

令和3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

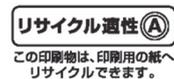
日本原子力研究開発機構

令和5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3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).....	13
第3章 臨界マップデータベースの高度化及び高精度化.....	15
3.1 臨界マップデータベースの高度化.....	15
3.2 臨界マップデータベースの高精度化.....	31
第4章 シビアアクシデントコードの結果の反映.....	47
4.1 目的及び概要.....	47
4.2 考慮すべき核分裂生成物核種.....	48
第5章 燃料デブリ分析検討.....	51
5.1 概要.....	51
5.2 試験計画の更新.....	52
5.3 予備試験.....	56
5.4 まとめ.....	62
第III編 臨界条件評価手法の整備(実験に関する部分).....	65
第6章 STACY 更新炉原子炉本体の整備.....	67
6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作.....	67
6.2 実験用高精度水位計の設計・検討.....	89
6.3 内挿管の詳細設計.....	136
6.4 燃料試料挿入管の詳細設計.....	143
6.5 デブリ構造物模擬体(コンクリート)の組成分析技術の高度化の検討.....	151

第7章	デブリ模擬臨界実験用燃料の準備 .....	155
7.1	棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備 .....	155
第8章	燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験.....	163
8.1	STACY 更新炉の設計情報に基づく炉心解析 .....	163
8.2	燃料デブリ模擬体を用いた反応度測定実験の事前解析.....	165
8.3	定常臨界実験装置 STACY を用いた臨界実験計画 .....	182
8.4	国際会議等における情報収集 .....	185
第9章	デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備 .....	187
9.1	デブリ模擬体調製設備の整備 .....	187
9.2	デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備.....	191
<b>第IV編</b>	<b>臨界挙動評価手法の整備 .....</b>	<b>199</b>
第10章	臨界挙動評価に係る検討 .....	201
10.1	パラメータの感度解析.....	201
10.2	サンプリング条件が増倍率評価に与える影響.....	245
10.3	燃料の大きさが臨界挙動に与える影響.....	252
10.4	臨界終息に関する検討 .....	265
10.5	技術的課題の検討 .....	281
第11章	臨界リスク管理の観点からの本事業成果の再整理と今後の活用可能性に関する考察 .....	287
11.1	燃料デブリの臨界評価に関する本事業の取り組み .....	287
11.2	燃料デブリの臨界リスク評価の実施手順 .....	294
<b>第V編</b>	<b>専門家の意見聴取.....</b>	<b>307</b>
第12章	福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会及び福島燃料デブリ臨界評価研究委員会 .....	309
12.1	第21回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録 .....	309

12.2	第 22 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録	313
12.3	第 23 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録	318
12.4	第 1 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	323
12.5	第 2 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	327
12.6	第 3 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録	331
<b>第 VI 編 まとめ</b>		<b>337</b>
第 13 章	令和3年度事業の成果	339
13.1	臨界条件評価手法の整備	339
13.2	臨界挙動評価手法の整備	342
13.3	専門家の意見聴取	345



# 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<sup>1)</sup>。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<sup>2-4)</sup>、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<sup>5-8)</sup>。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<sup>9)</sup>。また、燃料デブリの臨界超過時の臨界挙動を評価する手法を整備する。

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

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

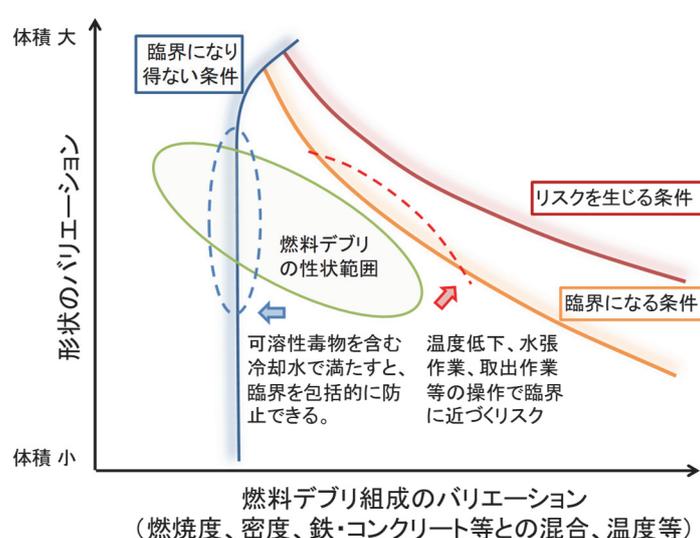
## 参考文献

- 1) 東京電力、福島第一原子力発電所の現況、  
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/genkyo/index-j.html>
- 2) 西原健司、他、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構 (2012).
- 3) D. W. Akers, et al., *TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Program*, NEA/CSNI/R(91)9, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Organization for Economic Cooperation and Development (1992).
- 4) K. Suyama, et al., *OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel*, OECD/NEA/WPNCs/EGbuc (2012)
- 5) 奥野浩、他、*臨界安全ハンドブック・データ集第2版 (受託研究)*、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- 6) K. Izawa, et al., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO<sub>2</sub>-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)<sup>1)</sup>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<sup>2,3)</sup>を用いて整備する。並行して、乱雑な組成分布を持つ燃料デブリの解析により適した臨界安全解析システムの開発整備を進める。また、燃料デブリ組成の評価に必要な燃焼計算コード<sup>4)</sup>を検証するため燃焼燃料の組成を測定する<sup>5)</sup>とともに、実燃料デブリ試料が得られた場合の分析実施に備える。



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

図 2-1 臨界マップデータベースの概念

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

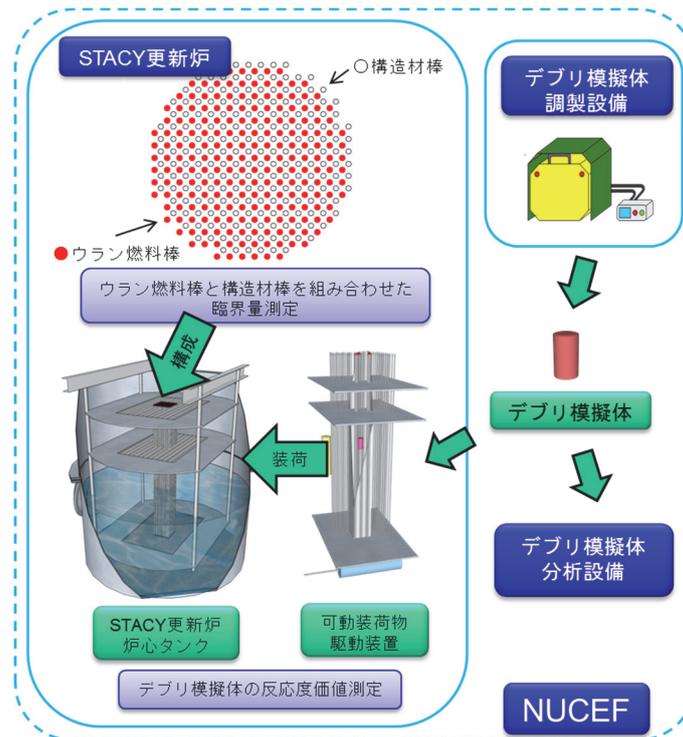


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

燃料デブリが臨界を超過した際の、作業員被ばく、放射性物質放出等の臨界挙動を明らかにする評価手法を整備する。これは、前述の臨界リスク基礎データベース、シビアアクシデント解析コードによる評価又は実地調査に基づく 1～3 号機の状態及び燃料デブリ所在の情報、並びに作業内容等を組み合わせて臨界挙動を評価するツール<sup>13,14)</sup>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。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。令和 3 年度までの全体スケジュールを図 2-3 に、延長後の計画を図 2-4 に示す。

事業内訳	H26	H27	H28	H29	H30	H31(R01)	R02(H32)	R03(H33)	
(1) 臨界条件評価手法の整備	← 臨界量計算・不確かさ解析 →		★臨界マップ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(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)



平成 29 年度から令和 2 年度までに実施した燃料デブリ取出し時の界制限量の評価の結果を踏まえ、これまでに整備した臨界リスク基礎データについて、燃料デブリの性状に係るパラメータ(密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等)のうち、臨界特性に影響が大きいものに係る解析データの拡充などの高度化を実施する。また、令和元年度までに開発した燃料デブリ体系を取り扱うことが可能な計算コードシステム(SOLOMON)を臨界リスク基礎データの評価に適用し、高精度化する。

上記の計算コードシステムの妥当性確認に資するとともに、実際の燃料デブリの核特性評価に必要な分析の課題を抽出するため、令和 2 年度に引き続き、軽水炉燃焼燃料等の溶解方法、溶解液の液性及びその液性に基づく希土類元素等の分離方法を検討する。また、上記軽水炉燃焼燃料等に含まれる核種の定量分析を実施するための装置の整備を進める。

## ② 臨界実験装置 STACY の改造

燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けて、平成 26 年度～令和 2 年度に引き続き、臨界実験装置 STACY の改造に係る新設機器の設計・製作・取付け等を順次進める。また、上記臨界実験に使用する実験用装荷物の製作及び許認可手続きの準備を進める。なお、当該工事に当たっては、実験目的を達成するための界実験装置の性能、並びに臨界実験装置及び臨界実験の安全の確保を十分に考慮する。

## ③ デブリ模擬体調製設備の整備

臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製する装置の運転及び測定条件設定のため、令和 2 年度に引き続き、デブリ模擬体の試調製を実施する。

## ④ デブリ模擬体分析設備の整備

臨界実験に用いるデブリ模擬体を分析する装置の運転、測定条件設定及び安全手順確認のため、令和 2 年度に引き続き、デブリ模擬体の試分析を実施する。また、当該試分析に当たって必要となる分析用器具等を調達する。

## ⑤ 臨界実験用核燃料の調達

令和 2 年度に引き続き、臨界実験に用いる核燃料(燃料デブリ模擬体の原料となるウラン粉末及び臨界実験時に装荷するウラン燃料棒(ドライバ燃料棒))について、輸送の準備を継続する。

## ⑥ 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

今後の臨界実験装置 STACY を用いた実験に向けて、実験計画を策定する。実験炉心案(ドライバ燃料や材料棒の配置、燃料デブリ模擬体の組成など)を設計するとともに、モンテカルロ法による事前解析によって炉心核特性を評価する。設計において、燃料デブリの想定される核的な特徴を考慮する。

## (2)臨界挙動評価手法の整備

令和2年度に引き続き、令和2年度までに整備した臨界挙動評価モデル・評価支援ツール(RESTORE)を用いて、燃料デブリ取出しに伴って生じる空間線量率に対する、燃料デブリの密度等のパラメータの感度を解析的に評価し、当該パラメータの重要度を評価する。燃料デブリの性状の不確かさを評価するためのサンプリングについて、取得点数等のサンプリング条件と燃料デブリ内部の組成分布の評価精度の関係を解析的に検討する。

燃料デブリ粒塊の大きさをパラメータとし、内部の温度分布と反応度効果の関係を整理しながら出力挙動を解析し、臨界挙動への影響に係る検討を実施する。また、この解析結果を踏まえ、上記臨界挙動評価モデル・評価支援ツール(RESTORE)の改良を必要に応じて実施する。

令和2年度までの成果及び知見を踏まえ、燃料デブリ取出作業における水張り時、取出し時等を想定した代表的な臨界シナリオを設定し、臨界挙動評価モデル・評価支援ツール(RESTORE)を用いた解析を実施することで、事象進展中の空間線量率等を評価する。また、空間線量率等の評価結果に対して重要度が高いパラメータに対して、当該パラメータの変動による空間線量率等の評価結果の変化を整理する。なお、単一のパラメータのみの変動と複数のパラメータの同時変動について考慮する。

燃料デブリの挙動を評価する上で、今後も引き続き議論が必要な事項、今後の廃炉作業をとおして明らかにすべき又は明らかにすることが望ましい事項などの技術的な課題を抽出し、とりまとめる。

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 - 臨界制限量評価 - 燃料デブリ分析検討	乱雑化モデルの検討	SolomonのV&Vと活用	臨界マップDB改良	
	MOX燃料モデル化検討			
	溶融試験/溶融試料測定/化学分離手法検討			
	実機状況を反映した燃料デブリ臨界制限量評価(MOX燃料)			
	←			
- 実験設備整備	① 臨界実験装置整備 機器製作・据付			▽炉室フード改造開始
	② 国際会議・海外研究機関における調査 ▽ WPNCS(7/8-9)		▽ ICSBEP(10/11-15)	コールド試験 デブリ模擬体調製 デブリ模擬分析
	③ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備 ▽ 炉使共用許可申請(5/14)		合格▽	
	④ 燃料調達 輸送準備		使用前検査手続	
	⑤ 実験機器整備 デブリ模擬材料棒試作(長尺)、内挿管詳細設計、実験用水位計詳細設計、燃料試料挿入管詳細設計			
(2) 臨界挙動評価手法の整備	① パラメータの感度解析	解析、検討及びまとめ		
	② 少数サンプリングでの精度検討	解析、検討及びまとめ		
	③ ボロン効果解析	解析、検討及びまとめ		
(3) 専門家の意見聴取	計画検討△ (7/20)	中間報告△ (10/27)	進捗評価△ (3/1)	

図 2-5 令和3年度事業のスケジュール

### (3) 専門家の意見聴取

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

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

## 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。

データベースの高度化として、乱雑化モデルを用いた連続エネルギーモンテカルロ計算ソルバーSolomon の計算結果をデータベース内に取り込むための作業を実施した。作業においてはデータベースの構造を変更し、データを登録できるように修正した。データベース機能として、Solomon の結果を内挿し臨界量を導出する機能及び表示機能を実装した。

また、データベースに蓄積する臨界特性解析データの拡充の一環として、一昨年度から継続している実際の 1F 事故時の燃料装荷パターンを用いて隣接する燃料集合体を均質に混ぜ合わせた燃料組成の臨界特性解析を実施した。今年度は未実施であった 3 号機の MOX 燃料を含む燃料デブリ組成の解析を実施した。さらに、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である Solomon を用いて、燃料を乱雑に混合させた場合の臨界量の不確かさの試解析を実施した。

#### 3.1.2 乱雑化モデルを用いた Solomon の計算結果のデータベースへの取込

##### (1) 乱雑化モデルを用いた Solomon の計算入力及び出力の構造

図 3.1-1 に基本的な臨界リスク基礎データベース(臨界マップデータベース)システムの構成を示す。システムはCakePHPをフレームワークとしたものとなっており、データベースにはMySQLを利用している。CakePHP内では大きく分けて3つのプログラム構造を持っている。使用者にデータを表示する「View」、データベースへのアクセスを処理する「Model」、処理を制御する「Controller」がある。また、臨界量評価時の内挿などの計算にはPythonなどを利用している。乱雑化モデルの計算の登録のためには、登録データを分析し、データベース自身のデータ構造を修正するとともに、データを引き受ける Model や処理をする Controllerなどを修正する必要がある。

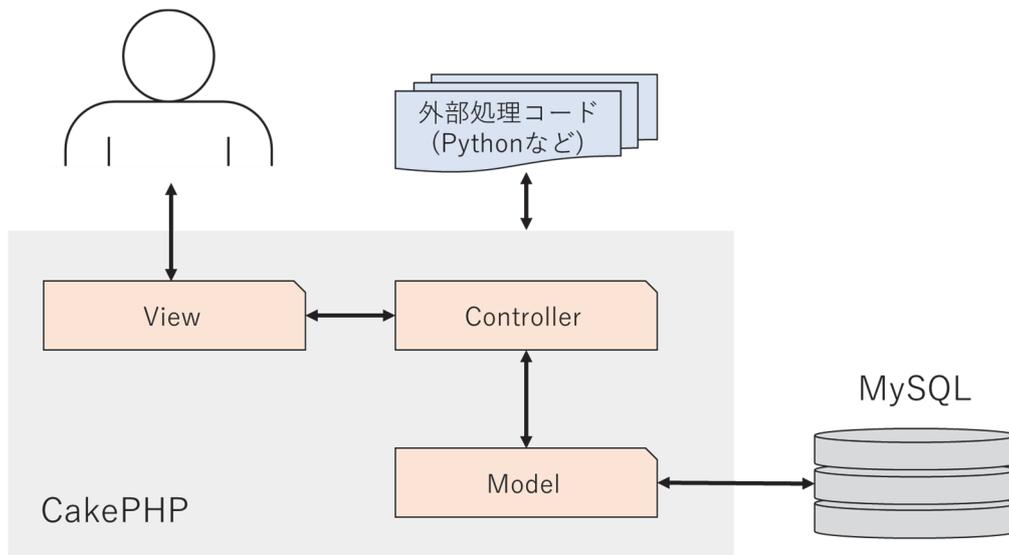


図 3.1-1 臨界マップデータベースシステムの構成概要

図 3.1-2 に乱雑化モデルを用いた **Solomon** で用いられるデータを示す。計算の入力情報として、ランダム化ワイエルシュトラス関数 (RWF) を基にした乱雑化モデルを用いた **Solomon** の計算では、RWF に利用される乱雑さやスケージングに関するパラメータがある。加えて、計算においては、複数の乱雑な空間分布 (レプリカ) を作成し、レプリカ毎に中性子増倍率の計算を実施するため、計算結果には、レプリカ数、レプリカ毎の増倍率データ、レプリカ最大値・最小値、平均値、標準偏差、などが考えられる。また、今後、乱雑化モデルを用いた評価方法が確立すると必要な情報が変化することも考えられる。そこで、今回の作業では、RWF のパラメータについては既存の **Parameters** として登録し、レプリカ数、最大値、最小値について **Calc** テーブルのカラムに追加した。データベースの構造変更は **CakePHP** のマイグレーション機能を用いて行い、今後の修正に対応しやすい形とした。

入力情報

- RWF への入力パラメータ
    - $\beta$
    - $\lambda$
    - $M$
    - $S$
  - レプリカ数
- } Parameters として登録
- } DB に新規登録 (Calcs のカラム)

出力情報

- 各レプリカの増倍率
    - 平均値
    - 標準偏差
    - 最大値
    - 最小値
- } 既存の構造を利用
- } DB に新規登録 (Calcs のカラム)

図 3.1-2 乱雑化モデルを利用した **Solomon** 計算で追加される変数の情報

(2) 機能の実装

本システムでは、解析作業の簡易化のため、臨界量を内挿により導出する機能（Criticality）や、比較のための表示機能（MapGroup）が実装されている。Solomon の計算結果に対してこれらの機能を利用するため、機能の改良を行った。

Criticality においては、中性子実効増倍率と燃料半径などのパラメータとの関係から増倍率が 0.98 や 1.0 などになるパラメータの値を導出することができる。既存のシステムでは、計算コードで出力される各パラメータにおいて 1 点の増倍率データの表示及び臨界量の導出を実施する。本作業では、Solomon の計算結果を表示し臨界量の導出機能を利用できるように修正した。実施した改修の結果を図 3.1-3 及び図 3.1-4 に示す。本改良では、平均値に加えて、レプリカ内の最大値及び最小値並びに標準偏差を表示した。また、Solomon で得られた実効増倍率の最大値及び最小値を補完し、臨界量を導出できるようにした。

MapGroup においては、Criticality に登録された臨界量データをパラメータで整理して表示することができる。Solomon の計算結果では、実効増倍率の最大値及び最小値から導出される臨界量があるため、これらを図内に表示するように改良した。

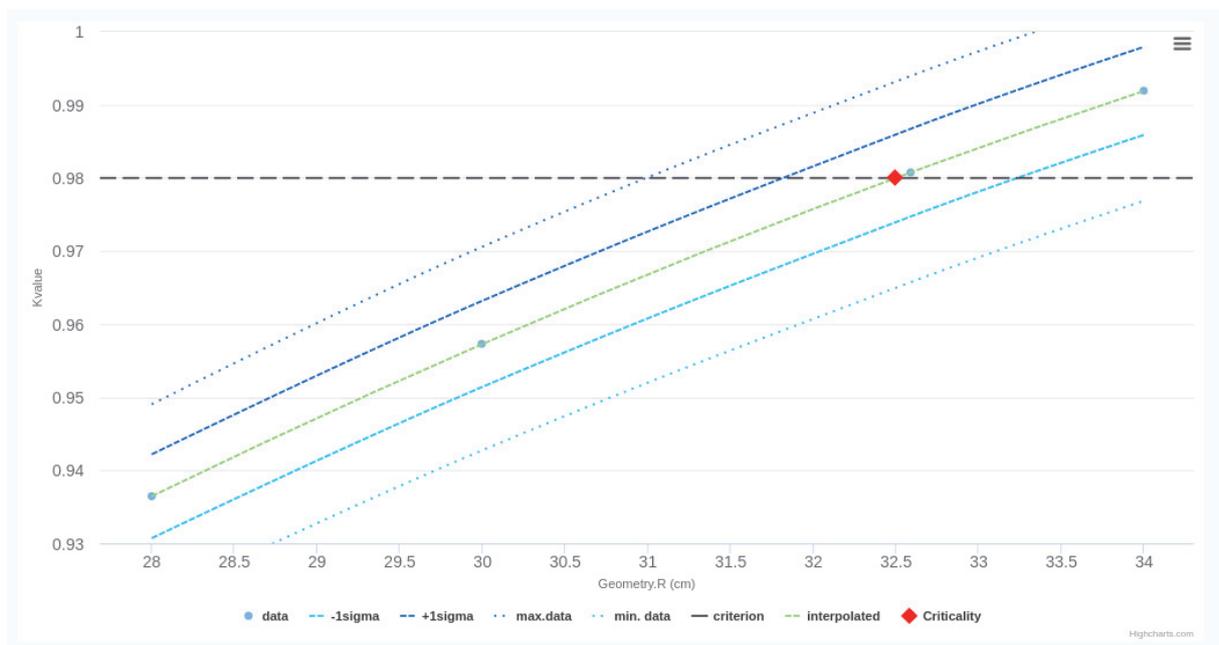


図 3.1-3 臨界量 Criticality における Solomon の計算結果の表示

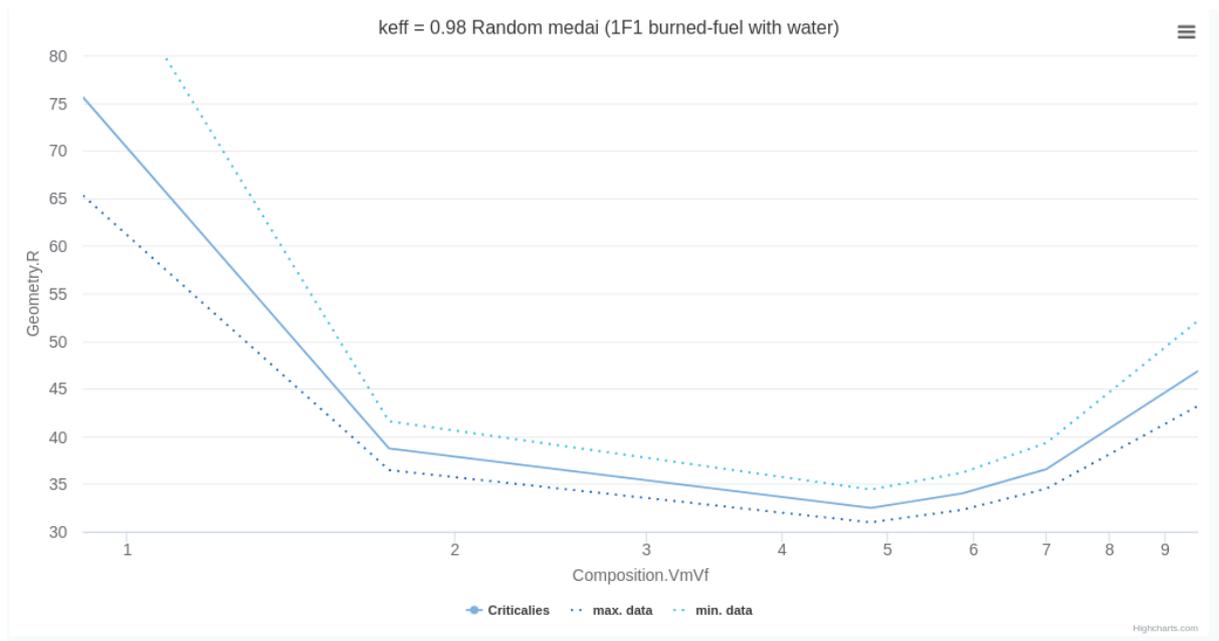


図 3.1-4 MapGroup における Solomon の計算結果の表示

### 3.1.3 1F-3号機 MOX 燃料を含む燃焼燃料混合デブリの燃料装荷パターンに基づく臨界特性解析

データベースに蓄積する臨界特性解析データの拡充の一環として、昨年度 3 号機について実際の燃料装荷パターンを用いて隣接する燃料集合体を均質に混ぜ合わせた燃料組成の臨界特性解析を実施したが、MOX 燃料を含むケースについては未検討であった。今年度は MOX 燃料をモデル化することにより MOX 燃料を含む混合組成の臨界特性解析を実施した。以下、解析条件の設定から解析結果までを(1)から(4)までの項目に分けて説明する。

#### (1) MOX 燃料のモデル化

実際に 1F-3 号機で用いられている MOX 燃料の詳細情報は公開されていないため、一般的な MOX 燃料に関して公開されている様々な情報を組み合わせてモデル化を行った。図 3.1-1 に本検討で作成した燃焼計算に用いる隣接する燃料情報を含む MOX 燃料モデルを示す。

MOX 燃料集合体内の燃料棒配置及び燃料組成については、参考文献 1-3)に基づき設定した。W はウォーターロッド、G はガドリニア入りウラン燃料、1~4 は MOX 燃料棒で 1 から 4 の順で Pu 含有率が小さい (1 が最も Pu 含有率が高い)。この Pu 含有率については、文献に記載されている集合体平均の Pu 含有率や Pu 含有率の上限値等に基づいて任意に設定した。また、燃料棒や被覆管の直径、燃料棒ピッチなどの幾何形状は OECD/NEA ベンチマーク PhaseIII<sup>4)</sup>の BWR 集合体形状をそのまま利用した。

MOX 燃料集合体で解析する際には周囲のウラン燃料による中性子スペクトルの変化を考慮する必要があるため、図 3.1-5 に示すように周囲のウラン燃料集合体も含めてモデル化した。周囲のウラン燃料集合体にはこれまでと同様文献 5)に基づく STEP3 燃料集合体モ

デルを用いており、周期境界条件を使用した。また、文献 6)に基づいて水ギャップの幅を設定した。

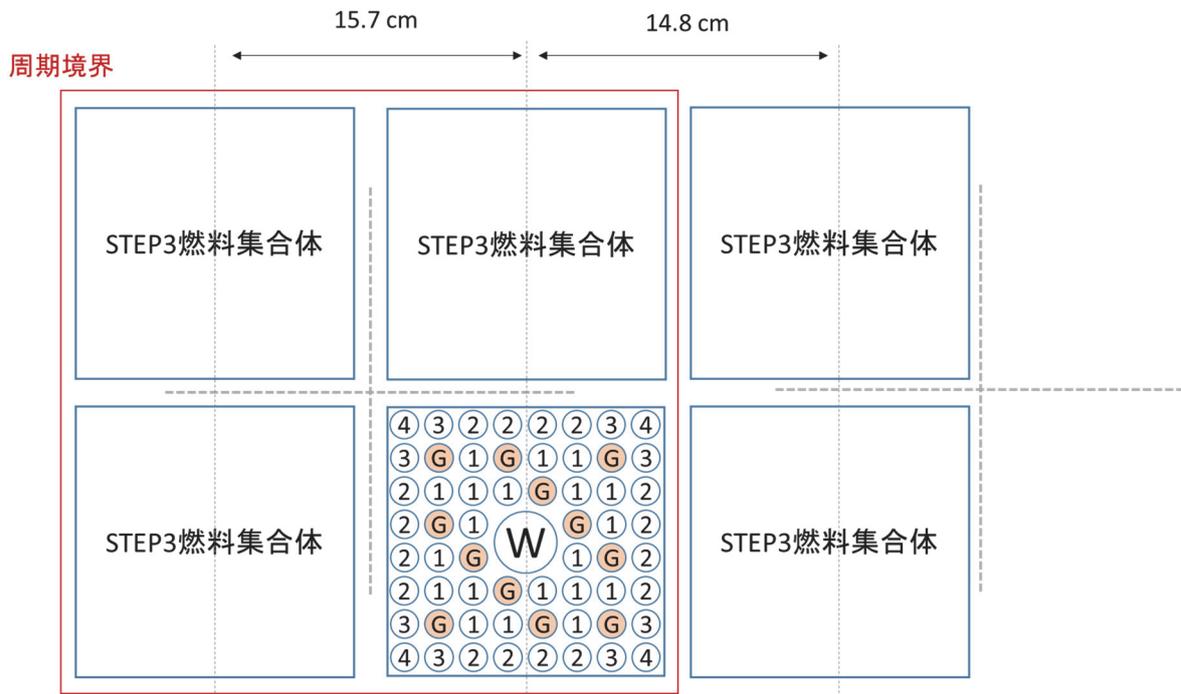


図 3.1-5 設定した MOX 燃料集合体モデル（周囲のウラン燃料を含む）

## (2) SWAT4 による燃焼解析及び燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成の混合

図 3.1-5 の赤枠で囲われた範囲の体系で統合燃焼計算コードシステム SWAT4.0<sup>7)</sup> によって冷却水ボイド率 70%、冷却期間 5 年の条件で燃焼解析を行った。簡単のため燃焼領域は MOX 燃料の燃料棒とし、周囲のウラン燃料は新燃料とした。3 号機に含まれていた MOX 燃料は 1 サイクル目燃料のみであり、したがって到達燃焼度は文献 8) で評価されている 3 号機の 1 サイクル目燃料の平均燃焼度 4.5 GWd/t とした。解析によって得られた各燃料棒の組成を平均化することにより、MOX 燃料平均組成を得た。得られた平均組成を表 3.1-1 に示す。

3 号機には第 1~5 サイクル目の燃料が含まれており（燃料交換バッチ数が 5）、今回得られた MOX 燃料平均組成と昨年度の検討で得られているウラン燃料の各燃焼度の平均組成を用いて、3 号機の事故時の燃料装荷パターンに基づいて混合・平均化して燃料デブリ組成を生成した。燃料装荷パターンから正方状に 2×2、3×3、4×4、5×5 の燃料集合体配置を混合ケースとして全て抽出し、そのうち MOX 燃料を含む混合ケースの組成を算出した。つまり、2×2、3×3、4×4、5×5 の各混合範囲においては、それぞれ隣接する 4、9、16、25 個の燃料集合体組成の平均をとったものとなる。

混合の結果 2×2、3×3、4×4、5×5 領域で MOX 燃料を含むケースはそれぞれ 14、31、54、68 あり、そのうち含まれる 1 サイクル目燃料（MOX 燃料又はウラン燃料）の最小の数は

2×2、3×3、4×4、5×5 領域でそれぞれ 1、2（うち MOX 燃料が 1）、4（うち MOX 燃料が 2 または 1）、6（うち MOX 燃料が 4、2 または 1）であった。

表 3.1-1 4.5 GWd/t における MOX 燃料平均組成

核種	原子個数密度 (atoms/b cm)
<sup>234</sup> U	6.8057E-07
<sup>235</sup> U	2.2271E-04
<sup>238</sup> U	2.2221E-02
<sup>238</sup> Pu	1.5483E-05
<sup>239</sup> Pu	5.4254E-04
<sup>240</sup> Pu	2.7473E-04
<sup>241</sup> Pu	7.4608E-05
<sup>242</sup> Pu	4.2472E-05
<sup>241</sup> Am	2.8931E-05
<sup>95</sup> Mo	5.2633E-06
<sup>99</sup> Tc	6.7701E-06
<sup>103</sup> Rh	6.8822E-06
<sup>143</sup> Nd	4.8705E-06
<sup>145</sup> Nd	3.3953E-06
<sup>147</sup> Sm	1.5789E-06
<sup>149</sup> Sm	2.5738E-07
<sup>150</sup> Sm	1.1317E-06
<sup>152</sup> Sm	8.0539E-07
<sup>153</sup> Eu	4.6821E-07
<sup>155</sup> Gd	2.2480E-05
<sup>157</sup> Gd	1.5027E-05
O	4.5052E-02

### (3) 無限増倍率の解析

(2)で得られた燃料デブリ組成を用いて臨界特性解析を実施した。2×2、3×3、4×4、5×5 の各混合領域で最適減速時の無限増倍率が最大となるケースの無限増倍率  $k_{inf}$  を確認した。 $k_{inf}$  の計算モデルは昨年度と同様であり、図 3.1-6 に示すように、燃料デブリを燃焼燃料の均質混合物とし、燃料デブリと冷却水から成る 2 領域非均質球体系を用いた。

使用した計算コード及び核データライブラリは、連続エネルギーモンテカルロコード MVP<sup>4)</sup> と JENDL-4.0<sup>5)</sup> の組合せである。モンテカルロ計算におけるヒストリ数は 50 万（1 サイクルあたり 1000 ヒストリ。有効サイクル数 500。統計に用いないサイクル 100。）とした。

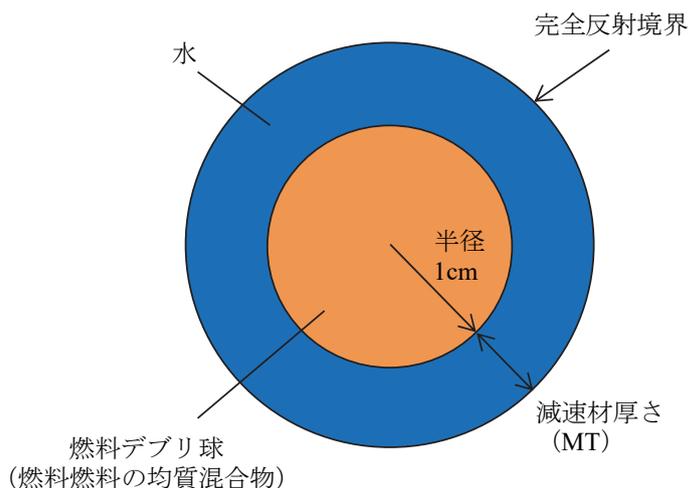


図 3.1-6 無限増倍率計算モデル

図 3.1-7 に各混合領域で  $k_{inf}$  が最大となったケースの  $k_{inf}$  解析結果を示す。横軸の  $V_m/V_f$  は燃料デブリ球の体積 ( $V_f$ ) と水の体積 ( $V_m$ ) の比を表す。図 3.1-3 に示すように、MOX 燃料を含むケースでは  $k_{inf}$  は 1 を超えないことを確認した。

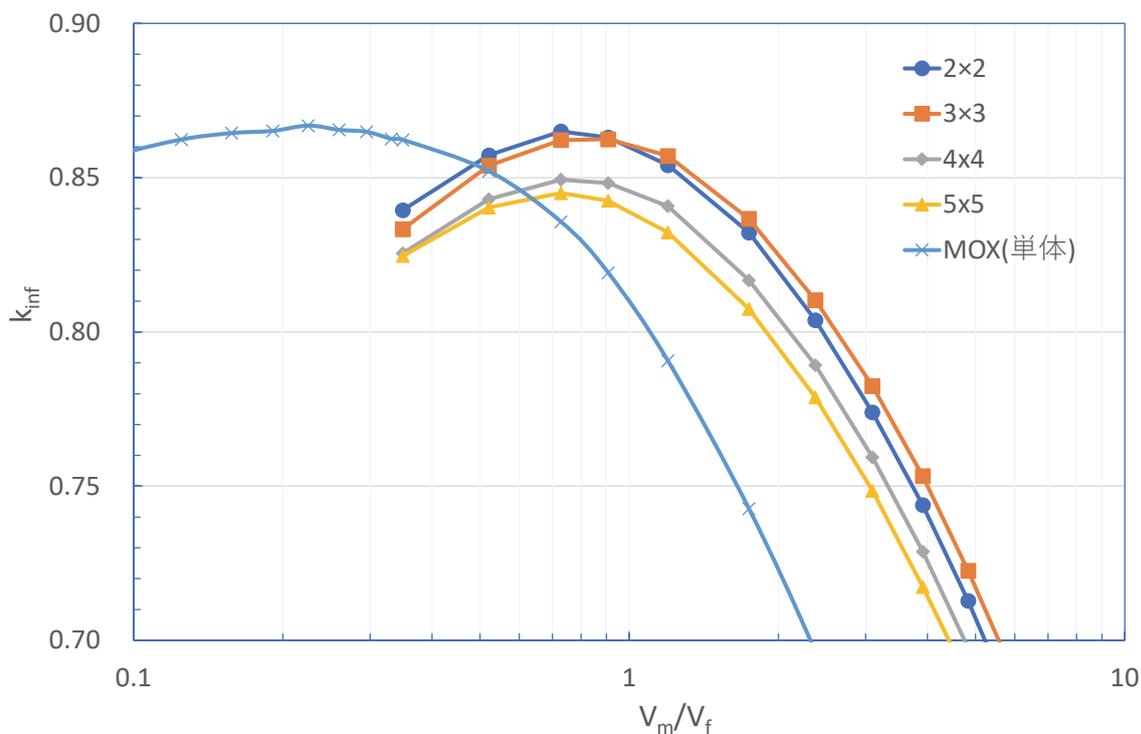


図 3.1-7 各混合領域で MOX 燃料を含むケースのうち無限増倍率が最大となるケースの無限増倍率解析結果



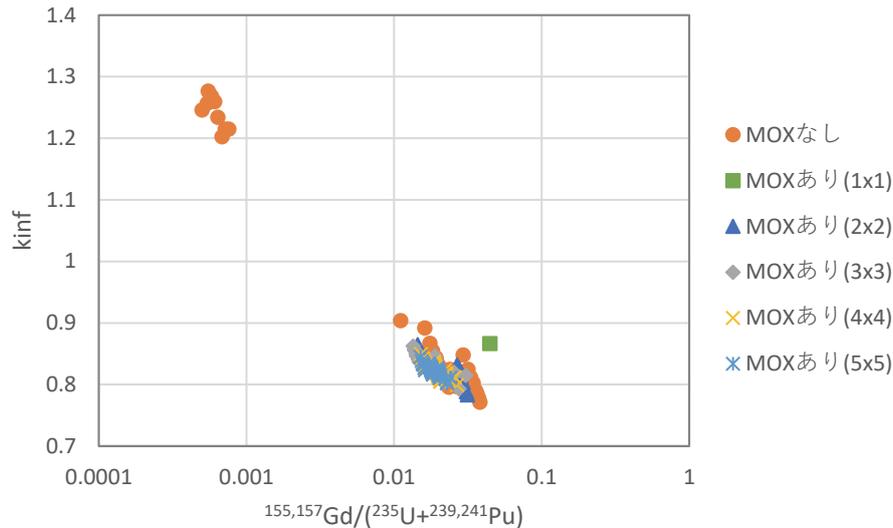


図 3.1-9 最適減速での無限増倍率に対する  $^{155,157}\text{Gd}/(^{235}\text{U}+^{239,241}\text{Pu})$ 原子個数比

### 3.1.3 Solomon を用いた組成の乱雑さに基づく臨界量不確かさの試解析

これまで 1F1～3 号機の燃料装荷パターンに基づいて様々な規模で隣接する燃料を均質混合させた場合の臨界特性解析を実施していたが、実際の燃料デブリは燃料が均質ではなく乱雑に混合していると考えられるため、より現実的な解析ではこの乱雑さを考慮する必要がある。ここでは、Solomon を用いて燃料の混合に乱雑分布モデルを適用し、燃料分布の乱雑さに基づく臨界量の評価を試みた。なおここでの臨界量とは  $k_{\text{eff}}=0.98$  となる燃料のサイズ（球半径）とする。

まずはこれまで実施してきた燃料デブリ組成解析への Solomon 適用の最初のステップとして、含まれる燃料と水の比は体系で一様として、燃料の混合のみに乱雑分布モデルを適用した。解析対象は 1 号機の 2×2 領域の混合と 3×3 領域の混合から 1 ケースずつ、合計 2 ケース選定した。2×2 のケース（これをケース 2×2 とする）は 15.2 GWd/t（2 サイクル目燃料）が 2 つ、24.2 GWd/t（3 サイクル目燃料）が 1 つ、37.5 GWd/t（5 サイクル目燃料）が 1 つの燃料で構成される。3×3 のケース（これをケース 3×3 とする）は 15.2 GWd/t（2 サイクル目燃料）が 2 つ、33.3 GWd/t（4 サイクル目燃料）が 3、40.2 GWd/t（6 サイクル目燃料、STEP2 燃料）が 4 つの燃料で構成される。これら二つのケースは、Solomon の実装の制限により 3 種類までの物質の混合のみ可能であること、また臨界量の評価を行うため未臨界となる 1 サイクル目燃料を含むケースは除外すること考慮して選定した。これらのケースに乱雑分布を適用した場合、含まれる燃料の数（割合）に基づいて燃料割合は一定の下で乱雑に混合される。

以下、実施した計算手順について説明する。まず、既に均質混合体系で臨界量が評価されているある  $V_m/V_f$  で、図 3.1-10 に示す体系で燃料領域の半径を任意に（均質で  $k_{\text{eff}}=0.98$  となるあたりに）設定し、Solomon を用いて 100 レプリカでの臨界計算を実施し、100 個の  $k_{\text{eff}}$  を得た。ここで、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。

次に、燃料領域の半径を ( $k_{\text{eff}}$  が 0.94~1.0 くらいの範囲をカバーするように) 変えて同様に 100 レプリカの計算を行い、合計 4 点の燃料半径でそれぞれ 100 個の  $k_{\text{eff}}$  を得た。ここで Solomon では、指定するレプリカ番号は乱雑化関数のパラメータを決定する乱数列の初期値に相当し、したがって同一のレプリカ番号を指定した場合は、その他の乱雑化関数に関する条件を変更しない限り、同じ形状の乱雑化関数で組成分布が与えられる。したがって、例えばレプリカ番号 1 で燃料半径を 4 点変えた計算を行った場合、燃料半径が最も小さい体系をベースとして、その体系で与えられている組成分布が周期的に表れるような形で少しずつ燃料領域が大きくなった体系で計算を行うことになる。この性質を利用して、レプリカ番号を 1 から 100 まで指定して燃料半径 4 点で計算を行い、それぞれのレプリカ番号の 4 点の  $k_{\text{eff}}$  を用いて 3 次多項式フィッティングを行い  $k_{\text{eff}}=0.98$  となる燃料半径を求めることで、各レプリカ番号での臨界半径、すなわち 100 個の異なる組成分布に基づく臨界半径を得た。この 100 個の臨界半径を統計処理することで臨界半径の平均及び  $\pm 1\sigma$ 、 $\pm 3\sigma$  の値を評価した。

以上の手順を異なる  $V_m/V_f$  でも実施し、最終的に  $V_m/V_f$  に対する臨界半径の平均値及び不確かさ ( $\pm 1\sigma$ 、 $\pm 3\sigma$ ) の形で結果を整理した。表 3.1-2 と表 3.1-3 にケース 2×2 とケース 3×3 で得られた臨界半径平均値及び不確かさを示す。また図 3.1-11 と図 3.1-12 にそれらを図示したものを示す。これらの図表における Ave. は 100 レプリカ計算で得られた臨界半径の平均値、 $\pm 1\sigma$  及び  $\pm 3\sigma$  は平均値にそれら ( $\sigma$  は標準偏差) を足し合わせた値、Homo. は参考として示した過去の検討で得られている均質体系で得られている燃料半径である。なお、表中でグレイアウトしたケースは得られた 100 レプリカの臨界半径の分布に偏りが見られ、標準偏差による不確かさ評価が妥当でないため、図中には表示していない (詳細は後述する)。

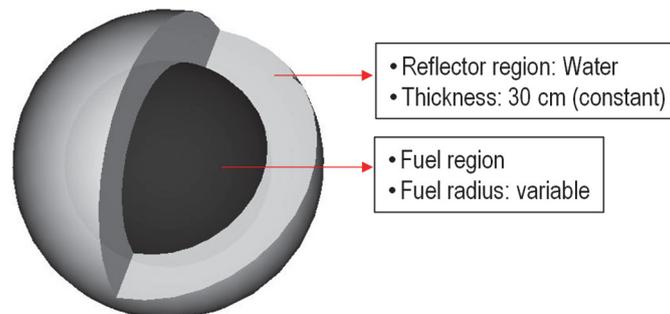


図 3.1-10 臨界量解析体系

表 3.1-2 ケース 2×2 の臨界半径平均値 (Ave.) 及びその不確かさ ( $\pm 1\sigma$ 、 $\pm 3\sigma$ )

Vm/Vf	Ave.	+1 $\sigma$	+3 $\sigma$	-1 $\sigma$	-3 $\sigma$	Homo.	Std.
0.91	76.04	81.85	93.46	70.23	58.62	77.93	5.81
1.20	51.14	53.24	57.43	49.04	44.85	51.86	2.10
1.74	38.79	39.85	41.96	37.74	35.63	38.94	1.06
2.38	34.15	34.94	36.52	33.36	31.78	34.31	0.79
3.10	32.31	33.01	34.41	31.61	30.22	32.36	0.70
3.91	31.92	32.61	33.98	31.23	29.86	31.97	0.69
4.83	32.52	33.24	34.68	31.80	30.35	32.59	0.72
5.86	34.05	34.87	36.50	33.24	31.61	34.10	0.82
7.00	36.62	37.60	39.57	35.64	33.67	36.71	0.98
9.65	47.03	48.94	52.75	45.12	41.30	47.02	1.91

Homo. : 均質体系の臨界半径、Std. : 標準偏差 ( $\sigma$ )、単位 : cm ( $V_m/V_f$ を除く)

表 3.1-3 ケース 3×3 の臨界半径平均値 (Ave.) 及びその不確かさ ( $\pm 1\sigma$ 、 $\pm 3\sigma$ )

Vm/Vf	Ave.	+1 $\sigma$	+3 $\sigma$	-1 $\sigma$	-3 $\sigma$	Homo.	Std.
1.20	138.33	171.94	239.15	104.73	37.52	180.91	33.60
1.74	61.27	64.71	71.59	57.84	50.96	65.04	3.44
2.38	49.12	51.10	55.07	47.14	43.17	51.37	1.98
3.10	45.29	46.98	50.36	43.60	40.22	47.12	1.69
3.91	44.71	46.39	49.74	43.04	39.68	46.57	1.68
4.83	46.48	48.35	52.09	44.61	40.87	48.49	1.87
5.86	50.80	53.24	58.12	48.36	43.48	53.52	2.44
7.00	59.09	62.79	70.19	55.39	47.99	63.83	3.70

Homo. : 均質体系の臨界半径、Std. : 標準偏差 ( $\sigma$ )、単位 : cm ( $V_m/V_f$ を除く)

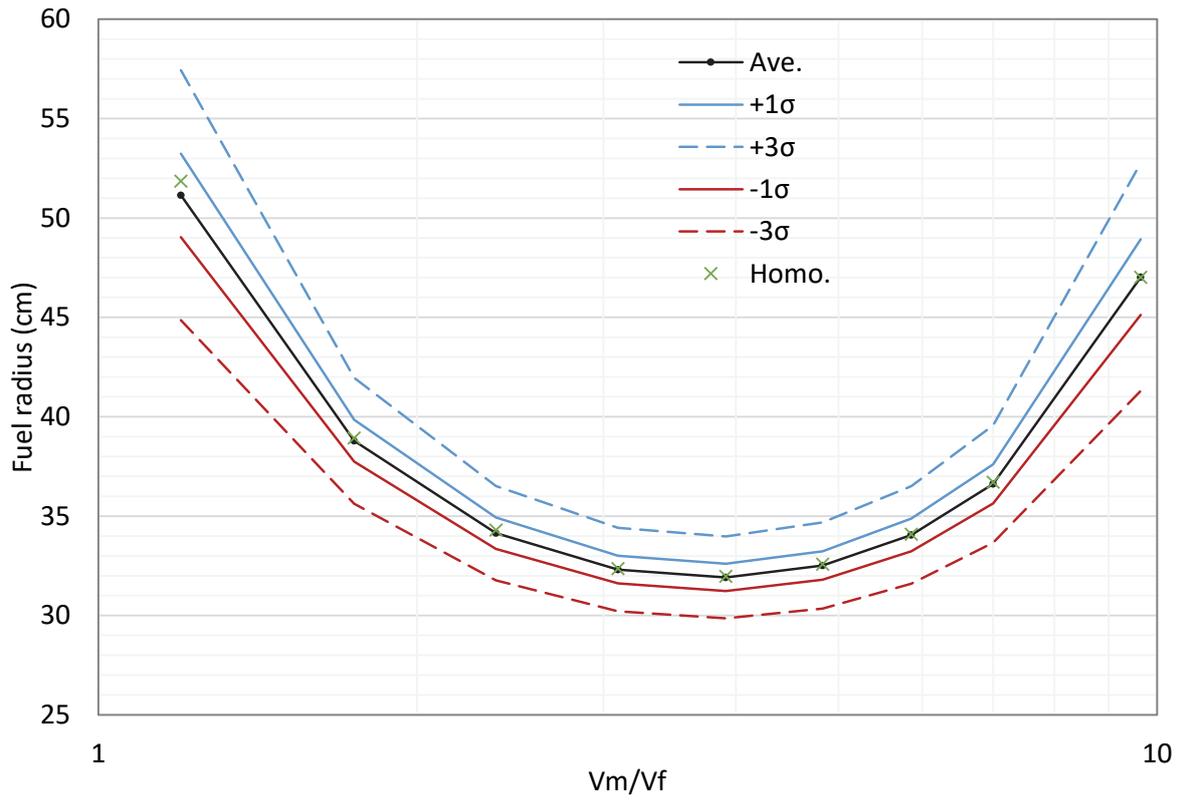


図 3.1-11 Solomon による臨界半径 (Ave.) 及びその不確かさ評価結果 (ケース 2×2)

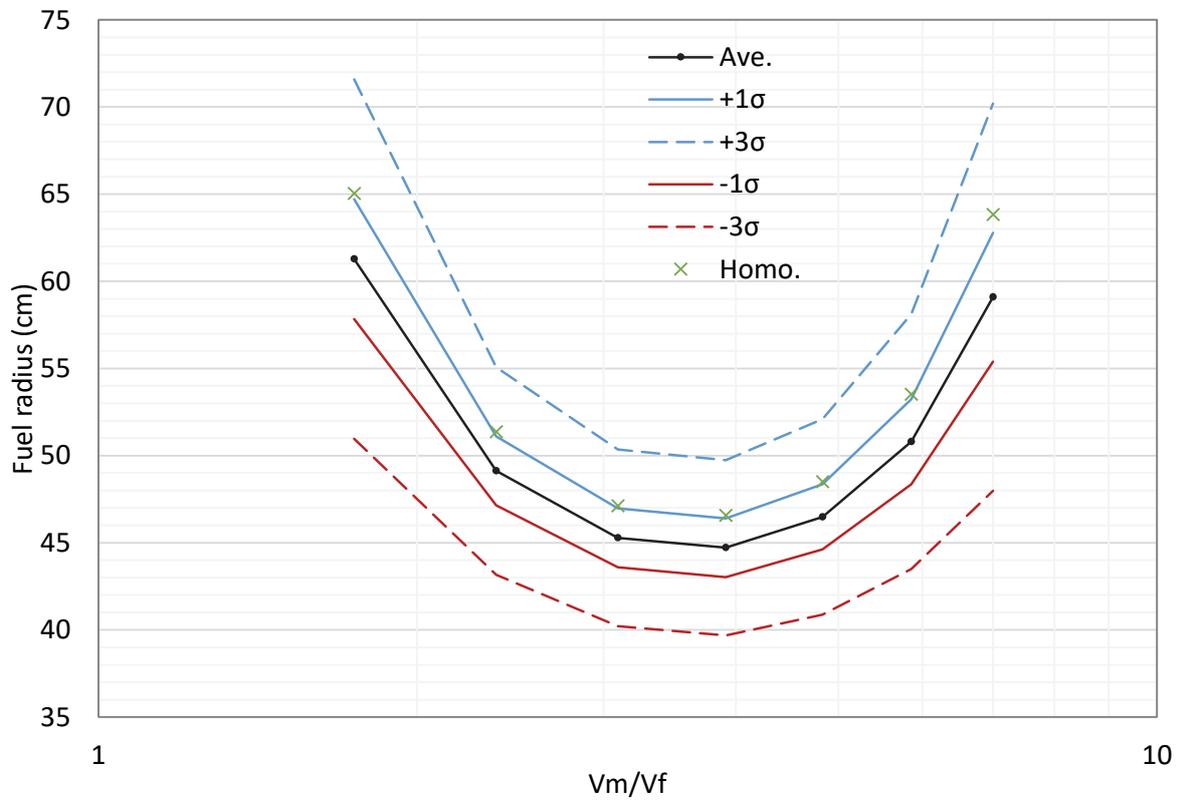


図 3.1-12 Solomon による臨界半径 ( $k_{\text{eff}} = 0.98$ ) 及びその不確かさ評価結果 (ケース 3×3)

最適減速付近において臨界半径の不確かさ ( $1\sigma$ ) はケース 2×2 では~0.7 cm、ケース 3×3 では~1.7 cm 程度という結果が得られた。これらは平均値に対する相対値で表すとそれぞれ~2.1%、~3.8%であり、ケース 3×3 のほうがケース 2×2 よりも少し不確かさが大きいという結果になった。これはケース 3×3 のほうが含まれる燃料の燃焼度の差が大きく燃料分布の変化による臨界性の差異が大きいためと考えられる。

また均質体系の臨界半径と比較すると、ケース 2×2 はほぼ乱雑体系の平均値と同程度であるのに対し、ケース 3×3 では乱雑体系の平均値のほうが  $1\sigma$  程度臨界半径は小さくなった。この結果はケース 3×3 では乱雑体系の方が均質体系に比べて  $k_{\text{eff}}$  が大きい傾向があることを示している。先に述べた通りケース 3×3 は含まれる燃料の燃焼度の差が大きく、また燃焼度が高い燃料の割合が高いため、均質体系では燃焼度の高い燃料の影響が大きくなる一方、乱雑体系では燃焼度の低い燃料組成が適当に分布した場合に増倍率が高くなるため、均質体系と乱雑体系の差異が大きくなったと考えられる。これを裏付ける結果の一例として、図 3.1-13 に  $V_m/V_f$  が 3.91 (最適減速付近) における均質体系で  $k_{\text{eff}} = 0.98$  となる燃料半径 (ケース 2×2 では 31.97 cm、ケース 3×3 では 46.57 cm) で Solomon による 100 レプリカの計算を行って得られた  $k_{\text{eff}}$  の頻度分布を示す。ケース 2×2 では  $k_{\text{eff}} = 0.98$  を中心に分布しているのに対し、ケース 3×3 では  $k_{\text{eff}}$  が大きい方向へ分布がシフトしていることが分かる。

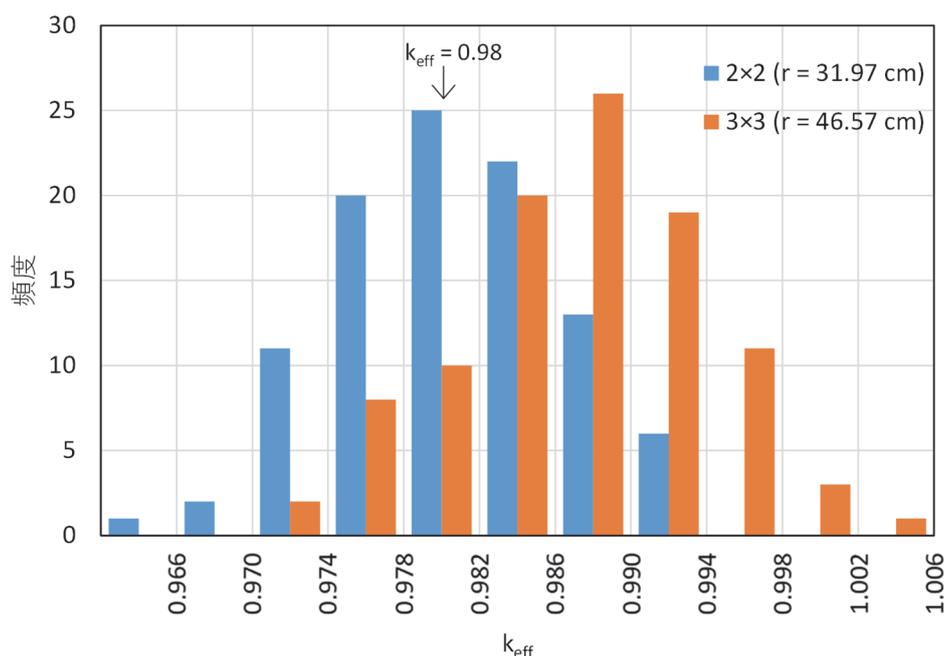


図 3.1-13 均質体系で  $k_{\text{eff}} = 0.98$  となる燃料半径における 100 レプリカの  $k_{\text{eff}}$  の頻度分布 ( $V_m/V_f = 3.91$ )

最後に、100 レプリカの計算で得られた臨界半径の分布を示す。図 3.1-14 と図 3.1-15 にケース 2×2 とケース 3×3 において、図 3.1-14 及び図 3.1-15 に示した範囲で最大、最小、そして最適減速付近の  $V_m/V_f$  における臨界半径の頻度分布を示す。横軸は臨界半径の平均値 (Ave.) を中心に標準偏差 ( $\sigma$ ) の 0.5 倍刻みでビン幅を設定している。図 3.1-14 及び図 3.1-15 より、ケース 2×2 とケース 3×3 のどちらも平均値を中心に正規分布に近い形で分布して

いるが、わずかにマイナス側に比べてプラス側の裾が長い分布になっている。ただし、マイナス側とプラス側のどちらも  $3\sigma$  の範囲に収まっており、例えば  $\pm 3\sigma$  というような標準偏差に基づく不確かさの評価が妥当であると判断できる。次に、表 3.1-2 及び表 3.1-3 でグレーアウトしたケースの頻度分布を図 3.1-16 に示す。図 3.1-16 より、特にケース  $3 \times 3$  で顕著であるが、マイナス側が  $-1.5\sigma$  までしか分布していないのに対し、プラス側は  $3.5\sigma$  を超えるものがあり、明らかに左右で偏りのある分布になっている。このようなケースでは単純に標準偏差を用いて不確かさを評価するのではなく、分布の形に応じた評価が必要である。なお、これらのケースは比較的臨界半径が大きいケースであり、このような偏りが生じる理由は燃料半径と実効増倍率の関係が線形ではなく、特に燃料半径が大きくなるにつれて実効増倍率の増加が緩やかになるためと考えられる。上述のように、この理由による分布の偏りは図 3.1-14 及び図 3.1-15 にも僅かであるが見られており、それがより顕著になったものが図 3.1-16 と考えられる。ゆえに、今後さらに様々なケースについて同様の不確かさ評価を行う際には、分布の形に十分注意した上で評価を行う必要がある。

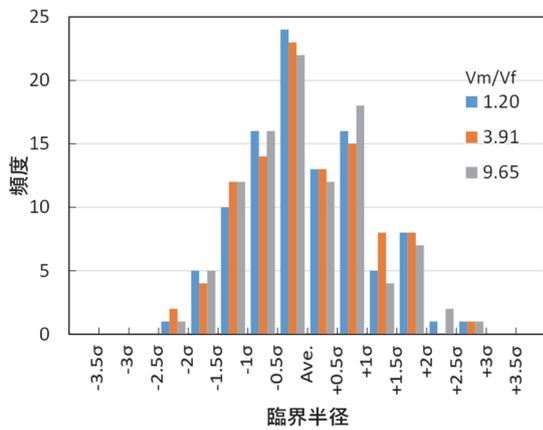


図 3.1-14 ケース  $2 \times 2$  の臨界半径頻度分布

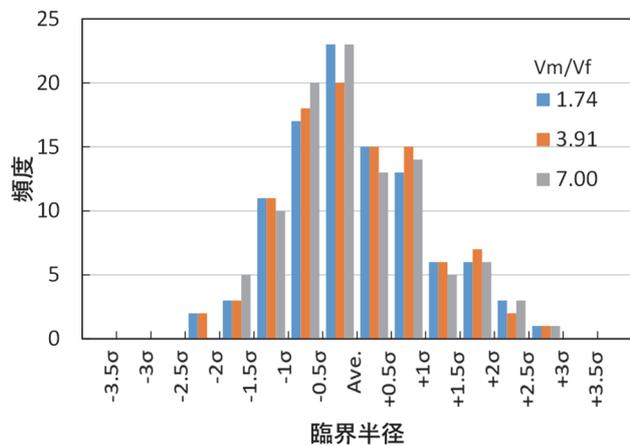


図 3.1-15 ケース  $3 \times 3$  の臨界半径頻度分布

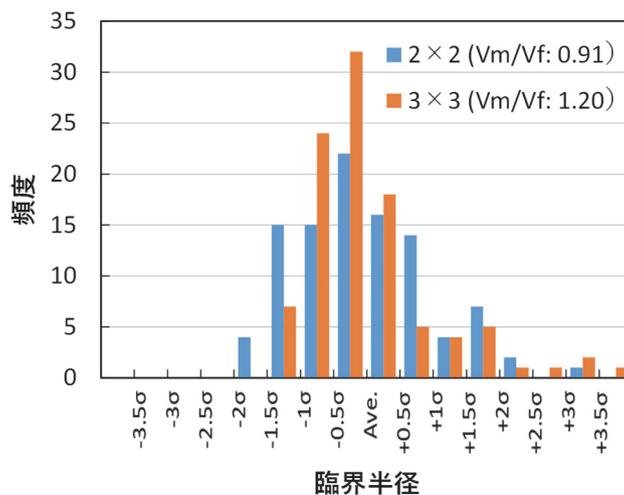


図 3.1-16 ケース  $2 \times 2$  の  $V_m/V_f$ : 0.91 とケース  $3 \times 3$  の  $V_m/V_f$ : 1.20 の臨界半径頻度分布 (頻度分布に偏りが見られるケース)

### 3.1.4 まとめ

乱雑化モデルを用いた Solomon の計算結果を臨界リスク基礎データベース(臨界マップデータベース)システムに取込むための作業を実施した。CakePHP のマイグレーション機能を用いて MySQL 上に乱雑化モデルによる計算結果を登録するためのカラムを新規に追加した。データベースシステムの機能として、Criticality 及び MapGroup において、乱雑化モデルによる計算結果が表示できる機能の改良を実施した。

また、臨界特性データ拡充の一環として、1F3 号機の MOX 燃料と隣接する燃料が混合した場合の燃料デブリ組成の臨界特性解析を行った。まず BWR の MOX 燃料集合体モデルを様々な文献に基づいて設定し、燃焼解析により事故時の平均燃焼度における燃料集合体平均組成を求めた。そして、得られた MOX 燃料燃焼組成と前年度評価した燃焼度毎の  $\text{UO}_2$  燃料の集合体平均組成を組み合わせて、実際の燃料装荷パターンに基づき  $2 \times 2 \sim 5 \times 5$  領域の範囲で組成を均質に混合させて様々な燃料デブリ組成モデルを作成した。無限増倍率解析の結果、MOX 燃料を含むケースでは残存ガドリニウムの効果により無限増倍率が十分に 1 を下回るという結果が得られた。また、燃料組成中の  $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$  原子数比と最適減速時の無限増倍率との相関関係を調べたところ、MOX 燃料の影響が大きいケースでは  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の影響を無視できないため、 $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$  の代わりに  $^{155,157}\text{Gd}/(^{235}\text{U}+^{239,241}\text{Pu})$  で整理することで  $\text{UO}_2$  燃料のみのケースと同様の相関関係が得られることが分かった。

さらに、Solomon を用いた臨界特性データ拡充に向けた検討として、これまで実施してきた臨界量評価において Solomon を適用し、燃料組成が乱雑に分布した場合の臨界量及びその不確かさの試解析を行った。過去に実施した 1F1 号機の燃料装荷パターンを用いた臨界特性解析における燃料デブリ組成 2 ケースに対して Solomon を用いた 100 レプリカの解析を行い、各レプリカで得られた臨界量を統計処理することにより、臨界量の平均値及びその不確かさを評価できることを確認した。得られた臨界量の平均値は均質体系の場合よりも小さくなる、つまりより厳しい条件となる傾向がみられた。100 レプリカで得られた臨界量の頻度分布を確認したところ、最適減速に近く比較的臨界量が小さいケースでは正規分布に近い分布が得られたが、最適減速からはずれた臨界量が大きいケースでは明らかに正規分布からはずれた分布をしており、今後様々なケースを解析する場合は分布の形に十分注意する必要があることが分かった。

### 参考文献

- 1) D. Goto, et al., “HIGH BURN-UP BWR MOX FUEL DESIGN WITH MAXIMIZED PLUTONIUM INVENTORY,” PHYSOR2000, Pennsylvania (2000).
- 2) 小林哲朗, “ABWR における MOX 燃料の全炉心利用技術 フル MOX の技術的バックグラウンドは何か? ”、日本原子力学会誌、Vol.56、No.6 (2014).  
[https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/56/6/56\\_378/\\_pdf](https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/56/6/56_378/_pdf)
- 3) “福島第一原子力発電所 3 号機の耐震安全性、高経年化対策、長期保管 MOX 燃料の健全性について (添付資料-3) 福島第一原子力発電所 3 号機の長期保管 MOX 燃料の健全性について”、東京電力株式会社福島第一原子力発電所、平成 22 年 5 月 27 日

- 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) 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).
- 6) “東海第二発電所重大事故等対策の有効性評価補足説明資料”、日本原子力発電株式会社、平成 29 年 9 月
- 7) 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).
- 8) 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).

## 3.2 臨界マップデータベースの高精度化

### 3.2.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料と炉内構造物やコンクリート等が溶融して再度固化した状態、いわゆる燃料デブリ<sup>1)</sup>が生成していると考えられている。従来の臨界安全解析システムは、核燃料の形状や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物質の平均組成およ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。燃料デブリを含む体系に対して適切な臨界評価を行うためには、燃料デブリ計算体系のモデルと新しい計算手法を開発する必要があった。

そこで、平成27年度から平成31年度事業では、燃料デブリに対して予想される乱雑な連続空間分布への対処のために、デルタ追跡法に基づくモンテカルロ中性子輸送計算手法を構築した。少数エネルギー群モデルの下での基本的な手法検討から出発し、乱雑な連続空間分布の3次元数式表現モデルを構築した。また、数式によるモデル構築が不可能な乱雑分布体系の臨界性評価への対処のために、ボクセル重ね合わせ機構を実装した。

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

上述の平成31年度までの事業において、燃料デブリ計算体系モデルを実装したモンテカルロ計算ソルバーSolomonを完成させた。その後、燃料デブリ体系を含む臨界リスク基礎データベースを高精度化するために、令和2年度事業では乱雑分布のスペクトル範囲の制御機能を検討するとともにSolomonに繰り返し幾何形状モデルを実装した。令和3年度事業では、乱雑な連続空間分布に対する臨界計算におけるスペクトル範囲制御機能をホワイトノイズまで拡張し、臨界性揺らぎに与える影響の一般的傾向を評価した。また、有界な乱雑化増幅を用いた中性子実効増倍率の最大可能値推定機能を検討し、任意形状パワースペクトルの乱雑化の調査も実施した。さらに、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を実施した。

### 3.2.2 パワースペクトルの周波数変数領域制御モデルの拡張および特性評価

自然・工学現象のパワースペクトル測定においては、通常、周波数領域変数に上下限が存在する。例えば、乱流のような乱雑系の逆べき乗則パワースペクトルの測定においては、下限以下の波数では逆べき乗則の傾向が消失し平坦なスペクトルが見られる。これは現象の本質とは関係のないホワイトノイズである。一方、上限波数は、バックグラウンドのノイズの大きさに決まる。そこで、令和2年度においては、パワースペクトルの波数領域を任意に設定できるように $1/(\text{波数}) \sim 1/(\text{波数})^2$ のパワースペクトルの乱雑化を改良し、その有用性を示唆する実効増倍率計算例を示した。令和3年度においては、周波数領域の設定機能をホワイトノイズの $1=1/(\text{波数})^0$ から $1/f$ 揺らぎの $1/(\text{波数})$ の範囲に拡張する。そして、 $1 \sim 1/(\text{波数})^2$ の範

圏の逆べき乗則パワースペクトルの乱雑化に対する臨界性揺らぎの基本特性を、公平な条件下で評価する。

首尾一貫性のために、パワースペクトルが  $1/(\text{波数}) \sim 1/(\text{波数})^2$  の乱雑化におけるスペクトル制御法を再掲する。出発点は、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を有限項で打ち切った上で負の和インデックスまで許容する以下の式である。

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

ここで、 $\sigma$ は振幅調整因子、 $B_j$ は $\pm 1$ を等確率でとるベルヌーイ型確率変数、 $-\infty < m1 < m2 < \infty$ 、 $A_j$ は $(0, 2\pi)$ 上で一様サンプリングされた位相変数である。和インデックスの上限値  $m2$  は、ワイエルシュトラス関数に対しての無限和への近似として実用上可能な限り大きくするのではなく、後述されるようにスペクトル範囲の上限値設定条件のみから決める。和インデックスの下限値  $m1$  は負値でもよく、後述されるようにスペクトル範囲の下限値設定条件のみから決める。これらの設定条件はワイエルシュトラス関数への近似とは無関係であるため、式(3.2-1)の  $W(x)$ は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) と命名される。式(3.2-1)の共分散は、

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

と計算される。ここで、 $E$ は期待値を表す。式(3.2-2)は、位置  $x$  の差分  $u$  のみに依存する。したがって、Wiener-Khinchin<sup>1)</sup>の定理により、式(3.2-1)のパワースペクトルは式(3.2-2)の差分変数  $u$  に関するフーリエ変換として計算される。

$$\begin{aligned} P(k; W) &= \int_{-\infty}^{\infty} E[W(x)W(x+u)] e^{-iku} du \\ &= \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{j=m1}^{m2} \lambda^{-2\alpha j} [\delta(k - \lambda^j) + \delta(k + \lambda^j)] \end{aligned} \quad (3.2-3)$$

上式で、 $k$ は空間に対応する周波数領域変数の波数、 $\delta$ はディラックのデルタ関数を表す。式(3.2-3)の積分を、 $\alpha > 0$ に対して、評価する。

$$\begin{aligned} \int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk &= \int_{\lambda^{m1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk = \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{i=m1}^j \lambda^{-2\alpha i} \\ &= \frac{\pi\sigma^2 \lambda^{2\alpha(1-m1)}}{2(\lambda^{2\alpha} - 1)} \left( 1 - \frac{\lambda^{2\alpha(m1-1)}}{\lambda^{2\alpha j}} \right), j \leq m2 \end{aligned} \quad (3.2-4)$$

一方、逆べき乗則  $1/k^{2\alpha+1}$  を上式と同じ範囲で積分すると次式を得る。

$$\int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} \frac{dk}{k^{2\alpha+1}} = \frac{\lambda^{2\alpha(1-m1)}}{2\alpha} \left( 1 - \frac{\lambda^{2\alpha(m1-1)}}{\lambda^{2\alpha j}} \right), \quad j \leq m2. \quad (3.2-5)$$

式(3.2-4)と(3.2-5)において、上限  $\lambda^j$  への依存性は同じである。また、 $\alpha = 0$ に対しては、以下の比較を行う。

$$\begin{aligned} \int_{\lambda^{m1-1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk &= \int_{\lambda^{m1}}^{\lambda^j} P(k; W) dk = \frac{\pi\sigma^2}{2} (j - m1 + 1) \\ &= \frac{\pi\sigma^2}{2 \ln(\lambda)} \ln \left( \frac{\lambda^j}{\lambda^{m1-1}} \right), j \leq m2 \end{aligned} \quad (3.2-6)$$

$$\int_{\lambda^{m_1-1}}^{\lambda^j} \frac{dk}{k} = \ln\left(\frac{\lambda^j}{\lambda^{m_1-1}}\right), \quad j \leq m_2. \quad (3.2-7)$$

式(3.2-14)と(3.2-15)においても、上限 $\lambda^j$ への依存性は同じである。換言すると、式(3.2-1)のパワースペクトルは、 $\lambda^{m_1-1} \leq k \leq \lambda^{m_2}$ の波数領域において、逆べき乗則  $1/k^{2\alpha+1}$ ,  $\alpha \geq 0$ の右肩下がりの離散化（楕状近似）になっている。なお、式(3.2-1)の $\sigma$ の値に関しては、以下のような設定をし、 $|W(x)| \leq 1$ を保証する。

$$\sigma = \begin{cases} \frac{\lambda^{\alpha(m_1)}(1 - \lambda^{-\alpha})}{1 - \lambda^{-\alpha(m_2+1-m_1)}}, & \alpha > 0, \\ \frac{1}{m_2 - m_1 + 1}, & \alpha = 0. \end{cases} \quad (3.2-8)$$

パラメータ  $m_1, m_2, \lambda$ の決め方は、以下の通りである。まず、式(3.2-3)のデルタ関数表示を、 $k > 0$ に関して、逆べき乗則の楕状近似を表していると考え。そこで、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  $m_1 = -14, m_2 = 30, \lambda = 1.166$ のように決まる。式(3.2-1)は、

$$\hat{C}(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \mathbf{\Omega}_j / S + A_j), \quad \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0 \quad (3.2-9)$$

のように 3 次元化される。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。

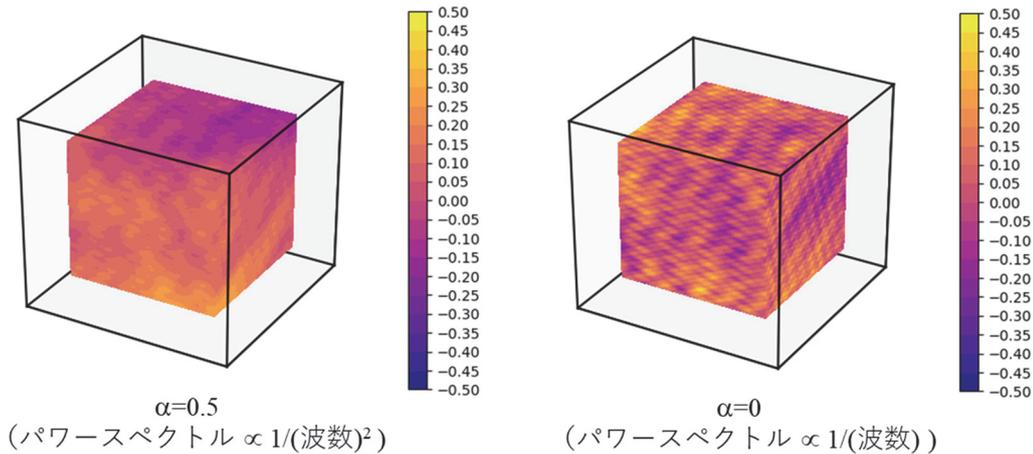


図 3.2-1 波数範囲 [0.1, 100]を表す不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（IRWF）の 3 次元表示 ( $m_1=-7, m_2=16, \lambda=1.33352, S=50$  cm, cubes:  $100^3$  cm<sup>3</sup> in  $140^3$  cm<sup>3</sup>)

図 3.2-1 に波数範囲 [0.1, 100]を表す 3 次元化された IRWF ( $\hat{C}(\mathbf{r})$ )を示す。左側は  $1/(\text{波数})^2$  に対応し株式市場のモデルに使われるブラウン運動のように、ゼロからのずれが比較的継続する変動となっている。ただし、高波数を 100 で打ち切っているため、確率的自己相似性の

ようなフラクタル特性は見られない。右側は 1/(波数)に対応し、細かくて激しいが 0 を挟む自律的変動となっており、1/f 揺らぎとして知られる変動に近くなっている。

パワースペクトルが  $1=1/(\text{波数})^0 \sim 1/(\text{波数})$  の乱雑化については、式(3.2-1)を下記のように変更した式から出発する。

$$Y(x) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{\alpha j} \sin(\lambda^{-j} x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha < 0 \quad (3.2-10)$$

ここで、 $\alpha$  の値が負であることに注意する。また、2 箇所に現れる  $\lambda$  のべき指数は、式(3.2-1)においては異符号であるが式(3.2-10)では同符号である。この同符号性により、 $W(x)$  の場合と異なり、和インデックスの上限値  $m_2$  はスペクトル範囲の下限値設定条件のみから及び和インデックスの下限値  $m_1$  はスペクトル範囲の上限値設定条件のみから決まることになる。このため、式(3.2-10)の  $Y(x)$  も IRWF と命名される。式(3.2-10)の共分散は

$$E[Y(x)Y(x+u)] = \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=m_1}^{m_2} \lambda^{2\alpha j} \cos(\lambda^{-j} u) \quad (3.2-11)$$

と計算される。式(3.2-2)と同じ理由で Wiener-Khinchin の定理を適用し、式(3.2-10)のパワースペクトルが以下のように導出される。

$$P(k; Y) = \frac{\pi \sigma^2}{2} \sum_{j=m_1}^{m_2} \lambda^{2\alpha j} [\delta(k - \lambda^{-j}) + \delta(k + \lambda^{-j})] \quad (3.2-12)$$

式(3.2-12)を  $[\lambda^{-j}, \lambda^{-(m_1-1)}]$  上で積分して次式を得る。

$$\begin{aligned} \int_{\lambda^{-j}}^{\lambda^{-(m_1-1)}} P(k; W) dk &= \int_{\lambda^{-j}}^{\lambda^{-m_1}} P(k; W) dk = \frac{\pi \sigma^2}{2} \sum_{i=m_1}^j \lambda^{2\alpha i} \\ &= \frac{\pi \sigma^2 \lambda^{2\alpha m_1}}{2(1 - \lambda^{2\alpha})} \left( 1 - \frac{\lambda^{2\alpha(1-m_1)}}{\lambda^{-2\alpha j}} \right), m_1 \leq j \leq m_2 \end{aligned} \quad (3.2-13)$$

一方、逆べき乗則  $1/k^{2\alpha+1}$  を上式と同じ範囲で積分すると次式を得る。

$$\int_{\lambda^{-j}}^{\lambda^{-(m_1-1)}} \frac{dk}{k^{2\alpha+1}} = \frac{\lambda^{2\alpha(m_1-1)}}{2(-\alpha)} \left( 1 - \frac{\lambda^{2\alpha(1-m_1)}}{\lambda^{-2\alpha j}} \right), m_1 \leq j \leq m_2 \quad (3.2-14)$$

式(3.2-13)と(3.2-14)において、下限  $\lambda^{-j}$  への依存性は同じである。換言すると、式(3.2-10)のパワースペクトルは、 $\lambda^{-m_2} \leq k \leq \lambda^{-(m_1-1)}$  の波数領域において、逆べき乗則  $1/k^{2\alpha+1}$ ,  $\alpha < 0$  の離散化（楕状近似）になっている。なお、式(3.2-1)の  $\sigma$  の値に関しては、以下のような設定をし、 $|Y(x)| \leq 1$  を保証する。

$$\sigma \leq \frac{\lambda^{-\alpha(m_1)}(1 - \lambda^\alpha)}{1 - \lambda^{\alpha(m_2+1-m_1)}}, \quad \alpha < 0 \quad (3.2-15)$$

また、式(3.2-10)は、 $W(x)$  の場合と同様に

$$\hat{C}(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{\alpha j} \sin(\lambda^{-j} \mathbf{r} \bullet \boldsymbol{\Omega}_j / S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha < 0 \quad (3.2-16)$$

