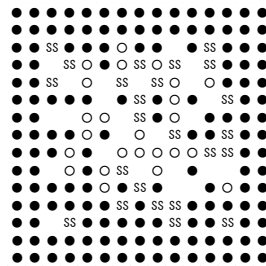
P15 No.24 (k_{eff} : 1.00799)



P15, No.62 (k_{eff} : 0.99728)



P16 No.24 (k_{eff} : 1.00290)



P16, No.62 (k_{eff} : 0.98516)

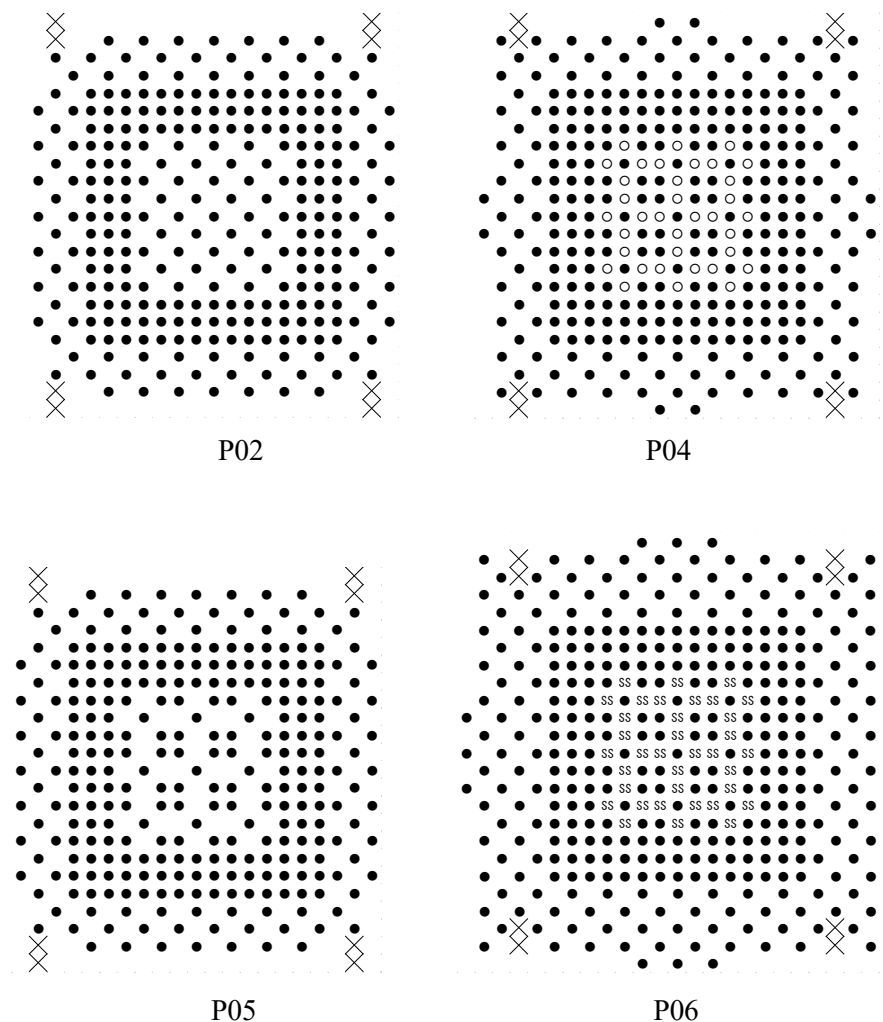
○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-15(2) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (2/2) : テスト領域サイズ 11×11 の代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成

1.27 cm ピッチの炉心構成で 9×9 のテスト領域を持つ炉心体系は、外縁部に 3 セル分のバッファ領域を有する。テスト領域外のドライバ領域には、市松模様状に配置したドライバ燃料が配される。20 パターンほど調査した結果のうち、図 6.3-16 に示す代表的な 9 つの炉心構成について示す。炉心条件は表 6.3-12 に示される。燃料に加え構造材棒等を種別に 1 種、2 種、3 種と加えている。

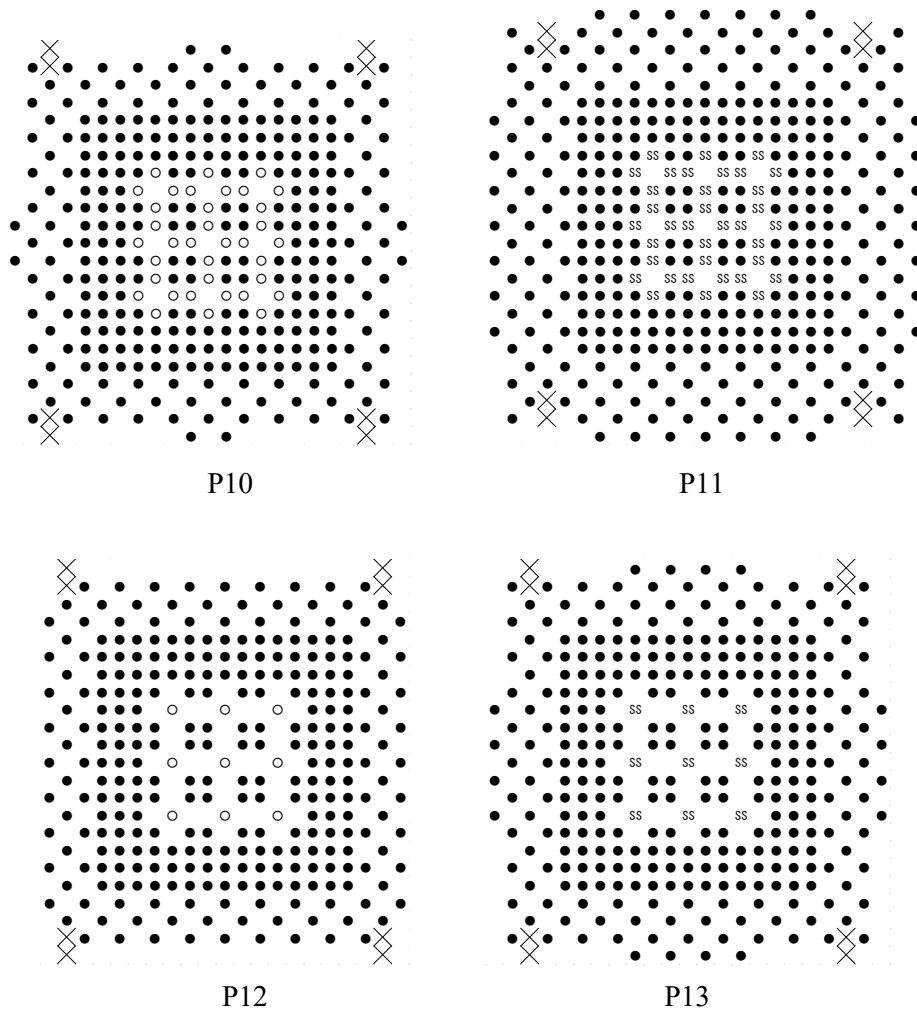
ランダムな配置変更による実効増倍率の変化を表 6.3-13 に示す。燃料と他ひとつの構成の場合、コンクリート<水穴<鉄の順に実効増倍率の変化が大きくなる。燃料の他に 2 種で構成される場合には鉄棒と水穴の組み合わせがいずれも実効増倍率の変化が大きくなった。一方のコンクリート棒と水穴の組み合わせにおいても実効増倍率の変動は 2 ドル前後となり、配置変更による実効増倍率の変化は十分に得られるものと考えられる。

図 6.3-17 にそれぞれのパターンで最も増倍率が大きくなる配置と小さくなる配置をその配列番号とともに示す。これまでの評価と同様に、燃料以外の要素が密集している領域があると実効増倍率が小さくなる傾向がありそうである。



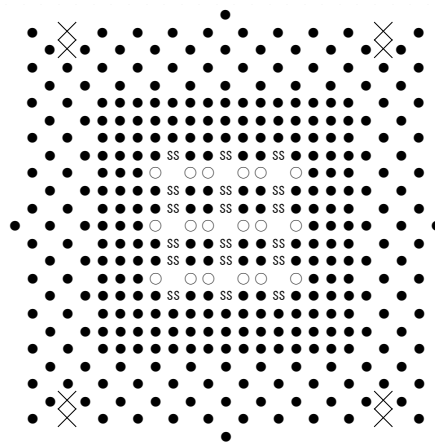
○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-16(1) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (1/3) :
テスト領域 9×9 の代表的なパターンの炉心構成 (初期配置)



○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-16(2) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (2/3) :
テスト領域 9×9 の代表的なパターンの炉心構成 (初期配置)



P18

○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-16(3) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (3/3) :
テスト領域 9×9 の代表的なパターンの炉心構成 (初期配置)

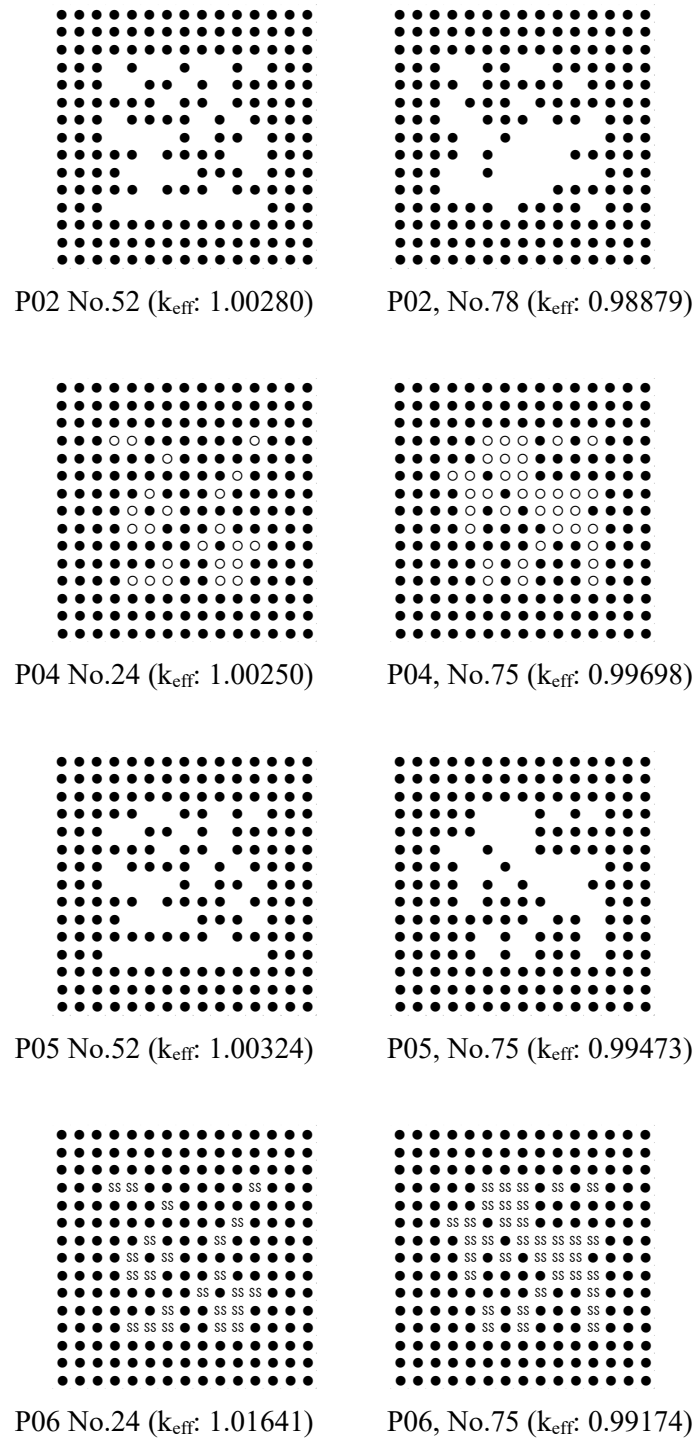
表 6.3-12 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 :
テスト領域サイズ 9×9 の代表的なパターン

ID	燃料要素数	テスト領域	UO ₂ 燃料棒	コンクリート棒	鉄棒	水穴
P02	281	9×9	41	0	0	40
P04	305	9×9	45	36	0	0
P05	285	9×9	45	0	0	36
P06	349	9×9	45	0	36	0
P10	296	9×9	36	36	0	9
P11	356	9×9	36	0	36	9
P12	284	9×9	36	9	0	36
P13	304	9×9	36	0	9	36
P18	332	9×9	36	18	18	9

表 6.3-13 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討：

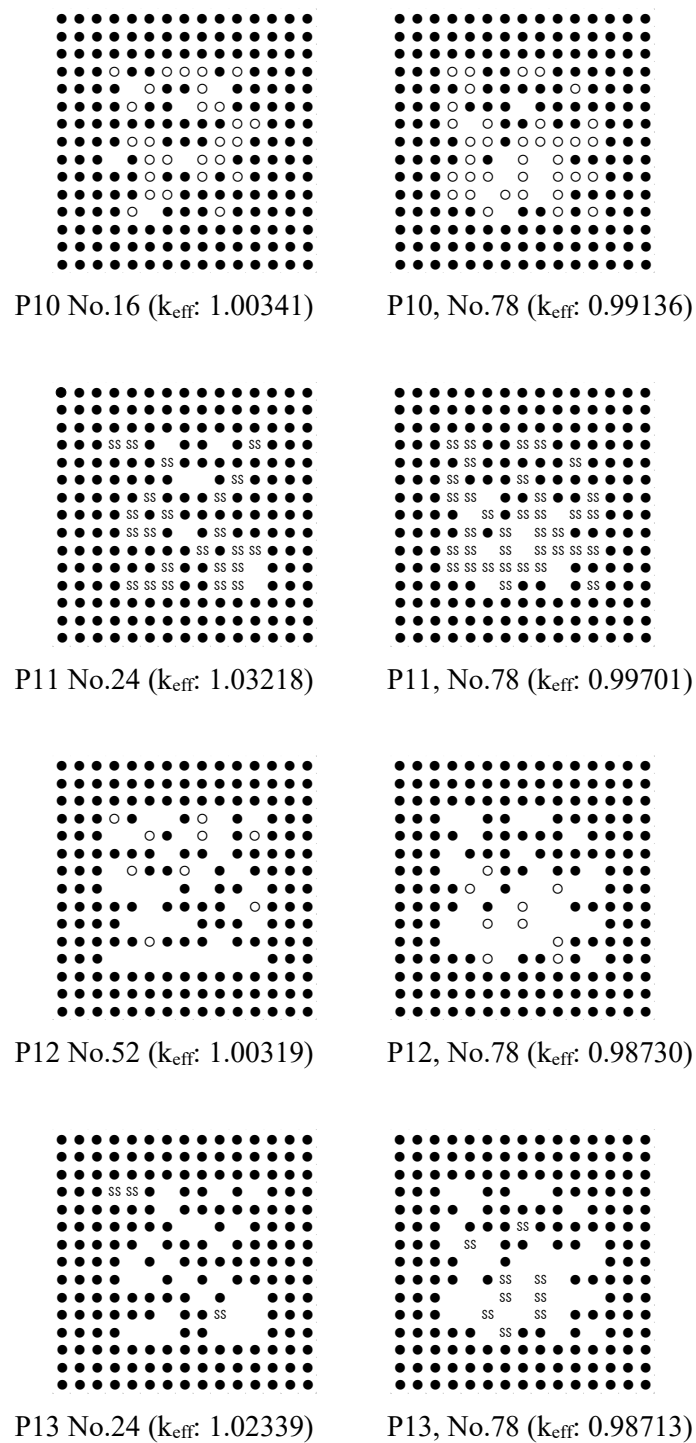
テスト領域サイズ 9×9 の代表的なパターンの結果

Pattern	初期配置 の実効増 倍率	不均一な配置における実効増倍率					標準偏差
		平均	最大	最小	最大差	中間値	
P02	1.00604	0.99847	1.00280	0.98879	0.01401	0.99908	0.00273
P04	1.00020	0.99903	1.00250	0.99698	0.00552	0.99914	0.00081
P05	1.00414	0.99993	1.00324	0.99473	0.00851	1.00014	0.00186
P06	0.99574	0.99471	1.01641	0.99174	0.02467	0.99454	0.00277
P10	0.99909	0.99945	1.00341	0.99136	0.01205	0.99962	0.00169
P11	1.00235	1.00520	1.03218	0.99701	0.03517	1.00495	0.00379
P12	0.99999	0.99837	1.00319	0.98730	0.01589	0.99887	0.00280
P13	0.99907	1.00108	1.02339	0.98713	0.03626	1.00108	0.00429
P18	1.00159	1.00334	1.02590	0.99556	0.03034	1.00338	0.00344



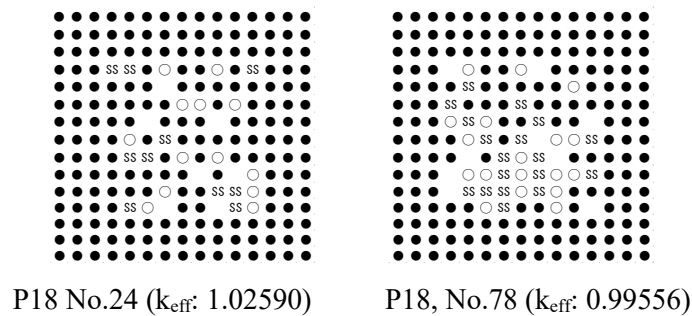
○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-17(1) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (1/3) : テスト領域サイズ 9×9 の代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成



○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-17(2) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (2/3) : テスト領域サイズ 9×9 の代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成



○はコンクリート棒、SS は鉄棒、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-17(3) 1.27 cm ピッチ体系による不均一な配置の検討 (3/3) : テスト領域サイズ 9×9 の代表的なパターンにおける実効増倍率が最も大きい/小さいテスト領域の構成

(4) 本試験に関する実験計画

(3)においては、棒状燃料要素 400 本以下で不均一な配置の効果を確認するための炉心構成について調べた。その結果、最適減速に近い 1.50 cm ピッチを用いた場合でも、またテスト領域の大きさを 11×11、あるいは 9×9 と小さくした場合でも、テスト領域構成要素のランダムな配置変更により、十分な実効増倍率変化が得られることがわかった。令和 6 年度の実験においては、コンクリート構造材棒の使用開始が遅くなる予定であるため、燃料と水穴、あるいは鉄棒の組み合わせを先行して実施しておき、コンクリート棒が完成し次第、他との混在体系も含めて実施する予定である。その際、配置変更を行うテスト領域が小さいほど炉心変更の時間は削減されることから、9×9 体系で必要十分であるかどうか精査を進める。

本試験の実施にあたっては、炉心全体規模の炉心変更が必要であることから、令和 6 年の実験スケジュールの進捗を考慮しつつ、複数のテスト領域の組み合わせについて各ケース 4 つ程度の配置変更について実験を行う予定である。運転回数は 50 回程度～を見込む。

6.3.7 局所的に異なる中性子減速条件を有する炉心での反応度評価試験

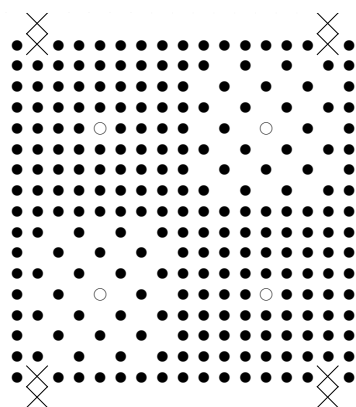
(1) 本試験の目的と概要

本試験は、同じ組成でも多様な中性子減速条件を有すると推定される燃料デブリの臨界特性を評価し、必要に応じて臨界防止対策を実施する場合に対して、実験的知見を提供するものである。燃料デブリで想定されるような、局所的に中性子減速条件 (V_m/V_f) が異なるような環境を STACY 更新炉で模擬し、それぞれの領域に装荷物を入れた場合の反応度変化（摂動に対する実効増倍率の変化）を評価することで、解析計算の妥当性を示すものである。将来的には、装荷物として小型の中性子検出器を炉心内に配置し、未臨界度測定結果の違いを解析することにより燃料デブリに対する未臨界度測定技術の開発に寄与することも可能である。

(2) 実験計画策定のための解析評価

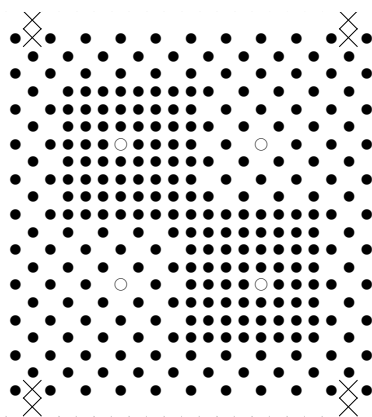
本節では、図 6.3-18 に示されるように 1.50 及び 1.27 cm ピッチ炉心の一部を市松模様状に棒状燃料要素を配することで局所的に中性子減速条件が異なる領域を作成し、それぞれの領域に 6.3.4 節で評価した構造材棒（コンクリート、鉄）を入れて、得られる反応度差を評価した。

表 6.3-14 に各炉心体系の装荷位置の中性子減速条件と得られる反応度の評価結果を示す。いずれの炉心体系においても、中性子減速が大きい領域の方が、負側の反応度が得られる結果が得られた。核データによる差異も確認できるため、臨界実験実施による実験的評価が求められる。



1.50 cm ピッチ体系

V_m/V_f : 2.92 (左上、右下)、7.18 (右上、左下)



1.27 cm ピッチ体系

V_m/V_f : 1.71 (左上、右下)、4.77 (右上、左下)

○印は試料装荷位置、×印は安全板ガイドピンの装荷位置を示す

図 6.3-18 局所的に中性子減速条件が異なる炉心構成

表 6.3-14 装荷位置の中性子減速条件と得られる反応度 [pcm]

炉心体系	核データ	JENDL-4.0		JENDL-5	
1.50 cm ピッチ	V_m/V_f	2.92	7.18	2.92	7.18
	Void	base	base	base	base
	Concrete	35	1	33	2
	Iron	-307	-502	-285	-504
1.27 cm ピッチ	V_m/V_f	1.71	4.77	1.71	4.77
	Void	base	base	base	Base
	Concrete	14	-10	20	19
	Iron	-219	-527	-189	-494

(3) 本試験に関する実験計画

本試験は、照射試料（構造材棒など）を装荷する位置が炉心中央ではないため、STACY 更新炉では炉心変更の規模が大きくなる可能性がある。他の試験と優先度を比較し、全体の実験スケジュール内で実施可能であれば実施したいと考えている。照射試料としてその組成・均質性などが評価済みの試料があることが前提となる。この条件を満たせば、中性子毒物入りの試料などを調製して装荷すれば、燃料デブリに対する中性子毒物の効果についての知見が得られると考える。本試験も令和 6 年の実験スケジュールの進捗を考慮しつつ、20 回程度の運転が出来れば良い。

6.3.8 実験期間短縮による影響の評価とスケジュールの見直し

(1) 概要

6.3.2 節～6.3.7 節での検討結果を受け、令和 6 年度に実施が必要な臨界実験数をまとめた。

(2) 実験スケジュール立案の前提条件

STACY 更新炉のデイリー運転では、1 日に数回までの臨界実験を実施する予定であるが、各試験テーマの所望実験回数のほか、炉心構成のための炉心変更作業に要する時間の把握が重要となってくる。例えば、炉心中央に配置された試料 1 本を置換するだけであれば、少人数で安全板の引き抜きなしで実施できる可能性が高く 1 日あたり 3 回程度の運転が可能と見積もられている。一方で、広範囲の抜き差しが必要な炉心変更では、安全板を引き抜いた上でその架台を炉心タンク上から移動させる必要があり、この移動及び復元には数時間が必要と見込まれる。このような大きな炉心変更を伴う運転は 1 日 2 回をこなすことは現状では難しく、1.5 回相当（炉心変更→運転→炉心変更、もしくは運転→炉心変更→運転）として実験日数を見積もっている。

(3) 令和 6 年度における実験数の案

6.3.2 節～6.3.7 節での検討結果に加えて、(2)の前提条件に則り、表 6.3-15 のとおり、実験の所要日数を算出した。但し、現時点において令和 6 年度に実験運転可能な日数は流動的であ

り、これよりも少なくなることも考えられる。その際には、実験ケース数のさらなる最適化などを行う必要が生じる。

表 6.3-15 各課題の予定ケース数（運転回数）と所要日数の見積もり

実験項目	ケース（運転）数	1日の実施数	所要日数
基本性能確認試験	20～	1.5	14
燃料デブリ含有物の反応度評価試験	24～	3	8
原子炉構造材模擬材の反応度評価試験	16～	1.5	11
デブリ落下の静的模擬試験	40～	1.5	27
不均一な配置による増倍率変化試験	50～	1	50
局所的に異なる中性子減速条件を有する 炉心での反応度評価試験	20 程度	1.5	14
合 計	170～	-	124

6.3.9 まとめ

燃料デブリの臨界評価を目的に、令和 6 年度に STACY 更新炉を用いて実施予定の臨界実験について、事前解析と実験炉心の策定を行い、その結果をまとめた。

参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編、「臨界安全ハンドブック」、につかん書房、1988
- 2) (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
- 3) 日本原子力研究開発機構、「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」（令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書）、令和 6 年 3 月
- 4) 日本原子力研究開発機構、「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」（令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書）、令和 4 年 3 月

第 7 章 デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備

STACY 更新炉では、燃料デブリを模擬したサンプルを使用する燃料デブリ模擬体臨界実験が計画されている。本章では、当該実験のために整備するデブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備について、令和 5 年度事業の結果を報告する。以下、デブリ模擬体調製について「7.1 デブリ模擬体調製設備の整備」に、デブリ模擬体分析について「7.2 デブリ模擬体分析設備の整備」に示す。

7.1 デブリ模擬体調製設備の整備

7.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備であるデブリ模擬体調製設備は、主に圧縮成型機、焼結炉及び混合粉碎機から構成される。令和 5 年度事業では、デブリ模擬体調製設備の圧縮成型機についてデブリ模擬体試料の安定的な調製を行うための整備を行う。またコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行う。

(2) 概要

STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備であるデブリ模擬体調製設備は、主に圧縮成型機、焼結炉及び混合粉碎機から構成される。令和 4 年度事業におけるデブリ模擬体試料（ペレット）調製において、酸化ジルコニウムの粒径及び圧縮力を組み合わせて複数回調整したところ、多くは適切に成型できたものの一部に欠けやキャッピングが発生した。この原因として、粉体の粒度や流れやすさ等により金型と金型の隙間に粉体が入り込み、プレス圧の伝達不良が生じるためであることを確認した。ペレット調製時の欠けやキャッピングを低減するため、令和 5 年度事業では、圧縮成型機の金型部に補強治具を設け、プレス圧が適切に伝達できるよう整備を行う。また整備した圧縮成型機によりコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。

7.1.2 成果報告

(1) 圧縮成型機の補強治具取り付け

デブリ模擬体試料（ペレット）を調製する圧縮成型機の概要を図 7.1-1 に示す。ペレットを成形する金型は、上型、中型及び下型で構成されている。中型は、圧縮機の中型ホルダプレートに固定されており、上型及び下型にプレス圧を加えることによりペレットを成型する構造となっている。圧縮成型の際、上型及び下型に圧力を加える過程で、上下の軸にわずかなずれが生じることにより、上型－中型及び中型－下型に隙間が生じる。この隙間に原料が入り込むことで、適切な応力がペレットに伝達しない結果、成型したペレットの一部に欠けやキャッピングが生じると考えられる。このため、図 7.1-2 に示すとおり、補強治具及びスペーサーを取り付け、上下の軸にずれが生じることを防止することにより、欠けやキャッピングを低減する。

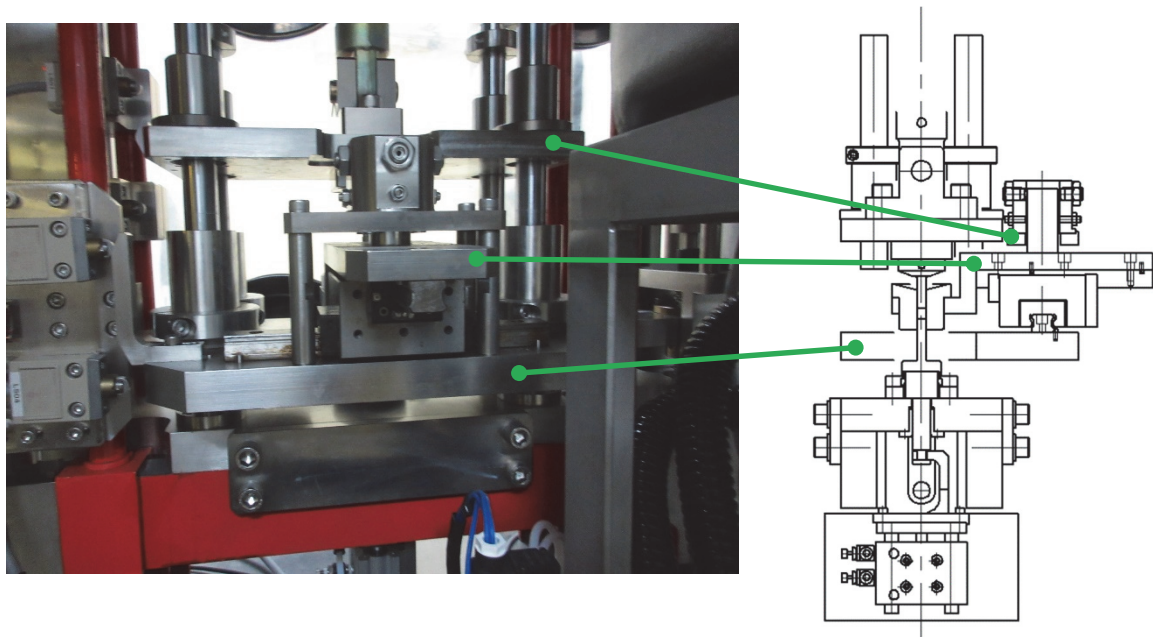


図 7.1-1 圧縮成型機の金型部（取り付け前）

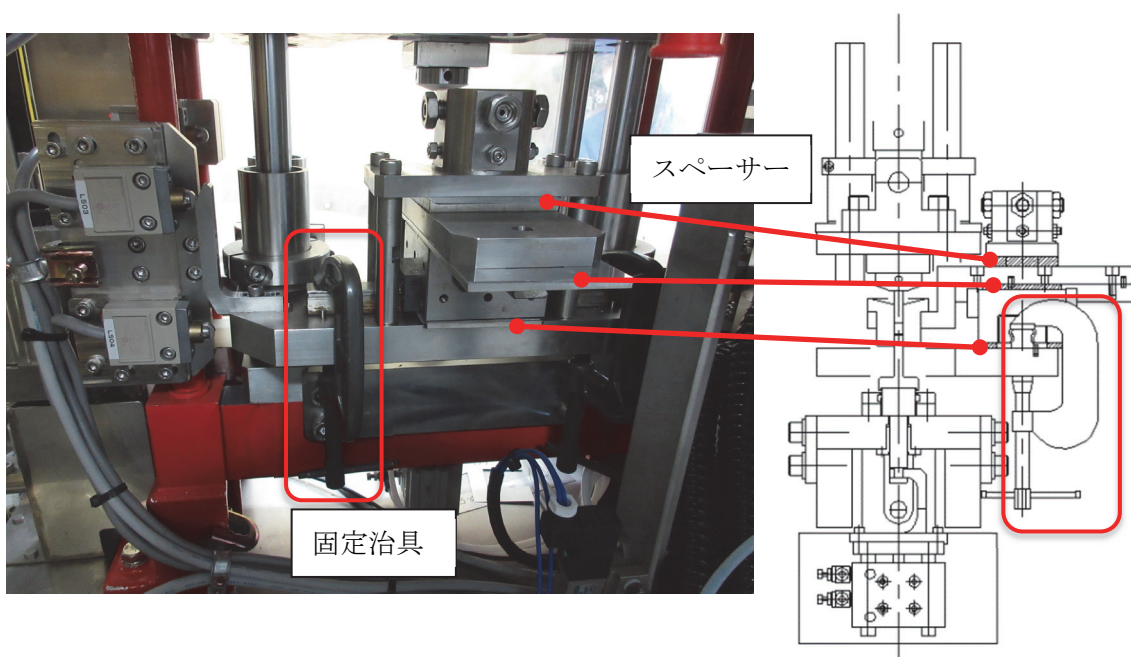


図 7.1-2 圧縮成型機の金型部（取り付け後）

(2) 整備した圧縮成型機によるデブリ模擬体の試調製

補強した圧縮成型機により、ジルコニア原料を用いてデブリ模擬体（ペレット）を調製した。また、STACY 更新炉の臨界実験に供する元素である酸化鉄を用いてデブリ模擬体を調製した。