のように 3 次元化される。

以上の手法を用いて、逆べき乗則パワースペクトルの逆べき指数とスペクトル範囲が臨界性揺らぎに与える影響の一般的特性を調査した。例題は、令和2年度報告書記載のものと同じとし、図3.2-2及び図3.2-3のように要約される。スペクトル範囲が  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  に固定された場合に、逆べき乗則が臨界性揺らぎに及ぼす影響を図3.2-4に示す。逆べき乗のべき指数の値が大きい方が、臨界性揺らぎが大きくなることがわかる。なお、パラメータ  $\alpha$ 、 $\lambda$ 、 $m_1$ 、 $m_2$  の値は、以下の値とした。パワースペクトル  $1/k^0=1, 1/k^{0.5}, 1/k^{0.75}, 1/k^{0.98}, 1/k^{1.02}, 1/k^{1.25}, 1/k^{1.5}, 1/k^2$  ( $\alpha = -0.5, -0.25, -0.125, -0.01, 0.01, 0.125, 0.25, \text{ and } 0.5$ ) に対して  $m_2=16, m_1=-7, \lambda = 1.33352$  ( $\alpha \geq 0$  の場合) 及び  $m_2=8, m_1=-15, \lambda = 1.33352$  ( $\alpha < 0$  の場合)。また、スケーリング因子は  $S = 30 \text{ cm}$  (デブリ領域の半径)とした。図3.2-5には、スペクトル範囲の影響をパワースペクトル  $1/k^0$  と  $1/k^2$  に対して示す。パワースペクトル  $1/k^2$  に対しては、 $1 \text{ cm}^{-1}$  より小さい波数を含むかどうかによって臨界性揺らぎが大きく異なることがわかる。パワースペクトル  $1/k^0=1$  に対しては、スペクトル範囲が低波数側にシフトしていくにつれ単調に臨界性揺らぎが大きくなることがわかる。以上の数値評価において、 $1/k^2$  におけるより大きい逆べき指数をもつケースは取り扱わなかった。これは、極端な無秩序状態の最終的な落ち着き先のパワースペクトルが  $1/k$  と  $1/k^2$  の間に収まることによる<sup>2)</sup>。スペクトルが  $1/k^0=1$  から  $1/k$  の間のパワースペクトルを取り扱った理由は、レイリー・テイラー-不安定性に伴う乱流実験の初期において  $1/k^{0.3}$  から  $1/k^{0.7}$  の間のスペクトルが観測されるように<sup>3)</sup>、流体においては、コルモゴロフ則の最終状態(スペクトル  $1/k^{5/3}$ )に行き着く前に冷えて固まった場合にホワイトノイズに近いスペクトルとなる可能性があることによる。図3.2-4と図3.2-5のSolomonによる臨界計算においては、JENDL-4.0核データライブラリ<sup>4)</sup>を使用した。計算条件はレプリカ当たり、50,000粒子/サイクル、200スキップサイクル、5,000サイクルとした。この条件下で、レプリカ当たりの実効増倍率の標準偏差は0.00007以下であった。なお、本小節の内容を学術的に拡張した論文が英語論文誌Progress in Nuclear Energyに掲載された<sup>5)</sup>。

### 例題

- 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 第II編「臨界リスク評価基準整備」記載の3種燃焼燃料からなる水・燃料デブリ体系
- 燃料体積比 =  $(15.2\text{GWd/t}) : (24.2\text{GWd/t}) : (37.5\text{GWd/t}) = 4:2:3$

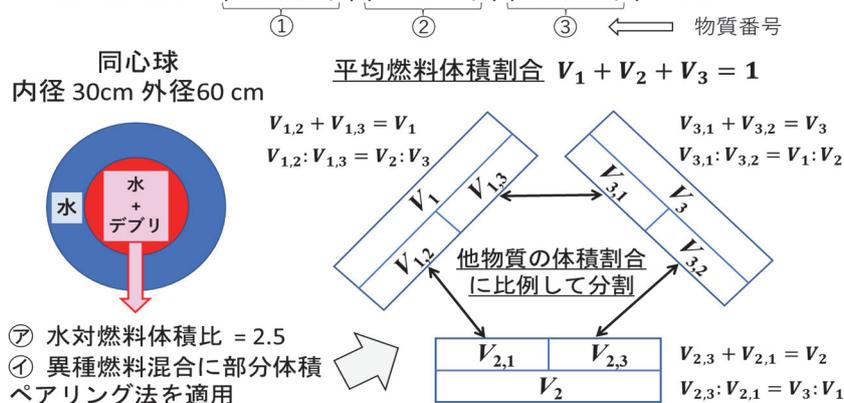


図3.2-2 例題 - 基本情報

空間依存  
体積割合

IRWF

$$\hat{V}_1(\mathbf{r}) = \frac{V_1}{V_{1,2} + V_{1,3}} + \min(V_{1,2}, V_{2,1}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r}) - \min(V_{1,3}, V_{3,1}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r})$$

$$\hat{V}_2(\mathbf{r}) = \frac{V_2}{V_{2,3} + V_{2,1}} + \min(V_{2,3}, V_{3,2}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r}) - \min(V_{2,1}, V_{1,2}) \hat{C}_{1,2,2,1}(\mathbf{r})$$

$$\hat{V}_3(\mathbf{r}) = \frac{V_3}{V_{3,1} + V_{3,2}} + \min(V_{3,1}, V_{1,3}) \hat{C}_{3,1,1,3}(\mathbf{r}) - \min(V_{3,2}, V_{2,3}) \hat{C}_{2,3,3,2}(\mathbf{r})$$

レプリカ（生成例）をハット（ $\hat{\phantom{x}}$ ）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

デブリの巨視的断面積 ( $\text{cm}^{-1}$ )

$$\Sigma_R^{debris}(\mathbf{r}, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r})\Sigma_{R,1}(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r})\Sigma_{R,2}(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r})\Sigma_{R,3}(E)$$

$$\hat{V}_1 + \hat{V}_2 + \hat{V}_3 = V_1 + V_2 + V_3 = 1$$

水+デブリ領域の巨視的断面積 ( $\text{cm}^{-1}$ )

$$\frac{2}{7}\Sigma_R^{debris}(\mathbf{r}, E) + \frac{5}{7}\Sigma_R^{water}(E)$$

$R$ : 核反応タイプ  
 $E$ : エネルギー

図 3.2-3 例題 – 物質混合の式

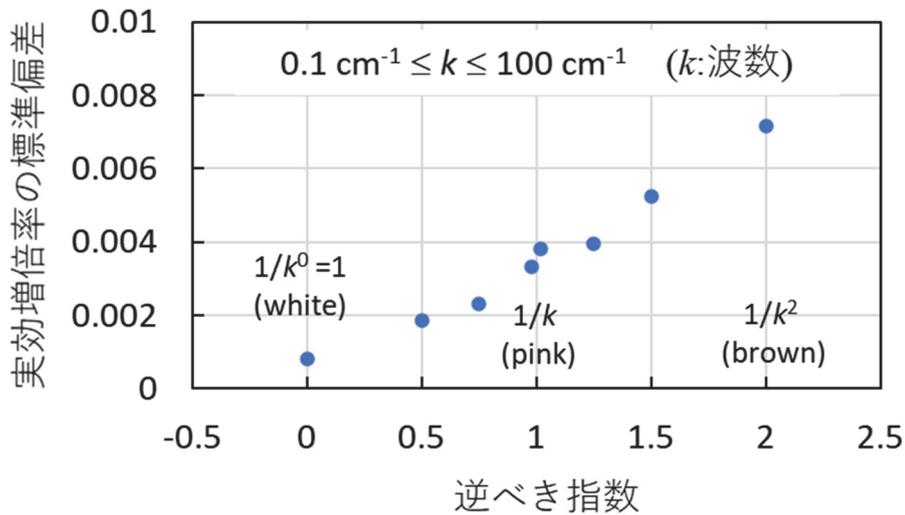


図 3.2-4 逆べき乗則の臨界性揺らぎへの影響（各逆べき指数値に対して 100 レプリカの臨界計算を実施）

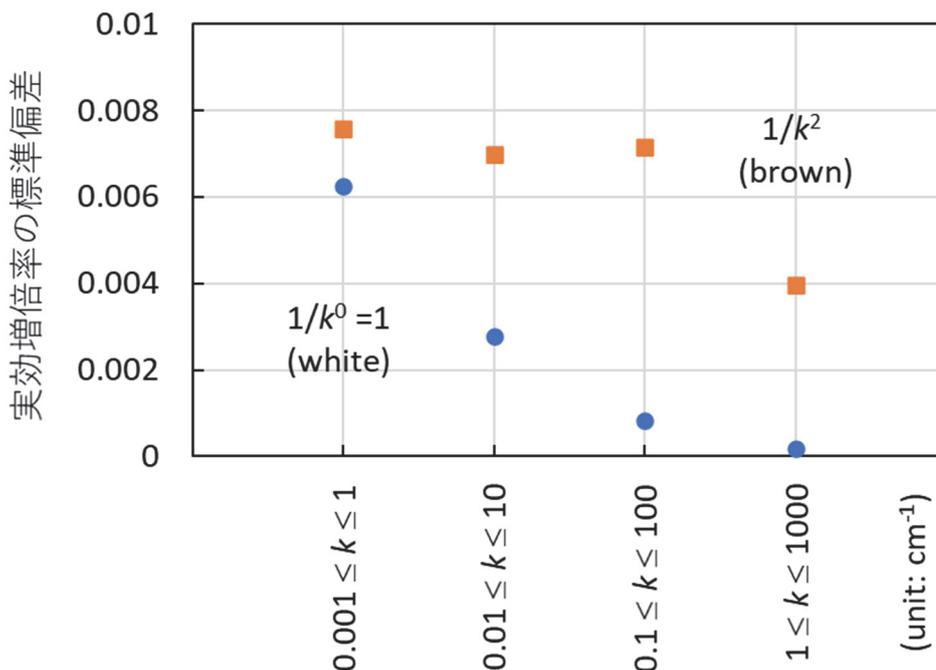


図 3.2-5 スペクトル範囲の臨界性揺らぎへの影響（各スペクトル範囲に対して、ホワイトとブラウンのそれぞれについて、100 レプリカの臨界計算を実施）

### 3.2.3 有界増幅機能による実効増倍率の最大可能値推定の検討

逆冪乗則パワースペクトルは、工学的制御の存在しない極端に無秩序な状態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<sup>2)</sup>。このため、小節 3.2.2 の式(3.2-9)及び(3.2-16)の IRWF は広範囲に適用可能と考えられる。一方、令和 2 年度においては、乱雑な関数を別の乱雑な関数に変換する方法の例として、有界な増幅機能を検討した。そこで、本小節においては、この有界増幅機能を用いて逆冪乗則パワースペクトルの下での乱雑体系の実効増倍率最大可能値を推定することを検討する。

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

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

が挙げられる。令和 2 年度報告書においては、 $T(cW(x))$ ,  $c=1, 2, 3$  が擬似的な on-off 変動 (switching noise) を生成することを示した。図 3.2-6 に、令和 2 年度報告書記載と同じ  $T(x)$  のグラフを再度掲載する。式(3.2-8)と(3.2-15)により IRWF の絶対値が 1 以下に抑えられていること及び  $T(x)$  の  $x>1$  での減衰が軽微なので、例えば  $T(2\hat{C}(\mathbf{r}))$  の場合、 $|\hat{C}(\mathbf{r})|<0.5$  となる位置での増幅の効果が大きく効いてくると考えられ、この考察を支持するグラフを令和 2 年度報告書に記載した。図 3.2-7 に、図 3.2-4 及び図 3.2-5 におけるパワースペクトルが  $1/(\text{波数})^2$  でスペクトル範囲が  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  のケースの臨界性揺らぎを、追加の 2,900 レプリカを加えた 3,000 レプリカにわたって示す。図 3.2-8 に、図 3.2-7 の最初の 100 レプリカに対

して、図 3.2-3 における  $\hat{C}(\mathbf{r})$  を  $T(2\hat{C}(\mathbf{r}))$  で置き換えた場合の臨界性揺らぎを示す。図 3.2-7 における揺らぎが大幅に増幅されていることがわかる。以下の結果が重要である。図 3.2-8 において下向き矢印で示した順位 1 から 5 の最大値は、図 3.2-7 における 3,000 レプリカの最大値より大きく、 $1\% \Delta k/k$  以下という適度な保守的評価となっている。図 3.2-7 及び 8 の数値計算結果は、実効増倍率最大可能値について、の極値統計学<sup>6)</sup> 的評価の必要性を示唆していると考えられる。

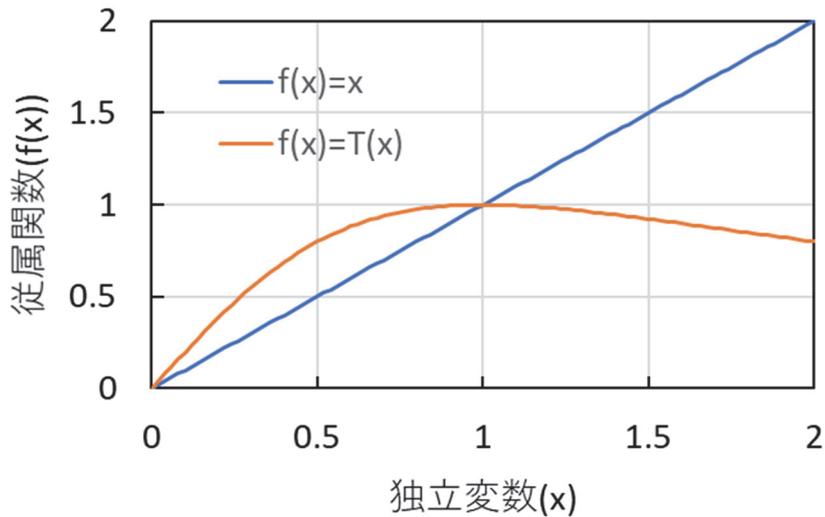


図 3.2-6 有界増幅関数  $T(x)$

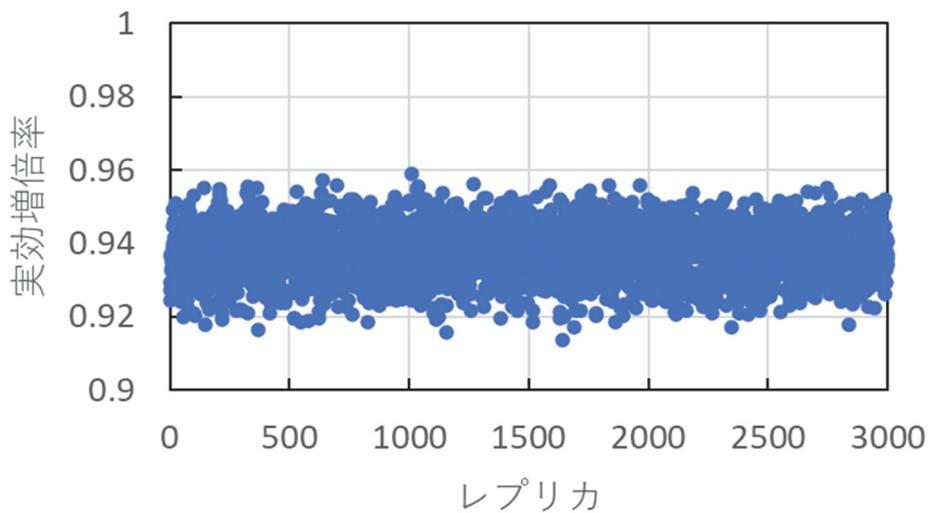


図 3.2-7 臨界性の揺らぎ (図 3.2-2 及び図 3.2-3 記載の例題において、パワースペクトルが  $1/(\text{波数})^2$  で、スペクトル範囲が  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq \text{波数} \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  のケース)

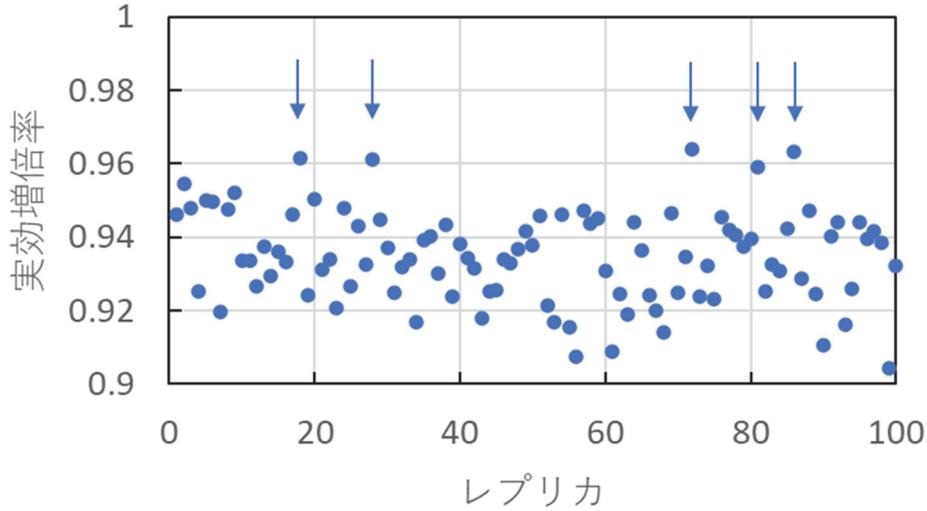


図 3.2-8 臨界性の揺らぎの増幅

### 3.2.4 任意形状スペクトルの乱雑化

本小節においては、任意形状スペクトルの乱雑化についての構成式を報告する。まず、議論の出発点として、式(3.2-1)と(3.2-3)を再掲する。

$$W(x) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0 \quad (3.2-19)$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} E[W(x)W(x+u)]e^{-iku} du = \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{j=m_1}^{m_2} \lambda^{-2\alpha j} [\delta(k - \lambda^j) + \delta(k + \lambda^j)] \quad (3.2-20)$$

これら 2 つに式において式(3.2-19)から式(3.2-20)が導出されることは以下の式を示唆している。

$$Z(x) = \sigma \sum_{j=1}^{J_2} B_j f(j\Delta k) \sin((j\Delta k)x + A_j) \quad (3.2-21)$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} E[Z(x)Z(x+u)]e^{-iku} du = \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{J_2} (f(j\Delta k))^2 [\delta(k - j\Delta k) + \delta(k + j\Delta k)] \quad (3.2-22)$$

式(3.2-21)-(3.2-22)は、式(3.2-19)-(3.2-20)において、 $\lambda^j$ を $j\Delta k$ で、逆べき乗 $(\cdot)^{-\alpha}$ を任意の関数 $f(\cdot)$ で置き換えて得られる。式(3.2-22)が、 $k = j\Delta k$ での値が $(f(j\Delta k))^2$ となるパワースペクトルを示していることに注意する。つまり、式(3.2-21)から式(3.2-22)が導出されるとすると、式(3.2-21)は任意形状 $(f(\cdot))^2$ のパワースペクトルを持つことになる。

以下において、式(3.2-21)を仮定して式(3.2-22)を導出する。まず、確率変数 $B_j$ が独立で期待値 0 かつ分散 1 であること及び確率変数 $A_j$ も独立であり区間 $(0, 2\pi)$ で一様であることを考慮すると、 $(Z(x))^2$ の期待値が

$$E[(Z(x))^2] = \sum_{j=1}^{J_2} (f(j\Delta k))^2 E[\sin^2((j\Delta k)x + A_j)] = \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{J_2} (f(j\Delta k))^2 \quad (3.2-23)$$

であることが導かれる。導出の要点は、上述の置き換え( $\lambda^j$ を $j\Delta k$ 及び $(\cdot)^{-\alpha}$ を $f(\cdot)$ )の下で、式変形が式(3.2-19)から式(3.2-20)への導出と全く同様に進むからである。したがって $Z(x)Z(x+u)$ の期待値に関しても以下を得る。

$$\begin{aligned}
& E \left[ (Z(x+u) - Z(x))^2 \right] \\
&= 4\sigma^2 E \left[ \sum_{j=1}^{J^2} \left( f(j\Delta k) \cos \left( (j\Delta k) \left( x + \frac{u}{2} \right) + A_j \right) \sin \left( (j\Delta k) \frac{u}{2} \right) \right)^2 \right] \quad (3.2-24) \\
&= 2\sigma^2 E \left[ \sum_{j=1}^{J^2} (f(j\Delta k))^2 \sin^2 \left( (j\Delta k) \frac{u}{2} \right) \right]
\end{aligned}$$

式(3.2-23)及び式(3.2-24)を組み合わせると、

$$\begin{aligned}
& E[Z(x)Z(x+u)] \\
&= \frac{1}{2} \left( 2E \left[ (Z(x))^2 \right] - E \left[ (Z(x+u) - Z(x))^2 \right] \right) \\
&= \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{J^2} (f(j\Delta k))^2 \left( 1 - 2 \sin^2 \left( (j\Delta k) \frac{u}{2} \right) \right) \quad (3.2-25) \\
&= \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{J^2} (f(j\Delta k))^2 \cos((j\Delta k)u)
\end{aligned}$$

当然のことながら

$$E[Z(x)] = 0 \quad (3.2-26)$$

であり、式(3.2-25)が位置に関して差分  $u$  のみに依存することを考慮すると、Wiener-Khinchin の定理により、 $u$  についてのフーリエ変換が  $Z(x)$  のパワースペクトルとなる。

$$\begin{aligned}
P(k; Y) &= \int_{-\infty}^{\infty} E[W(x)W(x+u)] e^{-iku} du \\
&= \frac{\pi\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{J^2} (f(j\Delta k))^2 [\delta(k - j\Delta k) + \delta(k + j\Delta k)] \quad (3.2-27)
\end{aligned}$$

式(3.2-27)は式(3.2-22)と同じである。つまり、式(3.2-22)が式(3.2-21)のパワースペクトルであることが導出された。

### 3.2.5 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

昨年度事業において繰り返し幾何形状モデルを実装し、単一の燃料棒ピッチに対する検証を実施した。今年度は、2つの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について検証を実施する。このような異なる燃料棒ピッチが混在する体系を用いた臨界実験は将来、STACY 更新炉においても実施される可能性があり、ここで作成した入力データはそのような臨界実験解析のために役立つ。

検証に用いる体系は、軽水臨界実験装置 TCA で実施された高転換軽水炉の核特性測定のために実施された稠密ウラン格子炉心体系<sup>7)</sup>である。図 3.2-9 に水平方向断面図と軸方向断面図を示す。中央のテスト領域は、濃縮度 3.2 wt% の  $\text{UO}_2$  燃料棒が  $21 \times 21$  セルの格子状に配置され、燃料棒ピッチは 1.22 cm である。テスト領域のまわりを取り囲むドライバー領域は、濃縮度 2.6 wt% の  $\text{UO}_2$  燃料棒が  $29 \times 29$  セルの格子状に配置され（中央  $14 \times 14$  セルはテスト領域

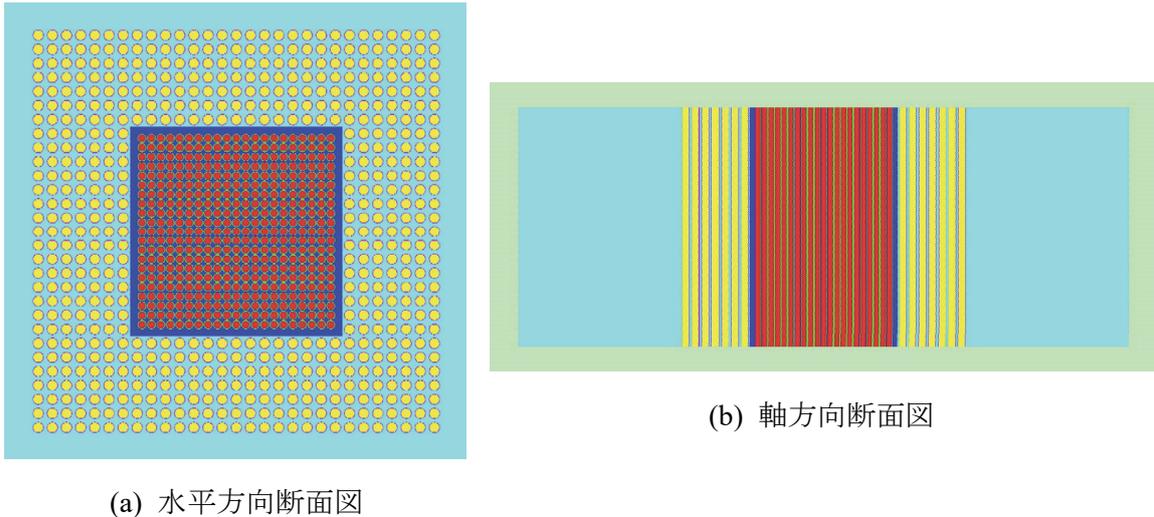


図 3.2-9 TCA 稠密ウラン炉心格子体系

として除外)、燃料棒ピッチは 1.22 cm である。軸方向高さは臨界水位と同じ高さ 44.46 cm とし、上下は真空境界条件を用いて軸方向の漏れを考慮する。

図 3.2-10 に稠密ウラン格子炉心体系の Solomon 入力データを示す。9 行目から 12 行目において計算条件を指定している。1 サイクル当たりのヒストリー数を 10,000、アクティブサイクルを 2,000 サイクル、スキップサイクルを 100 サイクルとしている。16 行目から 24 行目は核種毎の断面積ファイルを指定している。26 行目は熱中性子散乱モデルの温度を 20°C と指定している。MCNP コードと同様に MeV 単位で入力することにしており、 $2.585 \times 10^{-8}$  MeV となる。29 行目から 38 行目において 2.6 wt%燃料で使われる核種数密度を定義している。Filling クラスのテンプレート引数として Normal 型を指定し、燃料 (fuel)、被覆管 (cladding) に対する核種数密度を定義している。41 行目から 50 行目は 3.2 wt%燃料で使われる核種数密度の定義である。53 行目から 56 行目は減速材 (water) に対する核種数密度の定義である。

59 行目は 3.2 wt%燃料ペレット領域の円筒形状、60 行目は 3.2 wt%燃料被覆管外側半径の円筒形状を定義している。62 行目から 64 行目は、Filling クラスのテンプレート引数として SubUniverse 型を指定し、燃料 (fuel)、被覆管 (cladding)、減速材 (water) に対する物質と Surface オブジェクトを用いて燃料ピンセルを定義している。図 3.2-11 に示すように、燃料棒中心を原点とし、減速材領域が無限に広がっている体系 (ユニバース) を表している。66 行目は Filling クラスのテンプレート引数として Lattice<Rect>型を指定し、四方格子状に配列されたテスト領域の無限燃料ピンセル体系を定義している。“Rect (1.22, 1.22)”で格子セルの(x,y)長さを指定し、“Row (cell132)”で Filling<SubUniverse>型オブジェクトの cell132 を各格子セルに配置している。69 行目から 76 行目は、3.2 wt%燃料と同様に 2.6 wt%燃料に対するドライバー領域の無限燃料ピンセル体系を定義している。

78 行目から 86 行目は正方形の格子枠を指定する関数を定義している。引数として正方形の 1 辺の長さを指定する。89 行目と 90 行目はそれぞれテスト領域の燃料棒ピッチと 1 辺の燃料棒本数を指定している。93 行目と 94 行目はそれぞれドライバー領域の燃料棒ピッチ 1 辺の燃料棒本数を指定している。95 行目はテスト領域を取り囲むドライバー領域の層を燃料棒本数として指定している。97 行目はテスト領域の格子枠、98 行目はドライバー領域からテス

ト領域を繰り抜いた内側の枠、99 行目はドライバー領域の格子枠を定義している。101 行目と 103 行目はそれぞれ炉心外側の水反射体領域の半径と円筒形状を定義している。107 行目と 108 行目はそれぞれ炉心上部と下部の平面を定義している。110 行目から 120 行目で炉心全体の体系を定義している。110 行目で Filling クラスにテンプレート引数 Translate を指定してインスタンス化しているが、図 3.2-12 に示すように  $-x$  方向へピッチ幅の半分、 $+y$  方向へピッチ幅の半分移動させるように座標系変換を行っている。これにより、make\_quadprism 関数で作成される quad1 正方形の中心が燃料棒の中心と一致するようにしている。

123 行目と 124 行目は初期線源を定義している。2.0 MeV の中性子を原点から等方的に（デフォルト）放出する。127 行目で体系データ（univ オブジェクト）、計算条件データ（cond オブジェクト）、初期線源データ（src オブジェクト）を mc\_run オブジェクトに渡して計算を実行する。

表 3.2-1 に Solomon と MCNP5<sup>8)</sup>による計算結果を示す。核データは JENDL-4.0 から作成された ACE ライブラリ AceLib-J40<sup>9)</sup>を用いた。Solomon で計算した実効増倍率は MCNP5 の結果と両者の 1 標準偏差が重なる範囲で一致し、2 つの異なる燃料棒ピッチが混在する体系に対しても繰り返し幾何形状モデルを適用できることが確認できた。

1	#include "solomon_beta1.hpp"
2	
3	using namespace solomon::beta1;
4	using namespace solomon::beta1::lattice;
5	
6	int main()
7	{
8	// ... Data to control random walk
9	Condition cond;
10	cond.num_particles_per_cycle(10000);
11	cond.num_active_cycles (2000);
12	cond.num_inactive_cycles (100);
13	
14	// ... Cross section data and material composition
15	// fuel
16	const auto u_234 = "U_234.j40n_300K";
17	const auto u_235 = "U_235.j40n_300K";
18	const auto u_238 = "U_238.j40n_300K";
19	const auto o_016 = "O_016.j40n_300K";
20	// cladding
21	const auto al027 = "Al027.j40n_300K";
22	// light water
23	const auto h_001 = "H_001.j40n_300K";
24	const auto lwtr = "lwtr.j40t_296K";
25	
26	const auto temp = 2.585E-08; // MeV (20.0 deg C).
27	

図 3.2-10 TCA 稠密ウラン格子炉心に対する Solomon の入力データ

28	// 26PA
29	Filling<Normal> fuel26(Material(Component(u_234, 4.8873E-06),
30	Component(u_235, 6.0830E-04),
31	Component(u_238, 2.2531E-02),
32	Component(o_016, 4.7214E-02),
33	temp)
34	);
35	
36	Filling<Normal> clad26(Material(Component(a1027, 5.5158E-02),
37	temp)
38	);
39	
40	// 32PA
41	Filling<Normal> fuel32(Material(Component(u_234, 6.0480E-06),
42	Component(u_235, 7.5277E-04),
43	Component(u_238, 2.2442E-02),
44	Component(o_016, 4.6401E-02),
45	temp)
46	);
47	
48	Filling<Normal> clad32(Material(Component(a1027, 5.6929E-02),
49	temp)
50	);
51	
52	// water
53	Filling<Normal> water(Material(Component(h_001, 6.6735E-02, lwtr),
54	Component(o_016, 3.3368E-02),
55	temp)
56	);
57	
58	// 32PA
59	Surface<InfCylinder> cyl32inn(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.48);
60	Surface<InfCylinder> cyl32out(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.5865);
61	
62	Filling<SubUniverse> cell32(Zone(fuel32, - cyl32inn),
63	Zone(clad32, + cyl32inn & - cyl32out),
64	Zone(water, + cyl32out));
65	
66	Filling<Lattice<Rect>> lat32(Rect(1.22, 1.22), Row(cell32));
67	
68	// 26PA
69	Surface<InfCylinder> cyl26inn(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.625);
70	Surface<InfCylinder> cyl26out(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), 0.7085);
71	
72	Filling<SubUniverse> cell26(Zone(fuel26, - cyl26inn),
73	Zone(clad26, + cyl26inn & - cyl26out),
74	Zone(water, + cyl26out));
75	
76	Filling<Lattice<Rect>> lat26(Rect(1.829, 1.829), Row(cell26));
77	

図 3.2-10 TCA 稠密ウラン格子炉心に対する Solomon の入力データ (続き)

```

78 const auto make_quadprism
79 = [] (const auto width)
80 {
81 Surface<Plane> left (Pos(- width / 2,      0, 0), Dir(1, 0, 0));
82 Surface<Plane> right(Pos(  width / 2,      0, 0), Dir(1, 0, 0));
83 Surface<Plane> front(Pos(      0, - width / 2, 0), Dir(0, 1, 0));
84 Surface<Plane> back (Pos(      0,  width / 2, 0), Dir(0, 1, 0));
85 return - left | + right | - front | + back; // outside is plus.
86 };
87
88 // 32PA (inner lattice)
89 const auto pitch32 = 1.22;
90 const auto num_lod32 = 21;
91
92 // 26PA (outer lattice)
93 const auto pitch26 = 1.829;
94 const auto num_lod26 = 7 + 15 + 7;
95 const auto num_lod_thick = 7;
96
97 const auto quad1 = make_quadprism(pitch32 * num_lod32);
98 const auto quad2 = make_quadprism(pitch26 * (num_lod26 - 2 * num_lod_thick));
99 const auto quad3 = make_quadprism(pitch26 * num_lod26);
100
101 const auto rad = 91.6;
102
103 Surface<InfCylinder> outer(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1), rad);
104
105 const auto height = 44.46;
106
107 Surface<Plane> top (Pos(0, 0, height), Dir(0, 0, 1));
108 Surface<Plane> bottom(Pos(0, 0, 0), Dir(0, 0, 1));
109
110 Universe univ(Zone(Filling<Translate>(lat32, Pos(- pitch32 / 2, pitch32 / 2, 0)),
111 - top & + bottom & ~ quad1),
112 Zone(water,
113 - top & + bottom & quad1 & ~ quad2),
114 Zone(Filling<Translate>(lat26, Pos(- pitch26 / 2, pitch26 / 2, 0)),
115 - top & + bottom & quad2 & ~ quad3),
116 Zone(water,
117 - top & + bottom & quad3 & - outer),
118 Zone(Filling<Void>()),
119 + top | - bottom | + outer)
120 );
121
122 // ... Source data
123 Source src;
124 src.energy(2.0);
125
126 // ... Calculate
127 mc_run(univ, cond, src);
128 }

```

図 3.2-10 TCA 稠密ウラン格子炉心に対する Solomon の入力データ (続き)

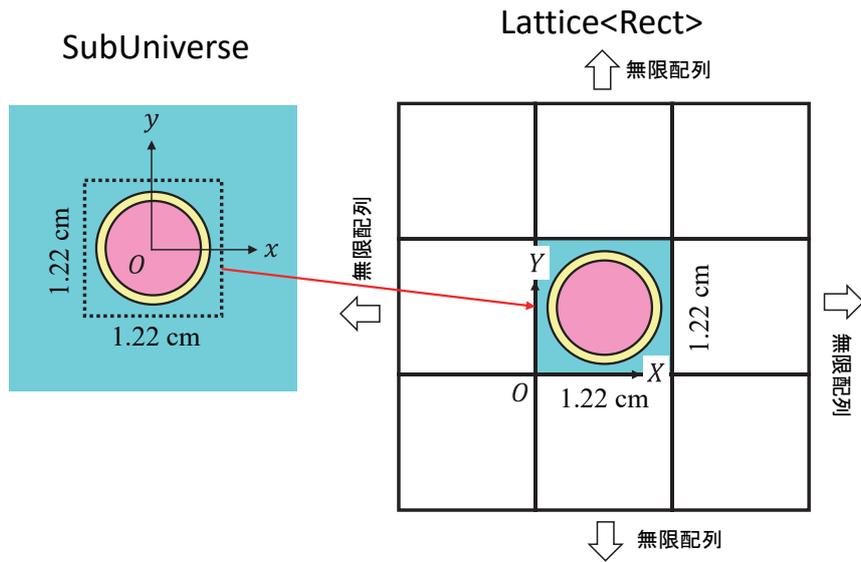


図 3.2-11 SubUniverse クラスと Lattice<Rect>クラスの関係

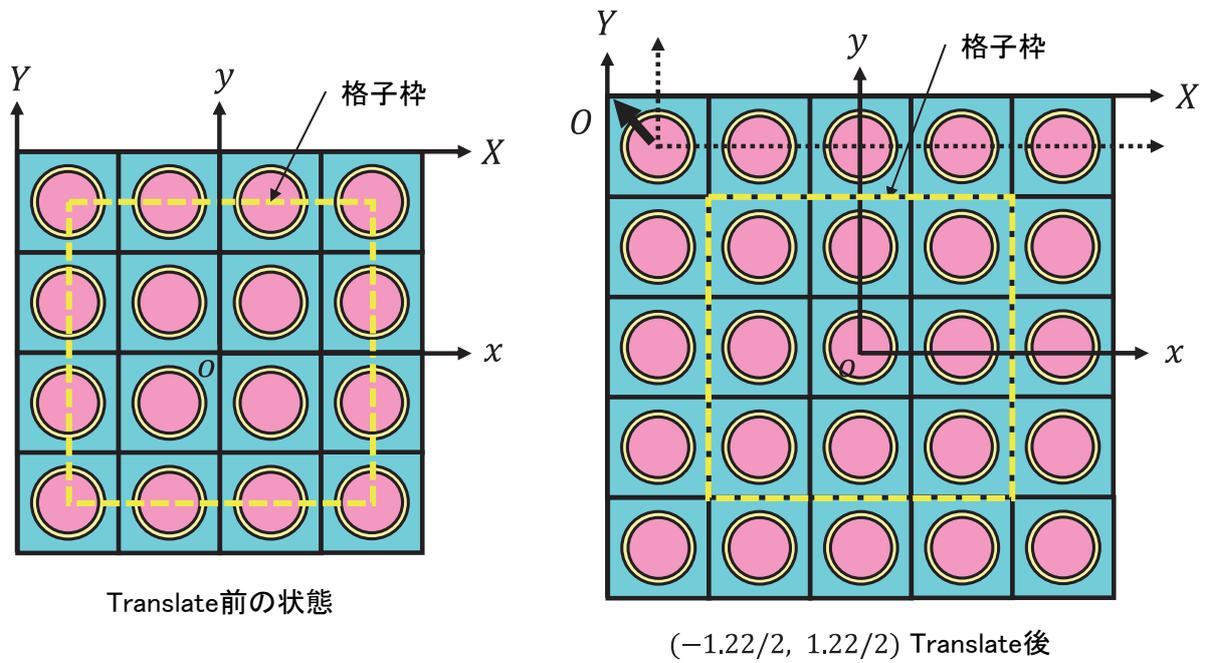


図 3.2-12 Filling<Translate>クラスを用いた座標系変換

表 3.2-1 TCA 稠密ウラン炉心格子体系に対して Solomon と MCNP5 で計算した実効増倍率の比較

コード	実効増倍率 (1 標準偏差)
MCNP5	0.95409 (0.00025)
Solomon	0.95382 (0.00026)

### 3.2.6 まとめ

本節においては、燃料デブリを含む体系についての臨界リスク基礎データベースの高精度化のために、Solomon による燃料デブリ計算体系モデルを臨界解析の実務に資するように拡充した。最初に、乱雑な連続空間分布の臨界計算におけるスペクトル範囲指定機能をホワイトノイズまで拡張し、臨界性揺らぎに与える影響の一般的傾向を評価した。逆べき乗則パワースペクトルの逆べき指数が大きいほど臨界性揺らぎが大きくなること及び低波数領域ほど大きな揺らぎをもたらすことが明らかになった。後者は、臨界安全の観点からみると、大きなスケールでの組成変動が重要であることを意味する。次に、有界な乱雑化増幅による中性子実効増倍率の最大可能値推定の実現可能性を示した。最後に、逆べき乗則でなく、任意形状のパワースペクトルの乱雑化の構成式を導出した。

また、Solomon の繰り返し幾何形状モデルを検証するため、2 つの異なる燃料棒ピッチが混在する体系に対して実効増倍率を計算し、参照解である MCNP5 の計算値と比較した。その結果、両者の結果は 1 標準偏差が重なり合う範囲 (ほぼ 1 標準偏差の範囲) で一致し、Solomon の繰り返し幾何形状モデルは問題がないことを確認した。

以上により、平成 31 年度までに開発した燃料デブリ体系を取り扱うことが可能な計算コードシステム(Solomon)に対して燃料デブリ計算体系モデルの改良と基本機能の拡充により、臨界リスク基礎データの評価における適用範囲を拡張し、臨界リスク基礎データベースの高精度化に資する事が出来た。

### 参考文献

- 1) 金谷健一, これなら分かる応用数学教室, 共立出版, 2003.
- 2) Frieden BR, Hughes RJ., 1994. 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) Dalziel SB, Linden PF, Youngs DL., 1999 Self-Similarity and Internal Structure of Turbulence Induced by Rayleigh-Taylor Instability. *Journal of Fluid Mechanics*. 1999; 339, 1-48.  
<https://doi.org/10.1017/S002211209900614X>
- 4) Shibata K et al., 2011. JENDL 4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2011; 48, 1, 1-30.  
<https://doi.org/10.1080/18811248.2011.9711675>
- 5) 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>
- 6) 高橋倫也, 志村隆彰, 極値統計学, 近代科学社, 2016.
- 7) 中島健, 臨界実験装置による軽水減速燃料格子の核特性研究, 博士論文, 1997.
- 8) X-5 Monte Carlo Team, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume 1: Overview and Theory, LA-UR-03-1987, 2003.
- 9) Sato T., et al., "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52," *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2013, 50, 9, 913-923.

## 第4章 シビアアクシデントコードの結果の反映

### 4.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の直後から発生した燃料デブリの臨界性評価の重要性が認識され、計算に基づいた基本的な臨界質量の算出の試みが最新の計算コードと核データを用いて広く行われてきている。燃料デブリの臨界問題の複雑さは、どのような物質がどのように溶融してどのような性状の混合状態を成しているかが不明であるため、核的パラメータを決定する主要因子を容易に決められない点にある。様々な材料が混合する状況を「想定」した評価は実施可能であるもののその想定が正しいのかは実測が出来ず今後 1F 各号機の内部調査が行われてデブリの性状が判明するに従って臨界安全上考慮すべき条件が判明していく事が期待される状況に変わりはない。そのため、過去に行われた検討では、そのような条件の絞り込みを見越して、可能な限り一般的に使用できる知見につながる評価計算が試みられてきている。例えば水素とウランの原子個数の比、さらには核分裂生成物の考慮の有無をパラメータとして取り纏められている例が多い<sup>1)</sup>。

また、燃料デブリの臨界を考える場合に使用済燃料の臨界安全管理で一般に広く用いられている新燃料組成を用いる保守的な仮定に基づくことは過度な保守性に繋がるとも考えられるため、デブリを構成する燃料の燃焼時の組成評価の妥当性が重要であると考えられた。そのため、過去に行われた BWR 燃料を対象とした国際ベンチマークの再解析や<sup>2)</sup>、1F で使用されている STEP3 燃料集合体を対象とした新しい国際ベンチマークが提案され、最新の計算コードとライブラリを使用した場合の燃焼燃料の同位体組成評価精度の確認が行われている<sup>3)</sup>。その結果、最新の燃焼計算コードと核データを組み合わせ得られる組成を用いれば、評価される中性子増倍率の標準偏差は 3%以下 (2sigma) であり、連続エネルギーモンテカルロコードに基づく燃焼計算コードシステムに限定すれば、その差は 1.5% (2sigma) 以下であることまで確認されている。

シビアアクシデント後の核燃料の状態はシビアアクシデントコードの開発の進展に伴い、ある程度の確度で言えるようになりつつあるというのが近年のコンセンサスと言える。しかしながら、MAAP、MELCOR、THALES などの一般的 SA 解析コードでは、炉内の各領域において燃料がクラスト状であるとか切り株状になっているという大まかな推定までは行えるだけでなく、I(ヨウ素)、Cs、Mo、Ru、Te といった元素毎のグループに対して存在量の分布も評価可能であるものの、核計算を行うような詳細な FP 生成チェーンはとりあつかわず、領域毎の FP の偏在などは考えないのが現状である。燃料デブリに含まれる構造材の組成や量、そして燃料の幾何形状を通常の臨界計算で必要とされる精度で評価することは最新のシビアアクシデントコードを使用したとしても困難と言わざるを得ない。

従って、シビアアクシデントコードの結果だけをもって確度の高い燃料デブリの中性子増倍率を算出することは出来ない。そのために、本受託事業では「臨界マップデータベース」を開発し、様々なパラメータを変化させながら計算で得られる中性子増倍率をデータベース化し、実際の燃料デブリの状況が把握されると同時にデータベースを参照することで燃料デブリの臨界性の速やかかつ信頼度の高い評価を可能にする方針としている。

上にも記載したが、燃料デブリの臨界安全性の評価は燃焼度クレジットの応用とも言える側面がある。燃焼度クレジットの評価においては、どのような核種を評価において採用すべきなのかの選定が大きな問題となる。そこで本年度は、燃料デブリの臨界安全性においてどのような核種を考慮すべきなのかの検討を改めて行うこととした。

## 4.2 考慮すべき核分裂生成物核種

臨界安全管理上 U 及び Pu を考慮しないというオプションはないため、中性子吸収の効果がある核分裂生成物がこの検討の対象となる。

照射後試験による燃焼計算コード精度検証によると、広く使用されている燃焼計算コードで得られる同位体組成は多くの場合、U 及び Pu 核種では 3~5%以下の、FP 核種では 5~10%以下の差が実験値からあることが知られている。そのため、燃料デブリの臨界問題において考慮すべき核種についても、その程度のバイアスが組成にあることを前提に評価することが必要となる。このバイアスは、当然健全な燃料の時に考えられる値である。

臨界安全評価上考慮して良い核分裂生成物は、臨界安全ハンドブック (JAERI-1340)によると、以下が挙げられている。

Sm-149, Rh-103, Nd-143, Cs-133, Tc-99, Sm-152, Gd-155, Nd-145,  
Sm-147, Mo-95, Eu-153, Sm-150

このうち、Gd-155 及び Sm-147 に関しては、親核の半減期 (Eu-155 は 4.7 年、Pm-147 は 2.6 年) を考慮し、最短の冷却期間を指定できるときはその冷却期間直後の組成を使用することと、指定出来ない時は原子炉から取り出した直後の値を使用すること、Rh-103, Tc-99, Mo-95 については、再処理の溶解精澄 (せいちょう) 工程では主要な不溶性残渣を構成する元素であるために考慮しないこととされている。

JAERI-1340 での FP 選択の理由は、中性子吸収量が小さいものは除外する、存在が確実では無い FP は除外する、という 2 点である。前者においては、除外する FP の中性子吸収量の総和は全 FP の中性子吸収量の 30%程度 (言い換えると選択された FP で全 FP 吸収量の 70%の負の反応度効果が安全裕度として考慮されている) であり、後者においては、寿命の短いもの、気体及び揮発性の元素、比較的揮発しやすい単体または化合物を作る元素 (Rb, Te, Se, Cd, Sb, Ag)、そして不溶性残渣になるもの (Mo, Tc, Ru, Rh, Pd) は溶解工程では除外することになっている。

安定な FP は、その大部分が親核となる FP が核分裂によって生成した後、 $\beta$ -崩壊による生成チェーンをたどる事によって「蓄積」していく。臨界安全評価上考慮して良い FP として選定されている核種だけでなく、仮にそのチェーンの中に、「半減期が長く」+「揮発性あるいは化学反応性が高い」と言った特性をもつ核種が有ると、シビアアクシデント発生時に燃料から揮発したり水やその他の物質との化学反応を起こして、U や Pu を含む物質から離脱する可能性がある。その場合、臨界安全評価場考慮して良い FP として選定されている核種の存在量が、燃焼度から想定される量よりも減少してしまう可能性がある。

FP の存在割合が健全燃料に比べて減少する可能性があるなら、臨界安全評価に反映して良い核種とは言えない。すなわち仮に核分裂生成物を臨界安全評価で考慮するなら、その存在を物理的な測定によって確認するか、シビアアクシデントによっても存在量が変化しないことが確認できる核分裂生成物核種だけを選択し、それ以外は考慮せずに安全裕度としておくのが妥当である。その観点に立ち、臨界安全評価で考慮出来る核分裂生成物を確認すると、以下のように生成パスに長半減期核種を含むものがあることがわかる。

- ・ Pm-149(53h)→Sm-149
- ・ Ru-103(39d)→Rh-103
- ・ Pr-143(14d)→Nd-143
- ・ I-133(21h)→Xe-133(5.2d)→Cs-133
- ・ Mo-99(66h)→Tc-99
- ・ Eu-155(4.8y)→Gd-155
- ・ Pr-145(6h)→Nd-145
- ・ Nd-147(11d)→Pm-147(2.6y)→Sm-147
- ・ Zr-95(64d)→Nb-95(34d)→Mo-95
- ・ Sm-153(46h)→Eu-153
- ・ Pm-150(2.7h) →Sm-150

シビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群に含まれる Cs-133 と Mo-95 は燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきでは無い。Cs-133 の場合、シビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群である I (ヨウ素) や希ガスである Xe (キセノン) が生成チェーンに入っていることから Cs-133 を燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきではないことが分かる。同様に Rh-103 と Tc-99 についてもそれぞれシビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群である Ru (ルテニウム) と Mo (モリブデン) を親核に持つため、Tc-99 の存在は燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきではない。

以上の事を考えると、燃料デブリの臨界安全管理に核分裂生成物は考慮すべきではない。なお、Gd-155 については、燃焼度によっては可燃性毒物として使用される Gd が燃え残っている場合があるため燃焼度が比較的低い場合にはその負の反応度効果を考慮することは妥当であると考えられる。この場合、可燃性毒物として使用された Gd の残存量の評価精度が課題となるが、それを対象とした照射後試験データは皆無であるのでその取得が期待される。

## 参考文献

- 1) 須山賢也、戸塚真義、内山軍藏、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 (福井大学) (2021).
- 2) 内田有里子、須山賢也、鹿島陽夫、外池幸太郎、「BWR 燃料集合体に対する OECD/NEA 燃焼計算ベンチマーク Phase-IIIB の再解析」2013 年日本原子力学会 春の年会 (近畿大学)

- 3) K. SUYAMA, Y. UCHIDA, T. Kashima, T. Ito and T. Miyaji, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C,” Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Cooperation and Development, NEA/NSC/R/(2015)6 (2016).

## 第5章 燃料デブリ分析検討

### 5.1 概要

#### 5.1.1 背景と目的

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

#### 5.1.2 本年度の実施内容

令和3年度は、令和2年度に得られた調査結果に基づき試験計画を更新し、モックアップ試験の一部としてアルカリ融解試験を実施した。また、質量分析装置を用いて模擬溶解液の分離後試料を分析し分離手法の妥当性を確認した。以下に具体的な実施内容を示す。

##### ① 試験計画の更新

令和2年度に立案した試験計画を更新し、特に立案した7項目のうち「(2) 燃料デブリ固形物試料の融解および融成物の溶解と回収」の加熱方法と融成物回収方法について再検討した。詳細は5.2節で述べる。

##### ② 予備試験

立案した試験計画に基づき、予備試験を実施した。模擬固形物試料を粉砕してアルカリ融解を行い、その融成物の溶解と回収の試験を行った。試験の過程で融成物を回収した際残渣が認められたので融解手法について再検討を実施した。また、これまで実施した軽水炉燃料の照射後試験にて培った化学分離の操作手法や分析機器を用いた測定手法が適用出来るかを確認するための試験を行った。詳細は5.3節で述べる。

##### ③ コールド試験を踏まえたホット試験への適用検討

融解、分析等のコールド試験の結果を踏まえ、これまで検討した手法を今後想定されるホット試験及び実デブリを用いた試験へ適用する場合の課題等について検討した。詳細は5.4節で述べる。

## 5.2 試験計画の更新

令和2年度に立案した項目は、(1) 燃料デブリ固形物試料の粉砕、(2) 燃料デブリ固形物試料の融解および融成物の溶解と回収、(3) 溶解して得た水溶液試料の液性の調整、(4) ICP-AES 分析装置による定性測定および定量測定、(5) ICP-MS 分析装置による定量測定および同位体比測定、(6) 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業、(7) コールド試験を踏まえたホット試験への適用検討、の7つである。これらに基づく燃料デブリ固形物試料の化学分析スキームの全体像を参考までに図5.2-1に示す。

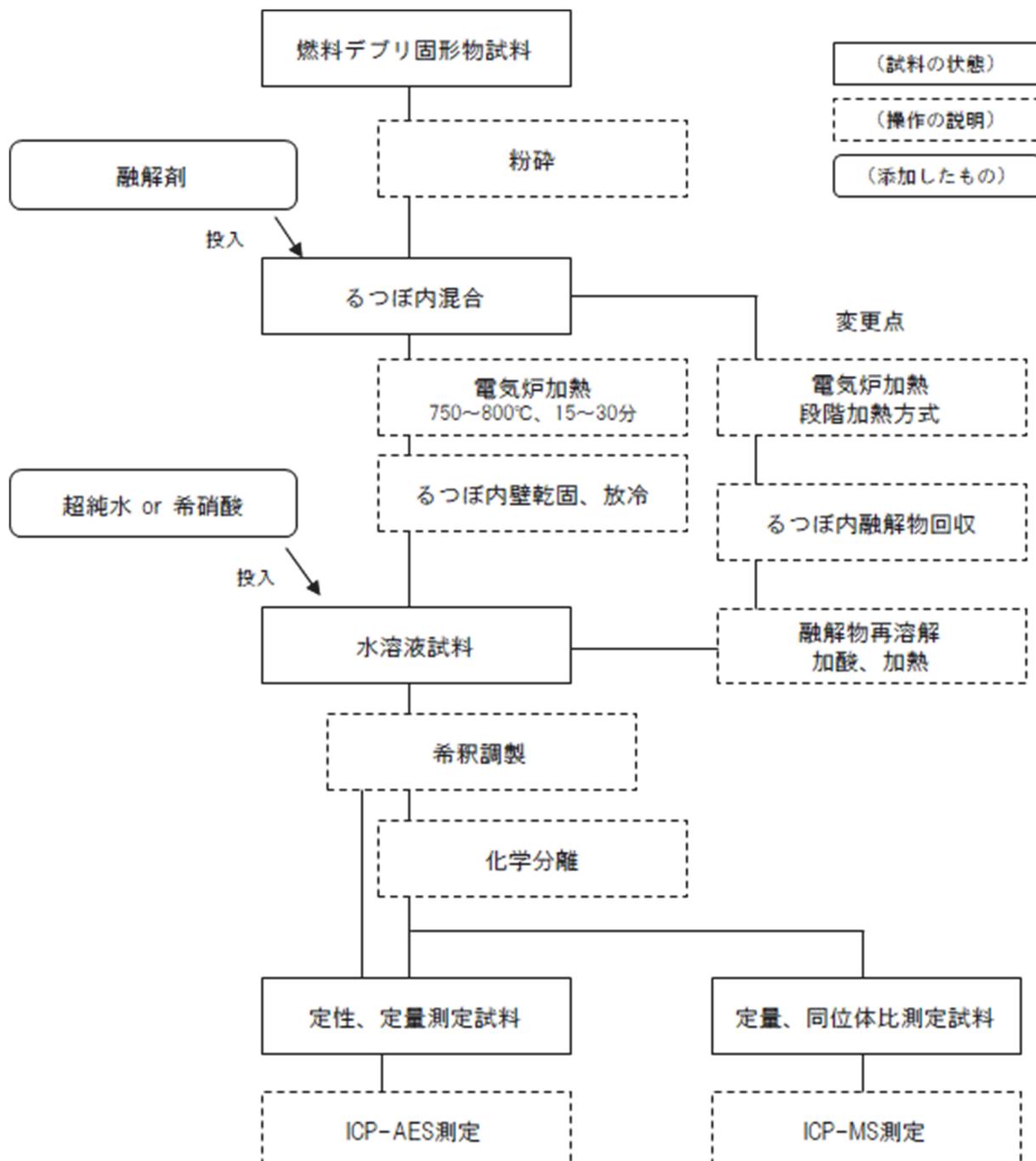


図 5.2-1 燃料デブリ固形物試料の化学分析スキーム

本年度更新したのは以下の3項目である。「(2) 燃料デブリ固形物試料の融解および融成物の溶解と回収」では、従来行ってきた単純加熱方式では融成物に残渣が生じたため新たに融解手法と融成物の回収方法を検討した。「(5) ICP-MS による定量および同位体組成測定」では、ICP-MS による定量を実施するために ICP-MS を整備した。「(6) 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業」では実際に検討したスキームを用いて分離試験を行った後、質量分析を行って分離性状を確認した。以下では昨年度からの更新がない項目については説明を割愛し、5.2.1-5.2.3 項に内容が更新された項目について試験計画を示す。

### 5.2.1 燃料デブリ固形物試料の融解および融成物の溶解と回収

燃料デブリ固形物の組成を精確に求めるためには、分析装置で測定する必要がある。分析装置で測定するためには固形物を完全に融解し、そしてその融成物を溶解して水溶液の状態での回収することが必要である。非常に硬いとされる燃料デブリ固形物試料は、たとえ小片でもそのままの状態では、融解操作での融け残りが予想されるので、完全に融解するためには事前に顆粒のような小粒径の状態まで小さくしておく必要がある。1F 燃料デブリ回収は、ロボットアームを活用した試験的な取出しから始まり、段階的に規模を拡大して燃料デブリ固形物試料を取り出していく計画があるが<sup>1)</sup>、その試料の組成が、(U,Zr)O<sub>2</sub> などの酸化物、また Fe<sub>2</sub>B、ZrB<sub>2</sub> などのホウ化物の場合に相当硬いと考えられている<sup>2)</sup>。この切断にはダイヤモンドカッターの使用が考えられている<sup>3)</sup>。我々はこの工具を使用できる施設や設備を持っておらず、他施設で行ったダイヤモンドカッターでの切削の際に生じた小片を分析対象試料として入手することが現実的な方法であると考えられる。一方で、細粒化した試料を完全に融解できるのであればその手法も検討すべきであり、本年度はその取り掛かりとして段階加熱方式を検討した。段階加熱ではある一定の温度まで加熱した後その温度を保持しその温度帯での融解を進め、さらに加熱、保持を繰り返し、最終的に設定した温度で少し時間をかけて加熱することで全融解を目指す。また、一度酸化物になった融成物はるつぼから容易に回収できるが、この時点で溶解しきれていない融成物に強酸を加えさらに加熱して全溶解を目指す手法を試みた。

### 5.2.2 ICP-MS による同位体組成測定

平成 31 年度実施項目として 1F 原子炉格納容器 (PCV) 内の調査にて取得した試料の情報<sup>4)</sup>を参考にして、市販されている標準水溶液試料、単体標準試料を組み合わせ調製を行い、模擬水溶液試料の組成を概算し調製した。模擬水溶液の組成を表 5.2-1 に示す。

本事業では燃料デブリ固形物試料において炉心燃料に当たる U の濃度と同位体組成 (特に <sup>235</sup>U、<sup>238</sup>U)、核燃料中に装荷されていた核反応抑制材に当たる Gd の濃度と同位体組成 (特に <sup>155</sup>Gd、<sup>157</sup>Gd)、制御棒に用いられていた可燃性毒物に当たるホウ素の濃度と同位体組成 (<sup>10</sup>B、<sup>11</sup>B) の把握に着目しており、今年度はそのうち ICP-MS により模擬水溶液中の U と Gd の定性測定を行った。

なお、同位体希釈法を用いた同位体比、同位体組成比を求める場合、スパイク試料が必須である。Gd のスパイク試料はこれまで実施してきた照射後試験で用いてきたものを使用する。U の濃縮スパイクは <sup>233</sup>U を新たに用意する必要があるが、現在では入手に非常に時間がかかるため、本試験ではまずは分離性状の確認を行うため模擬溶解液に試薬級の U と Gd を

溶解し、それぞれのフラクションで得られた試料より U と Gd に該当する質量数の強度を測定した。

表 5.2-1 模擬水溶液の組成

含有元素	
濃度	ppb(ng/g)
B	0.5
Na	30.5
Mg	10.5
Al	10.5
Si	0.5
K	10.5
Ca	10.5
Cr	10.5
Mn	10.5
Fe	160.5
Ni	10.5
Zn	10.5
Zr	1
Gd	2
U	10

調整原液の100倍希釈液

被覆管・構造材由来
コンクリート由来
炉心燃料由来
Na
その他

### 5.2.3 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業

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

この化学分離の手法として、これまで実施してきた照射後試験での希土類元素等の化学分離手法を適用する。これは、旧日本原子力研究所が考案し、その後 JAEA が現在に至るまで適用している陰イオン交換分離法であり<sup>5)</sup>、この手法を用いることにより Gd を単離できることは実証済である<sup>6)</sup>。この化学分離法を従来法とする。図 5.2-2 に従来法による分離の様子を示す。

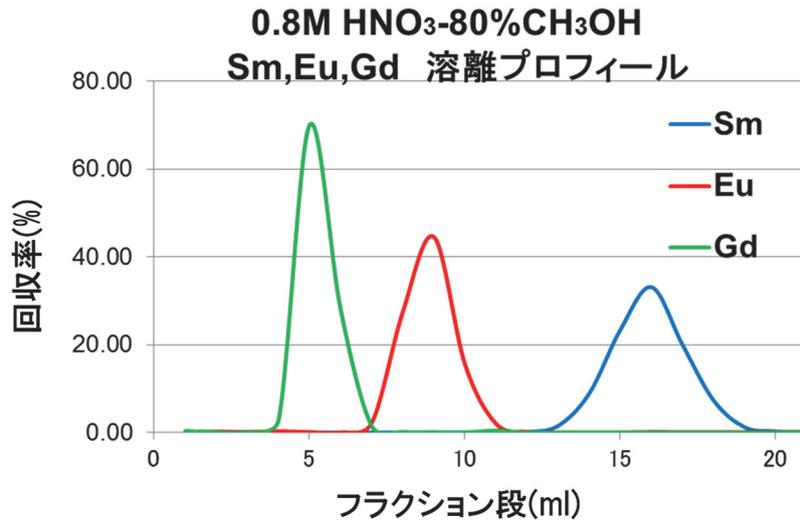


図 5.2-2 「従来法」による希土類元素の分離の様子

ただし、この従来法にはUフラクションがないので、Uの出現位置を加える必要がある。今回予備試験を実施し、従来法にUフラクションを加えた陰イオン交換分離法の改良したスキームで分離可能かどうかを確認する。図 5.2-3 に化学分離の改良法のスキーム案を示す。

**【U、Gdの陰イオン交換分離スキーム案】**

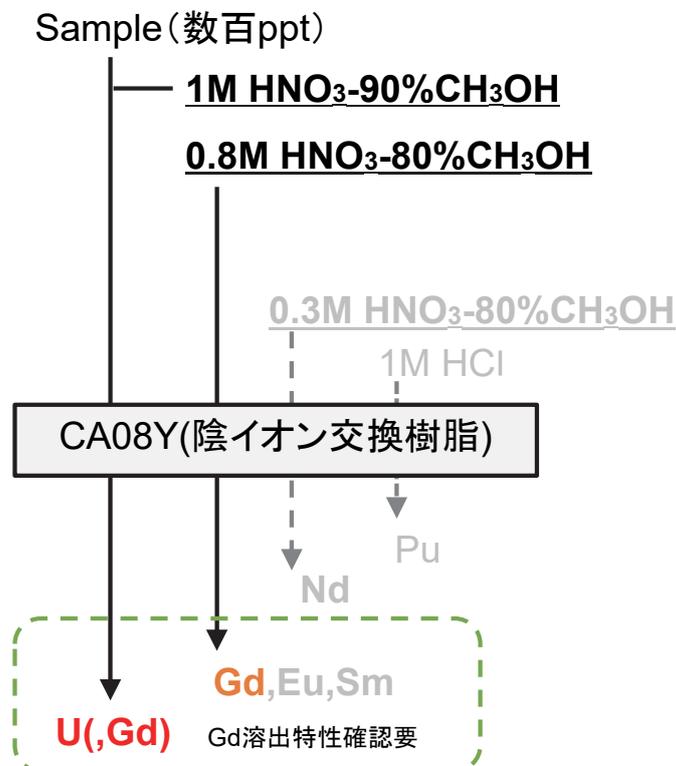


図 5.2-3 U、Gdを化学分離する「改良法」スキーム案

### 5.3 予備試験

立案した試験計画の内、粉碎した試料および U を模した酸化 Ce を添加したアルカリ融解および融成物の溶解試験を行った。また、加熱方法、回収方法の再検討を行った。分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離操作作業の検討を行った。

#### 5.3.1 粉碎した試料および U を模した酸化 Ce を添加したアルカリ融解

令和 2 年度は粉碎して得た各材料の小粒径の試料をニッケル製のるつぼに入れて融解を行った。令和 3 年度は SUS、真鍮、モルタルの混合物と、さらに U を模した酸化 Ce を加え、融解剤として過酸化ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{O}_2$ ) を加えた。

この融解剤は融解力が強く、例えば燃料棒被覆管の素材として使用されている難溶解性のジルコニウムが多くあっても融解が出来たことが報告されている<sup>7,8)</sup>。ただし、融解剤の量を増やすことで塩濃度は高くなり、その後の分析装置で測定する液性条件には適さない可能性があるため、融解剤は必要な量だけにしたい。令和 2 年度までに実施した融解試験ではすべての試験において残渣が生じていたため、小粒径の模擬試料量に対して 10 倍量、15 倍量を加えて試験を行った。

るつぼは同じニッケル製の蓋を軽く載せた状態で電気炉内に装填した。電気炉の加熱は 750 °C 到達後から 15 分間恒温を保つ一定の条件とした。融解後、まだ融成物が冷え切らず流動性を持っているうちに、るつぼをゆっくりと回転させて、融成物を簡単に剥がれ易くするためにるつぼの内壁に薄く貼り付けるように操作した<sup>9)</sup>。

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

#### 5.3.2 加熱方法及び回収方法の再検討

令和 2 年度は、SUS、真鍮、モルタルの単体で融解剤の量を 2 倍量、5 倍量、10 倍量で融解試験を実施したが、それぞれの試験で残渣が生じていた。加えて本年度の試験では SUS、真鍮、モルタルの混合物の融解試験を融解剤 10 倍量で実施、さらにその混合物に酸化 Ce を加えたものに融解剤 15 倍量で融解試験を実施したがいずれも残渣が生じてしまった。そこで加熱方法と融成物の回収方法について再検討を行った。加熱については加熱による融解剤との反応を促進させるため段階的に加熱しるつぼ内が均一に融解することを期待し、それでも生じた残渣については強酸を加え加熱することで完全溶解を目指した。

過去の試験を通して過酸化 Na が多くなるにつれるつぼの融解も進むのか定量的なことは確認できなかったが、唯一過酸化 Na 2 倍量試験のときのみ、融解試験前後でるつぼの重量増があった。これは過酸化 Na による融解は 2 倍程度では全量融解できず、融解試料の溶け残りがるつぼに固着した結果ではないかと推定される。表 5.3-1 に試験に供した試料等の重量の一覧を示す。

まず、融解試料を添加せず、過酸化 Na のみを添加したブランク試験を実施した。加熱方式については従来法と段階加熱を試みた。結果、いずれも一様に溶解液は緑色を呈してい

た。このことから、るつぼにも過酸化 Na によるアルカリ融解が生じていることが分かった。なお、融解試験の様子を表 5.3-2 で示す。

次に、過酸化 Na を 15 倍量にして段階加熱、回収液の加酸・加熱を試みたところ、最終的に全溶解が確認できたので、過酸化 Na の量を 5 倍まで下げて同様に段階加熱して回収液を加酸・加熱したところ、同じく全溶解を確認できた。試験の様子を表 5.3-3 で示す。試験後数日経ても沈殿の再発生は無かった。

表 5.3-1 試験に供した試料等の重量

		るつぼに入れた試料	るつぼに入れた過酸化Na	回収した硝酸	るつぼ試験前	るつぼ試験後	るつぼ重量	備考
		(g)	(g)	(g)	重量	重量	増減	
R 2 年 度	モルタル	0.0510	0.1036	35.4069	49.8306	49.8570	0.0264	過酸化Na2倍量
		0.0501	0.2596	32.1818	59.3336	59.3263	-0.0073	過酸化Na5倍量
		0.0514	0.5004	32.3559	65.2960	65.2161	-0.0799	過酸化Na10倍量
	真鍮	0.0518	0.2533	33.1709	61.8299	61.7854	-0.0445	過酸化Na5倍量
		0.0510	0.5140	30.4282	-	-	-	過酸化Na10倍量
	SUS	0.0499	0.2516	31.4875	-	-	-	過酸化Na5倍量 融解段階で融け残りあり
0.0500		0.5116	32.7688	-	-	-	過酸化Na10倍量	
R 3 年 度	混合試料 SUS 85 モルタル 10 真鍮 5	0.0510	0.519	30.7507	-	-	-	過酸化Na10倍量
		0.0500	0.5035	31.2285	-	-	-	過酸化Na10倍量
	混合試料 SUS 85 モルタル 10 真鍮 5 +酸化Ce	0.0496	0.8981	30.1486	-	-	-	過酸化Na15倍量 セリウム粉体:0.0101g
		0.0501	0.9017	30.6228	-	-	-	過酸化Na15倍量 セリウム粉体:0.0095g
	ブランク	無	0.9014	50.0	56.2396	56.1438	-0.0958	段階加熱方式 過酸化Na15倍想定量
	ブランク	無	0.5003	34.0936	61.1564	61.0988	-0.0576	通常方式 過酸化Na10倍想定量
	混合試料 SUS 85 モルタル 10 真鍮 5 +酸化Ce	<b>0.0502</b>	<b>0.9001</b>	<b>50.0</b>	30.7725	30.6653	-0.1072	段階加熱方式 過酸化Na15倍量 セリウム粉体:0.0103g
<b>0.0499</b>		<b>0.3001</b>	<b>50.0</b>	43.1259	43.1008	-0.0251	段階加熱方式 過酸化Na 5倍量 セリウム粉体:0.0095g	

表 5.3-2 段階加熱時のアルカリ融解および融成物の回収の様子

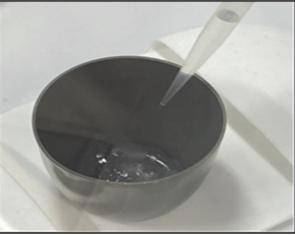
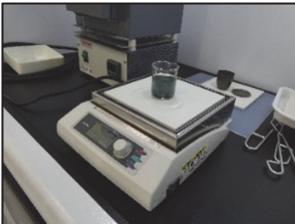
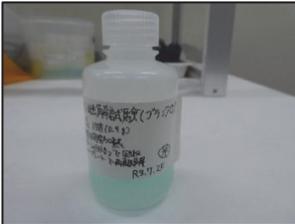
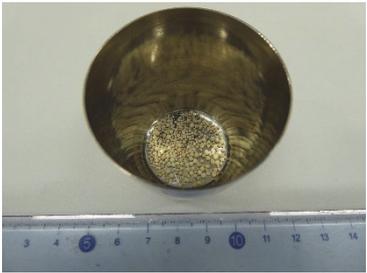
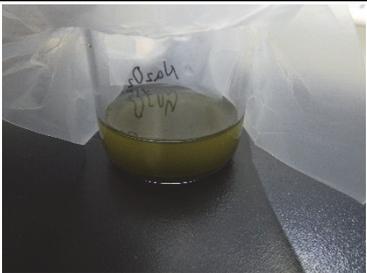
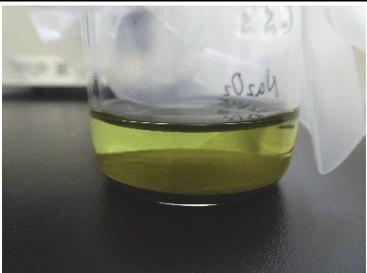
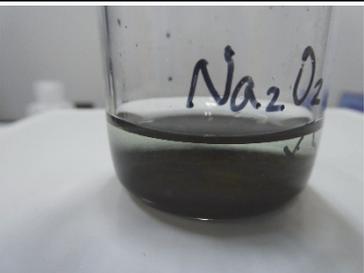
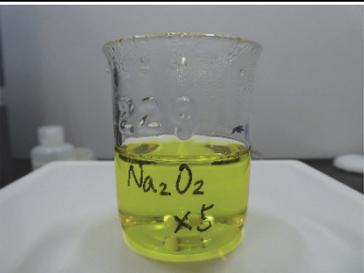
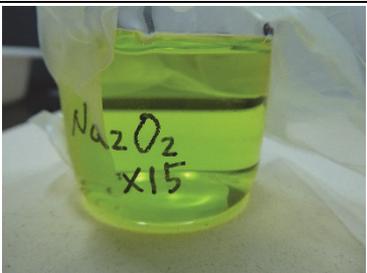
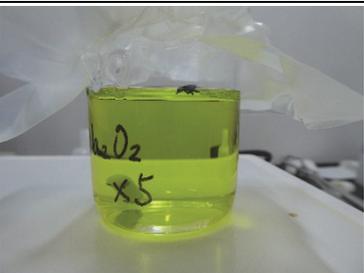
操作内容	写真	説明
小粒径の材料試料と融解剤の混合		るつぼを軽く回して、材料試料及び過酸化ナトリウム各々が一か所に集中せず、るつぼの底で平均的に分散されるよう操作した。
電気炉で段階加熱		<ul style="list-style-type: none"> <li>① 200℃ 数分保持</li> <li>② 400℃ 数分保持</li> <li>③ 500℃ 数分保持</li> <li>④ 650℃ 数十分保持</li> </ul>
加熱終了時の融成物		融成物をるつぼ内壁に薄く伸ばすイメージで、冷え切らないうちにるつぼをゆっくりと回転させている。少量ゆえ流動性はほぼなく、底に留まっている。
融成物の回収		融成物に 1 M HNO <sub>3</sub> を数回添加して回収したのち、超純水にて洗浄・回収する。融成物は最初ドロツとしていたが 1 M 硝酸添加後はサラツとしていた。
		融成物に 1 M 硝酸を添加した際の様子。
融成物の溶解		回収した融成物に、15.16 M 硝酸と超純水を添加しホットプレートで加熱する。回収直後の溶液は灰色だったが加熱後は、緑色透明に変化した。
溶解液を水溶液として保存瓶に回収		溶解液を超純水で 50 ml にメスアップ後、保存瓶に回収。

表 5.3-3 段階加熱後の融成物の溶解の様子

	過酸化 Na 15 倍時	過酸化 Na 5 倍時
<p>試験前試料投入時</p> <p>混合試料 SUS 85%</p> <p>モルタル 10%</p> <p>真鍮 5%</p> <p>酸化 Ce 混合試料の 20%</p> <p>過酸化 Na 混合試料+酸化 Ce の 15 倍、5 倍</p>		
<p>回収直後のビーカー観察</p> <p>どちらも沈殿物で濁っている</p>		
<p>回収後一昼夜以上放置</p> <p>どちらも沈殿物が沈降している</p>		
<p>濃硝酸投入昇温後</p> <p>どちらも全溶解した</p>		
<p>一昼夜以上放置後</p> <p>どちらも再沈殿しない</p>		

### 5.3.3 分析装置の測定に先立ち必要な場合に行う化学分離と質量分析

U と Gd の単純溶液系での相互分離については過去の実績を精査することで実施可能であるとの結論を得ていた。特に希土類の分離、U の分離については改良型の U,Gd 陰イオン交換分離法での相互分離は可能であると考え、実際に今年度はその分離、分析を行い、検討した手法が妥当であったことを確認した。

まず分離試験に用いた模擬溶液 (Int.) について、試験前に ICP-MS で測定した。U については ICP-MS チューニングに用いる標準液と測定結果を比較したところ、おおむね想定の濃度で調整できていることを確認した。また、Gd については同位体組成が天然由来の同位体組成とほぼ一致した。今回調製した模擬液のマトリックスでは分離せず単純測定するだけで同位体組成を得られることを確認した。

化学分離は分離用カラムを二本用意し、一方は標準の手法で石英ガラス製のカラムを調製 (column1) したが、もう一方は樹脂量を約 20%増やして調製 (column2) して比較した。これは分離中何らかの影響で移動速度が遅くなった場合を想定し、分離にどのような影響を与えるか観察するためである。

表 5.3-4 に U の同位体組成について ICP-MS 測定強度から算出した値を示す。U は想定したフラクション 10 mL 中に分離したものが測定された。その結果より、column1、column2 ともに U については概ね模擬溶液 (表中 Int.) と同じ同位体組成で溶出していると想定された。

表 5.3-5 に Gd の同位体組成について ICP-MS 測定強度から算出した値を示す。Gd は想定したフラクション 3 mL 中に分離したものが測定された。column1 は標準の陰イオン交換分離を想定し、溶出して得た Gd の同位体組成は模擬溶液 (Int.) とほぼ一致しているが、一方で column2 の同位体組成は一致していない。このことから、従来の樹脂量より多く樹脂を添加し移動相の移動速度が変化すると溶出特性に大きな影響が出て、従来の Gd フラクションでは前後の溶出液が混ざってしまい、その結果同位体組成が Gd と異なった、つまり溶出したものは Gd と他の物質の混合物であったと推定された。なお、参考に U フラクション中の Gd を測定したところ、column1 においても column2 においても column2 の Gd 測定結果同様に質量数 155 と 156 の質量が顕著に多いことが分かった (天然の同位体で質量数が 155 と 156 のものは非常に少なく、酸化物等の化合物が想定される)。このことから U フラクションに溶出するある物質が column2 の場合遅れて溶出してきたことも想定される。以上のことから、今回は 10 mL とした U フラクションだが、今後基礎試験を精査し、U フラクションを特定することが重要である。

表 5.3-4 U の同位体組成

	(%)		
	Int.	column	column
		1	2
$^{233}\text{U}$	0.00	0.00	0.00
$^{234}\text{U}$	0.01	0.00	0.01
$^{235}\text{U}$	0.72	0.71	0.71
$^{236}\text{U}$	0.00	0.00	0.00
$^{238}\text{U}$	99.28	99.28	99.29

表 5.3-5 Gd の同位体組成

	(%)			参考	(%)	
	Int.	column	column		column	column
		1	2		1	2
$^{152}\text{Gd}$	0.25	0.23	2.12	3.29	1.80	
$^{154}\text{Gd}$	2.50	2.17	2.76	6.12	2.67	
$^{155}\text{Gd}$	14.73	14.93	56.16	33.61	47.69	
$^{156}\text{Gd}$	20.36	20.59	21.59	40.09	37.26	
$^{157}\text{Gd}$	15.54	15.55	4.35	3.87	2.65	
$^{158}\text{Gd}$	24.78	24.77	7.77	8.95	6.23	
$^{160}\text{Gd}$	21.84	21.76	5.24	4.08	1.71	

Uフラクション中のGd

### 5.3.4 コールド試験を踏まえたホット試験への適用検討及び今後の課題

アルカリ融解についての今後の課題であるが、今後も溶液中の Na 量とるつぼから溶け出す Ni 量を最小化するための加熱の最適化、強酸と加熱による完全溶解、そのために必要な融解剤量の最適化を図る必要がある。段階加熱を含めた加熱方法の検討、回収した融成物の完全溶解を行うための加える強酸、加熱温度、加熱時間についてもその最適化が必要である。

融解試験で得られた水溶液は一律にエメラルドグリーン状の水溶液であり、これはるつぼのニッケルが融解剤（過酸化ナトリウム  $\text{Na}_2\text{O}_2$ ）と反応した酸化 Ni ( $\text{NiO}_2$ ) の水溶液であることが推測される。溶液中に酸化 Ni が存在する場合、化学分離に影響があるかどうか、ICP-MS 分析に影響があるかどうかについて融解剤由来の Na と同様に検証する必要がある。

化学分離については改良法とした陰イオン交換分離法を用いて U と Gd を化学分離できることが確認できた。一方で、この化学分離は他の予期しないファクターで影響を受けることも確認できた。今回は模擬液という想定範囲内の溶液を用いた試験であるが、実際のホット

試験ではより複雑なマトリックス、環境影響なども想定されるため、いろいろな条件下での基礎データ取得が必須と考える。なお、この結果より、今後は同位体希釈法にて同位体組成および同位体比測定を行うことも可能と想定され、次のステップとして、使用済燃料の PIE で得られた溶解液を用いた分離・分析の演習を経たのち、デブリ燃料の溶解液分析に着手することが可能と思われる。

## 5.4 まとめ

今年度は、昨年度から引き続き行っている予備試験を継続的に実施した。令和 2 年度に立案した 1F 燃料デブリの化学分析のスキームのうち、固形物試料の粉碎、電気炉を用いたアルカリ融解処理、融成物の溶解と水溶液として回収、を行った。モルタル、真鍮、そして SUS の混合試料について、試料にその 10 倍量の過酸化ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{O}_2$ ) を加え、電気炉にて  $750^\circ\text{C}$ 、15 分間加熱することで得た融成物に、4 モル硝酸で溶解させ水溶液として回収した。また、同じく混合試料に U の模擬物としての酸化 Ce を混合し、15 倍量の過酸化 Na を加えた融解試験も実施した。これらの試験に加え、令和 2 年度に実施したモルタル、真鍮、SUS それぞれの融解試験においても残渣が発生し、融解後の分析操作に支障が出る可能性があった。そのため、融解方法を段階加熱方式に変更し、また融成物回収後に強酸を加え、加熱することで全溶解を目指した。化学分離試験では、分離条件の検討のために公開情報の調査で得た 1F 原子炉格納容器 (PCV) 内試料の分析の情報<sup>10)</sup>を参考にして平成 31 年度に調製した模擬水溶液試料を用いて分離試験を行い、得られた試料を質量分析することで、当初計画した化学分離手法が妥当であることを確認した。この後、実液 (保管中の SF 溶解液) を用いた試験等を実施し実試料の測定に向けた準備を進めることが可能となった。

## 参考文献

- 1) 東京電力ホールディングス株式会社、「燃料デブリ取り出しの検討状況について」、2019.12.19  
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf>（確認日：令和3年3月1日）
- 2) 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、日本原子力学会 2015 年秋の大会「燃料デブリの性状把握」、2015.9.11  
[http://irid.or.jp/\\_pdf/20150911\\_3.pdf](http://irid.or.jp/_pdf/20150911_3.pdf)（確認日：令和3年3月1日）
- 3) 日本原子力研究開発機構、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所 燃料デブリ等分析について」、JAEA-Review 2020-004
- 4) 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、平成 28 年度補正予算 「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」中間報告、2018.4  
[http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000\\_12.pdf](http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_12.pdf)（確認日：令和3年3月1日）
- 5) S. Usuda, N. Kohno, “Anion-Exchange Separation of Nd and the Transplutonium Elements in Spent Nuclear Fuels for Burn-up Determination”, Separation Sci. Technol., 23(10&11),pp.1119-1131 (1988)
- 6) 日本原子力研究開発機構、日本原子力学会 2013 年秋の大会「陰イオン交換分離法を用いた燃焼燃料中の微量希土類元素等の分析手法の予備検討」、2013.9.4
- 7) 高野 公秀、鈴木 美穂、「原科研施設を用いた TMI-2 デブリの観察と溶解試験 - 1F デブリの性状理解のために」、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所、第 1060 回金曜セミナー、2019.4.26
- 8) 東京電力ホールディングス株式会社、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「放射性物質分析・研究施設第 2 棟における燃料デブリの分析結果に係る検討について」、原子力規制委員会、第 72 回特定原子力施設監視・評価検討会、2019.6.17
- 9) 小熊幸一、「無機分析における前処理」、ぶんせき,2007,1,2-8
- 10) 東京電力ホールディングス株式会社、「福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析」、2019.5.30  
[http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2019/05/20190530\\_2.pdf](http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2019/05/20190530_2.pdf)（確認日：令和3年3月1日）



第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備  
(実験に関する部分)



## 第6章 STACY 更新炉原子炉本体の整備

本章では、STACY 更新炉の実験準備として、令和2年度事業で製作又は材料を購入した本体施設の主要機器のうち、棒状燃料収納容器及び棒状燃料収納容器架台の製作据付並びに実験装置架台の改造等について「6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作」で述べる。また、実験開始に備えた実験用装荷物の設計検討について「6.2 実験用高精度水位計の設計検討」、「6.3 内挿管の詳細設計」、「6.4 燃料試料挿入管の詳細設計」及び「6.5 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の組成分析技術の高度化」で述べる。

### 6.1 STACY 更新炉原子炉本体の製作

#### 6.1.1 目的及び概要

##### (1) 目的

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

本事業では令和3年度事業として以下の作業を行う。

- 新設機器のうち、棒状燃料貯蔵設備 II の製作として、棒状燃料収納容器架台を製作し、棒状燃料収納容器を据え付ける。
- 実験装置架台の改造を行う。

##### (2) 概要

###### ① STACY 更新炉の概要

STACY 更新炉は水位制御方式による臨界実験装置である。炉心は棒状燃料を格子板に配列することによって構成する。構成した炉心は上部開放型の堅型円筒形炉心タンク内に設置する。減速材及び反射材となる軽水は、地下の炉下室(S)のダンプ槽より炉心タンクにポンプで供給する。STACY 更新炉原子炉本体の概略系統図を図 6.1.1-1 に示す。概略系統図に示される範囲は新設機器として整備し、これらの新設機器を炉室(S)及び炉下室(S)に据え付けるために既設の炉室フード及び実験装置架台を改造して整備する。また、STACY 更新炉の操作・監視機能、インターロック回路、安全保護回路、警報回路は、現行の制御盤等を改造して整備する。

更新 STACY 施設全体の設備構成とその構成設備が整備計画で新たに製作するものか、既設設備を改造して使用するものかを整理して表 6.1.1-1 に示す。

###### ② 令和3年度事業の概要

令和2年度事業に引き続き、以下の1)に示す主要な新設機器を製作し、原子炉等規制法に定める使用前検査（使用前事業者検査）を実施した。また、2)に示すように、現地工事を進め、実験装置架台の改造を行った。その他、令和2年度事業に引き続いて更新工事の効率化のために炉下室の整備を行ったほか、実験で想定される大型炉心用の未臨界

板の製作を行った。炉下室の整備については Appendix 6.1.A1 に、大型炉心用未臨界板の製作については Appendix 6.1.A2 にそれぞれ示す。

1) 新設機器の製作及び法定検査

以下に示す新設機器を製作し、使用前検査（使用前事業者検査）を実施した。

- ・棒状燃料貯蔵設備 II

2) 実験装置架台改造

STACY 更新炉原子炉本体を据え付ける実験装置架台に対して、据え付け及び耐震補強のための改造を行った。

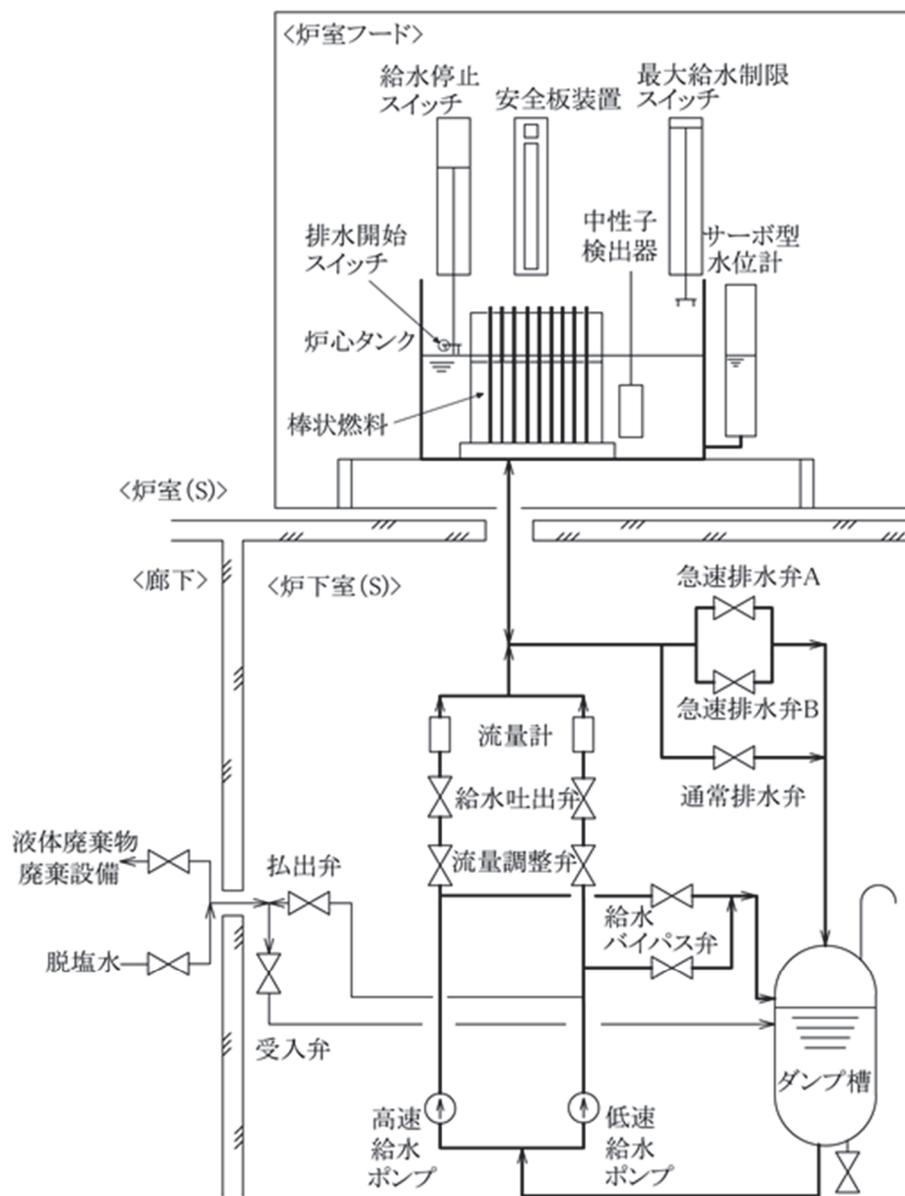


図 6.1.1-1 STACY 更新炉の概略系統

表 6.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (1/2)

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

表 6.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (2/2)

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

凡例：○新設 △改造

## 6.1.2 成果報告

### (1) 新設機器の製作及び法定検査

#### ① 実施内容

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

令和 3 年度事業において製作及び検査を進めた機器は以下のとおりである。

- ・ 実験装置架台
- ・ 棒状燃料貯蔵設備 II

1) 検査実施場所

対象機器	検査場所
<ul style="list-style-type: none"> <li>・実験装置架台</li> <li>・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ</li> </ul>	富士電機(株)川崎工場 神奈川県川崎市川崎区田辺新田 1-1

2) 検査実施内容

以下の設備について使用前検査（使用前事業者検査）を行った。検査実施内容を表 6.1.2-1(1)、(2)に示す。また、各検査の概要について表 6.1.2-2 及び表 6.1.2-3 に示す。

- ・実験装置架台
- ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ

表 6.1.2-1 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施内容

名称	試験・検査								
	材 料 検 査	寸 法 検 査	外 観 検 査	耐 圧 漏 え い 検 査	据 付 検 査	未 臨 界 性 能 検 査	単 体 性 能 検 査	系 統 作 動 検 査	適 合 性 確 認 検 査
実験装置架台	○	—	—	—	○	—	—	—	○
棒状燃料貯蔵設備Ⅱ <sup>※</sup>	○	○	○	—	○	○	—	—	○

※使用前検査対象、○：検査対象、—：検査対象外

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要(1/3)

No.	検査項目	検査概要	備考
1	材料検査	材料検査成績証明書等により、検査対象の材料が設計仕様を満足することを確認する。	全機器について実施
2	寸法検査	必要な寸法を鋼尺、巻尺等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。	以下の機器について実施 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
3	外観検査	目視により外観を確認し、機能上有害な傷、割れ及び変形がないことを確認する。	以下の機器について実施 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
4	耐圧・漏えい検査	給排水系（主配管、主要弁、ポンプのうち静水頭を超える耐圧部に限る。）について昇圧試験を行い、検査圧力に耐え、かつ、著しい漏えいのないことを確認する。 ダンプ槽について水張り試験を行い、水頭圧に耐え、かつ、著しい漏えいのないことを確認する。	令和3年度事業では該当なし

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (2/3)

No.	検査項目	検査概要	備考
5	据付検査	<p>実験装置架台について据付状態を目視により確認及び必要な寸法（ボルト径及び埋込み深さ）をノギス等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。</p> <p>棒状燃料収納容器及び棒状燃料収納容器架台について据付状態を目視により確認及び必要な寸法（ボルト径及び埋込み深さ）をノギス等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。</p>	全機器について実施
6	未臨界性確認検査	<p>格子間隔、配列面間距離及び中性子吸収材厚さについて、鋼尺、巻尺、ノギス等を用いて実測し、許容値内にあることを確認する。また、棒状燃料収納容器と炉心タンク間の距離を巻尺等の器具を用いて実測し、許容値内（4 m 以上）であることを確認する。実測が困難である場合は、間接的方法（実測可能な測定値からの計算）で行う。</p>	以下の機器について実施 棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
7	単体性能検査	<p>ポンプの容量、揚程及び吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間を測定し、所定の性能を満足していることを確認する。</p> <p>安全板駆動装置について挿入時間を測定し、所定の性能を満足していることを確認する。</p> <p>当該検査において、原子炉停止系等の作動時間（安全板駆動装置の挿入時間、吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間）については、異常を検知してから原子炉停止系等を作動させるまでの時間を含めて、所定の性能であることを確認する。</p>	令和3年度事業では該当なし

表 6.1.2-2 使用前検査及び使用前事業者検査の審査概要 (3/3)

No.	検査項目	検査概要	備考
8	系統作動検査	<p>制御設備に係る設備の据付完了後に系統構成が適正であることを目視により確認する。また、制御設備を運転し正常に作動し、所定の機能を満足することを確認する。</p> <p>当該検査において、原子炉停止系等の作動時間（安全板駆動装置の挿入時間、吐出弁、流量調整弁、急速排水弁の閉時間又は開時間）については、異常を検知してから原子炉停止系等を作動させるまでの時間を含めて、スクラム項目毎に所定の性能であることを確認する。</p>	令和3年度事業では該当なし
9	適合性確認検査	<p>設計の変更が生じた構築物等について、STACY 更新炉の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準規則への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震による損傷の防止（第6条）</li> <li>・津波による損傷の防止（第7条）</li> <li>・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）</li> <li>・試験研究用等原子炉施設の機能（第10条）</li> <li>・機能の確認等（第11条）</li> <li>・機能の確認等（第12条）</li> <li>・溢水による損傷の防止（第19条）</li> <li>・安全設備（第21条）</li> <li>・反応度制御系統施設及び原子炉停止系統（第33条）</li> <li>・原子炉制御室等（第34条）</li> </ul>	令和3年度事業では該当なし

② 実施結果

各検査の実施結果を表 6.1.2-5(1)~(4)及び表 6.1.2-6 に示す。実施したすべての検査について、要求仕様を満足することを確認した。

表 6.1.2-5(1) 使用前事業者検査（使用前検査）の検査実施結果

名称	試験・検査結果（実施日及び結果）								
	材料検査	寸法検査	外観検査	耐圧漏えい検査	据付検査	未臨界性能検査	単体性能検査	系統作動検査	適合性確認検査
実験装置架台	3/9 5/12 5/13 10/28  良	—	—	—	1/23	—	—	—	○
棒状燃料貯蔵設備Ⅱ※	7/6 3/9 2/8  良	10/25	10/25	—	2/24	5/7 6/14	—	—	○

※使用前検査対象、○：次年度事業以降実施、—：検査対象外

## (2) 実験装置架台改造

更新前の STACY の炉心タンクは、3 階建ての架台（実験装置架台）の 2 階部分に据え付けられていた。更新後の STACY の炉心タンクも同様に 2 階部分に据え付けられる。なお、1 階に部分は炉心内に少量サンプルを挿入する可動装荷物駆動装置が据え付けられ、3 階部分には安全板駆動装置を支持する移動支持架台が据え付けられるとともに、運転員が炉心にアクセスするための作業床として使用される。架台の外観を図 6.1.2-1 に示す。当該架台は更新後の炉心タンクを据え付けるための改造が必要であり、また耐震上の要求から補強工事が必要である。令和 3 年度事業においては、令和 2 年度事業で調達した資材を用いて改造及び補強のための工事を実施した。

### 6.1.3 まとめ

平成 29 年に申請した設計及び工事の方法の認可（設工認）の安全審査が当初の想定を超えた期間を要したため、令和 3 年度事業は、令和 3 年及び令和 4 年の 2 ヶ年で実施した。事業では、主要機器の製作及び据付を進めたほか、実験装置架台の改造を行い、新設機器類の使用前検査（使用前事業者検査）を行った。

主な成果は以下のとおりである。

#### (1) 新設機器の製作及び法定検査

STACY 更新炉で使用する機器のうち棒状燃料貯蔵設備 II の製作を進め、棒状燃料収納容器架台を設置するとともに棒状燃料収納容器を据え付け、法定検査（使用前検査）を実施し、要求仕様を満足することを確認した。

#### (2) 実験装置架台改造

STACY 更新炉の炉心を設置する設備である実験装置架台について耐震補強を行うための資材を調達し、補強工事を実施した。

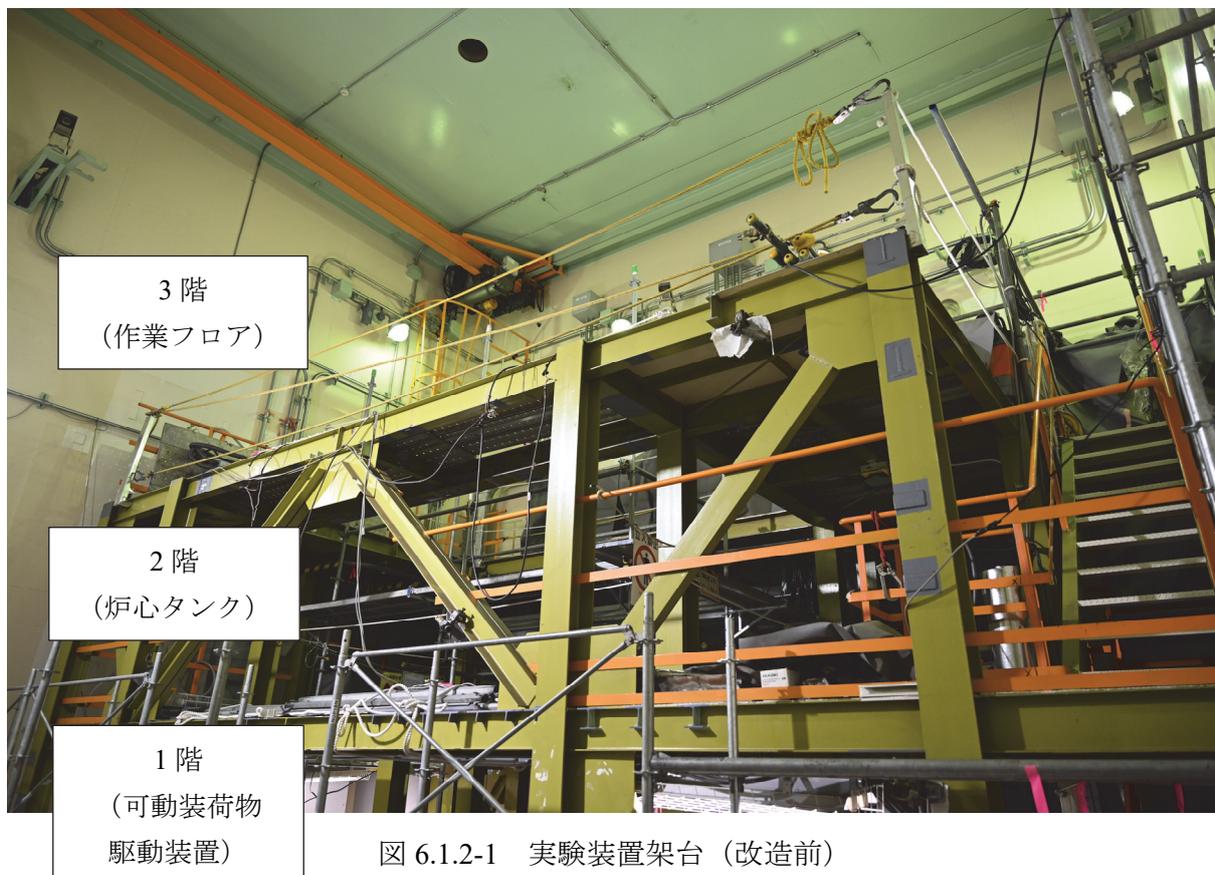


図 6.1.2-1 実験装置架台 (改造前)

## Appendix 6.1.A1 STACY 炉下室の整備

### 6.1.A1.1 目的及び概要

#### (1) 目的

STACY 更新に伴う新規設備設置工事において、工事の効率化に資するため、新設機器と干渉する STACY 炉下室の既設機器をあらかじめ移設及び撤去する作業を行う。

#### (2) 概要

STACY 炉下室には溶液燃料体系でサンプリングした試料を移送するための装置が設置されているが、溶液燃料を使用する実験の終了とともに使用することがなくなったため、不使用設備として管理している。STACY 更新に伴う新設機器の設置にあたり、工事の効率化のため、新規設備と干渉する不使用設備の一部をあらかじめ撤去した。また、既設の電線管及び照明についても干渉する箇所があるため移設を行った。

### 6.1.A1.2 成果報告

#### (1) 作業内容

##### ① 撤去又は移設対象機器

No.	撤去又は移設対象機器	数量	備考
1	気送設備（配管）の撤去	1式	
2	監視カメラ用電線管の移設	1式	
3	給排液ヘッドボックス南側照明設備 一部撤去	1式	
4	給排液ヘッドボックス北側照明設備 の移設	1式	

##### ② 準備作業

- ・ 作業エリア及び資機材置場の床養生、区画、表示をした。
- ・ 作業に必要な資機材及び手工具類を準備した。
- ・ 閉止措置用の部品等及び塗料を準備した。本作業に必要な資機材を建家搬入扉より搬入した。

##### ③ 移設及び解体撤去準備

- ・ 対象機器及び周辺について事前の汚染確認を行った。
- ・ 作業エリアを酢ビシート等で養生を行った。
- ・ 配管を固定してある不要なサポート類及び固定バンドを取り外した。
- ・ 電源の遮断措置を行い、検電器により無電圧を確認した。

##### ④ 気送設備の撤去

###### 1) 配管の撤去

ビニール養生により汚染拡大防止を行い、パイプカッターにて切断した。切断後は配管内部の汚染検査を実施した。配管類はドラム缶に収納できる大きさに細断し、ドラム缶に収納した。

3) 残存配管の閉止措置

配管切断箇所は閉止キャップにて閉止措置（溶接）を行った。

4) 付属品の撤去

ケーブル類は、解線及び端末処理を行った。また、電線管からケーブルを抜き、ケーブルはプルボックス内に収納した。

気送設備のフィルタは、取外した後、ビニール養生（2重）を行い放射性廃棄物として廃棄した。

⑤ 監視カメラ電線管の移設

監視カメラ接続コネクタを取外した後、電線管から抜出した。その後、電線管を移設後、ケーブル及びコネクタ等の復旧を行った。

⑥ 給排気グローブボックス北側の照明設備移設

移設箇所に墨出しを行い、ハンマードリル等を用いて穿孔後、アンカーを設置した。アンカー部に吊具サポート設置し、照明設備を移設した。移設後、電源を復旧し、点灯することを確認した。

⑦ 給排気グローブボックス南側の照明設備一部撤去

照明の取外し及びケーブルを解線後、干渉する照明設備（吊具サポート）の撤去を行った。

撤去後、電源を復旧し、点灯することを確認した。

⑧ 廃棄物の処理

・放射性廃棄物

気送配管等の放射性廃棄物は、ドラム缶に収納及び廃棄した。

・一般廃棄物

汚染のない部材は、材質毎の分別後、汚染検査後に搬出、運搬を行った。

⑨ 撤去跡の床壁等の補修

アンカー等の突起物は、電動工具等にて切除した。壁及び天井等の撤去跡について、パテにて補修した。補修後、壁及び天井等を既設と同等色にて塗装した。

⑩ 試験・検査

気送設備、給排気グローブボックス南側一部等が撤去されていることを確認した。監視カメラ電線管、給排気グローブボックス北側等が移設されていることを確認した。撤去後の壁、天井の補修がされていることを確認した。配管切断箇所が適切な方法で閉止されていることを確認した。

⑪ 片付け

作業エリア等の汚染検査を実施し、汚染が検出されないことを確認した。持ち込んだ資機材の汚染検査を実施し、汚染が検出されないことを確認後、搬出した。

⑫ 最終確認

本作業にて発生した廃棄物を分別整理し、収納容器へ収納した。

作業エリア等の養生、区画、標示等を撤去した。

作業エリア及び周辺の設備等に本作業による損傷等の異常がないことを確認した。

⑬ 個人被ばく管理

・外部被ばく管理

外部被ばくについては、個人被ばく線量計(OSL)及びポケット線量計(APD)を着用して管理した。

日々の作業における外部被ばくについては、ポケット線量計(APD)の結果を記録し管理した。

作業エリア内外の環境における線量を管理し外部被ばく低減に努めた。

・内部被ばく管理

内部被ばくについては、適切な保護具を着用して作業及び管理を行った。

(2) 作業結果

STACY 炉下室の整備における作業写真を図 6.1.A1-1～図 6.1.A1-14 に示す。



図 6.1.A1-1 撤去作業前（気送設備等）



図 6.1.A1-2 移設作業前（照明）



図 6.1.A1-3 気送設備（配管）撤去①



図 6.1.A1-4 気送設備（配管）撤去②



図 6.1.A1-5 監視カメラ電線管移設①



図 6.1.A1-6 監視カメラ電線管移設②



図 6.1.A1-7 照明設備の撤去・移設①



図 6.1.A1-8 照明設備の撤去・移設②



図 6.1.A1-9 配管の切断



図 6.1.A1-10 撤去機器の汚染検査



図 6.1.A1-11 切断部閉止処置 (溶接)



図 6.1.A1-12 撤去後の補修作業



図 6.1.A1-13 撤去終了後（配管）



図 6.1.A1-14 移設終了後（照明）

### 6.1.A1.3 まとめ

STACY 更新に伴う新規設備設置工事において、新設機器と干渉する STACY 炉下室の既設機器等について移設及び撤去作業を行った。

## Appendix 6.1.A2 大型炉心用未臨界板の製作

### 6.1.A2.1 目的及び概要

#### (1) 目的

STACY 更新炉で使用する未臨界板について、製作設計、材料調達、工場製作及び検査等を実施した。

#### (2) 概要

未臨界板は浸水時においても炉心の未臨界を確保するために、炉心タンク内に棒状燃料を配列すると言った炉心を構築する作業を行う時に用いる機器である。STACY では最大 900 本の棒状燃料を使用して様々な炉心を構成して実験を行うことができる。このとき未臨界板は最低 2 基使用されるが、炉心が大きくなった場合には、4 基の未臨界板が必要となる。本年度はこの大型炉心用の未臨界板 2 基について製作、検査等を実施したものである。

### 6.1.A2.2 成果報告

#### (1) 実施内容

令和 3 年度は、大型炉心用未臨界板（2 基）を製作した。製作した未臨界板について以下に示す。

##### ① 未臨界板

##### 1) 概要

未臨界板は、炉心タンク内の格子板に設けられたスリットに挿入する内部構造物であり、STACY の炉心構成作業中に予期せぬ臨界を避けるために使用する。未臨界板は、カドミウムの薄板をステンレス鋼で被覆したものであり、運転員が手動で挿抜する。

##### 2) 機器仕様

主要仕様を以下に示す。また、未臨界板の構造図を図 6.1.A2-1 に示す。

- 1) 機器種別 : ー
- 2) 安全重要度分類 : ー
- 3) 耐震クラス : Cクラス
- 4) 品質重要度分類 : ー
- 5) 型式 : 板状形状
- 6) 主要寸法 : 高さ : 1550mm、幅 : 220mm  
中性子吸収材 :  
幅 : 180mm (170mm 以上)  
厚さ : 1.0mm (0.3mm 以上)  
有効長 : 1480mm (1420mm 以上)  
被覆材厚さ : 0.5mm
- 7) 基数 : 2 基
- 8) 主要材料 : 被覆材 : SUS304  
中性子吸収材 : カドミウム (JIS H2113 相当)
- 9) 設計圧力/設計温度 : 水頭圧/常温 (最高使用圧力/最高使用温度)

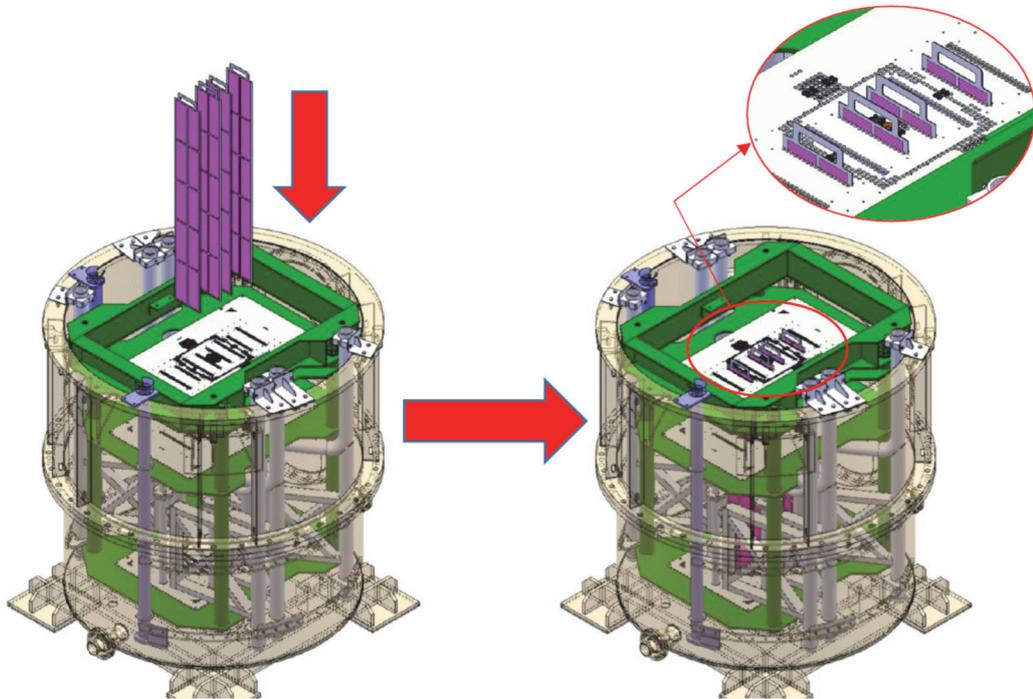
10) 質量 : 約 5.5kg/基

3) 設計方針

- ・ 格子板に設けられた未臨界板用スリットに挿入可能であること
- ・ 炉心上部の移動支持架台が炉心上にある状態で挿抜が可能であること
- ・ 格子板上に設置される安全板の振れ止め治具と干渉しない構造であること
- ・ スリット内で自立可能であること
- ・ 未臨界板上部には手で挿抜するためのハンドルを設置する

4) 設置、取り外し手順の概要

未臨界板は、炉心タンクに格子板ユニット、格子板、検出器配置用治具等を設置した後の炉心構成時に、格子板の未臨界板スリットに設置（挿入）する。炉心構成が完了し、安全板の設置・挿入後に手動にてスリットから取り外す。以下に炉心タンクへの挿入イメージを示す。



未臨界板の炉心タンクへの挿入イメージ



### 6.1.A2.3 まとめ

令和3年度事業として、STACY原子炉本体の炉心タンク内に設置する未臨界板のうち、大型炉心用未臨界板2枚について製作設計、材料調達、工場製作及び検査等を実施した。次年度以降、STACY原子炉本体で使用する計画である。

## 6.2 実験用高精度水位計の設計検討

### 6.2.1 目的及び概要

STACY では、臨界実験の取得データのうち、炉心タンク水位をより正確に測定するため、高精度水位計の設置を計画している。この水位計により炉心タンク水位を正確に計測することで実験結果のより詳細な評価が期待できる。

本設計・検討では、高精度水位計について、水位計測のための測定器の構成を含む実機構造検討を行うとともに、設定した測定器構成での測定精度を確認するためのモックアップ試験を実施した。

#### 6.2.1.1 実施内容

実施内容は以下のとおりである。

##### (1) 高精度水位計の基本仕様の設定

高精度水位計の基本仕様の設定として、以下を実施した。

- ①実機目標性能を考慮し、実機に適用可能な測定器を調査・選定した。
- ②実機構造検討のため、高精度水位計の要求仕様を整理した。

##### (2) モックアップ試験の実施

モックアップ試験での実施内容は、以下のとおりである。

- ①選定した測定器構成によるモックアップ試験計画の立案
- ②実機同様の水面計測に対する測定精度見通しの確認
- ③選定した測定器の妥当性確認のため、レーザ変位計の要素試験
- ④レーザ変位計及びワイヤ式変位計を組み合わせた水位計全体でのモックアップ試験による測定精度確認

##### (3) 高精度水位計の実機構造検討

高精度水位計の実機構造検討として、以下を実施した。

- ①システム全体での目標精度に対する評価及び校正方法の検討
- ②制御室からの操作及び監視のための制御盤及び電気系統の検討

## 6.2.2 高精度水位計の基本仕様の設定

### 6.2.2.1 検討方針と目標仕様

高精度水位計については、過去にレーザ干渉計を用いる計画としたが、モックアップ試験の結果、所定の検出精度の見通しが得られた一方で、運用上の課題（昇温等での光軸ずれ）への対策が必要となっていた。本検討では、上記課題に対して計測方法の見直しを行い、実機に適用可能な高精度水位計の設計を行った。

#### (1) 基本設計条件

基本設計条件は以下のとおりとした。

- ①STACYの原子炉設置変更許可申請書に基づいた設計とする。
- ②STACYが安全かつ安定に運転及び実験ができるように、操作性・保守性等を考慮した設計とする。また、信頼性の高い方式、システム、機器の採用により補修頻度の低減を図る設計とする。
- ③過去に行った基本設計(実機)の機器配置及び機器構造をベースとし、本設計では必要な変更を加える方針とする。
- ④昇降駆動装置については、これまでのSTACY全体計画等を踏まえ、ボールネジ駆動方針を前提とする。

#### (2) 実機設計の要求条件

実機設計に対する要求条件は以下のとおりである。

- ①高精度水位計は実験用の機器であり、STACYとしての安全機能は持たないため、追加設置によりSTACYの安全機能に影響が生じないようにする（安全系の設計変更等が生じないようにする）。
- ②炉心タンク等の設工認認可済の機器に対して、構造変更等の設工認影響が生じないようにする。
- ③実機での耐震クラス等、実機の設計条件に基づく設計(耐震性含む)を行う。

#### (3) 高精度水位計の目標仕様

高精度水位計の目標仕様は以下のとおり。

- |               |                       |
|---------------|-----------------------|
| ①計測精度         | : ±0.2mm以下(目標)        |
| ②計測対象         | : STACYの炉心タンク内の水位(純水) |
| ③計測対象及び雰囲気温度  | : 20～70℃              |
| ④炉心タンク内水位計測位置 | : 400～1400mm          |
| ⑤その他          |                       |

・実機での使用環境(湯気、振動等)を考慮して、適用が可能であること。

### 6.2.2.2 従来の設計結果と課題

従来の設計結果と実機適用上の課題は、以下のとおりである。

#### (1) 従来の設計結果

従来の設計では、水位自体はレーザ変位計で計測を行い、レーザ変位計の位置検出をレーザ干渉計で行うこととし、両者の計測値を足し合わせることで、水位を検知することとされていた。機器構成としては、レーザ干渉計の反射鏡をレーザ変位計部に設置し、反射鏡をボールネジ駆動で昇降させる方式である。

測定器の主要仕様は以下のとおりである。

- ①水面検知： レーザ変位計(LK-H082(キーエンス製))
  - ・基準距離 76.7 mm、精度(直線性) $\pm 0.02\%$  of FS
- ②変位計位置検出： レーザ干渉計(XL-80(レニショー製))
  - ・位置決め測定可能距離： 80m
  - ・位置決め計測精度：  $\pm 0.5\mu\text{m/m}$

#### (2) 実機適用上の課題

(1)での構成に対して、実機適用上の課題は、以下のとおりであった。

光軸調整：湯気、温度差等による光軸のずれ。

### 6.2.2.3 測定器の選定

上記(2)の課題を解決するために、レーザ干渉計に代わる測定器を選定することとした。高精度水位計では、1)目標検出精度が高いこと( $\pm 0.2\text{ mm}$ )、2)検出対象が水面(水位)であること及び3)測定範囲が 1000 mmであること等の特殊性があり、すべてを満足する測定器は限定される。

既存の測定器を調査した結果、以下の測定器を選定した。

#### (1) 選定した測定器

選定した測定器は以下のとおり。仕様等の詳細を表 6.2.2.3-1 に示す。

- ①レーザ変位計 : LK-H082(キーエンス製)
- ②ワイヤ式変位計 : WDS-1000-P60(三協インタナショナル/MICRO EPSILON 製)

#### (2) 選定理由

##### a. レーザ変位計： LK-H082(キーエンス製)

水面検知として高精度で測定可能。

##### b. ワイヤ式変位計： WDS-1000-P60(三協インタナショナル製)

ワイヤ式変位計は、ステンレスのワイヤが出し引きされた長さを電氣的に出力する計測器である。ステンレスワイヤを引き出すと、引き出した分だけスプールが回転し、スプールの軸に固定されたロータリーセンサの軸も連動して回ることで、パルスをカウントして変位量を計測する。

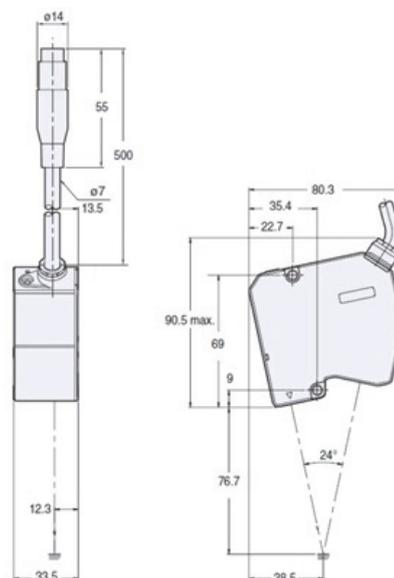
ワイヤ式変位計の概念図を、図 6.2.2.3-1 に示す。

調査範囲においては、測定範囲 1000 mm に対して、最も精度が期待できる測定器である。カタログ上は $\pm 0.2$  mm(距離 1000 mm)であり、実力値を確認することで、目標精度近くが得られることが見込まれる。

表 6.2.2.3-1 測定器仕様の詳細

(1) レーザ変位計

項目	仕様
型式	LK-H082 (キーエンス製)
設置モード	正反射
基準距離	76.7mm
測定範囲	-17.6~14.5mm
光源	クラス2 レーザ製 品
直線性	±0.02% of F.S. (F.S.=36mm)
繰返精度	0.1μm
温度特性	0.01% of F.S./°C

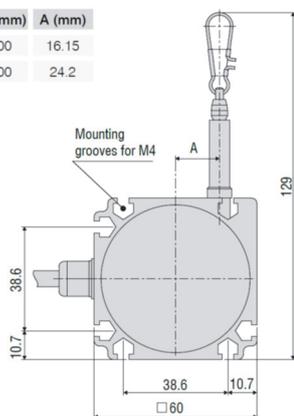


(2) ワイヤ式変位計

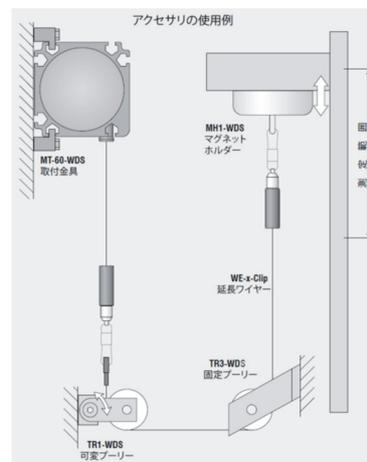
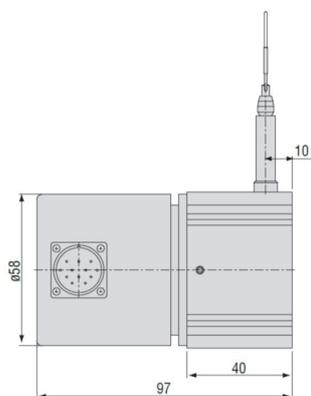
項目	仕様	備考
型式	WDS-1000-P60 (三協インテショナル製)	
測定範囲	1000 mm	
直線性	±0.2 mm	
分解能	0.067 mm	15pulses/mm
センサ エレメント	アブソリュートエンコーダ	出力方式： SSI

Model P60

MR (mm)	A (mm)
1000	16.15
1500	24.2



Output SSI



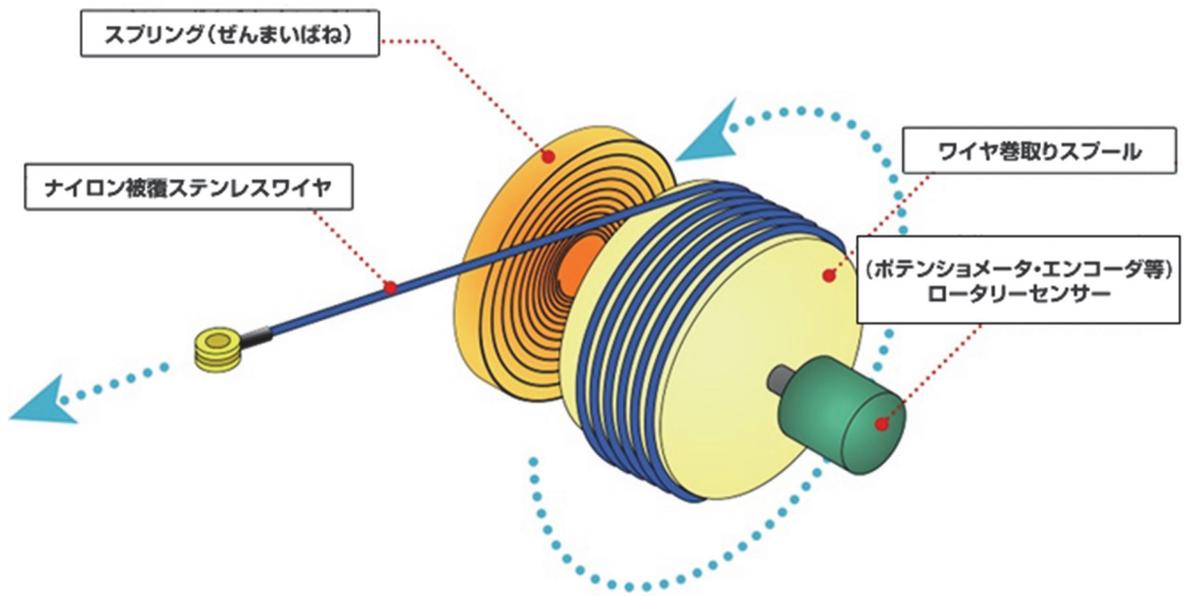


図 6.2.2.3-1 ワイヤ式変位計の原理  
(出典 : <https://www.hiro-tec.com/new/henni.html>)

#### 6.2.2.4 実機構造検討のための要求仕様

高精度水位計の実機構造設計及びモックアップ試験計画の立案の前提条件及び実機要求仕様として、以下の項目の検討を行った。

- ①ゼロ点校正
- ②測定時の運用

##### (1) ゼロ点校正

ゼロ点調整は、以下により実施する計画とした。

- ①実機でのゼロ点調整には、固定位置を設ける必要がある。全体の基準高さとなる定盤上面等をゼロ点調整基準とすることが望ましいが、棒状燃料設置後の配置等が困難であるため、別の基準を設ける。
- ②炉心タンクには、高精度水位計取付用の座が設置されているため、本座を活用して図 6.2.2.4-1 に示すように受台を設け、ゼロ点基準を設定する。
- ③ゼロ点校正においては、1)レーザ変位計の測定距離、2)ワイヤ式変位計の測定ストロークを考慮する必要がある、これらを満足するように受け台上にゼロ点校正用ゲージを設置する。

##### (2) 測定時の高精度水位計の運用

測定時の運用は以下のとおりである。図 6.2.2.4-2 に運用時のレーザ変位計及び最大給水制限スイッチの位置関係図を示す。また、動作フローを図 6.2.2.4-3 に示す。

- ①高精度水位計は、給水時には使用せず、給水完了時点でその水位を確認する。このため、給水時は高精度水位計は上部(ホームポジション)に退避させる。給水停止後に下降させ、水位を計測する。
- ②ホームポジションは、レーザ変位計が水に触れることのないよう、最大給水制限スイッチの設定位置より高くする。最大給水制限スイッチは、水位+27 mm位置に設定されるため、高精度水位計は最大水位 1400mm を計測する位置である水位+70mm 位置の 1470mm を待機位置とする。
- ③測定時は、給水レベルが既知のため、給水停止スイッチの設定値を用いて、高精度水位計の移動量を設定し、測定位置までレーザ変位計を移動させる。
- ④水位測定では、レーザ変位計の測定値((例)10.00 mm)とワイヤ式変位計の測定値((例)ストローク 500.00 mm)を加算することで、設定水位(510.00 mm)を計測する。なお、ワイヤ式変位計の測定結果は PLC への取り込みとするため、レーザ変位計の測定結果も PLCに取り込み、PLC内で演算することとする。

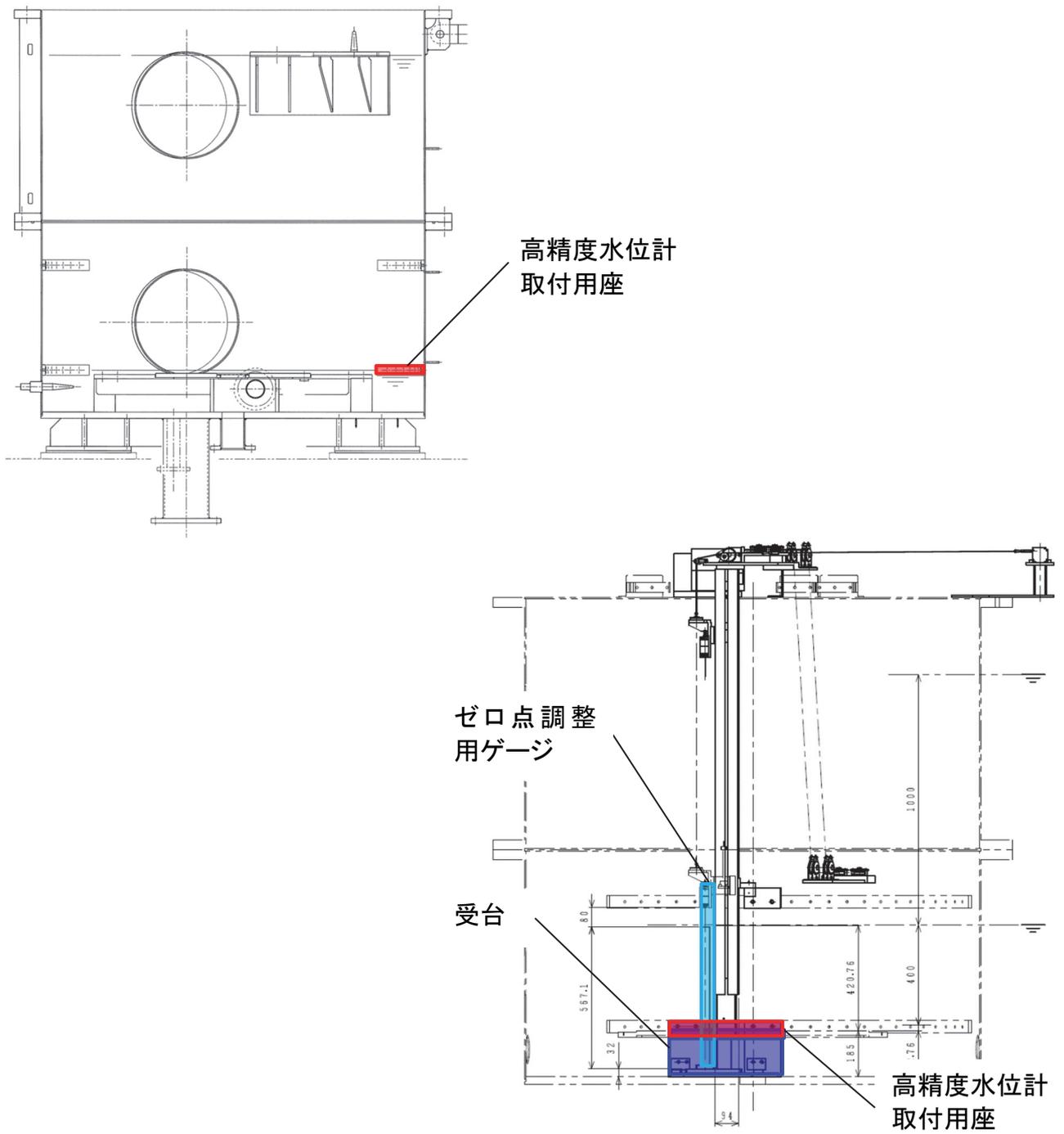


図6.2.2.4-1(1/2) 実機でのゼロ点校正体系(案)

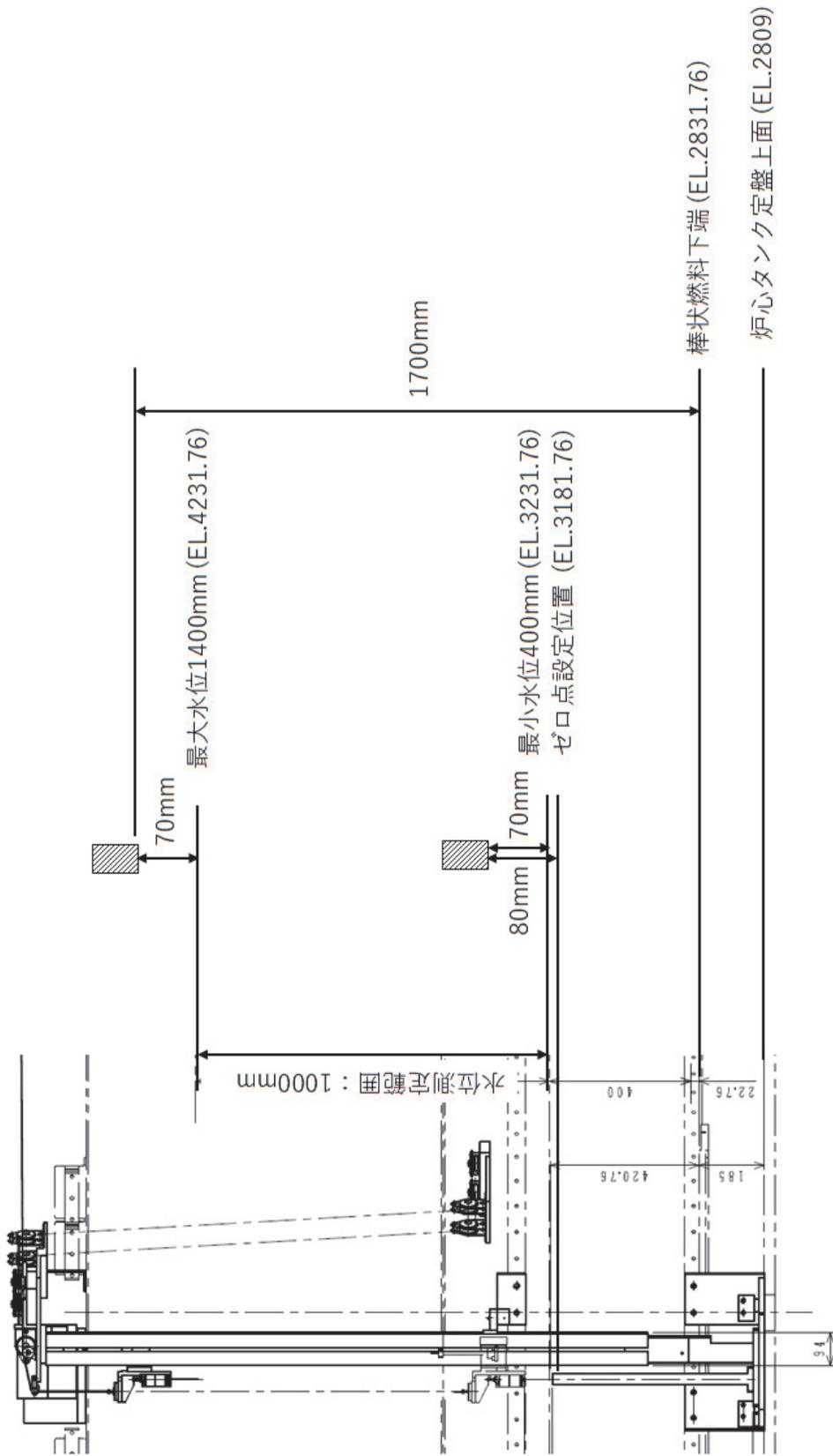


図 6.2.4-1(2/2) 実機でのゼロ点校正体系(案)

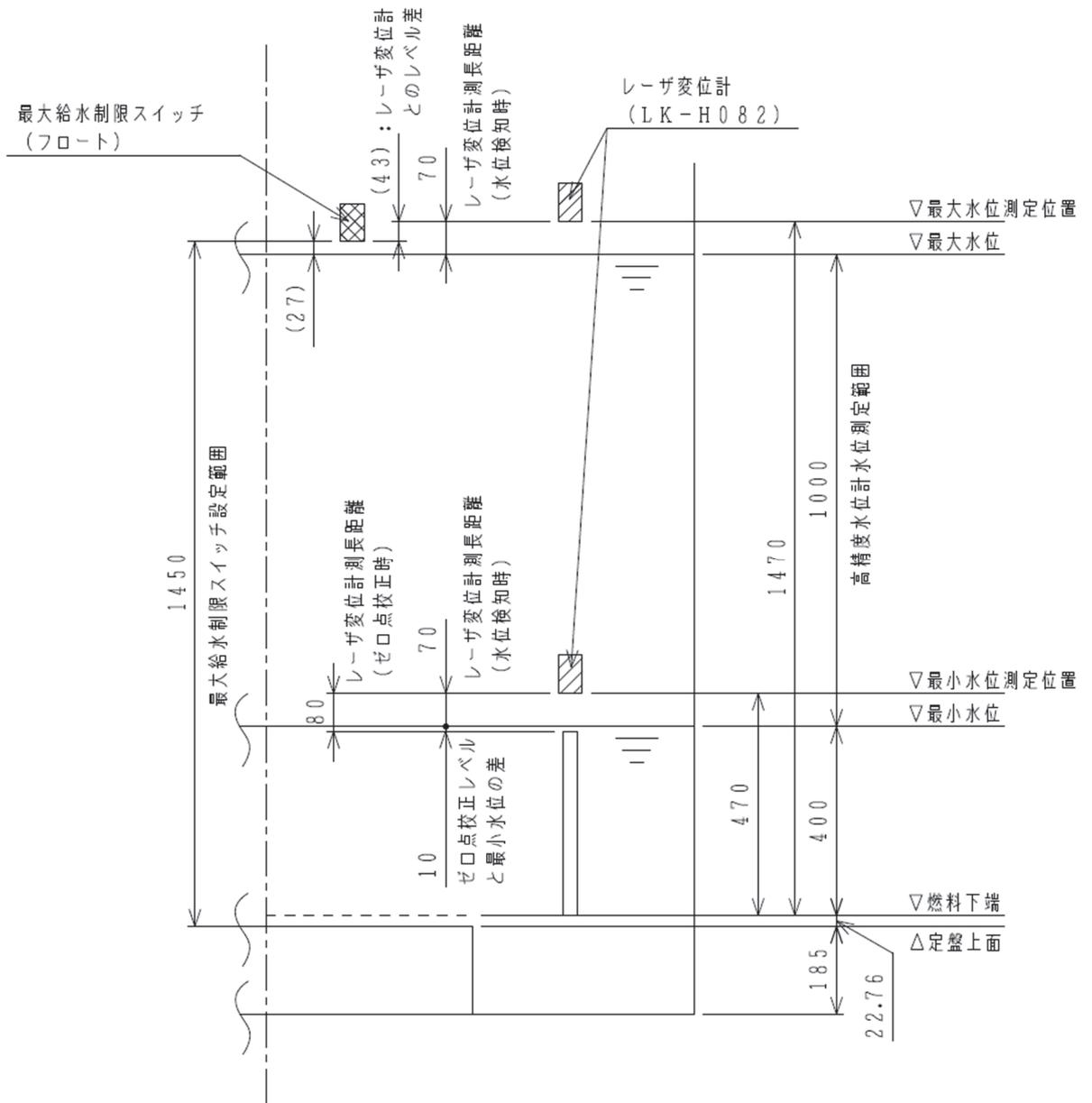


図 6.2.2.4-2 レーザ変位計及び最大給水制限スイッチの運用(案)

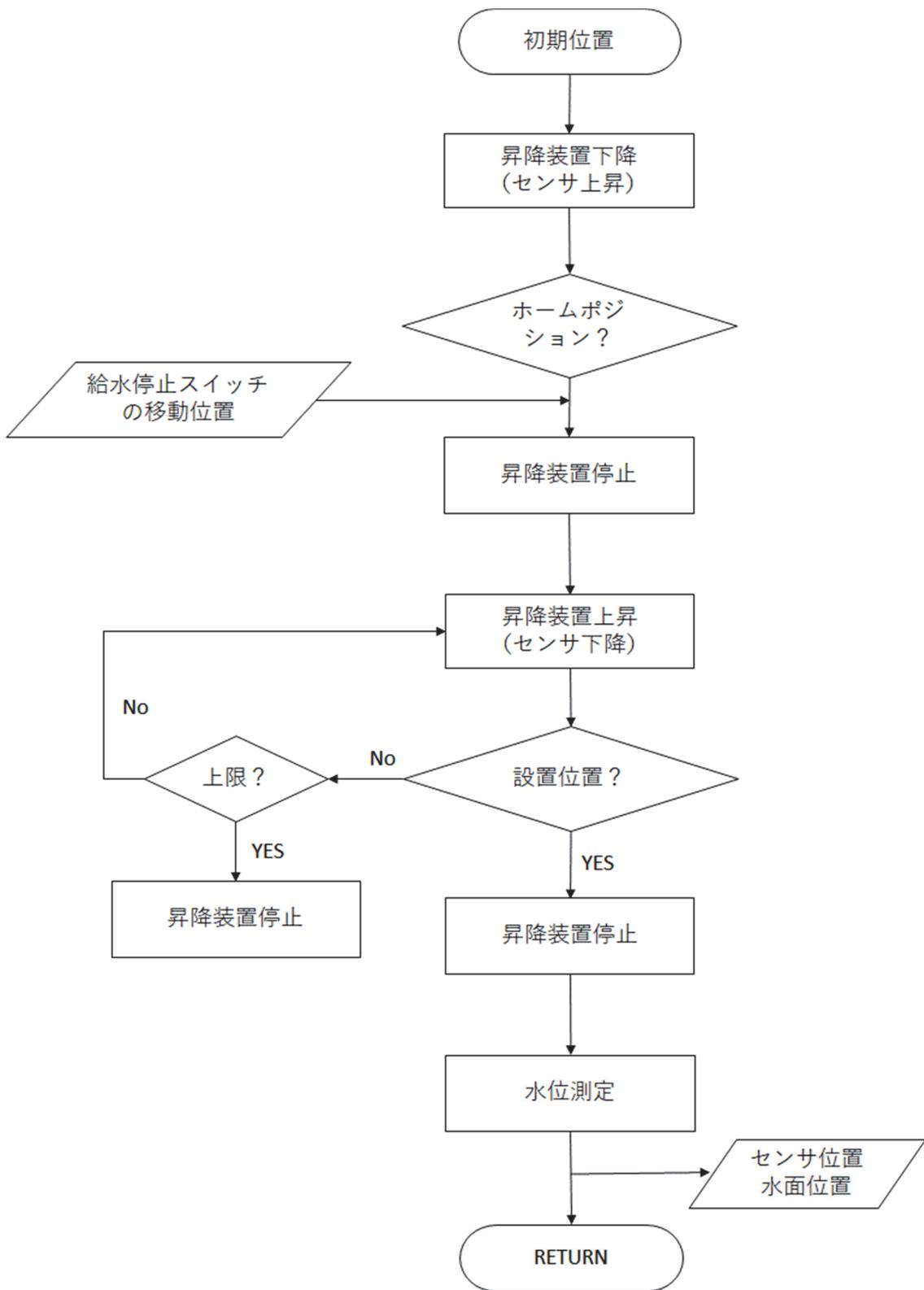


図 6.2.2.4-3 高精度水位計の動作フロー

### **6.2.3 使用条件における計測方法の検証(モックアップ試験)**

6.2.2.2 の高精度水位計の基本仕様を踏まえ、モックアップ試験を実施した。

本項では、モックアップ試験結果を示すとともに、実機への適用性評価結果を示す。

#### **6.2.3.1 モックアップ試験装置構造**

モックアップ試験装置の構造を図 6.2.3.1-1、モックアップ装置の写真を図 6.2.3.1-2 に示す。





図 6.2.3.1-2 (1/6) モックアップ試験装置の全体写真 (正面)



図 6.2.3.1-2 (2/6) モックアップ試験装置の全体写真 (背面)



図 6.2.3.1-2 (3/6) モックアップ試験装置：  
ワイヤ式変位計（マグネットホルダ部）及びレーザー変位計



図 6.2.3.1-2 (4/6) モックアップ試験装置：レーザー変位計

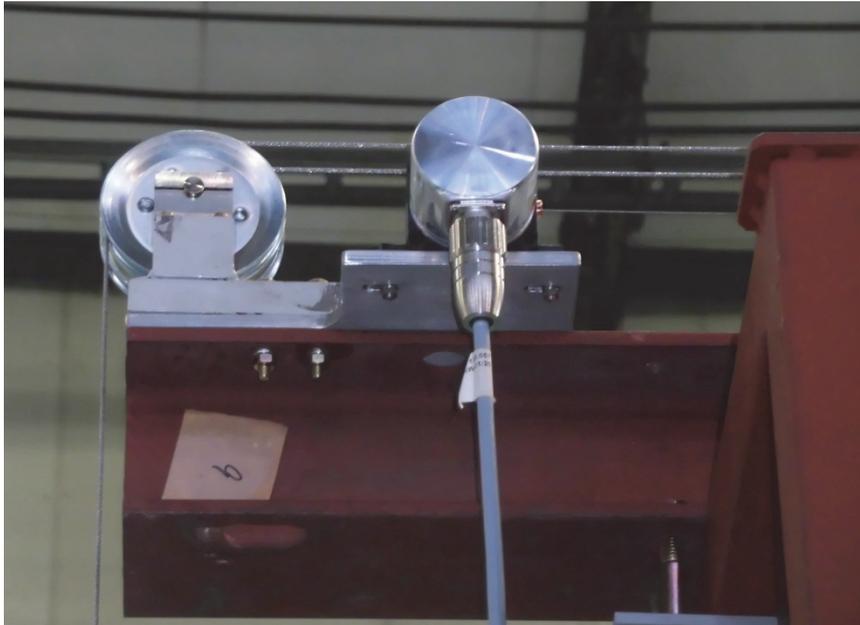


図 6.2.3.1-2 (5/6) モックアップ試験装置：ワイヤ式変位計（センサ部）



図 6.2.3.1-2 (6/6) モックアップ試験装置：試験盤

### 6.2.3.2 モックアップ試験計画の立案

6.2.2.4 に示した実機運用計画を踏まえ、モックアップ試験計画を立案した。モックアップ試験では、実機想定の利用条件にて目標仕様を満足することを確認するため、1)精度確認試験、2)温度影響試験を行うこととした。

モックアップ試験計画は、以下のとおりである。

#### 6.2.3.2.1 実施概要

モックアップ試験の試験概要は以下のとおりである。各試験項目の詳細については6.2.3.2.2～4 にそれぞれ示す。

##### ①要素試験

レーザ変位計単体を対象として、水及び温水に対する測定精度(実力値)を確認した。要素試験では、ハイトゲージを用いて計測したレーザ変位計の移動量とレーザ変位計の計測値の2つを比較し、評価した。

なお、下記②の精度確認試験は、ゲージ(金属製)を用いた精度確認であるため、要素試験では水を計測した場合の影響等を確認することを目的としている。

##### ②精度確認試験

モックアップ試験の主目的である、測定器の測定精度(実力値)を、モックアップ試験装置を用いて確認する。精度確認では、寸法が既知のゲージ(金属製)を用い、測定器での測定結果との比較により測定精度を評価した。

また、実機での測定対象は水であるので、測定対象を水とした場合の試験も行い、水を計測した場合の影響を確認することとした。

##### ③温度影響等確認試験

実機では、通常は常温水であるが、使用条件によっては温水(～70℃)を用いる場合があるため、水温による測定精度への影響を把握した。

#### 6.2.3.2.2 要素試験

##### (1) 試験概要

モックアップ試験では、精度確認試験及び温度影響確認試験において水及び温水に対する計測状況を確認するが、これらの試験では正確な水位設定ができないことから、精度確認は困難である。そのため、レーザ変位計単体の要素試験を行うことで、水及び温水に対する精度確認を行うこととした。

レーザ変位計が水及び温水に対して、精度目標値( $\pm 0.2\text{mm}$  以下)を満足することを確認するために、ハイトゲージを用いてレーザ変位計の移動量を計測し、この計測した移動量とレーザ変位計の計測値の2つを比較することで、水を計測した場合の測定精度を評価できるようにした。

## (2) 試験条件

要素試験の試験条件は、以下とした。

- ① 水温：常温又は 70°C
- ② 水位：容器内に水又は温水を一定量入れることとし、本試験では容器を移動させることで移動量を確認することとした。
- ③ レーザ変位計型式：LK-H082
- ④ レーザ変位計の計測位置  
LK-H082：60mm、70mm、80mm、90mm  
要素試験では容器を移動させて水面までの距離の変化をレーザ変位計で確認するため、上記の計測位置は下記⑤となる。
- ⑤ ハイトゲージ計測移動量  
LK-H082：10mm、20mm、30mm

## (3) 試験ケース

要素試験の試験ケースを表 6.2.3.2.2-1 に示す。

## (4) 試験手順

要素試験の試験手順は以下のとおりとした。要素試験での測定原理図を図 6.2.3.2.2-1 に、試験体系を図 6.2.3.2.2-2 に示す。

### ①初期位置の設定

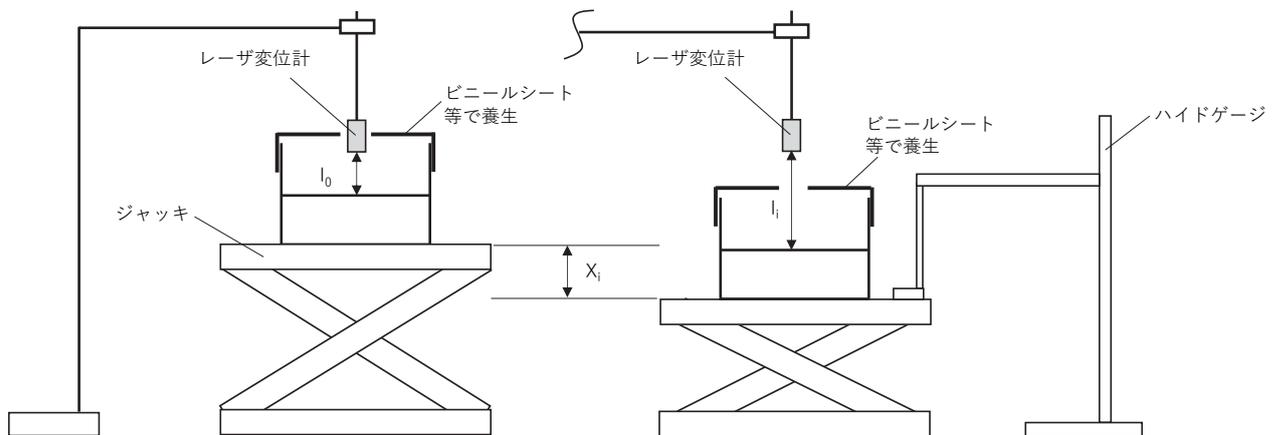
- ・コップに水を入れ、ジャッキを上昇させて、レーザ変位計が約 260mm になる位置に固定し、ハイトゲージのゼロ点を設定する。
- ・レーザ変位計で水面  $l_0$  を計測する。

### ②精度確認

- ・ジャッキを約 40mm 下降させ、①で設定した初期位置からのジャッキの移動量  $X_1$  をハイトゲージで計測する。
- ・レーザ変位計で水面  $l_1$  を計測する。
- ・レーザ変位計の計測値  $l_1$  から①での初期位置  $l_0$  を引き、初期位置水面からのレーザ変位計の移動量  $L_1$  を算出する。
- ・上記の  $L_1$  とジャッキの移動量  $X_1$  を比較し、これら 2 つを比較した値が目標精度  $\pm 0.2\text{mm}$  以内を満足することを確認する。
- ・上記手順をその他のレーザ変位計計測値についても、同様に計測し精度確認を行った。

表 6.2.3.2.2-1 LK-H082 の要素試験ケース

試験条件	測定モード	レーザ変位計初期位置(mm)	計測移動量(mm)	水の有無	備考
1	透明体 1	60	-	水	初期位置
2			10	水	レーザ変位計計測値 70mm
3			20	水	レーザ変位計計測値 80mm
4			30	水	レーザ変位計計測値 90mm
5		60	-	温水	初期位置
6			10	温水	レーザ変位計計測値 70mm
7			20	温水	レーザ変位計計測値 80mm
8			30	温水	レーザ変位計計測値 90mm



$X_i$  : ハイトゲージの計測値  
 $l_0$  : 初期位置でのレーザ変位計の計測値  
 $l_i$  : ジャッキを  $X_i$  mm 移動させたときのレーザ変位計の計測値  
 $L_i = l_0 - l_i$  : 初期位置水面からのレーザ変位計の移動量  $X_i$  と  $L_i$  を比較し、精度を確認する。

図 6.2.3.2.2-1 測定原理図



図 6.2.3.2.2-2 試験体系

### 6.2.3.2.3 精度確認試験

#### (1) 試験概要

高精度水位計が精度目標値( $\pm 0.2\text{mm}$  以下)を満足することを確認するために、直方体ゲージ(以下「ゲージ」という。)を使用し、レーザ変位計及びワイヤ式変位計の計測値からゲージの高さを計算で求め、あらかじめ実測したゲージ長さと比較し計測精度が精度目標値( $\pm 0.2\text{mm}$ )以内であることを確認した。

#### (2) 試験条件

精度確認試験の試験条件は、以下とした。

##### ①使用温度 : 常温

本試験では測定精度を把握することが目的のため、使用温度は常温のみとした。なお、使用温度の影響は、温度影響確認試験にて、常温水と温水による違いを比較することで確認とした。

##### ②ゲージ高さ : 560 mm、1160 mm、1560 mm

ゲージ高さはゼロ点校正時及び水位計測時を考慮して設定した。ゼロ点校正はゲージ高さ 560mm の位置で行い、ゼロ点校正後に、一度水位計先端部を上部まで退避させた後に本測定を行った。

なお、ゼロ点校正位置については、ワイヤ式変位計のストローク制限を考慮して 560mm とした。

また、上記のほかに、微小変化の確認用として長さ 10mm を併せて使用した。上記ゲージは全体に対する確認用であるため、微小変化に対する精度を確認するために、10 mmゲージとセットでの計測を考慮した。

#### (3) 試験ケース

精度確認試験の試験ケースを表 6.2.3.2.3-1 に示す。また、本表において、ゲージ高さの実機水位の関係を合わせて示した。

#### (4) 試験手順

精度確認試験の試験手順は、以下のとおりとした。精度確認試験での測定原理図を図 6.2.3.2.3-1 に、試験体系を図 6.2.3.2.3-2 に、計測模式図を図 6.2.3.2.3-3 に示す。

##### ①計測値のゼロ点設定

長さ 560 mm のゲージをベースプレートの底面に取り付け、ゲージの上方約 400 mm の位置にレーザ変位計が来るように水位計先端部を下降し、ワイヤ式変位計をゼロ設定した。また、室温(温度補正用)を計測した。

## ②想定水位測定

本測定では、高精度水位計の測定範囲である最小水位 400 mm、最大水位 1400 mm及び中間水位として 1000 mmの水位を模擬したゲージを用いて測定を行った。

### ・室温測定

測定に使用するゲージ高さの温度補正を行うため、室温を測定し、ゲージ長さを算出した。ゲージ高さは以下に示す式により温度補正をして算出した。

$$L=L0+\Delta L$$

$$\Delta L=L0\times\alpha\times(T2-T1)$$

ここで、L	:	温度補正後のゲージ高さ
L0	:	ゲージ実測値(校正値)
$\Delta L$	:	温度補正值
$\alpha$	:	熱膨張係数( $17.3\times 10^{-6}$ mm/°C)
T1	:	ゲージ実測時の温度
T2	:	計測時の温度

### ・ゲージブロック長さ 560mm (想定水位 400mm)の測定

長さ 560 mmのゲージをベースプレートの底面に取り付け、ゲージの上方約 70mm の位置にレーザ変位計が来るように水位計先端部を下降し、ゲージ高さを測定した。

モックアップ装置のゲージ高さの計測方法は、水位計先端部に取り付けられたレーザ変位計でゲージと水位計先端部の距離を計測し、ワイヤ式変位計で水位計先端部の移動量を計測した。両者の計測値を合計したものがゼロ点からのゲージ高さを示す。

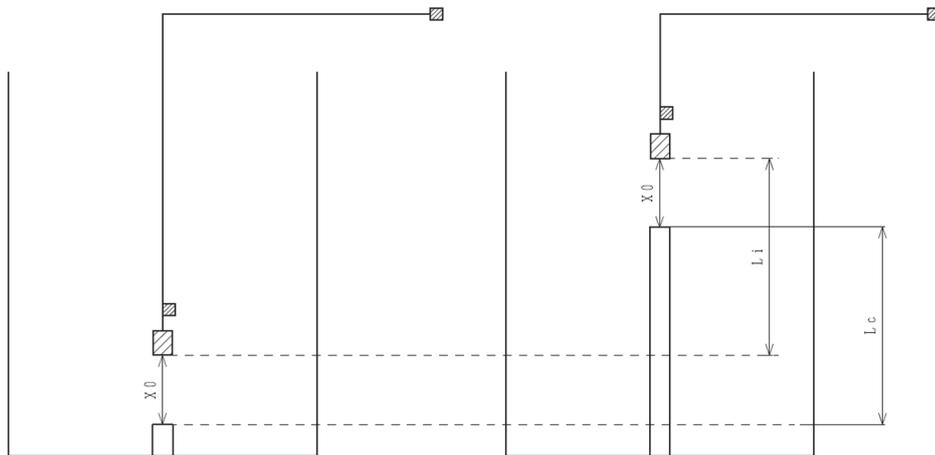
### ・精度確認

温度補正を考慮したゲージ長さとレーザ変位計及びワイヤ式変位計で測定した測定値を比較して、測定した精度目標値と比較した。

なお、上記手順については、ゲージ高さ 1160mm 及び 1560 mmに対しても同様である。

表 6.2.3.2.3-1 精度確認試験の試験ケース

試験条件	実機水位(mm)	ゲージ高さ(mm)	備考
1	—	560	ゼロ点調整
2	400	560	実機最低水位
3	1000	1160	(中間水位)
4	1400	1560	実機最大水位



ゲージ計測時の  $L_c$  (ゼロ点からの高さ) の計算方法

$$L_c = L_i + x_0$$

$L_i$  : ワイヤ式変位計の計測値

$x_0$  : レーザ変位計の計測値

図 6.2.3.2.3-1 精度確認試験の測定原理図

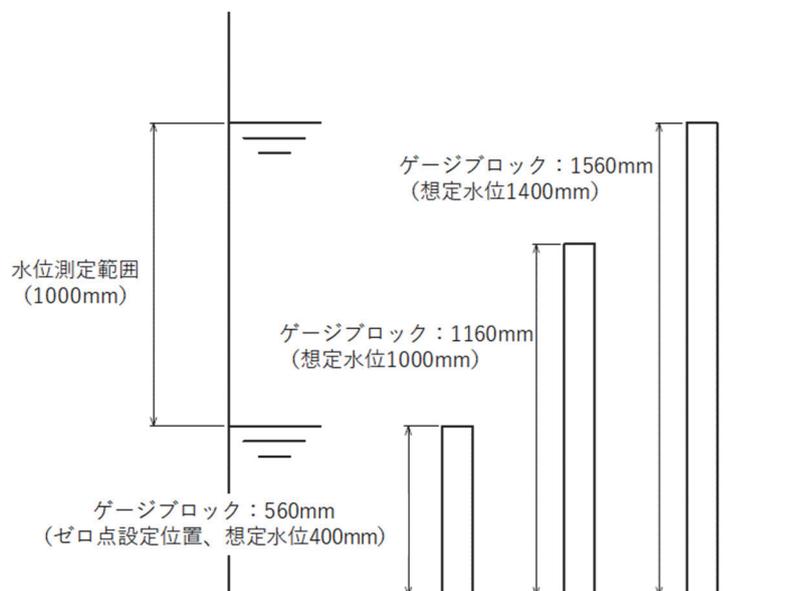


図 6.2.3.2.3-2 精度確認試験の試験体系図



#### 6.2.3.2.4 温度影響等確認試験

##### (1) 試験概要

6.2.3.2.3 では計測精度を測定するために、ゲージを用いた測定を実施した。一方、実機では測定対象が水であることや温水の使用も計画している等、ゲージ測定とは条件が異なるため、これらの実機条件による測定精度への影響を把握するために、以下の試験を実施した。

##### ①水に対する精度評価(実機推定精度)

6.2.3.2.3 では金属製ゲージにて精度確認を実施し、目標精度の見通しを確認したが、実機での計測対象は水であるため、水に対する精度評価が必要である。このため、モックアップ試験装置を用いて、水を計測対象とした試験を実施した。本試験では、水位を正確に設定することが困難であるため、レーザ変位計の要素試験での水に対する測定精度評価と金属製ゲージを用いた精度確認試験の結果を総合して評価することで、実機での推定精度を評価することとした。

##### ②温度影響試験

高精度水位計の実機運用では、水温 20～70°Cの範囲で使用するため、水温による計測への影響を確認した。本試験では、温水の場合に発生する湯気等を考慮し、計測状態を確認するとともに、常温水との比較により影響を評価した。

##### (2) 試験条件

温度影響等確認試験の試験条件は以下とした。

##### ①水温 : 常温及び 70°C

実機想定の使用条件の上限及び下限にて設定した。

##### ②水位 : 400mm、1000mm、1400mm

常温水の評価では、実機想定水位の最小水位、最大水位、中間水位とした。また、温水評価では、代表的な位置として、実機想定水位の中間水位とした。なお、水位はゲージを用いて概略設定した。

##### (3) 試験ケース

温度影響等確認試験の試験ケースを表 6.2.3.2.4-1 に示す。

##### (4) 試験手順

6.2.3.2.2 の精度確認試験により、目標精度の確認は可能であるため、本試験では、ゲージを目安にゲージと同等レベルまで模擬炉心タンク内に水を入れ、その水位を計測することで、水面の計測が可能であること及び温度影響について評価した。試験水位を正確に把握することが困難なため、本試験では 1)ゲージを水に変えた場合、2)水温を変えた場合で、測定結果が大きく変化しないことを確認するのみとした。試験体系は、図 6.2.3.2.3-2 と同様である。

温度影響試験の試験手順を以下に示す。

①水(常温)による測定

水に対する測定の試験手順は以下のとおりである。下記において、水位設定の状況を図 6.2.3.2.4-1 に示す。

- ・常温の水を 560 mm 高さのゲージ(想定水位 400mm)と同等の高さになるように模擬炉心タンクに入れた。なお、水位設定は目視で実施した。
- ・レーザ変位計周辺の温度及び昇降装置上部周辺の温度及び湿度を計測した。
- ・水面の上方約 70 mm の位置にレーザ変位計が来るように水位計先端部を下降して測定した。
- ・ゲージの水位と計測値を比較し、おおよそ同じデータを計測できることを確認した。
- ・想定水位 1000mm、1400mm についても同様の手順で測定した。

②温水による測定

温水に対する測定の試験手順は以下のとおりである。下記において、昇温時の状態を図 6.2.3.2.4-2 に示す。

- ・約 70°C の水を 1160 mm 高さのゲージ(想定水位 1000mm)と同等の高さになるように模擬炉心タンクに入れ、水温が一定に維持できるように投げ込みヒータによる加温を行った。
- ・レーザ変位計周辺及び昇降装置上部周辺の温度と湿度を計測した。
- ・水面の上方約 70 mm の位置にレーザ変位計が来るように水位計先端部を下降して測定した。
- ・ゲージの水位と計測値を比較し、おおよそ同じデータを計測できることを確認した。また、常温の場合との測定結果の比較を行った。

表 6.2.3.2.4-1 温度影響等確認試験の試験ケース

試験条件	実機想定水位 (mm)	水温 (°C)
1	400	室温
2	1000	
3	1400	
4	1000	70
5	1000	
6	1000	
7	1000	