ジルコニア原料を用いたペレットの調製においては、欠けやキャッピングが低減され、予定したペレット寸法で調整することができた。使用金型、使用原料等の圧縮条件を表 7.1-1 に、調製したペレットの例を図 7.1-3 に示す。

また、酸化鉄を用いたペレットを調製した結果、欠けやキャッピングがなく、予定したペレット寸法で調整することができた。使用金型、使用原料等の圧縮条件を表 7.1-2 に、調製したペレットの例を図 7.1-5 に示す。なお、今回使用した酸化鉄の粒径は $1\mu\text{m}$ であり、上型－中型及び中型－下型の隙間に原料が入り込むことで、前回試験時のように適切な応力がペレットに伝達しない可能性があるため、粒径 $12\sim 16\mu\text{m}$ の酸化ジルコニウムと混合して調製している。今後、粒度 $10\mu\text{m}$ 程度の原料を使用することで様々な原料を用いたペレット調製が可能である。

表 7.1-1 圧縮条件

項目		備考
材料	酸化ジルコニウム	粒径 $12\sim 16\mu\text{m}$
粉体重量	約 1.5 g	成型前の充填量
金型	上型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	中型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	下型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
圧縮力	圧力：15 MPa	—
圧縮保持時間	20 秒	—
ペレット寸法	$\phi 8.5\text{mm} \times \text{H}11\text{mm}$	—

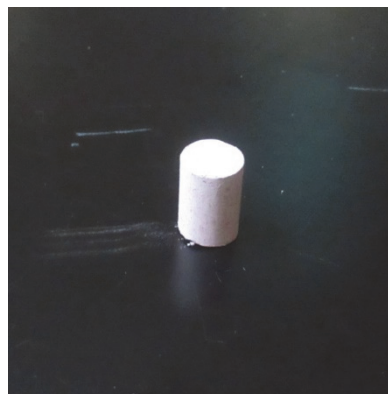


図 7.1-3 調製したデブリ模擬体ペレット例（酸化ジルコニウム）

表 7.1-2 圧縮条件

項目		備考
材料	20%酸化鉄 (Fe_2O_3)	粒径 $1\ \mu\text{m}$
	80%酸化ジルコニウム	粒径 $12\sim 16\ \mu\text{m}$
粉体重量	約 1.6 g	成型前の充填量
金型	上型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	中型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
	下型：外径 $\phi 8.5\text{mm}$	—
圧縮力	圧力：15 MPa	—
圧縮保持時間	20 秒	—
ペレット寸法	$\phi 8.5\text{mm} \times \text{H}11\text{mm}$	—

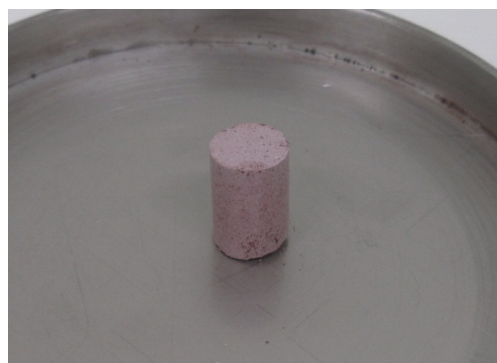
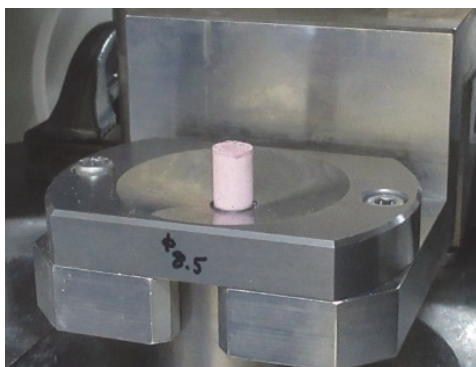


図 7.1-4 調製したデブリ模擬体ペレット例 (酸化鉄+酸化ジルコニウム)

7.1.3 まとめ

令和 5 年度事業では、デブリ模擬体調製設備の圧縮成型機の金型部に補強部材を取り付けた。この結果、ペレット調製における欠けやキャッピングが低減され、予定したペレット寸法で調整することができた。さらに、STACY 更新炉の臨界実験に供する元素である酸化鉄を用いてデブリ模擬体を調製した。この結果、欠けやキャッピングがなく、予定したペレット寸法で調整することができた。次年度は STACY 更新炉の臨界実験に供する元素で引き続きデブリ模擬体の調製を行う。

7.2 デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備

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

7.2.1 目的及び概要

(1) 目的

臨界実験に用いるデブリ模擬体の分析条件設定のため、令和 4 年度に引き続き、デブリ模擬体の試分析を実施する。また、デブリ模擬体分析用器材等を整備する。

(2) 概要

令和 4 年度にデブリ模擬体調製設備で試作したデブリ模擬体ペレット（以下、ペレット試料という。）の密度測定及び水分測定について、本事業において整備したペレット密度測定装置及び水分測定装置を用いて実施した。また、ペレット試料の組成分析について、蛍光 X 線分析装置（以下、EDX という。）によって非破壊分析を行った。さらに、アルカリ融解法によって試料を融解し、ICP 発光分光分析装置（以下、ICP-AES という。）によって破壊分析を実施した。

7.2.2 成果報告

本試分析では、令和 4 年度にデブリ模擬体調製設備で試作したペレット試料のうち、酸化アルミニウム（ Al_2O_3 ）ペレット及び酸化ジルコニウム（ ZrO_2 ）ペレットを用いた。アルカリ融解に用いた融剤には、文献調査^{1),2)} から、Si、Zr、Al に対して有効と考えられる過酸化ナトリウムを選定した。

酸化アルミニウムペレット及び酸化ジルコニウムペレットは、アルカリ融解による組成分析を実施する前に、ペレット密度測定、EDX による非破壊分析及び水分測定を実施した。

(1) 使用したペレット試料及び試薬

①ペレット試料

本試分析で使用したペレット試料を図 7.2-1、7.2-2 に示す。

1) 酸化アルミニウムペレット

使用試料：株式会社高純度化学研究所製

アルファアルミナ

純度 99.99(%)

粒度 0.3(μm)

成型圧力：約 20(MPa)

2) 酸化ジルコニウムペレット

使用試料：第一稀元素化学工業株式会社製

酸化ジルコニウム

粒度 11~17(μm)

成型圧力：約 6.5(MPa)

②使用試薬

本試分析で使用した試薬を表 7.2-1 に示す。

表 7.2-1 使用試薬

品名	メーカー
過酸化ナトリウム 特級	林純薬工業株式会社
アクアライト RS-A	株式会社 HIRANUMA

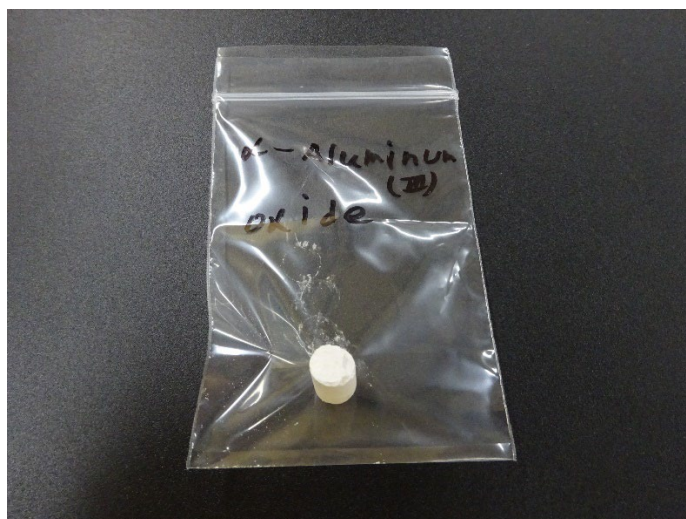


図 7.2-1 酸化アルミニウムペレット試料



図 7.2-2 酸化ジルコニウムペレット試料

(2) 試分析手順及び条件

本試分析の各分析手順を下記に記す。

1) ペレット密度測定

重量測定及び体積測定の実施状況を図 7.2-3 に示す。

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

2) 水分測定

水分測定条件を表 7.2-2 に、試料封入後のアルミ筒及び水分測定の実施状況を図 7.2-4 に示す。

- ① 水分測定装置の電解セルにアクアライトを 150(ml)入れ、スターラーを回転させる。
- ② 窒素ガスボンベを開き、水分測定装置の流量を 0.2～0.3(L/min)にする
- ③ 電解セル内の無水化を行う。
- ④ ペレット試料を炭化ホウ素製の乳鉢で粉末にする。
- ⑤ 粉末試料 0.05(g)を試料別に分取し、それぞれアルミ筒に入れる。
- ⑥ 試料を入れたアルミ筒を折りたたみ、試料が飛び散らないようにする。
- ⑦ 水分分析装置の測定容器に試料を設置する。
- ⑧ 試料部を 160(°C)まで昇温した後、水分測定を開始する。
- ⑨ 水分測定結果を得る。

3) 組成分析（EDX 測定）

EDX 用試料容器及び EDX 測定の実施状況を図 7.2-5、図 7.2-6 に示す。

- ① 試料容器にフィルムを取り付ける
- ② ペレット試料を炭化ホウ素製の乳鉢で粉末にする。
- ③ 粉末試料を容器内に封入する。
- ④ EDX の測定部に試料を設置し、制御用 PC で測定面を確認し、コリメータ内に収める。
- ⑤ 測定を開始する。
- ⑥ 組成分析結果を得る。

4) 組成分析（アルカリ融解による溶解試料の ICP-AES 測定）

- ① 融剤をメノウ製の乳鉢で粉末にする。
- ② 粉末試料 0.05(g)を試料別に 3 つ分取し、それぞれ Ni るつぼに入れる。
- ③ 試料重量に対して約 20 倍量の融剤を量り取り、それぞれの Ni るつぼに加える。また、ブランク試料（使用する試薬、容器等からの不純物による影響を補正するための試料）として、Ni るつぼに同程度の量の融剤を量り取る。
- ④ 吹きこぼれ防止のため、Ni るつぼを 100(mL)石英ビーカーに入れ、電気炉で試験温度まで昇温し、加熱時間保持する。
- ⑤ 加熱終了後、100(°C)以下になったら電気炉から出し、さらに放冷させる。
- ⑥ 100(mL)石英ビーカーに入っている Ni るつぼに、温水を少量ずつ気泡が出なくなるまで加える。

- ⑦ 温水で 100(mL)ビーカーに試料を移した後、1(M)硝酸で反応がなくなるまで希釈する。
- ⑧ 100(mL)のメスフラスコで定容する。
- ⑨ 定容した溶液をポリ瓶に移し適宜希釈し、ICP-AES で測定する。

アルカリ融解における試分析条件を表 7.2-3 に、試料の分取量及び含有量を表 7.2-4 に、昇温条件を表 7.2-5 に示す。また、粉碎したペレット試料及び融剤分取後の状態を図 7.2-7 に、電気炉内の状態を図 7.2-8 に示す。

表 7.2-2 水分測定条件

測定時間[min]	試験温度[°C]	加熱時間[min]
10	160	10

表 7.2-3 試分析条件

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

表 7.2-4 各試料及び融剤の分取量

酸化アルミニウムペレット		
試料名	試料量[g]	アルカリ融剤量[g]
①	0.0510	1.0302
②	0.0500	1.0013
③	0.0506	1.0354
ブランク試料	—	1.0237
酸化ジルコニウムペレット		
試料名	試料量[g]	アルカリ融剤量[g]
①	0.0502	1.0086
②	0.0527	1.0047
③	0.0516	1.0076
ブランク試料	—	1.0220

表 7.2-5 昇温条件

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

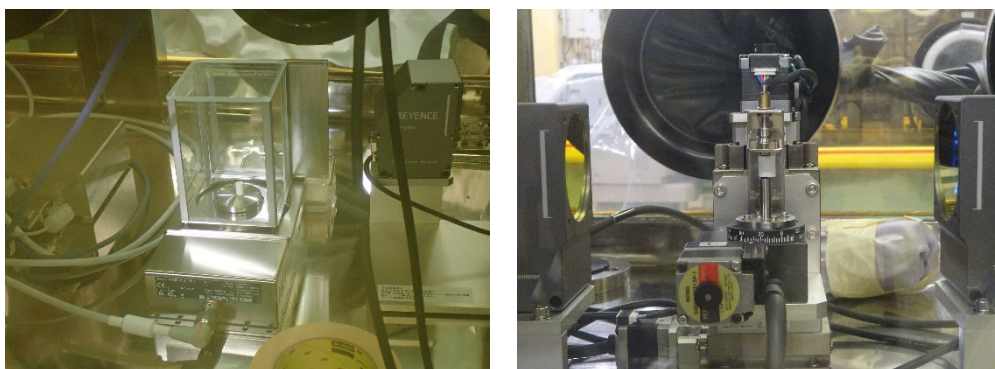


図 7.2-3 重量測定及び体積測定



図 7.2-4 試料封入後のアルミ筒及び水分測定



図 7.2-5 EDX 用試料容器



図 7.2-6 EDX 測定



図 7.2-7 粉碎したペレット試料及び融剤分取後の状態

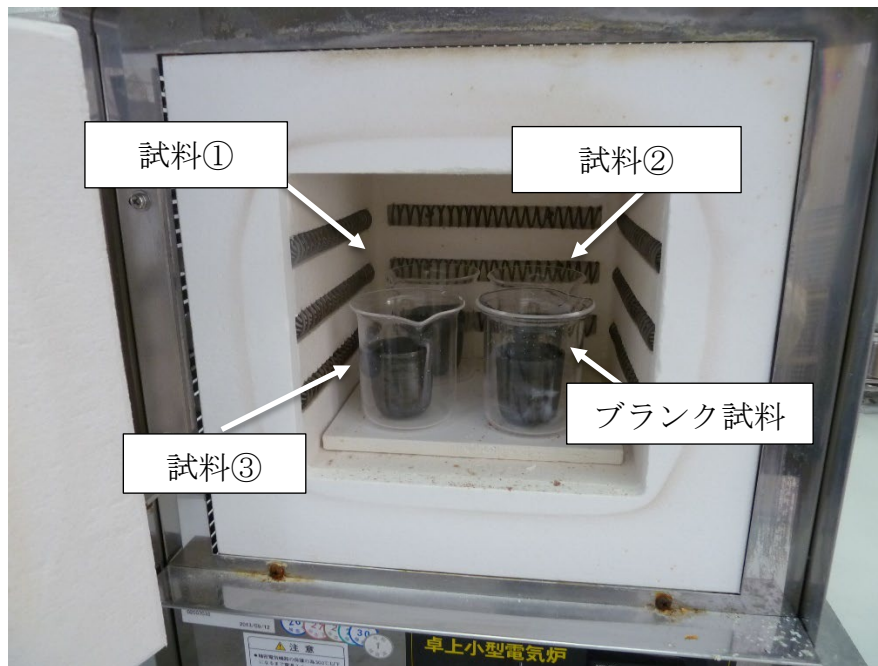


図 7.2-8 電気炉内の状態

(3) 試分析結果

1) ペレット密度測定装置による測定結果

ペレット密度測定結果を表 7.2-6 に示す。

表 7.2-6 ペレット密度測定結果

試料名	試料重量[g]	体積【cm ³ 】	密度【g/cm ³ 】
酸化アルミニウムペレット	1.1871	0.5784	2.0524
酸化ジルコニウムペレット	1.3891	0.5861	2.3701

2) 水分測定装置による測定結果

水分測定結果を表 7.2-7 に示す。

表 7.2-7 水分測定結果

試料名	試料重量[g]	総水分量【μg】	水分量【%】
酸化アルミニウムペレット	0.05050	16.3	0.03228
酸化ジルコニウムペレット	0.04960	47.2	0.09516

3) EDX による測定結果

EDX で測定した結果を図 7.2-9 に示す。試料は粉碎し、均一状に調製している。

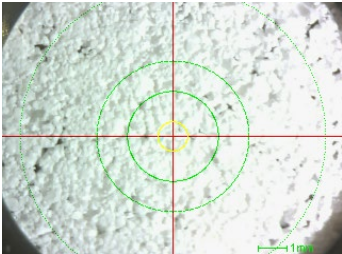
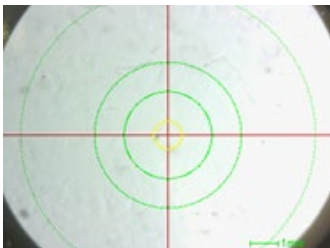
酸化アルミニウムペレット		
分析対象	分析結果【wt%】	試料画像
Al ₂ O ₃	99.972	
Cr ₂ O ₃	0.014	
ZrO ₂	0.010	
NiO	0.002	
ZnO	0.002	
total	100	
酸化ジルコニウムペレット		
分析対象	分析結果【wt%】	試料画像
ZrO ₂	97.658	
HfO ₂	2.342	
total	100	

図 7.2-9 EDX 測定結果

3) アルカリ融解及び ICP-AES による測定結果

ICP-AES で測定した結果を表 7.2-8 に示す。また、同時に定性分析も実施した。定性分析の結果、酸化アルミニウムペレットでは Al、Na 以外に S、Ca、Ni を検出した。また、酸化ジルコニウムペレットでは Zr、Na 以外に S、Ca、Ni、Hf を検出した。その他、有意な元素は検出されなかった。ブランク測定の結果、S、Ca はアルカリ融剤由来であること、Ni はるつぼ由来であることを確認した。

酸化アルミニウムペレット及び酸化ジルコニウムペレットの測定結果から、本アルカリ融解における Al 及び Zr の回収率を推定した。推定結果を表 7.2-9 に、加熱後の状態を図 7.2-10 に、融解後の加熱溶解の状態を図 7.2-11 に、Ni るつぼ洗浄後の状態を図 7.2-12 に示す。

表 7.2-8 ICP-AES 測定結果

酸化アルミニウムペレット				
試料番号	発光強度	濃度【μg/mL】	希釈倍率	Al 量【g】
①	6.2812	5.0719	5000	0.0254
②	6.1609	4.9705		0.0249
③	8.7752	5.0067		0.0250
ブランク試料	0.2509	<0.001		—
酸化ジルコニウムペレット				
試料番号	発光強度	濃度【μg/mL】	希釈倍率	Zr 量【g】
①	69.372	7.1152	5000	0.0356
②	71.280	7.3121		0.0366
③	98.303	7.1075		0.0355
ブランク試料	0.4053	<0.001		—

表 7.2-9 酸化アルミニウムペレット及び酸化ジルコニウムペレット回収率結果

試料番号	Al 含有想定値 【g】	回収率 【%】
①	0.0270	93.9
②	0.0265	93.9
③	0.0268	93.4
試料番号	Zr 含有想定値 【g】	回収率 【%】
①	0.0371	95.8
②	0.0390	93.8
③	0.0382	93.1

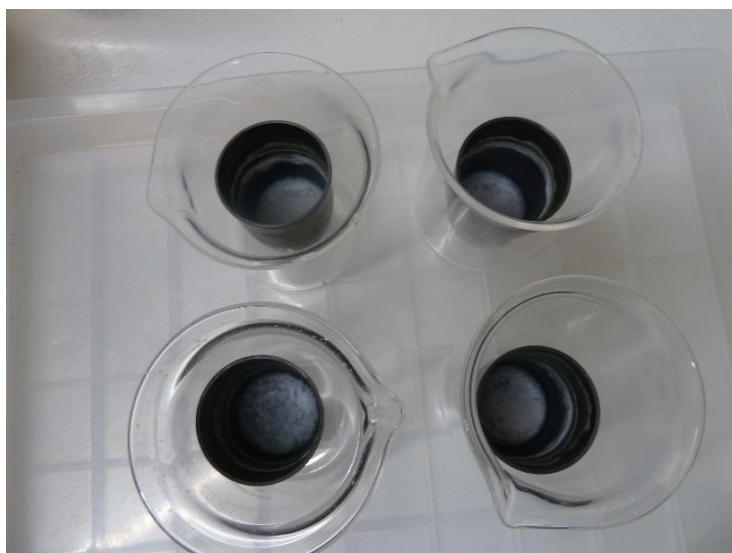


図 7.2-10 加熱後の状態



図 7.2-11 融解後の加熱溶解

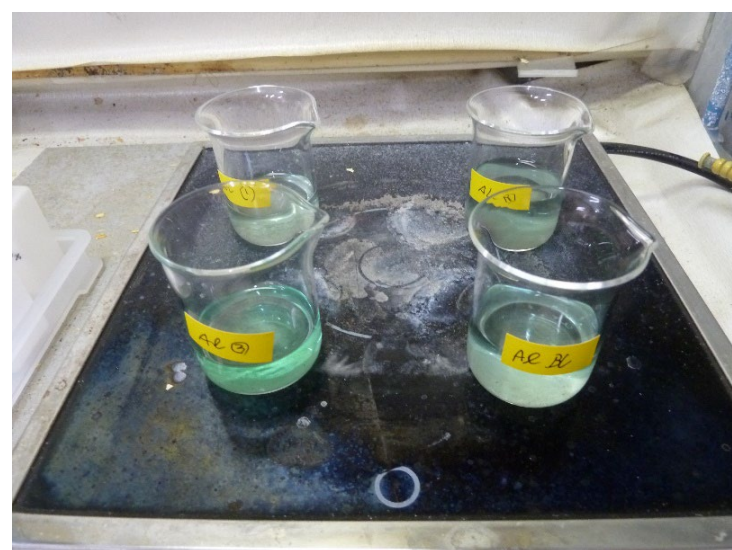


図 7.2-12 るつぽ洗浄後

(4) 考察

本試分析においては、デブリ模擬体ペレット試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態を実施可能な分析を行った後、試料を粉碎・融解して水分測定及び組成分析を行った。

ペレット密度測定及び水分測定においては、特に問題なく測定結果を得ることができた。今後は、様々な調製条件におけるデブリ模擬体ペレットの測定を実施し、測定に係る技術の向上、知見の蓄積及び測定結果の妥当性についての検討を実施していく必要がある。

組成分析のうち、EDX での測定結果においては、酸化アルミニウムペレットでは Al は重量百分率で 99.97(%)であり、ペレット試料原料の組成（純度 99.99(%)）とよく一致している。また、酸化ジルコニウムペレットでは Zr は 97.66(%)であり、Hf が 2.3(%)程度検出されている。酸化ジルコニウムペレットの原料に使用した試料の組成についてはメーカーから成分表が提示されていないが、ICP-AES の測定における定性分析でも Hf が検出されていることから、当該元素は原料由来であると推察できる。今後は多元素混合ペレット試料についても継続して分析を実施し、知見を蓄積していく必要がある。また、アルカリ融解及び ICP-AES 測定結果において、アルカリ融解については令和 4 年度のアルカリ融解結果と同等であり、回収率は 93～96(%)で安定している。今年度は分析前処理として、炭化ホウ素製の乳鉢で粉碎することにより、より安定な粉末形態にする操作を加えたことで安定な融解に資していると推察する。一方で、るつば表面やビーカーの内側に若干の飛散が見られることから、ICP-AES 測定用の試料調製における回収操作で全量回収できていないことが推察される。今年度までの試分析で、アルカリ融解の操作では全量回収が困難なことが示唆されており、今後は標準試料添加による回収率補正などの手法を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 7.2-10 に、主な器材等の外観を図 7.2-13～図 7.2-15 に示す。

表 7.2-10 デブリ模擬体分析用器材等一覧

器材名称	型式、主要使用	備考
MCI GEL CA08Y	三菱ケミカル 5055-79710	図 7.2-13 参照
UTEVA レジン カラム	Eichrom Technologies UT10-C20-A	
石英平底ビーカー 一体型	RIKOH R-SB-007	図 7.2-13 参照
石英平底ビーカー #43	RIKOH R-557	図 7.2-14 参照
コンビチップアドバンス 2.5mL	エッペンドルフ 0030 089.448	
4M-KCL 溶液 (AgCl 入り)	HIRANUMA HSG370203	
真空ゴム管 7.5×21 10m	三商 94-0152	
ブレードホース 9×15 10m	三商 94-0374	
試験研究用回転架台	日陶科学 ANZ-10D	図 7.2-14 参照
蒸留水製造装置	ADVANTEC RFD342ND	図 7.2-15 参照
超純水製造装置	ADVANTEC RFU424CC	図 7.2-15 参照
1PA 接続ユニット	ADVANTEC RF100140	
トーセル	ADVANTEC TCPD-7-S1FE	



図 7.2-13 MCI GEL CA08Y 及び石英平底ビーカー一体型



図 7.2-14 石英平底ビーカー #43 及び試験研究用回転架台



図 7.2-15 蒸留水製造装置及び超純水製造装置

7.2.3 まとめ

令和 4 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、試分析を実施した。今年度は、デブリ模擬体試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態を実施可能な分析を行った後、試料を粉砕して非破壊分析による組成分析を実施したのち、水分測定を行った。その後、アルカリ融解して組成分析を行った。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。

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

今後は、引き続き令和 5 年度に試調製したデブリ模擬体試料を用いて組成分析をはじめ、その他の分析についても適用を検討していく予定である。

参考文献

- 1) 中村洋、「分析試料前処理ハンドブック」、丸善出版、(2003)
- 2) 松本健、「解説 難溶解性物質の分解法」、
<https://www.jsac.or.jp/bunseki/pdf/kaisetsu200202.pdf>

第Ⅳ編 臨界挙動評価手法の整備

第8章 臨界挙動評価に係る検討

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

今年度は、シナリオの考え方についてまとめ（8.1 節）、様々な基本的幾何形状（球、円筒、平板）の燃料領域を持つ体系で反応度温度係数を求め、それらを用いて動特性解析を行うことで、形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認した（8.2 節）。続いて昨年度新たに想定した水中に燃料デブリが分散する体系における反応度温度係数を計算した（8.3 節）。

8.1 臨界事故シナリオの考え方について

8.1.1 目的及び概要

(1) 目的

臨界事故シナリオを検討する上で想定した考え方を整理することを目的とする。

(2) 概要

福島原発事故で生じた燃料デブリの再臨界シナリオについて検討を進める上で、例えばデブリの掘削の状況から反応度の添加量や添加率を想定するなど、現象からシナリオを想定することは情報が少なく困難である。このため、一点炉動特性方程式のパラメータとしてみた場合に、シナリオの枠組みとして想定できることを検討した。

具体的には、IRID のシナリオに基づきつつ、より汎用性を持たせるため、反応度添加率は $1.1 \times 10^{-5} [\$ / s]$ とした。反応度添加量については検討を示すに留めた。

8.1.2 シナリオの枠組みについて

福島原発事故で生じた燃料デブリの再臨界シナリオについて検討を進める上で、通常はデブリの掘削の状況から反応度の添加量や添加率を想定するなど、現象からシナリオを想定することが考えられる。しかし、現状のデブリの形状や組成が明らかでなく、どのような掘削がなされるのかといったことも確定はしていない。このため、必要な情報が少なく、添加反応度の想定を行うことが難しい。

臨界事故時の影響評価手法としては、一点炉動特性方程式を用いた評価方法¹⁾は代表的な方法の一つである。TRACY 実験²⁾で検証されているとともに、国際的な比較³⁾も行われて、検証が重ねられている。この一点炉動特性方程式で評価する前提に立てば、すべての状況はそのパラメータで表されることになる。このパラメータとしてみた場合には、特に重要な反応度については添加反応度量と添加反応度率で表される。

このように考え、逆に添加反応度量と添加反応度率として想定できることを考慮することで、シナリオの枠組みとして想定できることを検討した。

8.1.3 反応度添加率の考え方

国際廃炉研究機構（IRID）が過去に実施した燃料デブリの再臨界検知に関する解析⁴⁾では、解析条件として $5.0 \times 10^{-3} [\$ / h]$ ($\approx 1.4 \times 10^{-6} [\$ / s]$) という反応度添加率が用いられている。これは細粉蓄積（微小臨界）による臨界シナリオに対する値であり、燃料デブリの加工量、加工時間及び移行率より算出されたものである。

このままでは微細粒子による臨界に適用する以外に用いることが難しいので、IRID が同様に注意深く作業をするのであれば、同様の反応度添加率になること、ただし、ある程度の幅は生じるであろうことから、この幅について検討することにした。臨界時の放出エネルギーが桁違いに大きくなると、被ばく線量も桁違いに大きくなり、被ばく時の被害や対処法が変わってくる⁵⁾ことから、そうならないような、放出エネルギーが 2 倍程度となるような反応

度添加率を求めることとした。具体的な計算については 8.2.2(2)に示す。結果として、ここでのシナリオ上の反応度添加率は $1.1 \times 10^{-5} [\$/s]$ とした。

8.1.4 反応度添加量の考え方

即発臨界（1\$添加）に達すると大きなエネルギーが放出されることから、通常は臨界に達したと気づき、Gd 投入などのアクシデントマネジメント策を実施することが想定される。この場合に反応度の添加がどの程度の時間で終了するのかが問題となる。

影響評価の観点からは、反応度の即時添加に対しては、2\$程度の反応度が添加されるとすると、一点炉動特性コードや簡易評価式の計算結果がほぼ一致することから⁵⁾、評価の方法が広がるため使いやすい。

一方、ゆっくり反応度が添加する場合には、検討すべきことが増える。たとえば $1.1 \times 10^{-5} [\$/s]$ の場合、仮に初期に 0\$（臨界）であったとすると（臨界に限りなく近い未臨界も含む）、1\$に達するまでに 90909 秒（約 25 時間）かかる。実際の操作は一日以内で終わると想定すると、この数字が守られるのであれば実際には 1\$に達することはないと言える。仮に達したとして、そこからさらに 2\$に達するのには同じだけの時間がかかるが、アクシデントマネジメント策（AM 策）の発動にそれほどの時間がかかるとは考えられない。AM 策の発動までの妥当な時間についての検討が必要である。

1\$を超えた場合にはデブリの温度が急上昇し、水の沸点をはるかに超えると考えられるため、デブリの状態が変化することから反応度が同じように添加されるかどうかかわからない。考えられる状況としては、デブリの温度が数百℃に達し、まわりに水がある場合には膜状の沸騰ボイド（気泡）が生じて全反応度を抑制し、ちょうど臨界状態を維持するような状態に収束する可能性がある。ボイドは核分裂出力に比例して生じるとされているため、臨界を超過した場合には出力が上昇し、ボイドも増えて臨界を抑制する（フィードバック）とともに、その逆も生じうるためである。

ただし、溶液系の燃料の場合とは異なり、デブリの温度と周囲の水の温度には差があるため、上述のフィードバックが生じるにはタイムラグがある。またデブリの内部に水があるような状況では、高温になったデブリの影響で水が蒸発し、内部的圧力が生じてデブリが破壊されることもありうる。

以上、さまざまな状態を考慮すると、一律に反応度添加量を決定することは難しいので、外的条件で決めることがまずは有益であると考えられる。例えば、出力がピークに達した時点まで反応度が添加すると決めるとか、ピークに達してから一定時間後（AM 策後）まで添加されるとかが考えられる。

8.1.5 まとめ

臨界事故シナリオを検討する上で想定した考え方を整理することを目的として、反応度添加率と反応度添加量について検討した。福島原発事故で生じた燃料デブリの再臨界シナリオについて検討を進める上で、例えばデブリの掘削の状況から反応度の添加量や添加率を想定するなど、現象からシナリオを想定することは情報が少なく現実的でない。このため、一点炉動特性方程式のパラメータとしてみた場合に、シナリオの枠組みとして想定できることを検討した。

具体的には、IRID のシナリオに基づきつつより汎用性を持たせるため、反応度添加率は $1.1 \times 10^{-5} [\$/s]$ とした。反応度添加量については即発臨界に達した場合に生じる事象を検討し、反応度添加量を一律で定めるよりも状況に応じて決定する方がよいのではないかと提案するとどめた。

参考文献

- 1) “溶液燃料体系の臨界事故解析コード：AGNES2” JAERI-DATA/CODE 2002-004 (2002).
- 2) “TRACY TRANSIENT EXPERIMENT DATABOOK 1) PULSE WITHDRAWAL EXPERIMENT” JAERI-DATA/CODE 2002-005 (2002).
- 3) “Inter-code Comparison Exercise for Criticality Excursion Analysis” NEA No.6285 (2009).
- 4) 国際廃炉研究開発機構 IRID, “平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成 30 年度実施分最終報告” (2019).
- 5) “Improvement in estimation of first peak power based on non-linear temperature feedback reactivity in criticality accident with instantaneous reactivity insertion” J. Nucl. Sci. Technol. Vol.52 p.1425-1435 (2015).