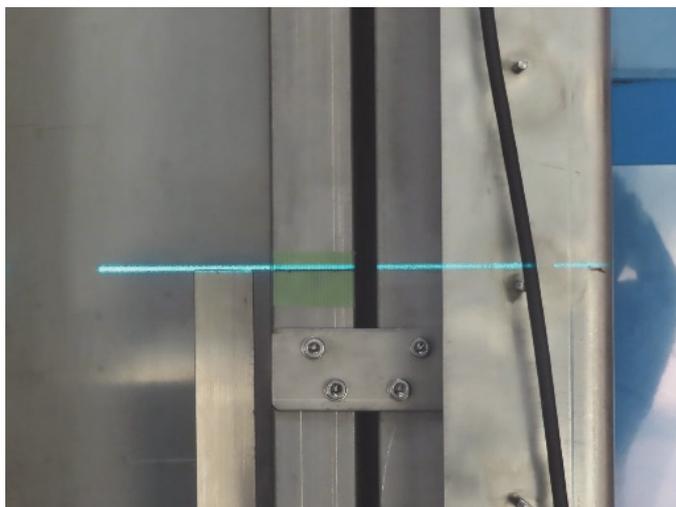


図 6.2.3.2.4-1 試験体系：ゲージによる水位設定(1/2)



図 6.2.3.2.4-1 試験体系：ゲージによる水位設定(2/2)



図 6.2.3.2.4-2 試験体系図：昇温時の模擬炉心タンク

### 6.2.3.3 モックアップ試験結果

#### 6.2.3.3.1 要素試験結果（レーザ変位計：LK-H082）

##### a. 試験結果

###### (a) 常温水

常温水でのレーザ変位計(LK-H082)の要素試験結果を表 6.2.3.3.1-1 に示す。試験結果は以下のとおりであり、レーザ変位計(LK-H082)であれば、実機適用に必要な精度が得られる結果となった。

- ①ハイトゲージとレーザ変位計の測定結果の差は小さく、最大でも 0.077mm であった。高精度水位計全体の目標精度 $\pm 0.2\text{mm}$  に対しては、多少大き目ではあるが、高い測定精度が得られた。
- ②測定中のばらつきはなく、一定の値を出力した。
- ③出力形式を電圧及び電流で試験を実施した結果、どちらの場合も RS-232C と同等の精度が得られた。

###### (b) 温水

温水でのレーザ変位計(LK-H082)の要素試験結果を表 6.2.3.3.1-2 に示す。温水での試験では蒸発により水面が低下するため、蒸発量を補正して評価した。試験結果は以下のとおりである。

- ①ハイトゲージとレーザ変位計の測定結果の差は小さく、最大でも 0.139mm であった。蒸発に対する補正を行っているため、高精度水位計全体の目標精度 $\pm 0.2\text{mm}$  に対しては、多少大き目ではあるが、高い測定精度が得られた。
- ②測定中において、温水の湯気によりレーザ変位計の計測が不可となるような現象は起きず、正常に計測が可能であった。

##### b. 実機への適用性

レーザ変位計(LK-H082)では、要素試験結果での測定精度は 0.077 mm であり、目標精度 $\pm 0.2\text{mm}$  を達成できる見通しが得られた。なお、温水に対する測定精度は 0.139 mm であったが、正常な計測が可能な見通しである。

表 6.2.3.3.1-1 レーザ変位計(LK-H082)の要素試験結果：常温水

ハイトゲージ		レーザ変位計 (LK-H082)		計測値の差 (測定精度の差)	出力形式
計測値 (mm)	移動量 (mm)	計測値 (mm)	移動量 (mm)		
0.00	-	16.689	-	-	RS-232C
-10.00	10.00	6.669	10.020	-0.0199	
-20.00	20.00	-3.309	19.999	0.0012	
-30.00	30.00	-13.234	29.923	0.0770	
0.00	-	16.669	-	-	電圧
-20.00	20.00	-3.326	19.995	0.0051	
0.00	0.00	16.645	-	-	電流
-20.00	20.00	-3.342	19.987	0.0127	

表 6.2.3.3.1-2 レーザ変位計(LK-H082)の要素試験結果：温水

ハイトゲージ		レーザ変位計 (LK-H082)		水温 (°C)	経過 時間 (s)	水位減 少量 (mm)	補正後 のレー ザ変位 計の移 動量	補正後の 計測値の 差 (測定精度)
計測値 (mm)	移動量 (mm)	計測値 (mm)	移動量 (mm)					
0	-	15.770	0.000	78.0	0	0.000	-	-
-10.00	10.00	5.552	10.218	75.8	70	0.357	9.861	0.139
-20.00	20.00	-4.643	20.413	74.8	131	0.478	19.935	-0.065
-30.00	30.00	-14.824	30.594	72.2	187	0.682	29.912	-0.088

### 6.2.3.3.2 精度確認試験結果

6.2.3.3.1 の要素試験ではレーザ変位計単体に対して、水に対する測定精度を確認した。

この結果を踏まえ、モックアップ試験装置を用いて精度確認試験を実施した。精度確認試験結果は、以下のとおりである。

#### (1) ゲージブロックを用いた精度確認結果

ゲージブロックを用いた精度確認結果を、表 6.2.3.3.2-1 に示す。また、測定精度をグラフ化して併せて示した。試験結果は以下のとおりであり、ゲージブロックに対しては、目標精度に対して十分な精度を有することを確認した。

- ①実機想定水位である 400mm、1000mm、1400mm のそれぞれの水位において、校正したゲージブロック寸法との測定差は最大で 0.083mm であり、目標精度  $\pm 0.2\text{mm}$  に対して十分な測定精度を有する結果となった。
- ②10mm のゲージを使用した微小変化の試験結果においても、目標精度  $\pm 0.2\text{mm}$  に対して十分な測定精度を有する結果となった。

上記結果により、レーザ変位計(LK-H082)とワイヤ式変位計の組合せにより、実機での目標精度( $\pm 0.2\text{ mm}$ )が得られる見通しを得た。

#### (2) 水に対する精度評価

上記(1)では測定対象がゲージブロックであり、水面測定に比べて測定条件が良いと考えられる。したがって、6.2.3.3.1 での要素試験結果を用いて、計測対象が水の場合の測定精度を概略評価した。

水に対する測定精度の評価方法としては、ワイヤ式変位計はゲージブロックの試験体系と実機体系は変わらず、レーザ変位計のみに水の影響を考慮すればよいことから、(1)でのゲージブロックに対する測定精度に 6.2.3.3.1 での要素試験結果を加えることとした。

なお、レーザ変位計(LK-H082)の要素試験結果では、測定精度は最大 $\pm 0.077\text{ mm}$ であったため、表 6.2.3.3.2-1 に示すゲージブロックの測定結果に対して、 $0.077\text{ mm}$ を加えた。

評価結果を表 6.2.3.3.2-2 に示す。

実機推定精度は最大で  $0.16\text{mm}$  であり、目標精度( $\pm 0.2\text{mm}$ )を満足する結果となり、計測対象を水とした場合も目標精度を満足できる見通しが得られた。

表 6.2.3.3.2-1 精度確認試験結果

想定水位(mm)	計測対象	レーザ変位計計測値(mm)	レーザ変位計測長距離(mm)	ワイヤ変位計計測値(mm)	計測値合計(mm)	計測値(mm)ゼロ点からの距離	ゲージ長さ(mm)	ゲージ長さ(mm)ゼロ点からの距離	測定精度(mm)
ゼロ点校正位置	金属ゲージ	-13.856	90.556	999.401	1089.957	0	560.143	0.000	0.000
400		-13.457	90.157	999.731	1089.888	0.069	560.143	0.000	-0.069
410		-3.918	80.618	999.304	1079.922	10.035	570.144	10.001	-0.034
1000		5.409	71.291	418.852	490.143	599.814	1160.040	599.897	0.083
1010		6.105	70.595	409.481	480.076	609.881	1170.042	609.899	0.018
1400		5.776	70.924	19.096	90.02	999.937	1560.145	1000.002	0.065

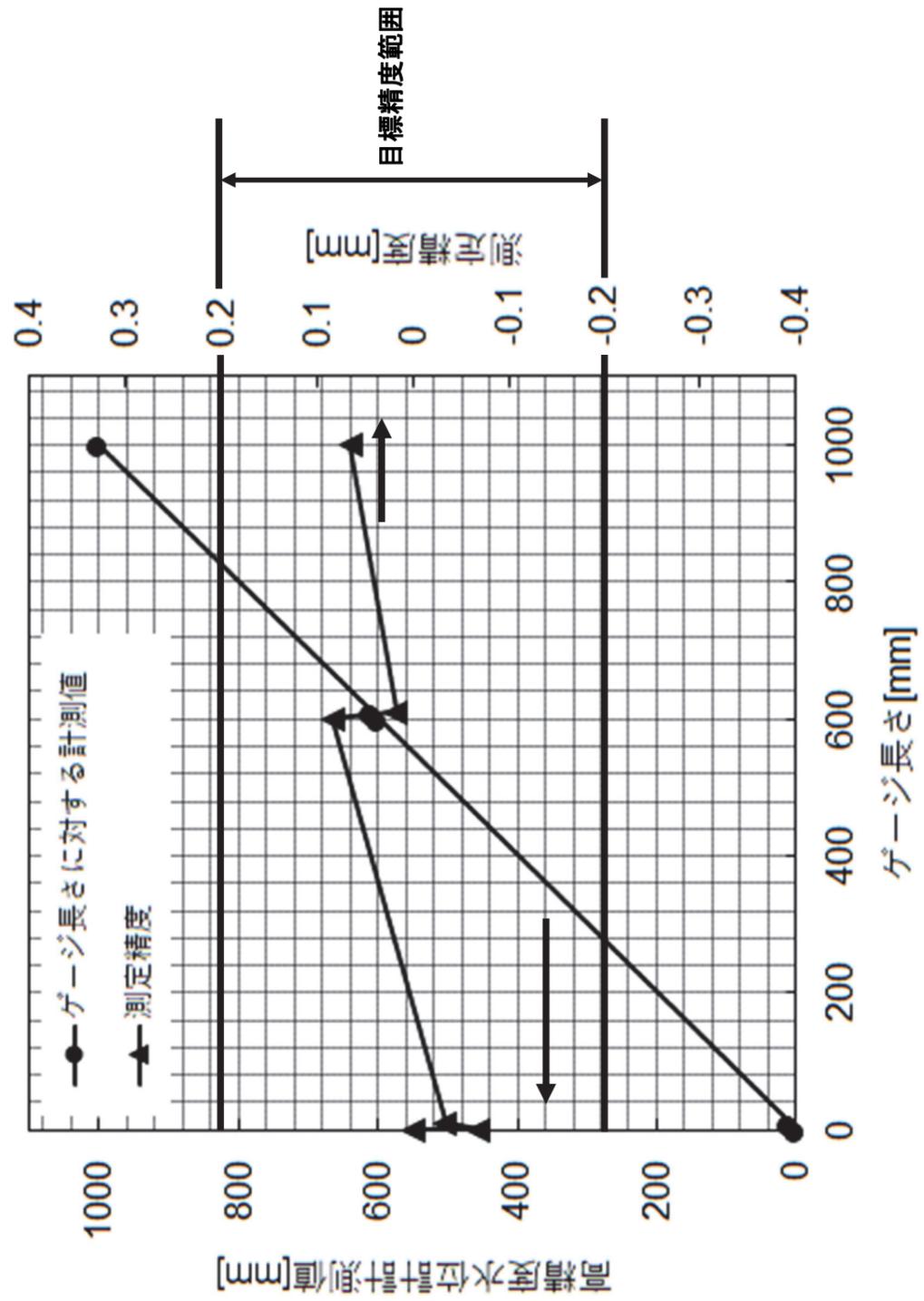
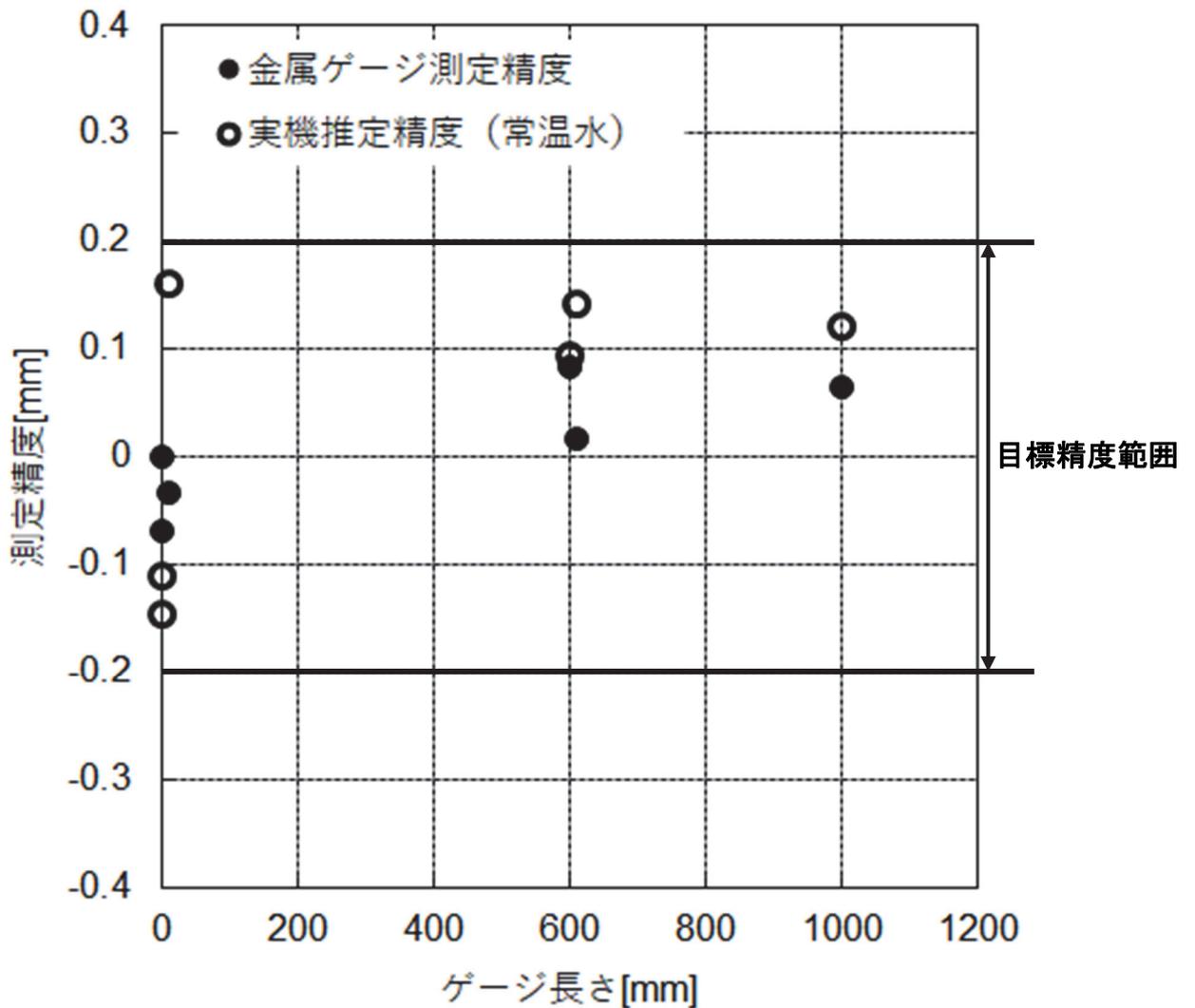


表 6.2.3.3.2-2 水に対する精度評価結果(実機想定精度)

想定水位(mm)	精度確認試験での 測定精度(mm)	要素試験での 最大測定精度(mm)	実機推定精度(mm)
ゼロ点校正位置	0.000	-	-
400	-0.069	±0.077	-0.146
410	-0.034		-0.111
1000	0.083		0.160
1010	0.018		0.095
1400	0.065		0.142
1410	0.044		0.121



### 6.2.3.3.3 温度影響等確認試験

6.2.3.3.2 までに計画した構成にて、実機の目標精度が得られる見通しを得た。ここでは、水温等のその他の実機条件に対する適用性を確認することを目的として、温度影響等確認試験を実施した結果を示す。

#### (1) 水(常温)に対する測定結果

6.2.3.3.2 まではゲージブロックを用いた測定であるが、ここではモックアップ試験装置に水を張り、直接水を計測した場合の測定結果を示す。なお、水位は厳密に設定できないため、概ね設定水位を計測できることを確認することとした。

表 6.2.3.3.3-1 に水(常温)に対する試験結果を示す。なお、水位設定については、寸法が既知のゲージブロックで試験装置に罫書きを入れ、そのレベルに水を入れることとしている。

試験結果は以下のとおりである。

- ①各水位において、水での計測値とゲージブロックでの計測値の差は最大で 0.579mm であった。
- ②上記の結果、設定した水位と高精度水位計での測定結果に大きな差はなく、水でも目標精度が得られる見通しが得られた。

#### (2) 温水に対する測定結果

表 6.2.3.3.3-2 に温水に対する試験結果を示す。試験結果は以下のとおりである。

- ①温水での計測値とゲージブロックでの計測値の差は最大で-0.631mm となった。
- ②温水の場合でも、設定した水位と高精度水位計での測定結果に大きな差はなく、水でも目標精度が得られる見通しが得られた。

表 6.2.3.3.3-1 水(常温)に対する測定結果

水位(mm)	計測値(mm)	ゲージブロック計測値(mm)	ゲージブロック計測値との差(mm)
609mm (実機想定水位 400mm)	1089.497	1089.888	0.391
1209mm (実機想定水位 1000mm)	490.722	490.143	-0.579
1609mm (実機想定水位 1400mm)	90.082	90.02	-0.062

表 6.2.3.3.3-2 温水に対する測定結果

水位(mm)	水温(°C)	レーザ変位計の結露状態	計測値(mm)	ゲージ計測値(mm)	ゲージ計測値との差(mm) (測定精度)
1209mm (実機想定水位 1000mm)	76	なし	489.985	490.143	0.158
	75.5	なし	490.774	490.143	-0.631
	75	なし	490.474	490.143	-0.331
	75	なし	490.064	490.143	0.079

## 6.2.4 高精度水位計の実機構造検討

6.2.3 までのモックアップ試験により、計画した構成で実機目標精度が得られる見通しを得た。この結果を踏まえ、高精度水位計の実機構造検討を実施した。

### 6.2.4.1 高精度水位計の実機構造

本設計にて設定した高精度水位計の実機構造は以下のとおりである。

#### (1) 各レベルの位置関係

高精度水位計は、後入れ装置であるため、炉心タンク内の設備や移動支持架台との取り合いに配慮した設計を行う必要がある。構造設定に当たって、製作済みの周辺機器等との各取り合いを検討した。

検討の結果、構造設定や据付等に対して、以下を考慮する必要がある。

- ①高精度水位計を設置した際の上部（移動支持架台）との配置成立性
- ②移動支持架台の移動ルート等を考慮したワイヤの配置
- ③検出器配置用治具の引抜ルートへの影響を考慮した配置

#### (2) 高精度水位計の全体構造

高精度水位計全体は、センサ部と昇降駆動部から構成し、センサ部の LM ガイドを昇降駆動部のボールネジにより昇降させる。LM ガイドとボールネジとはステンレスワイヤで接続する。また、LM ガイドは水中で使用するため、オイルフリーのものを選定する。

##### a. センサ部

センサ部の構造は以下のとおりである。

- ①6.2.3 のモックアップ試験の結果に基づき、レーザ変位計は以下の型式を採用した。  
LK-H082（キーエンス）
- ②センサ部は、炉心タンク上面に設置するとともに、下端部は炉心タンク側部支持にて設置した受座を介して、炉心タンク側部に支持する。受座は、炉心タンクとはボルト止めにて設置することで、炉心タンクへの溶接等は不要とする。
- ③センサ部本体は、上記構造とすることで、剛構造（一次固有振動数 20Hz 以上）を確保する。なお、詳細については、(3)に検討結果を示す。
- ④レーザ変位計及びワイヤ式変位計（マグネットホルダ）は、LM ガイドに設置した取付板に設置する。昇降用のステンレスワイヤは取付板に設置し、駆動装置側のボールネジにてステンレスワイヤを押し引きすることで、取付板を昇降させる。
- ⑤測定器本体は炉心タンク内に設置することもあり、停止位置は測定器側では設定せず、駆動装置側のボールネジ駆動で制御することとした。したがって、センサ本体位置は成り行きとなるが、レーザ変位計の測定範囲は 59.1～91.2mm であり、厳密な制御は不要なため、問題はない。

##### b. 昇降駆動部

昇降駆動部の構造は以下のとおりである。

- ①昇降駆動部は、ボールネジ駆動方式とした。
- ②測定器部と昇降駆動部はステンレスワイヤで接続し、ボールネジの昇降によりレーザ変位計を昇降させる。

③昇降駆動部は、機器配置等の観点から横置きにて計画し、実験装置架台のほり上に設置とした。

### c. 測定器部-昇降駆動部間の接続

測定器部と昇降駆動部間の接続は、以下のとおりである。

①測定器部-昇降駆動部間の接続は、ステンレスワイヤで行うこととした。昇降シャフトをボールネジとして直接昇降させる方式も考えられるが、炉心タンク上部に設置される移動支持架台との配置を考慮すると、昇降駆動装置は配置可能な別の位置に設置する以外はなく、その間をワイヤで接続する方式とした。

②ステンレスワイヤはφ1mm程度を選定した。昇降対象はレーザ変位計のみであり、昇降荷重は約100N程度である。ステンレスワイヤはφ1mmでも最小破断荷重は700~800N程度であり、十分な裕度を有すると考えている。

③測定器部上部は、移動式架台の設置・移動が生じることから、これらとの干渉が生じないようにワイヤを引き回すことで、配置を成立させた。

④ステンレスワイヤについては、高精度水位計が炉心タンク内に設置され、万一の脱落等により炉心への影響がないよう、2本設置して多重化するものとした。

### (3) 高精度水位計の耐震成立性検討

(2)までに設定した高精度水位計の構造に対して、ここでは耐震成立性検討を実施した。

#### a. 高精度水位計に対する耐震要求

高精度水位計は、実験用装置の位置付けであり、STACY全体の安全機能を有する装置ではないが、重要機器である炉心タンク内に設置されることを考慮し、耐震要求は以下にて設定した。

①耐震クラス： Bクラス

炉心タンク内に設置されることから、炉心タンクと同様のBクラスと設定した。ただし、炉心タンク内に設置される測定器部のみを対象とし、駆動装置部はCクラスとする。

②その他： その他の要求として以下を設定した。

・剛構造(一次固有振動数が20Hz以上)であること。STACYではすべての機器に対して、剛設計(一次固有振動数20Hz以上)とすることで、考慮する地震力は静的震度のみとしている。高精度水位計についても同様の設計が要求される。

・高精度水位計は炉心タンクから支持されることから、炉心タンクを含めた耐震評価を行う。

#### b. 構造成立性評価

(2)までに設定した構造に対して、解析モデルを作成して固有値解析を実施した。

##### (a) 解析モデル

検討に使用した解析モデルを、図6.2.4.1-1に示す。なお、現状は高精度水位計単独のモデルとし、今後、炉心タンクとの組み合わせを考慮する。

解析モデルの概要は以下のとおりである。

①主要構造部材である背板(t15×110 暫定)と柱(L40×30×5)を強度部材とした。

②拘束条件としては、炉心タンク上部と側部2か所を考慮するとともに、ゼロ点校正用の座を介した下端部支持を考慮した。

③レーザ変位計等は付加質量として考慮した。

**(b) 解析結果**

解析結果を図 6.2.4.1-2 に示す。

一次固有振動数は、高精度水位計単独で約 38Hz となった。炉心タンク内配置の関係上、剛性の高い部材の使用は困難であるが、全体的に質量が小さく(約 120 kg)、固有値は高い結果となった。

高精度水位計ではレーザ変位計を昇降させるため、一面に開口を設けており、本部位が変位することが主要モードとなっている。

**(c) 高精度水位計の構造成立性評価**

固有値解析の結果、十分な剛性を有すると判断でき、設定した構造で耐震成立性を見通しを得た。

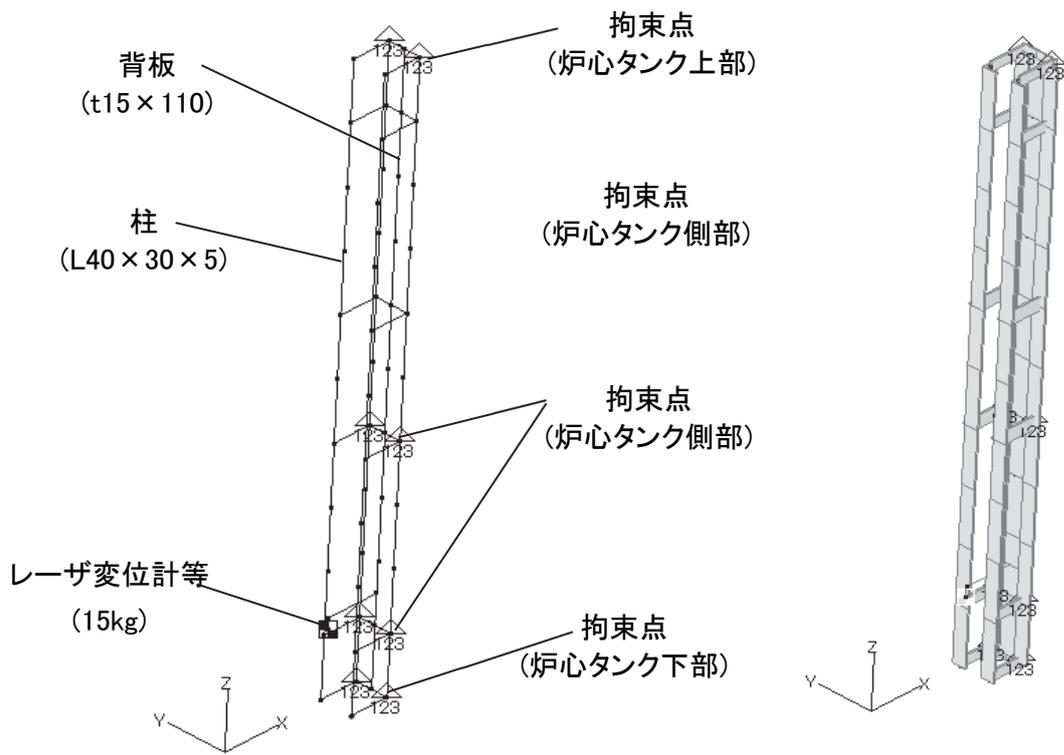


図 6.2.4.1-1 高精度水位計の解析モデル

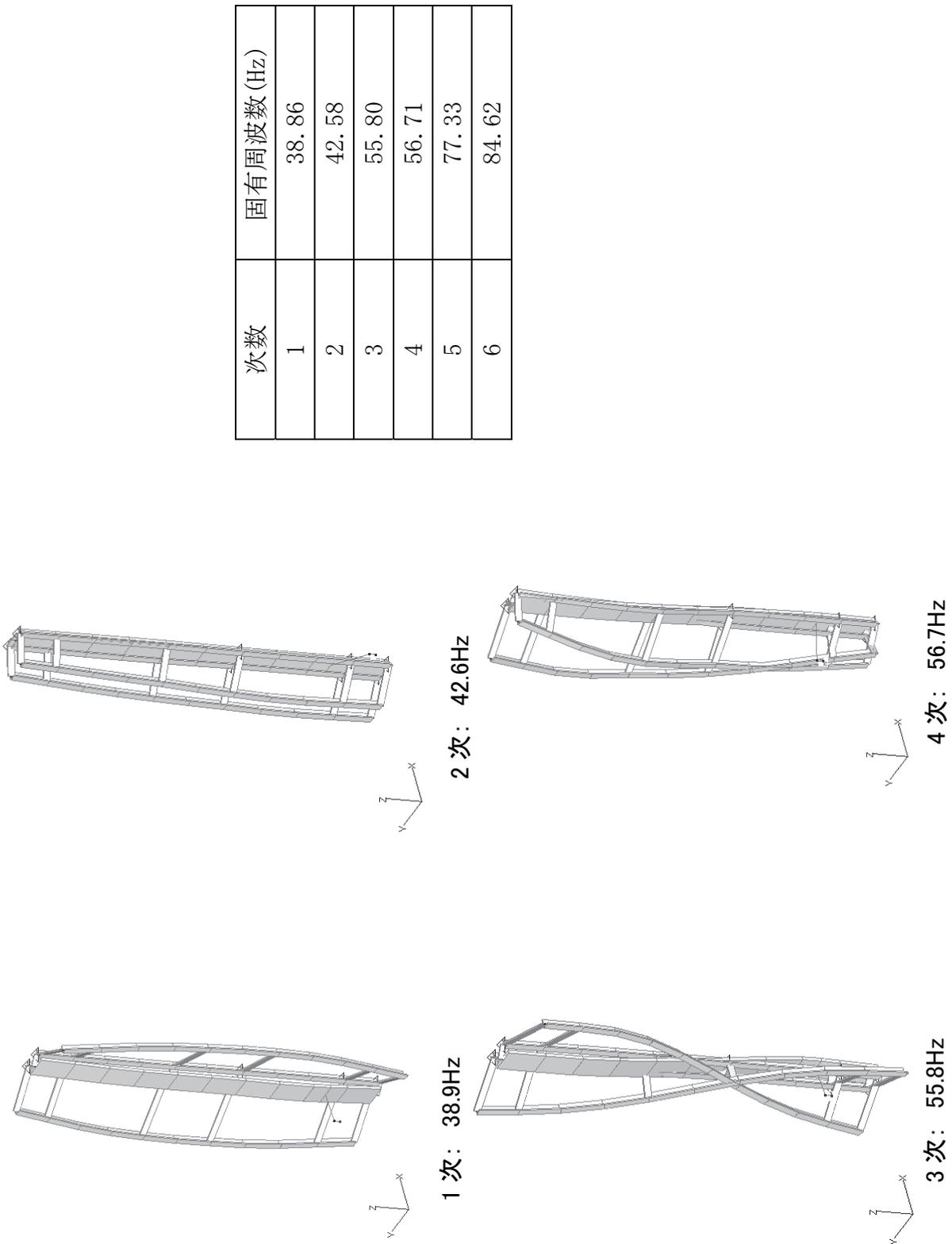


図 6.2.4.1-2 高精度水位計の固有値解析結果

#### 6.2.4.2 高精度水位計の制御設計

高精度水位計については、図 6.2.2.4-3 に示す動作フローを設定している。本フローに基づき制御設計を実施した。

##### (1) 基本動作

高精度水位計で考慮する機能及び動作は以下のとおりである。

- ①給水制限スイッチへの信号に基づき、レーザ変位計の計測位置を設定する。
- ②上記の計測位置に対して、昇降駆動装置を動作させ、所定の位置までレーザ変位計を移動させる。
- ③水位計測が完了した後は、ホームポジションに移動し、次の計測まで待機する。  
なお、水位を段階的に上昇させる場合は、ホームポジションには復帰せず、設定水位から 100 mm 上で待機する。
- ④水位測定結果としては、1)レーザ変位計の測定値と 2)ワイヤ式変位計の測定値を読み込み、PLC にて両者を足し合わせる演算を行う。

##### (2) 制御系の構成機器

高精度水位計は、測定精度を確保するために、RS-232C 通信としており、距離の制約から制御盤は炉室フード内壁に配置することで計画する。

PLC 等は制御室に設置する計画とし、炉室内に設置した制御盤と接続する。なお、測定器等は基本的には設定変更等を行う必要はないため、通常時での炉室内での操作等は不要とする。

制御系のシステム構成図を図 6.2.4.2-1 に示す。

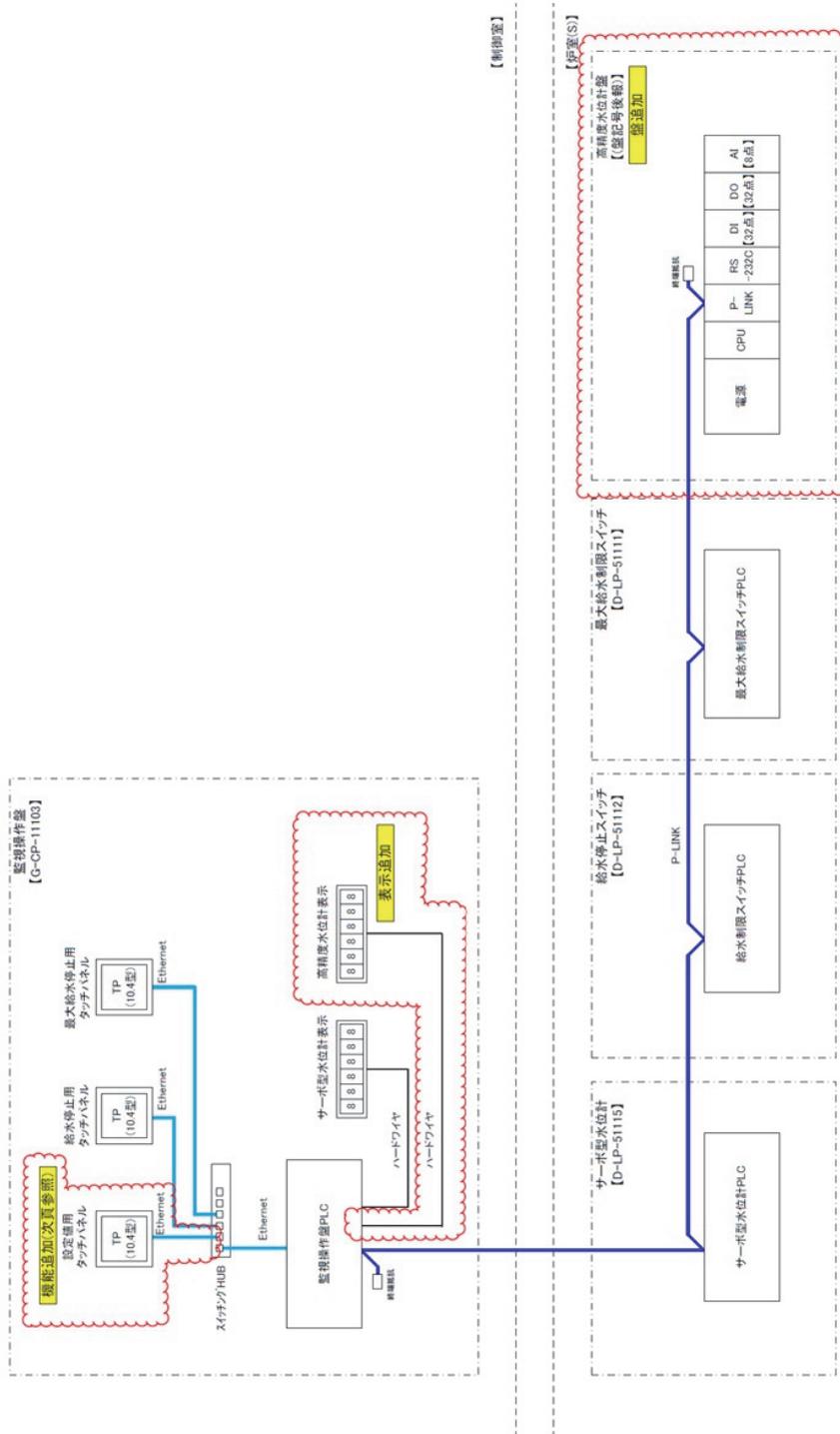


図 6.2.4.2-1 高精度水位計システム構成図

## 6.2.5 まとめ

本検討では、STACY 更新炉に使用する高精度水位計の運用上の課題に対して計測方法の見直しを行い、実機適用可能な高精度水位計の設計及びモックアップ試験を実施した。本検討の成果は以下のとおりである。

- ①実機適用可能なワイヤ式変位計及びレーザ変位計を選定し、高精度水位計の構造や運用計画の具体化を実施した。
- ②選定したセンサに対し、実力ベースでの検出精度をモックアップにより確認した。その結果、実機で計画している水位測定範囲（棒状燃料有効部下端を基準に400～1400mm）において、目標精度（ $\pm 0.2\text{mm}$ ）を満足することを確認した。
- ③モックアップの結果を反映し、実機高精度水位計の構造を検討し、実機の成立性について見通しを得た。

## 6.3 内挿管の詳細設計

### 6.3.1 目的及び概要

内挿管は、アルミ合金、ジルコニウム合金、ステンレス鋼その他の金属製の中空管又はそれを組み合わせたものであり、検出器、温度計、水位計その他の計測機器、核燃料物質、放射性物質その他の実験試料又はパルス中性子発生装置の加速管を STACY の炉心に挿入するために用いる。令和 3 年度事業では、内挿管の詳細設計を行った。

### 6.3.2 成果報告

#### (1) 内挿管の仕様

内挿管の仕様は以下のとおりである。

##### 1.1 基本設計条件

- ・ STACY 施設の核燃料物質使用変更許可書及び原子炉設置変更許可申請書に基づく機器であるため、これらの申請書等と齟齬が無い設計とする。

##### 1.2 技術仕様

###### 1) 材料

- ・ アルミニウム合金又はジルコニウム合金 (Zr-4 とする。) とする。下部端栓についても同材料とする。

###### 2) 寸法

- ・ 内挿管は細径、太径の径の異なる 2 種類を設計する。
- ・ 高さは 1495 (±2) mm とする。(下部端栓を装着した状態での上端から下端の寸法)
- ・ 外径は φ9.5 (±0.04) mm とし、強度を保てる範囲で内径を大きく (肉厚を薄く) する。ただし、内径 φ の最小値は 8.33 (+0.06、-0.0) mm とする。
- ・ 外径は φ28.5 (±0.05) mm とし、強度を保てる範囲で内径を大きく (肉厚を薄く) する。ただし、内径の最小値は φ26.7 (+0.06、-0.0) mm とする。

###### 3) 保守性及びその他の考慮

- ・ 内挿管内に物を入れない状態で炉内に設置した際に浮力で浮き上がらない設計 (内挿管の下部に鉛、タングステン等の重りを付ける。) とする。
- ・ 機器は、単純かつ保守の容易な構造とする。
- ・ 部品等の交換が必要な場合は、部品等の交換が容易にできるよう考慮する。

###### 4) 識別管理

- ・ 個々の機器には、管理番号を記入できるようにする。管理番号の記入は、機器の要求仕様及び強度を損なわない方法とする。

##### 1.3 達成すべき性能

###### 1) 歪み無く製作できること。

- ・ 内挿管は、STACY 更新炉の炉心に挿入する。したがって、挿抜に支障なくなめらかに挿入できるよう設計することが必要である。

###### 2) 適切な強度を有すること。

- ・ 内挿管は、手動にて運搬され、炉心に挿抜される。したがって、手動で運搬するときに破損 (歪むことも含む) しないこと。

- ・使用温度 80°Cに耐える強度を有すること。
  - ・下部端栓の溶接は、挿入物の重量に耐える強度を有すること。挿入物の重量は、外径  $\phi 9.5$  の内挿管で 775 g、外径  $\phi 28.5$  の内挿管で 1000 g とする。
  - ・自重による座屈、3 点曲げ（格子板の上・中・下で支持）を評価する。
- 3) 適切な耐水性及び水密性を有すること。
- ・軽水の中で長時間使用される。想定する水頭圧（外圧）は 2 m 水柱（約 20 kPa）とする。
- 4) 試験可能であること。
- ・原子炉等規制法に基づく許認可を得て製作され、また検査の対象となることが想定される。したがって、1)~3)の性能は、使用の適切な段階において確認可能であり、かつ製作後もその性能が保たれていることを非破壊的な手段によって確認できること。

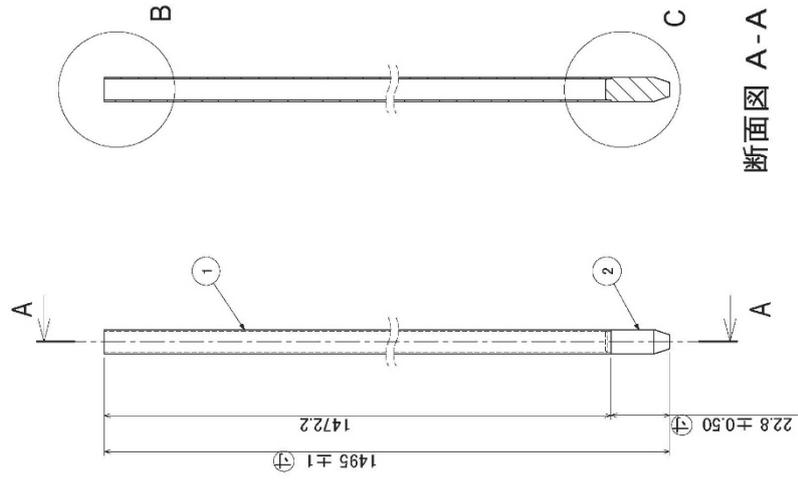
## (2) 内挿管の設計結果

内挿管の設計図を図 6.3.2-1 及び図 6.3.2-2 に示す。また、座屈及び耐震強度について計算を実施した。強度計算には、構造解析ツール「SOLIDWORKS Simulation」を用いた。計算モデルを図 6.3.2-3 から図 6.3.2-6 に、計算結果を表 6.3.2-1 に示す。

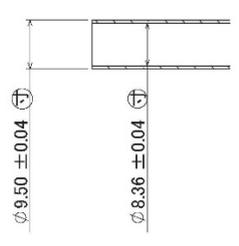
表 6.3.2-1 内挿管の強度計算結果

種類	材料	降伏応力 $\sigma_M$ (N/m <sup>2</sup> )	座屈 $\sigma_V$ (N/m <sup>2</sup> )	耐震強度 $\sigma_H$ (N/m <sup>2</sup> )	判定基準 $\sigma_M > \sigma_V, \sigma_H$
内挿管（細）	ジルカロイ	5.9e+07	3.43e+05	2.04e+06	○
内挿管（太）	アルミニウム	2.0e+08	1.52e+05	4.31e+05	○

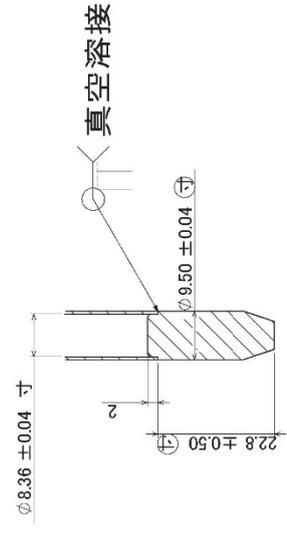
部品番号	部品名	材質	個数
1	細管パーツ1	チタニウム合金	1
2	細管パーツ2	チタニウム合金	1



断面図 A-A



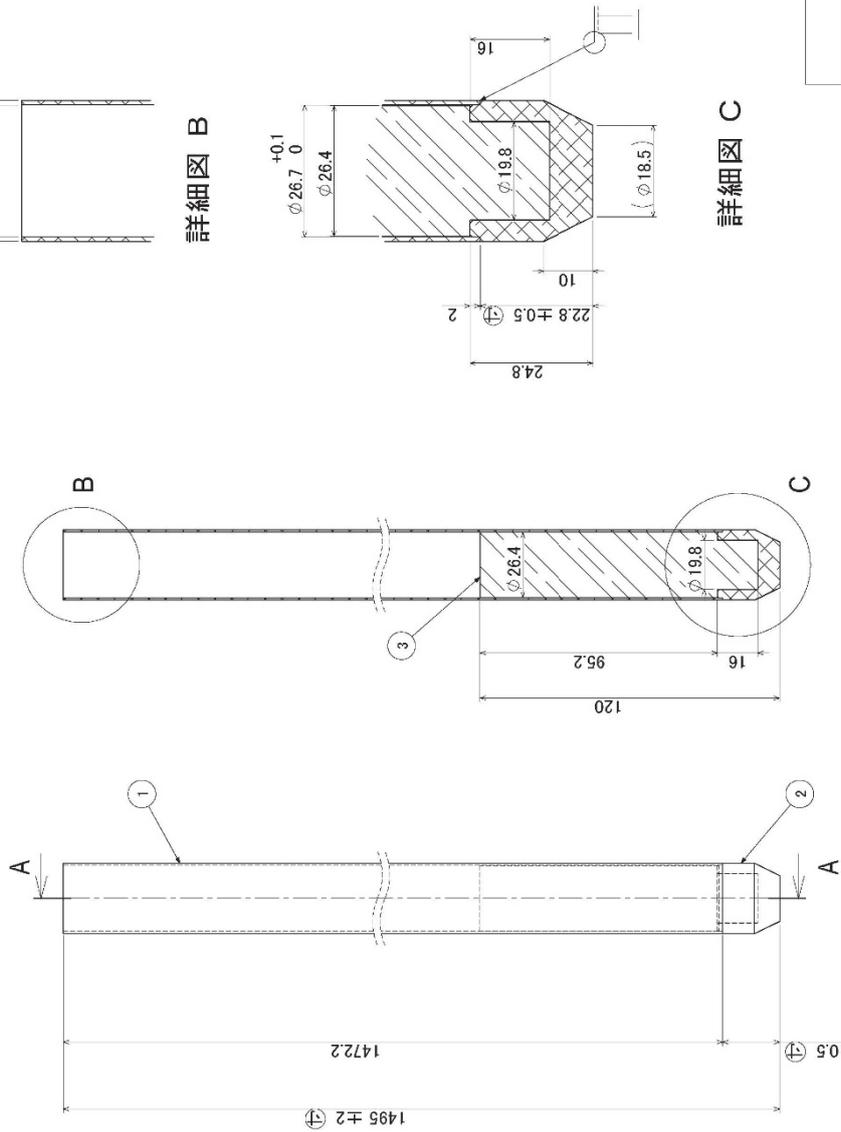
詳細図 B



詳細図 C

図 6.3.2-1 内挿管 (細) 設計図

部品番号	部品名	材料	個数
1	大管ハーツ1	A5052	1
2	大管ハーツ2	A5052	1
3	おもり	鉛	1



断面図 A-A

図 6.3.2-1 内挿管 (大) 設計図



図 6.3.2-3 内挿管（細）座屈計算モデル



図 6.3.2-4 内挿管（細）耐震強度計算モデル

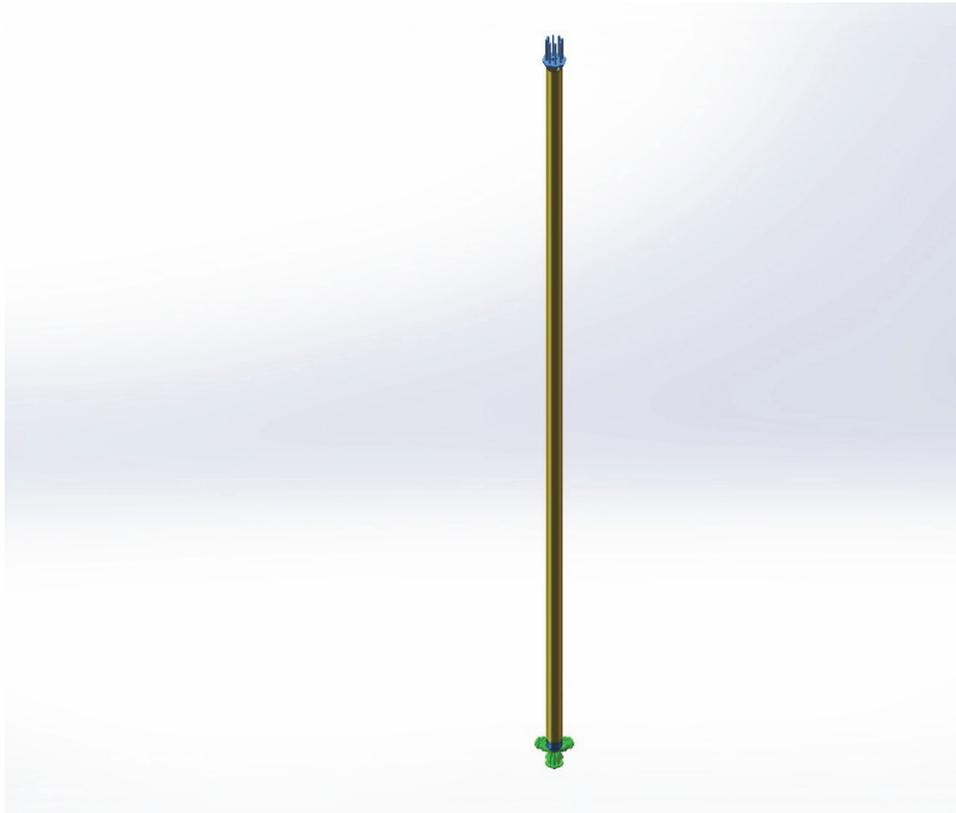


図 6.3.2-5 内挿管（太）座屈計算モデル

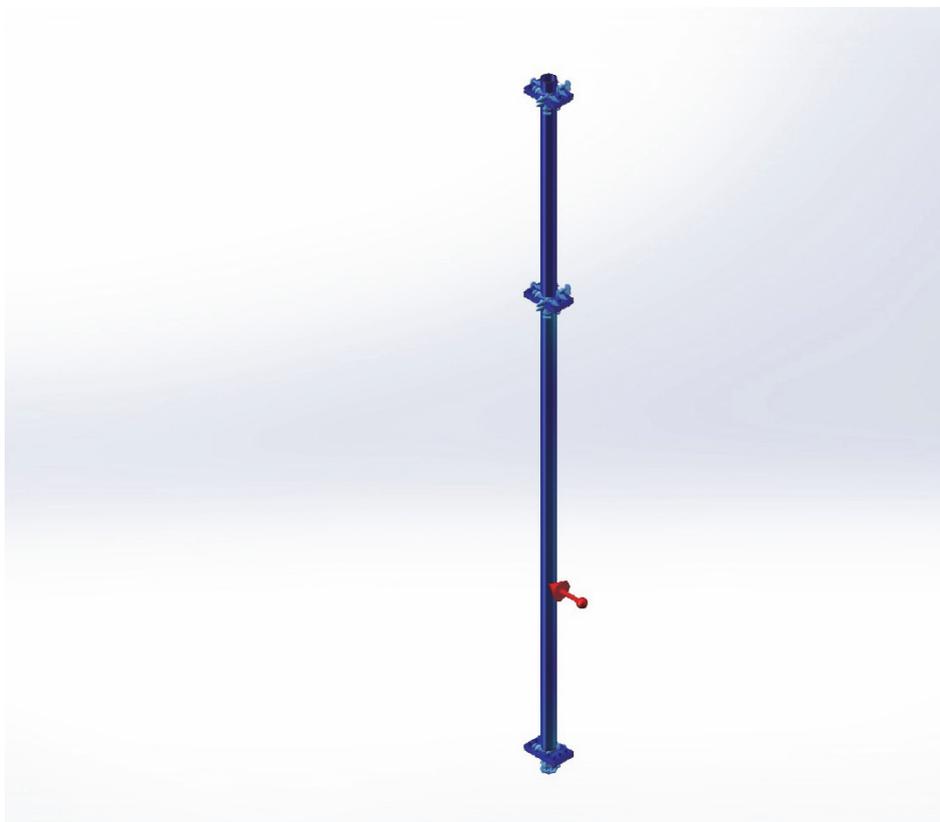


図 6.3.2-6 内挿管（太）耐震強度計算モデル

### 6.3.3 まとめ

本作業では、内挿管の製作に向けて詳細設計を行った。内挿管は外径 9.5cm、28.5cm の 2 種類、材料はそれぞれジルカロイ 4 とアルミニウムで設計した。また、この設計モデルにおいて強度計算を実施し、十分な強度を有することを確認した。今後は、本設計図書を用いて、設計及び工事の計画の認可申請を行う。

## 6.4 燃料試料挿入管の詳細設計

### 6.4.1 目的及び概要

燃料試料挿入管は、アルミ合金、ジルコニウム合金の中空管及びステンレス鋼製の端栓で構成され、ウラン粉末と構造材（ジルコニウム、コンクリート等）を混ぜたデブリ模擬体ペレットを STACY の炉心に挿入するために用いる。燃料試料挿入管には短尺と長尺の 2 種類があり、このうち短尺については詳細設計及び製作を、長尺については詳細設計を行った。

### 6.4.2 成果報告

#### (1) 燃料試料挿入管の仕様

燃料試料挿入管の仕様は以下のとおりである。

##### 1.1 基本設計条件

- ・ STACY 施設の核燃料物質使用変更許可書及び原子炉設置変更許可申請書に基づく機器であるため、これらの申請書等と齟齬が無い設計とする。

##### 1.2 技術仕様

###### 1) 材料

- ・ アルミニウム合金又はジルコニウム合金（ジルカロイ-4 とする。）とする。下部端栓についても同材料とする。また、上部端栓についてはステンレス鋼製とする。

###### 2) 寸法

- ・ 燃料試料挿入管の種類は短尺と長尺の 2 種類を設計する。なお、上部端栓及び下部端栓の寸法・構造は共通とし、中空管のみ異なる寸法とする。
- ・ 短尺の高さは 350 mm とする。（下部端栓を装着した状態での上端から下端の寸法）
- ・ 長尺の高さは 1500 mm とする。（下部端栓を装着した状態での上端から下端の寸法）
- ・ 外径は  $\phi 9.5$  mm、内径は  $\phi 8.4 (\pm 0.1)$  mm とする。

###### 3) 保守性及びその他の考慮

- ・ 機器は、単純かつ保守の容易な構造とする。
- ・ 部品等の交換が必要な場合は、部品等の交換が容易にできるよう考慮する。

##### 1.3 達成すべき性能

###### 1) 歪み無く製作できること。

- ・ 燃料試料挿入管は、短尺のものは STACY 更新炉の炉心中央部にある可動装荷物駆動装置の収納部に、長尺のものは炉心を構成するための格子板にそれぞれ手動で挿抜される。したがって挿抜に支障なくなめらかに挿入できるよう設計・製作する。

###### 2) 適切な強度を有すること。

- ・ 燃料試料挿入管は、手動にて運搬され、炉心に挿抜される。したがって、手動で運搬するときに破損（歪むことも含む）しないこと。

###### 3) 適切な耐水性及び水密性を有すること。

- ・ 燃料試料挿入管は、軽水の中で長時間使用される。したがって、水没したときに、内部に水が浸入しないこと、かつ内部の成分が外部に漏出しないこと。想定する水頭圧（外圧）は 2 m 水柱（約 20 kPa）とする。

4) 繰り返し作業可能であること。

- ・燃料試料挿入管は、内部にウラン粉末と構造材（ジルコニウム、コンクリート等）を混ぜたデブリ模擬体ペレットを挿入し、端栓で密封する。臨界試験に合わせてこの作業を繰り返すため、上部端栓は容易に着脱可能であると共に、移動中・臨界試験中に端栓が意図せず開封することを防ぐ構造とする。

5) 試験可能であること。

- ・燃料試料挿入管は、原子炉等規制法に基づく許認可を得て製作される。製作の適切な段階において確認可能であり、かつ製作後もその性能が保たれていることを非破壊的な手段によって確認できること。

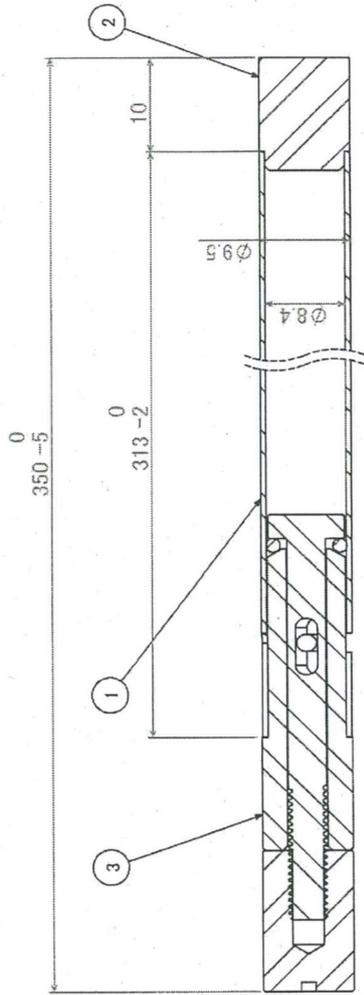
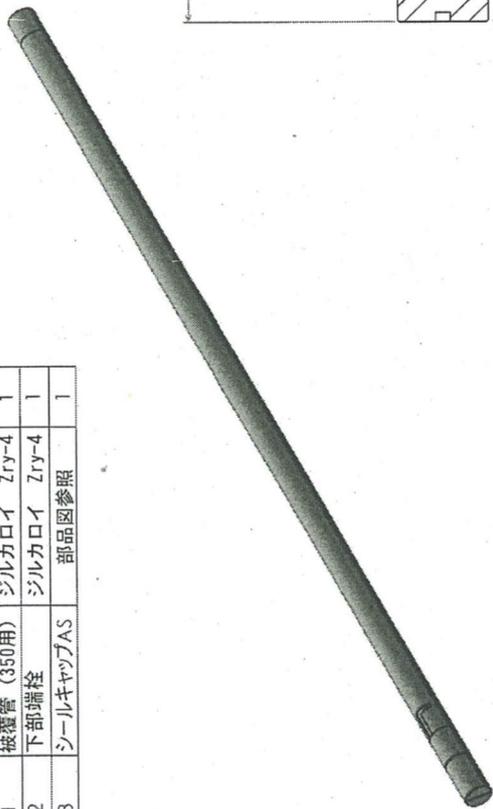
## (2) 燃料試料挿入管の設計結果

燃料試料挿入管の設計図を図 6.4.2-1 及び図 6.4.2-2 に示す。また、座屈について計算を実施した。強度計算には、構造解析ツール「SOLIDWORKS Simulation」を用いた。計算モデルを図 6.4.2-3 に、計算結果を表 6.4.2-1 に示す。なお、短尺については、長尺の燃料試料挿入管の結果に包含される。

表 6.4.2-1 燃料試料挿入管の強度計算結果

種類	材料	降伏応力 $\sigma_M$ (N/m <sup>2</sup> )	座屈 $\sigma_V$ (N/m <sup>2</sup> )	判定基準 $\sigma_M > \sigma_V$
燃料試料挿入管 (長尺)	ジルカロイ	$5.9 \times 10^7$	$9.5 \times 10^5$	○

部品番号	部品名	Material	個数
1	被覆管 (350用)	ジルカロイ Zry-4	1
2	下部端栓	ジルカロイ Zry-4	1
3	シールキャップAS	部品図参照	1



断面図 A-A  
スケール 2:1

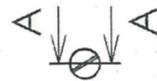
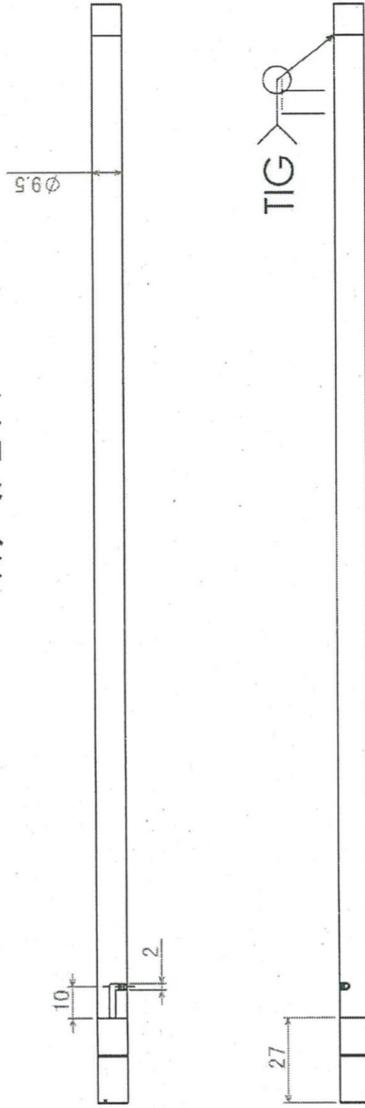


図 6.4.2-1 燃料試料挿入管 (短尺) 設計図

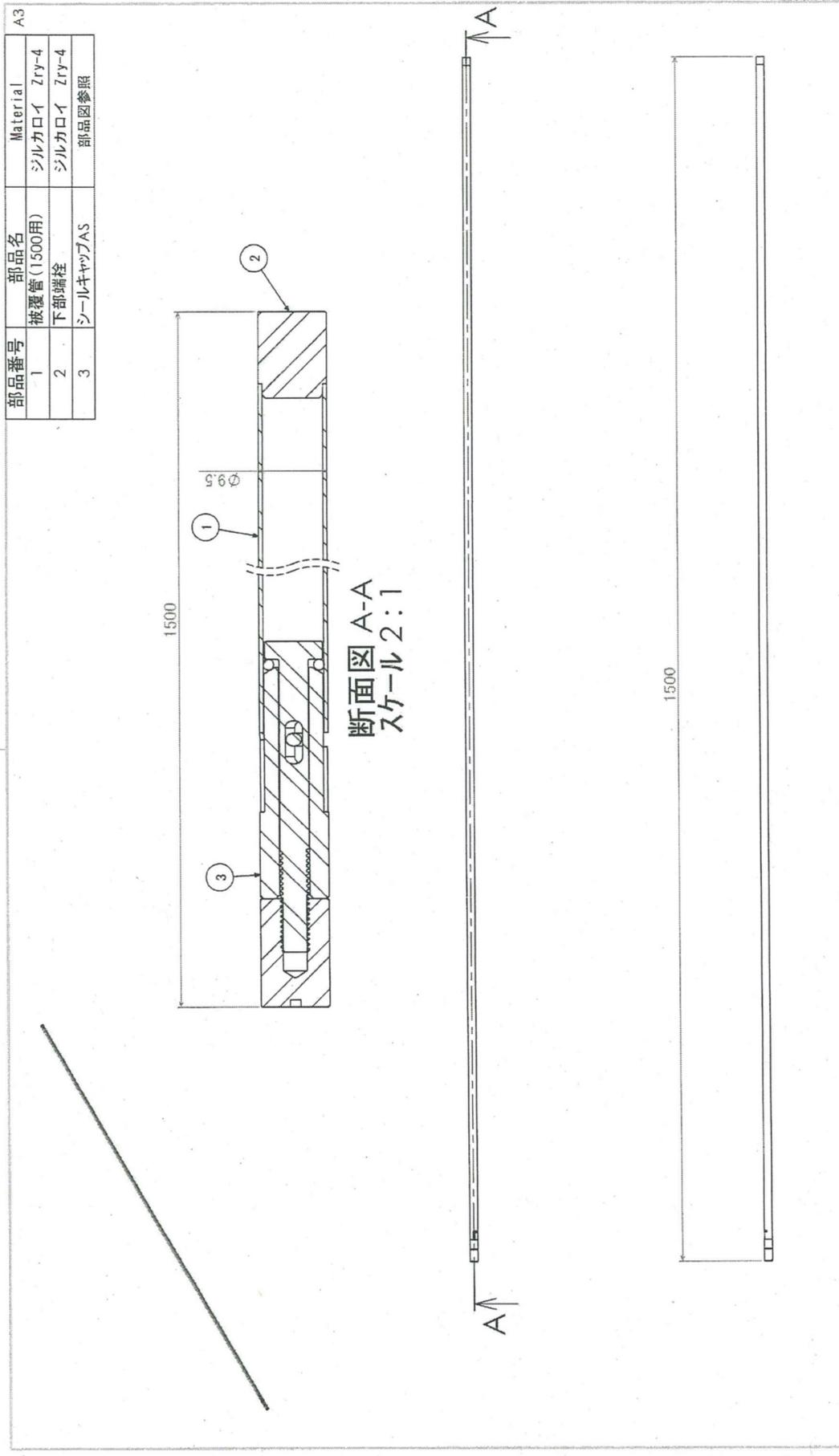


図 6.4.2-2 燃料試料挿入管 (長尺) 設計図

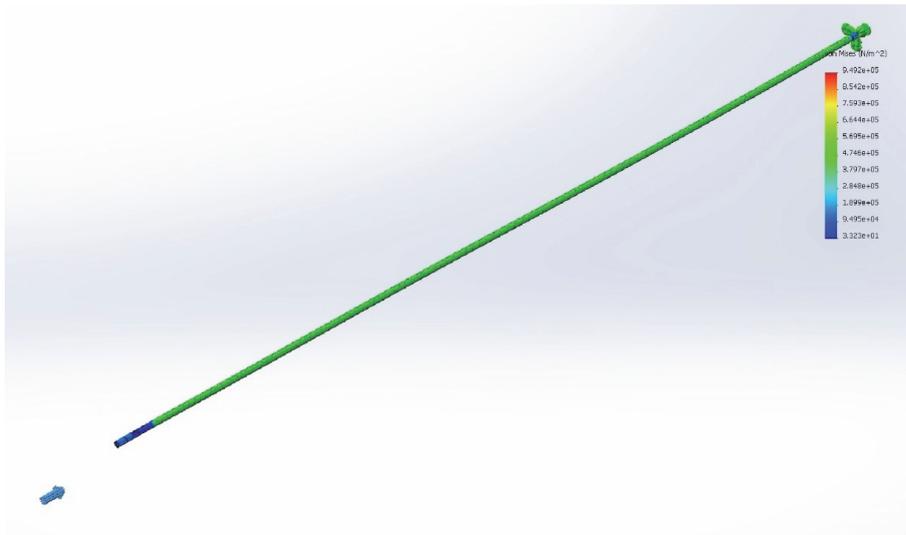


図 6.4.2-3 燃料試料挿入管（長尺）座屈計算モデル

### (3) 燃料試料挿入管（短尺）の製作

燃料試料挿入管（短尺）の設計に基づき 30 本の製作を行った。また、製作中又は製作後の燃料試料挿入管について、材料検査、寸法検査、溶接検査、外観検査、耐圧検査、水密試験、動作試験を行った。試験検査の概要について表 6.4.2-2 に示す。また、完成した燃料試料挿入管（短尺）を図 6.4.2-4 及び図 6.4.2-5 に示す。

表 6.4.2-2 燃料試料挿入管の試験検査の概要

検査名	検査の概要	検査結果
材料検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・素材メーカから購入時に添付されるミルシート（鋼材検査証明書）の内容の確認による。</li> <li>・材料検査には、化学成分の分析、機械的強度試験を含むものとし、試験方法、合格基準及び許容値は JIS による。</li> <li>・JIS 等の公的規格が定められていない材料については、材料メーカでの材料証明書を確認する。</li> </ul>	合格
寸法検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主要寸法をスケール、ノギス等で測定し、設計図書記載の主要寸法と許容差内で一致することを確認する。</li> </ul>	合格
溶接検査	<p>被覆管及び下部端栓の溶接検査は、溶接作業検査、非破壊検査とし、以下により試験検査を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接作業検査 溶接を行うものが JIS 等の公的機関の資格を有していることを溶接士リストにより確認する。</li> <li>・非破壊検査 液体浸透深傷検査(JIS Z2343)または磁粉探傷試験(JIS G0565)を実施し、溶接部の健全性を確認する。</li> </ul>	合格
外観検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観を目視により確認し、有害な変形及び傷等がないことを確認する。</li> <li>・配線等については、ねじれ等がなく適切に結束されていることを確認する。</li> </ul>	合格
耐圧検査	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ヘリウムリーク法又は発泡法により漏れ（圧力降下）、変形等の異常がないことを確認する。</li> </ul>	合格
水密試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水頭圧 2 m にて、機器内部に水が浸入しないことを確認する。保持時間は 1 時間程度とし、水温は 80 °C 程度とする。</li> </ul>	合格
動作試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各部材がスムーズに嵌め合うことを確認する。</li> </ul>	合格



図 6.4.2-4 燃料試料挿入管（短尺）の全体

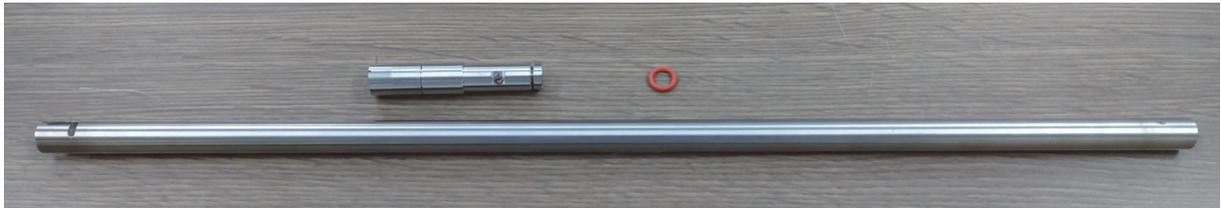


図 6.4.2-5 燃料試料挿入管（短尺）の開放状態

### 6.4.3 まとめ

本作業では、燃料試料挿入管の詳細設計及び短尺の燃料試料挿入管の製作を行った。燃料試料挿入管は短尺及び長尺で外径 9.5 mm、全長 350 mm（短尺）又は 1500 mm（長尺）の 2 種類、材料はジルカロイ-4 及びステンレス鋼で設計した。また、この設計モデルにおいて強度計算を実施し、十分な強度を有することを確認した。さらに短尺の燃料試料挿入管については設計に基づき 30 本製作した。今後、長尺の燃料試料挿入管については本設計図書を用いて、設計及び工事の計画の認可申請を行う。

## 6.5 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の組成分析技術の高度化の検討

### 6.5.1 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。実験には、燃料デブリに含まれると考えられる構造材の組成を模擬した実験用装荷物（以下「デブリ構造材模擬体」）を用いる予定である。

デブリ構造材模擬体の内、コンクリートを模擬したデブリ構造材模擬体（コンクリート）は、コンクリート模擬物質をペレット状に加工したものを、アルミニウム合金製の管に封入したものである。デブリ構造材模擬体（コンクリート）を用いた実験の精度を担保するためには、コンクリート模擬物質で製作されたペレットの組成を正確に測定することが必要である。また、コンクリート模擬体（コンクリート）の製作においては、多数のペレットを製作することから、そのバラつきを評価するため、多数回の測定を効率的に実施することが必要である。

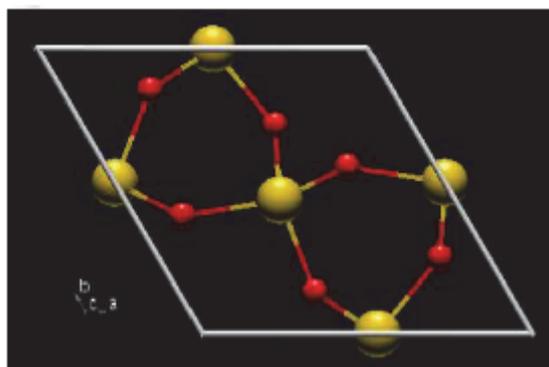
そこで本作業では、コンクリート模擬物質の組成情報を精度よく、効率的に取得するため、多元素同時測定が可能な X 線回折法（XRD）及び蛍光 X 線分析（XRF）による分析の効率化を検討した。

### 6.5.2 X 線回折法（XRD）

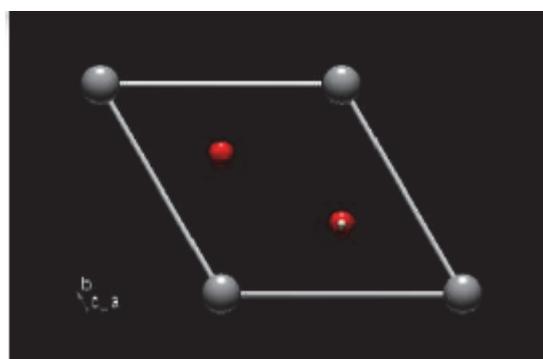
X 線回折法は試料に X 線を照射した際に、X 線が原子の周りにおける電子によって散乱、干渉することによって生じる回折を解析する手法である。今回の測定では、存在すると想定される結晶の構造モデルから回折パターンを計算し、その計算結果とコンクリート模擬物質の試料測定で得られる回折パターンをフィッティングすることにより定量分析する手法（リードベルト解析）を用いた。

#### (1) 想定される結晶の構造モデル

本分析では、 $\text{SiO}_2$  が含まれる石英（Quartz）や  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  が含まれるポートルンダイトなど 18 種類の結晶層を想定し分析した。想定した結晶の構造例を図 6.5-1 に示す。想定した結晶層 18 種類からの回折パターンを計算し利用した。



石英



ポートルンダイト

図 6.5-1 想定した結晶の構造

## (2) 試料の回折スペクトル

コンクリート模擬物質の試料測定で得られた回折スペクトルを図 6.5-2 に示す。このスペクトルに対し、(1)の結晶の構造モデルから計算された回折パターンをフィッティングすることで、試料内に含まれる元素の定量を行った。フィッティングに当っては、計算値と測定値の残差が基準値以下になるようにイタレーションを行った。図 6.5-2 下部に計算値と測定値の残差を示す。18 種類の結晶を想定することで、測定スペクトルを再現できていることがわかる。

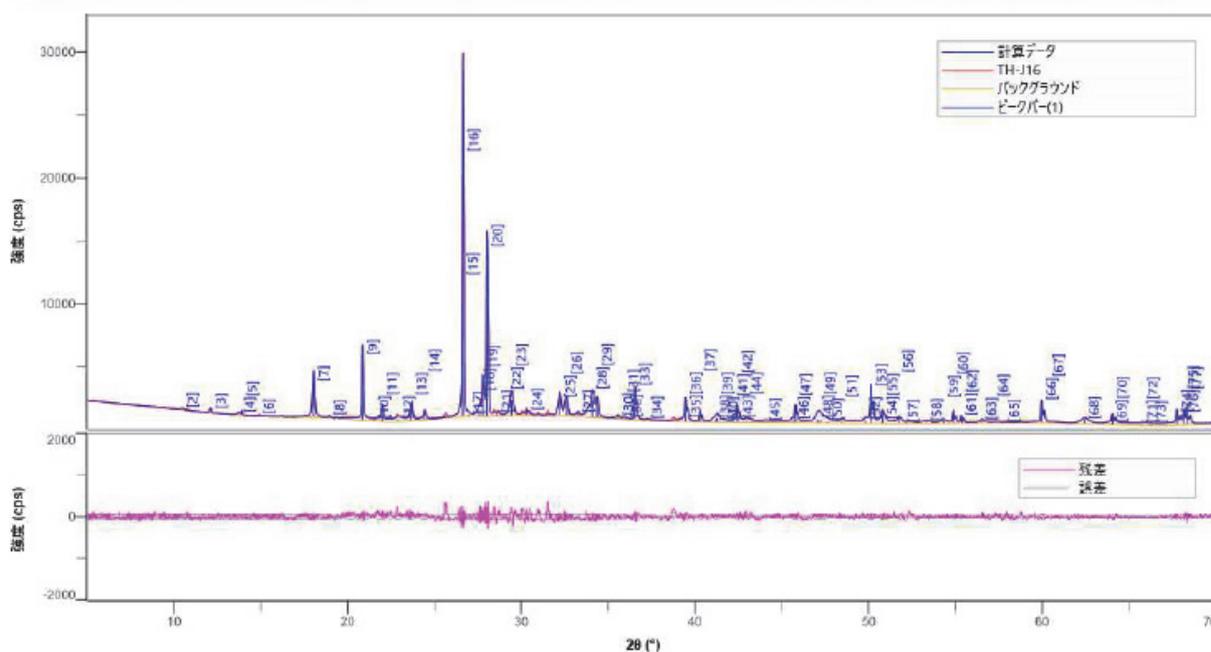


図 6.5-2 コンクリート模擬物質の試料測定で得られた回折スペクトルの例

## (3) 分析結果

本作業で実施した測定結果の1つを表 6.5-1 に示す。表中 **Sample1-2** は試料中の自由水を再度放出するため、再度加熱した試料を分析した結果である。また比較のため、試料を融解し、誘導結合プラズマ質量分析等を用いた湿式分析の結果も同様に示す。炭素、ナトリウム、アルミニウム、ケイ素、硫黄、カリウム、マグネシウム、鉄の測定結果は湿式分析の結果と誤差の範囲で一致することがわかった。水素については、湿式分析と XRD との結果は異なっているが、XRD の **Sample1-1** と **Sample1-2** の結果はよく一致していることがわかる。XRD の測定では、試料に含まれる自由水（結合していない水）は測定することができないため、湿式分析と XRD (**Sample1-1**) 差が生じたと考えられる。一方で、再度、自由水を除いた **Sample1-2** と **Sample1-1** はよく一致していることから結晶中に含まれる水素は精度よく測定できていると考えられ、XRD はコンクリート模擬物質の結晶中に存在する水素を測定する手法として有望な結果が得られた。

表 6.5-1 XRD による分析結果と湿式分析の比較

	XRD(Sample1-1)		XRD(Sample1-2)		湿式分析 (Sample1)	
	Ave.	$\sigma$	Ave.	$\sigma$	Ave.	$\sigma$
H	0.371	0.174	0.496	0.180	0.882	0.011
C	1.566	0.568	1.810	0.633	1.902	0.025
O	45.981	1.153	47.014	1.218	43.98	0.795
Na	1.337	0.454	1.166	0.214	0.898	0.016
Mg	0.724	0.681	0.215	0.169	0.724	0.006
Al	4.885	1.540	4.397	2.033	3.759	0.030
Si	21.030	0.964	21.577	1.305	20.379	-
S	0.296	0.226	0.193	0.116	0.515	0.023
K	1.066	0.704	0.442	0.220	0.543	0.006
Ca	21.353	2.803	21.230	3.592	19.235	0.110
Fe	1.372	0.481	1.031	0.431	1.612	0.027
Total	99.98		99.571		94.428	

単位wt%

### 6.5.3 蛍光 X 線分析 (XRF)

蛍光 X 線分析 (XRF) は一定以上のエネルギーを持つ X 線の照射により励起された原子から脱励起の際に放出される特定のエネルギーを持った蛍光 X 線を検出する手法である。XRF による定量では、蛍光 X 線スペクトルの強度を用いる。このとき、X 線強度は共存元素、特に主要元素の影響 (マトリックス効果) を受けるため、濃度との線形関係が得られないことがあり、試料の調整を行う。

#### (1) 試料の調整

粉体試料の調整方法は、ルースパウダー法、プレス法、ガラスビード法などがある。マトリックス効果を軽減するためにはガラスビード法が適しているが前処理に係る手間が大きく多数の試料の測定には不向きである。本検討では、一部をガラスビード法で、多数の試料についてはルースパウダー法で行った。

#### (2) 分析結果

XRF による表 6.5-1 に示した Sample1-1 の結果を表 6.5-2 に示す。XRF では測定不能な元素で別の分析により判明している、水素、炭素、酸素、硫黄の分析値を考慮し、補正した。マトリックス効果の影響が少ないガラスビード法による結果は湿式分析と比較し、よく一致した一方で、測定準備が簡易で多数の試料を測定可能なルースパウダー法は湿式分析と

比べて差が大きく、補正を行う必要があることがわかった。一方で、水素等の既知情報を基に行った XRF の測定結果はバラつきの少ない結果が得られており、先行して分析を行うことにより得られる組成情報を前提にすれば、バラつきの少ない測定が可能と考えられる。

表 6.5-2 XRF による分析結果と湿式分析の比較

	XRF(GB)	XRF(LP)		湿式分析	
		Ave.	$\sigma$	Ave.	$\sigma$
H	0.88	0.88	0.882	0.011	
C	1.9	1.9	1.902	0.025	
O	47.5	47.64	0	43.98	0.795
Na	0.87	0.31	0.06	0.898	0.016
Mg	0.71	0.89	2	0.724	0.006
Al	3.71	4.47	0.14	3.759	0.03
Si	19.39	17.29	0.37	20.379	
S	0.64	1.6	0.07	0.515	0.023
K	0.53	0.62	0.05	0.543	0.006
Ca	19.33	21.79	0.43	19.235	0.11
Fe	1.99	1.95	0.06	1.612	0.027
Total	97.44	99.33		94.428	

単位:wt%

#### 6.5.4 まとめ

本作業において、デブリ構造材模擬体（コンクリート）に挿入するコンクリート模擬物質の組成情報を精度よく、効率的に取得するため、多元素同時測定が可能な X 線回折法 (XRD) 及び蛍光 X 線分析 (XRF) による分析の効率化を検討した。

XRD 分析は着目元素をほぼ網羅した測定が可能で、湿式析結果とよい一致が得られた。一方で、水素については、試料の状態によって自由水の影響があることが分かった。XRF 分析は測定不可な元素があるものの、別の手法により得られた結果をもとに測定可能な元素を評価するといった方法であれば、有用である可能性が高いことが分かった。

以上より、湿式分析、XRD 及び XRF を組み合わせることで、精度よく、効率的に組成分析を行うことができる見込みを得た。

## 第7章 デブリ模擬臨界実験用燃料の準備

### 7.1 棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送の準備

#### 7.1.1 目的及び概要

##### (1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料の輸送契約に基づき、令和3年度事業として輸送容器の年次点検並びに空輸送容器及び資機材等の移送準備を実施する。なお、当該燃料は露国で製作したものであり、令和4年2月のロシア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た。現時点における輸送情報の確認として、輸送ルートの確認等を実施する。

##### (2) 概要

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

##### 1) 棒状燃料

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

##### 2) デブリ模擬体用粉末燃料

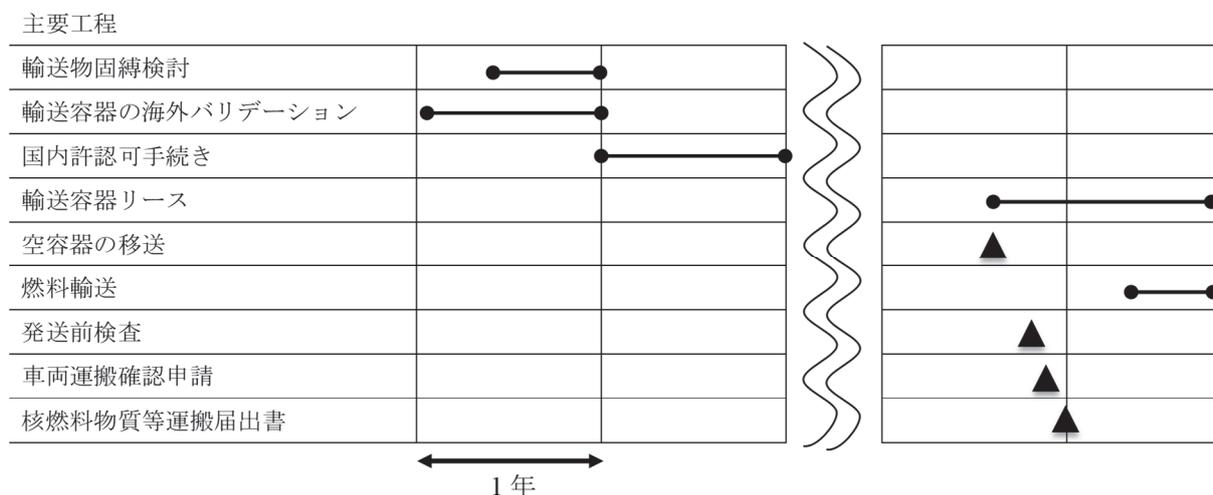
性状	: UO <sub>2</sub> 粉末
濃縮度	: 4.95+0.02/-0.05 wt%
数量	: 約 38 kg-U
輸送物区分	: A 型核分裂性輸送物 (核物質防護区分Ⅲ)
輸送容器	: NPC 型輸送容器 2 基
荷姿	: 20 フィートドライコンテナ 1 基

主要工程としては、輸送容器の海外バリデーション、輸送容器リース、空容器の移送、燃料輸送に係る国内許認可手続き、発送前検査、燃料の輸送等である。輸送に向け、主要な工程を表 7.1-1 に示す。

令和3年度年度事業では、本案件を進めて行くにあたり、RAJ-III S 型輸送容器用の 20 フィートオープントップコンテナ及び NPC 型輸送容器用の 20 フィートドライコンテナの移送並びに輸送容器の年次点検を行い、燃料輸送の準備を進める。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施について、海外燃料製造メーカの

Novosibirsk Chemical Concentrates Plant（以下「NCCP 社」という。）及び輸送を担当する株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（以下「GNF-J」という。）と協議する。また、現時点における輸送ルートの確認を実施する。輸送ルートの確認として、当初予定していた輸送ルートの確認の他、新たな輸送方法の可能性についても検討した。

表 7.1-1 燃料輸送に係る主要工程



### 7.1.2 実施内容

#### (1) 輸送容器用のコンテナの移送

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。令和 4 年 1 月時点ではロシアーウクライナ問題が発生しておらず、コンテナ移送については予定通りに実施された。

#### (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 3 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ーウクライナ問題から、輸送容器の移送を中断している。

#### (3) NCCP 社及び GNF-J 社との協議

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

#### ①リモートによる発送前検査の実施

本案は、Web 中継等を利用し、NCCP 社での発送前検査を日本から行うものである。しかしながら、発送前検査は NCCP 社内の核物質管理エリアでの実施となることから、NCCP 社より動画撮影が許可できないとの回答を得たため、本案の実施は不可能との結論に至った。

#### ②第三者検査機関による発送前検査の実施

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

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

#### (4) 輸送ルートの確認

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

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

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

また、露国、米国および日本の陸上輸送、海上輸送に係る手続き（輸送経路、通関手続、船舶ブッキング時期）については、変更がないことを確認した。しかしながら、陸上輸送、海上輸送共に輸送キャリアの Class 7 貨物引受の状況や、航路や頻度の変更が頻繁に行われるため、想定していた輸送方法にて輸送が行えなくなる可能性がある。その対策として、いち早

く情報が流れる軽水炉用燃料輸送のネットワークから最新の情報を入手し、引き続き海外輸送会社へ情報を共有し対策を検討する。

#### (5) L型輸送物としての燃料輸送

現時点においては、「(3)NCCP社及びGNF-J社との協議」に記載のとおり、露国への渡航の制限により発送前検査が困難な状況である。渡航制限が解除され次第、発送前検査を実施できるように事前準備を進める一方、現状が変わらないという事態も想定し、発送前検査を実施せずに輸送可能な方法について検討した。

発送前検査は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」で定められている原子力規制庁による運搬に関する確認の中の項目の一つであり、運搬に関する確認の必要性については下記の通り記載がある。

#### 【核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律】（抜粋）

（運搬に関する確認等）

第五十九条 原子力事業者等（原子力事業者等から運搬を委託された者を含む。以下この条において同じ。）は、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物を工場等の外において運搬する場合（船舶又は航空機により運搬する場合を除く。）においては、運搬する物に関しては原子力規制委員会規則、その他の事項に関しては原子力規制委員会規則（鉄道、軌道、索道、無軌条電車、自動車及び軽車両による運搬については、国土交通省令）で定める技術上の基準に従つて保安のために必要な措置（当該核燃料物質に政令で定める特定核燃料物質を含むときは、保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置）を講じなければならない。

2 前項の場合において、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物による災害の防止及び特定核燃料物質の防護のため特に必要がある場合として政令で定める場合に該当するときは、原子力事業者等は、その運搬に関する措置が同項の技術上の基準に適合することについて、運搬する物に関しては原子力規制委員会規則で定めるところにより原子力規制委員会の、その他の事項に関しては原子力規制委員会規則（鉄道、軌道、索道、無軌条電車、自動車及び軽車両による運搬については、国土交通省令）で定めるところにより原子力規制委員会（鉄道、軌道、索道、無軌条電車、自動車及び軽車両による運搬については、国土交通大臣）の確認を受けなければならない。

また、運搬に関する確認が必要となる核燃料物質については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」に記載されており、「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」において具体的に記載されている。

#### 【核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令】（抜粋）

（運搬に関する確認を要する場合）

第四十八条 法第五十九条第二項に規定する政令で定める場合は、次の表の上欄に掲げる場合について、それぞれ同表の下欄に掲げるもののいずれかに該当する核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物を運搬する場合とする。

<p>一 法第五十九条第一項の規定により保安のための措置が必要な場合</p>	<p>イ 放射線障害防止のための措置が特に必要な核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物であつて、原子力規制委員会規則（国土交通大臣の確認を要する場合にあつては、国土交通省令。以下この表において同じ。）で定めるもの</p> <p>ロ 臨界防止のための措置が特に必要な核燃料物質であつて、原子力規制委員会規則で定めるもの</p>
<p>(後略)</p>	

**【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】**（抜粋）

(確認を要する核燃料物質等)

第十八条 令第四十八条の表第一号イの原子力規制委員会規則で定める核燃料物質等は、第三条第一項第三号に規定する核燃料物質等（同条第二項及び第十四条の規定により運搬されるものを除く。）及び第十二条第二項に規定する六ふつ化ウランとする。

2 令第四十八条の表第一号ロの原子力規制委員会規則で定める核燃料物質は、核分裂性物質（原子力規制委員会の定めるものを除く。）とする。

(核燃料輸送物としての核燃料物質等の運搬)

第三条 核燃料物質等は、次の各号に掲げる核燃料物質等の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める種類の核燃料輸送物として運搬しなければならない。

- 一 危険性が極めて少ない核燃料物質等として原子力規制委員会の定めるもの L型輸送物
- 二 原子力規制委員会の定める量を超えない量の放射能を有する核燃料物質等（前号に掲げるものを除く。） A型輸送物
- 三 前号の原子力規制委員会の定める量を超える量の放射能を有する核燃料物質等（第一号に掲げるものを除く。） BM型輸送物又はBU型輸送物

以上の法令に基づき、L型輸送物またはA型輸送物かつ非核分裂性物質の輸送においては、原子力規制庁による運搬確認が不要であることから、露国現地での発送前検査は不要となる。さらに、核分裂性輸送物とならない核燃料輸送物については「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技術上の基準に係る細目等を定める告示」に定められている。

**【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技術上の基準に係る細目等を定める告示】**（抜粋）

(核分裂性輸送物とならない核燃料輸送物)

第二十三条 規則第十一条の原子力規制委員会の定める核分裂性物質に係る核燃料輸送物は、次の各号のいずれかに該当するもの（一の荷送人により二以上の核燃料輸送物を運搬するに当たり、同一の車両又は運搬機器に当該各号に該当するもののうち他の号に該当するものと混載されるものを除く。）とする。

(中略)

五 一の荷送人により一又は二以上の核燃料輸送物を専用積載として運搬するに当たり、当該核燃料輸送物全てに含まれる核分裂性核種の重量が四十五グラムを超えないもの  
(後略)

上記の「専用積載」については、「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」に定義されている。

【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】 (抜粋)

(定義)

第一条 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

(中略)

七 専用積載 鉄道、軌道若しくは無軌条電車の車両、索道の搬器、自動車、軽車両又はコンテナ（内容積が三立方メートルを超えるものに限る。）が一の荷送人によつて専用され、かつ、運搬する物の積み込み及び取卸し等の取扱いが荷送人又は荷受人の指示によつて行われる積載の方法をいう。

(後略)

STACY 更新炉用のウラン燃料に含まれる核分裂性核種は U-235 であるため、上述する国内法令に基づき、以下の条件を満たすことで非核分裂性物質と分類され、運搬確認の対象から外れる。

- ・ 輸送 1 回当たりの U235 量を 45g 以下とする事
- ・ 自動車またはコンテナ（内容積が三立方メートルを超えるものに限る。）による専用積載にて輸送する事

なお、本輸送は海外から国内への国際輸送であることから、国連番号（UN 番号）による取り扱いにも対応する必要がある。STACY 更新炉用のウラン燃料を L 型輸送で輸送する場合、国連番号は「UN 2910：放射性物質、適用除外輸送物一少量の物質」となる。

UN 2910 において STACY 更新炉用のウラン燃料を輸送する場合、求められる手続きは下記となる。

手続の名称	提出先	手続実施者	手続時期
危険物明細書	航空会社	商社	輸送の 1 ヶ月前まで
輸送計画書	国土交通省/規制庁 (提出は規制上の義務ではないが、国内であまり例のある輸送方法でないため用意するものとする。)	商社	-
輸入承認申請	経済産業省 貿易経済協力局 貿易管理部 貿易審査課	事業者(商社)	輸入通関実施の 1.5 ヶ月前まで
貨物保険	損害保険会社	商社	輸送開始前まで

輸入通関	大阪税関 堺税関支署 岸和田出張所	輸送会社	成田空港入港後
核燃料物質受 払計画等報告 書	原子力規制庁 放射線対策・保障措置 課 保障措置室	事業者	開梱開始の1ヶ月前、 施設到着予定日のい ずれか
核燃料物質輸 入実施計画書	原子力規制庁 放射線対策・保障措置 課 保障措置室	事業者	6月末及び12月末
国際規制物質 使用届出書	原子力規制庁 放射線対策・保障措置 課 保障措置室	事業者	事前

以上のとおり、発送前検査を実施せず輸送可能なL型輸送（UN2910）としての輸送に切り替えた場合、国内法令への対応は問題ないことが確認できた。今後、UN2910に対する取り扱いに問題が無いことを確認の上、具体的な輸送ルートの確保、輸送期間及び輸送費用等についても確認する。

### 7.1.3 まとめ

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の輸送準備として、RAJ-IIIS 型輸送容器用の 20 フィートオープントップコンテナ及び NPC 型輸送容器用の 20 フィートドライコンテナの移送並びに輸送容器の年次点検を実施した。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施について、露国燃料加工メーカ及び日本国内輸送業者と協議を行った。この結果、現時点においては当初の計画のとおり渡航可能となった後に発送前検査を実施することとした。さらに、現時点における輸送ルートの確認を実施すると共に、現在の状況が変わらないという事態も想定し、発送前検査を実施せず輸送可能な UN2910 としての輸送の実現性について検討した。引き続き、情勢を注視しつつ燃料輸送計画を検討する。



## 第8章 燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験

本章では、「燃料デブリの臨界特性評価のための臨界実験」として、第8.1節「STACY更新炉の設計情報に基づく炉心解析」、第8.2節「燃料デブリ模擬体を用いた臨界実験の事前解析」、第8.3節「定常臨界実験装置 STACY を用いた臨界実験計画」について報告する。

### 8.1 STACY 更新炉の設計情報に基づく炉心解析

#### 8.1.1 目的及び概要

##### (1) 目的

STACY 更新炉の装置本体の設計製作が進んでおり、これらの設計情報を核計算に考慮し、今後の実験炉心評価等に用いることを計画している。ここでは、STACY 更新炉の核計算において、臨界水位の推定に影響を与えるような反応度効果を有する炉心タンク内機器を設計情報に基づき考慮し、実効増倍率の差異を評価する。

##### (2) 概要

8.1.2 節に示す実験機器について核計算に考慮することで、実効増倍率がどの程度変化するかを格子板及び臨界水位ごとに評価した。計算コードは MCNP6.2、核データライブラリは JENDL-4.0 を用いている。評価における温度は室温（300K 相当）で行った。特に、炉心タンク下部に存在する起動用中性子源案内管の影響が大きいと予想されたため、この案内管の有無の実効増倍率の差異に着目して評価を行った。

#### 8.1.2 考慮した実験機器

解析評価で考慮した主な炉心タンク内機器は下記のとおりである。このうち(5) 中性子源案内管は反応度効果が大きいと予想されたことから、8.1.3 節で詳しく述べる。また、(6) 可動装荷物駆動装置については、組み合わせて用いる試料挿入管等も含めて8.2 節で詳しく述べる。

- (1) 安全板ガイドピン（ジルカロイ-4）
- (2) 炉心タンク（ステンレス鋼）
- (3) 格子板支持フレーム（ステンレス鋼）
- (4) 定盤（ステンレス鋼）
- (5) 中性子源案内管（ステンレス鋼）
- (6) 可動装荷物駆動装置（主としてアルミ合金）

#### 8.1.3 中性子源案内管の反応度効果

中性子源案内管は、起動用 AmBe 中性子源を移送するもので、炉心タンク内下部、定盤の下をタンクの中心軸をややオフセットして横行している（図 8.1-1 参照）。案内管は 5.5 mm 厚のステンレス鋼で作られた直径 89.1 mm のものであり、構築される炉心条件によってその反応度が変わることが考えられる。

そのため、STACY 更新炉の初臨界時に用意される格子間隔 1.27 cm 及び 1.50 cm の格子板を用いて、水位が 40、70、110、140 cm で臨界近傍となる炉心構成の燃料要素数を評価し、中性子源案内管の有無による中性子実効増倍率の変化量を調べた。結果を表 8.1-1 に示す。

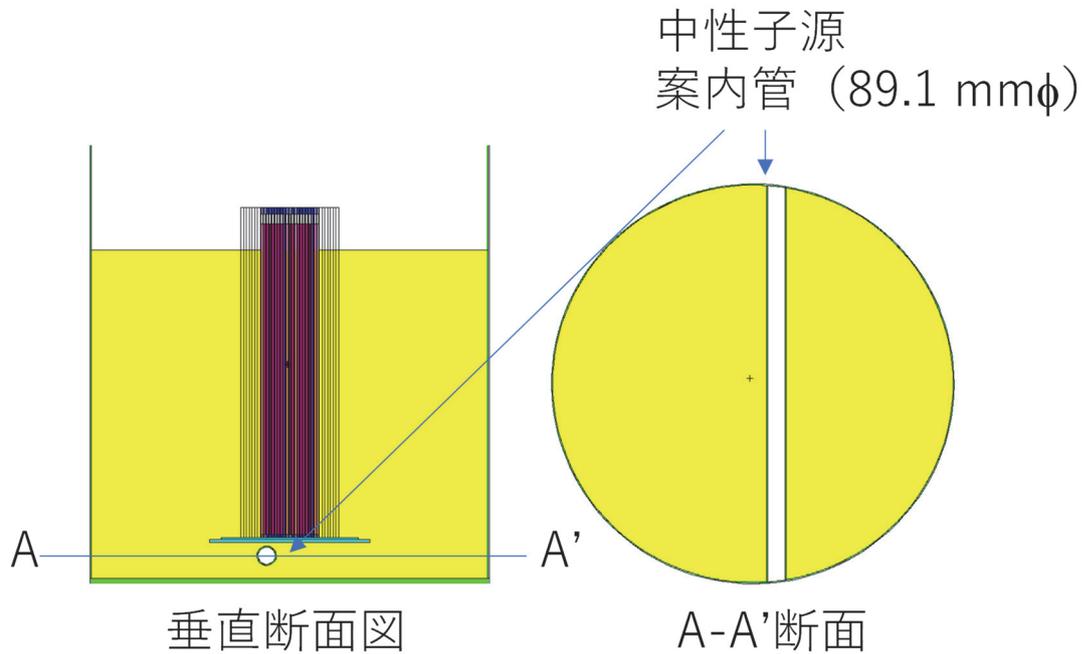


図 8.1-1 中性子源案内管の解析モデル

表 8.1-1 中性子源案内管の有無による中性子実効増倍率の差異

1.27 cm 格子		案内管なし	案内管あり	
水位 [cm]	燃料要素数 [本]	$k_{\text{eff}}$	$k_{\text{eff}}$	差異 [pcm]
130	413	0.99902	0.99897	-5
100	437	1.00049	1.00012	-37
70	473	1.00082	1.00065	-17
40	653	1.00003	0.99934	-69
1.50 cm 格子		案内管なし	案内管あり	
水位 [cm]	燃料要素数 [本]	$k_{\text{eff}}$	$k_{\text{eff}}$	差異 [pcm]
130	253	1.00356	1.00329	-27
100	261	1.00225	1.00241	16
70	285	1.00010	1.00010	0
40	373	0.99959	0.99922	-37

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma = 0.00012$

表 8.1-1 に示される結果から、各格子板の臨界水位或いは燃料要素数との明確な相関は得られなかったものの、中性子源案内管の有無により中性子増倍率に有意な差があることを確認した。このことから、STACY 更新炉の臨界解析においては、中性子源案内管を考慮すべきであることがわかった。

#### 8.1.4 まとめ

STACY 更新炉の核計算に、設計製作が済んだ本体機器を入れ込み、そのうち反応度効果が大きいと思われた中性子源案内管の影響について調査した。その結果、中性子源案内管が有意な反応度効果を有しており、臨界計算で考慮すべきであることがわかった。

## 8.2 燃料デブリ模擬体を用いた反応度測定実験の事前解析

### 8.2.1 目的及び概要

#### (1) 目的

STACY 更新炉における臨界実験は、二酸化ウラン粉末とその他の材料を混合、焼結して調製する組成が既知の燃料デブリ模擬体の反応度を測定することである。本節では、実際に調製する燃料デブリ模擬体の組成を決めるために必要な得られる反応度の事前解析を行う。

#### (2) 概要

この事前解析では、燃料デブリ模擬体の対象試料として考えられる二酸化ウラン、ステンレス、アルミ等に加え、燃料デブリ模擬体の材料となる酸化物単体を対象とし、STACY 更新炉で考えられている装荷方法のうち、長尺及び短尺の燃料試料挿入管を用いる場合について評価を行う。短尺の燃料試料挿入管は専ら可動装荷物駆動装置を用いて炉心に装荷されるため、可動装荷物駆動装置本体の有する反応度効果、照射場についても考察する。

本節で記述する解析計算は、特記がない場合には連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.2 と評価済み核断面積ライブラリ JENDL-4.0（評価における温度は室温（300K 相当））を用いて得られたものである。

### 8.2.2 燃料デブリ模擬体の装荷方法

#### (1) STACY 更新炉における燃料デブリ模擬体の装荷方法

燃料デブリ模擬体を調製し、STACY 更新炉でその反応度効果を測定するためにはいくつかの手段がある。そのうち、燃料試料挿入管を用いた燃料デブリ模擬体の装荷方法では、長尺の燃料試料挿入管を用いて燃料要素との置換反応度を測定する方法と、短尺の燃料試料挿入管を可動装荷物駆動装置に装荷し、反応度を測定する方法がある。

#### (2) 解析における装荷方法

本節においては、(1)に記した 2 つの装荷方法に加えて、短尺燃料試料挿入管と同等の装荷量をアルミスペーサ入りの長尺燃料試料挿入管に装荷した場合の 3 通りについて評価する。すなわち、それぞれの装荷量（装荷長）は下記の通りである。

- ① 長尺燃料試料挿入管：直径 0.82 cm の試料を 142 cm 装荷
- ② 短尺燃料試料挿入管（可動装荷物駆動装置）：直径 0.82 cm の試料を 28 cm 装荷
- ③ 長尺燃料試料挿入管（上下アルミスペーサ）：直径 0.82 cm の試料を 28 cm 装荷  
（試料の上下には直径 0.82 cm のアルミスペーサを装荷）

### 8.2.3 可動装荷物駆動装置装荷炉心の評価

可動装荷物駆動装置本体の有する反応度効果、照射場等について考察する。2つの格子間隔の格子板（1.27 及び 1.50 cm）に可動装荷物駆動装置を据え付けた場合に、水位 120 cm 程度で臨界となる炉心条件を基本炉心として検討し、装荷時の水位反応度係数、上下サンプル室の反応度効果の比較、燃料試料挿入管の反応度効果、試料照射部における中性子スペクトルの評価について記す。

#### (1) 可動装荷物駆動装置を装荷した基本炉心

はじめに、2つの格子間隔の格子板（1.27 及び 1.50 cm）に可動装荷物駆動装置を据え付けた場合に、水位 120 cm 程度で臨界となる炉心条件を基本炉心として検討した。図 8.2-1 及び図 8.2-2 に可動装荷物駆動装置周りの炉心構成を示す。また、表 8.2-1 に基本炉心の燃料要素数と実効増倍率の解析結果を記す。

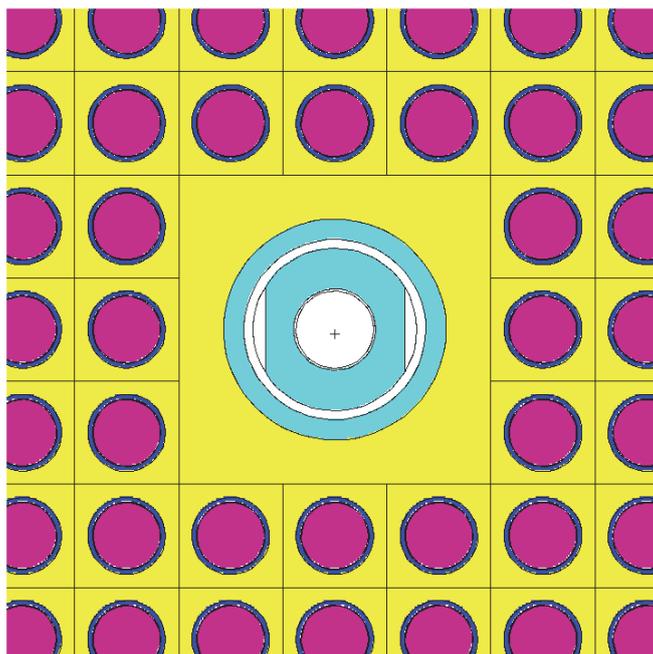


図 8.2-1 格子間隔 1.27 cm の格子板に可動装荷物駆動装置を設置した炉心配置

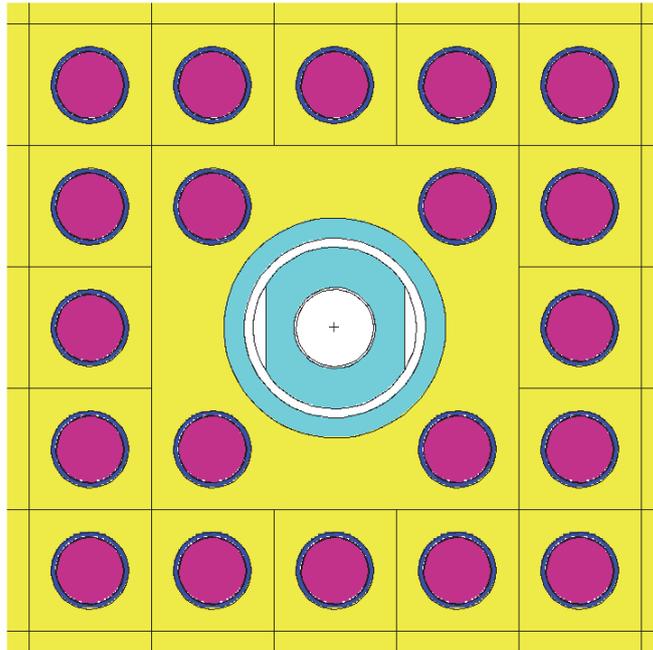


図 8.2-2 格子間隔 1.50 cm の格子板に可動装荷物駆動装置を設置した炉心配置

表 8.2-1 可動装荷物駆動装置を設置した基本炉心の諸元

格子板間隔 [cm]	燃料要素数 [本]	炉心水位 [cm]	実効増倍率 [ $k_{eff}$ ]
1.27	420	120	1.00014
1.50	256	120	0.99983

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma = 0.00008$

(2) 装荷時の水位反応度係数

図 8.2-1、図 8.2-2、および表 8.2-1 に示す可動装荷物駆動装置を据え付けた基本炉心に対し、炉心水位を 90 cm から 140 cm まで 5 cm 刻みで変化させた場合の実効増倍率の変化を解析評価し、水位反応度係数を求めた。この際、可動装荷物駆動装置内のサンプル室は空であるが、炉心水位変化に合わせた可動装荷物駆動装置の上下位置の追従は行っていない。実効増倍率の計算値を表 8.2-2 および図 8.2-3 に示す。

表 8.2-2 可動装荷物駆動装置入り炉心の炉心水位に対する実効増倍率変化

炉心水位 [cm]	実効増倍率 [ $k_{eff}$ ]	
	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
90	0.99019	0.99028
95	0.99255	0.99295
100	0.99485	0.99476
105	0.99659	0.99641
110	0.99818	0.99774
115	0.99930	0.99867
120	1.00014	0.99983
125	1.00112	1.00063
130	1.00174	1.00140
135	1.00268	1.00234
140	1.00340	1.00269

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma < 0.00011$

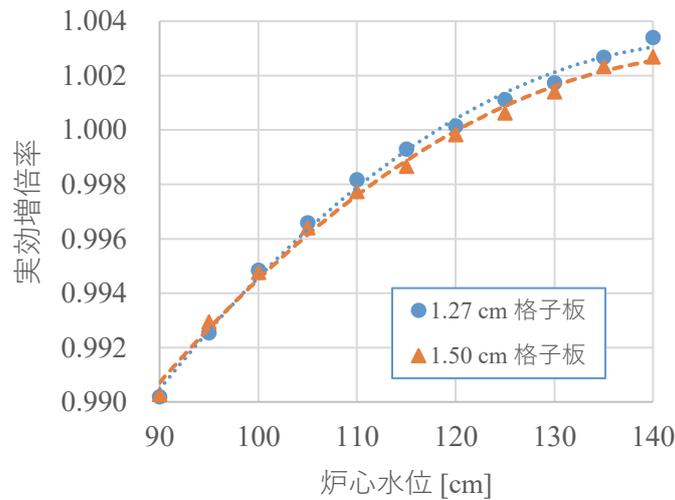


図 8.2-3 可動装荷物駆動装置入り炉心の炉心水位に対する実効増倍率変化

### (3) 上下サンプル室の反応度効果の比較

可動装荷物駆動装置は、42 cm 長のサンプル室が上下に 2 つあり、そのサンプル室に試料を入れた短尺燃料試料挿入管を収めて炉心に装荷される。2 つのサンプル室の中央間距離は 140 cm であり、サンプル室同士は 98 cm のアルミ合金製の連結棒で繋がっている。上下サンプル室の中央部を臨界水位の中央高さに設置した場合、可動装荷物駆動装置内の構造により軸方向に構造材配置に違いが生じる。すなわち、図 8.2-4 に示すとおり、上下のサンプル室をそれぞれ照射用に用いた場合に、サンプル室上下のアルミ構造材の反応度価値が異なることが予想される。この差異を評価するため、同じ炉心水位において、照射に用い

るサンプル室の上下を入れ替えた場合の実効増倍率の変化を評価した。本評価において炉心水位は 120 cm に固定し、空の状態の上下サンプル室の照射時の中央高さを 60 cm に設定している。表 8.2-3 に評価結果を示す。

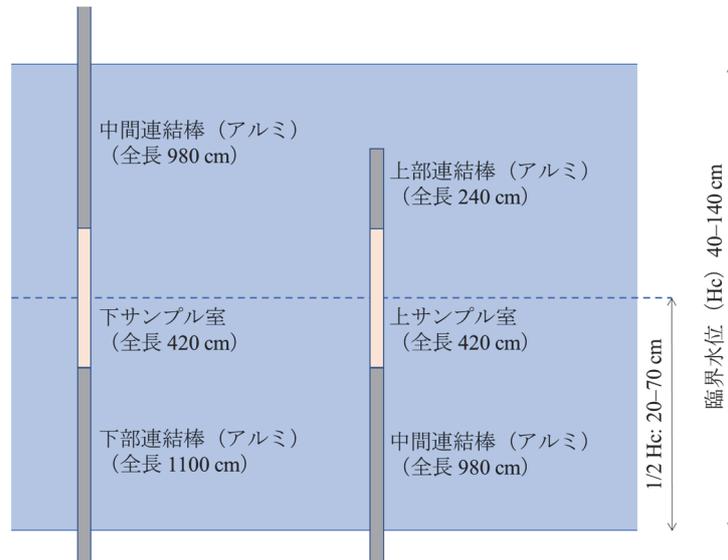


図 8.2-4 上下サンプル室の軸方向構造材配置の非対称性 (Not to scale)

表 8.2-3 可動装荷物駆動装置入り炉心の臨界水位 120 cm における実効増倍率

格子間隔 [cm]	下側サンプル室 [ $k_{\text{eff}}$ ]	上側サンプル室 [ $k_{\text{eff}}$ ]	差異 (上-下) [pcm]
1.27	1.00014	1.00029	15
1.50	0.99983	0.99986	3

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma = 0.00008$

表 8.2-3 に示されるとおり、上下のサンプル室の反応度は等価であるとは言い切れない。格子間隔 1.27 cm の場合には 2 セントほどの差異があり、これは臨界水位が変化する有意な差であると言える。一方の格子間隔 1.50 cm の場合には最適減速に近く、差異が出にくいとも考えられる。また、上部サンプル室を炉心中央高さに据え付けた場合にはサンプル室上下で可動装荷物駆動装置の軸方向構造材 (アルミ材) 配置の非対称性があり有意な反応度差があるため、この配置の差が顕在化する臨界水位 90 cm 以上で装荷試料の反応度を測定する場合には下部サンプル室を使用することが望ましいと言える。

#### (4) 短尺燃料試料挿入管の反応度効果

可動装荷物駆動装置を用いた反応度測定では、そのサンプル室に短尺燃料試料挿入管に入れた試料を入れて炉心に装荷することになる。そのため、短尺燃料試料挿入管のみの反応度を評価しておくことが必要である。短尺燃料試料挿入管の管体および下部端栓はジルカロイ合金製となっているが、全長の 1/6 ほどに相当する上部端栓はステンレス鋼製となっており、その中性子吸収効果の評価が必要である。

本評価においては、2種類の格子間隔の格子板および可動装荷物駆動装置の上下サンプル室にステンレス鋼上部端栓の短尺燃料試料挿入管のみを装荷した場合の実効増倍率について評価するとともに、上部端栓をアルミニウムに置き換えた場合の評価も行い、今後の反応度測定手法の高度化に資する解析を行った。表 8.2-4 に実効増倍率の評価結果を示す。

表 8.2-4 短尺燃料試料挿入管のみ装荷時の実効増倍率

格子間隔 [cm]	実効増倍率 [ $k_{\text{eff}}$ ] (下部サンプル室)			実効増倍率 [ $k_{\text{eff}}$ ] (上部サンプル室)		
	試料挿入 管なし	SUS 端栓	Al 端栓	試料挿入 管なし	SUS 端栓	Al 端栓
1.27	1.00014	1.00007	1.00035	1.00029	0.99994	1.00019
1.50	0.99983	0.99957	0.99973	0.99986	0.99978	0.99982

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma = 0.00008$

表 8.2-4 に示される結果を見ると、いずれの場合にもステンレス端栓の短尺燃料試料挿入管を装荷した場合の方が、アルミニウム端栓とした場合よりも実効増倍率が小さいことがわかる。また、格子間隔 1.27 cm の下部サンプル室の場合を除き、試料挿入管なしの実効増倍率に近いのはアルミニウム端栓の場合である。また、試料挿入管を入れた場合の実効増倍率の変化は、格子間隔 1.27 cm の場合には上部サンプル室の場合の変化が大きく、格子間隔 1.50 cm の場合には下部サンプル室の変化が大きいという違いがある。

##### (5) 下部サンプル室における中性子スペクトルの評価

可動装荷物駆動装置を設置することにより、設置領域近傍に水ギャップが生じるため、格子板によって構築される中性子減速条件から得られる中性子スペクトルと試料装荷部の中性子スペクトルが異なっていることが懸念される。そのため 8.2.3(3)節の評価に基づき、下部サンプル室に反応度測定試料を装荷した場合の照射中性子スペクトルの評価を行った。評価においては、反応度測定試料として燃料要素と同じ組成の二酸化ウラン試料を装荷し、試料内の平均中性子スペクトルを評価している。比較対象として、それぞれの格子板における平衡スペクトルと思われる領域も評価し、スペクトルの比較を行った。

図 8.2-5 および図 8.2-6 にそれぞれの格子における可動装荷物駆動装置内試料と平衡スペクトルの比較を示す。

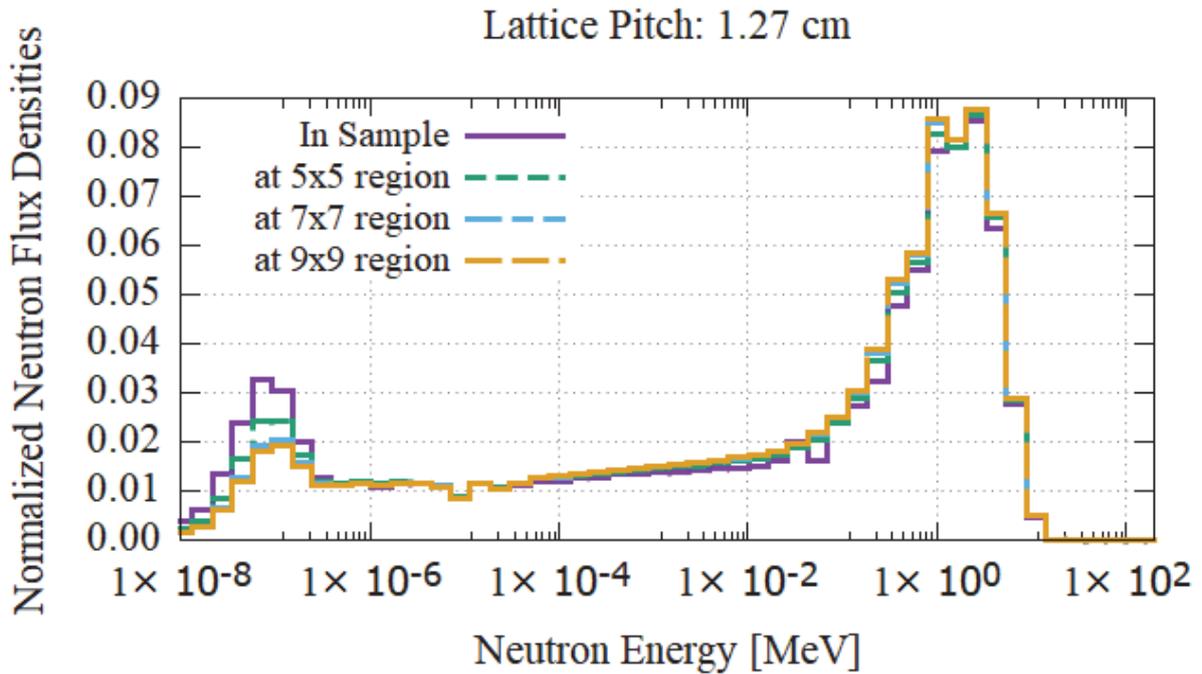


図 8.2-5 可動装荷物駆動装置内試料および格子内平衡スペクトルの比較 (1.27 cm 格子)

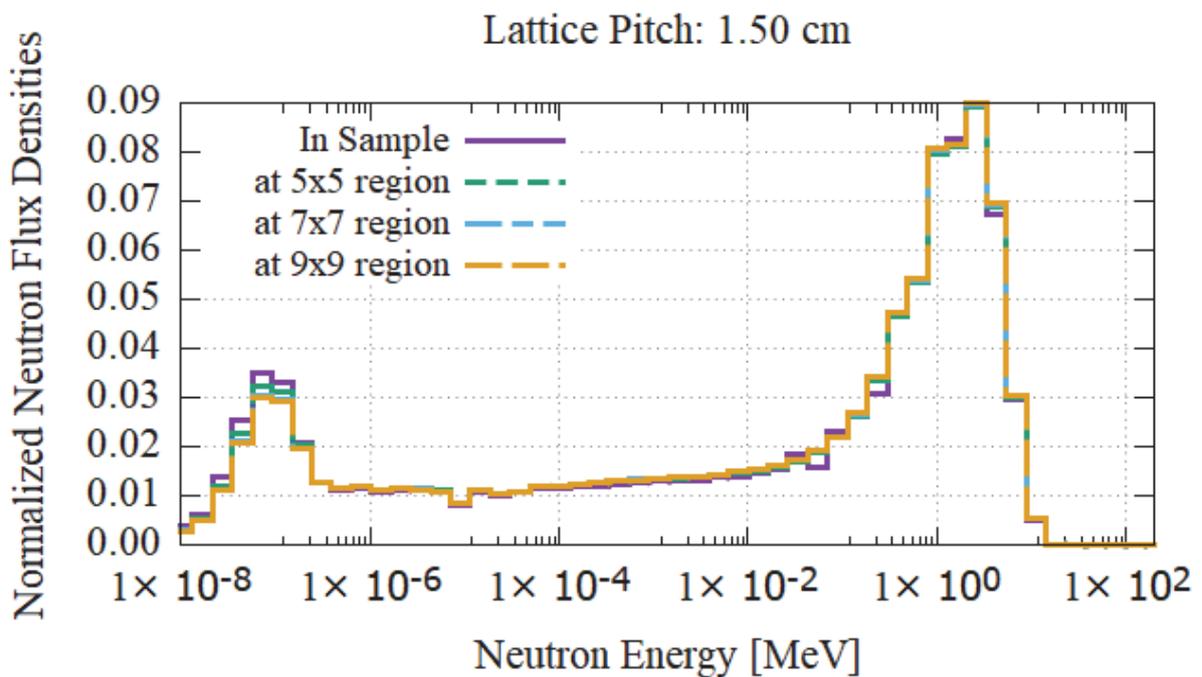


図 8.2-6 可動装荷物駆動装置内試料および格子内平衡スペクトルの比較 (1.50 cm 格子)

図 8.2-5 に示す比較結果から、格子間隔 1.27 cm 格子において可動装荷物駆動装置を用いた場合、平衡スペクトル (9x9 region など) に比べて試料照射部の中性子スペクトルが大きく熱化していることがわかる。これは、格子間隔 1.27 cm の格子板に装荷物駆動装置を設置するこ

とで生じる水ギャップの影響により、試料照射部の中性子スペクトルが熱化しているためである。

一方で、図 8.2-6 に示される比較結果から、格子間隔 1.50 cm 格子において可動装荷物駆動装置を用いた場合、平衡スペクトル (9x9 region など) に比べて試料照射部の中性子スペクトルはやや熱化はするものの、格子間隔 1.27 cm ほど大きく変わらないことがわかった。これは格子間隔 1.50 cm は最適減速に近く、水ギャップが多少生じたとしても大きく影響を受けないことによる。

また、図 8.2-5 および図 8.2-6 を比較すると、格子間隔 1.27 cm 格子の試料照射部の中性子スペクトルは格子間隔 1.50 cm 格子での試料照射部の中性子スペクトルと大きく変わらないこともわかった。従って、格子間隔 1.27 cm 格子の可動装荷物駆動装置を用いた反応度測定を用いる場合、注意が必要である。

#### 8.2.4 単体試料の反応度評価

本節では、燃料デブリ模擬体を調製するにあたり、その材料と見込まれる酸化物単体を試料として装荷した場合の反応度を評価する。(1)に対象となる見込みの酸化物試料を、(2)、(3)および(4)においては装荷方法の違いによる評価結果をそれぞれ示すものである。

##### (1) 対象となる酸化物試料

対象とした酸化物試料は下記のとおりである。母材となる二酸化ウランに加えて、コンクリートや鉄構造材に含まれると想定する酸化物を対象としている。計算に用いた組成と原子個数密度を下記に示す。

##### ① UO<sub>2</sub> (二酸化ウラン)

<sup>235</sup>U 濃縮度 5 wt.%相当。表 8.2-5 に示す STACY の棒状燃料要素の実測値を使用した。

表 8.2-5 二酸化ウランの原子個数密度 [atoms/barn·cm]

<sup>234</sup> U	$1.07932 \times 10^{-5}$	O	$4.66414 \times 10^{-2}$
<sup>235</sup> U	$1.17326 \times 10^{-3}$	Cr	$1.32975 \times 10^{-6}$
<sup>236</sup> U	$8.70677 \times 10^{-6}$	Fe	$3.60176 \times 10^{-6}$
<sup>238</sup> U	$2.20930 \times 10^{-2}$	Ni	$6.42556 \times 10^{-7}$

##### ② アルミニウム

密度 2.699 g/cm<sup>3</sup><sup>1)</sup>。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-6 に示す。

表 8.2-6 アルミニウムの原子個数密度 [atoms/barn·cm]<sup>1)</sup>

Al	$6.0244 \times 10^{-2}$
----	-------------------------

##### ③ アクリル

密度 2.196 g/cm<sup>3</sup><sup>1)</sup>。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-7 に示す。

表 8.2-7 アクリルの原子個数密度 [atoms/barn·cm]<sup>1)</sup>

H	$5.5509 \times 10^{-2}$	C	$3.5404 \times 10^{-2}$	O	$1.4735 \times 10^{-2}$
---	-------------------------	---	-------------------------	---	-------------------------

④ 普通コンクリート

密度  $2.302 \text{ g/cm}^3$  [1]。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-8 に示す。

表 8.2-8 普通コンクリートの原子個数密度 [atoms/barn·cm]<sup>1)</sup>

H	$1.3742 \times 10^{-2}$	Mg	$1.2388 \times 10^{-4}$	Ca	$1.5025 \times 10^{-3}$
O	$4.5919 \times 10^{-2}$	Al	$1.7409 \times 10^{-3}$	Fe	$3.4492 \times 10^{-4}$
C	$1.1532 \times 10^{-4}$	Si	$1.6617 \times 10^{-2}$		
Na	$9.6395 \times 10^{-4}$	K	$4.6052 \times 10^{-4}$		

⑤ ステンレス鋼 (Type 304)

密度  $7.91 \text{ g/cm}^3$ <sup>1)</sup>。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-9 に示す。

表 8.2-9 304 ステンレス鋼の原子個数密度 [atoms/barn·cm]<sup>1)</sup>

C	$3.1729 \times 10^{-4}$	Cr	$1.7408 \times 10^{-2}$	Ni	$8.1116 \times 10^{-3}$
Si	$1.6962 \times 10^{-3}$	Mn	$1.7343 \times 10^{-3}$		
S	$4.4572 \times 10^{-5}$	Fe	$5.7872 \times 10^{-2}$		

⑥ SiO<sub>2</sub> (二酸化ケイ素)

密度  $2.196 \text{ g/cm}^3$  とした。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-10 に示す。

表 8.2-10 SiO<sub>2</sub> の原子個数密度 [atoms/barn·cm]

Si	$2.2010 \times 10^{-2}$	O	$4.4020 \times 10^{-2}$
----	-------------------------	---	-------------------------

⑦ CaO (酸化カルシウム)

密度  $3.34 \text{ g/cm}^3$  とした。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-11 に示す。

表 8.2-11 CaO の原子個数密度 [atoms/barn·cm]

Ca	$3.5868 \times 10^{-2}$	O	$3.5868 \times 10^{-2}$
----	-------------------------	---	-------------------------

⑧ K<sub>2</sub>O (酸化カリウム)

密度  $2.35 \text{ g/cm}^3$  とした。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-12 に示す。

表 8.2-12 K<sub>2</sub>O の原子個数密度 [atoms/barn·cm]

K	3.0048×10 <sup>-2</sup>	O	1.5024×10 <sup>-2</sup>
---	-------------------------	---	-------------------------

⑨ FeO (酸化鉄(II))

密度 5.7 g/cm<sup>3</sup> とした。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-13 に示す。

表 8.2-13 FeO の原子個数密度 [atoms/barn·cm]

Fe	4.7777×10 <sup>-2</sup>	O	4.7777×10 <sup>-2</sup>
----	-------------------------	---	-------------------------

⑩ Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (酸化鉄(III))

密度 5.24 g/cm<sup>3</sup> とした。計算に用いた原子個数密度を表 8.2-14 に示す。

表 8.2-14 Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> の原子個数密度 [atoms/barn·cm]

Fe	3.9521×10 <sup>-2</sup>	O	5.9281×10 <sup>-2</sup>
----	-------------------------	---	-------------------------

(2) 短尺試料 (可動装荷物駆動装置)

(1)で示した各試料について、直径 0.82 cm、高さ 28 cm の試料体積で 8.2.3 節における評価結果から、下サンプル室に短尺燃料試料挿入管に入れて装荷した場合の実効増倍率を、端栓材質がステンレス鋼およびアルミ合金であった場合についてそれぞれ表 8.2-15 および表 8.2-16 に記す。計算体系の炉心条件は 8.2.3 節と同じものである。比較のため試料を装荷しない空管のみ装荷時の実効増倍率も合わせて記す。いずれの端栓の場合も、短尺試料の有する反応度は鉄系の試料 (Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、FeO、Type 304 SS) を除いて大変小さいものであることが予想される。

表 8.2-15 短尺試料挿入管を用いた試料装荷時の実効増倍率 (ステンレス鋼端栓)

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
試料なし (空管)	1.00007	0.99957
アルミニウム	1.00008	0.99967
アクリル	1.00004	0.99984
コンクリート	1.00012	0.99983
CaO	1.00001	0.99963
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.99949	0.99909
FeO	0.99963	0.99917
K <sub>2</sub> O	0.99997	0.99933
SiO <sub>2</sub>	1.00001	0.99971
Type 304 SS	0.99922	0.99878
UO <sub>2</sub>	1.00034	1.00002

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1σ = 0.00008

表 8.2-16 短尺試料挿入管を用いた試料装荷時の実効増倍率（アルミ合金端栓）

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
試料なし	1.00035	0.99973
アルミニウム	1.00021	0.99977
アクリル	1.00033	1.00003
コンクリート	1.00023	0.99993
CaO	1.00015	0.99979
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.99977	0.99935
FeO	0.99970	0.99942
K <sub>2</sub> O	0.99996	0.99958
SiO <sub>2</sub>	1.00024	0.99975
Type 304 SS	0.99936	0.99900
UO <sub>2</sub>	1.00046	1.00029

MCNP6.2 + JENDL-4.0,  $1\sigma = 0.00008$

(3) 短尺試料（長尺燃料試料挿入管＋アルミスペーサ）

(1)で示した各試料について、可動装荷物駆動装置を用いず、格子間隔 1.27 および 1.50 cm の矩形炉心の中央に長尺燃料試料挿入管 1 本を用いて装荷する場合を検討した。これは、可動装荷物駆動装置を設置すると、その周囲の燃料棒を引き抜き水ギャップが生じることで、本来意図した格子間隔の変更による中性子スペクトル場が得られないことから、比較検証を行うために解析を行ったものである。(2)の結果と比較するため、短尺燃料試料挿入管と同じ直径及び同じ長さである直径 0.82 cm の 28 cm 長の試料を炉心水位 120 cm の中央高さになるように設置し、上下に同じ直径のアルミニウムスペーサを入れた場合について評価を行った。結果を表 8.2-17 に記す。可動装荷物駆動装置を用いる場合に比べて、試料の違いによる反応度差がやや測定しやすくなると予想される。

表 8.2-17 長尺試料挿入管を用いた試料（短尺長）装荷時の実効増倍率

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub>	1.00016	1.00105
アルミニウム	1.00006	1.00049
アクリル	1.00027	1.00085
コンクリート	0.99997	1.00060
CaO	1.00011	1.00045
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.99989	1.00012
FeO	0.99984	1.00021
K <sub>2</sub> O	0.99968	1.00023
SiO <sub>2</sub>	1.00004	1.00062
Type 304 SS	0.99944	0.99964
Void	0.99995	1.00041

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

#### (4) 長尺試料

(1)で示した各試料について可動装荷物駆動装置を用いず、格子間隔 1.27 および 1.50 cm の矩形炉心の中央に長尺燃料試料挿入管 1 本を用いて装荷する場合を検討した。(3)の評価とは異なり、それぞれの試料は棒状燃料要素と同じ有効長があり、臨界水位に対して全長置換となっている。結果を表 8.2-18 に記す。(2)及び(3)に示される試料の違いによる反応度差よりも大きな反応度差が得られることが期待できる。

表 8.2-18 長尺試料挿入管を用いた試料装荷時の実効増倍率

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub>	1.00016	1.00105
アルミニウム	0.99994	1.00045
アクリル	1.00078	1.00115
コンクリート	1.00024	1.00074
CaO	1.00002	1.00054
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.99977	0.99959
FeO	0.99941	0.99947
K <sub>2</sub> O	0.99978	0.99999
SiO <sub>2</sub>	0.99984	1.00052
Type 304 SS	0.99901	0.99854
Void	1.00017	1.00055

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

## 8.2.5 デブリ模擬体の反応度評価

### (1) 対象組成

対象とした酸化物試料は、コンクリートや鉄構造材に含まれると想定する酸化物のうち、詳細を 8.2.4(1)節に記しているもののうち、 $\text{SiO}_2$ 、 $\text{CaO}$ 、 $\text{K}_2\text{O}$ 、及び  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  を選定した。二酸化ウランの母材に対して、これらの試料を 20、40、60、80、90%体積割合で混合した場合を対象組成としている。

### (2) 短尺試料（可動装荷物駆動装置）

(1)で示した各試料について短尺燃料試料挿入管と可動装荷物駆動装置を用いて、直径 0.82 cm の試料 28 cm を装荷した場合の結果を解析した。8.2.4(2)節と同様に、短尺燃料試料挿入管の上部端栓はステンレス鋼端栓とアルミニウム端栓双方について評価した。結果を表 8.2-19 及び表 8.2-20 に示す。いずれの端栓を使用した場合にも、混合物である酸化物試料の 10~20 vol.%の違いは統計誤差に埋もれて有意な反応度差として現れてはいない。臨界実験における臨界水位の差としても得られないのではないかと思われる。

表 8.2-19 短尺試料挿入管を用いたデブリ模擬体装荷時の実効増倍率  
(ステンレス鋼端栓)

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub> (参考)	1.00034	1.00002
UO <sub>2</sub> 80% + SiO <sub>2</sub> 20%	1.00045	1.00012
UO <sub>2</sub> 60% + SiO <sub>2</sub> 40%	1.00030	1.00005
UO <sub>2</sub> 40% + SiO <sub>2</sub> 60%	1.00019	0.99993
UO <sub>2</sub> 20% + SiO <sub>2</sub> 80%	1.00017	0.99980
UO <sub>2</sub> 10% + SiO <sub>2</sub> 90%	1.00002	0.99969
SiO <sub>2</sub> 100% (参考)	1.00001	0.99971
UO <sub>2</sub> 80% + CaO 20%	1.00025	0.99999
UO <sub>2</sub> 60% + CaO 40%	1.00039	0.99990
UO <sub>2</sub> 40% + CaO 60%	1.00024	0.99961
UO <sub>2</sub> 20% + CaO 80%	1.00005	0.99970
UO <sub>2</sub> 10% + CaO 90%	1.00001	0.99960
CaO 100% (参考)	1.00001	0.99963
UO <sub>2</sub> 80% + K <sub>2</sub> O 20%	1.00037	0.99998
UO <sub>2</sub> 60% + K <sub>2</sub> O 40%	1.00020	0.99971
UO <sub>2</sub> 40% + K <sub>2</sub> O 60%	0.99991	0.99974
UO <sub>2</sub> 20% + K <sub>2</sub> O 80%	0.99978	0.99952
UO <sub>2</sub> 10% + K <sub>2</sub> O 90%	0.99994	0.99951
K <sub>2</sub> O 100% (参考)	0.99997	0.99933
UO <sub>2</sub> 80% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 20%	1.00021	0.99998
UO <sub>2</sub> 60% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 40%	1.00028	0.99972
UO <sub>2</sub> 40% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 60%	0.99992	0.99969
UO <sub>2</sub> 20% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 80%	0.99999	0.99940
UO <sub>2</sub> 10% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 90%	0.99991	0.99938
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 100% (参考)	0.99949	0.99909

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

表 8.2-20 短尺燃料挿入管を用いたデブリ模擬体装荷時の実効増倍率  
(アルミニウム端栓)

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub> (参考)	1.00046	1.00029
UO <sub>2</sub> 80% + SiO <sub>2</sub> 20%	1.00050	1.00015
UO <sub>2</sub> 60% + SiO <sub>2</sub> 40%	1.00049	1.00003
UO <sub>2</sub> 40% + SiO <sub>2</sub> 60%	1.00035	1.00013
UO <sub>2</sub> 20% + SiO <sub>2</sub> 80%	1.00025	0.99993
UO <sub>2</sub> 10% + SiO <sub>2</sub> 90%	1.00008	0.99996
SiO <sub>2</sub> 100% (参考)	1.00024	0.99975
UO <sub>2</sub> 80% + CaO 20%	1.00045	1.00026
UO <sub>2</sub> 60% + CaO 40%	1.00038	1.00007
UO <sub>2</sub> 40% + CaO 60%	1.00042	1.00006
UO <sub>2</sub> 20% + CaO 80%	1.00014	0.99984
UO <sub>2</sub> 10% + CaO 90%	1.00018	0.99990
CaO 100% (参考)	1.00015	0.99979
UO <sub>2</sub> 80% + K <sub>2</sub> O 20%	1.00044	1.00029
UO <sub>2</sub> 60% + K <sub>2</sub> O 40%	1.00028	1.00020
UO <sub>2</sub> 40% + K <sub>2</sub> O 60%	1.00016	1.00003
UO <sub>2</sub> 20% + K <sub>2</sub> O 80%	1.00000	0.99969
UO <sub>2</sub> 10% + K <sub>2</sub> O 90%	0.99989	0.99965
K <sub>2</sub> O 100% (参考)	0.99996	0.99958
UO <sub>2</sub> 80% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 20%	1.00040	1.00022
UO <sub>2</sub> 60% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 40%	1.00036	1.00018
UO <sub>2</sub> 40% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 60%	1.00026	0.99985
UO <sub>2</sub> 20% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 80%	0.99997	0.99978
UO <sub>2</sub> 10% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 90%	0.99993	0.99954
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 100% (参考)	0.99977	0.99935

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

### (3) 短尺燃料 (長尺燃料燃料挿入管+アルミスペーサ)

(1)で示した各試料について、可動装荷物駆動装置を用いず、格子間隔 1.27 および 1.50 cm の矩形炉心の中央に長尺燃料燃料挿入管 1 本を用いて装荷する場合を検討した。これは、可動装荷物駆動装置を設置すると、その周囲の燃料棒を引き抜き水ギャップが生じることで、本来意図した格子間隔の変更による中性子スペクトル場が得られないことから、比較検証を行うために解析を行ったものである。(2)の結果と比較するため、短尺燃料燃料挿入管と同じ直径及び同じ長さである直径 0.82 cm の 28 cm 長の試料を炉心水位 120 cm の中央高さになるように設置し、上下に同じ直径のアルミニウムスペーサを入れた場合について

評価を行った。結果を表 8.2-21 に記す。いずれの場合にもデブリ模擬体の組成の違いによって得られると予想される反応度差は統計誤差に埋もれてしまう程度の差異しか得られないことがわかった。

表 8.2-21 長尺燃料挿入管を用いたデブリ模擬体（短尺長）装荷時の実効増倍率

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub> (参考)	1.00016	1.00105
UO <sub>2</sub> 80% + SiO <sub>2</sub> 20%	1.00011	1.00067
UO <sub>2</sub> 60% + SiO <sub>2</sub> 40%	1.00002	1.00068
UO <sub>2</sub> 40% + SiO <sub>2</sub> 60%	0.99995	1.00054
UO <sub>2</sub> 20% + SiO <sub>2</sub> 80%	1.00001	1.00057
UO <sub>2</sub> 10% + SiO <sub>2</sub> 90%	1.00000	1.00060
SiO <sub>2</sub> 100% (参考)	1.00004	1.00062
UO <sub>2</sub> 80% + CaO 20%	0.99991	1.00083
UO <sub>2</sub> 60% + CaO 40%	1.00001	1.00066
UO <sub>2</sub> 40% + CaO 60%	0.99999	1.00062
UO <sub>2</sub> 20% + CaO 80%	0.99981	1.00057
UO <sub>2</sub> 10% + CaO 90%	1.00003	1.00059
CaO 100% (参考)	1.00011	1.00045
UO <sub>2</sub> 80% + K <sub>2</sub> O 20%	0.99997	1.00082
UO <sub>2</sub> 60% + K <sub>2</sub> O 40%	1.00011	1.00068
UO <sub>2</sub> 40% + K <sub>2</sub> O 60%	0.99991	1.00060
UO <sub>2</sub> 20% + K <sub>2</sub> O 80%	0.99982	1.00035
UO <sub>2</sub> 10% + K <sub>2</sub> O 90%	0.99987	1.00021
K <sub>2</sub> O 100% (参考)	0.99968	1.00023
UO <sub>2</sub> 80% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 20%	1.00006	1.00067
UO <sub>2</sub> 60% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 40%	0.99987	1.00066
UO <sub>2</sub> 40% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 60%	0.99984	1.00052
UO <sub>2</sub> 20% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 80%	0.99998	1.00021
UO <sub>2</sub> 10% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 90%	0.99973	1.00026
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 100% (参考)	0.99989	1.00012

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

#### (4) 長尺燃料

(1)で示した各試料について可動装荷物駆動装置を用いず、格子間隔 1.27 および 1.50 cm の矩形炉心の中央に長尺燃料試料挿入管 1 本を用いて装荷する場合を検討した。(3)の評価とは異なり、それぞれの試料は棒状燃料要素と同じ有効長があり、臨界水位に対して全長置換となっている。結果を表 8.2-22 に記す。組成にもよるが、デブリ模擬体の組成の違い

による反応度差異は大きくても1セント程度（UO<sub>2</sub>と試料単体の反応度差で高々数セントである）であり、実験で有意な臨界水位の差が得られたとしても、計算解析で差異を評価するにはまだ計算精度が不十分であることがわかった。引き続き、高精度の計算を実施し、評価を進める。

表 8.2-22 長尺試料挿入管を用いたデブリ模擬体装荷時の実効増倍率

試料	1.27 cm 格子	1.50 cm 格子
UO <sub>2</sub> (参考)	1.00016	1.00105
UO <sub>2</sub> 80% + SiO <sub>2</sub> 20%	1.00016	1.00109
UO <sub>2</sub> 60% + SiO <sub>2</sub> 40%	1.00004	1.00109
UO <sub>2</sub> 40% + SiO <sub>2</sub> 60%	0.99999	1.00074
UO <sub>2</sub> 20% + SiO <sub>2</sub> 80%	1.00004	1.00063
UO <sub>2</sub> 10% + SiO <sub>2</sub> 90%	1.00020	1.00083
SiO <sub>2</sub> 100% (参考)	0.99984	1.00052
UO <sub>2</sub> 80% + CaO 20%	1.00001	1.00107
UO <sub>2</sub> 60% + CaO 40%	1.00003	1.00098
UO <sub>2</sub> 40% + CaO 60%	0.99990	1.00087
UO <sub>2</sub> 20% + CaO 80%	0.99992	1.00056
UO <sub>2</sub> 10% + CaO 90%	0.99985	1.00056
CaO 100% (参考)	1.00002	1.00054
UO <sub>2</sub> 80% + K <sub>2</sub> O 20%	0.99986	1.00105
UO <sub>2</sub> 60% + K <sub>2</sub> O 40%	0.99997	1.00084
UO <sub>2</sub> 40% + K <sub>2</sub> O 60%	0.99969	1.00046
UO <sub>2</sub> 20% + K <sub>2</sub> O 80%	0.99968	1.00027
UO <sub>2</sub> 10% + K <sub>2</sub> O 90%	0.99957	0.99997
K <sub>2</sub> O 100% (参考)	0.99978	0.99999
UO <sub>2</sub> 80% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 20%	0.99990	1.00090
UO <sub>2</sub> 60% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 40%	0.99994	1.00064
UO <sub>2</sub> 40% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 60%	0.99986	1.00053
UO <sub>2</sub> 20% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 80%	0.99944	1.00008
UO <sub>2</sub> 10% + Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 90%	0.99953	0.99987
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 100% (参考)	0.99977	0.99959

MCNP6.2 + JENDL-4.0, 1 $\sigma$  = 0.00008

## 8.2.6 まとめ

STACY 更新炉における装荷試料の反応度測定の事前解析として、燃料デブリに含まれていると考えられるコンクリート及び鉄の成分のいくつかについて、格子間隔 1.27 及び 1.50 cm の炉心に、可動装荷物駆動装置及び燃料試料挿入管を用いて装荷する場合の、装荷方法と装荷組成によって異なる反応度を計算解析によって評価した。その結果、短尺の試

料装荷では資料によって十分な反応度変化が得られない可能性がわかった。デブリ模擬体を調製して作る試料についても、組成によっては、短尺及び長尺の1本置換では測定可能な反応度変化が得られない可能性があり、必要に応じて複数本の装荷を検討するとともに、今後最適な量の試料調製に向けてより精度の高い解析計算と考察を進めていく。

### 8.3 定常臨界実験装置 STACY を用いた臨界実験計画

#### 8.3.1 目的及び概要

##### (1) 目的と概要

STACY 更新炉の初臨界後に行う実験計画の概要とスケジュールについて記す(令和4年2月末現在)。実験のテーマは、研究課題に沿って決定されているが、そのスケジュールは施設と実験機器の準備状況に依存する。STACY 更新炉の初臨界は令和5年2月を予定するが、実験に供する実験用機器のうち設工認の取得が必要な機器の完成予定及び STACY 更新炉の運転予定(定期自主検査等)に合わせたスケジュールリングが必要である。本節では、現在計画中的各実験テーマの目的及び概要を示すとともに、初臨界後令和6年度末までの実験スケジュールの概略を述べる。

##### (2) 施設及び設工認機器の準備予定(令和4年2月末現在)

###### ① STACY 更新炉の初臨界

令和5年2月の予定。ロシア企業から購入する新燃料900本及び粉末燃料は初臨界までに使用可能となる。

###### ② STACY 更新炉の第1回定期事業者検査

令和5年度第4四半期の予定。

###### ③ 内挿管(ガス検出器、放射化検出器、核燃料以外の装荷物用)の準備

令和4年度末を予定。

###### ④ 燃料試料挿入管(長尺:調製したデブリ模擬体を封入、炉心に装荷)の準備

令和5年度末の予定。

###### ⑤ デブリ構造材模擬体の準備

令和5年度中ごろの予定。

#### 8.3.2 実験テーマの目的と概要

##### (1) 基本性能確認実験

STACY 更新炉の性能確認を行うため、棒状燃料要素のみを格子板を用いて配列したクリーンな炉心で実施する実験である。初臨界時に用意される2種類の格子板の双方で、棒状燃料要素の装荷数と臨界水位の関係について臨界水位を変えながら測定するとともに、各臨界条件における反応度添加率(dp/dH)などを測定する。また、製造公差や材料不純物、水位計の読みと実際の炉心水位との不確かさなどを評価し、解析結果との整合性を確認する。初臨界後の最初に行う実験であるため、運転員の習熟運転も兼ねる。

##### (2) 軸方向中性子束分布測定実験

STACY 更新炉の性能確認の一環で、軸方向の出力分布を、放射化検出器（或いは小型の核分裂計数管）を用いて測定する。いずれも内挿管を用いて測定することから、内挿管の完成後に実施する。放射化検出器を用いる場合には、放射化に適した出力で運転する必要がある。

(3) 燃料デブリ模擬体（短尺）を用いた反応度測定実験

ロシアから調達する二酸化ウラン粉末と構造材料を混合して調製した燃料デブリ模擬体を短尺燃料試料挿入管に入れて可動装荷物駆動装置で炉心に装荷し、その反応度を測定する実験である。

(4) 不均一な配置の臨界実験

燃料デブリが非均質かつ不均一な組成となることを棒状燃料要素、構造材棒、水穴等の組み合わせで再現し、解析結果との整合性を確認する実験である。構造材棒の完成後に実施する。

(5) 構造材棒を用いた燃料デブリ模擬実験

燃料デブリの調製と同等の模擬を、棒状燃料要素、構造材棒、水穴等の組み合わせで再現し、解析結果との整合性を確認する実験である。構造材棒の完成後に実施する。

(6) 燃料デブリ落下模擬試験

圧力容器下部にある燃料デブリが外的事象により落下し、反応度が投入される事象を実験で模擬するものである。軸方向の過渡変化ではなく、径方向からの棒状燃料要素のクラスタが炉心に合体することで静的に模擬する。

(7) ボロン注入実験

臨界防止対策、事故時の未臨界達成、事故収束状況の把握などに資するため、緊急ボロン注入による動的な反応度効果に関するデータを取得する。軽水減速材中へのボロン注入もあるため、その後の洗浄作業等を考慮し、定期自主検査の前などに実施する。

(8) 燃料デブリ模擬体（長尺）を用いた反応度測定実験

ロシアから調達する二酸化ウラン粉末と構造材料を混合して調製した燃料デブリ模擬体を長尺燃料試料挿入管に入れて棒状燃料要素との置換反応度を測定するものである。長尺燃料試料挿入管の完成後に実施する。

(9) 局所的な減速条件変更実験

燃料デブリが置かれる様々な減速条件を再現するため、炉心の減速条件を局所的に変更する実験である。

### 8.3.3 臨界実験のスケジュール

8.3.2 節で示した実験テーマを、令和4年度から令和6年度までのスケジュールとして計画したものを図 8.3-1 に示す。各テーマの実施の順番は、テーマの優先度、及び 8.3.1(2)に示した設工認が必要な実験機器の準備予定によって決定した。また、各テーマの実験期間は、その実験に必要な炉心変更の回数と規模によって見積もったものである。また、令和6年度には、それまでに実施した実験を再度実施する再現性確認の実験や、追加実験を予定している。再現性の実験は、炉心を一度解体してもう一度組み上げた場合のアライメントの変化などにより、臨界水位が変化するかどうかを見極めるもので、実験の不確かさ評価、ひいては実験精度の向上に寄与するものである。

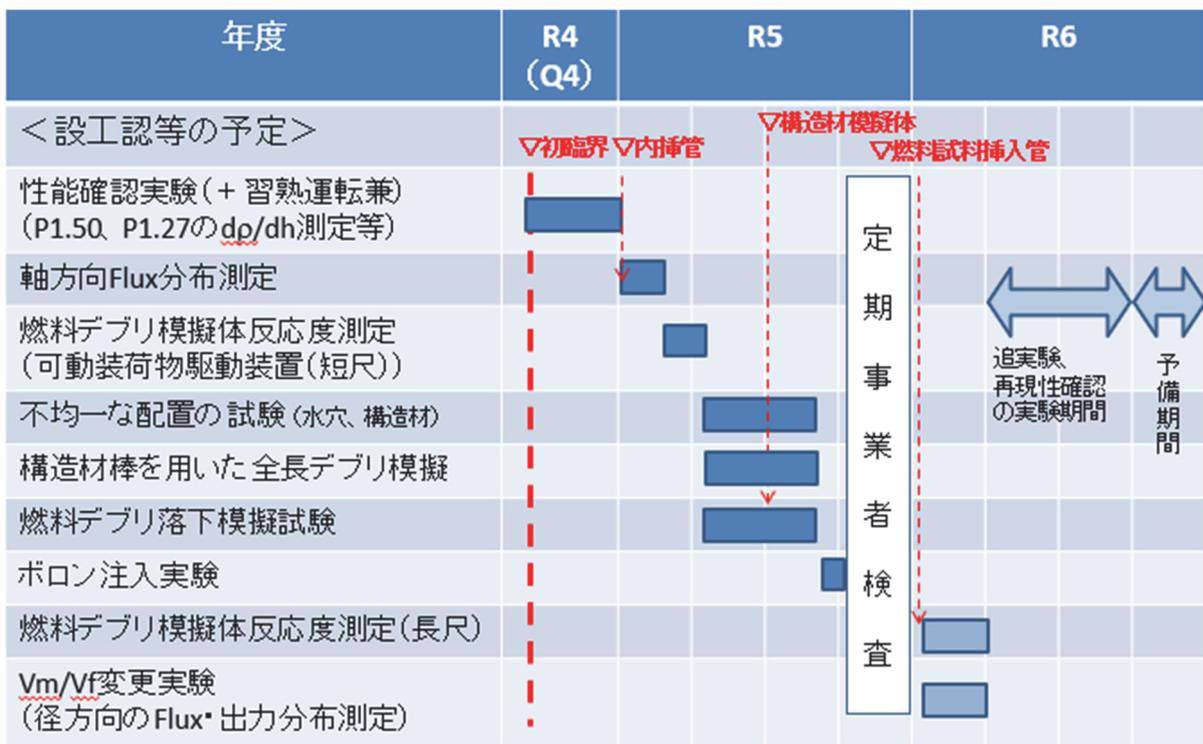


図 8.3-1 STACY 更新炉初臨界後の実験計画の概略

なお、本報告書の発行時点（令和4年3月）までにおいて、以下の2点の要因による実験計画への影響があり、図 8.3-1 に示した実験計画を見直しているところである。詳細は令和4年度以降の報告書において記載する。

(1) 令和3年2月に勃発したロシア連邦によるウクライナ共和国への侵攻の影響

本件の影響として、ロシア連邦で製作した900本の新燃料棒及びデブリ模擬体を調製する材料となるUO<sub>2</sub>粉末の入手に目処が立っていない。

(2) 令和3年7月に発覚したSTACY更新炉製作下請け会社による不適合事象

本件の影響として、不適合の対象である減速材ダンプ槽の再製作を行うこととなり、STACYの初臨界時期を図 8.3-1 に示した令和4年度第4四半期から、令和5年度第4四半期に1年延期する予定である。

### 8.3.4 まとめ

STACY 更新炉の初臨界後の臨界実験のスケジュールについて、概略を示した（令和4年2月末の整備状況に基づく）。令和4年度は初臨界ののち、基本性能確認実験を行う。令和5年度は、燃料デブリ模擬体を用いた試験のうち、短尺燃料試料挿入管と可動装荷物駆動装置を利用した反応度測定などを行う。令和6年度は、同じく長尺燃料試料挿入管を用いた棒状燃料要素と燃料デブリ模擬体の置換反応度の測定などを行う。

## 8.4 国際会議等における情報収集

OECD/NEA/NSC（原子力科学委員会）傘下 WPNCs（臨界安全に関するワーキングパーティ）の国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）技術レビューグループ（TRG）会合（Chair：J. Bess 氏、アイダホ国立研究所（米国））が令和3年10月11日（月）～10月14日（木）（4日間）にオンラインで開催されたために参加した。開催時間帯はヨーロッパ中央時間（夏時間）の概ね14時～19時（日本時間21時～翌2時）であり、日本からの参加者にとっては厳しい時間設定となったが、欧米の専門家を中心に常時40名程度の参加者があった。ICSBEPはOECD/NEAのプロジェクトのひとつであり、解析コードと断面積ライブラリからなる計算ツールの検証に必要である高品質なベンチマークデータを容易に共有・相互利用するために、所定のフォーマットに基づいて臨界実験の情報をデータベース化する国際プロジェクトである。世界各国の臨界実験の専門家が集まり、これまでに収録された臨界実験の結果と不確かさをその要因も含めて評価し、多くの研究者が利用可能なようにベンチマークデータとして取りまとめることにより、計算コード開発や核データの整備に資することを目的としている。本会議に参加することにより、他施設の不確かさ低減対策、画期的な測定方法、実験解析方法等のノウハウが得られるほか、今後STACY更新炉において取得すべきデータの品質、種類等のニーズといった知見が得られる。

ICSBEPには現在4,800余の実験データの評価書が集められている。本評価書の作成にあたっては、臨界実験に用いた施設寸法の測定誤差、材料中に含まれる不純物、温度の影響等の不確かさを見積もり、その不確かさが中性子実効増倍率等にどの程度影響を及ぼすかについて評価しなければならない。さらに、作成した計算モデルに対して、不確かさを考慮した実験測定値とどのくらいの差異（バイアス）があるのかも評価する。本会合では、これらの評価手法が妥当であるかどうか、ベンチマークとして公開に値するかどうかの判断が行われる。ICSBEPがターゲットとする実験の種類のうち、臨界及び未臨界実験については、フォーマットを記したガイドブックがあるが、その他の臨界警報／遮蔽、及び基礎物理実験については、従来の共通フォーマットでは線源に関する情報などが不足してしまうことから、昨年から今年にかけて有志の手によりガイドブックの一部改訂が行われている。今回評価された臨界実験のうちひとつはフランス放射線防護原子力安全研究所（IRSN）のN. Leclaire氏によるフランスValducの臨界集合体で燃料棒に銅もしくはステンレスのスリーブを被せた体系であり、もうひとつはチェコCentrum výzkumu ŘežのM. Košťál氏によるVVER-1000を模擬したチェコの試験炉LR-0のもので、いずれも修正を加えた上で承認された。ICSBEPの活動も25年を超え、その間の計算科学の発達により、現在の計算解析の統計誤差から見ると活動開始当初の評価を中心に不確かさの評価などがコードや核データ検証の要求を満たし

ていないと思われるものも散見される。そのようなベンチマーク評価について情報を収集し、ランク付けしていくことが、ICSBEP へのフィードバックと普及のためのサブグループ SG-8 の W. Wieselquist 氏（オークリッジ国立研究所（米国））から表明され了承された。この方針に基づき、計算コードの評価で ICSBEP の成果を利用している各国の研究者にフィードバックの依頼をすることとなった。

#### 参考文献

- 1) 須山賢也、他、「断面積セット作成プログラム MAIL3.1」、日本原子力研究所、JAERI-Data/Code 98-004（1988）

## 第9章 デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備

STACY 更新炉では、燃料デブリを模擬したサンプルを使用する燃料デブリ模擬体臨界実験が計画されている。本章では、当該実験のために整備するデブリ模擬体調製設備及びデブリ模擬体分析設備について、令和3年度事業の結果を報告する。以下、デブリ模擬体調製について「9.1 デブリ模擬体調製設備の整備」に、デブリ模擬体分析について「9.2 デブリ模擬体分析設備の整備」に示す。

### 9.1 デブリ模擬体調製設備の整備

#### 9.1.1 目的及び概要

##### (1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備であるデブリ模擬体調製設備は、主に圧縮成型機、焼結炉及び混合粉碎機から構成される。令和3年度事業では、デブリ模擬体調製設備の機器メンテナンス時に必要なグリーンハウスを整備するとともに、周辺設備の整備を行う。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

令和2年度事業の各機器の試運転及び付属機器の整備の結果、各機器のメンテナンス作業を確実に実施するため、グローブボックスのパネルに設置するグリーンハウスを整備した。また、周辺設備の整備として、各機器メンテナンス性向上のため分電盤内の遮断器を増設した。さらに、コールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。

#### 9.1.2 成果報告

##### (1) グリーンハウスの整備

デブリ模擬体調製設備は、圧縮成型機、焼結炉、混合粉碎機で構成されている。これらの機器は汚染拡大防止のためグローブボックス内に設置している。デブリ模擬体を調製するための一連の作業は全てグローブを用いて作業可能であるが、成型金型の交換等のメンテナンス作業をグローブで行うことは比較的困難である。そこで、グローブボックスにグリーンハウスを設置し、その中でパネルを開放して安全に作業できるよう、グリーンハウスを整備した。

整備したグリーンハウスを図 9.1-1 に示す。これによりグローブボックス内機器のメンテナンス性が向上した。

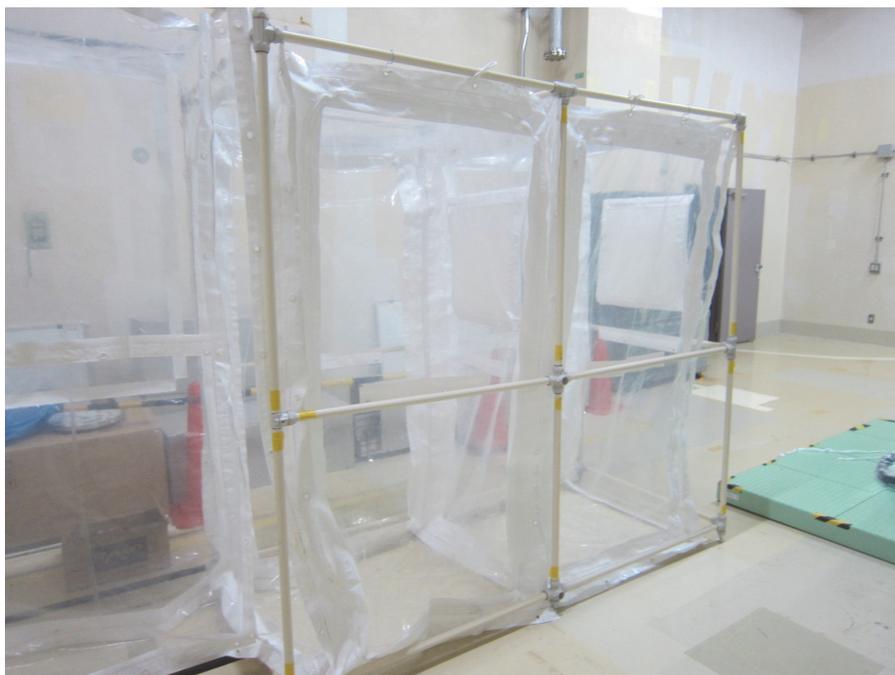


図 9.1-1 グリーンハウス全体

## (2) 周辺設備の整備

デブリ模擬体調製設備の各機器は、一つの分電盤に接続されているが、機器ごとのメンテナンスを行うため、分電盤内に遮断器を増設した。これにより機器ごとに電源を遮断しメンテナンスすることが可能となり、調製作業の利便性の向上が図られる。遮断器を設置した後、外観点検、絶縁抵抗測定及び配線点検を実施し、配線に有害な変色、被膜の損傷、断線がないことを目視により確認した。また、圧着端子締付けボルトにゆるみがないことをドライバー等により確認した。