8.2 燃料領域の形状が臨界事故影響評価にもたらす反応度効果の解析

8.2.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料デブリ再臨界リスクの可視化を目的として、発生しうる臨界事故による核分裂数を格納容器内の場所ごとに示すマップの作成が進められている。その一環として、様々な基本的幾何形状（球、円筒、平板）の燃料領域を持つ体系で反応度温度係数を求め、それらを用いて動特性解析を行うことで、形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認することを本検討の目的とする。

(2) 概要

本検討は以下の手順で実施された。

① 燃料領域形状毎の反応度温度係数の導出

燃料領域の形状は球、円筒（ $H/D=1, 2, 3, 4, 5$ ）及び平板（ $L/H=1, 2, 3, 4, 5$ ）を想定した。燃料領域内には半径 1 cm の燃料デブリ球を面心立方格子で配置し、デブリ球以外の部分及び燃料領域外は水で満たされているとした。燃料デブリの組成や減速材・燃料デブリ体積比（ V_m/V_f ）は過去に実施された受託事業に基づき代表的な値を用いた。各形状についてモンテカルロ中性子輸送計算によって臨界寸法及びその臨界寸法における反応度温度係数を求めた。

② 妥当な反応度添加率の導出

次に、国際廃炉研究機構が公開しているある臨界シナリオにおける反応度添加率を用いて基準となる動特性解析を実施した。解析には原子力機構で開発された AGNES-P を用いた。さらに、③で行う解析で保守的な反応度添加率を設定するために、放出エネルギーが基準の場合の 2 倍程度となる反応度添加率を求めた。

③ 燃料領域形状と最大出力及び核分裂数の関係の確認

以上のように求めた反応度温度係数及び反応度添加率を用いて動特性解析を実施し、燃料領域形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認した。その結果、今回用いた解析条件下では最大出力密度や放出エネルギー密度は形状によらず、ほぼ同じ値をとることが明らかとなった。よって、それらに燃料体積を乗じて得られる最大出力や放出エネルギーは、単に形状による臨界量の違いに依存することが確認された。

8.2.2 成果報告

(1) 燃料領域形状毎の反応度温度係数の導出

燃料領域の形状は球、円筒 ($H/D=1, 2, 3, 4, 5$) 及び平板 ($L/H=1, 2, 3, 4, 5$) を想定した。例として燃料領域が球形状の場合の計算体系の概図を図 8.2-1 に示す。燃料領域内には半径 1 cm の燃料デブリ球を面心立方格子で配置し、デブリ球以外の部分は水で満たされている。格子の大きさは、平成 27 年度受託事業 3 章 (図 3.2-2 (2)) に記載がある本解析に類似した無限体系における最適減速条件である $V_m/V_f=2.375$ となるように決定した。また、燃料領域外は厚さ 30 cm の水反射体で囲まれているとした。また、参考のためにいくつかの燃料領域形状の計算体系について、その断面図を図 8.2-2 に示す。

燃料デブリは二酸化ウラン、構造材 (SUS316) 及びコンクリートの均質混合物と仮定した。各物質の存在割合やウラン濃縮度は令和 4 年度受託事業²⁾で算出された値のうちの 1 つを用いた (令和 4 年度受託事業報告書第 8 章表 8.1-37 Case01 標本 1)。コンクリートの体積割合を 50%とした。これらの条件を表 8.2-1 にまとめて示す。また、これらの条件に基づき算出された燃料デブリに含まれる核種の原子核数密度を表 8.2-2 に示す。

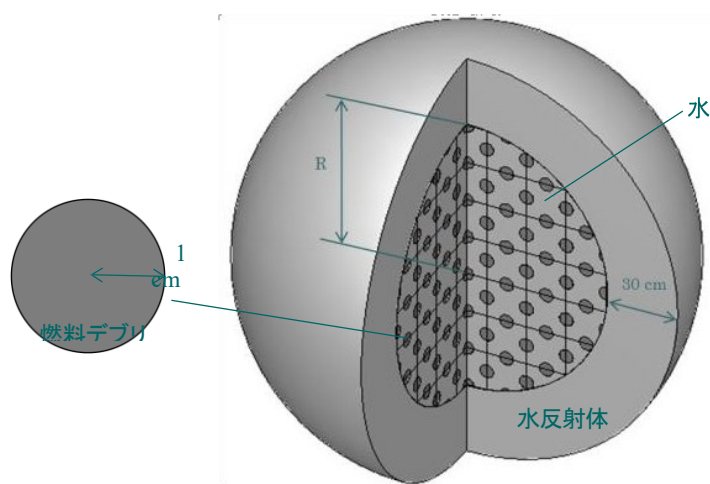
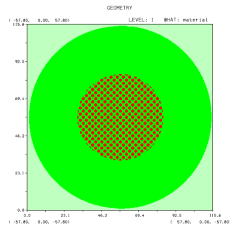
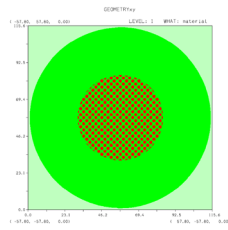


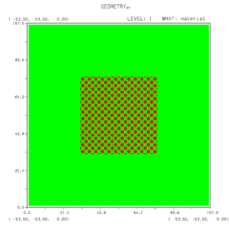
図 8.2-1 計算体系の例（燃料領域が球形状の場合）



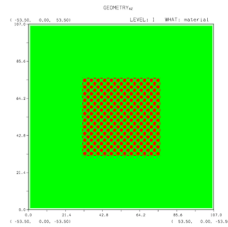
球形状 xy 断面



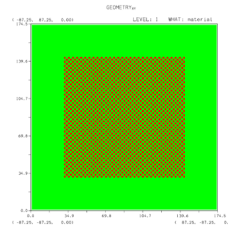
球形状 xz 断面



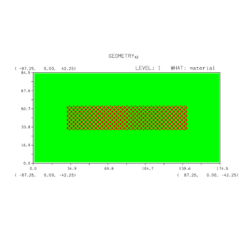
平板形状 (L/H=1)
xy 断面



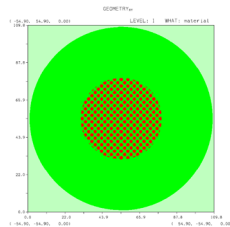
平板形状 (L/H=1)
xz 断面



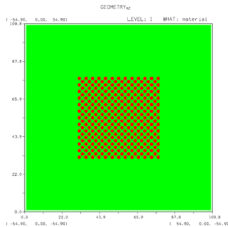
平板形状 (L/H=5)
xy 断面



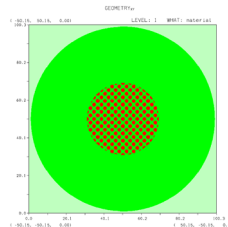
平板形状 (L/H=5)
xz 断面



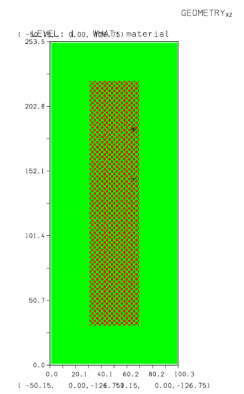
円筒形状 (H/D=1)
xy 断面



円筒形状 (H/D=1)
xz 断面



円筒形状 (H/D=5)
xy 断面



円筒形状 (H/D=5)
xz 断面

図 8.2-2 計算体系断面図の例

表 8.2-1 燃料デブリに含まれると仮定した物質の仕様

物質	密度 [kg/m ³]	比熱 [J/kg/K]	熱伝導率 [W/m/K]	デブリ中の 体積存在比	濃縮度 [wt%]
UO ₂	1.097×10 ⁴ ³⁾	2.35×10 ² ⁴⁾	8.68 ⁴⁾	0.394 ²⁾	4.19 ²⁾
SUS316	8.00×10 ³ ³⁾	4.8×10 ² ⁵⁾	13.2 ⁵⁾	0.106 ²⁾	-
コンクリート	2.3×10 ³ ²⁾	8.8×10 ² ³⁾	1.46 ³⁾	0.500 ²⁾	-

表 8.2-2 本検討で用いた燃料デブリに含まれる核種の原子核数密度

核種	数密度 [/cm/barn]	核種	数密度 [/cm/barn]
²³⁵ U	4.08×10 ⁻⁴	⁴⁰ Ca	7.28×10 ⁻⁴
²³⁸ U	9.24×10 ⁻³	⁴² Ca	4.86×10 ⁻⁶
¹ H	6.87×10 ⁻³	⁴³ Ca	1.01×10 ⁻⁶
¹⁶ O	4.23×10 ⁻²	⁴⁴ Ca	1.57×10 ⁻⁵
¹² C	9.12×10 ⁻⁵	⁴⁶ Ca	3.00×10 ⁻⁸
²³ Na	4.82×10 ⁻⁴	⁴⁸ Ca	1.40×10 ⁻⁶
²⁴ Mg	4.89×10 ⁻⁵	⁵⁰ Cr	7.16×10 ⁻⁵
²⁵ Mg	6.20×10 ⁻⁶	⁵² Cr	1.38×10 ⁻³
²⁶ Mg	6.82×10 ⁻⁶	⁵³ Cr	1.57×10 ⁻⁴
²⁷ Al	8.71×10 ⁻⁴	⁵⁴ Cr	3.90×10 ⁻⁵
²⁸ Si	7.83×10 ⁻³	⁵⁵ Mn	1.84×10 ⁻⁴
²⁹ Si	3.98×10 ⁻⁴	⁵⁴ Fe	3.55×10 ⁻⁴
³⁰ Si	2.62×10 ⁻⁴	⁵⁶ Fe	5.57×10 ⁻³
³² S	4.48×10 ⁻⁶	⁵⁷ Fe	1.29×10 ⁻⁴
³³ S	3.58×10 ⁻⁸	⁵⁸ Fe	1.71×10 ⁻⁵
³⁴ S	2.02×10 ⁻⁷	⁵⁸ Ni	7.01×10 ⁻⁴
³⁶ S	9.43×10 ⁻¹⁰	⁶⁰ Ni	2.70×10 ⁻⁴
³⁹ K	2.15×10 ⁻⁴	⁶¹ Ni	3.74×10 ⁻⁵
⁴⁰ K	2.69×10 ⁻⁸	⁶⁴ Ni	9.53×10 ⁻⁶
⁴¹ K	1.55×10 ⁻⁵		

上述の燃料領域を持つ各体系について、モンテカルロ計算コード MVP3⁶⁾及び核データライブラリ JENDL4.0⁷⁾を用いて臨界寸法及びその臨界寸法における反応度温度係数を求めた。モンテカルロ計算の統計量は実効増倍率 k_{eff} の標準偏差 σ が 0.01%以下となるように設定した（1 バッチ当たりのヒストリー数 100,000、スキップバッチ数 20、タリーバッチ数 80-160、タリーバッチ数は体系の大きさによって調整）。全ての物質温度を 300 K とし、最も k_{eff} が 1 に近くなる寸法を 0.1 cm 単位で求め、臨界寸法とした。ただし、この方法で 3σ 以内に $k_{\text{eff}} = 1$ が含まれる寸法を求められない場合に限り、0.05 cm 単位で臨界寸法を求めた。このようにして求めた臨界寸法を同時に得られた動特性パラメーター等とともに表 8.2-3 に示す。反応度温度係数は、5 点のデブリ温度（300, 400, 500, 600, 700 K）で得られた k_{eff} の及び臨界時に得られた実行遅発中性子割合 β_{eff} を基に python ライブラリ scipy⁸⁾を用いて導出した（最小二乗法、2 次まで）。デブリ温度の変化は燃料領域内で一様とした。なお反応度変化は

$$\Delta\rho = a(\Delta T_f)^2 + b(\Delta T_f) [\text{\$}] \quad (8.2.1)$$

で表されるとする。 $\Delta\rho$ は反応度変化量 [%]、 ΔT_f は 300 K を基準とした燃料温度変化量 [K]、 a は 2 次の温度係数 [%/K²]、 b は 1 次の温度係数 [%/K]である。このようにして得られた反応度温度係数を表 8.2-4 に示す。また、各計算体系について燃料デブリ温度と反応度の関係を図 8.2-3 に示す。

表 8.2-3 各体系の臨界寸法

燃料領域形状		寸法 [cm]	$k_{\text{eff}}(\sigma)$ [-]	デブリ質 量[kg]	β_{eff} [-]	Λ [s]
球		R = 26.8	1.0003 (0.008%)	151	0.0074	5.3×10^{-5}
平板	L/H = 1	L = 45.0, H = 45.0	1.0001 (0.008%)	171	0.0074	5.4×10^{-5}
	2	L = 60.6, H = 30.3	1.0000 (0.008%)	209	0.0074	5.5×10^{-5}
	3	L = 77.4, H = 25.85	1.0002 (0.008%)	289	0.0073	5.5×10^{-5}
	4	L = 93.6, H = 23.4	1.0000 (0.008%)	384	0.0073	5.5×10^{-5}
	5	L = 112.5, H = 22.5	0.9999 (0.008%)	533	0.0073	5.6×10^{-5}
円筒	H/D = 1	H = 47.8, D = 47.8	0.9999 (0.008%)	161	0.0074	5.4×10^{-5}
	2	H = 82.4, D = 41.2	0.9998 (0.008%)	206	0.0074	5.4×10^{-5}
	3	H = 117.9, D = 39.3	0.9997 (0.010%)	268	0.0074	5.4×10^{-5}
	4	H = 154.4, D = 38.65	1.0002 (0.008%)	338	0.0074	5.4×10^{-5}
	5	H = 191.5, D = 38.25	0.9997 (0.010%)	413	0.0074	5.4×10^{-5}

表 8.2-4 各体系の反応度温度係数

燃料領域形状		a [%/K ²]	b [%/K]
球		1.5×10^{-6}	-6.0×10^{-3}
平板	L/H = 1	2.0×10^{-6}	-6.3×10^{-3}
	2	2.0×10^{-6}	-6.4×10^{-3}
	3	2.1×10^{-6}	-6.5×10^{-3}
	4	2.2×10^{-6}	-6.6×10^{-3}
	5	2.0×10^{-6}	-6.5×10^{-3}
円筒	H/D = 1	2.2×10^{-6}	-6.5×10^{-3}
	2	2.5×10^{-6}	-6.7×10^{-3}
	3	2.4×10^{-6}	-6.7×10^{-3}
	4	2.0×10^{-6}	-6.4×10^{-3}
	5	2.4×10^{-6}	-6.8×10^{-3}

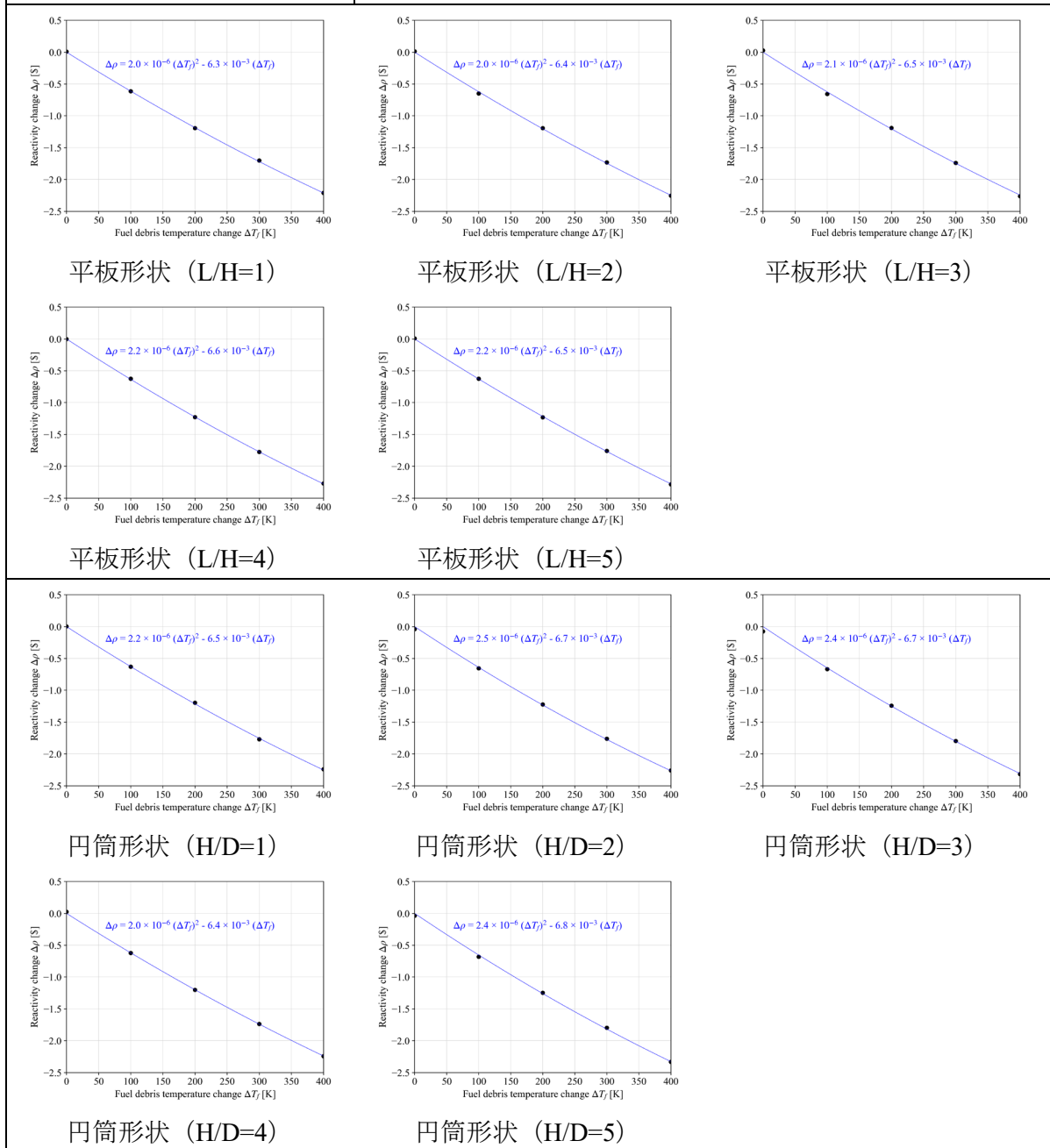
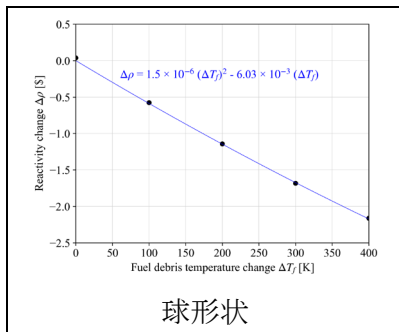


図 8.2-3 燃料デブリ温度変化と反応度の関係

(2) 妥当な反応度添加率の導出

国際廃炉研究機構が過去に実施した燃料デブリの再臨界検知に関する解析⁹⁾では、解析条件として 5.0×10^{-3} [\$/h] ($\approx 1.4 \times 10^{-6}$ [\$/s]) という反応度添加率が用いられている。これは細粉蓄積（微小臨界）による臨界シナリオに対する値であり、燃料デブリの加工量、加工時間及び移行率より算出されたものであるとしている。ここでは、この反応度添加率を用いて基準となる動特性解析を実施する。次に(3)の解析において保守的な反応度添加率の設定とするために、放出エネルギーが基準の場合の2倍程度となる反応度添加率を求める。

解析には原子力機構が開発した一点炉動特性モデル及び簡易的な熱伝導・熱伝達モデルに基づく動特性コード AGNES-P を用いた。球体系計算機能を使用し、燃料デブリ球1粒に着目した動特性解析を実施した。作業(1)で求めた、燃料領域が球形状の場合の反応度温度係数及び動特性パラメーターを用いた。計算体系の概図を図 8.2-4 示す。燃料デブリの体積割合や V_m/V_f は作業(1)と同一である。表 8.2-1 に入力に用いた熱物性値を示す。燃料デブリと水間の熱伝達係数は平成 31 年度受託事業 11.2.5¹⁰⁾で用いられた $1000 \text{ W/m}^2/\text{K}$ と仮定した。水と外部領域間は断熱条件とした。初期出力密度は ^{238}U の崩壊による自発核分裂率より概算し、 $3 \times 10^{-7} \text{ [W/m}^3]$ とした。

上述のように、反応度添加率は 1.4×10^{-6} [\$/s] を基準とし、反応度の添加は出力の第一ピークまでとした。放出エネルギー密度は反応度添加開始から第一ピークまでの時間に 600 秒を加えた時間までの積分値として評価した。添加反応度率を 1.4×10^{-5} , 1.4×10^{-4} , $\dots, 1.4$ [\$/s] として同様の計算を行った。このようにして得られた反応度添加率と最大（ピーク）出力密度の関係を図 8.2-4 に示す。また、反応度添加率と放出エネルギー密度の関係を図 8.2-5 に示す。放出エネルギー密度が基準の場合の2倍となる反応度添加率を内挿で求めると 1.1×10^{-5} [\$/s] であった。

図 8.2-6 に計算結果例として出力密度の時間変化を反応度添加率が 1.4×10^{-6} , 1.4×10^{-5} , 1.4×10^{-4} [\$/s] の場合について示す。

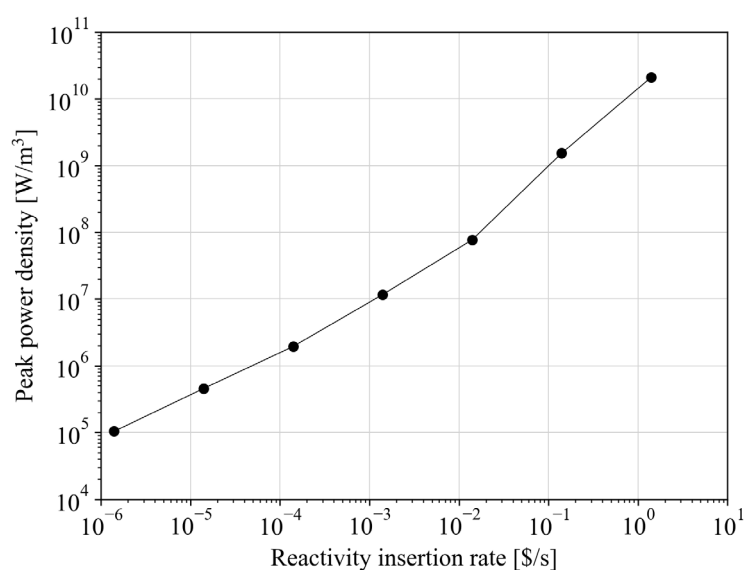


図 8.2-4 反応度添加率と最大出力密度の関係

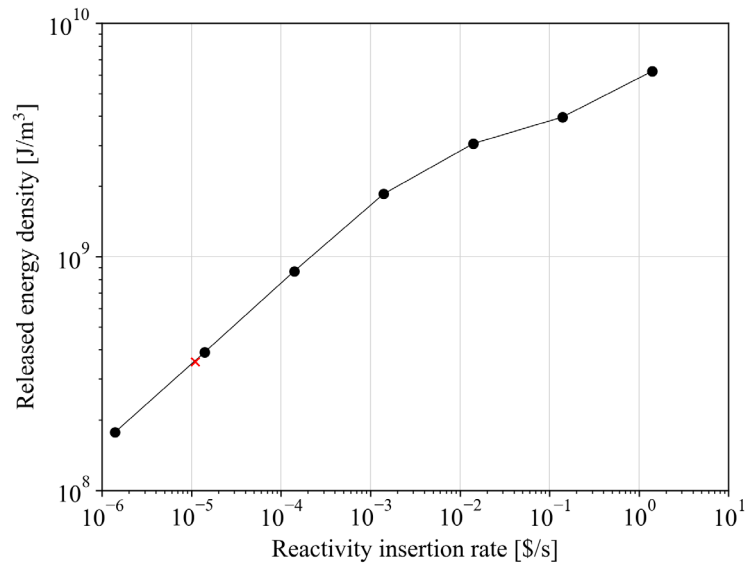


図 8.2-5 反応度添加率と放出エネルギー密度の関係

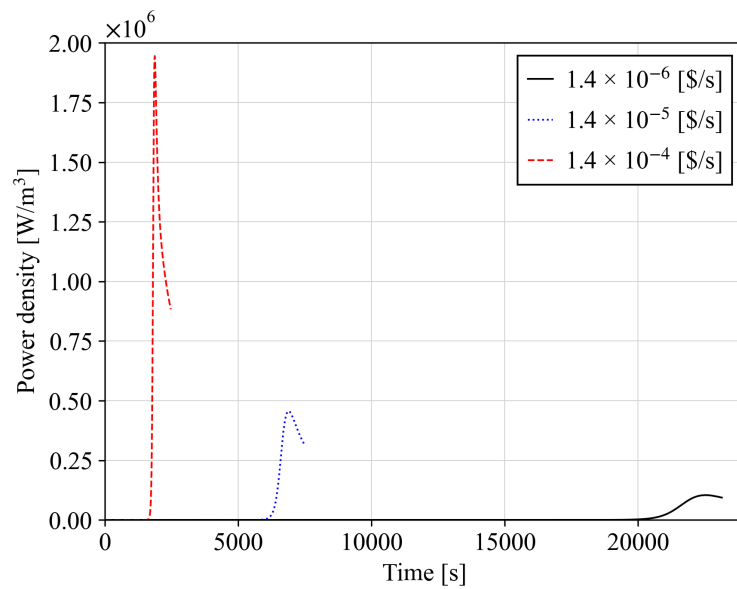


図 8.2-6 出力密度の時間変化（反応度添加率： 1.4×10^{-6} , 1.4×10^{-5} , 1.4×10^{-4} [\$/s]）

(3) 燃料領域形状と最大出力及び核分裂数の関係の確認

作業(1)で求めた各体系（燃料領域形状が球、円筒（ $H/D=1, 2, 3, 4, 5$ ）、平板（ $L/H=1, 2, 3, 4, 5$ ））における反応度温度係数及び動特性パラメーターを用いて、作業(2)と同様の方法で AGNES-P を用いた動特性解析を実施した。反応度添加率は作業(2)で求めた 1.1×10^{-5} [1/s] とした。

燃料領域形状と最大出力密度の関係を図 8.2-7 に示す。最大出力密度は形状によらず、ほぼ一定の値をとっている。また、燃料領域形状が球の場合に最も大きな値を示している。次に、形状と放出エネルギー密度の関係を図 8.2-8 に示す。放出エネルギー密度も形状によらず、ほぼ一定の値をとっている。最大出力と同様に、燃料領域形状が球の場合に最も大きな値を示している。よって、今回検討した均一な微小燃料デブリ球が水中に集まっている体系では、今回用いた解析条件下において、燃料領域の形状は反応度温度係数ひいては最大出力や放出エネルギーに影響を与えない。

また、参考のために燃料形状と最大出力密度に燃料体積を乗じて得られる最大出力の関係を図 8.2-9 に示す。さらに、燃料形状と放出エネルギー密度に燃料体積を乗じて得られる放出エネルギーの関係を図 8.2-10 に示す。