## (3) デブリ模擬体の試調製

過年度の事業にてグローブボックス内に据え付けられた圧縮成型機を使用し、ジルコニア及びアルミナ原料によりデブリ模擬体を調製した。各機器の動作確認及び過年度に調整したペレットと比較し、調製性能を確認した。使用金型、使用原料等の圧縮条件を表 9.1-1 に示す。また、調製したペレットを図 9.1-2 及び図 9.1-3 に示す。

実際のペレット材料を用いて機器を動作させ、ペレットの調製に問題が無いことを確認した。成型直後のペレットに一部欠けが生じたものの、全体としては大きな割れ、欠け、キャッピング等はなかった。また、今回の調製ではステアリン酸等の潤滑剤を使用しない条件で調製を行っているため、ペレット上下表面が多少荒れている。今後は潤滑剤を使用することで粉体の流れを良くし、表面の滑らかなペレット調製を検討する。また、ペレット移動による振動やピンセットで挟む等の外力により、形状が崩れやすいペレットがある。これは、粉体の粒度や流れやすさ等により金型と金型の隙間に粉体が入り込み、プレス圧の伝達不良が起きたことで生じたものと考えられる。この現象は過年度の調製試験でも確認されており、今後、粉体の粒度や潤滑剤使用により、適切な成形ができるよう検討する。

表 9.1-1 圧縮条件

項目		備考
材料	酸化ジルコニウム(FSY-8H)	純度 99%、粒径 254 $\mu$ m (株) 高純度化学研究所製
粉体重量	2.4 g	成型前の充填量
金型	上型：外径 $\phi$ 8.5mm	—
	中型：外径 $\phi$ 8.5mm	—
	下型：外径 $\phi$ 8.5mm	—
圧縮力	圧力：15 MPa 荷重：1095 kgf	—



図 9.1-2 調製したデブリ模擬体ペレット



図 9.1-3 調製したデブリ模擬体ペレット

### 9.1.3 まとめ

令和3年度事業では、デブリ模擬体調製設備の各機器のメンテナンス作業を確実に実施するため、メンテナンス時に必要なグリーンハウスを整備した。また、周辺設備の整備として、各機器メンテナンス性向上のため分電盤内の遮断器を増設した。さらに、またコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。調整の結果、粉体の流れやすさや表面の粗さ等の課題を抽出した。これらの課題を解決するため、次年度以降も引き続きデブリ模擬体の試調製を行う。

## 9.2 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。

### 9.2.1 目的及び概要

#### (1) 目的

臨界実験に用いるデブリ模擬体の分析条件設定のため、令和 2 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 2 年度までに実施した試分析においては、アルカリ融解法に着手し、融剤を炭酸ナトリウムとし融解を行ったが、想定した溶解には至らず、デブリ模擬体試料に含まれる不溶解残渣の主成分として想定している Si、Zr、Al を溶解することは困難であることが分かった。このため、本年度は、アルカリ融解に使用する融剤の見直しを行い、試分析を実施した。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。

### 9.2.2 成果報告

本試分析では、酸化ケイ素 ( $\text{SiO}_2$ )、酸化ジルコニウム ( $\text{ZrO}_2$ )、酸化アルミニウム ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) を用いた単体試料と、それぞれの混合物の混合物試料を調製し、アルカリ融解法による溶解試験を行い、融剤の変更による検討を行った。アルカリ融剤には、文献調査<sup>1),2)</sup>を行い、上記元素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。

また、過酸化ナトリウムによるアルカリ融解は、使用する Ni るつぼを侵食するため、るつぼ保護のため過酸化ナトリウムと同量の水酸化ナトリウムを使用した<sup>3)</sup>。

#### (1) 使用した試薬

本試分析で使用した試薬を表 9.2-1 に示す。

表 9.2-1 使用試薬

品名	メーカー
酸化ケイ素 試薬特級	富士フィルム和光純薬株式会社
酸化ジルコニウム 和光特級	富士フィルム和光純薬株式会社
$\alpha$ -アルミナ (酸化アルミニウム)	高純度化学研究所
過酸化ナトリウム 特級	林純薬工業株式会社
水酸化ナトリウム	富士フィルム和光純薬株式会社

#### (2) 試分析手順及び条件

本試分析の手順を以下に示す。

- ① 酸化ケイ素 (SiO<sub>2</sub>)、酸化ジルコニウム (ZrO<sub>2</sub>)、 $\alpha$ -アルミナ (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) の試料を 0.05g 分取り、別々の Ni るつぼに入れ単体試料を調製する。また、各試料を 0.05g ずつ分取り、Ni るつぼで混合して混合試料を調製する。
- ② 融剤を量り取り、それぞれのるつぼに加える。
- ③ 吹きこぼれ防止のため、Ni るつぼを石英ビーカー (100 mL) に入れ、電気炉で試験温度まで昇温し、加熱時間保持する。
- ④ 加熱終了後、100℃以下になったら電気炉から出し、さらに放冷させる。
- ⑤ 石英ビーカー (100 mL) 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。
- ⑥ 加熱しながら Ni るつぼに 1M 硝酸で反応がなくなるまで希釈する。
- ⑦ 沈殿の生成が安定するまで加熱する。
- ⑧ 沈殿をろ過して 100mL のメスフラスコに定容する。
- ⑨ 希釈した溶液をポリ瓶に移し適宜希釈して、溶解した Si、Zr、Al を ICP 発光分光分析装置で測定する。

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

表 9.2-2 試分析条件

回数	アルカリ融剤添加量[g]	試験温度[℃]	加熱時間[h]
1	試料量×(過酸化ナトリウム約 10 倍量 +水酸化ナトリウム約 10 倍量)	約 650	1.5

表 9.2-3 各試料及び融剤の分取量

		試料量[g]	試料中 Si/Zr/Al 重量[g]	アルカリ融剤[g] 過酸化ナトリウム+水酸化ナトリウム
SiO <sub>2</sub>		0.0508	0.0237	0.5136+0.5174
ZrO <sub>2</sub>		0.0545	0.0403	0.5297+0.509
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0535	0.0283	0.5234+0.4994
混合	SiO <sub>2</sub>	0.0615	0.0287	1.5246+1.5572
	ZrO <sub>2</sub>	0.0507	0.0375	
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.054	0.0285	



図 9.2-1 電気炉内状態図

(3) 試分析結果

ICP 発光分光分析装置で測定した Si、Zr、Al の結果から換算した溶解結果を表 9.2-4 に、加熱後の状態を図 9.2-2 に、ろ過前の状態を図 9.2-3 に、ろ過後の状態を図 9.2-4 に示す。

表 9.2-4 各試料溶解結果

		溶解量[g]	融解率 (%)
SiO <sub>2</sub> 中の Si		0.0219	92.4
ZrO <sub>2</sub> 中の Zr		0.0370	91.9
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 中の Al		0.0230	81.4
混合	SiO <sub>2</sub> 中の Si	0.0263	91.7
	ZrO <sub>2</sub> 中の Zr	0.0352	94.1
	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 中の Al	0.0263	92.1

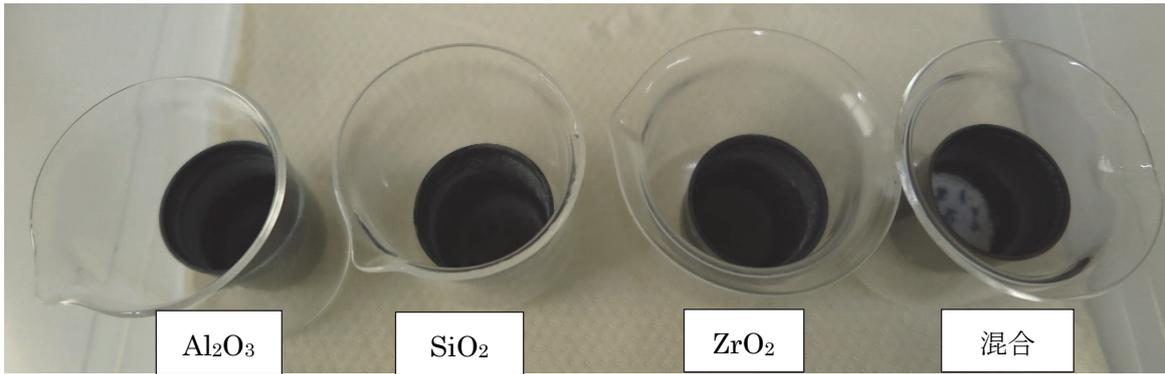


図 9.2-2 加熱後の状態

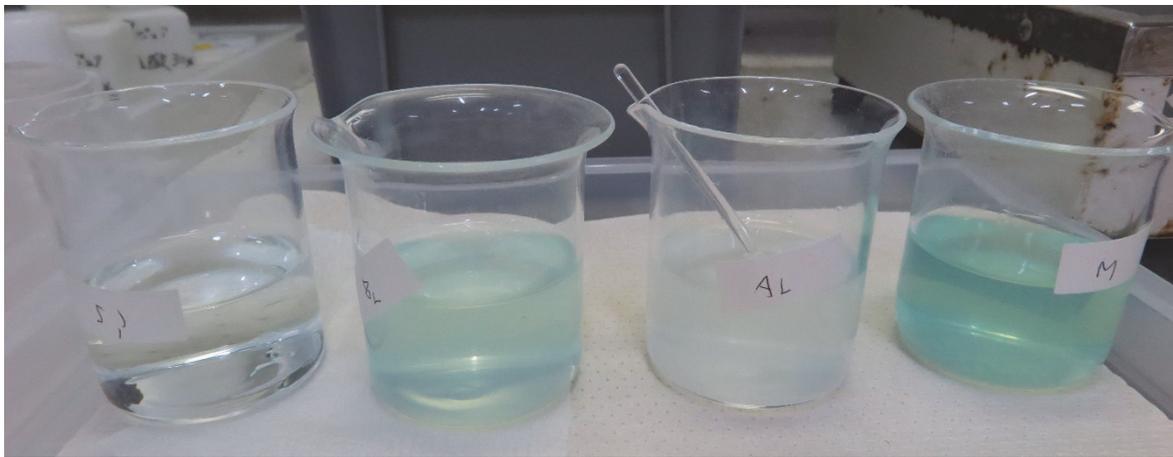


図 9.2-3 ろ過前の状態

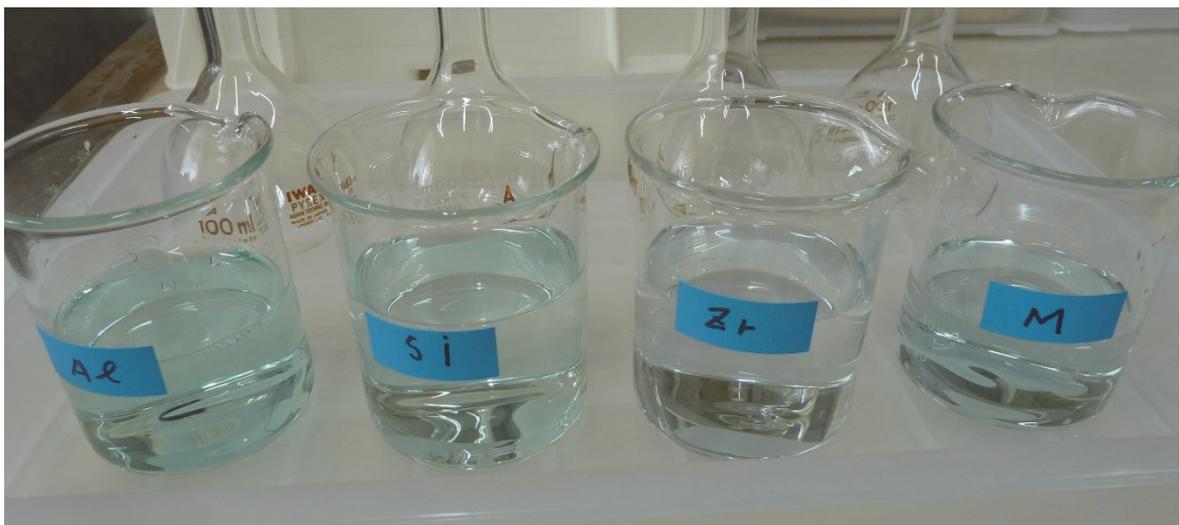


図 9.2-4 ろ過後の状態

#### (4) 考察

本試分析の結果から、各元素はおおむね融解できる見通しを得ることができた。一方で、本試分析で実施したアルカリ融解法では、 $\alpha$ -アルミナ単体の回収率が他に比較して低い。この原因として、 $\alpha$ -アルミナ単体とアルカリ融剤の比重の差により、融解時に $\alpha$ -アルミナが融剤から浮き上がり、 $\alpha$ -アルミナを覆っていない状態になることから、融解が不十分であったことが考えられる。

#### (5) 分析用器材の整備

デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。デブリ模擬体の分析用に整備した分析用器材等一覧を表 9.2-5 に、主な器材等の外観を図 9.2-5～図 9.2-8 に示す。

表 9.2-5 デブリ模擬体分析用器材等一覧

器材名称	型式、主要使用	備考
フーリエ変換赤外分光光度計及び制御解析用 PC	(株)島津製作所製 IRSpirit-T 温度調整機能付 DLATGS 検出器 波数範囲：7,800～350cm <sup>-1</sup>	図 9.2-5 参照
試料室窓板（標準タイプ）	(株)島津製作所製 KBr	図 9.2-6 参照
試料室窓板（耐湿タイプ）	(株)島津製作所製 KRS-5	
液体用気密セル	(株)島津製作所製 202-32001-20	図 9.2-6 参照
分析天秤	(株)島津製作所製 AP135W 秤量：135g 最小表示：0.01mg	図 9.2-7 参照
ガス置換型電気炉	アズワン(株)製 VF-3000 最高使用温度：1100℃	図 9.2-7 参照
JP ボトル角型広口	ニッコー・ハンセン(株)製	
秤量瓶筒型	アズワン(株)製	
防振ゴムシート・イソダンブ	アズワン(株)製	
FT-IR スターターキット	ST Japan(株)製 STJ-0200	図 9.2-8 参照
除振台	(株)ナベヤ製 VPG3545-003HD	



図 9.2-5 フーリエ変換赤外分光光度計及び制御解析用 PC



図 9.2-6 試料室窓板（標準タイプ）及び液体用気密セル



図 9.2-7 分析天秤及びガス置換型電気炉



図 9.2-8 FT-IR スターターキット

### 9.2.3 まとめ

令和 2 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、アルカリ融解法を用いた試分析を実施した。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。試分析について、各元素はおおむね融解できる見通しを得ることができた。今後は完全融解を目指し、昇温条件、加熱時間、融解後試料の回収方法等について検討する。また、 $\alpha$ -アルミナの融解について、融剤量の増量や $\alpha$ -アルミナの前処理（粉末化等）も検討項目として引き続き進める。

### 参考文献

- 1) 中村洋、「分析試料前処理ハンドブック」、丸善出版、(2003)
- 2) 松本健、「解説 難溶解性物質の分解法」、  
<https://www.jsac.or.jp/bunseki/pdf/kaisetsu200202.pdf>
- 3) 株式会社ユニケミー、「技法 74 号 試料分解法の紹介 融解法、加圧酸分解法、マイクロ波酸分解法」、<https://unichemy.co.jp/unilab/unilab-1899/>



## 第IV編 臨界挙動評価手法の整備



## 第 10 章 臨界挙動評価に係る検討

取出し操作によって燃料デブリが臨界に至った場合の出力挙動を精度よく評価するために、①シナリオにおける燃料デブリの密度等のパラメータの感度を解析的に評価し、当該パラメータの重要度を評価した（10.1 節）。②燃料デブリの性状の不確かさを評価するためにサンプリングを行う場合のデータ取得数が中性子実効増倍率のばらつきに与える影響について解析的に検討した（10.2 節）。さらに、③体系の大きさが出力挙動や核分裂数に与える影響について検討した（10.3 節）。④臨界となった場合に事象終息のために中性子毒物を投入した場合について、令和 2 年度よりも  $V_m/V_f$  が大きい条件を対象として、冷却水中の中性子毒物濃度分布によって得られる反応度効果を評価し、臨界挙動への影響に係る検討を実施した（10.4 節）。また、⑤臨界挙動評価の精度向上のために今後も検討が必要な技術的課題についてまとめた（10.5 節）。

### 10.1 パラメータの感度解析

#### 10.1.1 目的及び概要

##### (1) 目的

燃料デブリ取出し操作において万が一臨界になった場合を想定し、出力挙動の評価精度に対して特に影響が大きいパラメータとして令和 2 年度に燃料密度等を抽出した。今年度はこれらのパラメータについて、より現実的な条件での空間線量率等への影響を調べる。

##### (2) 概要

令和 2 年度に実施した無限体系の解析で感度の大きかったパラメータは、中性子無限増倍率に対して燃料密度、総核分裂数に対して反応度温度係数と比熱であった。これらのパラメータについて、平成 29 年度に実施した臨界事故シナリオの試解析の値を基準として 1%増加させた解析を行い、評価結果に対する影響を調べた。複数のパラメータの影響の重なりについても検討するため、反応度温度係数と比熱を同時に 1%増加した条件での解析も実施した。

解析の結果、臨界シナリオ上で外部被ばく線量率に与える影響は、燃料密度を 1%増加させた場合が最も大きく 10%以上の差が生じた。反応度温度係数と比熱を同時に 1%増加させた場合には 2%程度の減少となった。したがって、特に冠水工法など、デブリ周辺が水で満たされている体系では、燃料密度の推定精度に十分な注意が必要であることが示された。

#### 10.1.2 成果報告

(1) 解析条件

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

基準となるケースと影響を調べるためのケース等の一覧を表 10.1-1 に、燃料条件の詳細を表 10.1-2 にそれぞれ示す。燃料とコンクリートの基準の比率は図 10.1-1 に示す既往の解析結果（実線：非均質）を基に、ピークがはっきりしていないコンクリート割合 10%のケース（D2）と、それとは異なりピークがはっきりしている 60%のケース（D3）の、2種類を考慮し、計算体系は H29 年度に実施した基準ケースの解析同様の図 10.1-2 に示す体系を用いた。燃料とコンクリート及び水の基準となる組成と密度をそれぞれ表 10.1-3 から 10.1-5 に示す。

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

基準ケースについて以下に示す。LHS<sup>1)</sup>を用い、デブリ凹凸 1/2 波長をパラメータとして 330 ケースを生成したうち、臨界を超過したケースが 10 あった。それらの計算条件、動特性パラメータ、動特性解析及び移行解析の結果を表 10.1-6 から 10.1-9 にそれぞれ示す。エネルギーや核分裂数としては 500s 後の値を用いている。

初めに燃料の密度を 1%増加させた場合の影響を調べ、次に反応度温度係数と燃料比熱を同時に 1%増加させた場合の影響を調べた。

表 10.1-1 デブリの燃料とコンクリートの体積割合

	基準ケース	燃料密度の影響		複数パラメータの同時変化の影響	
燃料条件	D2	D2A	D2,D3 に対して燃料密度を 1% 増加	D2B	D2A,D3A で決まった動特性パラメータのうち反応度温度係数とデブリの比熱を 1%増加
	D3	D3A		D3B	

表 10.1-2 デブリの燃料とコンクリートの体積割合

組成	燃料	コンクリート	備考
D2	10%	90%	最適減速と減速過剰であり差がない
D3	40%	60%	最適減速に有意なピークがある

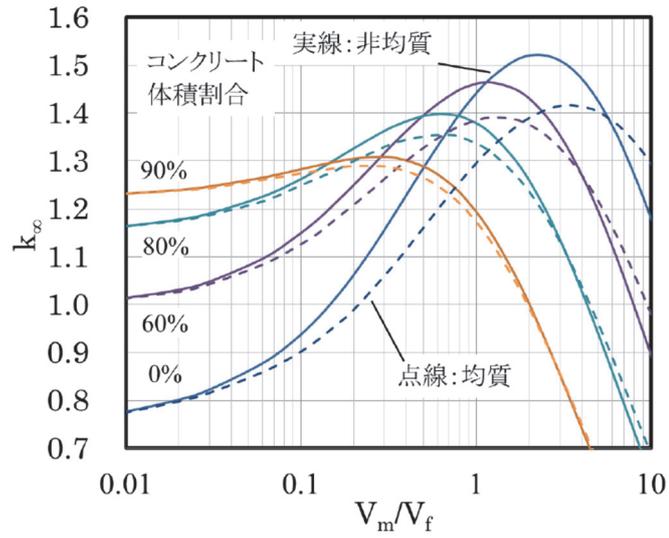


図 10.1-1 MCCI 生成物 ( $^{235}\text{U}$  濃縮度 4wt% $\text{UO}_2$ ) ・水混合物の中性子無限増倍率

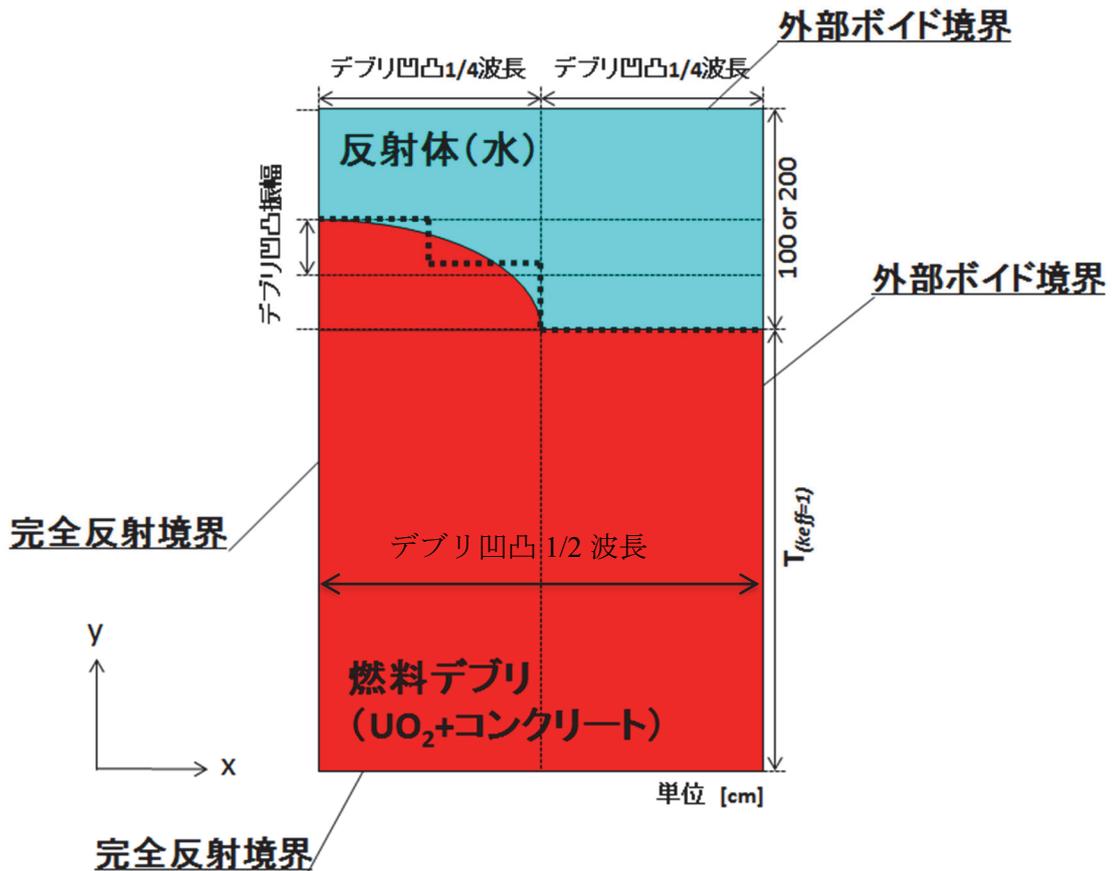


図 10.1-2 計算体系

表 10.1-3 燃料デブリ (新燃料 UO<sub>2</sub>、密度：10.6312[g/cm<sup>3</sup>])

核種	原子量	原子個数密度 (x10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup> )	備考
U-235	235.043923	9.60381E-04	濃縮度4 wt%
U-238	238.050783	2.27580E-02	
O	15.9994	4.74368E-02	

表 10.1-4 普通コンクリート (密度：2.30[g/cm<sup>3</sup>])

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

表 10.1-5 水の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

H	6.666E-02
O	3.333E-02

表 10.1-6 臨界を超過したケースの燃料条件等

ケース	燃料条件	1/2 波長 [cm]	反応度 $\rho_0(\Delta k/k)$
1	D2	8.53	4.33E-02
2	D2	10.8	5.38E-02
3	D2	12.1	4.05E-02
4	D2	13.2	2.90E-02
5	D2	13.5	2.57E-02
6	D2	14.9	1.05E-02
7	D3	9.08	4.69E-02
8	D3	10.1	6.55E-02
9	D3	12.2	3.11E-02
10	D3	12.8	2.07E-02

表 10.1-7 基準ケースの動特性パラメータ

ケース	1	2	3	4	5	6	7
keff	1.04522	1.05695	1.04225	1.02981	1.02642	1.01059	1.04917
中性子寿命[sec]	3.69E-05	2.87E-05	3.89E-05	4.76E-05	5.00E-05	6.10E-05	3.41E-05
領域 1 の反応度温度 1 次 係数[cent/K]	-1.50E+00	-1.42E+00	-1.52E+00	-1.61E+00	-1.64E+00	-1.75E+00	-1.47E+00
領域 1 の反応度温度 2 次 係数[cent/K <sup>2</sup> ]	5.64E-04	5.11E-04	5.77E-04	6.32E-04	6.48E-04	7.18E-04	5.46E-04
第 1 群遅発中性子割合	2.17E-04						
第 2 群遅発中性子割合	1.46E-03						
第 3 群遅発中性子割合	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.33E-03	1.34E-03
第 4 群遅発中性子割合	2.72E-03	2.72E-03	2.71E-03	2.71E-03	2.71E-03	2.70E-03	2.72E-03
第 5 群遅発中性子割合	8.59E-04	8.65E-04	8.58E-04	8.52E-04	8.51E-04	8.43E-04	8.61E-04
第 6 群遅発中性子割合	3.08E-04	3.10E-04	3.08E-04	3.06E-04	3.05E-04	3.03E-04	3.09E-04
第 1 群先行核崩壊定数 (1/s)	1.25E-02						
第 2 群先行核崩壊定数 (1/s)	3.06E-02						
第 3 群先行核崩壊定数 (1/s)	1.13E-01						
第 4 群先行核崩壊定数 (1/s)	3.05E-01						

第5群先行核崩壊定数 (1/s)	1.17E+00													
第6群先行核崩壊定数 (1/s)	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.11E+00	3.11E+00	3.10E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.13E+00	3.12E+00	3.10E+00	3.12E+00	3.13E+00	3.11E+00

表 10.1-8 基準ケースの期待値の計算結果

ケース	1*	2	3	4	5*	6	7	8	9	10*
ピーク出力 (W)	5.17E+09	-	4.11E+09	1.30E+09	8.87E+08	1.83E+07	6.96E+09	-	1.65E+09	3.43E+08
ピーク出力 (W) /N	1.57E+07	-	1.24E+07	3.93E+06	2.69E+06	5.54E+04	2.11E+07	-	5.00E+06	1.04E+06
期待値=6.19E+07										
エネルギー (J)	3.19E+07	-	2.82E+07	1.67E+07	1.43E+07	4.93E+06	3.81E+07	-	1.84E+07	1.09E+07
エネルギー (J) /N	9.66E+04	-	8.53E+04	5.06E+04	4.32E+04	1.49E+04	1.15E+05	-	5.59E+04	3.29E+04
期待値=4.95E+05										
上昇温度 (°C)	1.20E+03	-	1.06E+03	6.27E+02	5.34E+02	1.84E+02	1.43E+03	-	6.93E+02	4.08E+02
上昇温度 (°C) /N	3.62E+00	-	3.21E+00	1.90E+00	1.62E+00	5.59E-01	4.34E+00	-	2.10E+00	1.24E+00
期待値=1.86E+01										
核分裂数	1.0E+18	-	8.8E+17	5.2E+17	4.5E+17	1.5E+17	1.2E+18	-	5.8E+17	3.4E+17
核分裂数/N	3.0E+15	-	2.7E+15	1.6E+15	1.3E+15	4.7E+14	3.6E+15	-	1.7E+15	1.0E+15
期待値=1.55E+16										

(備考)

- ・ ケース 2、8 は動特性解析の計算が成立しなかったため結果一覧から除いた。

- U-235 の 1 核分裂あたりのエネルギー 200 [MeV]⇒ $3.2 \times 10^{-11}$  [J]。
- N はサンプリング回数 (N=330)。
- 期待値は各ケースのピーク出力、エネルギー、温度、核分裂数をサンプリング回数 (330 回) で除算した値の積算値。

表 10.1-9 基準ケースの外部被ばく線量率の期待値(mSv/h)

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
外部被ばく線量(mSv/h)	1.52E-03	-	1.34E-03	7.96E-04	6.76E-04	2.34E-04	1.82E-03	-	8.88E-04	5.16E-04
外部被ばく線量/N	4.61E-06	-	4.06E-06	2.41E-06	2.05E-06	7.09E-07	5.52E-06	-	2.69E-06	1.56E-06
期待値=2.36E-05										

(備考)

- N はサンプリング回数(N=330)。
- 期待値は各ケースの外部被ばく線量率をサンプリング回数(330 回)で除算した値の積算値。

## (2) 解析結果

### ①燃料密度の影響

燃料の密度を基準ケースから 1%増加させた場合の原子個数密度を表 10.1-10 に示す。

図 10.1-2 で示した体系の反応度を TWODANT コードで計算するために、球形状部分を同図の点線で示すように階段状に抽象化した。ここで、実効増倍係数が 1 近傍の値となるデブリ厚さ  $T(k_{eff}=1)$  としては D2 のケースで 60cm、D3 のケースで 150cm とした。計算結果を表 10.1-11 及び 12 に示す。動特性計算に用いる添加反応度は、これらの計算結果である反応度差  $\Delta \rho$  を、基準ケースの反応度  $\rho_0$  に加えて求めた。その結果を表 10.1-13 に示す。ここで、遅発中性子割合は表 10.1-7 の計算結果を踏まえ、 $\beta = 0.007$  とした。

添加反応度に応じた動特性パラメータを、表 10.1-7 のデータに基づいて、各添加反応度に対応する動特性パラメータを内挿して求めた。まず同表の各データの添加反応度に対する線形フィッティングを行った。そのフィッティング係数を表 10.1-14、フィッティングの様子を図 10.1-3、図 10.1-4 に示す。続いて、この線形フィッティング式を用いて、表 10.1-13 で決まった添加反応度に対応する各動特性パラメータを評価した。結果を表 10.1-15 に示す。

求めた動特性パラメータを用いて、表 10.1-12 に示す 10 ケースのそれぞれで動特性解析を行った。解析は AGNES-P コードを用いて行い、最大出力と 500 秒後の総核分裂数、上昇温度を求めた。なお、AGNES-P の計算では円柱モデルを用い、その半径と高さは、半径 15cm の球の体積と等しく、高さは半径の 2 倍とする円柱モデルとした。この条件を満たす円柱モデルの半径は 13.1cm となり、高さ 26.2cm となる。

解析結果を表 10.1-16、図 10.1-5 から 8 に示す。参考のため基準ケースの解析結果を表 10.1-17 に抜粋して示す。それらの比較の結果を表 10.1-18 に示す。

最大出力、上昇温度及び核分裂数の比較を図 10.1-9 に示す。いずれの場合においても、基準ケースに比べて燃料密度 1%増加ケースの計算結果の値が大きい結果となった。最大出力 (W) の増減率を比較すると、ケース A-6 は 233% と他ケースの約 10 倍であった。

動特性計算で得られた核分裂数に基づいて FP 生成量を算出した。算出に際しては、表 10.1-19 に示す  $10^{19}$  核分裂あたりの核種別 FP 生成量を基にして比例計算で求めた。算出した結果を表 10.1-20 に示す。

表 10.1-10 解析で用いた原子個数密度(単位 atoms/b cm)

元素	1%増加ケース	基準ケース
U-235	9.700E-04	9.604E-04
U-238	2.299E-02	2.276E-02
O-16	4.780E-02	4.733E-02

H29 年度と同様に O は O-16 とした。

表 10.1-11 燃料密度を 1%増加させたケースの反応度差 (D2)

1/2 波長 (cm)	keff				反応度 $\Delta k/k$			$\Delta \rho = \Delta k/k(D2A) - \Delta k/k(D2)$
	基準ケース D2 燃料	燃料密度 1%増 D2A 燃料	増減率 (%)	基準ケース D2 燃料	燃料密度 1%増 D2A 燃料			
					増減率 (%)	増減率 (%)		
8.53	5.11E-01	5.12E-01	2.21E-01	-9.55E-01	-9.51E-01	4.51E-01	4.315E-03	
10.8	5.81E-01	5.83E-01	1.95E-01	-7.18E-01	-7.14E-01	4.65E-01	3.341E-03	
12.1	6.09E-01	6.11E-01	1.82E-01	-6.39E-01	-6.36E-01	4.65E-01	2.971E-03	
13.2	6.28E-01	6.29E-01	1.71E-01	-5.90E-01	-5.87E-01	4.61E-01	2.721E-03	
13.5	6.33E-01	6.34E-01	1.69E-01	-5.79E-01	-5.76E-01	4.59E-01	2.658E-03	
14.9	6.50E-01	6.51E-01	1.57E-01	-5.36E-01	-5.34E-01	4.49E-01	2.410E-03	

表 10.1-12 燃料密度を 1%増加させたケースの反応度差 (D3)

1/2 波長 (cm)	Keff				反応度 $\Delta k/k$			$\Delta \rho = \Delta k/k(D3A) - \Delta k/k(D3)$
	基準ケース D3 燃料	燃料密度 1%増 D3A 燃料	増減率 (%)	基準ケース D3 燃料	燃料密度 1%増 D3A 燃料			
					増減率 (%)	増減率 (%)		
9.08	5.04E-01	5.05E-01	1.71E-01	-9.82E-01	-9.79E-01	3.44E-01	3.38E-03	
10.1	5.42E-01	5.42E-01	1.57E-01	-8.44E-01	-8.42E-01	3.42E-01	2.89E-03	
12.2	6.04E-01	6.04E-01	1.34E-01	-6.55E-01	-6.53E-01	3.37E-01	2.20E-03	
12.8	6.18E-01	6.19E-01	1.28E-01	-6.17E-01	-6.15E-01	3.35E-01	2.06E-03	

表 10.1-13 添加反応度の決定

1/2 波長 [cm]	基準ケース				燃料密度 1%増加					
	ケース	燃料条件	反応度 $\rho_0$ ( $\Delta k/k$ )	反応度(\$) $\rho_0/0.007$	ケース	燃料条件	反応度差 $\Delta \rho$	$\Delta \rho$ 加算反応度 $\rho_0 + \Delta \rho$	添加反応度 $\rho_{add}$ (\$)	①基準ケースの反応度 (\$)に対する添加反応度 $\rho_{add}$ の増減率(%)
8.53	1	D2	4.33E-02	6.18571	A-1	D2A	4.315E-03	4.7615E-02	6.80212	9.97E+00
10.8	2	D2	5.38E-02	7.68571	A-2	D2A	3.341E-03	5.7141E-02	8.16303	6.21E+00
12.1	3	D2	4.05E-02	5.78571	A-3	D2A	2.971E-03	4.3471E-02	6.21011	7.34E+00
13.2	4	D2	2.90E-02	4.14286	A-4	D2A	2.721E-03	3.1721E-02	4.53160	9.38E+00
13.5	5	D2	2.57E-02	3.67143	A-5	D2A	2.658E-03	2.8358E-02	4.05116	1.03E+01
14.9	6	D2	1.05E-02	1.50000	A-6	D2A	2.410E-03	1.2910E-02	1.84423	2.29E+01
9.08	7	D3	4.69E-02	6.70000	A-7	D3A	3.382E-03	5.0282E-02	7.18316	7.21E+00
10.1	8	D3	6.55E-02	9.35714	A-8	D3A	2.892E-03	6.8392E-02	9.77035	4.42E+00
12.2	9	D3	3.11E-02	4.44286	A-9	D3A	2.209E-03	3.3309E-02	4.75842	7.10E+00
12.8	10	D3	2.07E-02	2.95714	A-10	D3A	2.068E-03	2.2768E-02	3.25261	9.99E+00

表 10.1-14 基準ケース（表 10.1-7）のデータに対する直線フィッティング式の係数

パラメータ	a	b
中性子寿命[sec]	-5.2340E-08	6.9479E-05
領域 1 の反応度温度 1 次係数[cent/K]	5.4063E-04	-1.8382E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数[cent/K <sup>2</sup> ]	-3.3538E-07	7.7258E-04
第 1 群遅発中性子割合	-6.0056E-10	2.1724E-04
第 2 群遅発中性子割合	3.1368E-09	1.4588E-03
第 3 群遅発中性子割合	1.3522E-08	1.3304E-03
第 4 群遅発中性子割合	3.7598E-08	2.6924E-03
第 5 群遅発中性子割合	3.4320E-08	8.3786E-04
第 6 群遅発中性子割合	1.0314E-08	3.0156E-04
第 1 群先行核崩壊定数	3.1368E-08	1.2488E-02
第 2 群先行核崩壊定数	7.4847E-09	3.0618E-02
第 3 群先行核崩壊定数	5.8767E-07	1.1276E-01
第 4 群先行核崩壊定数	1.2051E-06	3.0452E-01
第 5 群先行核崩壊定数	1.1302E-05	1.1634E+00
第 6 群先行核崩壊定数	3.3050E-05	3.0983E+00

(注)フィッティング式  $y=ax+b$   $y$ :パラメータ値、 $x$ :添加反応度(cent)  $a,b$ : フィッティング係数。

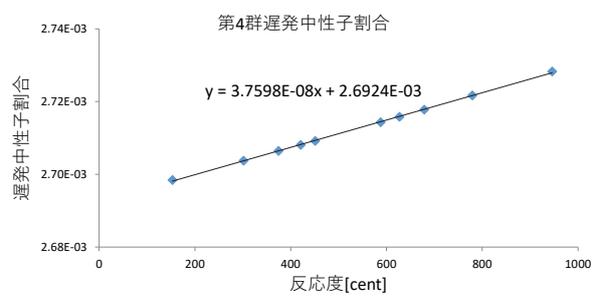
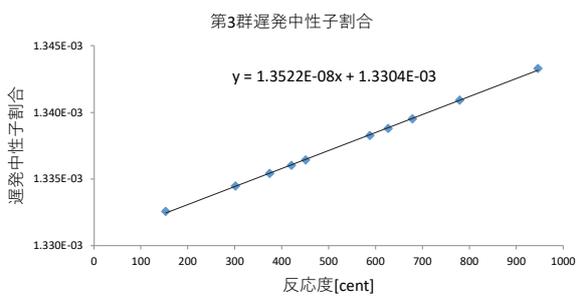
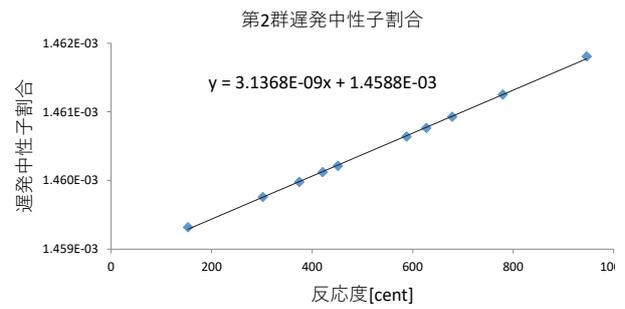
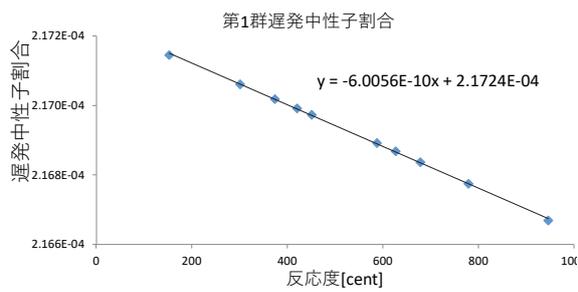
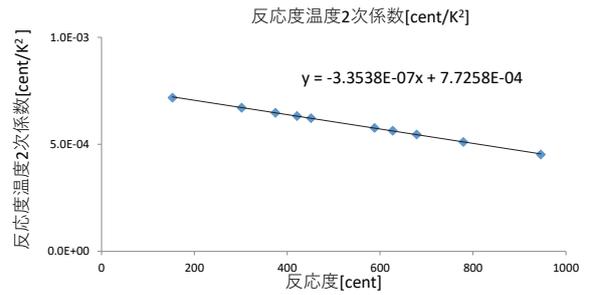
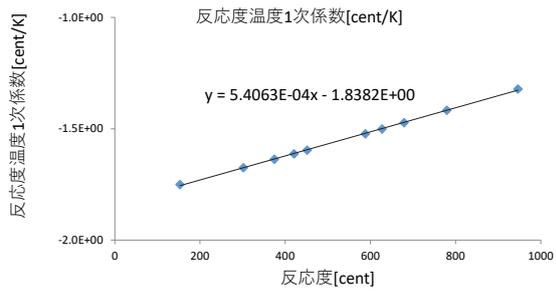
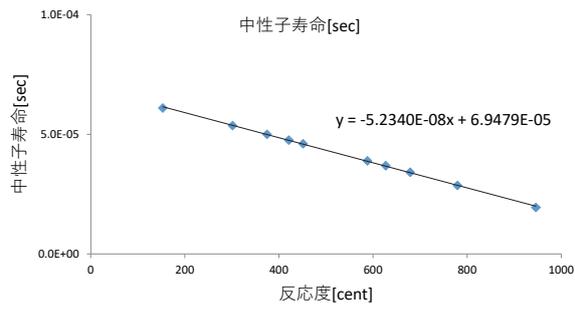


図 10.1-3 基準ケース (表 10.1-7) のデータに対するフィッティング例 (1/2)

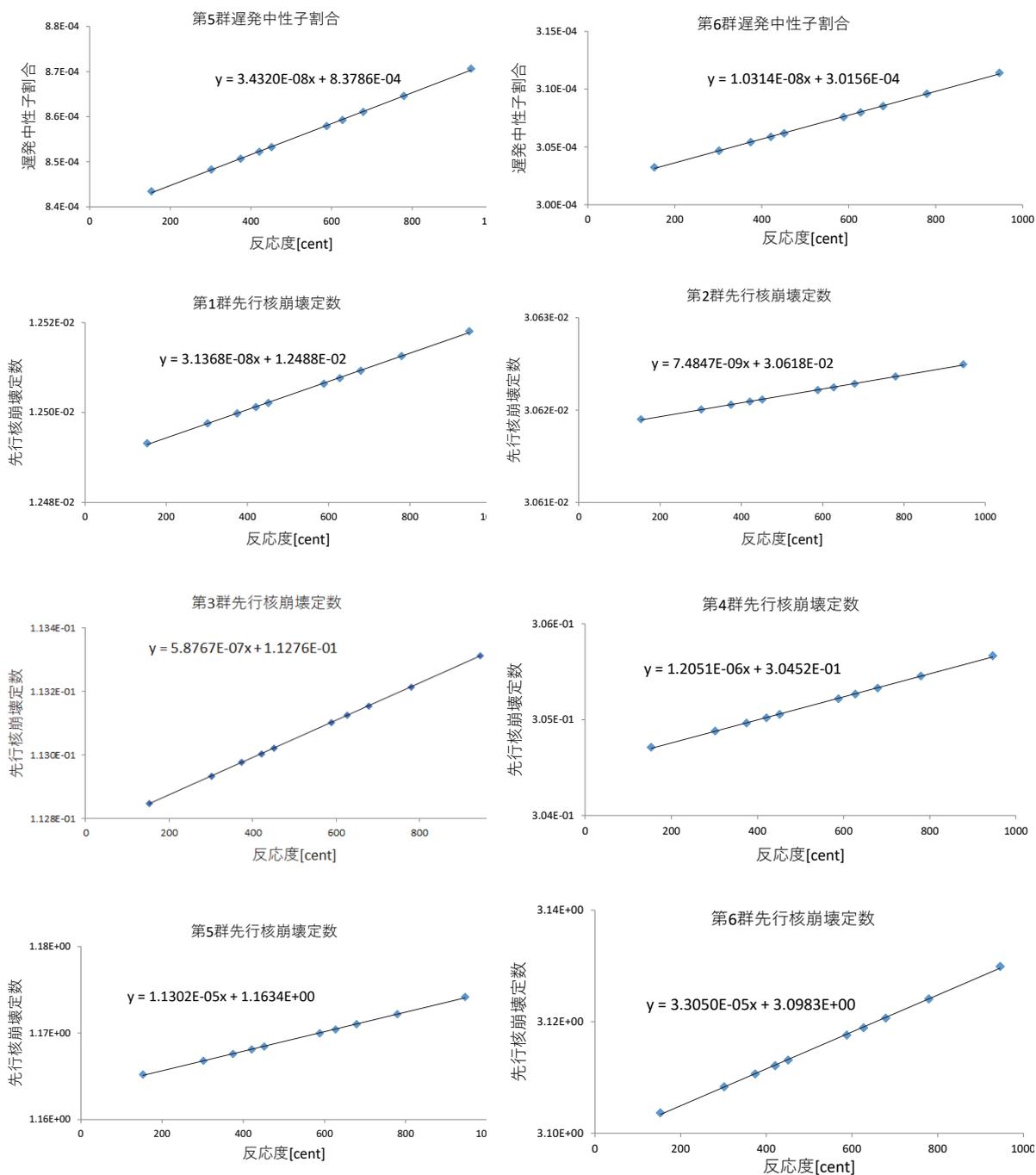


図 10.1-4 基準ケース (表 10.1-7) のデータに対するフィッティング例 (2/2)

表 10.1-15 解析に用いた動特性パラメータ (燃料密度 1%増加ケース)

ケース	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10
燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A
パラメータ	6.802	8.163	6.210	4.532	4.051	1.844	7.183	9.770	4.758	3.253
中性寿命[sec]	3.39E-05	2.68E-05	3.70E-05	4.58E-05	4.83E-05	5.98E-05	3.19E-05	1.83E-05	4.46E-05	5.25E-05
領域 1 の反応度温度 1 次係数[cent/K]	-1.47E+00	-1.40E+00	-1.50E+00	-1.59E+00	-1.62E+00	-1.74E+00	-1.45E+00	-1.31E+00	-1.58E+00	-1.66E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数[cent/K <sup>2</sup> ]	5.44E-04	4.99E-04	5.64E-04	6.21E-04	6.37E-04	7.11E-04	5.32E-04	4.45E-04	6.13E-04	6.63E-04
第 1 群遅発中性子割合	2.17E-04									
第 2 群遅発中性子割合	1.46E-03									
第 3 群遅発中性子割合	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.33E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.33E-03
第 4 群遅発中性子割合	2.72E-03	2.72E-03	2.72E-03	2.71E-03	2.71E-03	2.70E-03	2.72E-03	2.73E-03	2.71E-03	2.70E-03
第 5 群遅発中性子割合	8.61E-04	8.66E-04	8.59E-04	8.53E-04	8.52E-04	8.44E-04	8.63E-04	8.71E-04	8.54E-04	8.49E-04
第 6 群遅発中性子割合	3.09E-04	3.10E-04	3.08E-04	3.06E-04	3.06E-04	3.03E-04	3.09E-04	3.12E-04	3.06E-04	3.05E-04
第 1 群先行核崩壊定数(1/s)	1.25E-02									
第 2 群先行核崩壊定数(1/s)	3.06E-02									
第 3 群先行核崩壊定数(1/s)	1.13E-01									
第 4 群先行核崩壊定数(1/s)	3.05E-01	3.06E-01	3.05E-01	3.05E-01						
第 5 群先行核崩壊定数(1/s)	1.17E+00									
第 6 群先行核崩壊定数(1/s)	3.12E+00	3.13E+00	3.12E+00	3.11E+00	3.11E+00	3.10E+00	3.12E+00	3.13E+00	3.11E+00	3.11E+00

【備考】

- デブリの比熱は以下の値を使用する。

$$Cp(T) = 235 [J/K \cdot kg]$$

(JAEA Data/Code 2006-021 p.4 の式参照)。

表 10.1-16 燃料密度 1%増加ケースの AGNESP 動特性解析結果

ケース No.	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10
燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A
最大出力(W)	7.06E+09	-	5.03E+09	1.70E+09	1.15E+09	6.08E+07	8.76E+09	-	1.98E+09	5.58E+08
エネルギー(I)	3.83E+07	-	3.14E+07	1.86E+07	1.58E+07	6.05E+06	4.53E+07	-	1.99E+07	1.18E+07
上昇温度(°C)	1.44E+03	-	1.18E+03	7.00E+02	5.94E+02	2.26E+02	1.70E+03	-	7.50E+02	4.46E+02
核分裂数	1.19E+18	-	9.81E+17	5.82E+17	4.95E+17	1.89E+17	1.41E+18	-	6.24E+17	3.71E+17

• エネルギー (J) と上昇温度 (°C) は 500 秒時点。上昇温度は PRV 底部温度 25.4°C と燃料温度の差分。

• U-235 の 1 核分裂あたりのエネルギー 200(MeV) = 3.2e-11(J)

表 10.1-17 基準ケースの AGNESP 動特性解析結果 (表 10.1-8 から抜粋)

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
燃料条件	D2	D2	D2	D2	D2	D2	D3	D3	D3	D3
最大出力(W)	5.17E+09	-	4.10E+09	1.29E+09	8.87E+08	1.82E+07	6.95E+09	-	1.65E+09	3.43E+08
エネルギー(I)	3.18E+07	-	2.81E+07	1.67E+07	1.42E+07	4.92E+06	3.80E+07	-	1.84E+07	1.08E+07
上昇温度(°C)	1.19E+03	-	1.05E+03	6.27E+02	5.34E+02	1.84E+02	1.43E+03	-	6.92E+02	4.08E+02
核分裂数	9.96E+17	-	8.80E+17	5.21E+17	4.45E+17	1.54E+17	1.18E+18	-	5.76E+17	3.39E+17

• エネルギー (J) と上昇温度 (°C) は 1200 秒時点。上昇温度は PRV 底部温度 25.4°C と燃料温度の差分。

表 10.1-18 AGNESP 動特性解析結果 基準ケースに対する燃料密度 1%増加ケースの増減率

ケース No.	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10
燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A
最大出力の増減率(%)	36.7	-	22.7	31.4	30.0	233	26.0	-	20.3	62.8
エネルギーの増減率(%)	20.3	-	11.5	11.7	11.2	22.9	19.1	-	8.38	9.5
上昇温度の増減率(%)	20.6	-	12.1	11.7	11.3	23.0	18.9	-	8.29	9.36
核分裂数の増減率(%)	20.3	-	11.5	11.7	11.2	22.9	19.1	-	8.38	9.50

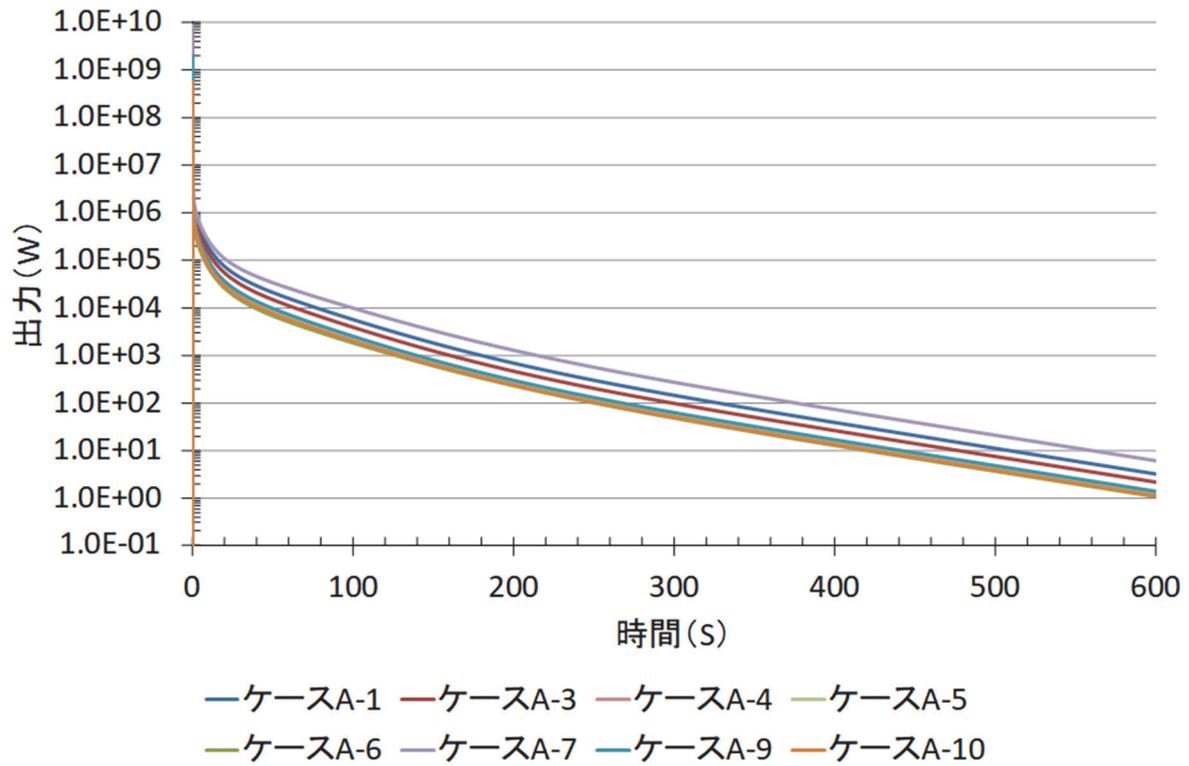


図 10.1-5 1/2 波長に対応する出力の時間変化(AGNESP 動特性解析)

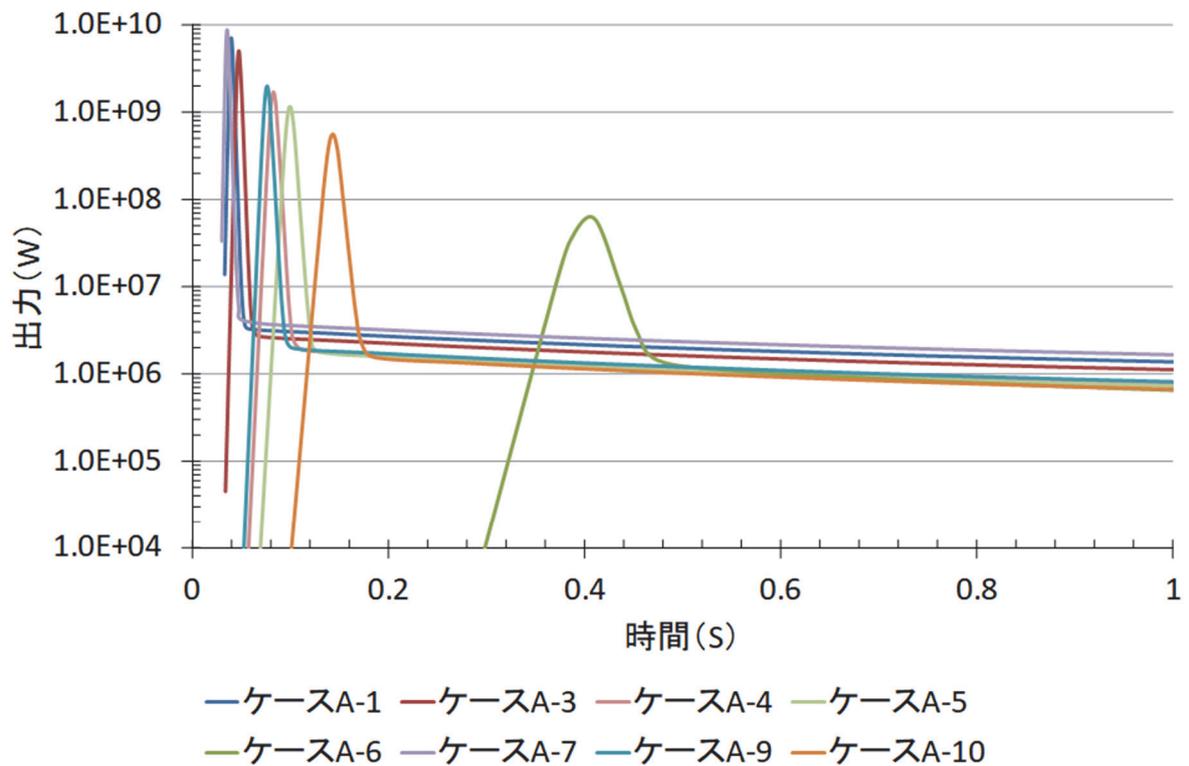


図 10.1-6 1/2 波長に対応する出力の時間変化(AGNESP 動特性解析) 拡大

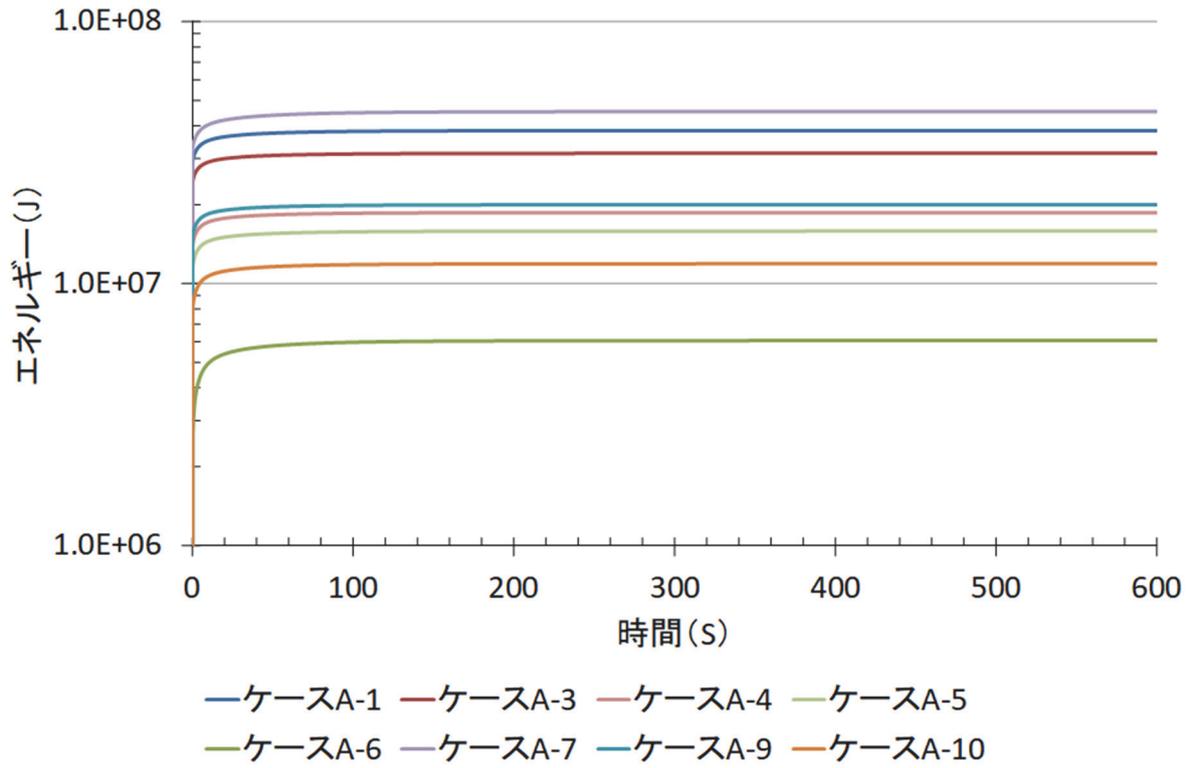


図 10.1-7 1/2 波長に対応するエネルギーの時間変化(AGNESP 動特性解析)

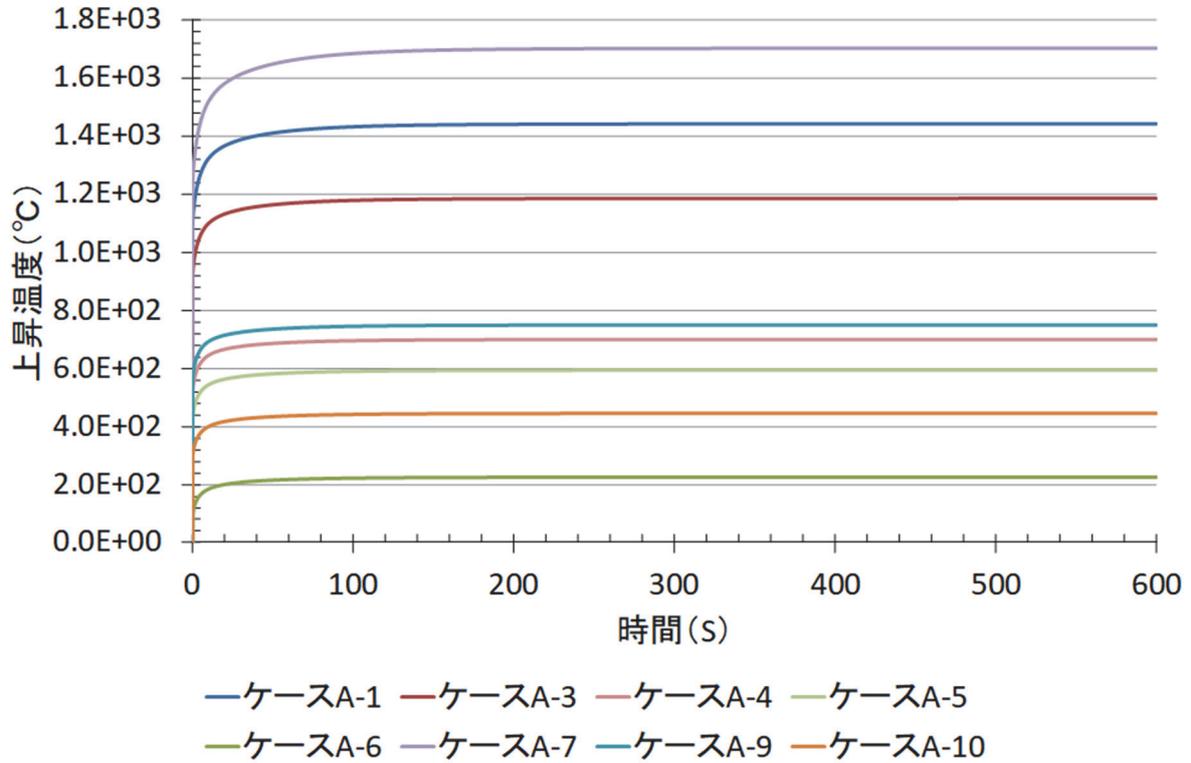


図 10.1-8 1/2 波長に対応する上昇温度の時間変化(AGNESP 動特性解析)

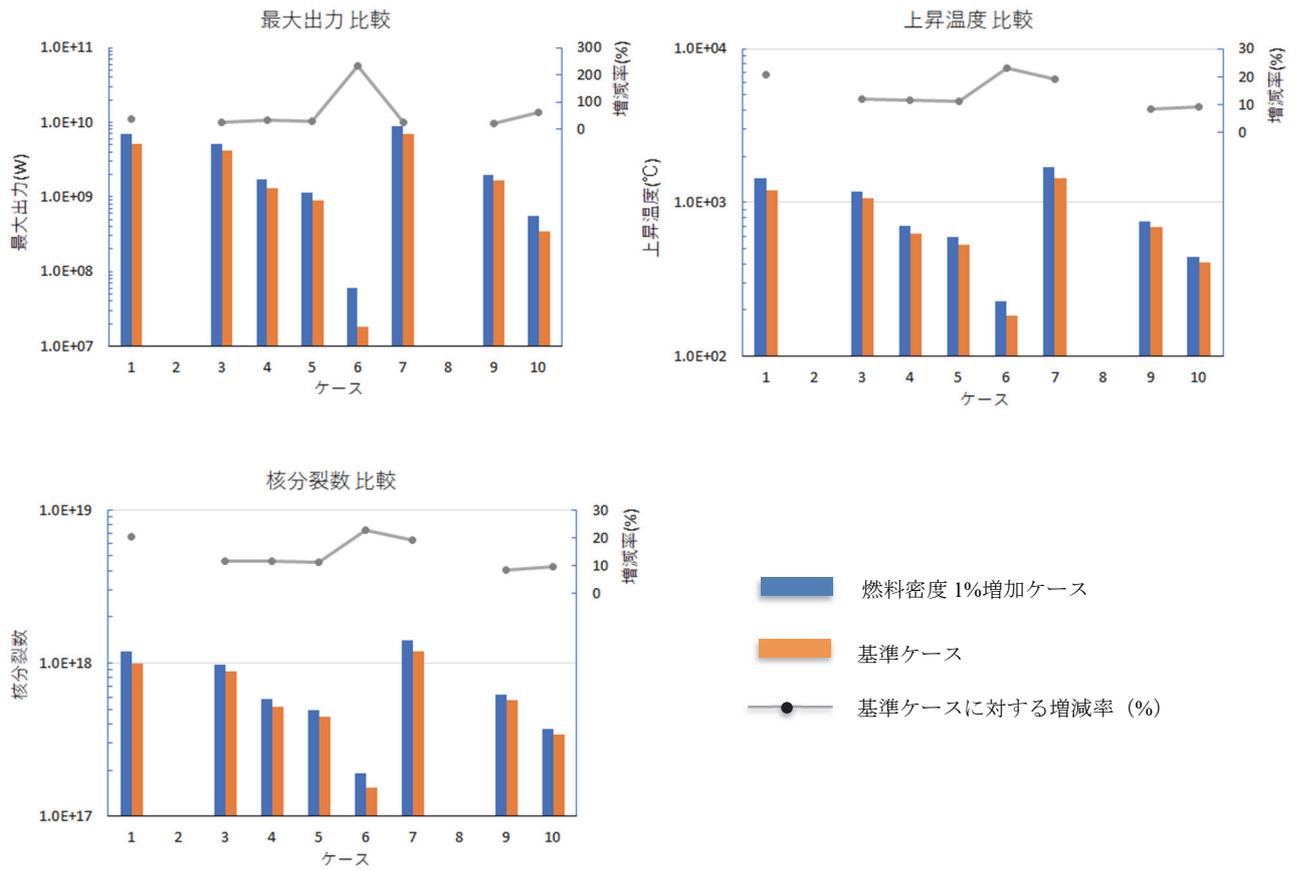


図 10.1-9 基準ケースと燃料密度 1%増加ケースの比較

表 10.1-19  $10^{19}$ 核分裂あたりに生成する核種の FP 生成量(Bq)<sup>[1]</sup>

核種	FP 生成量[Bq]
Kr-83m	5.4E+12
Kr-85m	3.3E+12
Kr-85	4.8E+05
Kr-87	4.0E+13
Kr-88	2.4E+13
Kr-89	1.7E+15
Sr-91	1.2E+13
Sr-92	4.2E+13
Ru-106	7.4E+08
Cs-137	3.7E+08
Ba-139	9.1E+13
Ba-140	4.1E+11
Ce-143	3.7E+12
Xe-133	1.0E+08
Xe-133m	7.0E+08
Xe-135	1.9E+11
Xe-135m	1.2E+13
Xe-137	8.8E+14
Xe-138	3.7E+14
I-131	2.7E+11
I-132	3.8E+13
I-133	6.2E+12
I-134	1.5E+14
I-135	1.9E+13

表 10.1-20 燃料密度 1%増加ケースの FP 生成量

核種	ケース No.	動特性解析から得られた核分裂数に対する FP 生成量 [Bq]												
		A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10			
	燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A	D3A	D3A	D3A
	核分裂数	1.20E+18	-	9.82E+17	5.83E+17	4.96E+17	1.89E+17	1.42E+18	-	6.25E+17	3.72E+17			
	10 <sup>19</sup> 核分裂あたり FP 生成量 [Bq]													
Kr-83m	5.40E+12	6.47E+11	-	5.30E+11	3.15E+11	2.68E+11	1.02E+11	7.65E+11	-	3.37E+11	2.01E+11			
Kr-85m	3.30E+12	3.96E+11	-	3.24E+11	1.92E+11	1.64E+11	6.25E+10	4.67E+11	-	2.06E+11	1.23E+11			
Kr-85	4.80E+05	5.75E+04	-	4.71E+04	2.80E+04	2.38E+04	9.09E+03	6.80E+04	-	3.00E+04	1.78E+04			
Kr-87	4.00E+13	4.79E+12	-	3.93E+12	2.33E+12	1.98E+12	7.57E+11	5.67E+12	-	2.50E+12	1.49E+12			
Kr-88	2.40E+13	2.88E+12	-	2.36E+12	1.40E+12	1.19E+12	4.54E+11	3.40E+12	-	1.50E+12	8.92E+11			
Kr-89	1.70E+15	2.04E+14	-	1.67E+14	9.91E+13	8.42E+13	3.22E+13	2.41E+14	-	1.06E+14	6.32E+13			
Sr-91	1.20E+13	1.44E+12	-	1.18E+12	7.00E+11	5.95E+11	2.27E+11	1.70E+12	-	7.50E+11	4.46E+11			
Sr-92	4.20E+13	5.03E+12	-	4.12E+12	2.45E+12	2.08E+12	7.95E+11	5.95E+12	-	2.62E+12	1.56E+12			
Ru-106	7.40E+08	8.87E+07	-	7.26E+07	4.31E+07	3.67E+07	1.40E+07	1.05E+08	-	4.62E+07	2.75E+07			
Cs-137	3.70E+08	4.44E+07	-	3.63E+07	2.16E+07	1.83E+07	7.00E+06	5.24E+07	-	2.31E+07	1.38E+07			
Ba-139	9.10E+13	1.09E+13	-	8.93E+12	5.31E+12	4.51E+12	1.72E+12	1.29E+13	-	5.68E+12	3.38E+12			
Ba-140	4.10E+11	4.91E+10	-	4.02E+10	2.39E+10	2.03E+10	7.76E+09	5.81E+10	-	2.56E+10	1.52E+10			
Ce-143	3.70E+12	4.44E+11	-	3.63E+11	2.16E+11	1.83E+11	7.00E+10	5.24E+11	-	2.31E+11	1.38E+11			
Xe-133	1.00E+08	1.20E+07	-	9.82E+06	5.83E+06	4.96E+06	1.89E+06	1.42E+07	-	6.25E+06	3.72E+06			
Xe-133m	7.00E+08	8.39E+07	-	6.87E+07	4.08E+07	3.47E+07	1.32E+07	9.92E+07	-	4.37E+07	2.60E+07			
Xe-135	1.90E+11	2.28E+10	-	1.87E+10	1.11E+10	9.41E+09	3.60E+09	2.69E+10	-	1.19E+10	7.06E+09			
Xe-135m	1.20E+13	1.44E+12	-	1.18E+12	7.00E+11	5.95E+11	2.27E+11	1.70E+12	-	7.50E+11	4.46E+11			
Xe-137	8.80E+14	1.05E+14	-	8.64E+13	5.13E+13	4.36E+13	1.67E+13	1.25E+14	-	5.50E+13	3.27E+13			
Xe-138	3.70E+14	4.44E+13	-	3.63E+13	2.16E+13	1.83E+13	7.00E+12	5.24E+13	-	2.31E+13	1.38E+13			
I-131	2.70E+11	3.24E+10	-	2.65E+10	1.57E+10	1.34E+10	5.11E+09	3.82E+10	-	1.69E+10	1.00E+10			
I-132	3.80E+13	4.56E+12	-	3.73E+12	2.22E+12	1.88E+12	7.19E+11	5.38E+12	-	2.37E+12	1.41E+12			
I-133	6.20E+12	7.43E+11	-	6.09E+11	3.61E+11	3.07E+11	1.17E+11	8.78E+11	-	3.87E+11	2.31E+11			
I-134	1.50E+14	1.80E+13	-	1.47E+13	8.74E+12	7.43E+12	2.84E+12	2.12E+13	-	9.37E+12	5.58E+12			
I-135	1.90E+13	2.28E+12	-	1.87E+12	1.11E+12	9.41E+11	3.60E+11	2.69E+12	-	1.19E+12	7.06E+11			

得られた FP 生成量を入力値として、RASCAL コードにより空間線量率を計算した。得られた空間線量率をケースごとに比較するとともに、平均値を計算し、基準ケースと比較した。RASCAL の計算に用いた設定値を表 10.1-21 に示す。福島事故当時の気象データを用いた。

#### 1) 対象施設の情報

「Event Location」は福島事故当時の東京電力福島第一発電所一号機と仮定した。

#### 2) ソースタームの設定条件

「Effluent Release Rates - by Nuclide」として登録する FP 生成量は表 10.1-20 の値を使用する。ただし、対象核種のうち Kr-89 と Xe-137 は RASCAL でサポートされていないため、入力対象外とした。

#### 3) 計算日時

表 10.1-20 に示す FP 生成量[Bq]に対して、RASCAL に登録するソースタームは単位時間[Bq/h]のため、放射性物質の放出時間は 1 時間と仮定した。放出開始時刻は、福島事故と同時刻に放出が起こったと仮定して 2011 年 3 月 12 日 3:00 とした。

#### 4) 気象条件

臨界事故発生時の気象は福島事故当時と同じと仮定して、福島事故時の気象データ(2011 年 3 月 12 日 3:00~4:00)を使用した。気象データの設定項目の詳細を表 10.1-22 に示す。

RASCAL で表示される分布図はプルームモデルであり、放出終了時点が最も影響が大きい。この理由から 2011 年 3 月 12 日 4:00 を対象に、外部被ばく線量率を示した。RASCAL 解析の結果の例として、ケース A-1 の放出終了時(2011 年 3 月 12 日 4:00)の外部被ばく線量率分布の表形式出力を図 10.1-10 に、グラフ形式出力を図 10.1-11 にそれぞれ示す。各ケースの表出力から正門に当たる距離 700m、方位 220 度の外部被ばく線量率を収集して基準ケースに対する増減率と合わせて、表 10.1-23 に示す。同表に各ケースの値から得られる外部被ばく線量率の期待値を合わせて示した。

燃料密度を 1%増加した場合、基準ケースに比べて、外部被ばく線量率の期待値は 15.6%増加しており、燃料密度の精度の影響が非常に大きいことを示す結果となった。その原因は燃料密度増加によって平均的には 10%程度の反応度増加があり、そこに各パラメータからの寄与が加わって核分裂数が増加したと考えられる。

表 10.1-21 RASCAL を用いた計算の設定値

No.	項目	設定値	備考	出典
1	事象の種類 (Event Type)	-	-	-
2	対象施設の場所や諸元 (Event Location)	Nuclear Power Plant		参考文献5)の10ページ
3	原子炉タイプ (Type)	Define a "Generic" Nuclear Power Plant Site		参考文献6)の2-4ページ
4	名称 (Name)	Generic BWR Mark I		-
5	住所 (City, County, State, Country)	FDNPS 福島県双葉郡大熊町大字夫沢		参考文献7)
6	タイムゾーン (Time Zone)	Offset GMT/UTC+9h		-
7	緯度 (Latitude)	37.422917	度表記	参考文献7)
8	経度 (Longitude)	141.033125	度表記	参考文献7)
9	標高 (Elevation)	8.535417		参考文献7)
10	燃料棒本数 (Number of assemblies of core)	400		参考文献8)
11	格納容器の体積 (Containment volume)	148707	default は 250000	円筒部直径：約 10m 球部直径：約 18m 全高：約 32m 参考文献8)
12	冷却材量 (Coolant mass)	125000		Default (情報なし)
13	平均出力 (炉内燃料) (Reactor power)	1380		参考文献6)の1-39ページ Table1-16

14	平均燃焼度(燃料) (Average burnup - in reactor)	MWd/MTU	23700		参考文献(6)の1-39ページ Table1-16
15	平均燃焼度 (使用済燃料) (Discharge burnup - in spent fuel storage)	MWd/MTU	50000	Default	
16	事故のタイプと事故進展 (Source Term) 核種データから設定を行う場合の 対象サンプルまたは放出率 (Source term based on nuclide specific date)	-	Effluent Release Rates-by Nuclide (排出割合 - 核種 別)	算出したFP生成量(表 10.1-20)	
17	放射性物質の放出経路と 放出量の時系列 (Release Path) 大気への放出経路 (Pathway to atmosphere)	-	Direct to Atmosphere	放出量の多いベントや水 素爆発といったイベント での放出はいずれも直接 放出である理由から。	
18	放出高さ (Release height)	m	10	圧力容器底部が底面から 10mと想定。	
19	リーク率の時系列 (Leak rate to atmosphere described)	%	0.54	default	
20	大気放出開始時間 (Start of release to atmosphere)	-	2011/03/12 03:00	福島事故と同時刻と仮定 する。	

21		リリース期間 (Release duration)	hour	1		
22	気象条件 (Meteorology)	観測データ	-	表 10.1-22 参照		
23	線量計算 (Calculate Doses)	吸入線量係数 (Inhalation Dose factors)	-	ICRP60/72	RASCAL (Ver.4.3) で主に使用。	参考文献5)の76ページ

表 10.1-22 気象データの設定項目一覧

項目	参照元	備考	出典
風速	公開情報資料		参考文献9)の1~4ページ
風向	公開情報資料		参考文献9)の1~4ページ
日射量	気象データ (福島)	福島第一に最も近い取得可能位置が福島市のため使用。	国土交通省気象庁「過去の気象データ・ダウンロード (福島 2011年3月12日 日照時間(時間)、雲量(10分比))」, < <a href="http://www.data.jma.go.jp/gmd/risk/obsdl/">http://www.data.jma.go.jp/gmd/risk/obsdl/</a> >
雲量			
気温	気象データ (小名浜)	福島第一に最も近い取得可能データ位置が小名浜市のため使用。	国土交通省気象庁「過去の気象データ・ダウンロード (小名浜 2011年3月12日 気温(°C))」,< <a href="http://www.data.jma.go.jp/gmd/risk/obsdl/">http://www.data.jma.go.jp/gmd/risk/obsdl/</a> >
大気安定度	パスキル大気安定度階級分布表		参考文献10)の2-20ページ (表2-2)

RASCAL v4.3.0 Export Results  
File created: 2021/10/27 10:21  
Case name: Study2\_Case01  
External Gamma Exposure Rate mSv/h  
Dose Rate at 2011/03/12 04:00

km	10°	20°	30°	40°	50°	60°	150°	160°	170°	180°	190°	200°	210°	220°	230°	240°	330°	340°	350°	360°
0.1	0.06	3.45E-01	3.46E-01	3.52E-01	3.58E-01	3.68E-01	3.48E-01	3.46E-01												
0.2	0.12	1.60E-01	1.60E-01	1.63E-01	1.66E-01	1.69E-01	1.61E-01	1.60E-01												
0.3	0.19	5.76E-02	5.76E-02	5.92E-02	6.12E-02	6.36E-02	5.80E-02	5.76E-02												
0.5	0.31	1.02E-02	1.02E-02	1.10E-02	1.21E-02	1.36E-02	【略】	1.02E-02												
0.7	0.43	1.83E-03	1.83E-03	2.27E-03	3.00E-03	4.12E-03	1.91E-03	1.83E-03												
1	0.62	9.48E-05	9.52E-05	1.20E-04	2.74E-04	6.68E-04	1.20E-04	9.52E-05												
1.5	0.93	1.41E-07	1.60E-07	3.99E-06	1.76E-04	5.20E-04	3.96E-06	1.60E-07	1.41E-07											
2	1.24	1.65E-11	1.28E-09	4.68E-07	7.48E-06	1.96E-04	4.68E-07	1.28E-09	1.65E-11											

↑ ↑ ← 各方位北0度時計回り →  
↑ 距離(マイル)  
距離(km)

図 10.1-10 RASCAL 外部被ばく線量解析結果表出力例(ケース A-1)

(注) 各ケースで放出終了時点の 2011 年 3 月 12 日 4:00、正門付近(福島第一 1 号機から約 700m、方位は 220° の位置)に相当する線量率計算値を収集対象とする。