以上の結果を表 8.2-5 にまとめて示す。

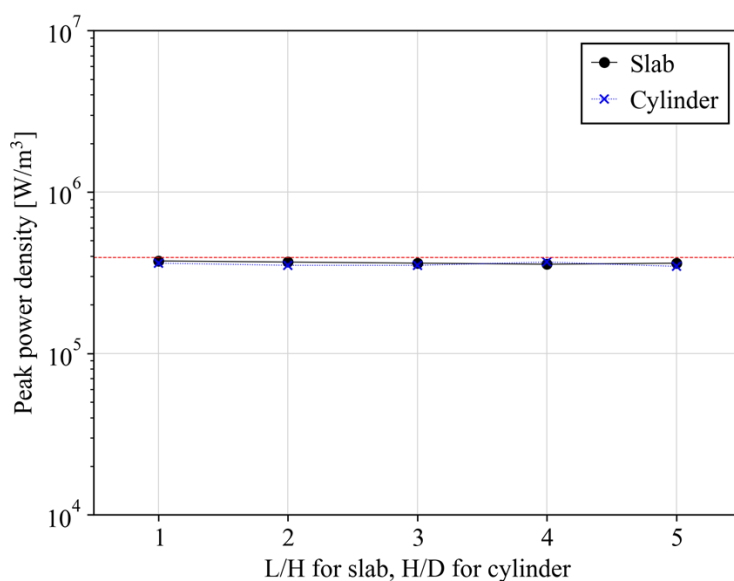


図 8.2-7 燃料領域形状と最大出力密度の関係（赤破線は球形状の結果）

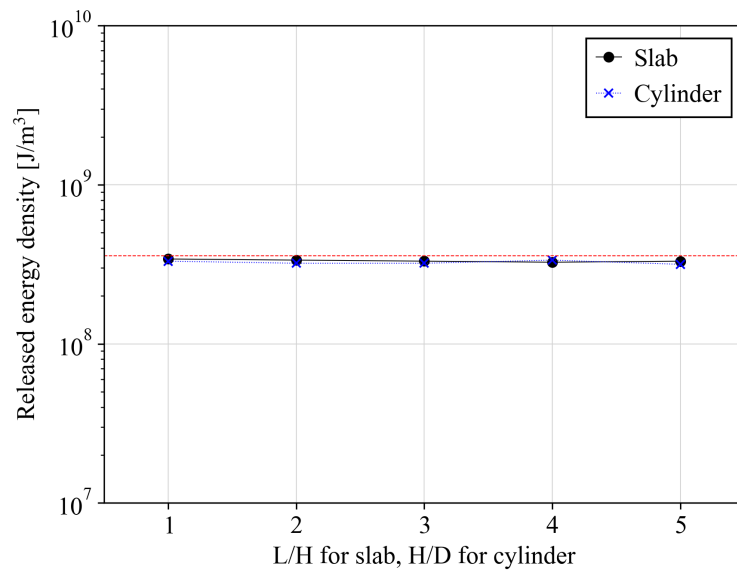


図 8.2-8 燃料領域形状と放出エネルギー密度の関係（赤破線は球形状の結果）

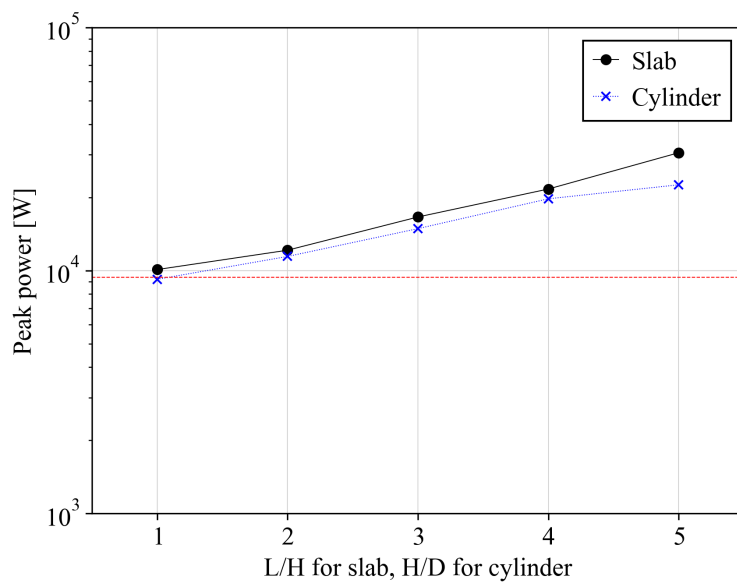


図 8.2-9 燃料領域形状と最大出力の関係（赤破線は球形状の結果）

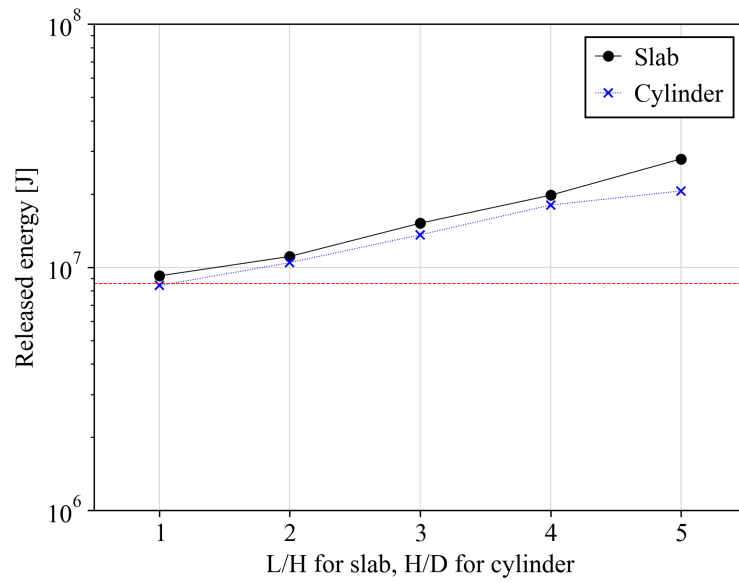


図 8.2-10 燃料領域形状と放出エネルギーの関係（赤破線は球形状の結果）

表 8.2-5 燃料領域形状と最大出力及び核分裂数の関係

燃料領域形状		第一ピーク時間 [s]	第一ピーク出力密度 [W/m ³]	第一ピーク出力 [W]	第一ピークまでの反応度添加量 [β]	放出エネルギー密度 [J/m ³]	放出エネルギー [J]
球		7.8×10 ³	3.9×10 ⁵	9.4×10 ³	8.6×10 ⁻²	3.6×10 ⁸	8.6×10 ⁶
平板	L/H = 1	7.8×10 ³	3.7×10 ⁵	1.0×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.4×10 ⁸	9.2×10 ⁶
	2	7.8×10 ³	3.7×10 ⁵	1.2×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.4×10 ⁸	1.1×10 ⁷
	3	7.8×10 ³	3.6×10 ⁵	1.7×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.3×10 ⁸	1.5×10 ⁷
	4	7.8×10 ³	3.6×10 ⁵	2.2×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.3×10 ⁸	2.0×10 ⁷
	5	7.8×10 ³	3.6×10 ⁵	3.1×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.3×10 ⁸	2.8×10 ⁷
円筒	H/D = 1	7.8×10 ³	3.6×10 ⁵	9.2×10 ³	8.6×10 ⁻²	3.3×10 ⁸	8.4×10 ⁶
	2	7.8×10 ³	3.5×10 ⁵	1.1×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.2×10 ⁸	1.0×10 ⁷
	3	7.8×10 ³	3.5×10 ⁵	1.5×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.2×10 ⁸	1.4×10 ⁷
	4	7.8×10 ³	3.47×10 ⁵	2.0×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.4×10 ⁸	1.8×10 ⁷
	5	7.8×10 ³	3.85×10 ⁵	2.3×10 ⁴	8.6×10 ⁻²	3.2×10 ⁸	2.1×10 ⁷

8.2.3 まとめ

様々な基本的幾何形状（球、円筒、平板）の燃料領域を持つ体系で反応度温度係数を求め、それらを用いて動特性解析を行うことで、形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認することを目的として、

- 燃料領域形状毎の反応度温度係数の導出
- 妥当な反応度添加率の導出
- 燃料領域形状と最大出力及び核分裂数の関係の確認

を実施した。その結果、今回用いた解析条件下では最大出力密度や放出エネルギー密度は形状によらず、ほぼ同じ値をとること及び燃料領域が球形状の場合に最も大きな値をとることが確認された。よって、核分裂数マップの作成作業においては、燃料領域形状を球と近似することでピーク出力や放出エネルギーの桁数が変わらない程度に保守的な数値を示すことができるという結論が得られた。

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構, “平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業 報告書” (2017).
- 2) 日本原子力研究開発機構, “令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備” (2023).
- 3) MatWeb, <https://www.matweb.com/> (accessed on Feb 9, 2024).
- 4) IAEA, “Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data,” https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-THPH_web.pdf (accessed on Feb 9, 2024).
- 5) 産業技術総合研究所, “TPDS-web,” <https://tpds.db.aist.go.jp/tpds-web/> (accessed on Feb 9, 2024).
- 6) Y. NAGAYA et al., “MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods” (2017); <https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2016-018>.
- 7) K. SHIBATA et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48 1, 1 (2011); <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711675>.
- 8) NumFOCUS, Inc., “SciPy,” <https://scipy.org/> (accessed on Feb 9, 2024).
- 9) 国際廃炉研究開発機構 IRID, “平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成 30 年度実施分最終報告” (2019).
- 10) 日本原子力研究開発機構, “令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備” (2021).

8.3 水中に燃料デブリが分散する体系の反応度温度係数

8.3.1 目的及び概要

(1) 目的

分散体系で基準となる 300 K における臨界寸法を求め、これを基準とした反応度温度係数を求めることを目的とする。

(2) 概要

格納容器内の場所ごとの核分裂数を想定したマップを作成するため、デブリ粒子が水中に分散している体系（分散体系）で臨界になる条件を求めた（8.3.1 節）。また、様々な形状での反応度温度係数（2 次まで）を求めた（8.3.2 節）。

球体系において、最適減速では約 30 cm、減速過剰では約 36 cm で臨界となった。円筒体系では円筒直径 D において、最適減速では約 43～54 cm、減速過剰では約 53～65 cm で臨界となった。平板体系では平板一辺長さ L において、最適減速では約 51～132 cm、減速過剰では約 61～162 cm で臨界となった。

反応度温度係数については、最適減速では負となったが、減速過剰では正となった。また、アスペクト比 (H/D や L/H) が大きくなるほど、最適減速では 1 次係数の絶対値が小さくなり、減速過剰では大きくなった。

8.3.2 臨界計算

各体系（球体系、円筒体系、平板体系）において水中に半径 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領域の寸法を変化させ、300 K での臨界寸法を求めた。その際、球体系は燃料領域の半径を変化させた。円筒体系は燃料領域の円筒直径を変化させ、それに応じて円筒高さを自動変更させた。平板体系は燃料領域の平板 1 辺長さを変化させ、それに応じて平板厚さを自動変更させた。

MVP のヒストリー数を適切に設定し、臨界寸法における実効増倍率の精度を全て統計誤差 $1\sigma \leq 0.01\%$ とした。

(1) 計算条件

基本となる計算体系は、図 8.3-1 に示す 30 cm 厚の水反射体がある球形状とする。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る。

使用する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 MVP と JENDL 4.0 の組合せとする。

燃料デブリは、燃料の均質混合物で、組成は以下のように考える。3×3 燃料集合体の混合により 9 体分の燃料が混合したとする。混合の割合等は表 8.3-1 に示す（ここではパターン 3-1 のみを考慮する）。燃料の組成は表 8.3-2 に示す。ここで MT は図 8.3-2 に示す減速材厚さである。図 8.3-2 の無限増倍率計算のモデルで設定した減速材厚さ MT に応じて V_m/V_f が決まり、その V_m/V_f に対応するように面心立方構造の球間隔を計算する。 V_m/V_f は最適減速 (2.38)、減速過剰 (4.83) の 2 点とする (MT=0.5 cm、0.8 cm)。

表 8.3-1 より、球体系については、 $k_{eff}=1$ となる臨界半径の最小値が 29.87 cm と算出されている (25°C)。この体系に基づいて、300 K で臨界となる寸法を算出する (25°C での臨界は考慮しない)。燃料温度は一樣とし、反応度計算に使用する実効増倍率の精度は σ が 0.01% 以下となるようにする。

次に、形状を円筒、平板に変えて同様の計算を実施する。円筒では、高さ H と直径 D が同じになる寸法 ($H/D=1$) で臨界 ($k_{eff}=1$) となる寸法を求める。 $H/D=2, 3, 4, 5$ で同様の事を行う。平板では、高さ H とそれに垂直な辺 L (辺は $L \times L$ とする) を定めて、 $L/H=1$ で円筒と同様の事を行う。その後、 $L/H=2, 3, 4, 5$ で同様の事を行う。

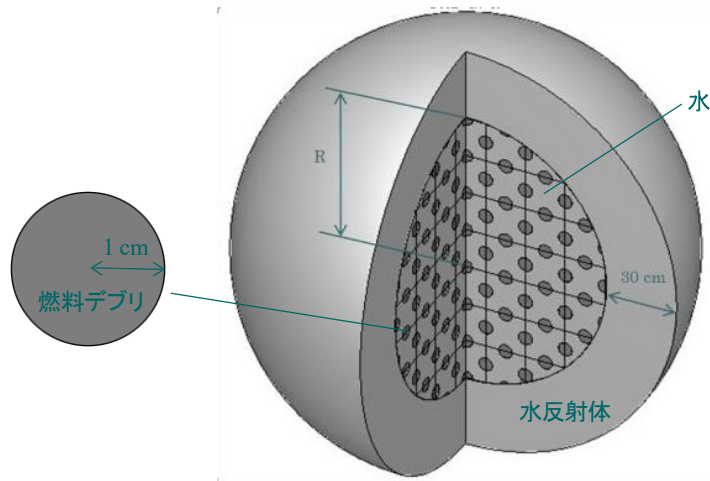


図 8.3-1 計算体系

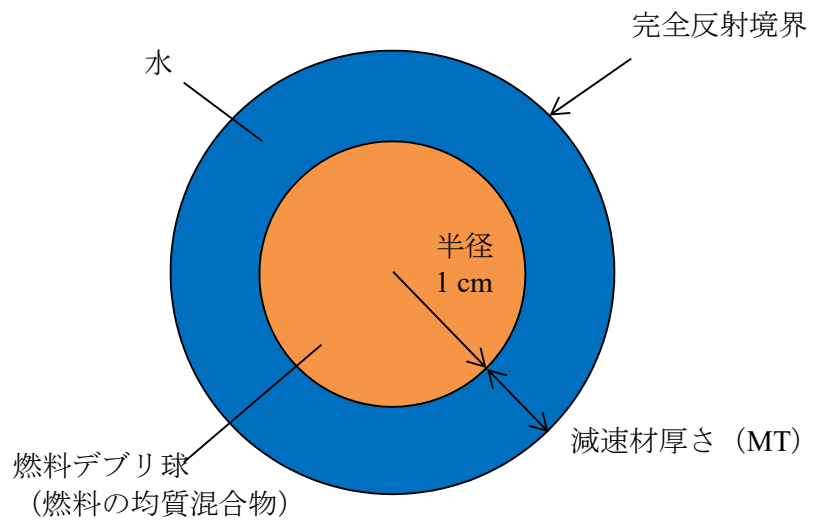


図 8.3-2 無限増倍率計算モデル (非均質)

表 8.3-1 混合範囲 3×3 の臨界量解析結果

パターン番号		3-1 (9体分の混合の割合)	3-2	3-3
燃 焼 度 (GWd/t)	5.2	-	-	-
	15.2	-	3	4
	24.2	7	3	2
	33.3	-	-	-
	37.5	2	3	3
	40.2	-	-	-
Gd / U-235		4.59E-04	5.54E-04	5.68E-04
MT (cm) (図1.1-2に示す減速材厚さ)	Vm / Vf (図1.1-2より)	keff = 1 となるデブリ領域半径 (cm) (25°C = 298.35 K)		
0.105	0.35			
0.15	0.52			
0.2	0.73	71.39	64.54	60.90
0.24	0.91	50.18	47.32	45.58
0.3	1.20	37.91	37.32	36.35
0.4	1.74	32.27	31.35	30.66
0.5	2.38 (最適減速)	<u>29.87</u>	<u>29.58</u>	<u>29.01</u>
0.6	3.10	30.71	29.92	29.30
0.7	3.91	32.57	31.54	30.91
0.8	4.83 (減速過剰)	36.26	34.97	34.10
0.9	5.86	43.06	41.08	39.85
1	7.00	56.77	52.82	50.35
1.2	9.65			

使用：白色セル、不使用：灰色セル

表 8.3-2 燃焼燃料の原子個数密度 (単位: atoms / b cm)

核種	燃焼度 (GWd / t)					
	5.2	15.2	24.2	33.3	37.5	40.2
²³⁴ U	6.7350E-06	5.9808E-06	5.3923E-06	4.8600E-06	4.6383E-06	4.5041E-06
²³⁵ U	8.3441E-04	6.0824E-04	4.5413E-04	3.2609E-04	2.7596E-04	2.4663E-04
²³⁸ U	2.2772E-02	2.2847E-02	2.2889E-02	2.2918E-02	2.2926E-02	2.2929E-02
²³⁸ Pu	4.0091E-08	5.2710E-07	1.6461E-06	3.6077E-06	4.7983E-06	5.6516E-06
²³⁹ Pu	5.7327E-05	1.0731E-04	1.2499E-04	1.3278E-04	1.3421E-04	1.3460E-04
²⁴⁰ Pu	4.5875E-06	2.1475E-05	3.758.3E-05	5.2590E-05	5.8905E-05	6.2715E-05
²⁴¹ Pu	1.0124E-06	7.9357E-06	1.5211E-05	2.1655E-05	2.4107E-05	2.5518E-05
²⁴² Pu	4.8887E-08	1.2858E-06	4.2769E-06	9.1530E-06	1.1965E-05	1.3934E-05
²⁴¹ Am	2.8584E-07	2.3857E-06	4.7629E-06	6.9648E-06	7.8371E-06	8.3062E-06
⁹⁵ Mo	8.0785E-06	2.2875E-05	3.5524E-05	4.7629E-05	5.2984E-05	5.6350E-05
⁹⁹ Tc	8.0685E-06	2.3159E-05	3.6008E-05	4.8480E-05	5.4041E-05	5.7521E-05
¹⁰³ Rh	4.4850E-06	1.3170E-05	2.0451E-05	2.7051E-05	2.98.32E-05	3.1490E-05
¹⁴³ Nd	7.1635E-06	1.9107E-05	2.8023E-05	3.5128E-05	3.7735E-05	3.9175E-05
¹⁴⁵ Nd	4.8940E-06	1.3677E-05	2.1010E-05	2.7835E-05	3.0779E-05	3.2602E-05
¹⁴⁷ Sm	1.9927E-06	5.2342E-06	7.6397E-06	9.5449E-06	1.0252E-05	1.0650E-05
¹⁴⁹ Sm	1.3957E-07	1.1941E-07	1.1249E-07	1.1467E-07	1.0720E-07	1.1092E-07
¹⁵⁰ Sm	1.3623E-06	4.4851E-06	7.5358E-06	1.0639E-05	1.2122E-05	1.3043E-05
¹⁵² Sm	6.4333E-07	2.0905E-06	3.1753E-06	4.0410E-06	4.3827E-06	4.5870E-06
¹⁵³ Eu	3.2506E-07	1.4220E-06	2.7342E-06	4.1760E-06	4.8356E-06	5.2494E-06
¹⁵⁵ Gd	2.3706E-05	2.7162E-07	1.2875E-07	1.8029E-07	2.0688E-07	2.2419E-07
¹⁵⁷ Gd	1.18.38E-05	4.5914E-08	4.4543E-08	4.3614E-08	4.3721E-08	4.3898E-08
O	4.7627E-02	4.8.304E-02	4.8497E-02	4.8895E-02	4.9080E-02	4.9200E-02

使用：白色セル、不使用：灰色セル

燃焼度 24.2 GWd/t、37.5 GWd / t での原子個数密度を、表 8.3-1 の 3-1 で示した通り 9 体分の混合の割合 (7:2) で均質化して使用する。

(2) 計算結果

まずは、各体系での臨界寸法の大まかな当たりをつけるために、MVP のヒストリー数を比較的小さい値とし、10 cm～100 cm の範囲を 10 cm 間隔で変化させた。そこで得た臨界寸法の目安に基づいて、その周辺の寸法でより大きなヒストリー数による計算を繰り返し実施し、より詳細な臨界寸法の当たりをつけた。最後に、その臨界寸法周辺で十分なヒストリー数による計算を繰り返し実施し、実効増倍率の精度を統計誤差 $1\sigma \leq 0.01\%$ とした。

各体系における 300 K での臨界寸法を表 8.3-3～表 8.3-5 に、各体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移を図 8.3-3～図 8.3-5 に示す。また、各体系における臨界寸法時の体系図 (MVP 付属の形状表示ツール CGVIEW の実行結果) を図 8.3-6～図 8.3-8 に示す。

表 8.3-3 球体系における臨界寸法 (300 K)

Vm/Vf (-)	臨界寸法 (cm) (球半径 R)	実効増倍率 (-)	1 σ (%)
2.38	30.38	0.99998	0.0096
4.83	36.19	0.99993	0.0087

表 8.3-4 円筒体系における臨界寸法 (300 K)

$V_m/V_f (-)$	$H/D (-)$	臨界寸法 (cm) (円筒直径 D)	実効増倍率 (-)	$1\sigma (%)$
2.38	1	54.41	1.00002	0.0096
2.38	2	47.02	0.99991	0.0096
2.38	3	45.195	0.99997	0.0095
2.38	4	44.423	1.00005	0.0095
2.38	5	43.97	0.99995	0.0093
4.83	1	65.035	0.99998	0.0088
4.83	2	56.551	1.00002	0.0088
4.83	3	54.55	0.99997	0.0088
4.83	4	53.7	0.99995	0.0088
4.83	5	53.08	0.99991	0.0087

H : 円筒高さ

表 8.3-5 平板体系における臨界寸法 (300 K)

$V_m/V_f (-)$	$L/H (-)$	臨界寸法 (cm) (平板 1 辺長さ L)	実効増倍率 (-)	$1\sigma (%)$
2.38	1	50.69	1.00006	0.0097
2.38	2	69.085	1.00000	0.0095
2.38	3	89.55	1.00003	0.0094
2.38	4	109.24	0.99996	0.0095
2.38	5	131.76	1.00006	0.0094
4.83	1	60.661	0.99995	0.0088
4.83	2	83.27	1.00005	0.0089
4.83	3	109.28	0.99994	0.0085
4.83	4	133.59	0.99993	0.0088
4.83	5	161.8.3	1.00008	0.0086

H : 平板厚さ

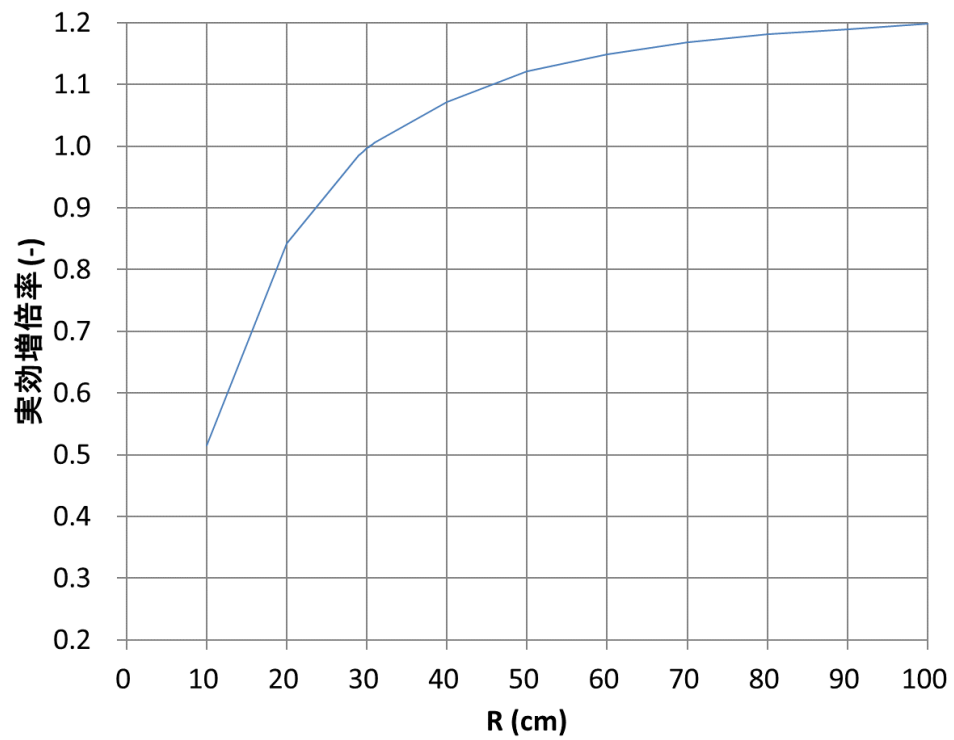


図 8.3-3 (1) 球体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=2.38$ 、300 K)

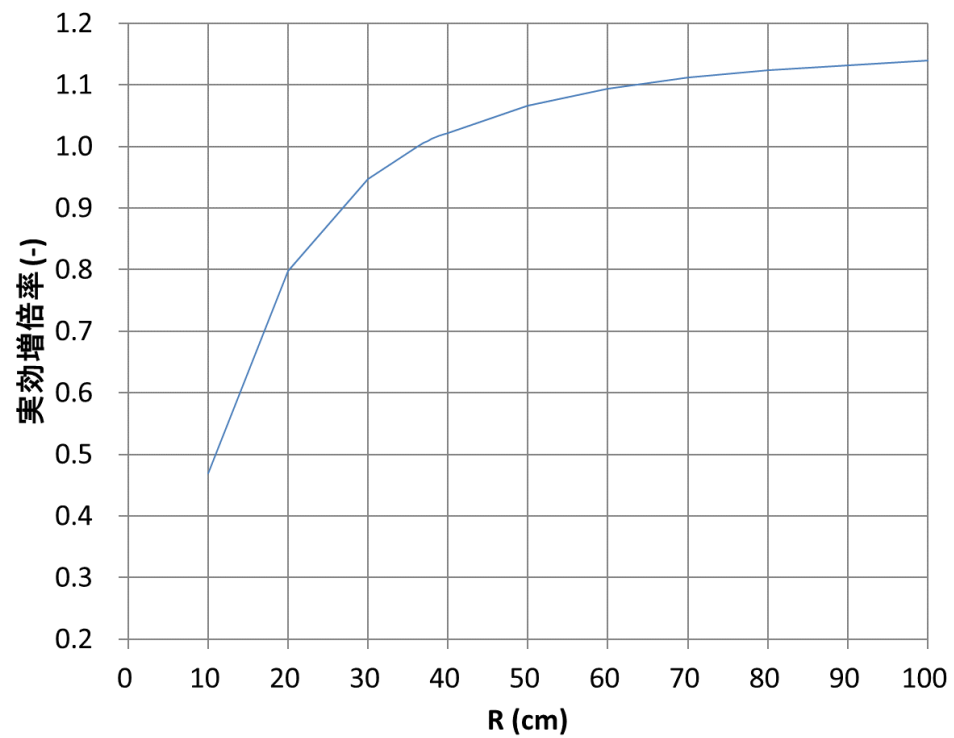


図 8.3-3 (2) 球体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=4.83$ 、300 K)

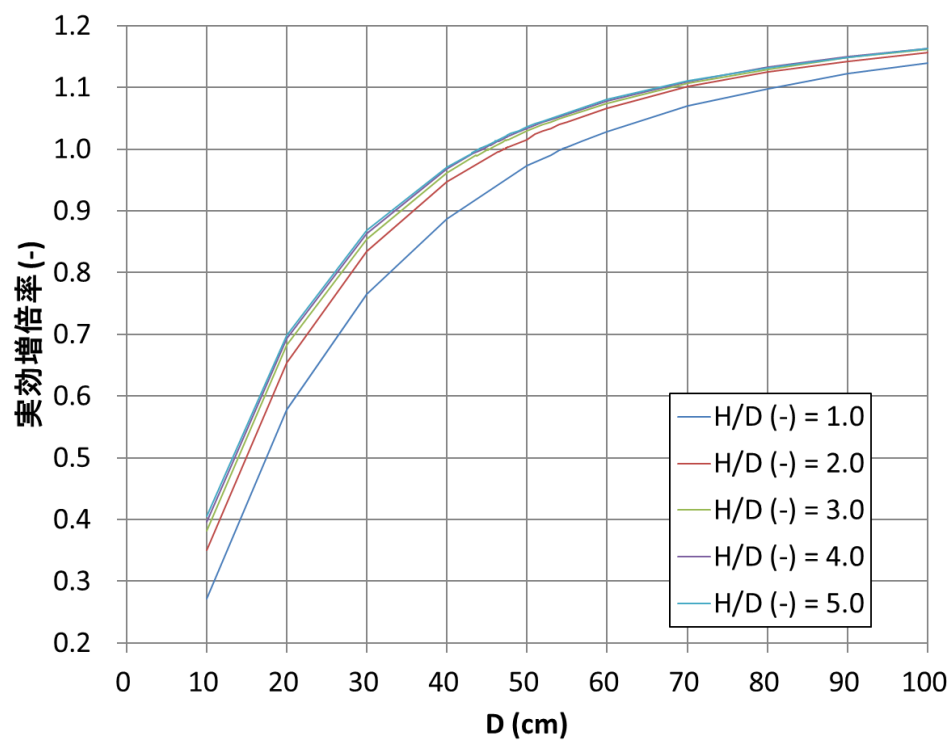


図 8.3-4 (1) 円筒体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=2.38$ 、300 K)

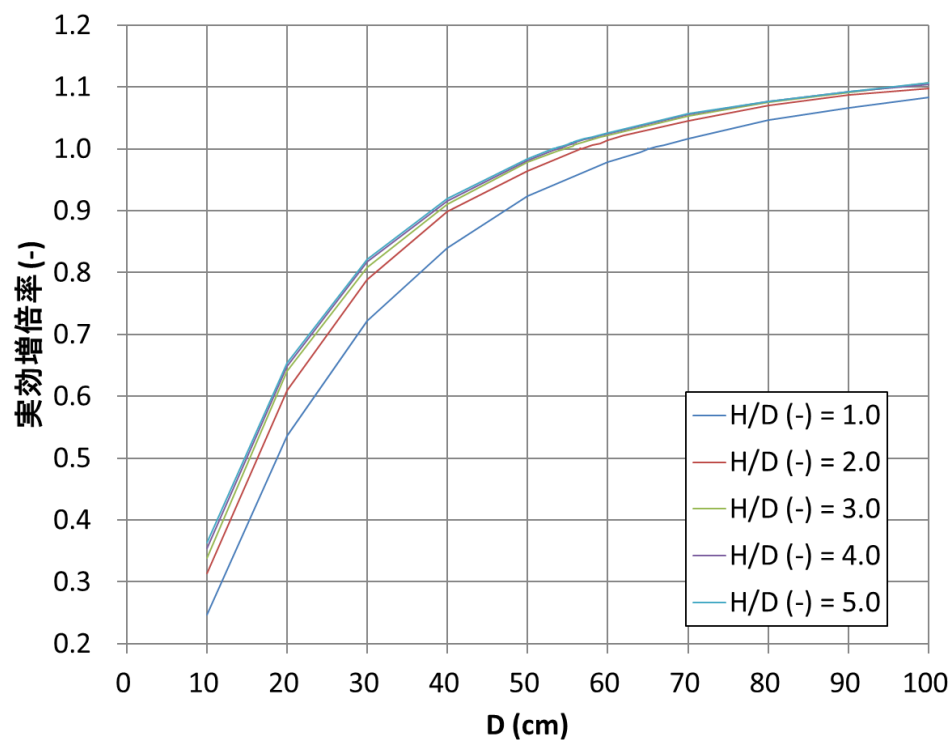


図 8.3-4 (2) 円筒体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=4.83$ 、300 K)

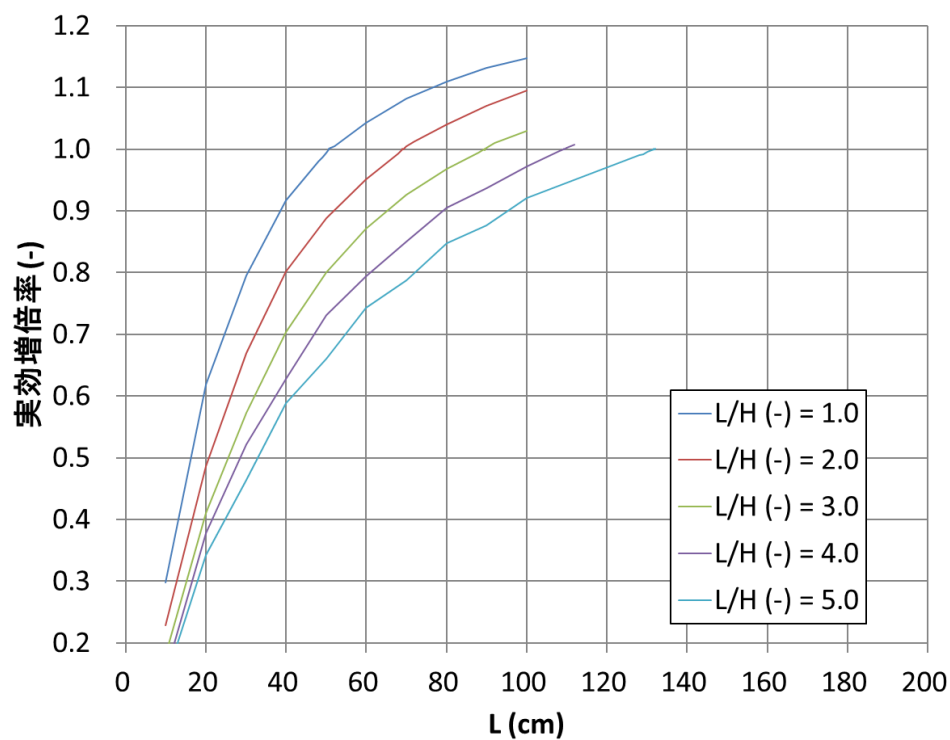


図 8.3-5 (1) 平板体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=2.38$ 、300 K)