**External Gamma Exposure Rate**

Dose Rate at 2011/03/12 04:00

Study2\_Case01

FDNPS

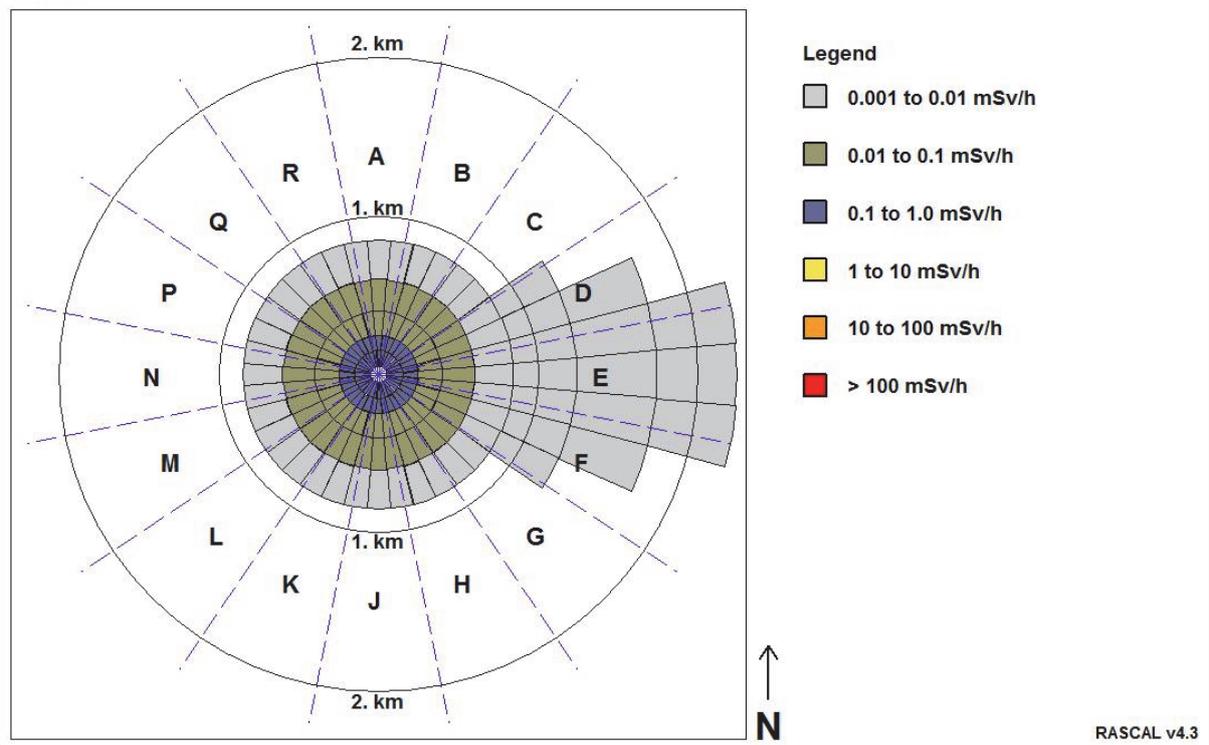


図 10.1-11 RASCAL 外部被ばく線量解析結果図出力例(ケース A-1)

表 10.1-23 燃料密度 1%増加の影響解析、空間線量率（放出終了時正門）

ケース No.	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10
燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A
外部被ばく線量率(mSv/h)	1.83E-03	-	1.50E-03	9.60E-04	7.56E-04	2.89E-04	2.16E-03	-	9.52E-04	5.60E-04
外部被ばく線量率/N	5.55E-06	-	4.55E-06	2.91E-06	2.29E-06	8.76E-07	6.55E-06	-	2.88E-06	1.70E-06
基準ケースに対する増減率(%)	2.04E+01	-	1.19+01	2.06E+01	1.18E+01	2.35E+01	1.87E+01	-	7.21E+00	8.53E+00
期待値 = 2.729E-05										
基準ケースに対する期待値の増減率(%) = 1.56E+01										

(注 1)RASCAL 外部被ばく線量率解析結果表出力（放出終了時 2011 年 3 月 12 日 4:00）の正門に相当する距離 700m 方位 220 度の値を抽出、表にまとめた。

(注 2)サンプル数 N=330。

## ②複数パラメータの影響

複数のパラメータが同時に1%増加した場合の影響を調べるため、①の「燃料密度を基準ケースより1%増加した条件」を基にして、さらに動特性パラメータのうち反応度温度係数とデブリの比熱を1%増加した条件で動特性解析を行った。上述①の解析で得られた動特性パラメータのうち反応度温度係数とデブリ比熱の値及び、それらをそれぞれ1%増加した場合の値を表10.1-24に示す。

昨年度の解析の結果、反応度温度係数と比熱については、それぞれ単独で1%増加した場合に、総核分裂数が1~2%増減した。増減の程度は $V_m/V_f$ に依存し、反応度温度係数1%増加に対しては総核分裂数が0.8~2.1%減少、比熱1%増加に対しては0.6~1.5%増加となった。このため、外部被ばく線量率への影響は、これらのパラメータ単独では高々数%程度と予想される。また、同時に1%増加した場合には、互いに影響を相殺し合う可能性が考えられる。

2つのパラメータ（反応度温度係数とデブリ比熱）を同時に1%増加した場合の動特性解析の結果を表10.1-25及び図10.1-12~16に示す。元となる燃料密度1%増加ケースから、反応度温度係数と燃料比熱の2つのパラメータを同時に1%増加させた場合の最大出力等の増減の結果を表10.1-27に示す。どの値も減少しており、その程度は高々数%程度であることがわかった。反応度温度係数が大きくなるとフィードバック反応度が大きくなり、出力を低下させる作用が大きくなるが、比熱が大きくなると、上昇温度が抑制されるため、これら2つのパラメータは互いに反対の効果を持っている。ここでは、反応度温度係数の方が、効果が強かったために、全体的に値が低下したと考えられる。

基準ケースを基として、燃料密度を1%増加させ、さらにそこから反応度温度係数と燃料デブリ比熱を1%増加させるという複合的な変化をさせた場合の効果の計算結果を表10.1-28に示す。ここでは数%から20%程度の範囲で値が増加していることがわかった。単純に燃料密度を1%増加させたケース（表10.1-18）と比較すると、増加率は表10.1-27に示される減少量に近い値だけ低下していることがわかる。例えば、表10.1-18で核分裂数の増減率はA-1のケースで20.3%であるのに対して、表10.1-27のB-1のケースでは-1.72%であり、その和（20.3 - 1.72 = ）18.6%に対して、表10.1-28のC-1のケースでは18.3%となっている。この結果から、燃料密度が1%異なる場合にはその他のパラメータが1%変化する場合に比べて結果に対する影響が非常に大きいことが明らかとなった。

表 10.1-24 反応度温度係数および比熱 1%増加の設定

燃料密度を 1%増加した条件でのパラメータの値 (10.1-15 より抜粋)。

パラメータ\ケース	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10
燃料条件	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D2A	D3A	D3A	D3A	D3A
領域 1 の反応度温度 1 次係数 [cent/K]	-1.47E+00	-1.40E+00	-1.50E+00	-1.59E+00	-1.62E+00	-1.74E+00	-1.45E+00	-1.31E+00	-1.58E+00	-1.66E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数 [cent/K <sup>2</sup> ]	5.44E-04	4.99E-04	5.64E-04	6.21E-04	6.37E-04	7.11E-04	5.32E-04	4.45E-04	6.13E-04	6.63E-04
デブリ比熱 [J/K・kg]	235 ※									

上記値から 1%増加した値

パラメータ\ケース	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6	B-7	B-8	B-9	B-10
燃料条件	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
領域 1 の反応度温度 1 次係数[cent/K]	-1.485E+00	-1.411E+00	-1.517E+00	-1.609E+00	-1.635E+00	-1.756E+00	-1.464E+00	-1.323E+00	-1.597E+00	-1.679E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数[cent/K <sup>2</sup> ]	5.499E-04	5.038E-04	5.699E-04	6.268E-04	6.431E-04	7.178E-04	5.370E-04	4.493E-04	6.191E-04	6.701E-04
デブリ比熱[J/K・kg]	2.3735E+02									

※ (JAFA Data/Code 2006-021 p.4 の式参照)。

表 10.1-25 AGNESP 動特性解析結果 (2 パラメータ(反応度温度係数、デブリ比熱)同時変化)

ケース No.	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6	B-7	B-8	B-9	B-10
燃料条件	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
最大出力(W)	7.0104E+09	-	5.0033E+09	1.6617E+09	1.1481E+09	5.0906E+07	8.7068E+09	-	1.9706E+09	5.5595E+08
エネルギー(I)	3.7699E+07	-	3.0943E+07	1.8433E+07	1.5733E+07	6.0256E+06	4.4110E+07	-	1.9791E+07	1.1790E+07
上昇温度(°C)	1.4111E+03	-	1.1588E+03	6.8875E+02	5.8856E+02	2.2461E+02	1.6506E+03	-	7.3963E+02	4.4035E+02
核分裂数	1.1781E+18	-	9.6697E+17	5.7603E+17	4.9166E+17	1.8830E+17	1.3784E+18	-	6.1847E+17	3.6844E+17

• エネルギー (J) と上昇温度 (°C) は 500 秒時点。上昇温度は PRV 底部温度 25.4°C と燃料温度の差分。

• U-235 の 1 核分裂あたりのエネルギー 200(MeV) = 3.2e-11(J)

表 10.1-26 基準ケースの AGNESP 動特性解析結果 (表 10.1-8 から抜粋)

ケース No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
燃料条件	D2	D2	D2	D2	D2	D2	D3	D3	D3	D3
最大出力(W)	5.1700E+09	-	4.1061E+09	1.2953E+09	8.8736E+08	1.8278E+07	6.9588E+09	-	1.6508E+09	3.4342E+08
エネルギー(I)	3.1874E+07	-	2.8165E+07	1.6700E+07	1.4255E+07	4.9286E+06	3.8077E+07	-	1.8444E+07	1.0865E+07
上昇温度(°C)	1.1962E+03	-	1.0578E+03	6.2714E+02	5.3431E+02	1.8439E+02	1.4315E+03	-	6.9290E+02	4.0806E+02
核分裂数	9.9606E+17	-	8.8016E+17	5.2188E+17	4.4547E+17	1.5402E+17	1.1899E+18	-	5.7638E+17	3.3953E+17

表 10.1-27 動特性解析結果 2 パラメータ(反応度温度係数、デブリ比熱)同時変化の影響

ケース No.	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6	B-7	B-8	B-9	B-10
燃料条件	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
最大出力の増減率(%)	-7.76E-01	-	-6.85E-01	-2.34E+00	-4.51E-01	-1.63E+01	-6.87E-01	-	-7.95E-01	-5.39E-01
エネルギーの増減率(%)	-1.72E+00	-	-1.50E+00	-1.19E+00	-7.76E-01	-5.13E-01	-2.70E+00	-	-9.95E-01	-8.99E-01
上昇温度の増減率(%)	-2.17E+00	-	-2.29E+00	-1.69E+00	-1.06E+00	-9.57E-01	-3.05E+00	-	-1.42E+00	-1.32E+00
核分裂数の増減率(%)	-1.72E+00	-	-1.50E+00	-1.19E+00	-7.75E-01	-5.12E-01	-2.70E+00	-	-9.96E-01	-8.98E-01

表 10.1-28 動特性解析結果 基準ケースに対する複合同時変化の影響

ケース No.	C-1	C-2	C-3	C-4	C-5	C-6	C-7	C-8	C-9	C-10
燃料条件	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
最大出力の増減率(%)	3.56E+1	-	2.19E+01	2.83E+01	2.94E+01	1.79E+02	2.51E+01	-	1.94E+01	6.19E+01
エネルギーの増減率(%)	1.83E+01	-	9.86E+00	1.04E+01	1.04E+01	2.23E+01	1.58E+01	-	7.30E+00	8.51E+00
上昇温度の増減率(%)	1.80E+01	-	9.55E+00	9.82E+00	1.02E+01	2.18E+01	1.53E+01	-	6.74E+00	7.91E+00
核分裂数の増減率(%)	1.83E+01	-	9.86E+00	1.04E+01	1.04E+01	2.23E+01	1.58E+01	-	7.30E+00	8.51E+00

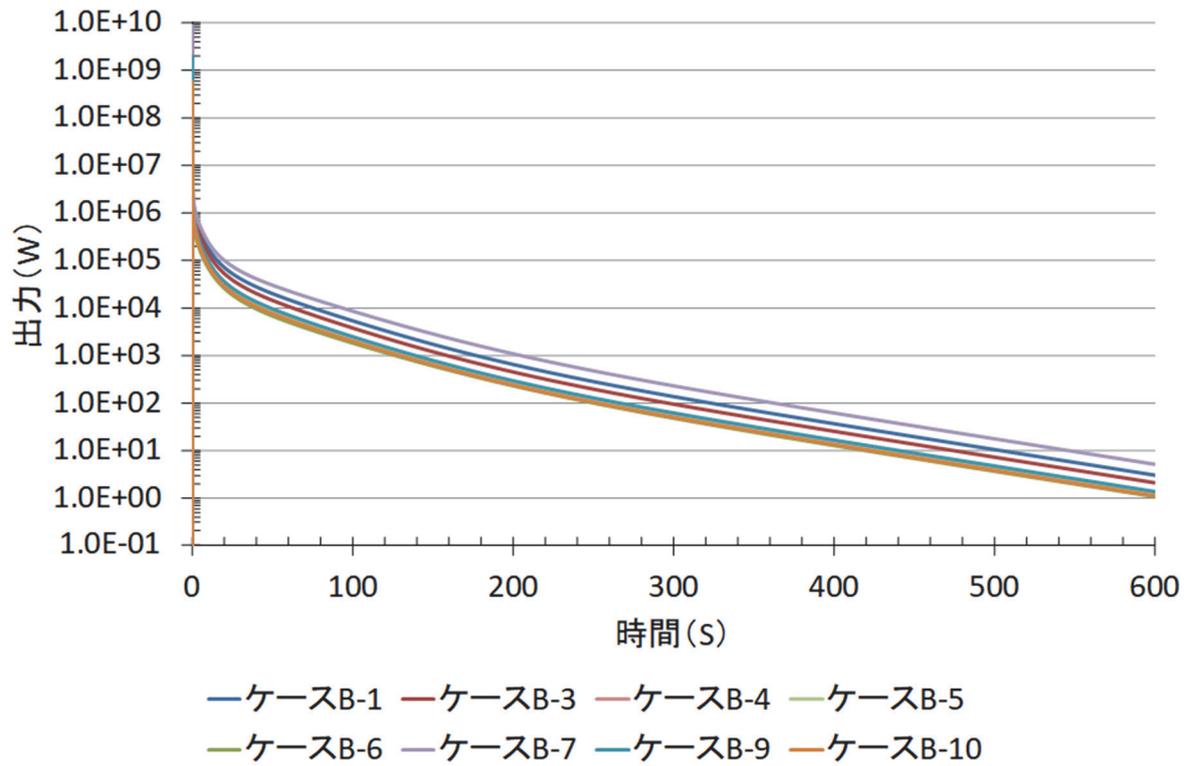


図 10.1-12 1/2 波長に対応する出力の時間変化(AGNESP 動特性解析)

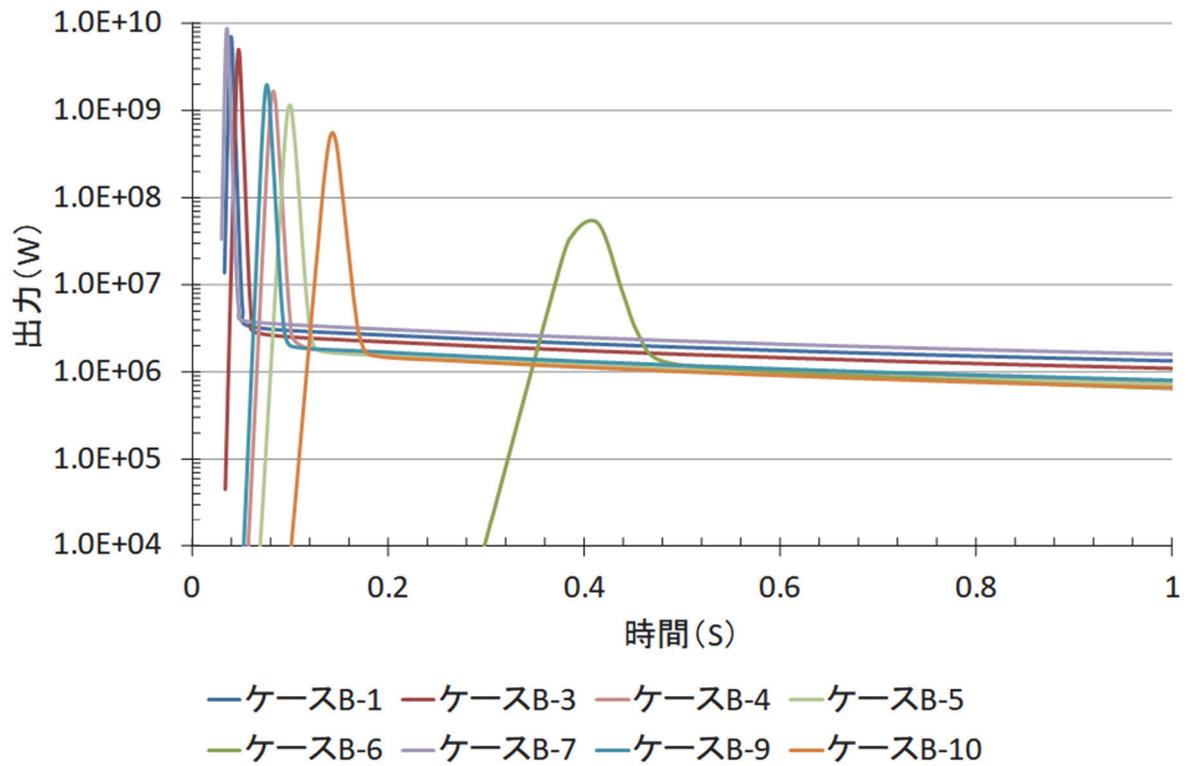


図 10.1-13 1/2 波長に対応する出力の時間変化(AGNESP 動特性解析) 拡大

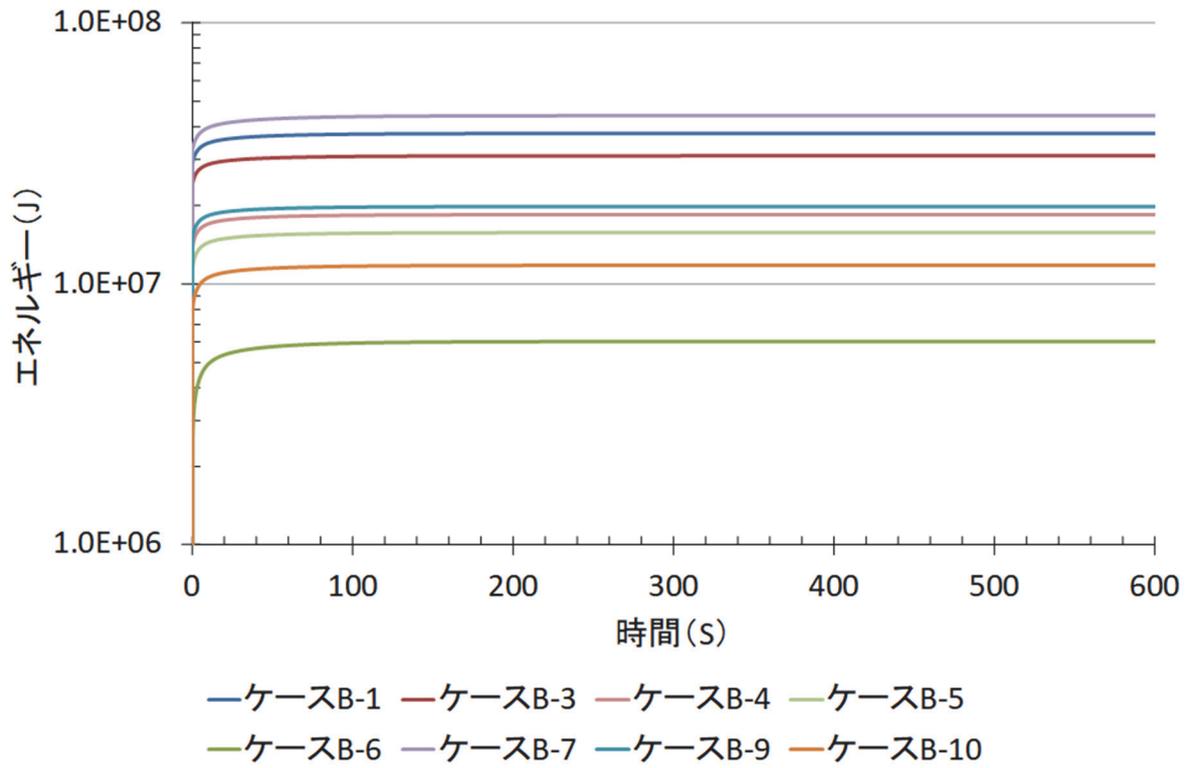


図 10.1-14 1/2 波長に対応するエネルギーの時間変化(AGNESP 動特性解析)

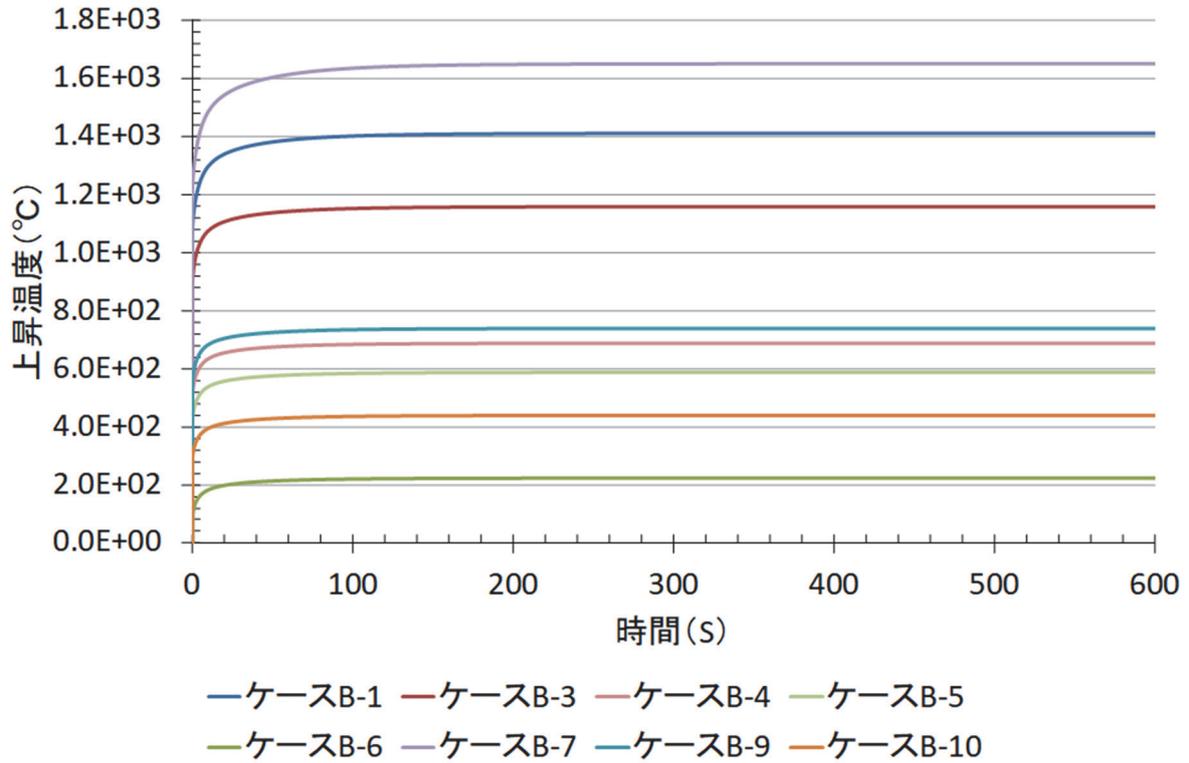


図 10.1-15 1/2 波長に対応する上昇温度の時間変化(AGNESP 動特性解析)

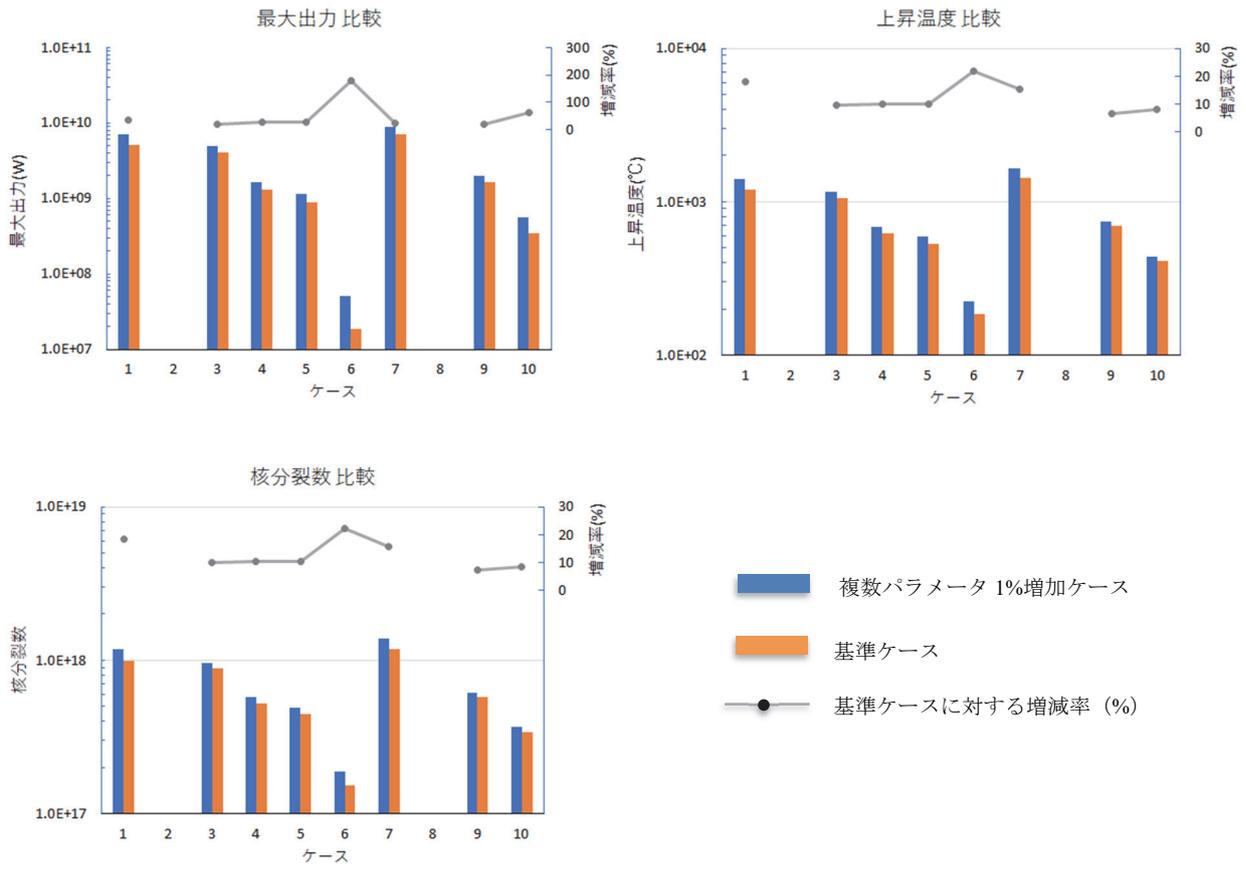


図 10.1-16 基準ケースと複数パラメータの同時変化の影響ケースの比較

動特性計算で得られた核分裂数に基づいて FP 生成量を算出した。算出に際しては、表 10.1-19 に示す  $10^{19}$  核分裂あたりの核種別 FP 生成量を基にして比例計算で求めた。算出した結果を表 10.1-29 に示す。

この結果を用いて RASCAL コードにより空間線量率の計算を行った。用いた設定値は①と同様である。

RASCAL 解析の結果の例として、ケース B-1 の放出終了時(2011 年 3 月 12 日 4:00)の外部被ばく線量率分布の表形式出力を図 10.1-17 に、グラフ形式出力を図 10.1-18 にそれぞれ示す。各ケースの表出力から正門に当たる距離 700m、方位 220 度の値を収集して、基準ケース等に対する増減率と合わせて 10.1-30 に示す。燃料密度を 1%増加させ、加えて 2 つのパラメータ(反応度温度係数と比熱)をそれぞれ 1%増加させた複合的なケースの空間線量率の期待値は、2.67mSv/h で、燃料密度を 1%増加したケースからは 2.33%減少している。基準ケースからは 13%増加している。これは表 10.1-27 及び 28 に示される各サンプルの核分裂数の増減(それぞれ -1.72%、18.3%)と同程度の大きさの値となっている。

燃料デブリの臨界シナリオにおいて外部被ばく線量率に影響が大きいと予想された 2 つのパラメータである反応度温度係数と比熱を同時に過大評価すると互いに相殺し合うことが予想されたものの、結果としては同時に 1%増加させた場合には約 2%の減少となった。そのメカニズムが明確ではない現状では、このような影響の相殺は期待せず、合わせて数%の影響を見込んでおく方が安全であると考えられる。一方で、燃料密度の影響は、主に添加反応度の増加を通じて、それらの一桁上であり、この解析では燃料密度の評価精度がリスク評価の精度を決定づけた。従って、実際の被ばくりスクの評価においても、燃料密度の推定精度が非常に重要であると考えられる。

表 10.1-29 複数パラメータの同時変化の影響 10 ケースの FP 生成量

ケース No.	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6	B-7	B-8	B-9	B-10
	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
燃料条件	1.18E+18	-	9.67E+17	5.76E+17	4.92E+17	1.88E+17	1.38E+18	6.18E+17	6.18E+17	3.68E+17
核分裂数										
10 <sup>19</sup> 核分裂あたり FP 生成量[Bq]										
核種	5.40E+12	6.36E+11	5.22E+11	3.11E+11	2.65E+11	1.02E+11	7.44E+11	-	3.34E+11	1.99E+11
Kr-83m	3.30E+12	3.89E+11	3.19E+11	1.90E+11	1.62E+11	6.21E+10	4.55E+11	-	2.04E+11	1.22E+11
Kr-85m	4.80E+05	5.65E+04	4.64E+04	2.76E+04	2.36E+04	9.04E+03	6.62E+04	-	2.97E+04	1.77E+04
Kr-85	4.00E+13	4.71E+12	3.87E+12	2.30E+12	1.97E+12	7.53E+11	5.51E+12	-	2.47E+12	1.47E+12
Kr-87	2.40E+13	2.83E+12	2.32E+12	1.38E+12	1.18E+12	4.52E+11	3.31E+12	-	1.48E+12	8.84E+11
Kr-88	1.70E+15	2.00E+14	1.64E+14	9.79E+13	8.36E+13	3.20E+13	2.34E+14	-	1.05E+14	6.26E+13
Kr-89	1.20E+13	1.41E+12	1.16E+12	6.91E+11	5.90E+11	2.26E+11	1.65E+12	-	7.42E+11	4.42E+11
Sr-91	4.20E+13	4.95E+12	4.06E+12	2.42E+12	2.06E+12	7.91E+11	5.79E+12	-	2.60E+12	1.55E+12
Sr-92	7.40E+08	8.72E+07	7.16E+07	4.26E+07	3.64E+07	1.39E+07	1.02E+08	-	4.58E+07	2.73E+07
Ru-106	3.70E+08	4.36E+07	3.58E+07	2.13E+07	1.82E+07	6.97E+06	5.10E+07	-	2.29E+07	1.36E+07
Cs-137	9.10E+13	1.07E+13	8.80E+12	5.24E+12	4.47E+12	1.71E+12	1.25E+13	-	5.63E+12	3.35E+12
Ba-139	4.10E+11	4.83E+10	3.96E+10	2.36E+10	2.02E+10	7.72E+09	5.65E+10	-	2.54E+10	1.51E+10
Ba-140	3.70E+12	4.36E+11	3.58E+11	2.13E+11	1.82E+11	6.97E+10	5.10E+11	-	2.29E+11	1.36E+11
Ce-143	1.00E+08	1.18E+07	9.67E+06	5.76E+06	4.92E+06	1.88E+06	1.38E+07	-	6.18E+06	3.68E+06
Xe-133	7.00E+08	8.25E+07	6.77E+07	4.03E+07	3.44E+07	1.32E+07	9.65E+07	-	4.33E+07	2.58E+07
Xe-133m	1.90E+11	2.24E+10	1.84E+10	1.09E+10	9.34E+09	3.58E+09	2.62E+10	-	1.18E+10	7.00E+09
Xe-135	1.20E+13	1.41E+12	1.16E+12	6.91E+11	5.90E+11	2.26E+11	1.65E+12	-	7.42E+11	4.42E+11
Xe-135m	8.80E+14	1.04E+14	8.51E+13	5.07E+13	4.33E+13	1.66E+13	1.21E+14	-	5.44E+13	3.24E+13
Xe-137	3.70E+14	4.36E+13	3.58E+13	2.13E+13	1.82E+13	6.97E+12	5.10E+13	-	2.29E+13	1.36E+13
Xe-138	2.70E+11	3.18E+10	2.61E+10	1.56E+10	1.33E+10	5.08E+09	3.72E+10	-	1.67E+10	9.95E+09
I-131	3.80E+13	4.48E+12	3.67E+12	2.19E+12	1.87E+12	7.16E+11	5.24E+12	-	2.35E+12	1.40E+12
I-132	6.20E+12	7.30E+11	6.00E+11	3.57E+11	3.05E+11	1.17E+11	8.55E+11	-	3.83E+11	2.28E+11
I-133	1.50E+14	1.77E+13	1.45E+13	8.64E+12	7.37E+12	2.82E+12	2.07E+13	-	9.28E+12	5.53E+12
I-134	1.90E+13	2.24E+12	1.84E+12	1.09E+12	9.34E+11	3.58E+11	2.62E+12	-	1.18E+12	7.00E+11

RASCAL v4.3.0 Export Results  
File created: 2021/10/29 09:30  
Case name: Study3\_Case01  
External Gamma Exposure Rate mSv/h  
Dose Rate at 2011/03/12 04:00

km	mi	10°	20°	30°	40°	50°	60°	150°	160°	170°	180°	190°	200°	210°	220°	230°	240°	330°	340°	350°	360°
0.1	0.06	3.40E-01	3.40E-01	3.42E-01	3.46E-01	3.52E-01	3.62E-01	3.42E-01	3.40E-01												
0.2	0.12	1.57E-01	1.58E-01	1.58E-01	1.60E-01	1.63E-01	1.66E-01	1.58E-01													
0.3	0.19	5.68E-02	5.68E-02	5.72E-02	5.81E-02	6.00E-02	6.24E-02	5.72E-02	5.68E-02												
0.5	0.31	1.00E-02	1.01E-02	1.02E-02	1.08E-02	1.19E-02	1.34E-02	1.02E-02	1.01E-02												
0.7	0.43	1.80E-03	1.80E-03	1.88E-03	2.23E-03	2.95E-03	4.04E-03	1.88E-03	1.80E-03												
1	0.62	9.36E-05	9.36E-05	1.18E-04	2.70E-04	6.56E-04	1.36E-03	1.18E-04	9.36E-05												
1.5	0.93	1.39E-07	1.58E-07	3.90E-06	3.93E-06	1.73E-05	5.12E-04	3.90E-06	1.58E-07	1.39E-07											
2	1.24	1.62E-11	1.26E-09	4.60E-07	7.36E-06	4.68E-05	1.92E-04	4.60E-07	1.26E-09	1.62E-11											

↑ ↑ ←各方位北0度時計回り→  
↑ 距離(マイル)  
距離(km)

図 10.1-17 RASCAL 外部被ばく線量解析結果出力例(ケース B-1)

(注) 各ケースで放出終了時点の 2011 年 3 月 12 日 4:00、正門付近(福島第一 1 号機から約 700m、方位は 220° の位置)に相当する線量率計算値を収集対象とする

**External Gamma Exposure Rate**

Dose Rate at 2011/03/12 04:00

Study3\_Case01

FDNPS

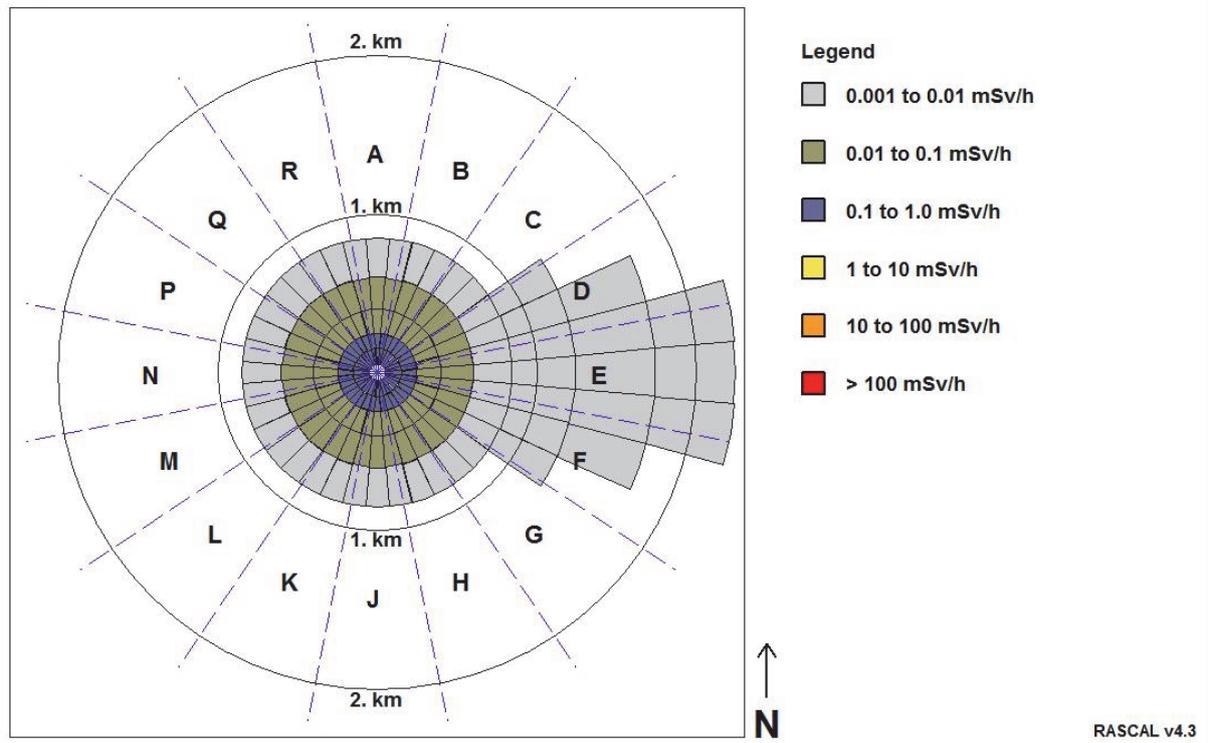


図 10.1-18 RASCAL 外部被ばく線量解析結果図出力例(ケース B-1)

表 10.1-30 複数パラメータ(反応度温度係数、デブリ比熱)同時変化の影響解析、空間線量率 (放出終了時正門)

ケース No.	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6	B-7	B-8	B-9	B-10
燃料条件	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D2B	D3B	D3B	D3B	D3B
外部被ばく線量率(mSv/h)	1.80E-03	-	1.48E-03	8.80E-04	7.52E-04	2.87E-04	2.10E-03	-	9.44E-04	5.60E-04
外部被ばく線量率/N	5.45E-06	-	4.48E-06	2.67E-06	2.28E-06	8.70E-07	6.36E-06	-	2.86E-06	1.70E-06
燃料密度 1%増加ケースに対する増減率(%)	1.80E+00	-	-1.54E+00	-8.25E+00	-4.37E-01	-6.85E-01	-2.90E+00	-	-6.94E-01	0.00E+00
基準ケースに対する増減率(%)	1.84E+01	-	1.04E+01	1.06E+01	1.12E+01	2.26E+01	1.54E+01	-	6.31E+00	8.53E+00

期待値 = 2.668E-05

燃料密度 1%増加ケースに対する期待値の増減率(%) = -2.33E+00

基準ケースに対する期待値の増減率(%) = 1.30E+01

(注1)RASCAL 外部被ばく線量率解析結果表出力 (放出終了時 2011 年 3 月 12 日 4:00) の正門に相当する距離 700m 方位 220 度の値を抽出、表にまとめた。

(注2)サンプル数 N=330。

### 10.1.3 まとめ

燃料デブリの臨界シナリオにおいて外部被ばく線量率に影響が大きい 2 つのパラメータ（反応度温度係数と比熱）を同時に過大評価すると、互いに相殺し合うことが予想されていたものの、結果としては同時に 1%増加させた場合には約 2%の減少となった。そのメカニズムが明確ではない現状では、このような影響の相殺は期待せず、合わせて数%の影響を見込んでおく方が安全であると考えられる。一方で、燃料密度の影響はそれらの一桁上（本解析では 10%以上）であり、この解析では燃料密度の評価精度がリスク評価の精度を決定づけた。従って、実際の被ばくリスクの評価においても、燃料密度の推定の精度が非常に重要であると考えられる。

昨年の解析では、燃料/コンクリート割合によらず減速過剰の場合、反応度の燃料密度に対する感度が大きいことが示されているので、冠水工法など、デブリ周辺が水で満たされている体系では、そうでない気中工法の場合に比べて密度の推定精度に十分な注意が必要であると考えられる。

## 参考文献

- 1) Iman, R L, Davenport, J M, and Zeigler, D K. 1980. "Latin hypercube sampling (program user's guide). [LHC, in FORTRAN]". United States.
  - 2) JAEA 安全研究センター 原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット, 『臨界安全ハンドブック・データ集第2版』, JAEA-Data/Code 2009-010, 2009, P23
  - 3) 『Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook』 (NUREG/CR-6410), P3-105,106
  - 4) 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).
  - 5) U.S. Nuclear Regulatory Commission (2013) 「RASCAL4.3) User' s Guide(Draft)」
  - 6) U.S. Nuclear Regulatory Commission: 「NRC LIBRARY- RASCAL4.3: Description of Models and Methods (NUREG-1940)」
  - 7) 日本原子力研究開発機構 (2008) 「基盤地図情報 (DEM) 10m メッシュ (標高) (福島県\_メッシュコード: 5641-10-02-76)」, <<http://emdb.jaea.go.jp/emdb/portals/9010000000/>>
  - 8) 東京電力ホールディングス株式会社 「福島第一原子力発電所 設備の概要」, <<http://www.tepco.co.jp/nu/fl-np/intro/outline/outline-j.html>>
  - 9) 東京電力ホールディングス株式会社 「福島第一原子力発電所のモニタリング状況 (3月11日～21日)」, <[http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11\\_j/images/110528d.pdf](http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110528d.pdf)>
  - 10) 環境省 「廃棄物処理施設生活環境影響調査指針 2. 大気質関連」, <[https://www.env.go.jp/recycle/misc/facility\\_assess/mat02.pdf](https://www.env.go.jp/recycle/misc/facility_assess/mat02.pdf)>
-

## 10.2 サンプル条件が増倍率評価に与える影響

### 10.2.1 目的及び概要

#### (1) 目的

燃料デブリの内部は燃料やコンクリートなどが空間的に乱雑な状態で混合していると考えられる。これまでに、空間的な乱雑さが中性子実効増倍率に与える影響を評価する手法の1つとして、乱雑化ワイエルシュトラス関数を用いた乱雑化モデル<sup>1)</sup>が開発された。この乱雑化モデルは、自然界の乱雑な体系を広く表現することのできるとされる  $1/f^\beta$  の揺らぎを基にしたものである。計算においては、独立な複数の乱雑な空間分布を持つ体系（レプリカ）を作成する。各レプリカにおいて中性子実効増倍率を計算し、増倍率分布を取得する。増倍率分布の広がり乱雑さのパラメータである  $\beta$  に強く依存することが示されており、空間的な乱雑さによる増倍率のバラつきを見積もるためには、 $\beta$  の評価が求められる。

$\beta$  を空間分布から評価する手法について、令和2年度に1次元の乱雑化ワイエルシュトラス関数を対象として単純なフーリエ変換を用いた手法を検討した。この手法において、 $\beta$  の評価の不確かさはサンプリング点数に依存することが示されており、不確かさを小さくするためには、多数のサンプリング点が必要であることが分かった。しかし、実際のデブリに対して、膨大な数のサンプリング点を取ることは難しく、サンプリング点数が少ないことによる  $\beta$  の不確かさが最終的な増倍率のバラつきにどのように影響するかは見積もることができなかった。

そこで、本研究では、 $\beta$  の不確かさと増倍率のバラつきの関係を見積もるため、中性子実効増倍率のバラつきに対する乱雑さパラメータ  $\beta$  の感度を求め、そのデータから、サンプリング点数による乱雑さの評価が増倍率のバラつきの評価に与える影響について評価する手法を検討した。

#### (2) 概要

本解析では、試験的に、乱雑化モデルを用いたエネルギー2群での各減速条件（ $V_m/V_f$  条件）における中性子実効増倍率の分布の広がり（標準偏差）及び令和2年度に実施したサンプリング点数と  $\beta$  の評価の不確かさの計算結果を用いる法を検討した。はじめに、乱雑化モデルを用いた2群の計算結果から増倍率分布の標準偏差の  $\beta$  依存性を調査し、増倍率分布の標準偏差に対する  $\beta$  の感度係数を導出した。次に、サンプリング点数と  $\beta$  の評価の不確かさの関係の計算結果と増倍率分布の広がりに対する  $\beta$  の感度係数を用いて、サンプリング点数による  $\beta$  の評価値の不確かさの増倍率分布の広がりに対する影響を評価した。その結果、計算においては、 $V_m/V_f$  が大きい体系に対して  $\beta$  の不確かさが増倍率分布の広がり大きな影響を与えることが示された。具体的には  $\beta = 2.0$  の体系に対し、サンプリング点数が64点の場合、 $\beta$  の評価値の不確かさの影響は、体系の増倍率の平均値に対して、3%程度になることを示すことできた。

感度係数のデータを収集することにより、より丁寧に  $\beta$  を評価すべき組成条件の検討が期待できるとともに、本手法により、今回利用したデータを  $\beta$  の感度についてのより詳細なデータや、詳細なシビアアクシデントコードの結果等を基により不確かさの少ない  $\beta$  の評価値

のデータに置き換えることができれば、乱雑さ評価の不確かさが増倍率のバラつきの評価に与える影響についてより現実的な評価を与えることが期待できる。

## 10.2.2 実効増倍率分布の標準偏差と乱雑さパラメータ $\beta$ 依存性の調査

### (1) 計算条件

本計算は、図 10.2-1 に示す 1 辺が 1 m の燃焼燃料とコンクリートの混合体がコンクリート反射体の中に存在する体系で実施した。先行研究<sup>2)</sup>において、同様の体系を用いて乱雑な体系の増倍率分布の形状と減速条件の関係を調査しており、本計算では、各減速条件( $V_m/V_f$ )において、増倍率分布の  $\beta$  依存性を明らかにし、増倍率のバラつきに対する乱雑さパラメータ  $\beta$  の感度を求めるため、追加計算を実施した。

図 10.2-1 において、コンクリートと燃焼燃料の混合体内部の空間分布を乱雑化ワイエルシュトラス関数に基づく乱雑化モデルを用いてモデル化した。乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF) を式(10.2-1)に示す。

$$W(\mathbf{r}) = \frac{\left(\lambda^{\frac{\beta-1}{2}} - 1\right)}{1 - \lambda^{-\left(\frac{\beta-1}{2}\right)M}} \sum_{j=1}^M B_j \lambda^{-\left(\frac{\beta-1}{2}\right)j} \sin\left(\frac{\lambda^j \mathbf{r} \cdot \boldsymbol{\Omega}_j}{S} + A_j\right), \lambda > 1, 1 < \beta < 3, \quad (10.2-1)$$

ここで、 $W$  は変動量であり、 $\beta$  が本解析で着目する乱雑さのパラメータである。また、組成減速条件として、コンクリートと燃料の混合割合( $V_m/V_f$ )を 1~42 程度まで変化させた。

増倍率の計算はエネルギー 2 群のモンテカルロ計算を用いた。モンテカルロ計算に用いた 2 群断面積は MVP<sup>3)</sup>及び JENDL-4.0<sup>4)</sup>を用いて計算した。原子数密度は参考文献<sup>5)</sup>に示された燃焼度 12 GWd/t の燃料及び臨界安全ハンドブック<sup>6)</sup>に示された普通コンクリートとした。

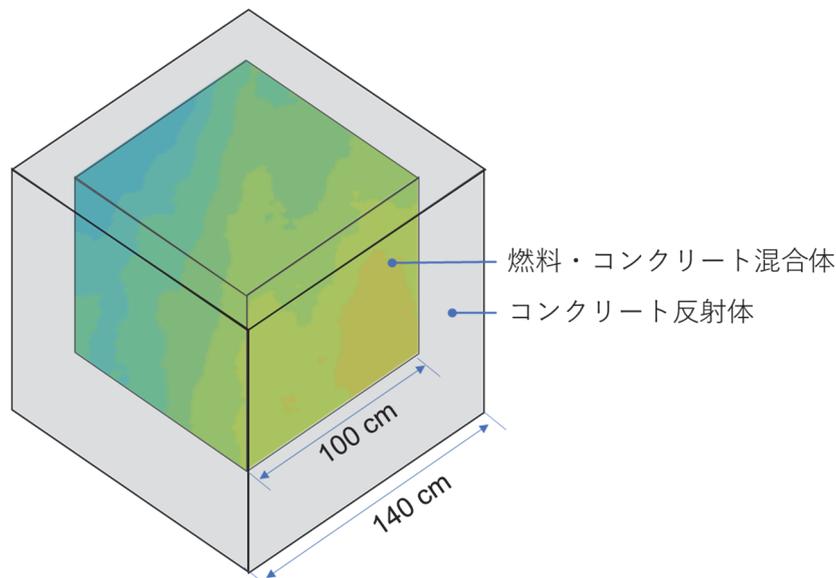


図 10.2-1 1 辺 100 cm の燃料とコンクリート混合体を厚さ 20 cm のコンクリート反射体で覆った体系。図内混合体領域の色の濃淡は RWF で形成される空間分布のイメージ。

### (2) 計算結果

得られた増倍率分布を図 10.2-2 に示す。βが増加するに従って増倍率分布の広がりが大きくなっており、また、広がりの程度は Vm/Vf の条件によって異なることがわかる。本解析では、この分布の広がりに着目し、その程度を定量的に評価するため、式(2) に示す標準偏差σ<sub>keff</sub>を用いた。

$$\sigma_{\text{keff}} = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}, \quad (10.2-2)$$

ここでnはRWFを用いて作成した空間分布の数(レプリカ数)であり、 $\bar{x}$ は平均値である。図 10.2-3 に増倍率分布の標準偏差σ<sub>keff</sub>のβ依存性を示す。σ<sub>keff</sub>は Vm/Vf の違いによって程度に差はあるものの、βの増加に伴って単調に増加する傾向を示すことがわかった。この関係を 1.5 ≤ β < 3 の範囲で1次関数により最小二乗法を用いてフィッティングした結果を同図 10.2-3 に示す。フィッティングの結果は倍率分布の標準偏差のβ依存性をよく再現できている。傾き(βに対するσ<sub>keff</sub>の感度係数c)を Vm/Vf の条件で整理した結果を図 10.2-4 に示す。本計算条件では、感度係数cは Vm/Vf に対して依存性を持ち、Vm/Vf が 4.83、7.00 近傍で極小値を持ち、その後増加していく傾向があることがわかった。

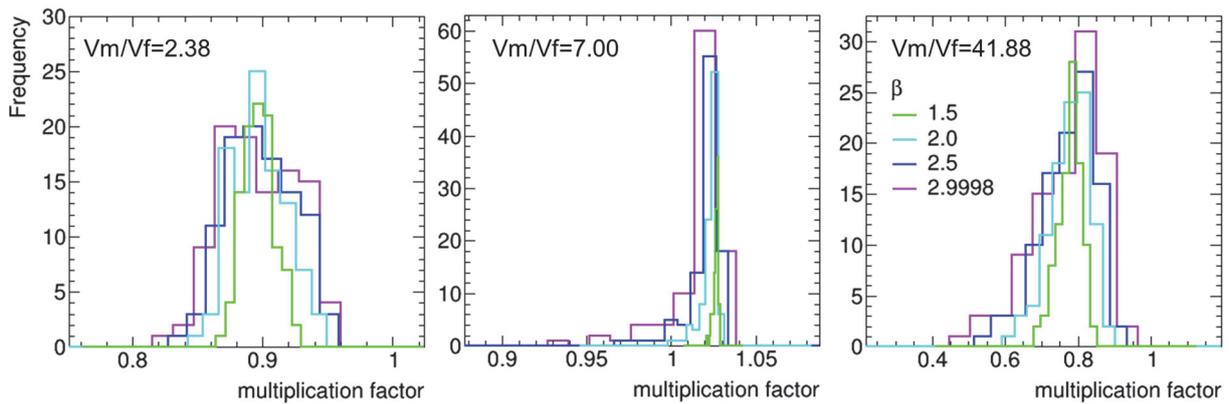


図 10.2-2 Vm/Vf=2.38, 7.00, 41.88 における増倍率分布

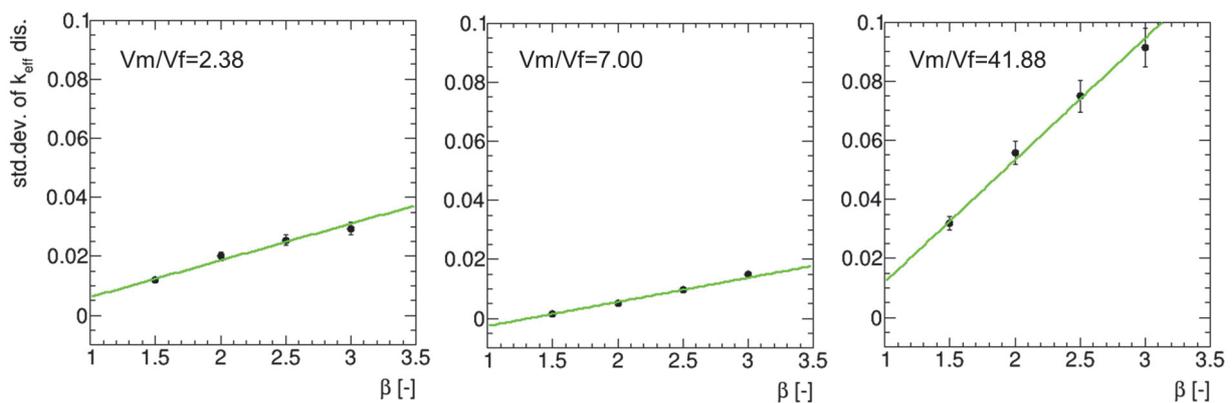


図 10.2-3 Vm/Vf=2.38, 7.00, 41.88 における増倍率分布の標準偏差のβ依存性及び1次関数でのフィッティングの結果

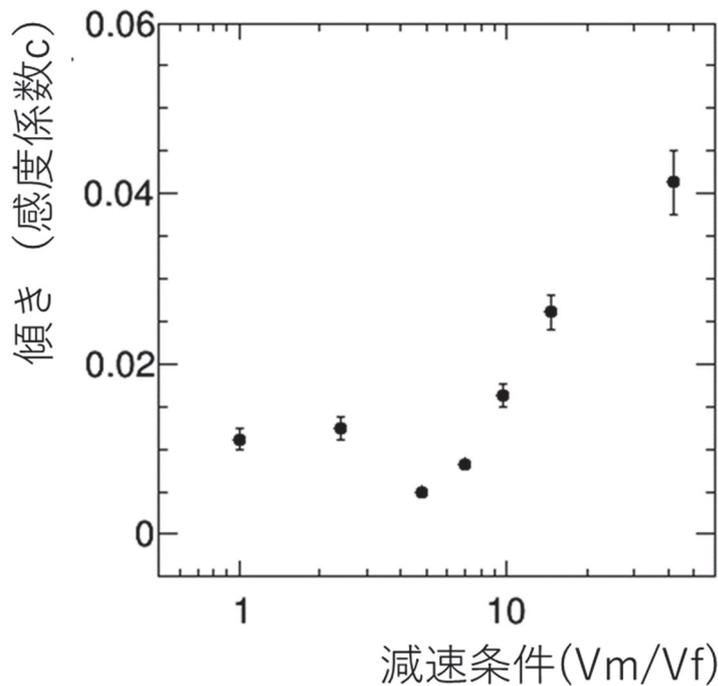


図 10.2-4 増倍率分布の標準偏差の  $\beta$  に対する傾き（感度係数  $c$ ）の  $V_m/V_f$  依存性

### 1.1.3 サンプル点数が増倍率分布の広がりを与える影響の評価

令和 2 年度に、簡易な手法を用いてサンプル点数と  $\beta$  の評価結果の不確かさ  $\sigma_\beta(S_N)$  について評価した結果を図 10.2-5 のように報告した。本解析ではこのデータを仮定し、前節で求めた感度係数  $c$  から  $\beta$  の評価の不確かさによる増倍率分布の広がり不確かさ  $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  を式 (3) を用いて評価した。

$$\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)} = c \cdot \sigma_\beta(S_N) \quad (10.2-3)$$

図 10.2-6 に増倍率分布の広がり不確かさ  $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  の評価結果を示す。 $\sigma_\beta(S_N)$  はサンプル点数  $S_N$  に対し、単調減少となるため、各  $V_m/V_f$  条件においても、増倍率分布の広がり不確かさは  $S_N$  が増加するに従って小さくなる。本条件では、感度係数  $c$  が  $V_m/V_f=4.83, 7.00$  において、極小値を取るため、これらの条件では  $\sigma_\beta(S_N)$  の影響が小さくなる。一方で、過減速となるような減速条件 ( $V_m/V_f=41.88$ ) では、感度係数の値が大きく、 $\sigma_\beta(S_N)$  の影響が相対的に大きいことがわかった。

増倍率分布の平均値及び標準偏差に対して、 $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  がどの程度になるかを把握するため、例として、図 10.2-7 に  $\beta=2.0$  の条件で得られた、本計算条件での増倍率分布の平均値  $\overline{k_{\text{eff}}}$  とその標準偏差  $\sigma_{\text{keff}}$  のプロット  $\overline{k_{\text{eff}}} \pm \sigma_{\text{keff}}$  及び  $\overline{k_{\text{eff}}} \pm \sigma_{\text{keff}}$  に  $S_N=64$  で評価される  $\sigma_\beta(S_N)$  の影響  $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  を考慮した結果  $\overline{k_{\text{eff}}} \pm (\sigma_{\text{keff}} + \sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)})$  を示す。感度係数  $c$  が小さい  $V_m/V_f$  の条件 ( $V_m/V_f=4.83, 7.00$ ) のような条件では、 $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  の影響は増倍率分布の平均値に対して 0.5% 程度になるのに対して、感度係数  $c$  の大きい  $V_m/V_f$  が過減速の条件では、 $\sigma_{\text{keff}(\sigma_\beta)}$  の影響は 3% 程度になる。この差は感度係数  $c$  によるものであり、感度係数のデータを収集することで、より丁寧に  $\beta$  を評価すべき組成条件について検討が可能であると考えられる。一方で、本手法を用いることで、 $\beta$  の評価の不確かさの影響についても評価することが可能であり、実デ

ブリのサンプリングや或いはシビアアクセントコード等を用いた数値計算によって $\beta$ の評価の不確かさの評価が可能であれば、感度係数 $c$ を用いて、現実の或いはシビアアクセントコードを利用した乱雑さ評価の不確かさを含めた増倍率分布の広がり进行评估することが期待できる。

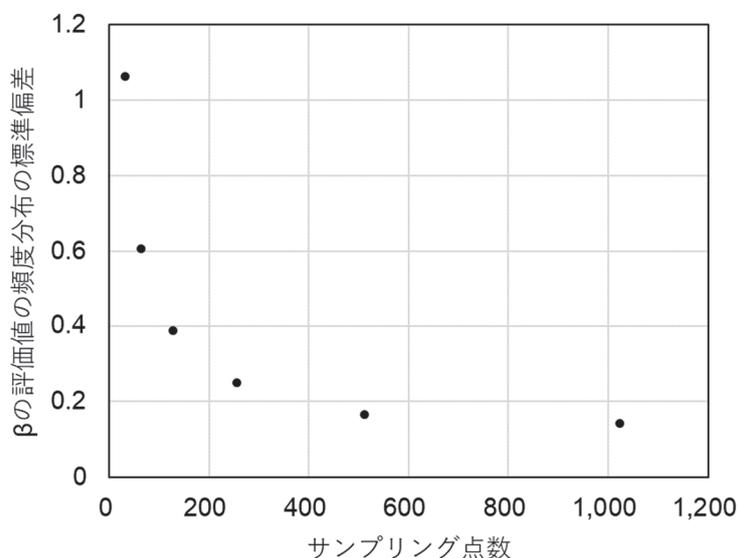


図 10.2-5 サンプリング点数と $\beta$ の評価の不確かさの関係

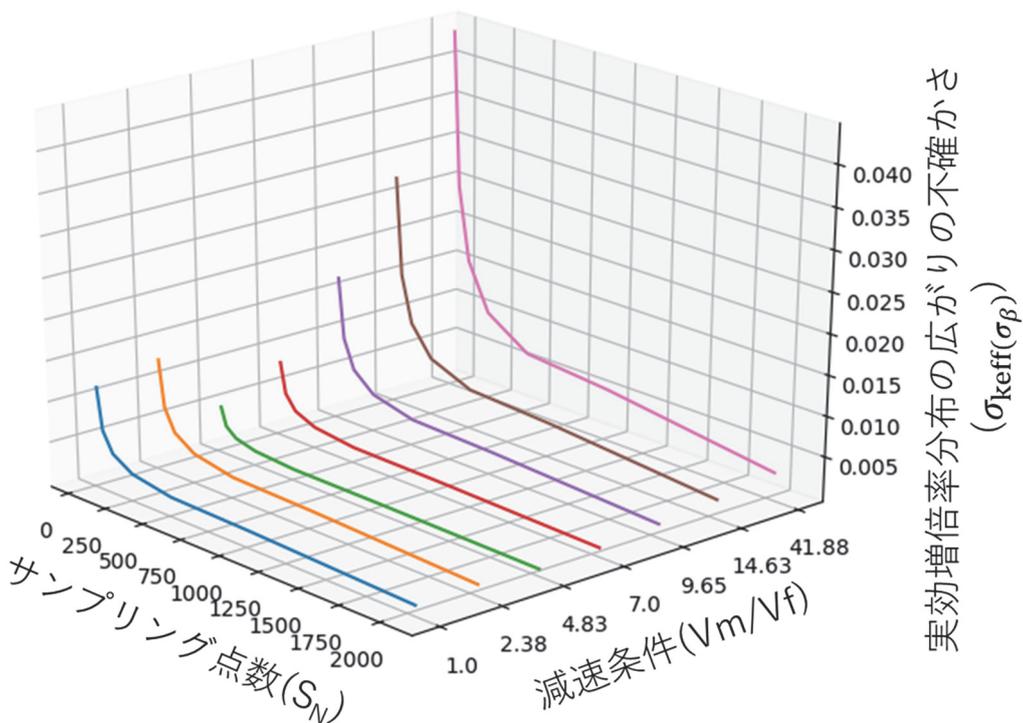


図 10.2-6 各減速条件における $\beta$ の評価値の不確かさ $\sigma_{\beta}(S_N)$ による増倍率分布の広がり不確かさ $\sigma_{\text{keff}}(\sigma_{\beta})$

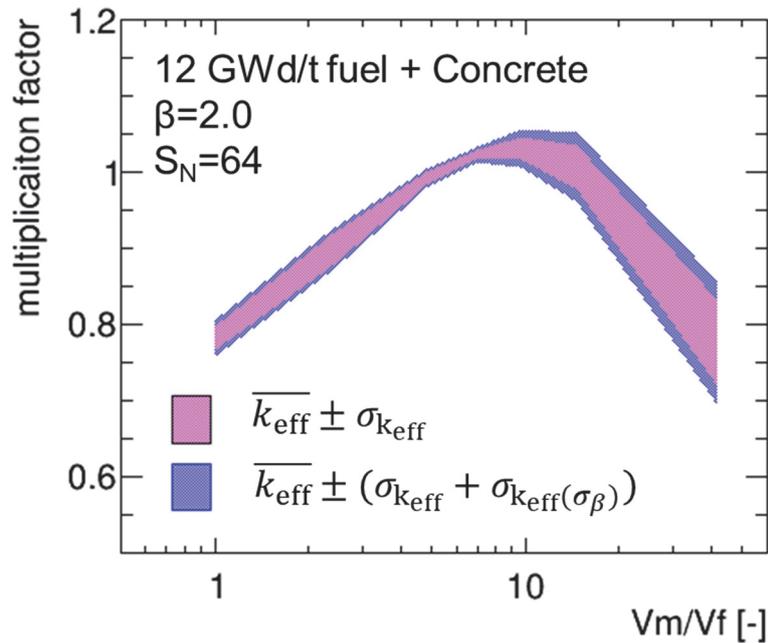


図 10.2-7  $\beta = 2.0$  の体系の持つ増倍率分布の広がり  $\overline{k_{\text{eff}}} \pm \sigma_{k_{\text{eff}}}$  (図中赤紫) と  
 サンプル点数=64 における  $\beta$  の評価の不確かさを考慮した場合  
 $\overline{k_{\text{eff}}} \pm (\sigma_{k_{\text{eff}}} + \sigma_{k_{\text{eff}}(\sigma_{\beta})})$  (図中青紫) の比較

#### 10.2.4 まとめ・今後の課題

$\beta$  の不確かさと増倍率分布の広がりを見積るため、中性子実効増倍率の標準偏差に対する乱雑さパラメータ  $\beta$  の感度係数を求め、そのデータから、サンプル点数による乱雑さの評価が増倍率分布の広がりへの評価に与える影響について評価する手法を検討した。

具体的には、単純な体系に対して乱雑化モデルを用いたエネルギー2群のモンテカルロ計算を実施し、計算結果から増倍率分布の標準偏差に対する  $\beta$  の感度係数を導出した。得られた  $\beta$  の感度係数とサンプル点数に対する  $\beta$  の評価における不確かさとの2つのデータから、サンプル点数による増倍率分布の広がりへの不確かさを評価した。評価において、サンプルによる  $\beta$  の不確かさが、増倍率分布の広がりへの評価に与える影響は無視できない可能性が示唆された。本解析対象においては、過減速 ( $V_m/V_f=41.88$ )、サンプル 64 点の条件の  $\beta$  評価の不確かさに起因する増倍率分布の広がりへの不確かさは増倍率の平均値に対して3%程度になることを見積もることができた。

今後は、感度係数を、本解析で用いた限られた組成条件かつエネルギー2群のモンテカルロ計算結果から、様々な組成条件 (例えば燃焼度など) かつ連続エネルギーモンテカルロ計算コード Solomon<sup>7)</sup>を用いた計算結果に置き換え、データを収集することで乱雑さに注意を払うべき組成条件を検討することが期待できる。また、 $\beta$  の評価として、実デブリのデータや詳細なシビアアクシデントコードの計算結果が利用できる場合は、本手法を用いることで、 $\beta$  の不確かさが増倍率分布の広がりへの評価の不確かさに与える影響を見積もることが期待できる。

## 参考文献

- 1) T. Ueki, “Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty,” Jour. Nucl. Sci. Technol., 54(3), pp. 267-279 (2017).
- 2) S. Araki, et, al., “Effect of moderation condition on neutron multiplication factor distribution in  $1/f^{\beta}$  random media” Nucl., Sci. Eng., 195(10), pp.1107-1117 (2021).
- 3) Y. Nagaya, et, al., “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation Based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” Nucl. JAERI, 1348, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai, Ibaraki, Japan (2005).
- 4) K. Shibata, et, al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol., 48(1), pp. 1-30 (2011).
- 5) K. Izawa, et, al., “Infinite multiplication factor of low-enriched UO<sub>2</sub>-concrete system,” Jour. Nucl. Sci. Technol., 49(11), pp. 1043-1047 (2012).
- 6) 臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版 JAEA-Data/Code 2009-010

## 10.3 燃料の大きさが臨界挙動へ与える影響

### 10.3.1 目的及び概要

#### (1) 目的

燃料デブリ取り出し操作を進めるにあたり、起きうる臨界事故の影響度を把握しておくことは重要である。しかし、臨界事故が発生する場所やその周囲の状況、燃料組成・形状、反応度印加の経緯といった臨界事故の影響度を決定づけるパラメーターをすべて具体的に決定したうえで影響度の予測を行うことは、燃料デブリの状況の多くが判明していない段階では難しい。そのため、影響度に特にインパクトを持つパラメーターを明らかにし、そのパラメーターと臨界事故のおおよその規模との関係を把握しておくことが有益である。

本検討では、燃料デブリによる臨界事故の影響度に大きなインパクトを持ちうるパラメーターとして「燃料の大きさ」に着目する。燃料の大きさは臨界事故時の熱的フィードバックに影響を与えると考えられる。燃料の大きさによって伝熱の効率が変化し、結果的に過渡中の燃料温度やその分布の変化、減速材のボイド率等に影響を与えうるためである。このような効果が臨界事故時の出力挙動や総核分裂数にどの程度影響を与えるのか、評価時に考慮する必要があるのかを明らかにしておくことは重要な知見となりうる。

以上より本検討では、臨界時の燃料の大きさが出力挙動や総核分裂数の時間変化へ与える影響を明らかにすることを目的とした解析を行う。

#### (2) 概要

本検討では、燃料粒子が水中に集積し超臨界となった場合を想定した動特性解析を実施した。解析には一点炉動特性方程式<sup>1)</sup>及び非定常一次元球座標系熱伝導方程式<sup>2)</sup>を用いた。燃料粒子の径及びステップ状の印加反応度をパラメーターとし、臨界挙動（核分裂率や燃料温度の時間変化、一定時間経過後の総核分裂数等）を求めた。その結果、同体積・同印加反応度の場合、集積している燃料粒子が小さい程総核分裂数が大きくなる傾向があることが明らかとなった。

## 10.3.2 成果報告

### (1) 解析条件

#### ① 一点炉動特性計算の条件

##### 1) 計算体系及び動特性パラメーター等

図 10.3-1 に本検討で使用した計算体系を示す。この体系は、半径  $r$  [cm] の燃料粒子がある充填率で半径  $R$  [cm] の球状に集積した体系となっている。本報告書では、半径  $R$  の球状部分を便宜的に「燃料球」と呼ぶ。燃料球内の燃料粒子以外の部分は全て水が占め、燃料球の周囲は厚さ 30 cm の水反射体で覆われている。

表 10.3-1 に計算体系に関する条件及び動特性パラメーターを示す。本検討では基本的な条件における結論を得るためにいくつかの条件を単純なものとした。燃料組成は二酸化ウランのみであるとし、ウラン中のウラン 235 の濃縮度は 3 wt% と仮定した。また、燃料球内の燃料粒子体積充填率はランダム充填の範囲内である 0.6 とした。

また、表 10.3-1 に示すように、燃料粒子半径  $r$  は 0.01、0.1、1、10 の値をとる。全物質温度 300 K (室温) の条件下でそれぞれの  $r$  に対して  $R$  を調整して臨界とし、その体系を用いて計算に使用する動特性パラメーターを計算した。これらの計算には基本的にモンテカルロ中性子輸送計算コード MVP3.0<sup>3)</sup> 及び核データライブラリ JENDL4.0<sup>4)</sup> を使用した。全てのモンテカルロ計算は 1 バッチあたり 500,000 ヒストリーを使用して 40 バッチ (内初めの 10 バッチをスキップ) で行った。実効遅発中性子割合及び中性子生成時間は MVP3.0 の摂動計算機能を用いて求めた。なお、遅発中性子先行核は 6 群で扱い、その割合や崩壊定数にはウラン 235 の熱中性子による核分裂に対する値<sup>4)</sup> を使用した。ドップラー反応度係数は燃料粒子の温度を 300 – 3000 K の範囲において 300 K 刻みで変化させて得られた実効増倍率より、300 K 刻みの温度範囲内の平均値として算出した。減速材ボイド反応度は燃料球内の水の数密度が通常時の 50% となった場合の実効増倍率より算出した。図 10.3-2~5 に示す燃料粒子内の中性子束分布及び随伴中性子束分布に限り、総合核計算コードシステム SRAC-2006 内の CITATION モジュール<sup>5)</sup> を用いて求めた。

表 10.3-2 に動特性計算に関するその他の条件を示す。動特性計算は 1 粒の燃料粒子に着目して行われた。時間刻み幅は中性子生成時間の 10 分の 1 程度である  $10^{-6}$  秒とした。反応度は 0 秒時にステップ状に印加されるとした。減速材ボイドは燃料粒子表面温度が 373.15 K を超えた瞬間に発生すると仮定し、ボイド離脱時間は CRAC 試験を参考に 10 秒と仮定した<sup>6)</sup>。また、一点炉動特性方程式は周波数変換法を用いて解いた<sup>7)</sup>。

一点炉動特性計算及び次項で説明する熱計算は、算出された反応度変化の相対誤差が 0.1% 以下となるまで同時間刻み内で反復して行われた。全ての計算は C++ 言語で開発したプログラムで行った。

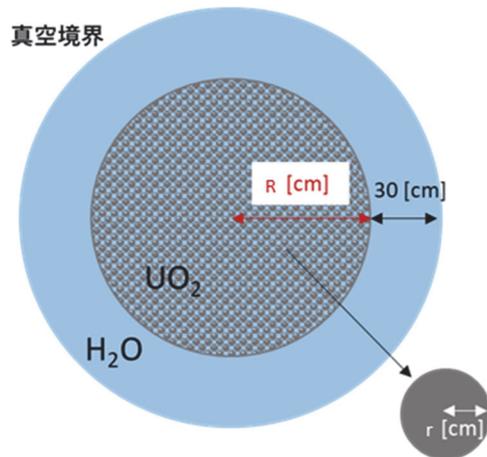


図 10.3-1 半径  $r$  [cm] の燃料粒子がある充填率で半径  $R$  [cm] の球状に集積した体系

表 10.3-1 計算体系に関する条件及び動特性パラメーター

		$r = 0.01$ [cm]	$r = 0.1$ [cm]	$r = 1$ [cm]	$r = 10$ [cm]
組成		10.96 g/cm <sup>3</sup> の二酸化ウラン, 濃縮度 3 wt%			
体積充填率		0.6			
臨界燃料球半径 $R$ [cm]		36.9	35.4	28.7	27.6
実効遅発中性子割合		0.00720	0.00715	0.00723	0.00714
中性子生成時間 [s]		$9.64 \times 10^{-6}$	$9.64 \times 10^{-6}$	$9.87 \times 10^{-6}$	$2.54 \times 10^{-5}$
燃料粒子内の中性子束及び随伴中性子束分布		図 10.3-2	図 10.3-3	図 10.3-4	図 10.3-5
ドップラー 反応度係数 [\$/K]	300 K - 600 K	$-8.77 \times 10^{-3}$	$-8.37 \times 10^{-3}$	$-5.55 \times 10^{-3}$	$-2.70 \times 10^{-3}$
	600 K - 900 K	$-6.88 \times 10^{-3}$	$-6.53 \times 10^{-3}$	$-4.29 \times 10^{-3}$	$-1.85 \times 10^{-3}$
	900 K - 1200 K	$-6.10 \times 10^{-3}$	$-5.92 \times 10^{-3}$	$-3.64 \times 10^{-3}$	$-1.72 \times 10^{-3}$
	1200 K - 1500 K	$-5.45 \times 10^{-3}$	$-5.01 \times 10^{-3}$	$-3.23 \times 10^{-3}$	$-1.44 \times 10^{-3}$
	1500 K - 1800 K	$-4.97 \times 10^{-3}$	$-4.80 \times 10^{-3}$	$-2.68 \times 10^{-3}$	$-1.46 \times 10^{-3}$
	1800 K - 2100 K	$-4.78 \times 10^{-3}$	$-4.13 \times 10^{-3}$	$-2.89 \times 10^{-3}$	$-1.08 \times 10^{-3}$
	2100 K - 2400 K	$-4.54 \times 10^{-3}$	$-4.19 \times 10^{-3}$	$-2.49 \times 10^{-3}$	$-1.00 \times 10^{-3}$
	2400 K - 2700 K	$-4.01 \times 10^{-3}$	$-3.96 \times 10^{-3}$	$-2.46 \times 10^{-3}$	$-1.51 \times 10^{-3}$
	2700 K - 3000 K	$-4.03 \times 10^{-3}$	$-3.93 \times 10^{-3}$	$-2.54 \times 10^{-3}$	$-9.16 \times 10^{-4}$
ボイド反応度 [\$]		-27.8	-29.0	-33.8	-24.8

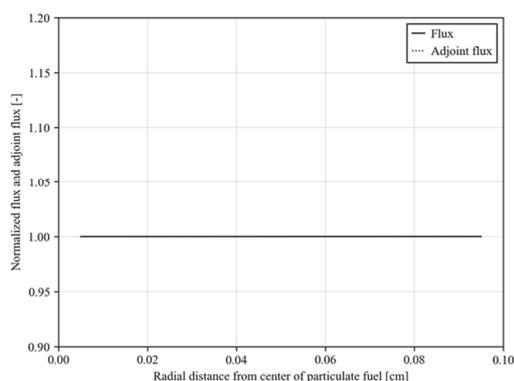
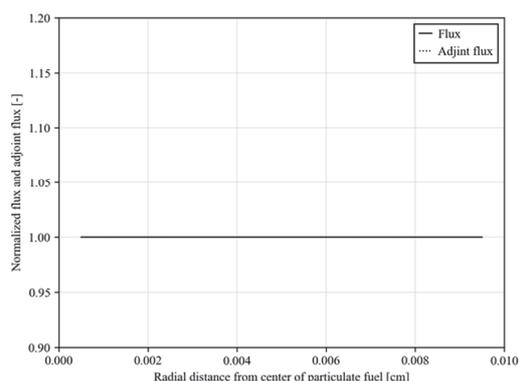


図 10.3-2 燃料粒子半径 0.01 cm の場合の中性子束分布及び随伴中性子束分布 (左図)

図 10.3-3 燃料粒子半径 0.1 cm の場合の中性子束分布及び随伴中性子束分布 (右図)

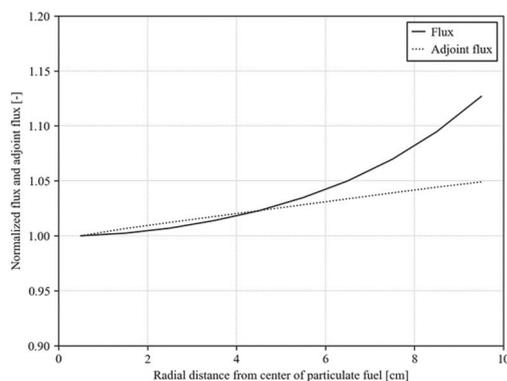
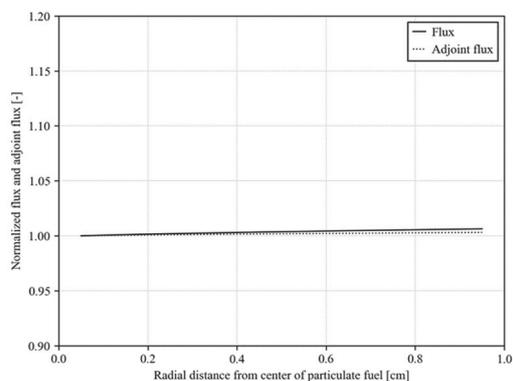


図 10.3-4 燃料粒子半径 1 cm の場合の中性子束分布及び随伴中性子束分布 (左図)

図 10.3-5 燃料粒子半径 10 cm の場合の中性子束分布及び随伴中性子束分布 (右図)

表 10.3-2 動特性計算に関するその他の条件

時間刻み幅	$10^{-6}$ s
解析時間	最大 6000 s
印加反応度	0.5 ~ 1.5 \$ (ステップ状)
初期物質温度	300 K
初期出力密度	$10^{-5}$ W/cm <sup>3</sup>
核分裂エネルギー	200 MeV/fission
ボイド離脱時間	10 s
領域分割	燃料粒子の径方向に 10 分割
燃料比熱	二酸化ウランの値 (温度依存) <sup>8)</sup>