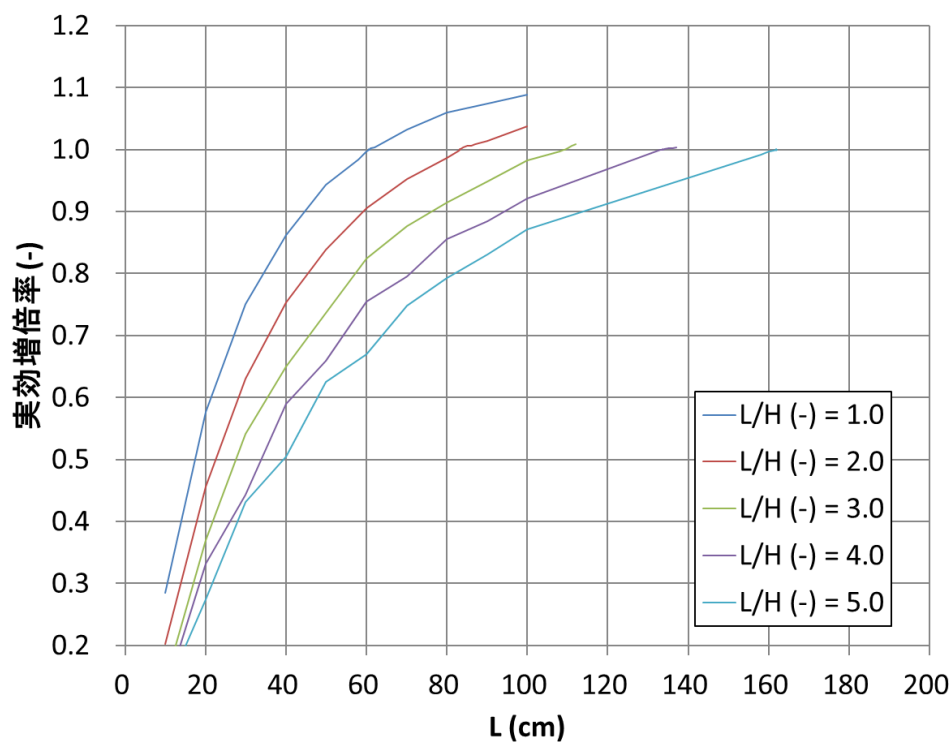
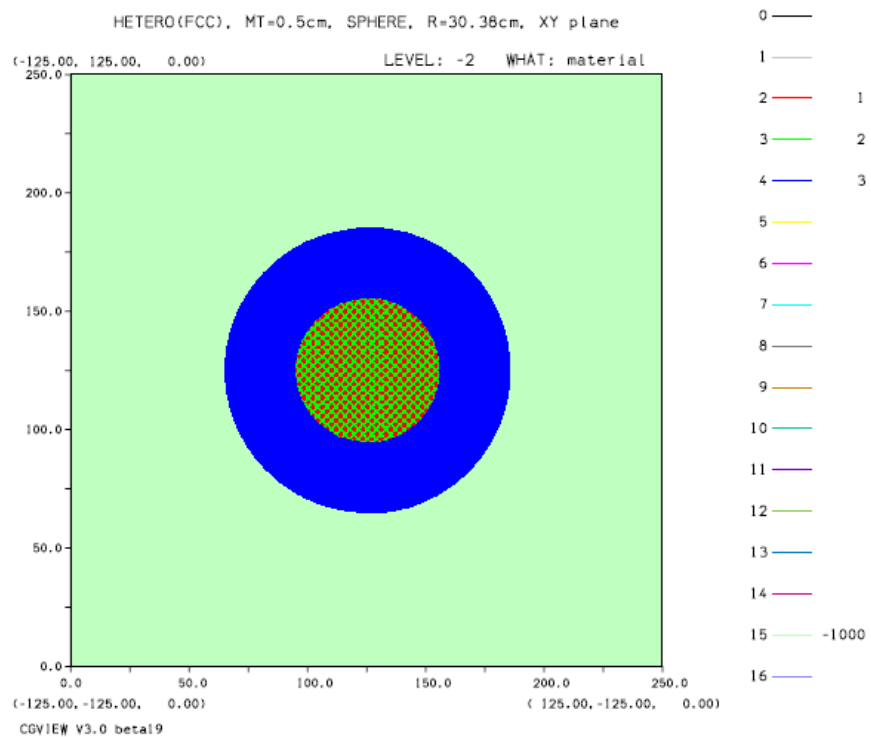
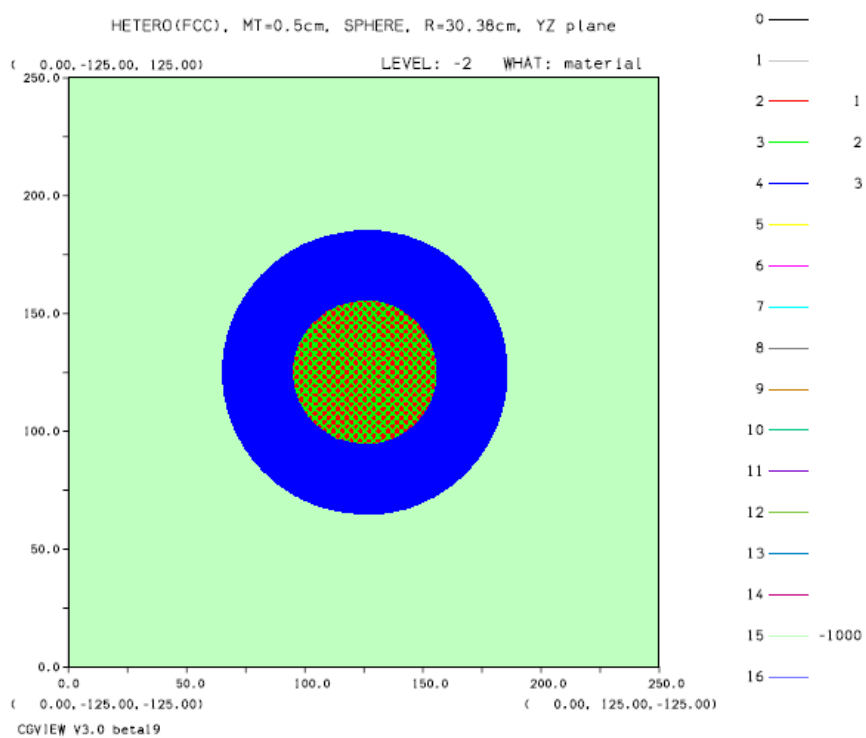


図 8.3-5 (2) 平板体系における実効増倍率の燃料領域寸法推移 ($V_m/V_f=4.83$ 、300 K)

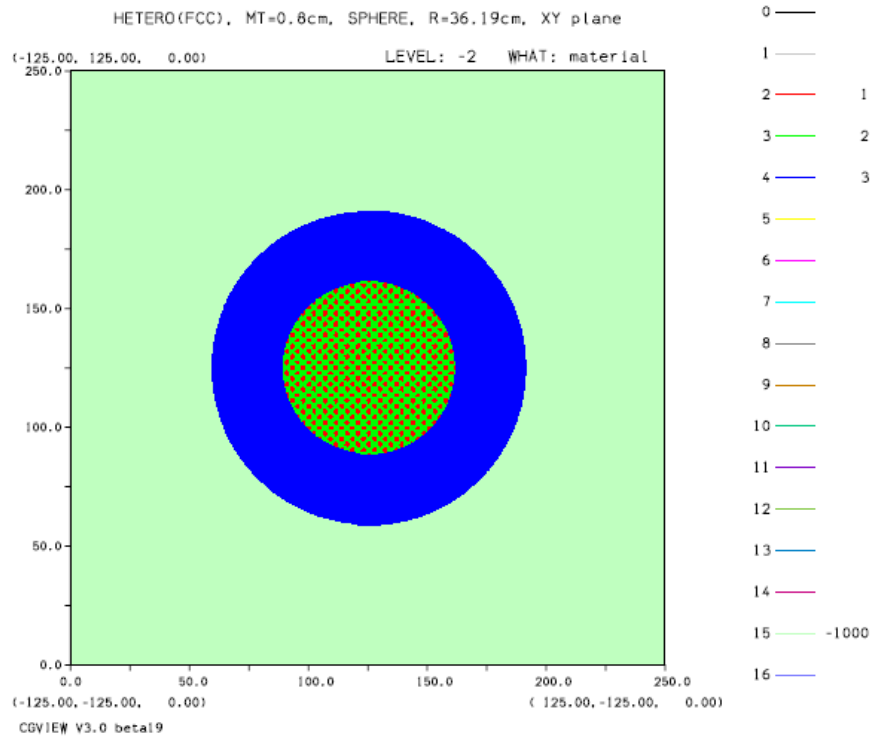


X-Y 断面

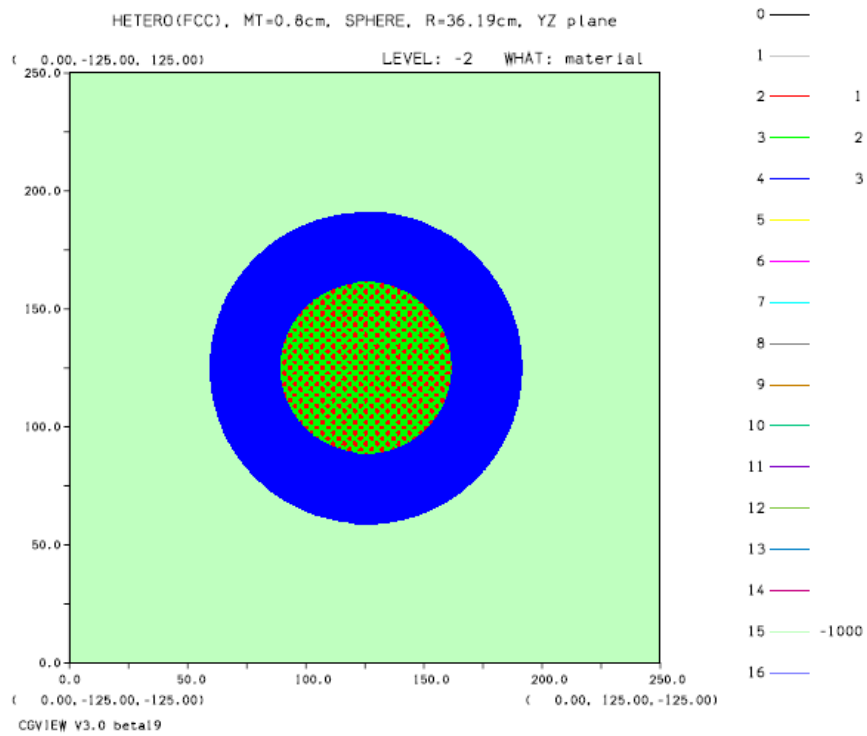


Y-Z 断面

図 8.3-6 (1) 球体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=2.38$)

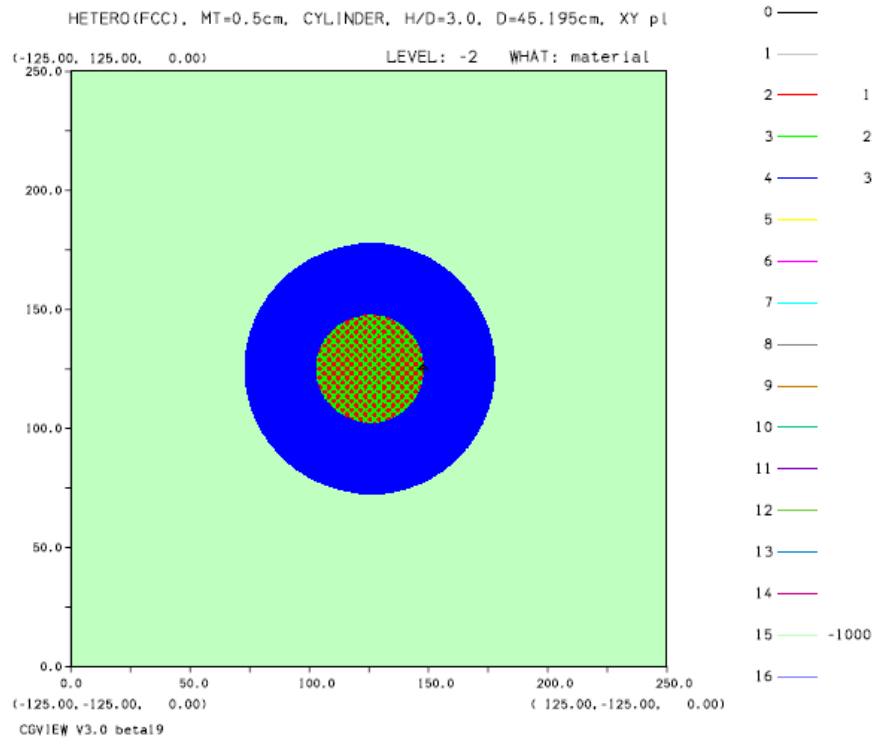


X-Y 断面

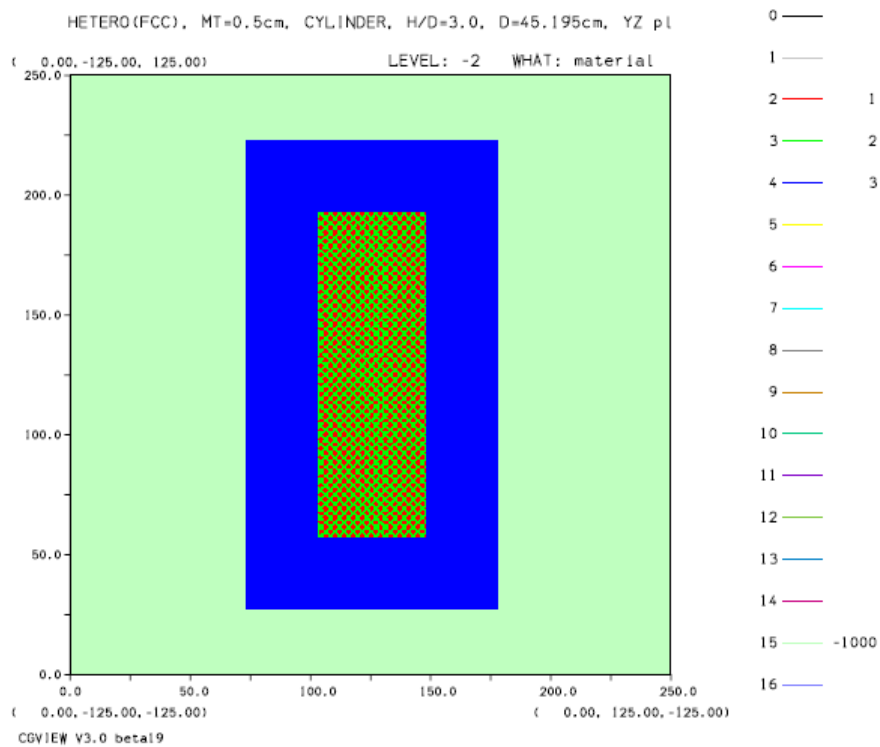


Y-Z 断面

図 8.3-6 (2) 球体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=4.83$)

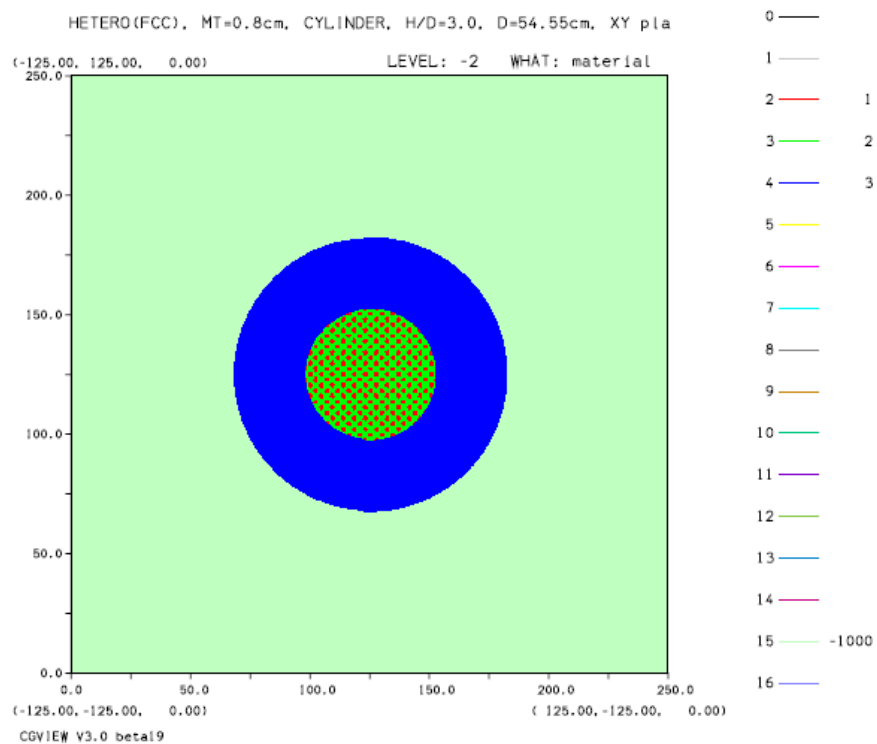


X-Y 断面

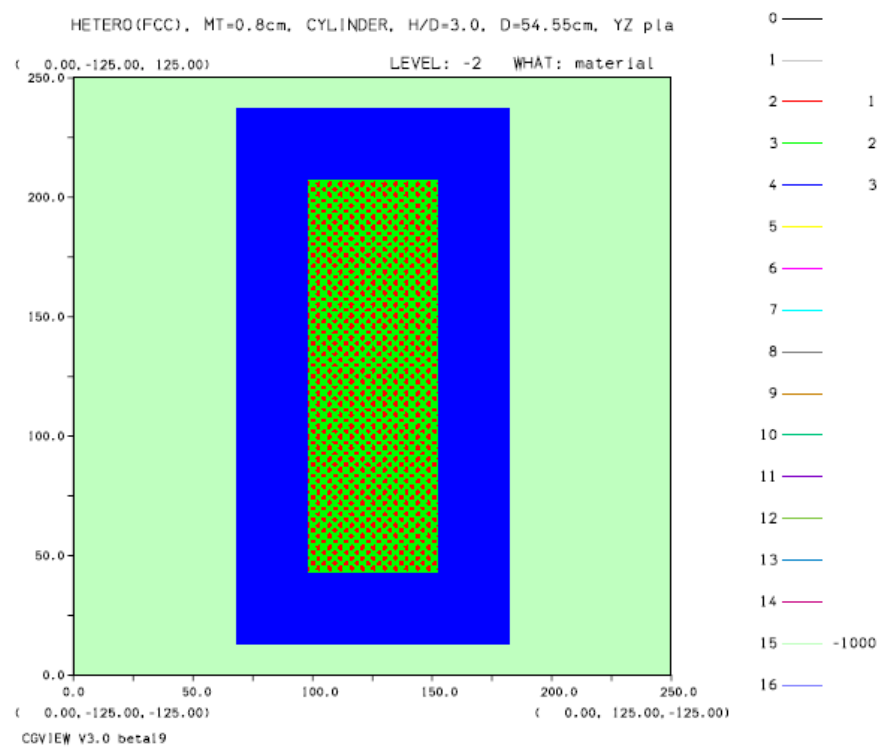


Y-Z 断面

図 8.3-7 (1) 円筒体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=2.38$ 、代表例: $H/D=3.0$)

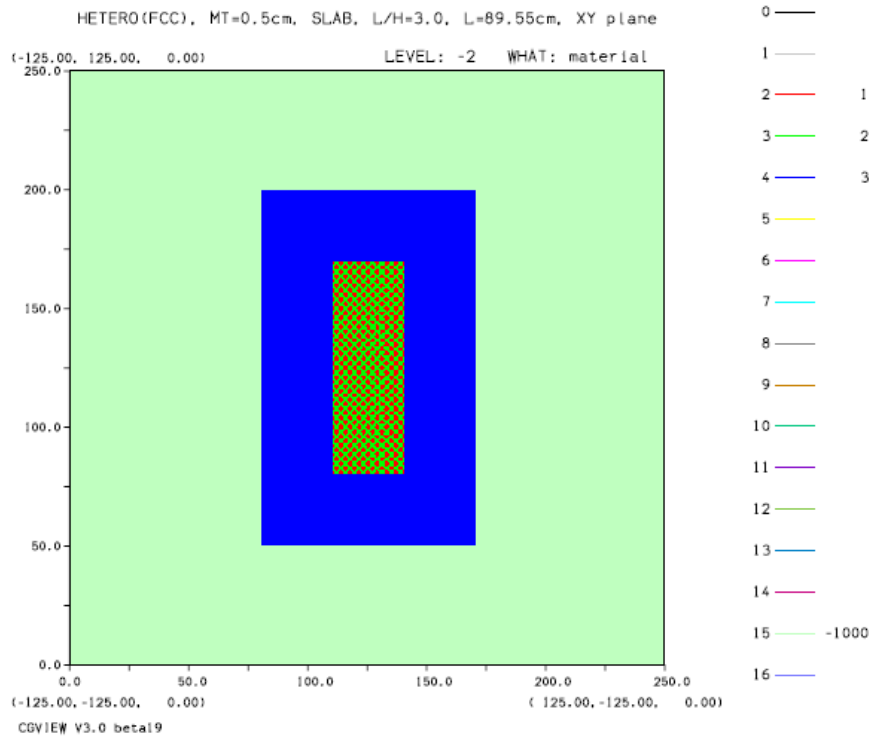


X-Y 断面

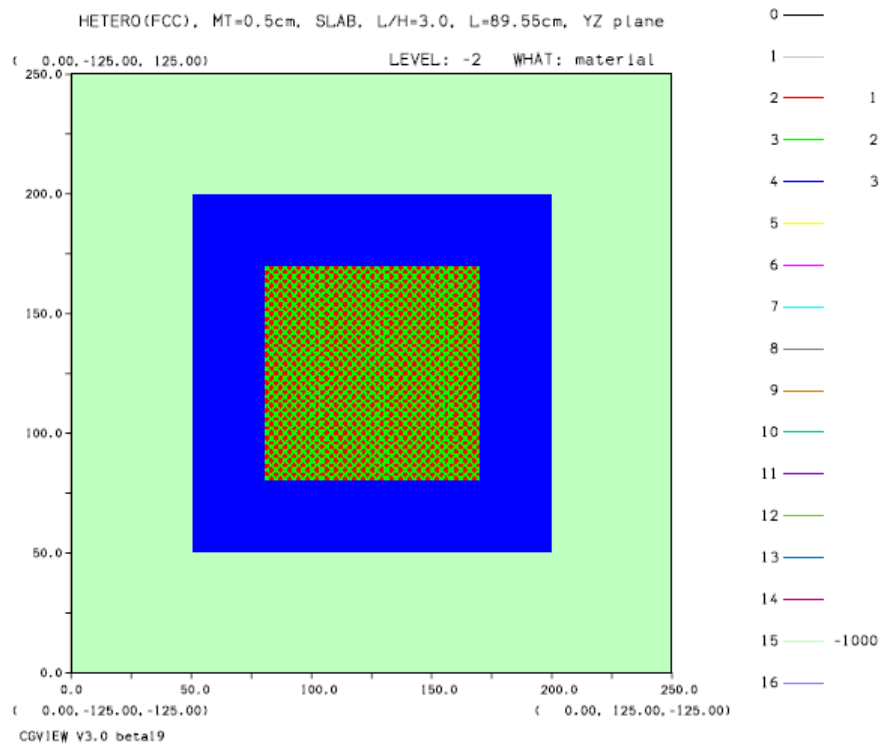


Y-Z 断面

図 8.3-7 (2) 円筒体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=4.83$ 、代表例: $H/D=3.0$)

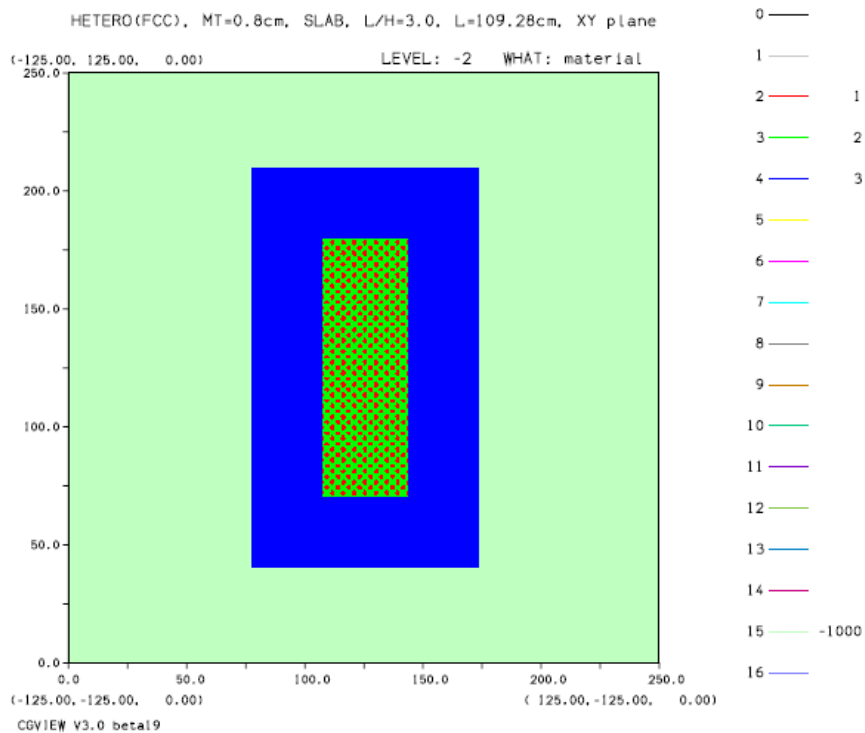


X-Y 断面

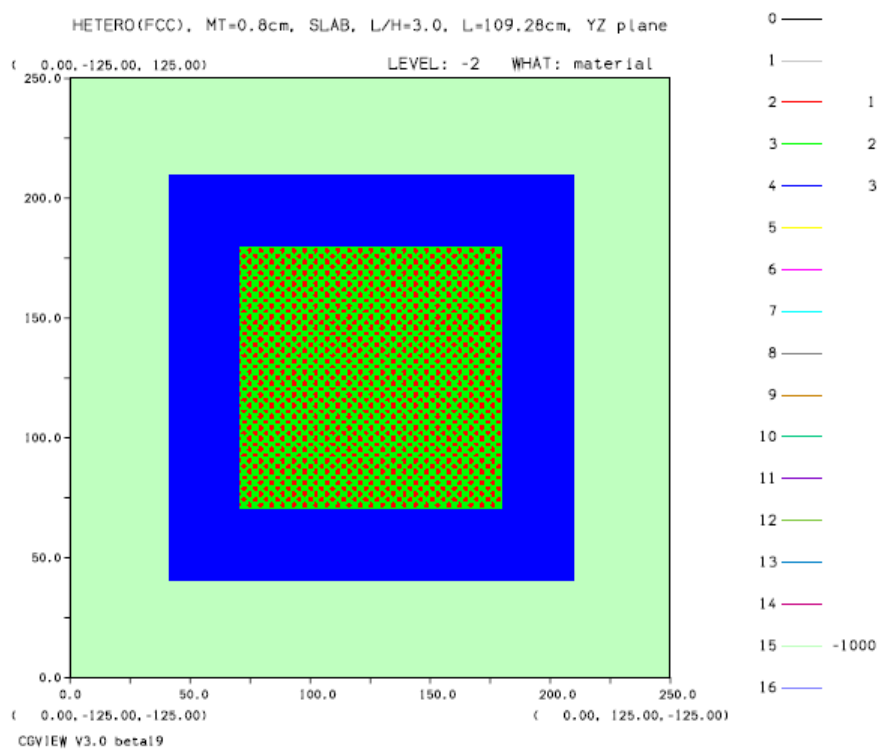


Y-Z 断面

図 8.3-8(1) 平板体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=2.38$ 、代表例: $L/H=3.0$)



X-Y 断面



Y-Z 断面

図 8.3-8 (2) 平板体系における臨界寸法時の体系図 ($V_m/V_f=4.83$ 、代表例: $L/H=3.0$)

(3) 反応度温度係数計算

各体系（球体系、円筒体系、平板体系）において温度を変化させて実効増倍率を計算した。

300 K を基準として、横軸を温度差 (ΔT)、縦軸を反応度差 $\Delta \rho (\Delta k/k) = 1/k - 1/k'$ として Excel でプロットし、近似曲線（多項式近似、次数 2、切片ゼロ）機能を使用して反応度温度係数を求めた。ここで、 k は 300 K における実効増倍率、 k' は当該温度における実効増倍率である。

(4) 計算条件

球体系において、 V_m/V_f は最適減速 (2.38)、減速過剰 (4.83) の 2 点 ($MT=0.5$ cm、 0.8 cm) とし、300 K で算出した臨界寸法のまま 400 K まで温度を変更して実効増倍率を計算する。温度点は 300 K、325 K、350 K、375 K、400 K の 5 点とし、2 次係数までのフィッティングにより反応度温度係数を求める。

次に、形状を円筒、平板に変えて同様の計算を実施する。円筒では、高さ H と直径 D が $H/D=1, 2, 3, 4, 5$ で同様の事を行う。平板では、高さ H とそれに垂直な辺 L (辺は $L \times L$ とする) が $L/H=1, 2, 3, 4, 5$ で同様の事を行う。

(5) 計算結果

MVP のヒストリー数は、臨界寸法計算時と同じとし（臨界寸法において統計誤差 $1\sigma \leq 0.01\%$ となったヒストリー数）、温度を変化させても実効増倍率の精度が統計誤差 $1\sigma \leq 0.01\%$ となることを念のため確認した。

2 次係数までのフィッティングにより求めた、各体系における反応度温度係数を表 8.3-6～表 8.3-8 に、各体系における反応度差対温度差を図 8.3-9～図 8.3-11 に示す。また、Excel でフィッティングした図の代表例として、平板体系 ($L/H=5.0$) における $V_m/V_f = 2.38$ と $V_m/V_f = 4.83$ の反応度温度係数を図 8.3-12 に示す。

V_m/V_f が最適減速 (2.38) の場合は負の反応度効果だが、減速過剰 (4.83) の場合は正の反応度効果となった。

表 8.3-6 球体系における反応度温度係数

$V_m/V_f (-)$	臨界寸法 (cm) (球半径 R)	反応度温度係数 ($\Delta k/k/K$)
2.38	30.38	$\Delta\rho = -5.679E-05 \cdot t - 6.880E-07 \cdot t^2$
4.83	36.19	$\Delta\rho = +1.089E-04 \cdot t - 3.059E-07 \cdot t^2$

表 8.3-7 円筒体系における反応度温度係数

$V_m/V_f (-)$	H/D (-)	臨界寸法 (cm) (円筒直径 D)	反応度温度係数 ($\Delta k/k/K$)
2.38	1	54.41	$\Delta\rho = -3.409E-05 \cdot t - 8.279E-07 \cdot t^2$
2.38	2	47.02	$\Delta\rho = -3.964E-05 \cdot t - 7.205E-07 \cdot t^2$
2.38	3	45.195	$\Delta\rho = -3.034E-05 \cdot t - 7.883E-07 \cdot t^2$
2.38	4	44.423	$\Delta\rho = -2.558E-05 \cdot t - 8.057E-07 \cdot t^2$
2.38	5	43.97	$\Delta\rho = -2.822E-05 \cdot t - 7.590E-07 \cdot t^2$
4.83	1	65.035	$\Delta\rho = +1.094E-04 \cdot t - 2.759E-07 \cdot t^2$
4.83	2	56.551	$\Delta\rho = +1.323E-04 \cdot t - 4.629E-07 \cdot t^2$
4.83	3	54.55	$\Delta\rho = +1.238E-04 \cdot t - 3.680E-07 \cdot t^2$
4.83	4	53.7	$\Delta\rho = +1.292E-04 \cdot t - 3.838E-07 \cdot t^2$
4.83	5	53.08	$\Delta\rho = +1.209E-04 \cdot t - 3.101E-07 \cdot t^2$

H : 円筒高さ

表 8.3-8 平板体系における反応度温度係数

$V_m/V_f (-)$	L/H (-)	臨界寸法 (cm) (平板 1 辺長さ L)	反応度温度係数 ($\Delta k/k/K$)
2.38	1	50.69	$\Delta\rho = -3.641E-05 \cdot t - 7.615E-07 \cdot t^2$
2.38	2	69.085	$\Delta\rho = -2.849E-05 \cdot t - 7.784E-07 \cdot t^2$
2.38	3	89.55	$\Delta\rho = -2.470E-05 \cdot t - 6.583E-07 \cdot t^2$
2.38	4	109.24	$\Delta\rho = -6.375E-06 \cdot t - 7.334E-07 \cdot t^2$
2.38	5	131.76	$\Delta\rho = -4.797E-06 \cdot t - 6.919E-07 \cdot t^2$
4.83	1	60.661	$\Delta\rho = +1.288E-04 \cdot t - 4.503E-07 \cdot t^2$
4.83	2	83.27	$\Delta\rho = +1.280E-04 \cdot t - 3.904E-07 \cdot t^2$
4.83	3	109.28	$\Delta\rho = +1.270E-04 \cdot t - 2.710E-07 \cdot t^2$
4.83	4	133.59	$\Delta\rho = +1.372E-04 \cdot t - 3.062E-07 \cdot t^2$
4.83	5	161.83	$\Delta\rho = +1.412E-04 \cdot t - 3.163E-07 \cdot t^2$

H : 平板厚さ

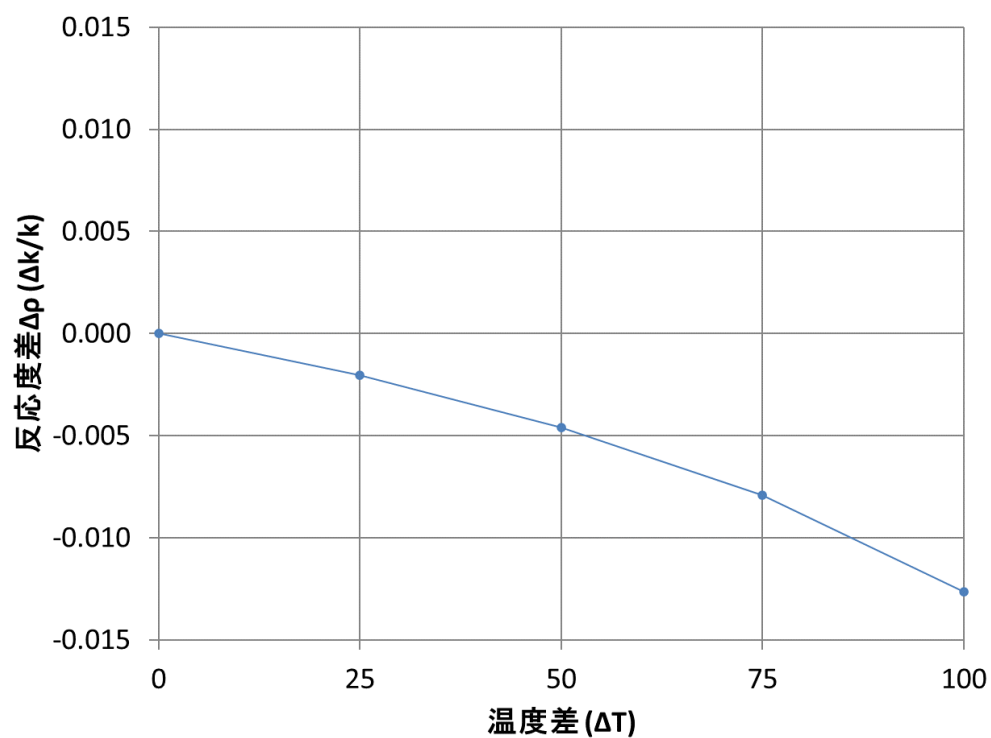


図 8.3-9 (1) 球体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=2.38$)

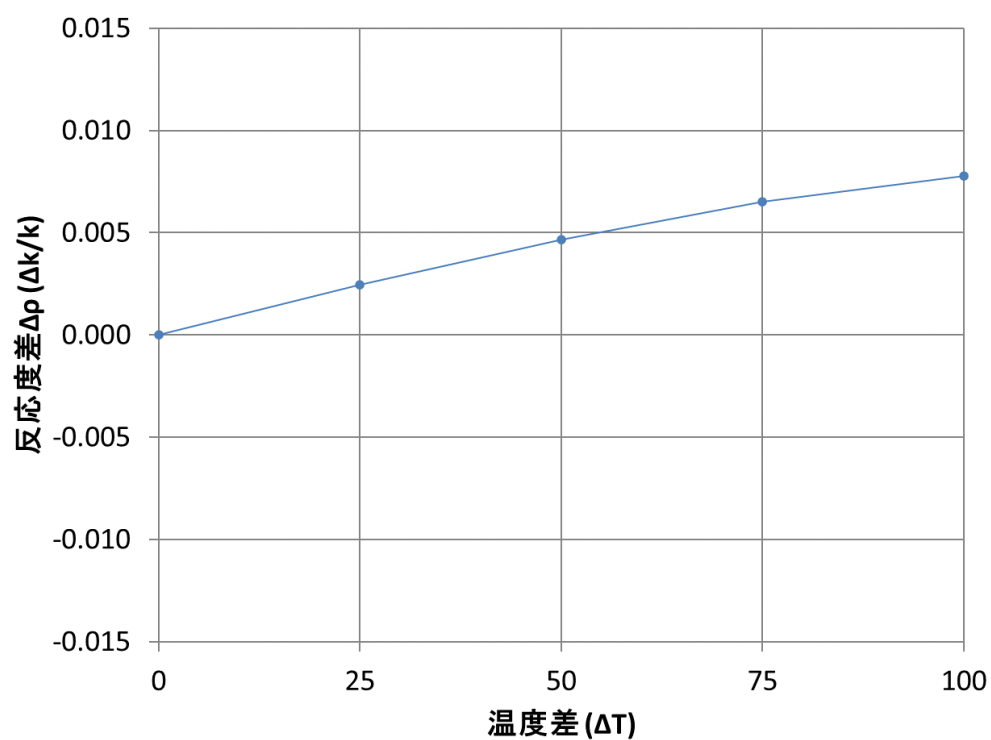


図 8.3-9 (2) 球体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=4.83$)

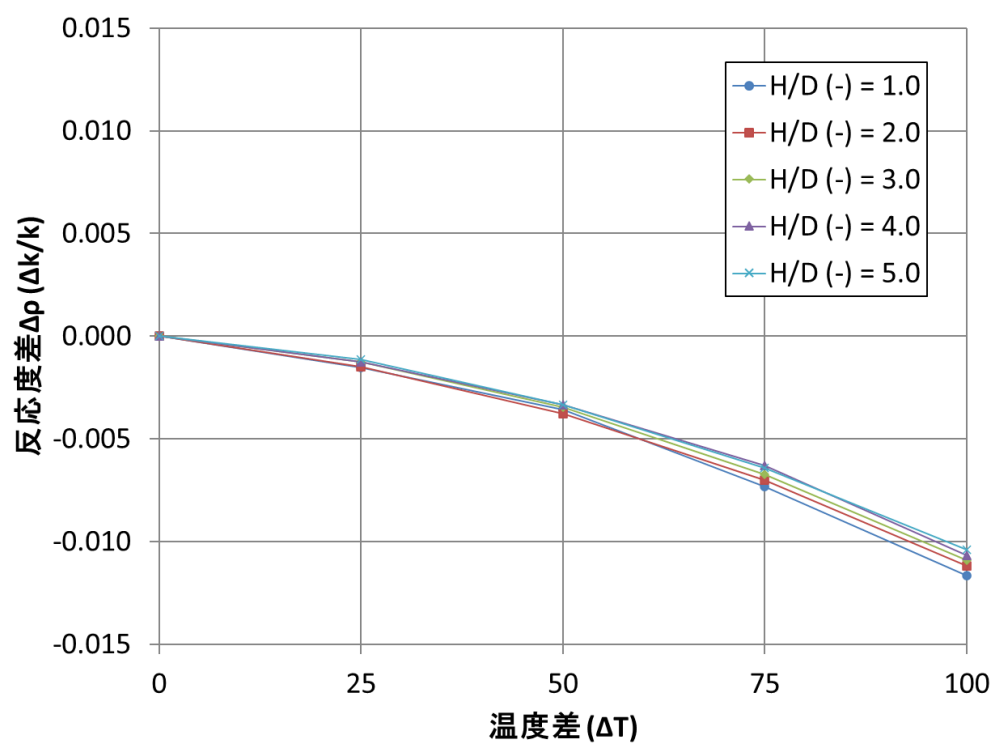


図 8.3-10 (1) 円筒体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=2.38$)

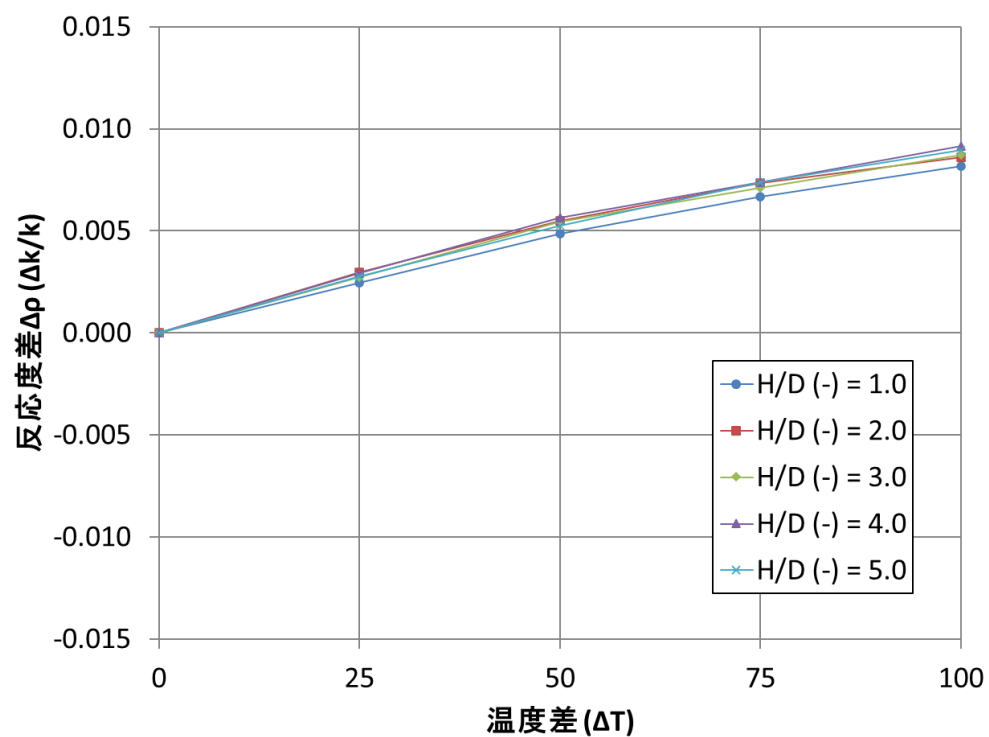


図 8.3-10 (2) 円筒体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=4.83$)

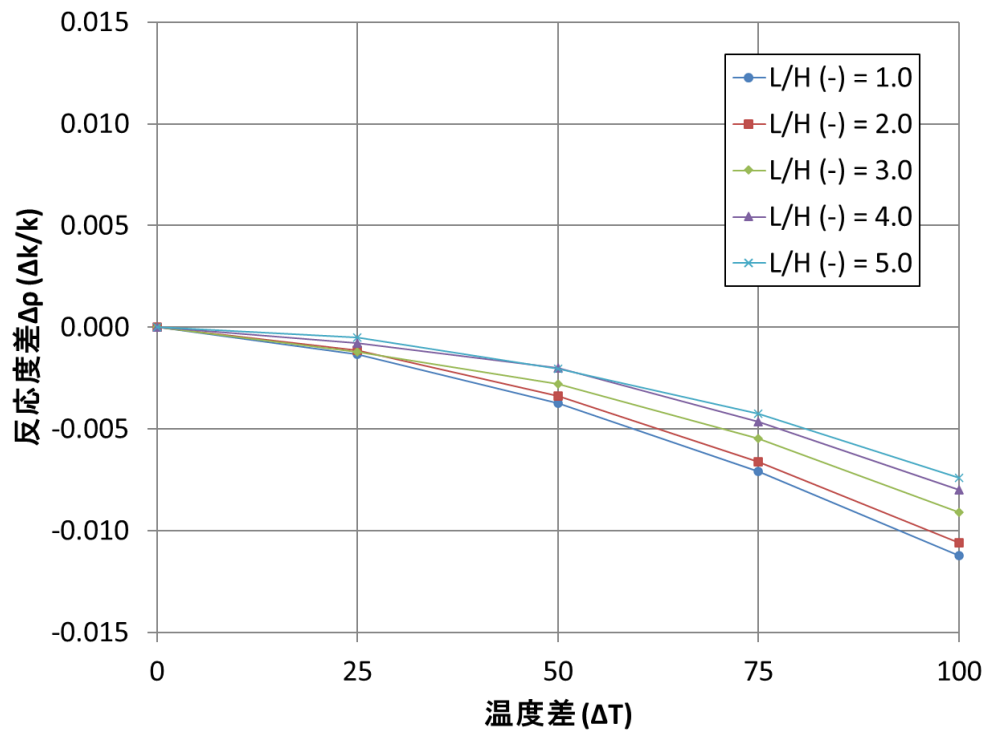


図 8.3-11 (1) 平板体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=2.38$)

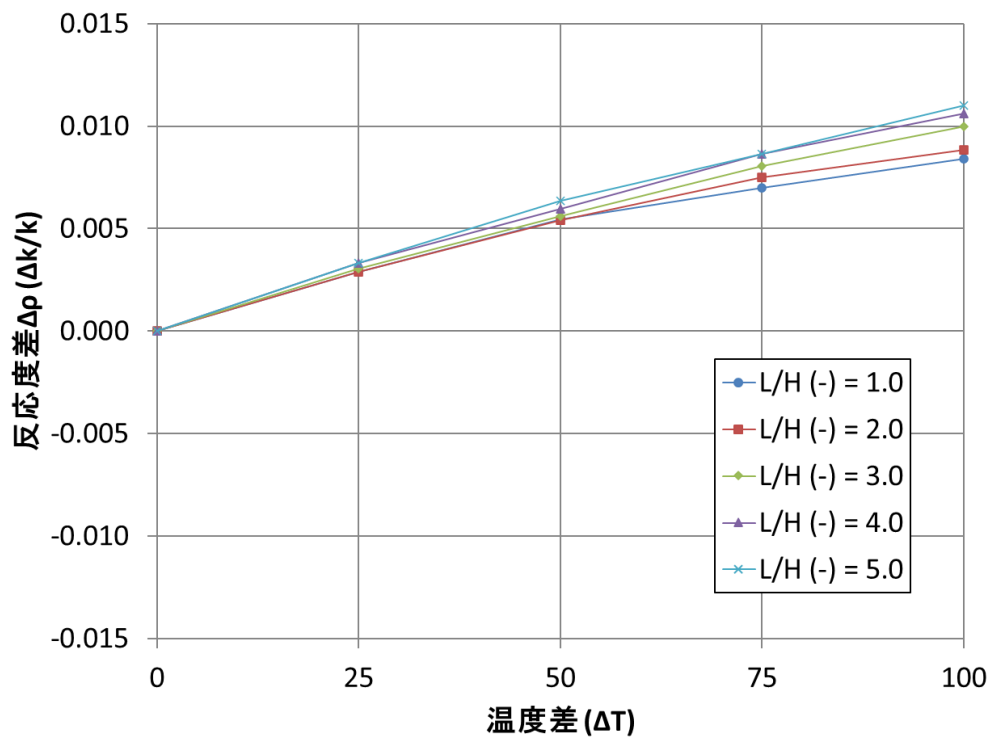


図 8.3-11 (2) 平板体系における応度差対温度差 ($V_m/V_f=4.83$)

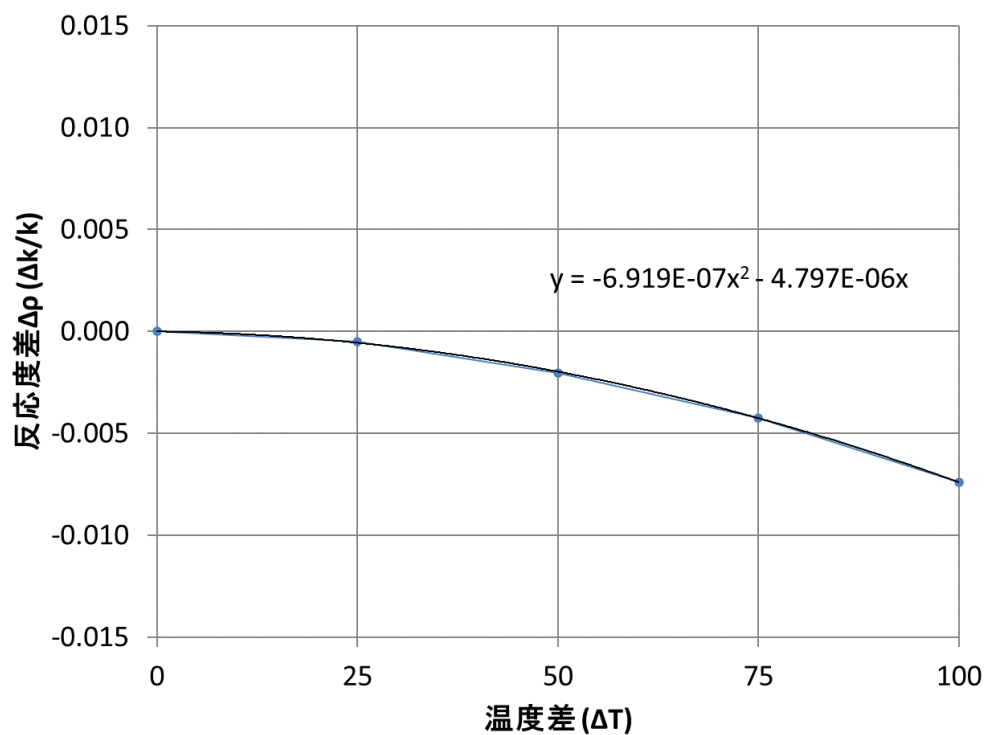


図 8.3-12 (1) 平板体系における反応度温度係数 ($V_m/V_f=2.38$ 、代表例 : $L/H=5.0$)

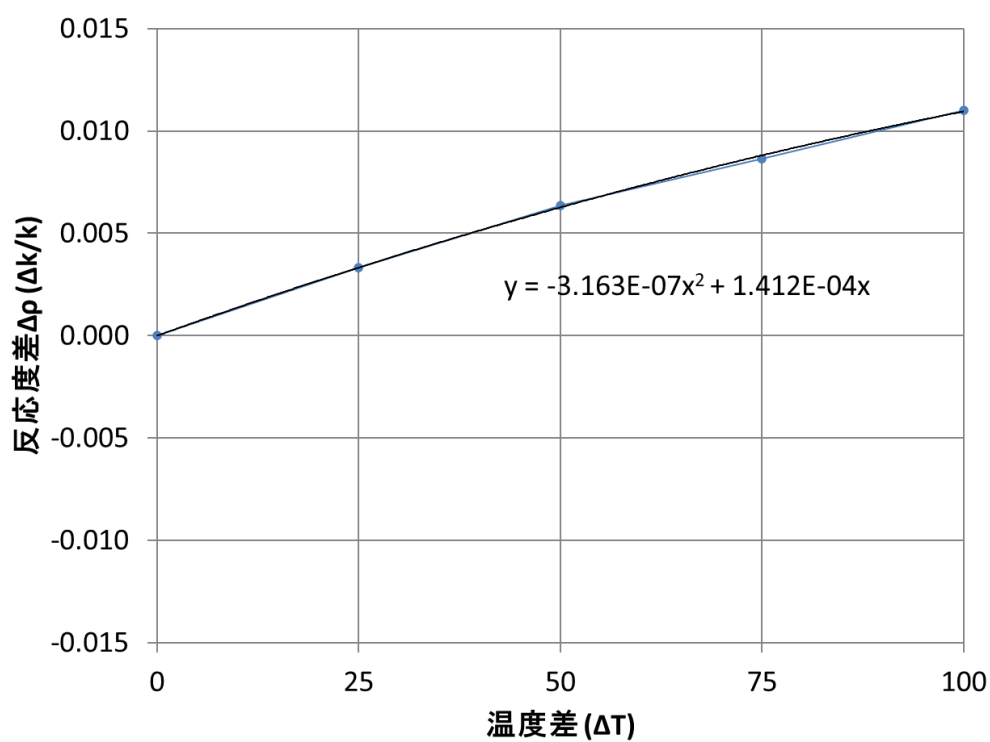


図 8.3-12 (2) 平板体系における反応度温度係数 ($V_m/V_f=4.83$ 、代表例 : $L/H=5.0$)

8.3.3 まとめ

格納容器内の場所ごとの核分裂数を想定したマップを作成するため、デブリ粒子が水中に分散している体系（分散体系）で臨界になる条件を求め、様々な形状での反応度温度係数（2次まで）を求めた。

球体系において、最適減速では約 30 cm、減速過剰では約 36 cm で臨界となった。円筒体系では円筒直径 D において、最適減速では約 43～54 cm、減速過剰では約 53～65 cm で臨界となった。平板体系では平板一辺長さ L において、最適減速では約 51～132 cm、減速過剰では約 61～162 cm で臨界となった。

反応度温度係数については、最適減速では負となったが、減速過剰では正となった。また、アスペクト比（ H/D や L/H ）が大きくなるほど、最適減速では1次係数の絶対値が小さくなり、減速過剰では大きくなった。

反応度温度係数が正の場合、温度が上昇するとさらに正の反応度が添加されるため、臨界事故時の出力を抑制する力が働かず、核分裂数が非常に大きくなると考えられる。実際は周囲の水が沸騰するため、沸騰ボイドによる負の反応度が添加されるはずであるが、沸騰ボイドの量などは推定が難しく、また、相当の出力が出ているときに沸騰ボイドも生じることから、いずれにせよ、大きな核分裂数となることは避けられないと考えられる。

特にこの場合には臨界になることを避ける必要があるので、Gd などの中性子吸収剤を用いるなどの対策が必要である。また、臨界マップにこのような反応度温度係数が正の領域を記入しておくことも役に立つと考えられる。

第Ⅴ編 専門家の意見聴取

第9章 福島燃料デブリ臨界評価研究委員会

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

9.1 第4回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和5年6月26日（月）9:30-11:50

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、島田、
グエン・ホアン・ハイ、外池

原子力規制庁：大川、岩橋、柴、川口、秋葉

配付資料：

- | | |
|--------|------------------------------------|
| 資料 4-1 | 第3回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案） |
| 資料 4-2 | 全体計画 |
| 資料 4-3 | 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発） |
| 資料 4-4 | 臨界条件評価手法の整備（臨界実験） |
| 資料 4-5 | 臨界挙動評価手法の整備 |

議事内容

前回議事録の確認

資料4-1 第3回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料4-2を使って全体計画、令和5年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いこと

と、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題は令和 5 年 2 月 24 日に最終報告を行って解決したこと、最新の予定では令和 6 年 1 月から 2 月にかけて初臨界を予定していることが報告された。委員から年度計画の線表における初臨界の達成時期が令和 6 年度に見えるので修正すべきというコメントがあり、事務局から修正するとの返答があった。Facile の開発における粒子輸送コード PHITS の位置づけについての質問が委員からあり、RESTORE は臨界事故によって発生した FP による被ばく線量の評価を意図したものであり、PHITS は直達線による被ばく線量評価を行うものであるとの回答があった。委員から臨界事故評価コード AGNES は Facile に入れないのかというコメントがあったが、事務局からは事故解析コードは統合化するニーズが無いのでその計画は無いことが報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 4-3 を使って、臨界マップデータベースに関する今年度の実施計画について報告された。具体的には、Solomon を用いた燃料・水・構造材の 3 物質を含む乱雑体系の臨界量評価、燃料デブリの臨界安全評価システム Facile への PHITS 及び Solomon の導入、Solomon の機能拡充(3 物質系での質量偏差評価機能の実装、4 物質系の乱雑化モデルの実装)等の実施計画が報告された。

委員より、3 物質系の乱雑化ダイアグラムに関連して、この手法の水の乱雑化への適用について質問があった。事務局より、2 種の燃焼度からなる燃料デブリと水の乱雑化ならば可能であり、3 種の燃焼度からなる燃料デブリを標準の例題としてきたので、今後水の乱雑化も取り扱う場合には 4 物質系の乱雑化が必要になるとの回答があった。

委員からはこれまでの事業で実施してきた燃料デブリの臨界性評価との整合性に関し Facile で使用する ORIGEN2 について計算で使用するライブラリについての質問があった。事務局からは、Facile では ORIGEN2 の計算の制御は考えておらず、任意かつ複数の ORIGEN2 の出力ファイルから MVP 等の入力データに必要な原子個数密度データを作成して入力データに組み込んで計算を実行するシステムであるとの説明があった（注：そのためこれまで実施した結果との整合性はある）。また、Facile とは別にユーザーが任意のライブラリを指定して ORIGEN2 で燃焼計算を実施するシステムが別途実現されていることや、SWAT4 の場合は中性子スペクトル変化を取り入れつつ ORIGEN2 の出力フォーマットで燃焼燃料の組成を与えるため、そのファイルを使うことで計算体系に依存したスペクトルを使用した燃焼計算結果を得ることが出来て、その結果を Facile で取り扱うことが可能である旨の説明があった。SA コードの反映において実施する内容についてこれまで実施した臨界マップデータベースとの関係について質問があった。事務局からは今回の感度解析については臨界マップデータベースに登録された計算結果と同様のものを対象とするものであり、データを補完するものとなるとの回答があった。

委員より、改良 Facile では作業者の被ばく評価において、線源と作業者の間に遮蔽体等がある場合対応可能か確認があり、事務局より、PHITS でモデル化可能なものであれば任意の体系に対応可能である旨回答した。

委員より、乱雑化モデルは例えば構造材が大きな塊になってデブリの中に埋まっているような体系を評価可能か質問があり、事務局より、ボクセルモデルのサイズを大きくすること

によって原理的には可能であるが、質量保存の整合性に問題が出る可能性があり、現実的には、現在評価しているサイズを超えた大きな構造材の塊を計算することは難しい旨を回答した。

切り株状になった燃料の冷却材流路にデブリが入っていく状態の臨界計算については、計算の意図は分かるが、それよりは、歯抜けになってしまった燃料や炉心外周部に切り株燃料が何層も残っている時の臨界性についての評価を行うことが求められるのではないかとのコメントがあり、事務局で検討することとなった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局より、資料 4-4 に基づいて STACY 更新工事の進捗状況、燃料輸送の現状、実験設備に係る設工認安全審査の状況及びこれらを踏まえた STACY 実験計画についての説明があった。デブリ模擬体分析設備については、使用前確認申請及び検査の進捗状況と今年度を実施するデブリ模擬体ペレットの試分析の計画についての報告が行われた。

委員より、設工認の認可取得の遅れにより初臨界時期に影響は出ないのか、また、資金計画に影響はないのか確認があった。事務局より、運転開始に必要な認可は取得済みであるため、初臨界への影響はない見込みであるが、令和 6 年度のデブリ臨界実験時期には影響があり、必要に応じて使用前事業者検査合格時期を調整する旨を回答した。また、資金については現在確保されている予算内で実施するが、必要に応じて年度間の資金の配分を変更する手続きを検討する旨を回答した。

委員より、実験期間を最大限確保するために、発電炉における合格証の同日交付のように原子力規制庁の使用前確認期間を短縮できないか確認があり、事務局より、試験研究炉の場合は安全上の必要性が認められないため現時点ではそれは困難あるとの回答があった。その他、委員より、実験期間を最大限確保するために原子力規制庁と交渉してはどうかというコメントがあった。

※席上で、事務局より使用前確認期間が運転期間を削ってしまう旨の発言があったが、法令を精査すると使用前確認の場合は「使用を開始した日」から運転期間が始まるとされているため、運転期間は削られない見込みであることを確認した。

委員より、実験設備の設工認安全審査の要点について質問があり、事務局より、現状、炉心構成範囲内で一番危険な炉心は何かをサーベイしており、その一番危険な炉心で使用前事業者検査を実施することを求められている旨を回答した。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料 4-5 を使って、R5 年度の計画について報告された。全体像がわかり難いので、大事なところから作業をして順にそれを示していくというやり方もあるのではないかとコメントがなされた。委員より、IRID 検討では過剰な添加反応度が加わることが無いように、1 回当たりのデブリ取出量・加工サイズを制限していると思われるが、こういった条件

で臨界超過するイベントを想定しているのか、との質問があった。それに対して、地震などで燃料デブリが落下する場合に、大きな添加反応度が加わることを想定した旨、回答があった。このとき、組成分布の状況と核分裂数をどのように結びつけるのかとの質問がなされ、反応度温度係数を通じて両者が結び付けられるとの回答がなされた。

別のアプローチとしては、水の有無によって臨界になるかならないかが決まることを考えれば、熱のバランスによって核分裂数が決められるのではないかとコメントがなされた。これに対しては、冷却水量の条件設定に依存するため、熱のバランスによる評価は困難であるとの回答があった。また、核分裂数の評価は添加反応度の条件設定に依存するため、1核分裂あたりの外部への影響(被ばく量など)を求めればよい、とのコメントもなされた。昨年度の調査内容に対して、その結果がどのように使われるのか資料に示すべきとのコメントがなされた。これに対して、資料を修正して後ほど送付することとした。

その他

次回会合は令和5年10月27日（金）午前中に zoom にて開催することとされた。

9.2 第5回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和5年11月6日（月）15:00-17:15

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、
島田、グエン・ホアン・ハイ

原子力規制庁：岩橋、柴、川口

配付資料：

- | | |
|--------|------------------------------------|
| 資料 5-1 | 第4回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案） |
| 資料 5-2 | 全体計画 |
| 資料 5-3 | 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発） |
| 資料 5-4 | 臨界条件評価手法の整備（臨界実験） |
| 資料 5-5 | 臨界挙動評価手法の整備 |

議事内容

前回議事録の確認

資料 5-1 第 4 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 5-2 を使って全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告された。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 5-3 を使って、臨界マップデータベースに関して、Solomon を用いた構造材を含む燃料デブリの臨界量解析、Facile への PHITS 及び Solomon の組み込み、Solomon の質量偏差や 4 物質の乱雑化手法についての検討、シビアアクシデントの結果を考慮した燃料デブリ解析等についての進捗状況が報告された。

委員より、5 ページの臨界半径の図に関して、 -3σ の線が非現実的に小さい値になっている理由について確認があり、事務局より、実際は非常に小さい臨界半径のレプリカが存在するわけではなく、臨界半径が大きいレプリカが多数存在することにより標準偏差が大きくなり、それを過去の検討と同様の手順で平均値に対して正規分布のような形で単純に正負の両側に同じ標準偏差を与えたためにこのような図となったことが説明された。それに関して、委員より、現在の標準偏差の表示は不適當であるため、“Wilks の手法”など、正規分布を仮定しないノンパラメトリックな方法の導入を検討すべきであるとのコメントがなされた。

委員より、10 ページの Facile での Solomon を用いた処理手順フローについて、ユーザーの利便性を考えると外部処理を含まない処理にすべきではないかという質問があり、事務局から、Facile(Python)での処理に Solomon(C++)のコンパイルを含ませることはセキュリティ等の観点から推奨されず、また Solomon 自体をコンパイルが含まれない形に簡単に変更することができないことから、現状は外部処理を含む形としてしていると説明された。

SA コードの反映を試みる評価計算においては、前回の委員会でのコメントに対応して炉心外周分に燃料集合体が残っている状況の解析を行っていることが報告された。これに関し委員からは、制御棒及び水の存在を考慮しているかの質問があった。事務局からは、炉心損傷が進行する段階においてはそれらが存在する状況も考えられるが、事故が

進展してしまった状況を評価しているので、この解析では両者とも考えていないとの回答があった。

臨界条件評価手法の整備―臨界実験

事務局より、資料 5-4 に基づいて STACY 更新工事の進捗状況、燃料輸送の現状、実験設備に係る設工認安全審査の状況及びこれらを踏まえた STACY 実験計画について、以下の報告があった。

STACY については、令和 5 年 11 月現在、設備機器の据付はほぼ完了しており、機能試験を実施していること、メーカーから機構への引渡し時期は 12 月末を予定していることが報告された。

デブリ模擬臨界実験に使用する実験用装荷物に係る設工認安全審査について、令和 5 年 9 月 28 日に審査会合が行われ、すべての論点が解決されたと思われるため補正準備に入っていること、ただし、同審査会合にて、すでに認可済みの基本炉心設工認（STACY の運転再開に必要な炉心）について、燃料本数を 900 本から 400 本に変更する変更申請をするよう指導を受けたため、対応のため計画より約 1 ヶ月進行が遅延すること、ただし、当該遅延により初臨界スケジュールは影響を受けないようにし、計画どおり令和 6 年 5 月には運転再開をすることが報告された。

デブリ模擬体調製設備及び分析設備について、使用前確認の準備を進めていること、令和 6 年 2 月にコールドペレットの試調製を行うこと、第 3～4 四半期に前年度試調製したコールドペレットの試分析を行うことが報告された。

燃料製作及び輸送については、燃料メーカーとの連絡が取れない状況が続いていることが報告された。

STACY 運転再開後の実験について、規制庁の安全審査において要求された事項を反映した初臨界炉心の概要について報告され、また出力校正のための実験機材の準備状況について報告された。さらに、前述の実験用装荷物設工認の安全審査状況を反映したデブリ模擬臨界実験計画の概要及びデブリ落下模擬試験炉心や不均一配置炉心等の実験炉心の検討状況について報告された。

上記の報告に対し、以下の議論があった。

委員より、使用する棒状燃料が 900 本から 400 本に減少した事により設工認の変更を求められた件は技術的な理由によるものか確認があり、事務局より、審査会合の議論にて、技術的な理由というよりは文書上の整合性を求める理由であるとされた旨の回答があった。また、委員より、今後棒状燃料 900 本が輸送された場合は設工認の再取得が必

要になるのか確認があり、事務局より、その通りであって、400本を超える棒状燃料を使用する場合は設工認の再取得が必要になる旨の回答があった。

委員より、燃料輸送実施の見込みについて確認があり、事務局から、現在の国際情勢では相当に困難な状況ではあるが断念はしていない旨の回答があった。また、委員より、燃料の長期保管に伴う保管費用の要否について確認があり、現時点で請求はされていない旨回答が事務局からあった。

委員より、STACYの性能試験において、各臨界水位における水位ワース測定が計画されているかの確認があり、事務局より、性能試験においては代表的な炉心において測定を行うことになっていて網羅的な測定は計画されていないこと、そのような測定は供用運転において行う旨回答があった。また、委員より、安全板の反応度価値測定はロッドドロップ法で実施するのか確認があり、事務局より、ロッドドロップ法を用いる旨回答があった。

委員より、報告した実験計画において高出力運転の後にFP崩壊を待つために1ヶ月ほどの期間を置くとしていることに対し、2、3日で影響は問題にならなくなるのではないかと、実験期間は貴重であるので、実測により問題ないことが確認された場合は計画を前倒しし、効率よく実験を進めた方がいい旨、コメントがあった。事務局より、効率よく実験ができるよう検討する旨回答があった。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料5-5を使って、デブリの臨界事故時核分裂数マップ作成におけるR5年度の作業内容についての詳細の説明がなされた。シナリオとしてはデブリ取り出し時の臨界事故を取り扱うこと、超過反応度の試算を行うことが説明された。

核分裂数マップとして、そもそも絶対値を評価する必要があるのか、リスクの大小を見るために相対的な値の比較で十分であれば、反応度等のデータを比較することでできるのではないかとコメントがなされ、反応度温度係数などが異なるため、単純にはできない旨の回答がなされた。

シナリオ案の反応度添加率に関して、IRIDのシナリオは細粉蓄積によるものであり、このまま適用してよいか検討すべき、とのコメントがなされた。

スリーマイルのデブリの空孔率のデータなどは調べたのかとの質問に対し、調査は行ったがそれを採用すると臨界にならないこと、通常は最も反応度が大きくなるような条件を探すことから現状の対応をしている、との回答が事務局よりなされた。これに対しては、小さなデブリ粒子が沈降することを考慮すべきであるとのコメントが委員よりなされた。

核分裂数マップの作成にとどまらず、その結果を用いた線量評価まで実施すべきではないか、とのコメントがあった。また、核分裂数ではなく線量評価の観点から考えてはどうか、たとえば敷地境界における被ばく線量が 1 mSv になるような核分裂数はいくらになるかと言った逆の想定で検討してもよいのではないかとアイディアが事務局より提示された。

その他

事務局から、中島委員が都合により今回で評価委員会委員を退任することと、後任の委員に東京工業大学の小原徹教授を推薦したいこと、そして委員会の主査を黒崎委員に依頼したいことが報告され、承認された。次回会合は令和 6 年 3 月 6 日から 8 日の間に zoom にて開催することとされ、新任委員の小原教授も含めて日程の調整を行うこととされた。

9.3 第 6 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 6 年 3 月 6 日（水）13:30-15:30

場所：

ビデオ会議システム(zoom)

出席者：

専門部会：黒崎（委員長）、遠藤、村松、小原（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷、島田、
グエン・ホアン

オブザーバー 中島

原子力規制庁：岩橋、柴、大川

配付資料：

- | | |
|--------|------------------------------------|
| 資料 6-1 | 第 5 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案） |
| 資料 6-2 | 全体計画 |
| 資料 6-3 | 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発） |
| 資料 6-4 | 臨界条件評価手法の整備（臨界実験） |
| 資料 6-5 | 臨界挙動評価手法の整備 |

議事内容

委員長挨拶及び事務局からの報告

新委員長である黒崎委員、新任委員の小原委員から挨拶があった。前委員長である中島氏がオブザーバーで参加していることが報告された。

前回議事録の確認

資料 6-1 第 5 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

全体計画

事務局から資料 6-2 を使って全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告された。委員から、臨界挙動評価手法について、箇条書きになっている項目と線表の項目が一致していないことが指摘され、事務局から今回は修正するという返答があった。来年度が事業最終年度であることから、完成した STACY 更新炉の今後の利用に関する議論があった。

臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から、Solomon を用いた構造材を含む臨界量解析の結果及び、臨界安全解析システム FACILE への線量評価コード PHITS の組み込んだサンプル計算結果について報告した。委員より、Solomon を用いた解析に関して、100 レプリカの解析により得られた最小臨界半径は、Wilks の手法など統計的手法に基づくことで、臨界安全管理の観点で意味のある解釈ができるとのコメントがあった。また、委員より臨界半径の分布よりは最小値が重要であり、どのような分布の場合に最小になるのか、如何に最小になるような状態を避けることができるか、といった検討を期待するとのコメントがあった。

事務局から、シビアアクシデントコードの成果の取り入れに関する評価計算の結果が示された。委員からは、炉心中央部が脱落していくような状況を模擬した計算は、炉心外周部に燃料が残っている時の臨界管理を考える上で有益であるというコメントがあった。JENDL-5 を用いて行ったデブリの最小臨界量評価結果について委員からコメントがあり、JENDL-5 を使用した軽水減速臨界実験ベンチマーク問題の核計算結果の傾向と同様であるか確認したほうが良いとのコメントがあった。

臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局より、資料 6-4 を用いて、臨界条件評価手法の整備のうち臨界実験計画について進捗報告があった。まず、STACY 更新炉の工事は昨年 12 月 28 日に完了したこと、また、原子炉の運転開始前に実施すべき使用前事業者検査はすべて完了し、運転再開の前提となる炉心の設工認変更に関する規制当局の審査を除けば、運転再開の準備が整ったことが報告された。審査長期化の影響は報告時点では確定していないが、設工認認可後も規制当局による試験使用確認や周辺自治体の立入調査が実施されるため、以下の実験計画は 3 ヶ月遅れを仮定して報告された。デブリ模擬臨界実験に使用する実験用装荷物については、令和 6 年 1 月 26 日に設工認の認可を取得し、製作及び使用前事業者検査（材料検査等）に着手したことが報告された。

デブリ模擬体調製設備及び分析設備について、使用前確認の準備を進めていること、令和 6 年 2 月にコールドペレットの試調製を行ったこと、第 3～4 四半期に前年度試調製したコールドペレットの試分析を行ったことが報告された。試分析にて実施したジルコニウム酸化物ペレットの組成分析においてハフニウムが少量ながら検出されたことについて、臨界実験での評価上の影響へのコメントがあった。これに対し、当該元素は試調製で用いたジルコニウム酸化物の試料由来であること、今後臨界実験に用いるデブリ模擬体原料には純度等が保証された原料を用いるため、臨界実験には影響しないことを回答した。

STACY 更新炉を用いた計画について、個々の実験テーマの炉心構成及び事前解析結果と、令和 6 年度の実験期間が約半年であることを説明した。委員より、限られた期間で現在の実験計画を実施するには条件設定をよく検討した上で絞り込むことが必要との見解が示された。また、デブリ落下模擬の実験テーマについて、その詳細な実験計画、炉心構成について質問があった。事務局より、分割した炉心構成によってデブリ落下を静的に模擬するものであり、分割炉心を近接する場合の増倍率変化を臨界水位差で読み取るものであることを説明した。特に事前解析により、片方の炉心配置に窪みがある場合には、増倍率の変化が複雑になる場合があることを説明した。

臨界挙動評価手法の整備

事務局から臨界挙動評価手法の整備に関する令和 5 年度の成果について報告がなされた。シナリオの作り方についての質問がなされ、IRID のシナリオに加えて独自の工夫でより合理的な範囲となるようにしている旨の回答がなされた。これに対して、どのような考え方でシナリオが作られたのかを明確にして報告書に記載する必要がある旨のコメントがなされた。たとえばデブリの落下などの自然現象と一点炉動特性のパラメータとの関係がもう少しはつきりするとより状況が見えやすくなるのではないかと思うが、その検討は難しいことは理解しているとのコメントがなされた。また、今後の検討に役立てるため、他の委員会（燃料デブリ工法評価小委員会報告書）の報告書の内容も参考にすると良いとのコメントがなされた。また、事務局より核分裂マップ作成に資する、燃料デブリ領域形状と動特性解析結果の関係を調査した成果の報告がなされたが、本件に関して委員からのコメントは特段なされなかった。

その他

次回会合は STACY 更新炉の初臨界に立ち会えるタイミングも考慮して日程を決めることとされた。事務局が STACY 更新炉の準備状況を見つつ、その調整を行う。

第 10 章 国際会議等における情報収集

我が国に限らず臨界安全の専門家から本受託事業に関する議論を受けるとともに、各国の研究開発動向に関する情報を集めている。本年度は第 12 回臨界安全性国際会議 ICNC2023 が仙台市において開催され国内外から 300 名近い臨界安全の専門家が集まる機会を捉えて情報収集を行った。また、アジア炉物理会議（RPHA2023）に参加し、近隣諸国の情報収集を行った。経済協力開発機構原子力機関原子力科学委員会臨界安全性ワーキングパーティー（OECD/NEA/NSC/WPNCS）に関連する会合への参加も継続して行った。本章ではこれらの会合の成果を纏めた。

10.1 第 12 回臨界安全性国際会議 ICNC2023

10.1.1 ICNC2023 の概要

第 12 回臨界安全性国際会議（International Conference on Nuclear Criticality Safety; ICNC2023）は 2023 年 10 月 1 日から 10 月 6 日に仙台国際センターにおいて開催された。会議事務局から示された国別の報告件数を以下の表 10.1-1 に示す。本国際会議では、10 のテクニカルトラックと 2 つのスペシャルセッションが設定され、最終的に 224 件の発表と 273 名の参加者があった。テクニカルツアーは福島（中間貯蔵施設及び東京電力福島第一原子力発電所（1F）サイト）、JAEA 東海（STACY 更新炉及び FCA）、宮城（東北大学ナノテラス（放射光施設）及び東北電力女川原子力発電所サイト）の 3 コースで実施された。予稿集は参加者に限り会議のホームページからのダウンロードが 2024 年 1 月まで可能とされ、2024 年度後半に JAEA-Conf として予稿集を JAEA が出版することが計画されている。

表 10.1-1 ICNC2023 での国別の報告件数

Country	2003	2023	Country	2003	2023
Belgium	2	4	Poland	-	1
China	1	2	Russia	18	-
Czech	2		Spain	-	2
France	38	39	Sweden	-	2
Germany	6	6	Switzerland	2	11
Hungary	2	-	UK	18	33
Indonesia	1	-	Ukraine	3	-
Japan	41	46*	USA	18	74
Korea	3	2	IAEA	1	-
Netherlands	1	1	OECD	2	1*
			Sum	159	224*

*オープニングプレナリーでの発表を含む数

10.1.2 燃料デブリの臨界安全性に関する発表

燃料デブリの臨界安全管理に関する発表は、東京電力福島第一原子力発電所に関するスペシャルセッションに集約された。同スペシャルセッションでは、以下の 17 件の発表が口頭発表及びポスター発表によって行われた。うち 5 件は本受託事業の成果を発表したものである。日本以外からはフランス IRSN より発表があり、シビアアクシデントによって発生したコリウムを水で冷却する場合の臨界性が議論されている（下記 2.）。

1. Kenji Owada, Masakuni Kumeda, Takeshi Honda, Masato Mizokami, Michal Cibula and Shinya Mizokami, “FEATURES OF FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER PLANT ACCIDENT AND INFORMATION ON FUEL DEBRIS OBTAINED FROM PCV INTERNAL INVESTIGATIONS”
2. Aurélie Bardelay and Wilfried Monange, “IMPACT ON CRITICALITY OF USING PURE WATER WITH CORIUM COMING FROM NUCLEAR REACTOR CORE MELTING”
3. Takahiro Koide, Takashi Yoshii and Keita Fukawa, “CRITICALITY ASSESSMENT ASSUMING SPENT FUEL FAILURE AT FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER PLANT UNIT 1”
4. Yamato Hayashi, Makoto Nakano and Yuichi Morimoto, “DEVELOPMENT OF CRITICALITY APPROACH MONITORING METHOD USING NEUTRON DETECTORS FOR FUEL DEBRIS RETRIEVAL IN FUKUSHIMA DAI-ICHI NPP”
5. Rei Kimura, Yamato Hayashi and Makoto Shimizu, “DETECTOR SHIELDING-MODERATOR DESIGN EFFECT TO EIGENVALUE ESTIMATION RESULTS BASED ON FEYNMAN- α METHOD”
6. Yasuhiro Harada, Makoto Nakano, Yamato Hayashi and Yuichi Morimoto, “Criticality Control Method for Fuel debris Retrieval in Fukushima Daiichi NPP”
7. Satoshi Wada, Makoto Shimizu, Yamato Hayashi, Hiroyuki Yazawa, Tsuyoshi Misawa and Yasunori Kitamura, “INVESTIGATION OF SUB-CRITICALITY MONITORING SYSTEM BASED ON FEYNMAN-ALPHA METHOD FOR LARGE-SCALE FUEL DEBRIS”
8. Yasushi Nauchi, Shunsuke Sato, Motomu Suzuki, Tadafumi Sano, Hironobu Unesaki, “ESTIMATION OF ^{235}U ENRICHMENT BY NEUTRON INDUCED GAMMA RAY SPECTROSCOPY”
9. Shouhei Araki, Satoshi Gunji, Yu Arakaki, Tomoki Yoshikawa, Takahiko Murakami, Fuyumi Kobayashi, Kazuhiko Izawa and Kenya Suyama, “DEBRIS-SIMULATED CORE ANALYSIS

UNDER FUEL PROCUREMENT CONSTRAINTS IN NEW STACY EXPERIMENTS”（口頭発表）

STACY 更新炉においては燃料輸送の遅れにより、減速不足の格子間隔である 1.27-cm の実験に必要な燃料棒が実験に間に合わない可能性がある。この状況に対応するため、格子間隔が 1.27-cm のテスト領域を格子間隔 1.80-cm のドライバ領域で囲んだ 2 領域炉心を検討した。2 領域炉心を用いることで、400 本以下の燃料棒本数で 1.27-cm の格子間隔の炉心の中性子スペクトルをテスト領域中央の場において再現できることを示し、現状でも減速不足の条件を模擬できる見通しが得られることを報告した。

10. Jun Nishiyama, Seiya Manabe, Hideki Harano and Toru Obara, “DEVELOPMENT OF THE FUEL DEBRIS CRITICALITY CHARACTERISTICS MEASUREMENT SYSTEM”

11. Hiroki Sono, Kazuhiko Izawa, Tsutomu Yoritsune, Kenya Suyama and Kotaro Tonoike, “CRITICAL ASSEMBLIES IN JAEA AND THE ROLE OF NEW STACY”

12. Kenya Suyama, Taro Ueki, Satoshi Gunji, Tomoaki Watanabe, Shohei Araki, Kodai Fukuda, Yuichi Yamane, Kazuhiko Izawa, Yasunobu Nagaya, Takeo Kikuchi and Kiyoshi Okubo, “STUDY ON CRITICALITY SAFETY CONTROL OF FUEL DEBRIS FOR VALIDATION OF METHODOLOGY APPLIED TO THE SAFETY REGULATION”（ポスター発表）

2011 年に発生した福島第一原子力発電所の過酷事故によって発生した燃料デブリの取り出しと安全な保管は福島第一原子力発電所の廃炉に向けた最も重要かつ困難な課題のひとつである。2014 年から日本原子力研究開発機構（JAEA）の安全研究センター（NSRC）に NRA より委託されているこのプロジェクトにおいて、JAEA は燃料デブリの臨界特性を網羅的に計算しデータベース（燃料デブリの臨界マップ）を作成し、STACY を更新してその再臨界に向けた活動を行ってきた。また、モンテカルロコード「Solomon」の開発にも着手し、空間分布がパワースペクトルに従う物質の臨界計算を可能とする成果をあげている。これらの成果について報告すると共に、受託事業全般についてのやり取りがあった。STACY 更新炉へはテクニカルツアーも実施されたためにそれに参加する者からの質問も多く出るなど、STACY 更新炉への関係者の興味は高かった。

13. Shigeki Shiba, Daiki Iwahashi, Tsuyoshi Okawa, Satoshi Gunji, Kazuhiko Izawa and Kenya Suyama, “PRELIMINARY ANALYSIS OF RANDOMIZED CONFIGURATION PATTERNS IN MODIFIED STACY CORE”
14. Maho Kawaguchi, Shigeki Shiba, Daiki Iwahashi, Tsuyoshi Okawa, Satoshi Gunji, Kazuhiko Izawa and Kenya Suyama, “(2)PRELIMINARY ANALYSES OF MODIFIED STACY CORE CONFIGURATION USING SERPENT WITH JENDL-5”

15. Fuyumi Kobayashi, Hiroyuki Fukaya, Kazuhiko Izawa, Takashi Kida, Hiroki Sono, and Kenya Suyama, “STATUS ON THE DEVELOPMENT OF THE FABRICATION AND ANALYSIS EQUIPMENT OF THE PSEUDO FUEL DEBRIS” (ポスター発表)

STACY 更新炉の臨界実験では、模擬燃料デブリのペレットを用いて、1F デブリ臨界安全性評価に使用する解析システムの検証用データを取得する。模擬燃料デブリは、酸化ウランと構造材（鉄、シリコン、ジルコニウムなど）を含む直径 8 mm、高さ 10 mm のペレットである。ペレットは、二酸化ウラン粉末と構造材料粉末を混合、加圧、焼結して製造される。臨界実験で使用する模擬燃料デブリペレットの調製・分析を行うため、STACY 施設に隣接する BECKY 施設に調製・分析装置を設置し、これらの装置を用いて酸化ジルコニウムのペレットを作製した。本発表では、この模擬燃料デブリペレットの試作結果について発表を行った。

16. Satoshi Gunji, Shouhei Araki, Yu Arakaki, Kazuhiko Izawa, and Kenya Suyama, “PLANNING OF THE DEBRIS-SIMULATED CRITICAL EXPERIMENTS ON THE NEW STACY” (ポスター発表)

STACY 更新炉本体及び附帯設備、実験用装荷物を使って実現可能な燃料デブリの臨界特性を明らかにする実験についてポスター発表を行った。会場の専門家から、可動装荷物の仕組みについての質問、燃料デブリ落下を静的に模擬する実験や不均一な配置を持つ臨界試験について、炉物理研究の見地から、早期の実験結果の公開を求める声が寄せられた。

17. Kazuhiko Izawa, Junichi Ishii, Masakazu Seki, Fuyumi Kobayashi, Masato Sumiya, Tomoyuki Maekawa, Yu Arakaki, Shouhei Araki, Hiroki Sono and Kenya Suyama, “PROGRESS OF MODIFICATION WORK OF THE STATIC EXPERIMENT CRITICAL FACILITY (STACY) AND PREPARATION FOR FIRST SERIES OF CRITICAL EXPERIMENTS UNDER THE NEW REGULATORY STANDARDS OF JAPAN” (ポスター発表)

STACY 更新炉の更新工事の進捗状況及びその概要について改めて紹介し、新規制基準の要求に対応するための設計の特徴及び運転再開後の臨界実験に備えて準備される実験用装荷物の詳細を説明するポスター発表を行った。会場の専門家からは今後の STACY の設計の詳細について質問があったほか、早期の実験開始を期待する旨のコメントが寄せられた。また、取得する実験データを高精度なものとするため、燃料その他の構造物の寸法測定が十分行われることを期待する声が聞かれた。

10.1.3 乱雑化計算手法に関する発表

計算コードと解析手法 (Code and Other Calculational Methods) に関するテクニカルトラックが設けられ、ランダムな体系に関するモンテカルロ臨界計算についてのセッションが開催された。このセッションにおいて、Solomon に関する結果として、令和 3 及び 4 年度事業の成果の一部である有界増幅による乱雑化臨界計算効率化と令和 2 年度でのボクセル重ね合わせ機構による乱雑化の 2 つの内容を統一的に扱う論文が、本受託事業のメンバーによって発表された¹⁾。英国の Jacobs のコード開発責任者より、質量偏差に関する質問がなされたが、

令和 4 及び 5 年度で実施中の内容については言及せず、令和 3 年度までの現状が回答された。Jacobs からは、MONK コードにおける Perlin noise による乱雑化手法²⁾、フランスの CEA からは計算幾何学における stochastic tessellations を中心とする OECD NEA/WPNCS での活動の概要³⁾が発表された。ただし、上記 3 手法の乱雑化において、スペクトル範囲設定機能および質量偏差評価機能が備わっているのは、本受託事業で開発・整備中の IRWF による乱雑化手法のみである。また、ポスターセッションにおいて、本受託事業の元メンバーにより、OECD/NEA/NSC/WPNCS で進行中のランダム体系モンテカルロ臨界計算プロジェクトへの IRWF 手法の関与⁴⁾が報告された。

- 1) Ueki T., 2023. Random Media Criticality Analysis Methods in Monte Carlo Solver Solomon. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 2) Fildes J., Hiles R., Jones B., Richards S., 2023. Novel Methods in MONK for Criticality Modelling in Highly Disordered Random Heterogeneous Media. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 3) Zoia A., et. al. Overview of NEA/WPNCS Activities on Criticality Problems in Random Media. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.
- 4) Nagaya Y., 2023. Solution to Random-Media Criticality Benchmarks with a Monte Carlo Solver Solomon. Proceedings of ICNC 2023, Sendai, Miyagi, Japan, October 1-6, 2023.

10.1.4 その他の成果発表及び得られた知見について

上記の東京電力福島第一原子力発電所に関するスペシャルセッション及び計算コードと解析手法に関するテクニカルトラック以外に本受託事業の成果について 2 件の口頭発表を行い、事業の進捗を報告するとともに会議参加の専門家からの意見を得た(1)(2)。また、他のテクニカルトラックの聴講等で得られた知見を(3)に記す。

(1) Satoshi Gunji, Tomoki Yoshimawa, Shouhei Araki, Kazuhiko Izawa, and Kenya Suyama, “Study on the Basic Core Analysis of the New STACY” (プレナリー、口頭発表)

STACY 更新炉の整備計画とその進捗を示した上で、初臨界炉心として検討中の炉心構成について概説するとともに、臨界実験を遂行する上で核的な不確かさが入る可能性がある炉心タンク内構造物などの評価結果、燃料デブリの臨界特性を明らかにするための実験計画などについて評価結果を示した。会場の専門家から、燃料デブリの模擬体の作り方や特性評価の方法論について質問があり、未燃焼の UO_2 粉末を用いて組成の明らかな模擬体を作ることが出来ること、原子炉構造材模擬としてコンクリートや鉄の構造材模擬体を作る計画であることを説明した。

(2) Yuichi Yamane and Kenya Suyama, “Sensitivity Analysis of the Parameters in Consequence Analysis of Postulated Fuel Debris Criticality Accident in Fukushima Dai-ichi NPP” (トラック 8：臨界事故及び事象、口頭発表)

福島第一原発事故の復旧は重要なテーマであるが、内部の核燃料の状態は未だ明らかにはなっていない。日本原子力研究開発機構は燃料デブリ取出し作業にかかるリスクの評価にお

いて重要なパラメータを見つけるべく、解析を行った。初めに中性子無限増倍率を評価し、シンプルな仮定で核分裂数を評価して核分裂数の感度の高いパラメータを選んだ。次に臨界事故シナリオに基づいて動特性解析と輸送計算を行い、被ばく線量率に影響の大きいパラメータを見出した。結果として、燃料デブリの密度が最も重要であり、1%の密度変化に対して数%の被ばく線量率の変化があった。次に即発中性子寿命や反応度温度係数及び反応度ボイド係数が重要であった。

(3) その他得られた知見

臨界事故及び事象のテクニカルトラック（トラック 8）では、15 件の口頭発表及び 2 件のポスター発表がなされたが、そのうち「燃料デブリ」をキーワードとして含めていた発表は 1 件のみ（本事業メンバーによる演題）と少数であった。さらに当該発表に対する議論はあまり活発にはならず、国際的に活躍されている臨界事故の専門家の方々に「燃料デブリ」の臨界事故に関する研究について関心を持ってもらい、議論に加わってもらうことへの課題を感じた。また、発表の 8 割以上は核燃料施設における CAAS の開発・改善に関するもので本事業での実施内容と強い関わりがあるものではなかった。しかしながら、燃料デブリ体系への適用可能性がある新たな臨界事故詳細過渡解析コードの開発といった、本事業に有益な発表もなされた。現状、本事業で過渡解析を行う場合は簡易的なものを用いているが、詳細な解析が必要となった場合にはこの新たな計算手法の導入が選択肢の一つとして挙げられる。

10.2 アジア炉物理会議（RPHA2023）

10.2.1 目的

事業の進捗及び STACY 更新炉の目的をアジアの炉物理研究者が集まる国際会議で報告し、各国の専門家から意見等の情報を得ることを目的とした。

10.2.2 会議の概要

アジア炉物理国際会議（4th Reactor Physics Asia Conference, RPHA2023）は主に日、中、韓の 3 か国の研究者が炉物理に関係する研究開発について報告、議論する会議であり、3 か国が開催地を持ち回りする形で 2 年毎に開催されている。RPHA2023 は令和 5 年 10 月 24 日から 26 日まで韓国・慶州市で開催された。本会議では 2 会場で平行して、8 つの技術セッションの計 80 件（基調講演 3 件を含む）の発表が行われた。受託事業で 1 件の口頭発表を行い、STACY 更新炉の工事の状況と熱出力測定実験の準備について報告した。

10.2.3 成果報告

(1) Validation of Integrated Thermal Power Measurement using Solution fuel STACY experimental data for modified STACY Performance Test [*Track: Data measurement & Reactor Analysis*]

STACY 更新炉の工事の進捗状況を紹介するとともに STACY 更新炉における性能検査で実施する熱出力測定に向けた予備検討として、更新前の溶液系 STACY において実施された実

験データを STACY 更新炉で用いる手法を使って再解析した結果し、本手法が STACY 更新炉においても使用できる見通しを示した。質疑応答においては、STACY 更新炉で予定されているデブリ構造材模擬体、デブリ模擬体を使った実験についての質問があり、準備状況や炉心の検討状況が回答された。

10.3 OECD/NEA/NSC 関連会合

10.3.1 Joint ICSBEP/IRPhEP/SINBAD Administrative Meeting

標記会合が令和 5 年 4 月 3 日（月）～4 月 7 日（金）に、OECD/NEA/本部をホストに対面及び ZOOM によるハイブリッド形式で開催され、OECD/NEA/NSC（原子力科学委員会）の実験データの評価に関する以下の技術レビューグループ（TRG）会合等にオンライン参加した。これらの会合に参加し知見を得ることで、STACY 更新炉の実験データをベンチマークデータ化し、広く公表し有効に活用することを目指す。

4 月 3 日：遮蔽積分ベンチマークアーカイブ（SINBAD）のタスクフォース（TF）会合

4 月 4 日：国際炉物理実験評価プロジェクト（IRPhEP）、SINBAD 及び ICSBEP の合同会合

4 月 5 日～7 日：国際臨界安全ベンチマークプロジェクト（ICSBEP）の TRG 会合

(1) SINBAD TF（議長: Thomas Miller 氏（米 ORNL）、副議長: 設定無し）

会場 7 名、オンライン 11 名の参加者があった。7 プロジェクト 9 件の既存ベンチマークデータの品質管理について話し合われた。これは SINBAD の評価結果が確率論的リスク評価（PRA）や新しい輸送計算コード開発の妥当性評価に使われる一方で計算モデル作成の難易度が高く、最新の計算モデルによる再評価が行われるためである。このような課題から、迅速なベンチマーク評価活動を GitLab を活用して推進することが提唱・承認され、今後 SINBAD では運用が開始される。

(2) IRPhEP、SINBAD、及び ICSBEP の合同会合

会場 30 名、オンライン 23 名の参加者があり、3 つの活動全般に対する意見交換があった。IRPhEP は新たに議長に Mark DeHart 氏（米 INL）が就任している。新しい感度解析技術を使って古い実験を再評価している米 LANL などからの執筆ガイドの更新が必要という意見が出されたが、一方で伝統的な評価手法を重視するグループからは不要という意見が出された。また、不確かさ評価ガイドに、ICSBEP では共分散データの取扱い、IRPhEP では出力密度や反応率などを入れるべきという意見があった。活動の迅速化案として、GitLab や NEA が管理する Share Point の活用など提案されたが、方針転換には至っていない。また、出版の迅速化のため Share Point を活用し、TRG 会合でレビュー後の修正版を 2 ヶ月以内に提出することが新たに求められた。NEA 事務局より、公益性があるがボランティアなベンチマーク評価活動についても外部資金調達をすべき圧力があることが説明され、私企業などによるスポンサーの可能性があれば情報共有して欲しい旨の要請があった。

(3) ICSBEP (議長: Catherine Percher 氏 (米 LLNL) 、副議長: William (B.J.) Marshall 氏 (ORNL))

会場 35 名程度、オンライン 22 名程度の参加者があり、合計 10 件 (新規 9、改訂 1) のベンチマーク評価についてレビューを行い、以下の 1-8) は修正の上、ハンドブックに掲載することとなった。

1) 仏 IRSN による Apparatus B 施設の Pu 溶液燃料の臨界実験 (本評価のみ改訂)

初版は 2004 年に発行されているが、溶液組成のデータが新たに発見されたことによる改訂が今回あった。

2) 米 SNL による 7uPCX 施設の ^{235}U 濃縮度 6.9 wt.% 燃料に Mo スリーブを装着した臨界実験

7uPCX ではこれまで様々な素材のスリーブ (燃料棒被覆管外に装着するもので間には水ギャップがある) を装着した積分実験をベンチマーク化しているが、今回は三角格子を用いた中性子減速不足状態で、IRSN が提供した Mo スリーブを装着した実験を評価したものである。

3-4) LANL による Planet/Comet 装置の ^{235}U 濃縮度 93 % 金属燃料の臨界実験

国立臨界実験研究センター (NCERC) にある 2 装置についての MUSIC、ZEUS と呼ばれる臨界実験シリーズの評価である。前者は半球状の燃料を重ねていく実験であり、後者は金属燃料プレートと Pb プレートを重ねたものに Cu 反射体を設置した実験である (JAEA 基礎工センターが共同研究を実施)。

5-6) LANL 及び LLNL による Planet 装置の Pu-Al 金属合金燃料の臨界実験

NCERC のポリ塩化ビニルと金属燃料を重ねたものにポリエチレン (PE) 反射体を巻いた体系 (LANL) 、PE シートと同じ金属燃料を重ねた体系 (LLNL) の臨界実験で、後者は IRSN が参画。

7-8) チェコ RCR・中性子源研究所の ^{252}Cf による Ni+Fe/Fe 遮蔽からの高速中性子漏洩実験

近年 RCR は複数の評価を毎年提出している。これらの実験は臨界実験ではないが、臨界検知・監視などに必要な実験データとして ICSBEP ハンドブックに収められるものである。

9) チェコ RCR・LR-0 炉において SiO_2 及びグラファイトを装荷した臨界試験

RCR の有する LR-0 は VVER-1000 炉心の模擬が出来る試験炉である。今回は十分なレビュー時間が取れず、Share Point でレビューを共有した上で次回会合で再度レビューすることとなった。

10) ORNL による保健物理研究炉 (HPRR) の中性子束測定実験

途中までレビューが進められたが、議長ら現地参加委員間での議論により、遮蔽体を通過後の中性子エネルギースペクトルをボナーボールで測定するという本実験内容は、ICSBEP よりも SINBAD に提出することが適切であると判断され、次回 SINBAD 会合に再提出することとされた。

(4) その他のトピック

従来の ICSBEP では、単純化（ある領域の均質化や核的に影響が少ない構造の省略など）した場合の実験値との差異をバイアスとして評価していた。ところが近年、単純化した計算モデルも非常に精密に作り、実験値の再現性を上げている例が散見される（今回であれば NCERC の実験など）。これでは単純化と呼べず、計算コードの開発者のようなベンチマークの利用者が利用しづらいのではないかという意見が委員より出された。今後 STACY 実験のベンチマーク化には考慮したい。

10.3.2 WPNCs および傘下のサブグループ（SG）活動に関する定期会合

令和 5 年 6 月 26 日から 30 日に OECD/NEA 本部で開催された WPNCs および参加の SG 活動報告に参加した。

(1) SG-9（乱雑な幾何形状内の中性子輸送）（Coordinator: A. Zoia 氏（仏 CEA））

本 SG は、炉心損傷事故で生じた原子炉炉心や燃料デブリの臨界性を評価するための乱雑化計算モデルを調査および比較することを目的としている。参加者は会場 15 名、オンライン 8 名であった。2 年の活動を終え、異なる乱雑化計算モデルを用いた UOX 及び MOX 燃料体系のベンチマーク計算結果（6 機関から使用する核データが異なる 10 種の結果が提出され、JAEA からは乱雑な組成を取り扱える Solomon コードと JENDL-4.0 を組み合わせた結果を提出している）の比較分析の結果について報告された。比較は、中性子増倍率 k 、遅発中性子割合 β 、及び中性子生成時間 Λ について行われ、これらの値の不確かさは、MOX 体系の方が大きくなる傾向などが報告された。SG 活動で得られた提言として、乱雑化計算モデルの有用性について、臨界安全コミュニティに普及を図ること、ベンチマークの対象を拡大すること、さらなる理論的検討・感度解析について追加検討すること、が挙げられた。SG 活動報告書はほぼ完成し、相互レビューの段階にある。活動の成果は ICNC2023 において発表された。

(2) SG-10（使用済み燃料インベントリにおける核データ不確かさ定量化に関するベンチマーク）（Coordinators: C. Carmouze 氏（仏 CEA）、R. Ichou 氏（仏 IRSN））

本 SG は、燃焼計算における核データ不確かさ評価のベンチマークを目的とする。今回の会合では、参加者は会場 30 名、オンライン約 15 名が参加した。本 SG で実施した燃焼計算ベンチマークに関する現状確認が行われ、計算結果の集計は 2023 年 2 月に完了し、20 人の参加者から合計 39 の計算結果（コードとライブラリの組み合わせ）が得られた旨が報告された。JAEA からは燃焼計算コード SWAT4.0 と JENDL-4.0 を用いた計算結果を提供している。Coordinator から分析結果が報告され、いくつかの結果が C/E 値の平均から大きく外れている等の指摘があったことから更なる検討を行いたいとの提案があった。議論の結果、各参加者は計算に用いた入力及び出力ファイルを参加者間で共有することになった。加えて、2023 年 9 月に中間ミーティングを行い、他の参加者と結果に大きな差異がある参加者はその場で計算条件・結果について説明することが提案された。また、作成中の SG 活動報告書に関して、計算コードの説明の章に加筆するよう各参加者に依頼された。参加者からの技術的な報告として、米国で開発されている OpenMC コードにおいて感度計算機能を追加する整備が進められている旨報告があった。2023 年 12 月末に報告書の提出、

2024 年 1 月に本 SG の継続として燃焼計算における不確かさ評価のベンチマークを行うための新たな SG の提案が予定されている。

(3) SG-11（実験のバイアス及び相関の取扱手法の比較）（Coordinator: A. Hoefer 氏（独 framatome））

本 SG は、臨界安全ベンチマーク実験間の相関を考慮する（またはしない）ことが推定臨界下限増倍率の決定に与える影響を評価することが目的である。会場 40 人、オンライン 5 人の参加者があった。評価結果は 12 機関から 21 ケースが提供されたが、計算に使用されたコード・手法は 7 種類で、そのうち 3 つは同じ基本理論（ベイズ統計）を用いている。SG 活動の成果として、推定臨界下限増倍率の決定に際して、適切なベンチマーク実験セットを選んでいたとしても、ある類似性の高い実験データに大きな不確かさがあれば実効増倍率の評価計算のバイアスとその不確かさの推定に大きな影響を与える可能性がある、またそれらに核データの調整に既に使われた実験データが含まれている場合には実効増倍率を過小評価するおそれがある、と結論づける一方で、一般的な臨界安全評価においてはベンチマークとすべき実験データが十分にあることから、高品質のベンチマーク実験を選択しての利用が可能であろうと注記している。また、不確かさが小さい実験同士を組み合わせる場合には推定臨界下限増倍率の推定手法別の差異は少ないが、不確かさが一桁大きくなると手法間の差異が大きくなることが確認され、この原因はまだ完全には解明できていないところもあることが報告された。成果の一部は ICNC2023 で報告された。

(4) SG-12（使用済燃料の崩壊熱）（Coordinator: D. Rochman 氏（スイス PSI））

本 SG は、崩壊熱に関する”state of the art” レポートの作成及びベンチマーク解析や測定に関する検討を目的とする。会場約 30 名、オンライン約 20 名の参加があった。SG 活動報告書のとりまとめ方法について、通常通り NEA レポートとして提出するか、NEA には簡単なサマリーを提出しつつジャーナル論文にレビュー論文として投稿するかの議論がなされた。崩壊熱に関する最新の取り組み状況として参加者から報告があり、スイス Nagra から測定データに基づきベイズ理論や機械学習を用いた崩壊熱の評価モデルの構築が進められている旨が報告された。スウェーデン SKB からは過去に実施した崩壊熱測定データと解析との比較結果について紹介があり、2023 年秋ごろに未公開であった測定データを含むレポートを公開予定であることや、さらにカロリメータによる崩壊熱の測定範囲を 3 kW までは拡張した測定を計画中であることが報告された。また、本会議後に引き続き、ベンチマーク計算参加者の間でベンチマーク仕様に関する議論を行うための会議と SFCOMPO-TRG と合同で燃焼度の決定方法や妥当性に関して議論を行う会議が開催された。成果の一部は ICNC2023 で報告された。

(5) SG-13（燃料度クレジットを考慮した臨界安全評価の比較）（Coordinator: A. Vasiliev 氏（スイス PSI））

本 SG は、使用済燃料の最終処分などにおいて、一般的な臨界安全基準に従えば著しく単純であるが過度の裕度を有している場合に、燃焼度クレジットを適用してより合理的に評価するいくつかの方法論の比較することを目的とする。今回は第 1 回会合として、事前

に評価者らによって合意に達した検証用のベンチマークモデルに関する説明があり、PWR17×17の4集合体を水中に没した体系（WPNCsが設定したBUC-VIIモデル）において、0～70GWd/Mtの10燃焼度点、4つの初期²³⁵U濃縮度に対してCASMO5のピンセルモデルによる燃焼計算結果が与えられている条件で、各国が用いている燃焼度クレジット手法を適用し、濃縮度に対して許容できる下限燃焼度を示す装荷曲線の評価することで検討することが報告された。また、スイス、アメリカ、ドイツ、フランス、スウェーデンの評価者らによる各国の燃焼度クレジットないしそのための燃焼度測定技術の現況について報告があった。

(6) SFCOMPO（使用済み核燃料の核種組成測定データベース）TRG（Chair: G. Ilas氏（米ORNL））

会場約30名、オンライン約25名の参加があった。現在進行中の主な作業であるPWRの崩壊熱データのSFCOMPOへの追加、いくつかの照射後試験（PIE）データに関する評価書の整備（Fukushima-Daini-2、Gösgen GU4、Beznau BM1）について進捗が確認・共有された。このうちPWR崩壊熱データに関しては、SFCOMPOに追加するデータを整理するためのExcelテンプレートが用意され、5つの炉のデータに対して担当者が割り振られてテンプレートに基づくデータ整理が進められていることが報告された。また、PIEに関連する国際プロジェクトの最新情報についていくつか報告がなされた。BWRの低燃焼度ガドリニア燃料のPIEプロジェクトであるLAGER（スウェーデンVATTENFALLが主導）については、現状で十分な参加者が確保できる見通しが立っており、予定通りプロジェクトが進行している旨報告された。米ORNLでは高燃焼度燃料の燃焼計算妥当性確認用データの拡充の目的で新たなPIE（放射化学的分析（RCA）実験を含む）が進行中であることが報告された。また、過去に実施されたPWRの高燃焼度UOX及びMOX照射後燃料の組成を分析するMALIBUプロジェクトについて、測定データの1次公開について参加者間で協議中であることが報告された。

(7) WPNCs 全体会合（Chair: A. Vasiliev氏（スイスPSI））

副議長として推薦された英国ONRのG. O'Connor氏の着任を承認した。

NSD課長のT. Ivanovaから、NSCのこの1年間の活動状況が説明された。この中で、プログラムレビューグループが設立され、4分野（Fuel cycle physics and chemistry、Reactor physics and radiation shielding、Fuel and material science、Nuclear data）に分けてレビューのハイライトが報告されること、次世代育成のためのフレームワークなどが説明された。NSCの活動目標として「NSC活動の可視性を上げること」が挙げられており、委員から方法論について質問があったが、検討中ということであった。また、参考として燃料サイクル安全ワーキンググループ（WGFCs）の活動内容が紹介された。

新しいSG活動として、ワーキングパーティを横断してデータ同化手法のベンチマークを実施することについて米ORNLの委員から提案があったが、現在並行して5つ（同時設置の上限数）のSGが活動していること、マンドート（次回更新は2024年3月を予定）に書かれているWPNCsの活動テーマの複数をカバーした内容とすべきなど慎重論が出たため、継続審議となった。

仏国、ポーランド、スウェーデン、スイス、英国、米国、フィンランドから国別レポートが発表された。ANS 及び ISO の臨界安全標準策定グループの活動について紹介があった。JAEA から、主催する ICNC2023 の参加予定者数概数、準備状況等について報告した。

10.3.3 ゼロ出力炉（ZPR）に関するタスクフォース主催のワークショップ

令和 5 年 6 月 22 日から 23 日に開催された本ワークショップは WPRS（原子炉システムの科学的問題と不確実性解析に関するワーキングパーティ）傘下の活動であり、新しい原子炉物理実験データの必要性について議論し、その実験データ取得のための行動方針を評価する機会を提供することが目的である。仏 IRSN 本部にてハイブリッド開催され、参加者は会場 50 人程度、オンラインで 60 人程度であった。主催者である NEA 事務局は、事前に異なる利害関係者（研究、産業、技術支援組織（TSO）、規制当局、政府）及び異なる職務（運転者、データ利用者、実験者、データ評価者）を代表する国際的な専門家に現状や興味、予算状況に関してアンケート調査を行っており、その結果の報告及び各国施設の稼働状況などが報告された。JAEA からは、STACY 更新炉の改造進捗及び施設の特長などを報告した。日本には運転継続中の ZPR として他に近畿大学の UTR-KINKI、京都大学の KUCA があり、京都大学複合研からそれらの現状が報告された。米国以外の ZPR はいずれも財政的に厳しい状況であり、施設の特長出しに注力している。また、各国から次世代育成に対する ZPR の意義・貢献について、具体的な活用例が挙げられた。総括として、今後を見据えて ZPR の生き残りに必要なのは Accessibilities（実験施設としての利用しやすさと実験者との物理的な距離の両意）及び中性子スペクトルなどの多様性を具備することであり、過去の実験データの再評価による価値向上なども意見として挙げられた。本ワークショップで得られた論点は、ZPR についての提言を行う予定の TF 活動のインプットになるとともに、STACY 更新炉の活用方法に関する知見となった。

第VI編 まとめ

第 11 章 令和 5 年度事業の成果

11.1 臨界条件評価手法の整備

臨界条件評価手法の整備においては、Solomon を用いた臨界安全解析に向けた取り組みとして、Solomon による物質の乱雑混合が臨界量評価に与える影響を確認するため、コンクリートとステンレス鋼を乱雑化モデルで混合させた場合及びステンレス鋼をボクセルモデルで混合させた場合のそれぞれのケースで Solomon による臨界半径の解析を行い、結果を比較分析した。いずれのケースにおいても、臨界半径最小値は単純に燃料球の非均質体系に構造材を均質混合させた場合の臨界半径を下回ったことから、構造材の乱雑混合を考慮することでより臨界性の観点で厳しい条件の組成分布を見出すことができるという結果となった。また、今回計算した全てのケースに共通する事項として、構造材を混合させた場合はレプリカ間の臨界半径（すなわち臨界性）のばらつきが大きくなり、故にレプリカ間のばらつきの分布が正規分布のような形状ではなく、偏りをもった形状となった。これまで燃料の乱雑混合のみを考慮していた場合は概ね正規分布に近い分布となっていたことから、単純に標準偏差を考慮してばらつきの幅、すなわち乱雑混合によってとりうる臨界半径の範囲を推定できる見通しがあった。今回のように分布に偏りが生じた場合にどのような方法で臨界半径がとりうる範囲を同定するかについて今後検討が必要であることがわかった。

その他の課題として、乱雑化モデルやボクセルモデルによって構造材を混合させた場合に、乱雑化モデルの分布の形状やボクセルの位置などは確率的に決まるため、体系内の構造材の量が各レプリカで厳密に一致していないという問題がある。この確率的な混合物質量のばらつきにより、レプリカ間のばらつきが増大している可能性がある。この問題については、Solomon の改良の取り組みとして混合物質の質量偏差を計算する機能の実装が進められており、この機能を利用した評価を検討する必要があることがわかった。

燃料デブリを含む体系の臨界リスク基礎データベースに関連して、高度化・精緻化に必要とされる Solomon 乱雑化モデルの機能拡張を検討した。令和 4 年度において確立したモンテカルロ数値積分の手法を、球体系の 3 物質系乱雑化に適用し、各物質の質量偏差評価を伴うモンテカルロ臨界計算を実現した。乱雑化の逆冪乗スペクトル則を変更し、様々な平均質量偏差に対しての臨界性揺らぎを評価した。この結果、平均質量偏差が 0 となる仮想的な極限においても、臨界性揺らぎが消失しないことがわかった。また、乱雑化可能な物質系を、3 物質系から 4 物質系に拡張した。これにより、水と 3 燃焼度燃料から成る系において、水を含むすべての物質の乱雑化が可能となった。各物質の質量偏差評価も、4 物質系に拡張された。3 物質系から 4 物質系への移行に伴い、平均質量偏差が増大し、臨界性揺らぎが大きくなることが確認された。

シビアアクシデントコードによって得られた情報を取り入れる試みとして切り株状燃料が存在する場合の臨界計算を実施した。切り株状燃料が存在している場合に燃料棒ギャップ間に燃料デブリが充填されていく場合を想定した臨界計算を行った結果、デブリの充填が進むにつれて中性子増倍率は低下していく傾向にあることが示された。中性子増倍率が低くなっ

ている高燃焼度燃料にデブリが充填される場合には若干中性子増倍率が大きくなる傾向も見られたが、デブリ充填率に対して中性子増倍率は単調に増加せず、そのような場合でもデブリの充填率が上がるに従って最終的に中性子増倍率は低下する。炉心中央部が大きく破損して压力容器を貫通して落下した燃料がある一方で压力容器外周部に健全性が比較的保たれている燃料集合体が存在していることがシビアアクシデントコードによって示唆されていることから、その状況を模擬した臨界計算も実施した。炉心外周部に 6 層程度以下の燃料が残っている状態であるなら炉内の未臨界が保たれていることが示唆される結果となった。以上のことから、炉心外周部に健全な燃料が残っている状況で再冠水をする場合には注意が必要であることがわかった。これらの結果を含む文書を臨界マップデータベースに加え、拡充した。

2021 年に最新の核データである JENDL-5 が公開されたことから、以前行った燃料デブリの臨界計算の結果が大きく変わる可能性があることを確認するため、2012 年 3 月に発表された燃料デブリの臨界量の計算を再度実施して、結果を比較した。JENDL-3.2、JENDL-4.0 と JENDL-5 を用いた計算結果は互いに良く一致し、H/(U+Pu)が小さい時に JENDL-3.2 と他の 2 ライブラリ間の差が大きくなったが、最適減速条件時を含めて使用する核データの差による最小臨界量の差は総じて小さく、デブリ組成の乱雑さやその他の不確定因子も考えると、過去に行った結果も十分に使用可能であることが示された。

臨界性に影響を与える核種について影響の大きさをより詳細に調査するため、コンクリート成分と燃焼燃料の混合物が水に均質に混合したスラリー状の体系を対象に、計算コードに SCALE-6.2.3、核データに SCALE コードに同梱されている ENDF/B-VII.1 を用いて感度解析計算を実施した。解析においては初めに無限体系での計算を実施し、無限増倍率が 1 を超えるような条件を調査した。無限増倍率が 1 を超えるような条件に対し、実効増倍率が 1 となるような体系で感度解析を実施し、臨界に与える影響が大きな核種を調査した。今回感度解析の対象としたいずれのケースにおいても正の感度を持つ核種は U-235、Pu-239、Pu-241 であり、一方で負の感度を持つ核種は U-238、Gd-155、Gd-157 である。また、 V_m/V_f を変化させていくと H-1 の感度係数は変化し、最適減速を超えると感度係数は正から負に転ずることが明らかとなった。今後、デブリのサンプリング・分析が行われることが予想されるが、感度の絶対値が大きい核種（正負の両方）については、測定誤差をなるべく小さくすることが肝要であると思われる。

また、臨界安全評価システム FACILE の整備として、線量評価コード PHITS の組み込み（実装）及びサンプル問題の整備と燃料デブリの乱雑な体系の計算が可能な臨界計算ソルバー Solomon の組み込みの概念設計を実施した。臨界挙動評価手法の整備に資するための改良も行い、実際の事故時の線量評価で考慮すべき条件を可能な限り取り入れつつ臨界事故発生時の直達線による線量評価を PHITS で実施可能とした。本作業により、MVP による臨界計算と PHITS による線量評価計算を ORIGEN 出力結果等に基づく同じ燃料デブリ組成を用いて実施することが可能となった。今後は Solomon の組み込み（実装）及び FACILE システムの公開を見据えたインストーラー整備等の作業を行う予定である。

デブリ構造材模擬体（コンクリート）の製作に着手し、全体工程を確認するとともに、上部・下部端栓及び被覆管の材料確認を実施し加工に着手するとともに、コンクリートペレットを入手した。

実験に使用する機器の整備として、令和5年度はGe半導体検出器、サンプルチェンジャー、模擬体収納用ラックの整備を行った。Ge半導体検出器はEu-152を用いてピーク検出効率を決定し、運用可能な状況とした。サンプルチェンジャーについては操作PCの更新を進め、操作用GUIを開発した。また、デブリ構造材模擬体及び内挿管を収納できるラックを整備し、これら模擬体と内挿管を実験に利用できる環境を整えた。

STACY 更新炉の運転開始に先立ち、核計装検出器のうち起動系に採用されているB-10検出器について、昇温ヒーターとSTACYの起動用中性子源である74 GBqのAm-Be中性子源を使用した昇温試験を行った。試験の結果、80℃の条件においても適切に中性子を検出することができ、検出器の出力するパルス波形にも問題なく、運転に使用できることが確認できた。なお、起動系以外の核計装（運転系）で使用されている核分裂電離箱は商業炉で使用されているものと同型であり、200℃以上で使用できることから、80℃の環境で問題は生じないことを確認した。

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及び輸送容器用のコンテナの維持管理を実施した。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施可否について、露国燃料加工メーカー及び日本国内輸送業者と協議を行った。これらの代替案の検討の結果、現時点においては輸送実施が困難と判断している。今後もこの状況が続く可能性があり、今後のSTACY燃料の取扱いについて、引き続き情勢を注視しつつ検討を行う。

臨界実験の準備として進めていた初臨界炉心の構成は、令和4年度の事業において、現有する400本の棒状燃料要素と2種類の格子板を用いた炉心構成の案として、3種類の炉心構成案（1.50 cm、実効1.27 cm及び実効1.80 cm矩形）を提案していた。しかしその後の規制審査において、原子炉停止余裕がより厳しくなる条件で初臨界炉心を構成することが求められたため、1.50 cm格子と、1.27 cm格子を2倍格子とした2.54 cmそれぞれの低水位（臨界水位70 cm前後）と、高水位（臨界水位90～140 cm）の円柱炉心4種類を初臨界炉心として再検討した。

STACY 更新炉で実施予定の基本性能確認試験の臨界炉心案に関して、ベンチマークモデルを構築し、Solomonによる臨界計算を実施してMVP2による計算結果と比較した。臨界炉心案のモデル詳細化を行い、その概要をまとめた。令和6年度において詳細な結果を得るのに十分とされる計算条件で臨界計算を実施する予定である。

燃料デブリの臨界評価を目的に、令和 6 年度に STACY 更新炉を用いて実施予定の臨界実験について、事前解析と実験炉心の策定を行い、その結果をまとめた。

デブリ模擬体調製設備の整備では、デブリ模擬体調製設備の圧縮成型機の金型部に補強部材を取り付けた。この結果、ペレット調製における欠けやキャッピングが低減され、予定したペレット寸法で調製することができた。さらに、STACY 更新炉の臨界実験に供する元素である酸化鉄を用いてデブリ模擬体を調製した。この結果、欠けやキャッピングがなく、予定したペレット寸法で調整することができた。次年度は STACY 更新炉の臨界実験に供する元素で引き続きデブリ模擬体の調製を行う。

デブリ模擬体分析設備の整備では、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予定である。そのため、令和 4 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、試分析を実施した。今年度は、デブリ模擬体試料分析の実際の流れを想定し、ペレット試料の状態で実施可能な分析を行った後、試料を粉砕して非破壊分析による組成分析を実施したのち、水分測定を行った。その後、アルカリ融解して組成分析を行った。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。

試分析について、Al をはじめとする不溶解性元素のアルカリ融解法の手順はおおむね確立できており、今後のデブリ模擬体試料の組成分析は対応可能である見通しを得ることができた。一方で、今後も引き続き、回収率向上のための手順を検討し、改善していく必要がある。今後は、引き続き令和 5 年度に試調製したデブリ模擬体試料を用いて組成分析をはじめ、その他の分析についても適用を検討していく予定である。

11.2 臨界挙動評価手法に係る検討

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

今年度は、シナリオの考え方についてまとめ、様々な基本的幾何形状（球、円筒、平板）の燃料領域を持つ体系で反応度温度係数を求め、それらを用いて動特性解析を行うことで、形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認した。続いて昨年度新たに想定した水中に燃料デブリが分散する体系における反応度温度係数を計算した。

シナリオの考え方についてまとめでは、臨界事故シナリオを検討する上で想定した考え方を整理することを目的として、反応度添加率と反応度添加量について検討した。福島原発事

故で生じた燃料デブリの再臨界シナリオについて検討を進める上で、例えばデブリの掘削の状況から反応度の添加量や添加率を想定するなど、現象からシナリオを想定することは情報が少なく現実的でない。このため、一点炉動特性方程式のパラメータとしてみた場合に、シナリオの枠組みとして想定できることを検討した。具体的には、IRIDのシナリオに基づきつつより汎用性を持たせるため、反応度添加率は $1.1 \times 10^{-5} [1/s]$ とした。反応度添加量については即発臨界に達した場合に生じる事象を検討し、反応度添加量を一律で定めるよりも状況に応じて決定する方がよいのではないかと提案するにとどめた。

燃料領域の形状が臨界事故影響評価にもたらす反応度効果の解析では、様々な基本的幾何形状（球、円筒、平板）の燃料領域を持つ体系で反応度温度係数を求め、それらを用いて動特性解析を行うことで、形状と最大出力及び放出エネルギーの関係を確認することを目的として、

- 燃料領域形状毎の反応度温度係数の導出
- 妥当な反応度添加率の導出
- 燃料領域形状と最大出力及び核分裂数の関係の確認

を実施した。その結果、今回用いた解析条件下では最大出力密度や放出エネルギー密度は形状によらず、ほぼ同じ値をとること及び燃料領域が球形状の場合に最も大きな値をとることが確認された。よって、核分裂数マップの作成作業においては、燃料領域形状を球と近似することでピーク出力や放出エネルギーの桁数が変わらない程度に保守的な数値を示すことができるという結論が得られた。

格納容器内の場所ごとの核分裂数を想定したマップを作成するため、水中に燃料デブリが分散する体系の反応度温度係数の計算を行った。今回はその一環として、デブリ粒子が水中に分散している体系（分散体系）で臨界になる条件を求め、様々な形状での反応度温度係数（2次まで）を求めた。球体系において、最適減速では約 30 cm、減速過剰では約 36 cm で臨界となった。円筒体系では円筒直径 D において、最適減速では約 43～54 cm、減速過剰では約 53～65 cm で臨界となった。平板体系では平板一辺長さ L において、最適減速では約 51～132 cm、減速過剰では約 61～162 cm で臨界となった。反応度温度係数については、最適減速では負となったが、減速過剰では正となった。また、アスペクト比（ H/D や L/H ）が大きくなるほど、最適減速では1次係数の絶対値が小さくなり、減速過剰では大きくなった。

反応度温度係数が正の場合、温度が上昇するとさらに正の反応度が添加されるため、臨界事故時の出力を抑制する力が働かず、核分裂数が非常に大きくなると考えられる。実際は周囲の水が沸騰するため、沸騰ボイドによる負の反応度が添加されるはずであるが、沸騰ボイドの量などは推定が難しく、また、相当の出力が出ているときに沸騰ボイドも生じることから、いずれにせよ、大きな核分裂数となることは避けられないと考えられる。

特にこの場合には臨界になることを避ける必要があるので、Gd などの中性子吸収剤を用いるなどの対策が必要である。また、臨界マップにこのような反応度温度係数が正の領域を記入しておくことも役に立つと考えられる。

燃料デブリの臨界特性評価において行った臨界評価コードシステム FACILE の改良においては、PHITS を実行できるように FACILE の改良も行い、実際の事故時の線量評価で考慮すべき条件を可能な限り取り入れつつ臨界事故発生時の直達線による線量評価を PHITS で実施可能としている。

11.3 専門家の意見聴取

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」として組織し、令和 5 年 6 月、令和 5 年 11 月、そして令和 6 年 3 月に開催している。いずれの会合でも事務局である JAEA 事業担当者が内容を説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者もオブザーバーとして参加している。9 章に各委員会の議事録を掲載した。

各委員会では、全体計画、令和 5 年度の計画・予定・現状が報告され。ロシアで製造した燃料の輸送の状況とそれに対する影響緩和策が話し合われるとともに各事業項目の実施状況の確認と、それに対する技術的なコメントが与えられている。それらコメントを適宜反映させることで、STACY 更新炉の工事並びに解析評価側へのフィードバックが行われた。

なおこれまで長年にわたって委員長を務めてきた中島委員が都合により今回で評価委員会委員を退任することになり、後任の委員に東京工業大学の小原徹教授が推薦され、また、黒崎委員が委員長となることが了承された。令和 6 年 3 月の評価委員会から新体制で委員会が開催されている。

11.4 国際会議における情報収集

国際会議における情報収集は、令和 5 年 10 月に仙台で開催された臨界安全性国際会議（ICNC2023）、同月に韓国で開催されたアジア炉物理会議（RPHA2023）、令和 5 年 4 月及び 6 月に開催された OECD/NEA/NSC の関連会合に参加して行った。ICNC2023 では福島第一原子力発電所に関するスペシャルセッションが設けられデブリの臨界性以外も含めて 17 件の発表が行われた。日本以外からはフランス IRSN より発表があり、シビアアクシデントによって発生したコリウムを水冷却する場合の臨界性が議論されている。