## 2) 反応度フィードバック効果の計算方法

時間  $t+\Delta t$  における反応度は以下のように計算した。

i) 時間  $t$  に燃料表面温度が 373.15 K 以上で、かつボイドが存在しない場合

$$\rho(t + \Delta t) = \rho(t) + \sum_N w_N \alpha_D(T_N(t))(T_N(t + \Delta t) - T_N(t)) + \rho_V \quad (10.3-1)$$

ii) 時間  $t$  に燃料表面温度が 373.15 K を下回り、かつボイドが存在し、さらに燃料表面温度が 373.15 K を下回ってからボイド離脱時間が経過している場合

$$\rho(t + \Delta t) = \rho(t) + \sum_N w_N \alpha_D(T_N(t))(T_N(t + \Delta t) - T_N(t)) - \rho_V \quad (10.3-2)$$

iii) その他の場合

$$\rho(t + \Delta t) = \rho(t) + \sum_N w_N \alpha_D(T_N(t))(T_N(t + \Delta t) - T_N(t)) \quad (10.3-3)$$

ここで、 $\rho(t)$  は時間  $t$  における反応度、 $N$  は領域番号、 $w_N$  は領域  $N$  における反応度フィードバック効果の重み、 $T_N(t)$  は時間  $t$  における領域  $N$  の燃料温度、 $\alpha_D(T_N(t))$  は時間  $t$  における領域  $N$  の燃料温度に対応するドップラー反応度係数、 $\rho_V$  は減速材ボイド反応度である。さらに、反応度フィードバック効果が中性子束及び随伴中性子束に比例すると考えて<sup>9)</sup>、

$$w_N = \frac{\phi_{0,N} \phi_{0,N}^* V_N}{\sum_N \phi_{0,N} \phi_{0,N}^* V_N} \quad (10.3-4)$$

とする。 $\phi_{0,N}$  は領域  $N$  における初期中性子束、 $\phi_{0,N}^*$  は領域  $N$  における初期随伴中性子束、 $V_N$  は領域  $N$  の燃料体積である。

## ② 熱計算の条件

本検討では、燃料粒子内の熱伝導及び燃料粒子-水間の熱伝達を考慮するために、非定常一次元球座標系熱伝導方程式を陽解法を用いて解いた。この熱伝導方程式は一点炉動特性方程式と同様に 1 粒の燃料粒子に着目して解かれた。

なお、過渡変化中の燃料粒子周囲の水温はボイド発生による攪拌や燃料球外部からの室温水流入の影響を受けると考えられる。よって、超臨界時に燃料周囲の水がどのような位置関係でどの程度存在しているかによって燃料粒子-水間の境界条件は異なり、かつ複雑なものとなる。したがって、本検討では以下 2 つの簡易的な境界条件モデルを用いて燃料粒子-水間の熱伝達を過大又は過少に与え、核分裂数を過大又は過少に評価することで取りうる結果のおおよその範囲を示す。また、二酸化ウランに対する温度依存の熱伝導率が使用された<sup>10)</sup>。

### 1) 熱伝達過大モデル

i) 燃料粒子中心の熱流束 0

ii) 水温を室温に固定

iii) 燃料表面温度に応じて沸騰時と非沸騰時を分け、燃料-水間の熱伝達係数を変化

## 2) 熱伝達無視モデル

- i) 燃料粒子中心の熱流束 0
- ii) 燃料-水間の熱伝達係数 0

1)の熱伝達過大モデルでは、燃料粒子周囲の水温を室温に固定することで燃料から水への熱伝達量を常に大きくする。この条件を課すことで燃料温度は常に小さく、反応度は常に大きく見積もられる。その結果、超臨界時の核分裂数は過大評価となる。なお、熱伝達係数は燃料表面温度が水の沸点以上の場合には  $1 \text{ W/cm}^2/\text{K}$ 、水の沸点より小さい場合には  $0.1 \text{ W/cm}^2/\text{K}$  と仮定した。

一方で2)の熱伝達無視モデルでは、燃料-水間の熱伝達係数を常に 0 とすることで、燃料から水への熱伝達を無視している。この条件を課すことで燃料温度は常に大きく、反応度は常に小さく見積もられる。その結果、超臨界時の核分裂数は過少評価となる。

## (2) 解析結果

### ① 核分裂率や反応度等の時間変化

#### 1) 燃料粒子半径 $r$ が $0.1 \text{ cm}$ の場合

図 10.3-6 及び 10.3-7 に  $r = 0.1 \text{ [cm]}$  の場合の体積当たりの核分裂率の時間変化を、それぞれ熱伝達過大モデル及び熱伝達無視モデルについて示す。図 10.3-6 より、熱伝達を考慮し印加反応度が  $1.0 \text{ \$}$  及び  $1.5 \text{ \$}$  の場合には、核分裂率の振動（パルス状の変化を繰り返す）を観察することができる。一方で、印加反応度が  $0.5 \text{ \$}$  と小さい場合には、核分裂率は振動に至らずある値に収束している様子を観察することができる。図 10.3-7 より、熱伝達を無視した場合には、いずれの印加反応度の場合でも核分裂率の第一パルスのみ観察することができる。印加反応度が  $0.5 \text{ \$}$  の場合でも、一定の値に収束せずにパルス状の核分裂率変化があらわれていることが熱伝達過大モデルとの相違点である。

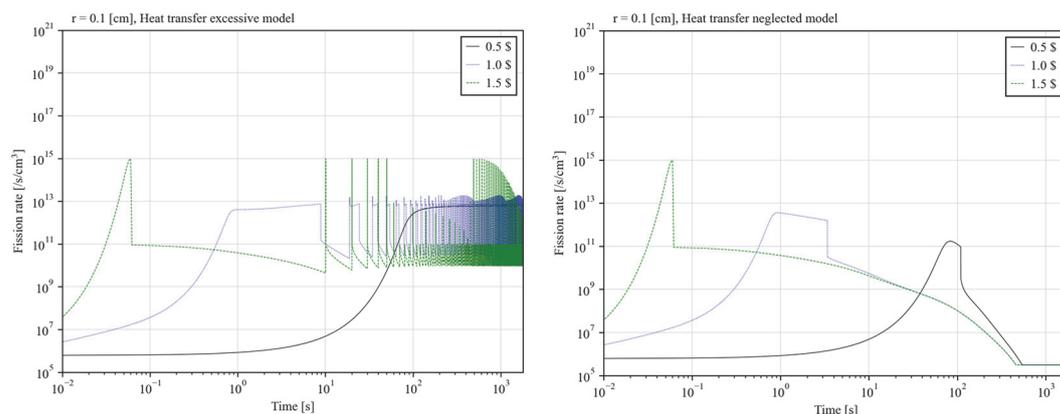


図 10.3-6 燃料粒子半径  $0.1 \text{ cm}$ 、熱伝達過大モデルの核分裂率の時間変化（左図）

図 10.3-7 燃料粒子半径  $0.1 \text{ cm}$ 、熱伝達無視モデルの核分裂率の時間変化（右図）

図 10.3-8 及び 10.3-9 に  $r = 0.1 \text{ [cm]}$  の場合の反応度の時間変化を示す。これらはそれぞれ図 10.3-6 及び 10.3-7 に対応する。図 10.3-8 より、印加反応度が  $1.0 \text{ \$}$  及び  $1.5 \text{ \$}$  の場合

には反応度が振動する様子を確認することができる。一方で、印加反応度が 0.5 \$ の場合には反応度が時間経過で減少していき、最終的に 0 に収束している（遅発臨界状態になっている）。図 10.3-9 より、熱伝達を無視した場合には、反応度が低下し未臨界になった後、再度反応度が増加していない。印加反応度が 0.5 \$ の場合でも、反応度が 0 に収束していないことが熱伝達過大モデルとの相違点である。

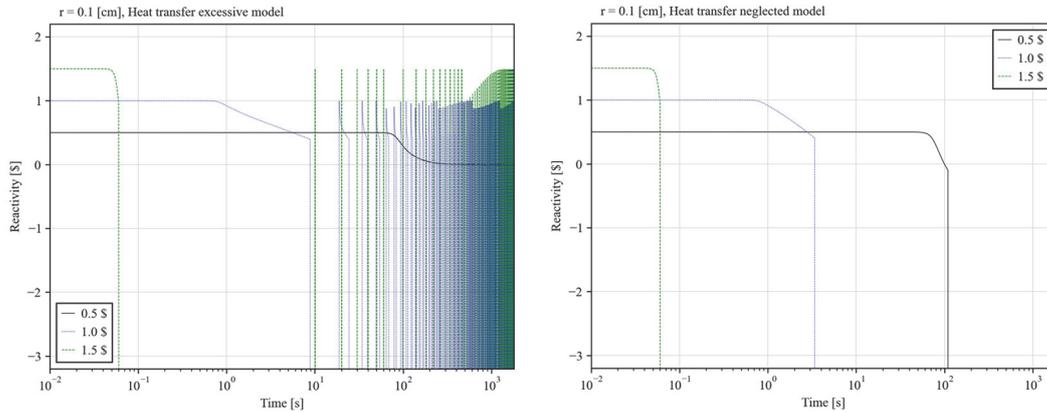


図 10.3-8 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達過大モデルの反応度の時間変化（左図）

図 10.3-9 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達無視モデルの反応度の時間変化（右図）

図 10.3-10 及び 10.3-11 に  $r = 0.1$  [cm] の場合の燃料粒子中心温度の時間変化を示す。さらに、図 10.3-12 及び 10.3-13 に燃料表面温度の時間変化を示す。これらはそれぞれ図 10.3-6 及び 10.3-7 に対応する。図 10.3-10 より印加反応度が 1.0 \$ 及び 1.5 \$ の場合には、燃料中心温度の振動を観察することができる。一方で、印加反応度が 0.5 \$ と小さい場合には、振動に至らずある値に収束している様子を観察することができる。また、図 10.3-12 より燃料表面温度の時間変化は燃料中心温度と同様になっている。図 10.3-11 及び 10.3-13 より、熱伝達を無視した場合には一度水の沸点付近まで増加した燃料温度がその後変化していない様子を観察することができる。

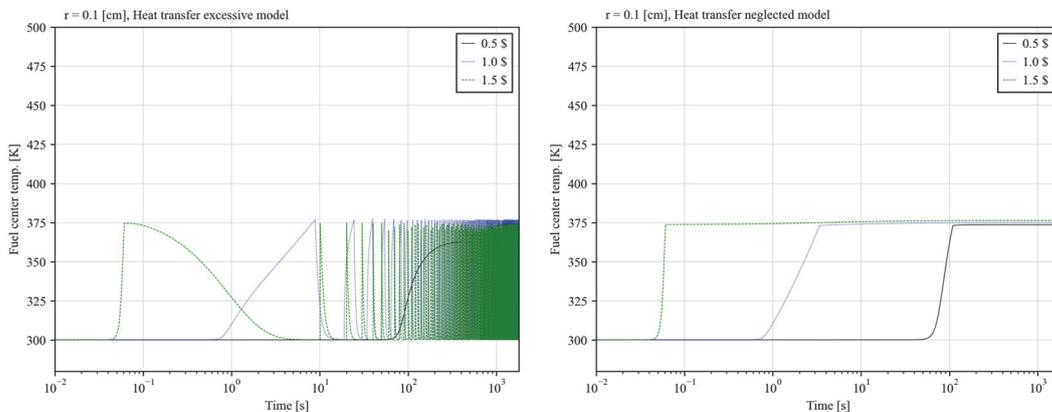


図 10.3-10 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達過大モデルの燃料中心温度の時間変化（左図）

図 10.3-11 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達無視モデルの燃料中心温度の時間変化（右図）

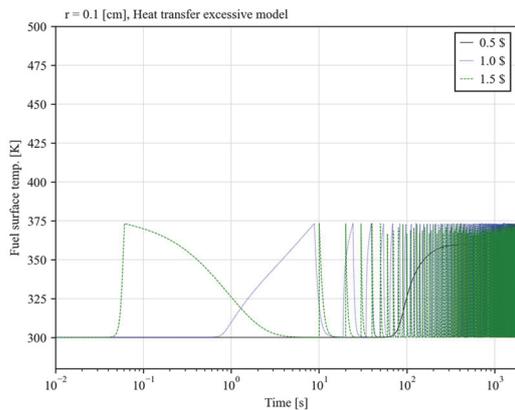


図 10.3-12 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達過大モデルの燃料表面温度の時間変化 (左図)

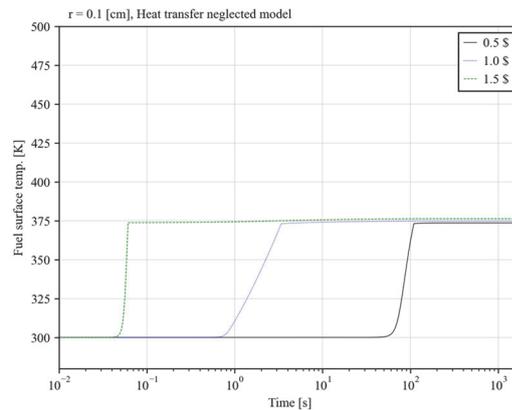


図 10.3-13 燃料粒子半径 0.1 cm、熱伝達無視モデルの燃料表面温度の時間変化 (右図)

## 2) 燃料粒子半径 $r$ が 10 cm の場合

図 10.3-14 及び 10.3-15 に  $r = 10$  [cm] の場合の体積当たりの核分裂率の時間変化を、それぞれ熱伝達過大モデル及び熱伝達無視モデルについて示す。図 10.3-14 より、熱伝達を考慮した場合には核分裂率の振動を観察することができる。図 10.3-7 より、熱伝達を無視した場合には核分裂率の第一パルスを観察することができる。なお、印加反応度が 0.5 \$ または 1 \$ の場合、熱伝達を無視しているにもかかわらず約 100 秒経過後より核分裂率が振動している。これは  $r = 10$  [cm] の場合、図 10.3-5 より燃料粒子の外周部のフラックスがより高いことに起因する。燃料温度が上昇して減速材が沸騰し未臨界となった後、熱が燃料粒子の中心に移動することで沸騰状態ではなくなることで核分裂率がわずかに増加し、再び減速材が沸騰することを繰り返しているためである。

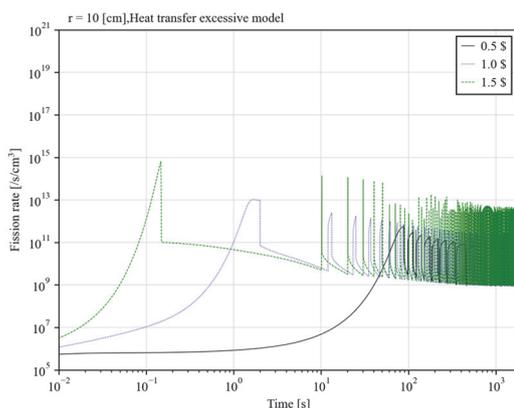


図 10.3-14 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達過大モデルの核分裂率の時間変化 (左図)

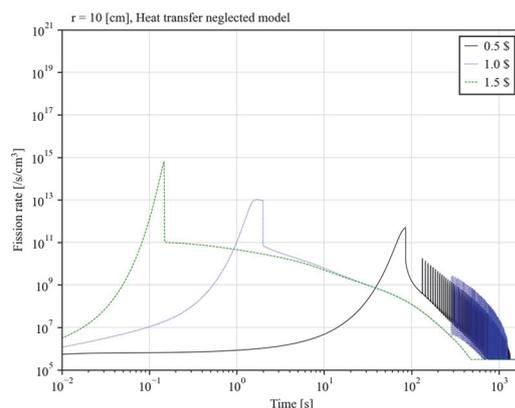


図 10.3-15 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達無視モデルの核分裂率の時間変化 (右図)

図 10.3-16 及び図 10.3-17 に  $r = 10$  [cm] の場合の反応度の時間変化を示す。これらはそれぞれ図 10.3-14 及び 10.3-15 に対応する。図 10.3-16 より、熱伝達を過大に考慮した場

合には反応度が振動する様子を確認することができる。図 10.3-17 より、熱伝達を無視した場合には、反応度が低下し未臨界になった後、基本的に再度反応度が増加していない。ただし、印加反応度が 0.5 \$ または 1 \$ の場合には上述のフラックス分布に起因する振動がみられる。

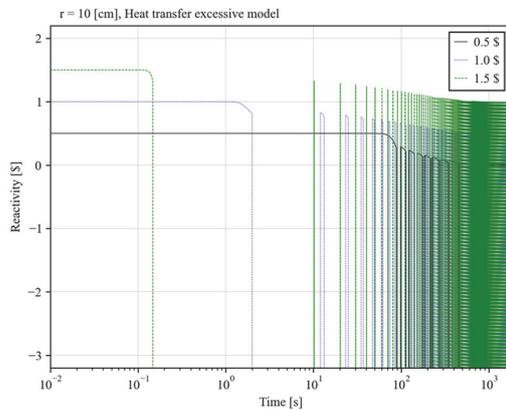


図 10.3-16 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達過大モデルの反応度の時間変化 (左図)

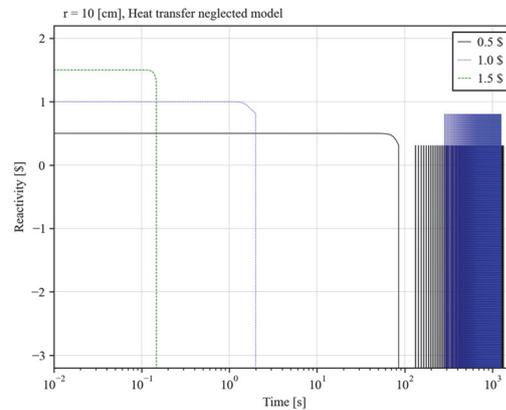


図 10.3-17 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達無視モデルの反応度の時間変化 (右図)

図 10.3-18 及び 10.3-19 に  $r = 10$  [cm] の場合の燃料粒子中心温度の時間変化を示す。さらに、図 10.3-20 及び 10.3-21 に燃料表面温度の時間変化を示す。これらはそれぞれ図 10.3-14 及び 10.3-15 に対応する。図 10.3-18 より熱伝達を過大に考慮した場合には、燃料中心温度は時間と共に増加している。一方で、図 10.3-20 より燃料表面温度は減速材の沸点付近で振動している。図 10.3-19 及び 10.3-21 より、熱伝達を無視した場合には一度水の沸点付近まで増加した燃料温度がその後殆ど変化していない様子を観察することができる。

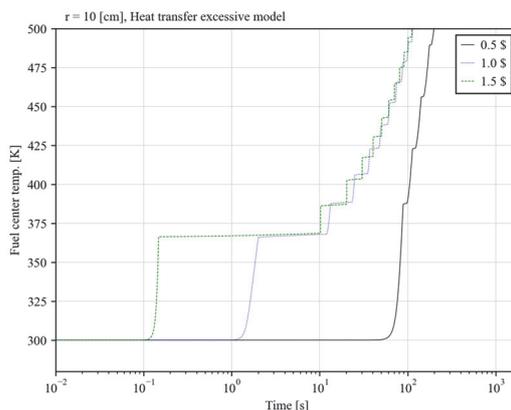


図 10.3-18 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達過大モデルの燃料中心温度の時間変化 (左図)

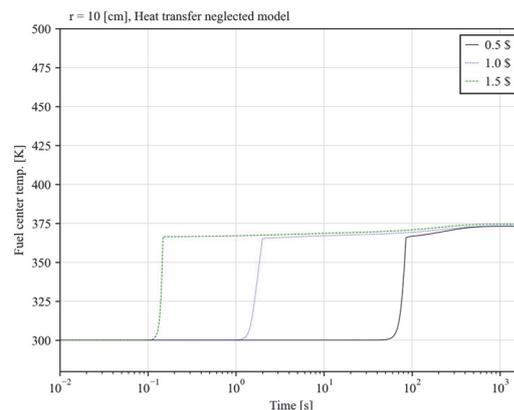


図 10.3-19 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達無視モデルの燃料中心温度の時間変化 (右図)

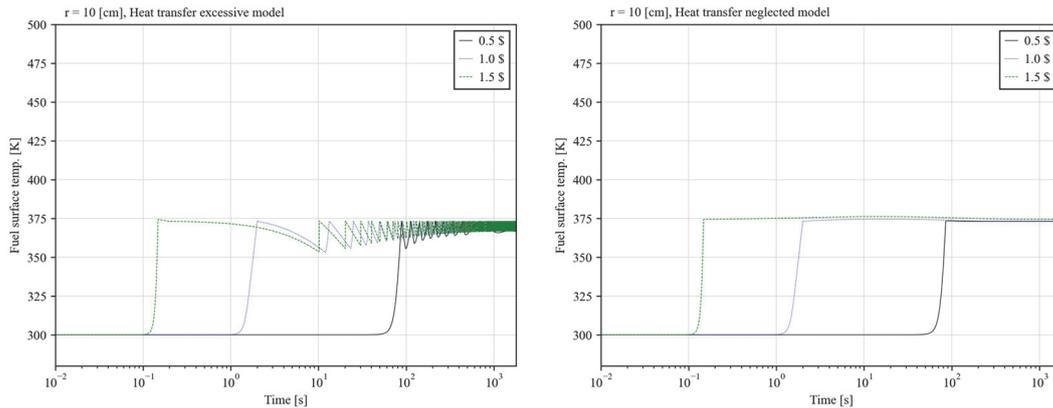


図 10.3-20 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達過大モデルの燃料表面温度の時間変化 (左図)

図 10.3-21 燃料粒子半径 10 cm、熱伝達無視モデルの燃料表面温度の時間変化 (右図)

### 3) $r$ が 0.1 cm の場合と 10 cm の場合の比較

図 10.3-6 及び図 10.3-14 で示した核分裂率の時間変化を比較すると、熱伝達を過大に考慮した場合、ボイド離脱時間に近い時間を周期に振動するという点は同様である。ただし、 $r = 0.1$  [cm] の場合には平均核分裂率がほぼ一定のまま振動している一方で、 $r = 10$  [cm] の場合には振動中の平均核分裂率が徐々に減少している。また、 $r = 0.1$  [cm] の場合には振動中の核分裂率のパルスの時間幅が広がっている。これは燃料粒子の径によって燃料の冷却効率が変化することに起因する。球は径が大きくなるほど体積当たりの表面積が小さくなる。また、単位時間あたりに伝達される熱は表面積に比例する。そのため、体積当たりに同じ熱が発生したとすると、径が大きい程、時間あたりに伝達される熱量が小さくなる。

以上の効果は燃料温度の変化に明確にあらわれている。特に図 10.3-12 及び図 10.3-18 に示した燃料中心温度の時間変化を比較すると分かり易い。図 10.3-12 に示す燃料粒子の径が  $r = 0.1$  [cm] と小さい場合では、冷却の効率が良いために、核分裂によって上昇した燃料温度はすぐさま低下している。その結果、燃料中心温度は水の沸点と室温の間で振動している。一方で、図 10.3-18 に示す燃料粒子の径が  $r = 10$  [cm] と大きい場合では、燃料中心温度が下がることなく増加を続けている様子を観察することができる。その結果、ドップラー反応度フィードバック効果により、図 10.3-16 に示すように反応度の平均値が時間と共に下がっている。

#### ② 一定時間経過後の総核分裂数

図 10.3-22 にステップ状の印加反応度が 0.5 \$ だった場合の一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数を示す。図中の実線で示される結果は熱伝達無視モデル（総核分裂数過小評価）、破線で示される結果は熱伝達過大モデル（総核分裂数過大評価）によるものである。

図 10.3-22 より、印加される反応度が 0.5 \$ と小さい場合には、過渡が遅く、1 分経過時点では燃料粒子の大きさの影響は総核分裂数にあらわれない。しかし、10 分経過時点では、熱伝達を考慮した場合にはその影響が顕著にあらわれる。これは、①の 3) で述べた

ように、燃料粒子が小さい程冷却効果が大きくなる効果が、過渡中の反応度を保ち振動する核分裂率の平均値を大きくすること及びパルスの幅を広げることによる。100 分経過時点でもその傾向は変わらず、燃料粒子の半径が 1 桁小さくなると総核分裂数はおよそ 1 桁大きくなるという結果が得られた。ただし、この結果は熱伝達を過大に考慮したうえで臨界検知後に何も対策を講じない場合の結果であるということに留意が必要である。なお、熱伝達を無視した場合には燃料の大きさの影響は総核分裂数にあらわれていない。

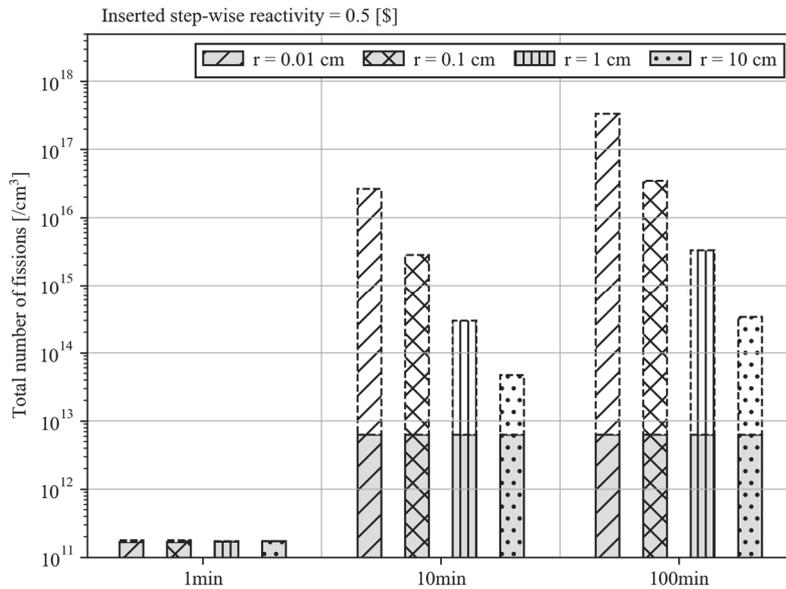


図 10.3-22 一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数（印加反応度：0.5 \$）

図 10.3-23 にステップ状の印加反応度が 1 \$ だった場合の一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数を示す。印加反応度が 0.5 であった場合と比較して過渡が速いため、上で述べた燃料粒子の大きさの影響が 1 分経過時点でもみられる。その傾向は 10 分経過後及び 100 分経過後でも変化しない。

図 10.3-24 にステップ状の印加反応度が 1.5 \$ だった場合の一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数を示す。熱伝達を考慮した場合に燃料が大きい程総核分裂数が小さくなるという傾向は印加反応度が小さい 0.5 \$ 及び 1 \$ の場合と同様であるが、その影響は小さくなっている。燃料粒子半径が 10 cm から 1 桁小さくなると総核分裂数はおよそ 1 桁大きくなる一方で、さらに半径が 1 桁小さくなった場合には総核分裂数は数倍以内の増加に留まっている。これは、過渡が非常に速いことによると考えられる。すなわち、振動中の核分裂率が最小値からピークに至るまでの時間が非常に短いため、燃料粒子の大きさの違いによる熱伝達量の差が核分裂率の挙動に影響を及ぼしづらく、①の 3) で述べた燃料粒子が小さい程冷却効果が大きくなるのがパルスの幅を広げるという効果があられなためであると考えられる。

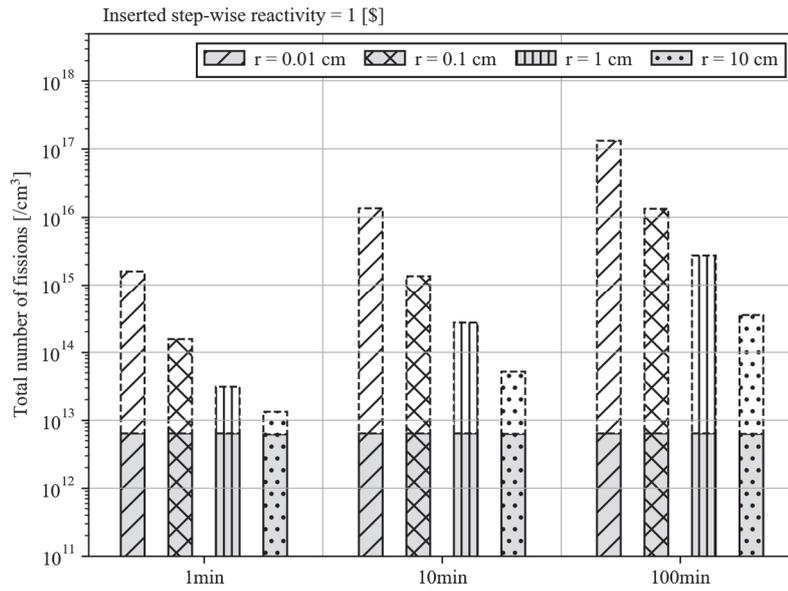


図 10.3-23 一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数（印加反応度：1 \$）

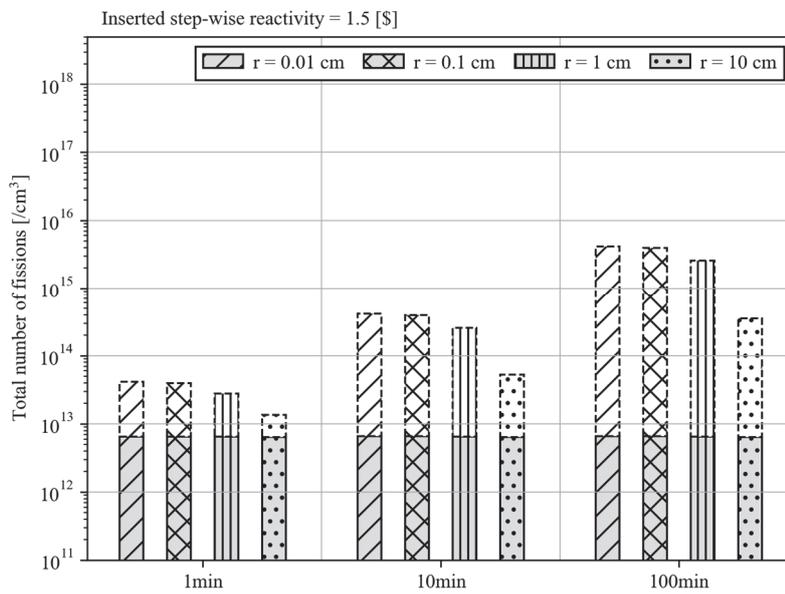


図 10.3-24 一定時間経過後の体積当たりの総核分裂数（印加反応度：1.5 \$）

### 10.3.3 まとめ

臨界時の燃料の大きさが出力挙動や総核分裂数の時間変化へ与える影響を明らかにすることを目的として動特性解析を行った。解析は燃料粒子が水中に集積し超臨界となった場合を想定して実施し、一点炉動特性方程式及び非定常一次元球座標系熱伝導方程式を用いた。燃料粒子の半径及びステップ状の印加反応度をパラメーターとし、臨界挙動を求めた。

その結果、同体積・同印加反応度の場合、水中に集積している燃料粒子が小さい程総核分裂数が大きくなる傾向があることが明らかとなった。これは、燃料粒子が小さい程冷却効果が大きくなることで、過渡中の反応度を保ち振動する核分裂率の平均値を大きくする効果及びパルスの幅を広げる効果が生まれることによると考えられる。今回用いた仮想的な条件下では、印加反応度が 0.5 \$ 及び 1 \$ の場合、燃料粒子の半径が 0.01 ~ 10 cm の範囲において、燃料粒子の半径が 1 桁小さくなると総核分裂数はおよそ 1 桁大きくなるという結果が得られた。この結果は熱伝達を過大に考慮したうえで臨界検知後に何も対策を講じないという条件下での結果であるということに留意する必要があるものの、燃料デブリの臨界影響評価を行ううえで燃料デブリの大きさが臨界挙動に大きなインパクトを持つ可能性があることが示された。

### 10.3.4 参考文献

- 1) J. J. DUDESTADT and L. J. HAMILTON, Nuclear reactor analysis, John Wiley and Sons Inc, United States (1976).
- 2) E. C. ROMAO and L. H. P. DE ASSIS, “Numerical Simulation of 1D Unsteady Heat Conduction-Convection in Spherical and Cylindrical Coordinates by Fourth-Order FDM,” Eng. Technol. Appl. Sci. Res. 8 1, 2389 (2018); <https://doi.org/10.48084/etasr.1724>.
- 3) 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>.
- 4) 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>.
- 5) K. OKUMURA et al., “SRAC2006: A comprehensive neutronics calculation code system,” Japan (2007); <https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2007-004>.
- 6) TRACY ワーキング・グループ, “CRAC 実験データのまとめ” (1989).
- 7) K. NAKAJIMA, Y. YAMANE, and Y. MIYOSHI, “A Kinetics code for criticality accident analysis of fissile solution systems: AGNES2” (2002); <https://doi.org/https://doi.org/10.11484/jaeri-data-code-2002-004>.
- 8) IAEA, Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data (2008).
- 9) 平川直弘 and 岩崎智彦, “連載講座 原子炉物理 第 2 回 中性子の空間的振舞い(1),” 日本原子力学会誌 42 5, 24 (2000).
- 10) J. H. HARDING and D. G. MARTIN, “A recommendation for the thermal conductivity of UO<sub>2</sub>,” J. Nucl. Mater. 166 3, 223 (1989); [https://doi.org/10.1016/0022-3115\(89\)90218-3](https://doi.org/10.1016/0022-3115(89)90218-3).

## 10.4 臨界終息に関する検討

### 10.4.1 目的及び概要

#### (1) 目的

燃料デブリ取出し操作において万が一臨界になり、臨界終息のために中性子毒物を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布によって得られる反応度効果を評価することを目的とする。今年度は、昨年度の解析で対象とした臨界体系よりも  $V_m/V_f$  が大きい臨界体系を対象とした。

#### (2) 概要

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

大きい体系では、燃料デブリ表面の外側に付着した場合には、反応度効果はほとんどみられなかった。そのほかの効果については、定性的には小さい体系とほぼ同じ傾向が見られた。

小さい体系に比べて大きい体系では、ホウ素浸透の反応度効果はより小さくなる様子が確認された。しかし、体系全体に均一に分布することを前提とした場合には、大きい体系の方が、効果が大きかった。このことから、ホウ素の効果解析により評価する際には、その分布状態が現実になるように十分気を付ける必要があると考えられる。

### 10.4.2 成果報告

#### (1) 解析条件

水分が多い状況で臨界になった状態の燃料デブリに対してホウ素を投入し、臨界終息を図る状況を想定している。

ホウ素投入による反応度効果を調べるため、昨年度同様に図 10.4-1 のような単純化した体系を採用した。中央の燃料デブリ球は、燃料と水の均一な混合物（半径  $R$  cm）であり、その周辺に減速材（かつ反射体）として厚さ  $W = 150$  cm の水を配置した。燃料の濃縮度は 5 % とした。燃料デブリの存在場所は、RPV 底部とペDESTAL 内側を想定した。それぞれの存在場所での燃料デブリの組成と重量及び密度を表 10.4-1 に示す。

図 10.4-1 の体系の燃料デブリ球に表 10.4-1 の組成を適用し、さらに水を均等に混合した。水の量を調整することで半径  $R$  を変化させた。このとき、減速不足状態 ( $k_{eff} < 1$ ) から超臨界 ( $k_{eff} > 1$ ) をへて減速過剰状態 ( $k_{eff} < 1$ ) となるため、臨界 ( $k_{inf} = 1$ ) となる半径  $R$  の値は 2 つ存在する。昨年度は小さい方の値の臨界体系について検討した。今年度は大きい方の値の体系について検討した。その結果を表 10.4-2 に示す。表 10.4-2 を求めるために本作業において実施した臨界サーチ解析の詳細は、別紙 2 に示す。

使用した原子個数密度を表 10.4-3～表 10.4-5 に示す。

ホウ素の分布状態として以下の4つを想定した。

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

それぞれの場合で、再臨界状態からの反応度差を求めた。ホウ素濃度は昨年度同様10000 ppm までとした。

以下では半径の小さい臨界体系を小体系、大きい方を大体系と呼ぶことにする。

②③④における MVP のヒストリー数は、実効増倍率の相対誤差  $1\sigma$  が概ね 0.005%程度となるように設定した。これは、本作業における臨界点の許容誤差範囲から考えて、問題無い程度と判断したためである。一方、①では、同相対誤差  $1\sigma$  が概ね 0.0025%程度となるようにヒストリー数を大き目に設定した。

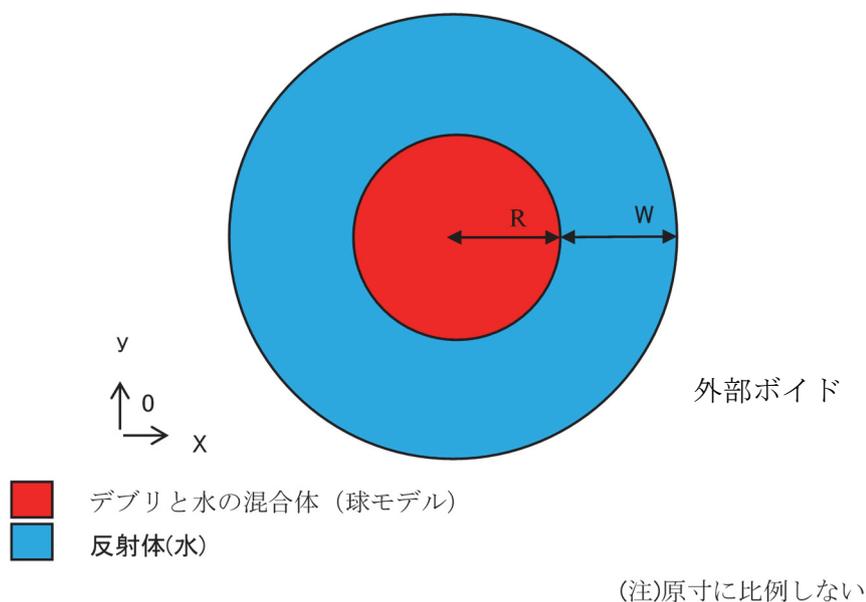


図 10.4-1 計算体系（燃料デブリ球）

表 10.4-1 想定した燃料デブリの組成と重量及び密度

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

表 10.4-2 臨界となる水の量と半径 R

場所	水量 (ton)	半径 R (cm)	V <sub>m</sub> / V <sub>f</sub>	中性子 実効増倍率	小体系の半径 R (昨年度) (cm)
RPV 底部	16.340	162.56	6.108	1.000050	85.06
ペDESTAL内側	55.950	286.55	2.536	0.999973	220.08

V<sub>m</sub> : 燃料デブリ球周辺の反射体(水)領域 (厚さ 150cm) の体積

V<sub>f</sub> : 燃料デブリ球体積

表 10.4-3 新燃料 UO<sub>2</sub> 原子個数密度

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

密度 : 10.6312[g/cm<sup>3</sup>]

表 10.4-4 ステンレス鋼 (SUS316) 原子個数密度

核種 (同位体)	原子個数密度 [ $\times 10^{24}$ atoms/cm <sup>3</sup> ]
Cr-50	6.7673E-04
Cr-52	1.3050E-02
Cr-53	1.4798E-03
Cr-54	3.6835E-04
Fe-54	3.2580E-03
Fe-56	5.1144E-02
Fe-57	1.1811E-03
Fe-58	1.5719E-04
Ni-58	6.6265E-03
Ni-60	2.5525E-03
Ni-61	1.1096E-04
Ni-62	3.5379E-04
Ni-64	9.0087E-05
Mn-55	1.7343E-03
Si-28	1.5643E-03
Si-29	7.9467E-05
Si-30	5.2447E-05
S-32	4.2339E-05
S-33	3.3429E-07
S-34	1.8943E-06
S-36	4.4572E-09
C	3.1729E-04

密度 : 7.91[g/cm<sup>3</sup>]

表 10.4-5 普通コンクリート (密度 : 2.30[g/cm<sup>3</sup>])

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

## (2) 解析結果

### ① 燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合

計算結果を図 10.4-2 から図 10.4-5 に示す。

図 10.4-2 及び図 10.4-4 に示すように、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、統計誤差によるバラツキ以外の特徴的な傾向は見られず、厚さを増やしても反応度効果はほぼ無かった。これは、再臨界における燃料デブリ球体系が大きいいため、外側表面での中性子吸収の効果は統計誤差から見て無視できるほど小さいのだと考えられる。

図 10.4-3 及び図 10.4-5 に示すように、比較的体系が小さい RPV 底部では反応度効果は濃度に応じて大きくなっているが、10000ppm に対してでも -30pcm 程度しかない。ペDESTAL内側では、さらに体系が大きいので濃度を増やしても反応度効果はほぼ無い。よって、いずれの場合でも、実効遅発中性子割合が 600pcm 前後であったとすると、即発臨界を停止できるほどの効果は期待できない。

小体系では、RPV 底部で -400pcm、ペDESTAL内側で -120pcm 程度の効果があったことと比較すると、体系が大きい場合にはほとんど効果がないことが示された。

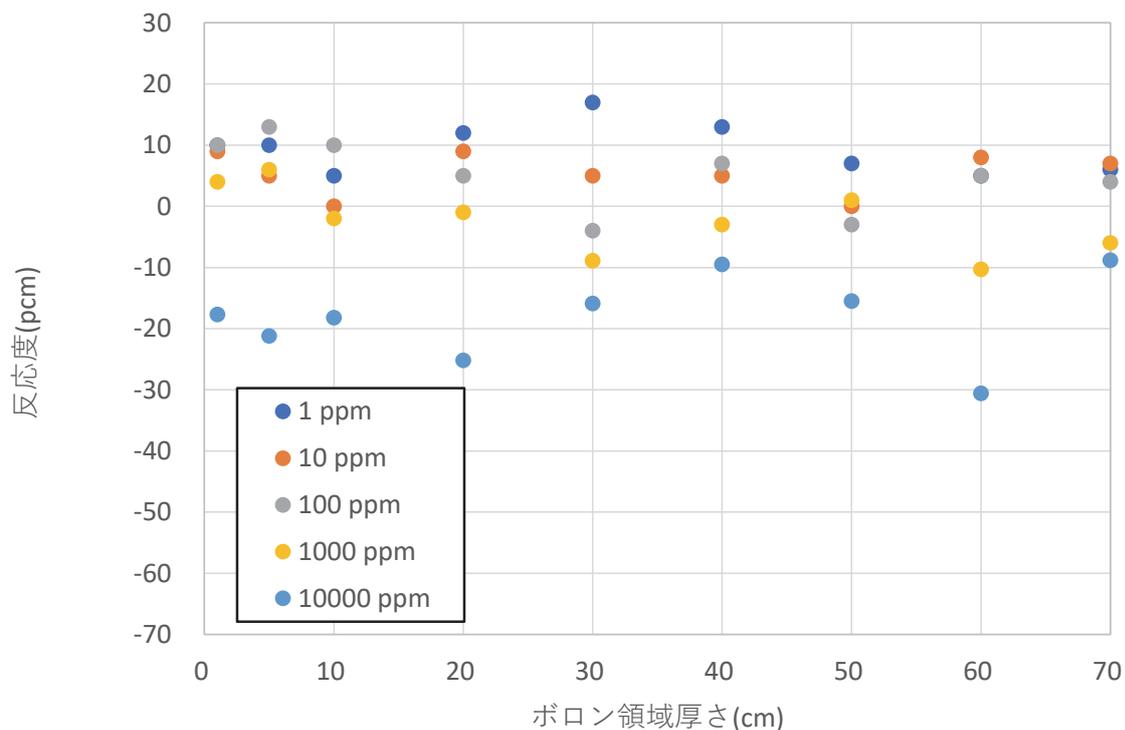


図 10.4-2 燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合  
厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

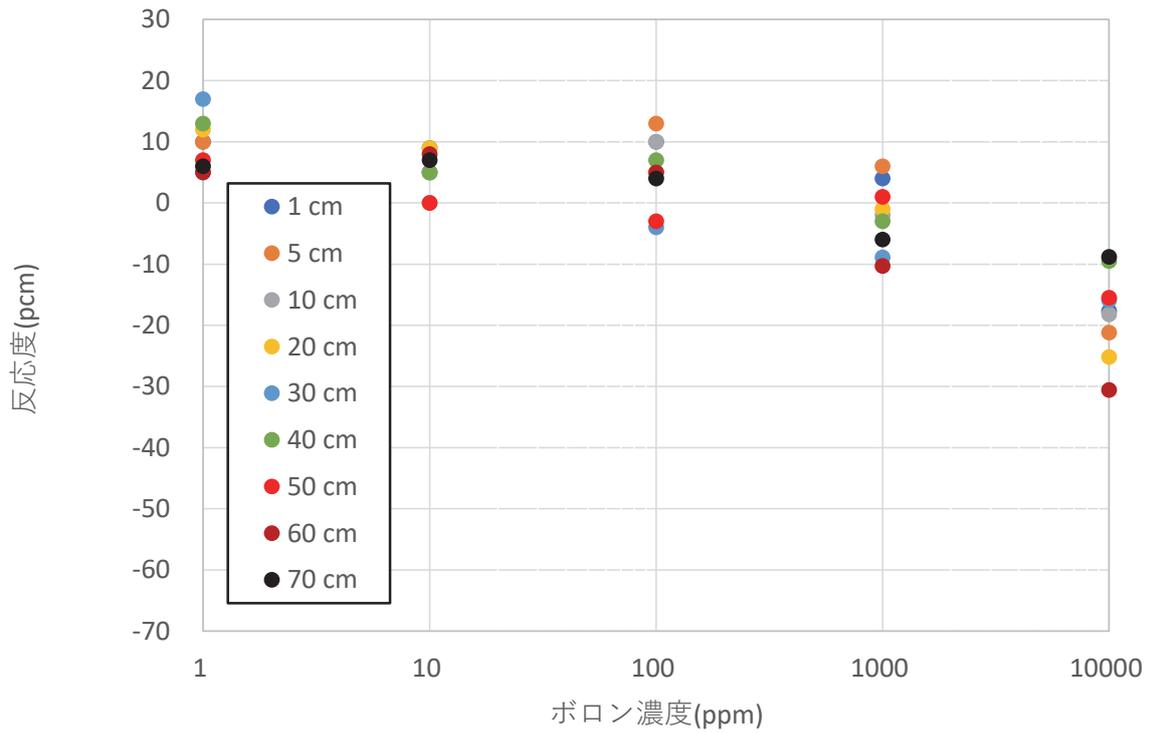
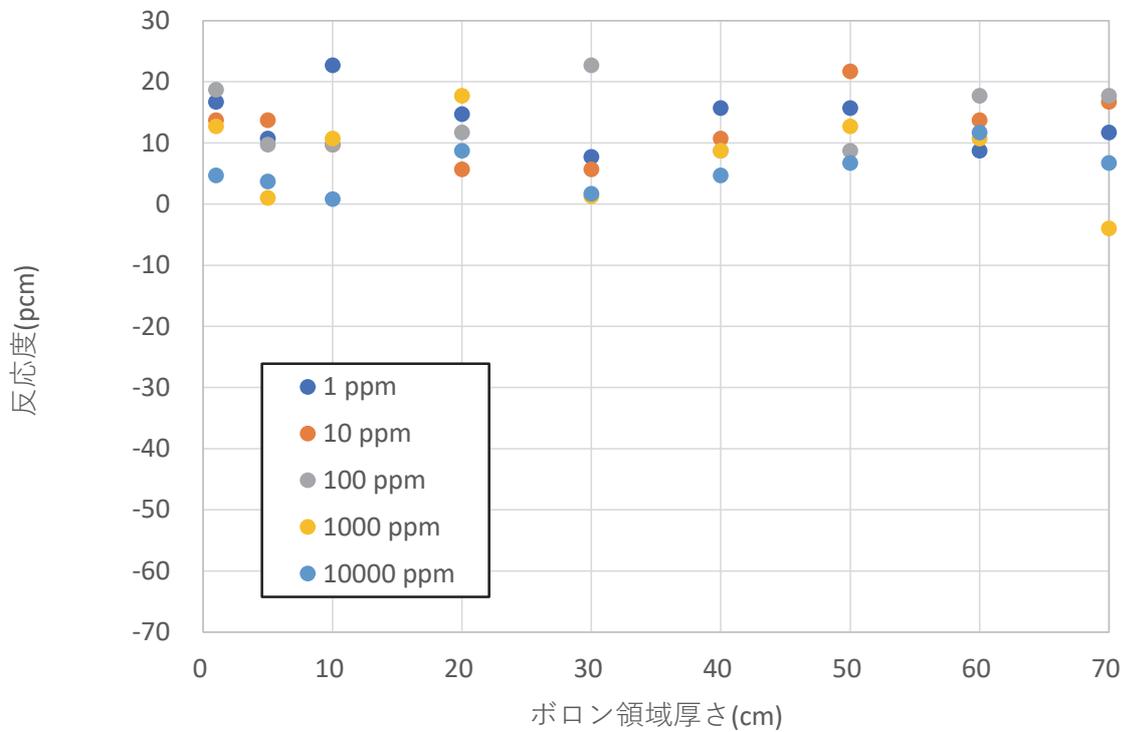


図 10.4-3 燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合  
濃度と反応度の関係 (RPV 底部)



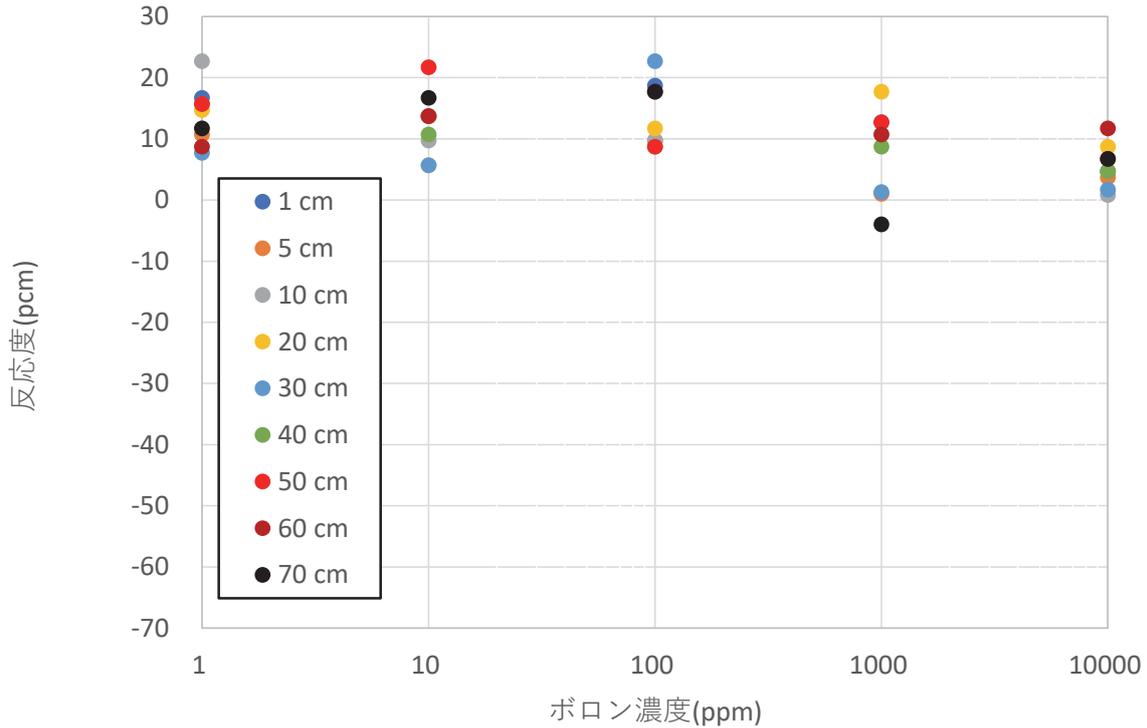


図 10.4-5 燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合  
濃度と反応度の関係（ペDESTAL内側）

② 燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合  
計算結果を図 10.4-6～図 10.4-9 に示す。

図 10.4-6 及び図 10.4-8 に示すように、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのはホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には反応度効果はそれほど変わらなかった。また、濃度が濃い場合でも、燃料デブリ球の半径の半分程度の厚さまでは、今回の反応度軸スケール（10000pcm～-90000pcm）で見ると反応度効果はそれほど変わらなかった（よって、図 10.4-7 及び図 10.4-9 では、燃料デブリ球の半径の半分程度以降のみを抜粋している）。

燃料デブリ球の中心付近（RPV 底部は 150cm 以降、ペDESTAL内側は 270cm 以降）まで浸透すると、濃度 10000ppm の場合は厚さに応じて反応度効果が大きく変わるが、濃度 1000ppm の場合は厚さによらずほとんど変わっていない。表面から中心部分に浸透する場合、ホウ素濃度が薄いほど早く反応度効果が飽和してしまうと考えられる。

図 10.4-7 及び図 10.4-9 に示すように、反応度効果は濃度に応じて大きくなっているが、10ppm 程度以下の場合、燃料デブリ球の中心付近までの浸透に対しても反応度効果はあまり大きく変わっていない。RPV 底部では、100ppm で 60cm 以上浸透、1000ppm 以上で 40cm 以上浸透する場合に、600pcm の反応度効果を得られる可能性が示された。また、ペDESTAL内側では、100ppm で 130cm 以上浸透、1000ppm で 110cm 以上浸透、10000ppm で 100cm 以上浸透する場合に、600pcm の反応度効果を得られる可能性が示された。

10000ppm かつ 100cm に対して、RPV 底部では-5150pcm 程度、ペDESTAL内側では-630pcm 程度であった。これは、RPV 底部では、燃料デブリ球が比較的小さいために内側への浸透による中性子吸収の効果が大きくなったためだと考えられる。

上述①に比べ、内側に浸透したときの反応度効果は大きく、特に燃料デブリが小さいほど非常に大きくなることが示された。

小体系では、RPV 底部において 10000ppm で 20cm 以上浸透した場合に 600pcm 以上の効果が生じる可能性が示されたことと比較すると体系が大きくなるほどホウ素の反応度効果は小さくなることが示されたと考えられる。

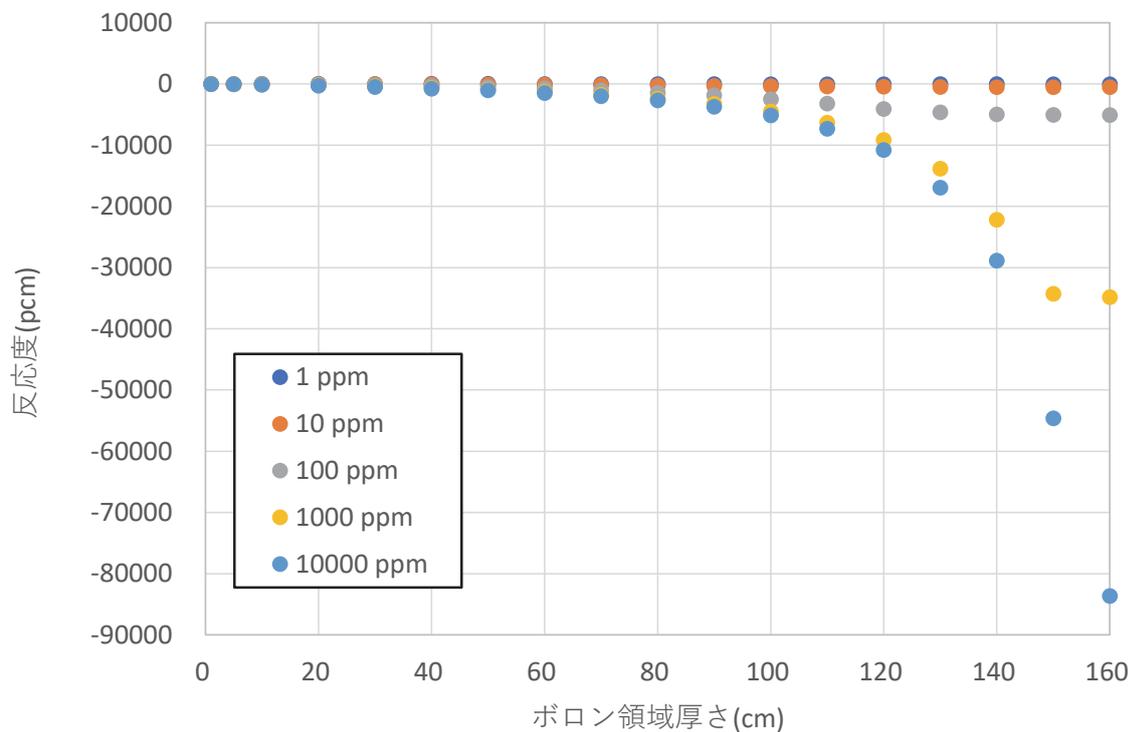


図 10.4-6 燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合  
厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

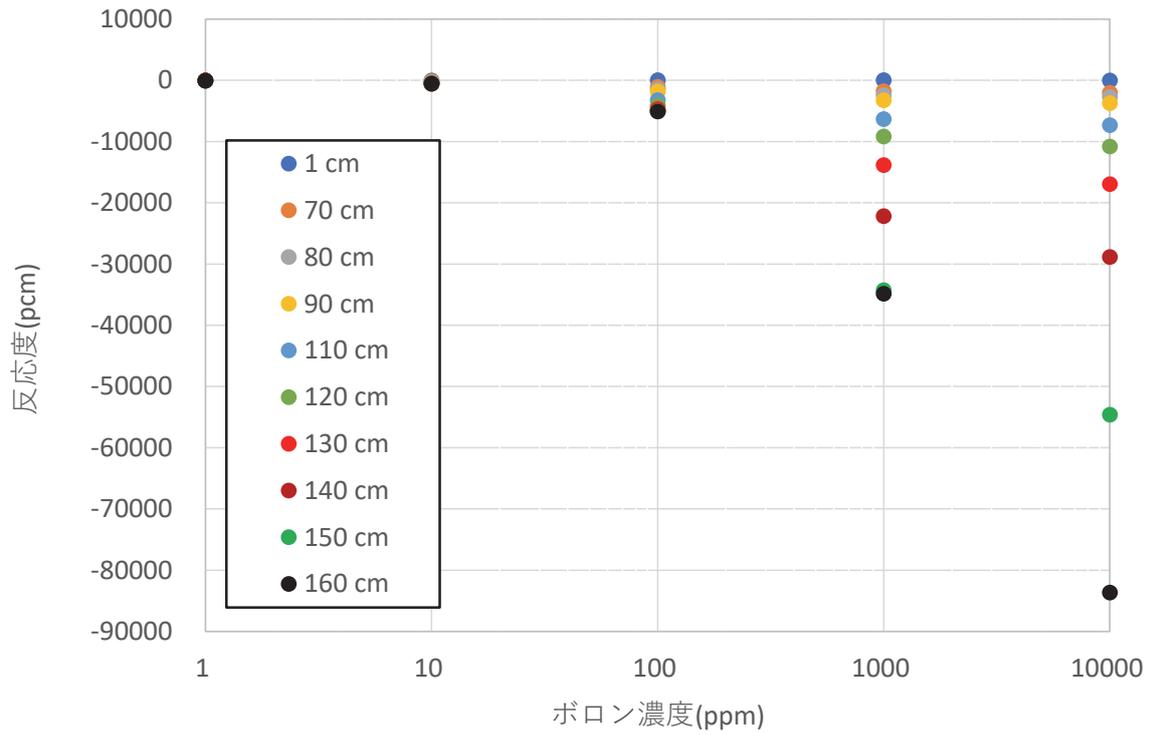


図 10.4-7 燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合  
濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

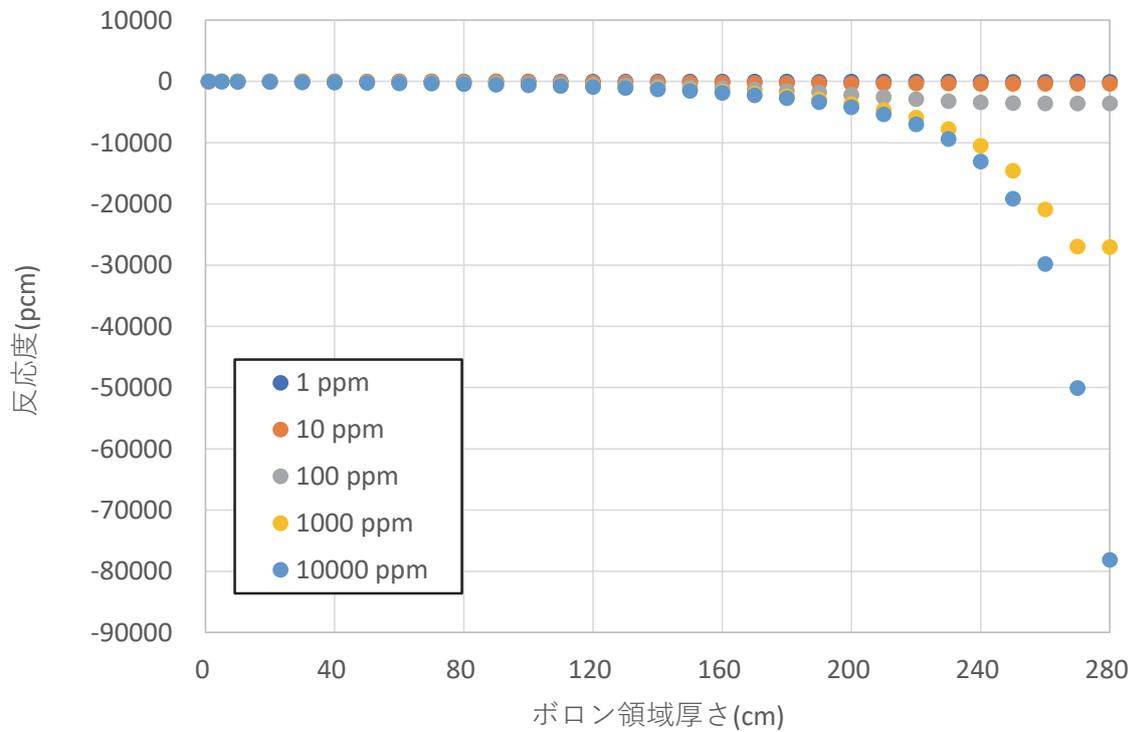


図 10.4-8 燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合  
厚さと反応度の関係 (ペDESTAL内側)

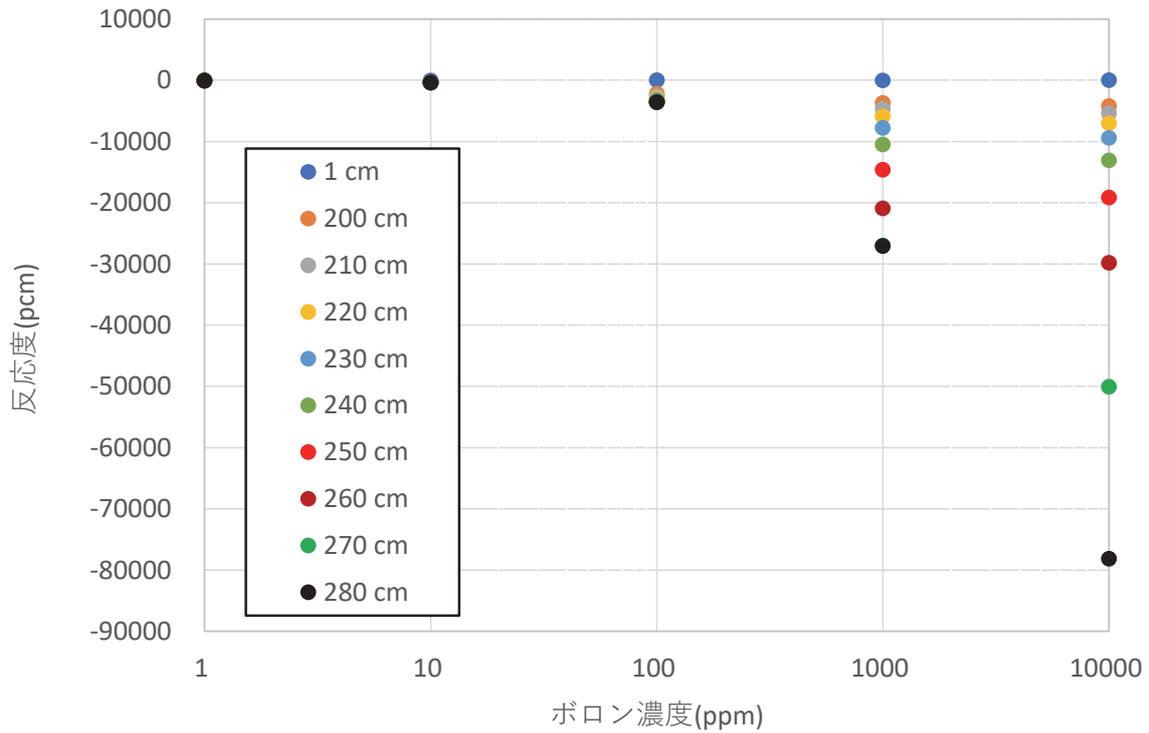


図 10.4-9 燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合  
濃度と反応度の関係（ペDESTAL内側）

③ 燃料デブリ表面の外側と内側の両方にある厚みで存在する場合  
計算結果を図 10.4-10～図 10.4-13 に示す。

この場合、結果は上述の①及び②を合わせたものになっている。結果が概ね②の結果に近いのは、外側に付着した場合よりも内側に浸透した場合の方が、反応度効果が大きいためであると考えられる。この様子は小体系と同様である。

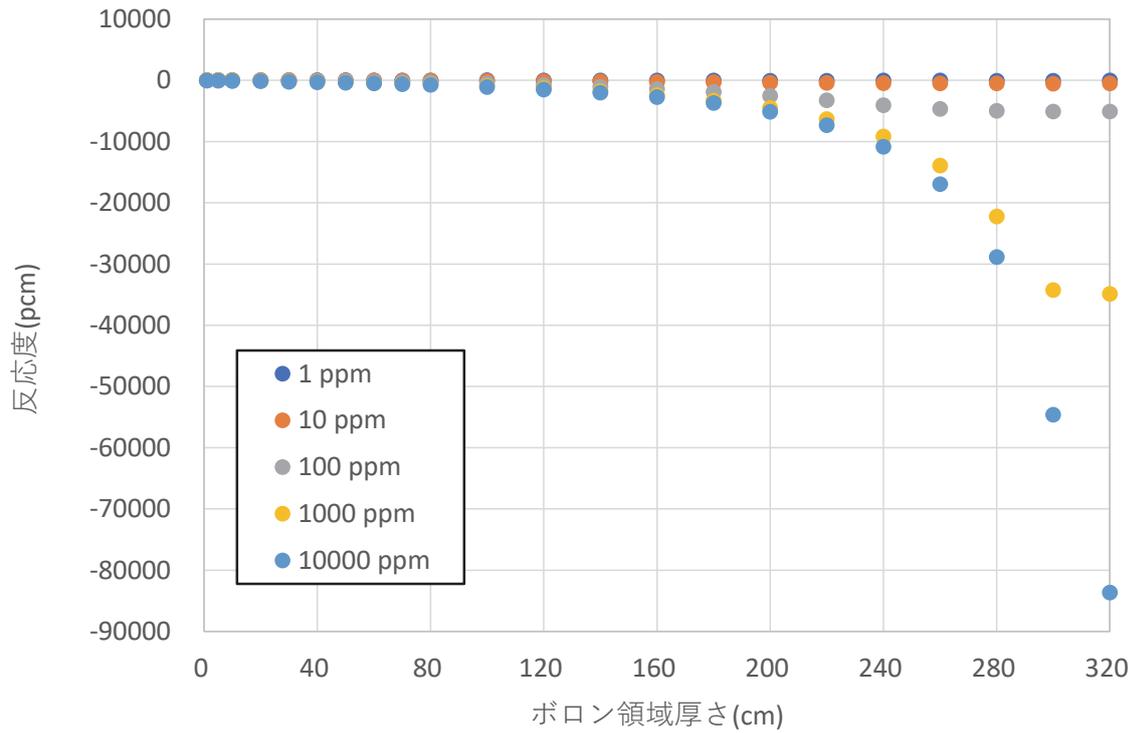


図 10.4-10 燃料デブリ表面の外側と内側の両方にある厚みで存在する場合  
厚さと反応度の関係 (RPV 底部)

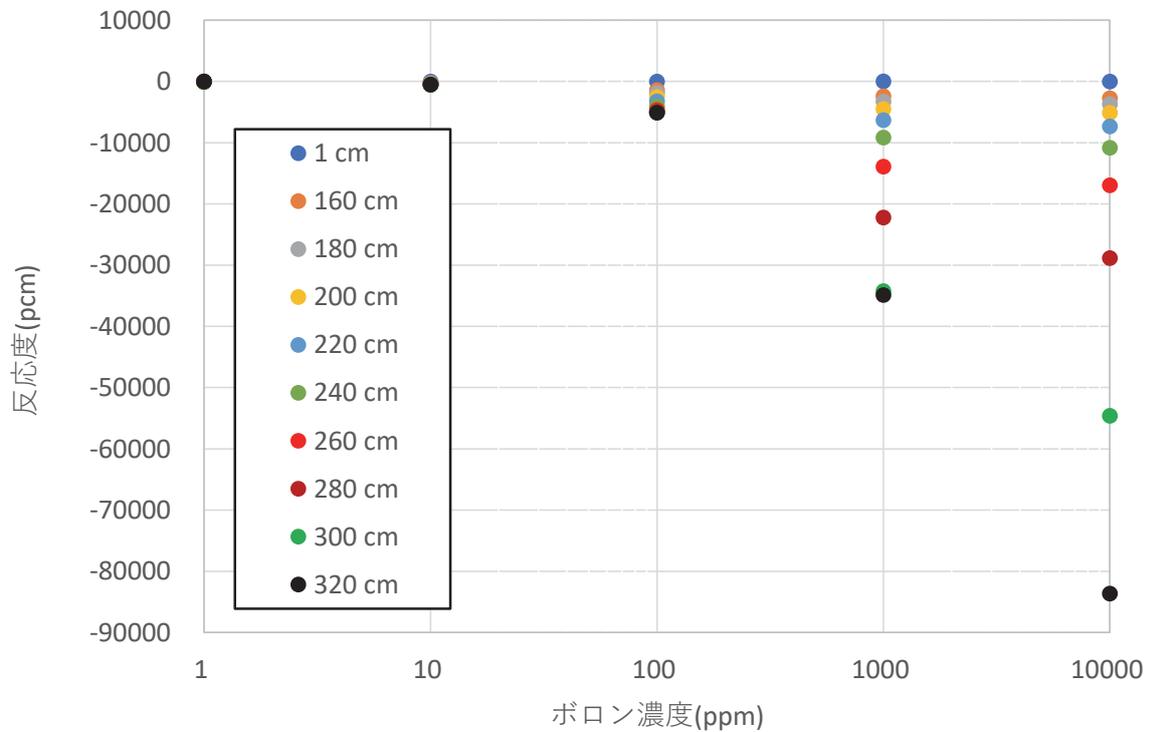


図 10.4-11 燃料デブリ表面の外側と内側の両方にある厚みで存在する場合  
濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

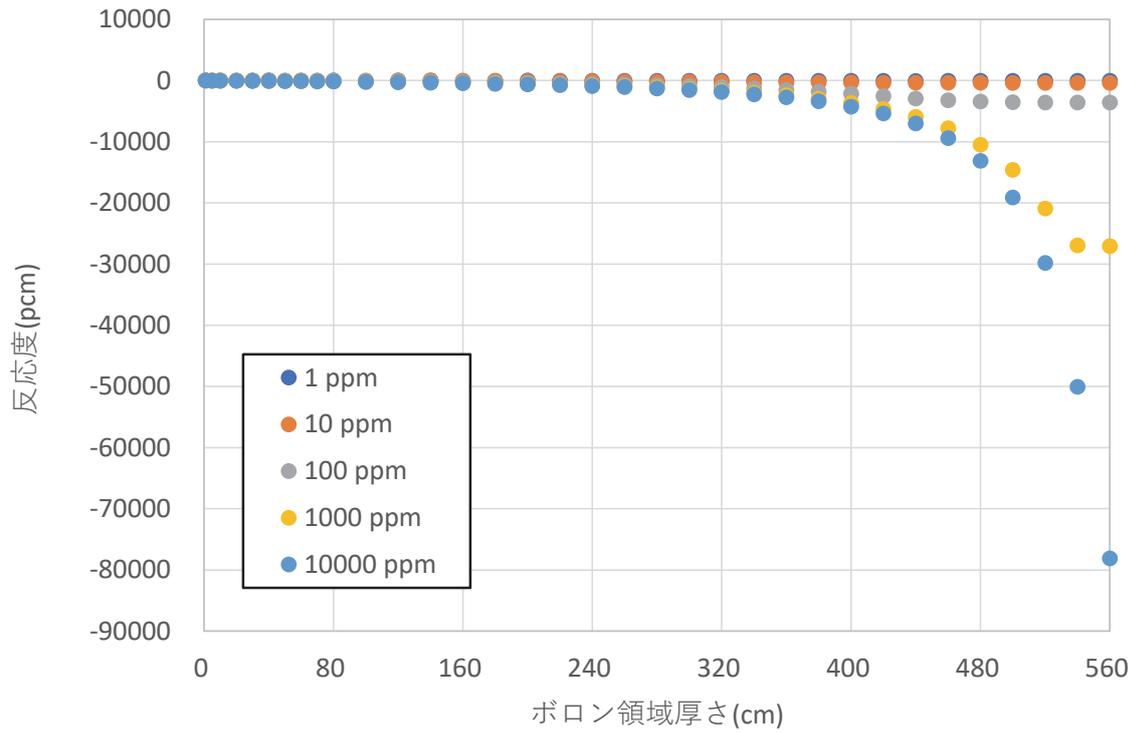


図 10.4-12 燃料デブリ表面の外側と内側の両方にある厚みで存在する場合  
厚さと反応度の関係 (ペDESTAL内側)

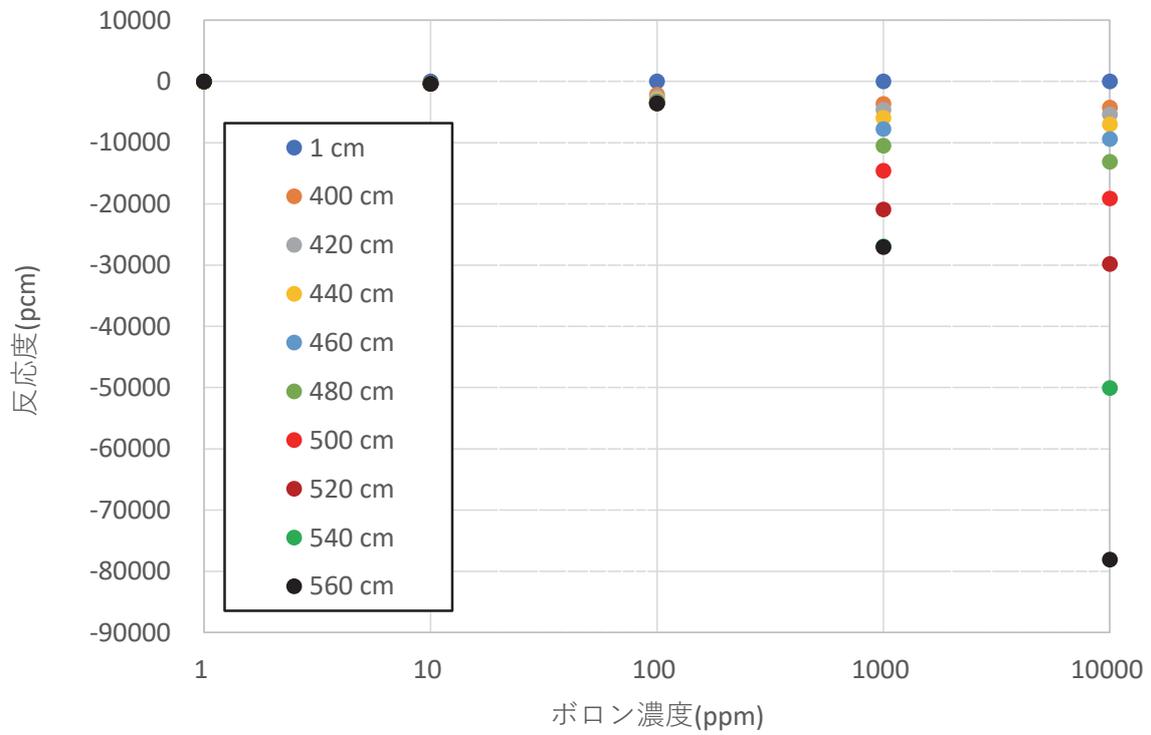


図 10.4-13 燃料デブリ表面の外側と内側の両方にある厚みで存在する場合  
濃度と反応度の関係 (ペDESTAL内側)

④ 燃料デブリ表面の内側に均一に分布する場合

計算結果を図 10.4-14 及び図 10.4-15 に示す。

RPV 底部とペDESTAL内側のどちらの場合でも、10ppm までの反応度効果は高々-350 から-520pcm 程度であり、実効遅発中性子割合の程度には達しておらず、即発臨界を単独で即座に停止するほどの効果はない可能性がある。

100ppm 以上の濃度がある場合には、-3500pcm を超える大きな反応度効果が得られる可能性が示された。これは中心部分の中性子インポートランスが大きい部分での中性子吸収効果が大きく寄与していると考えられる。

小体系では 100ppm までで、高々-200~-400pcm であり、これと比較すると大体系の方が、反応度効果が大きかった。これは、均一分布の場合、大体系の方が中心部分の中性子吸収効果が大きくなっていることを示していると考えられる。

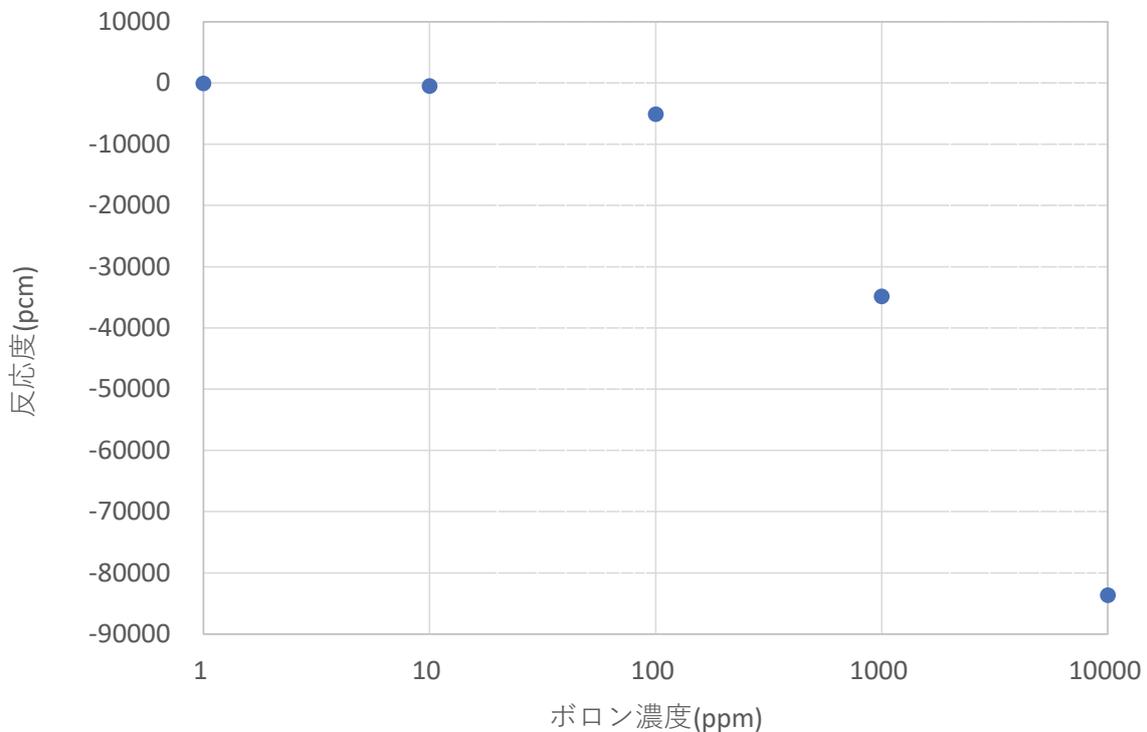


図 10.4-14 燃料デブリ表面の内側に均一に分布する場合  
濃度と反応度の関係 (RPV 底部)

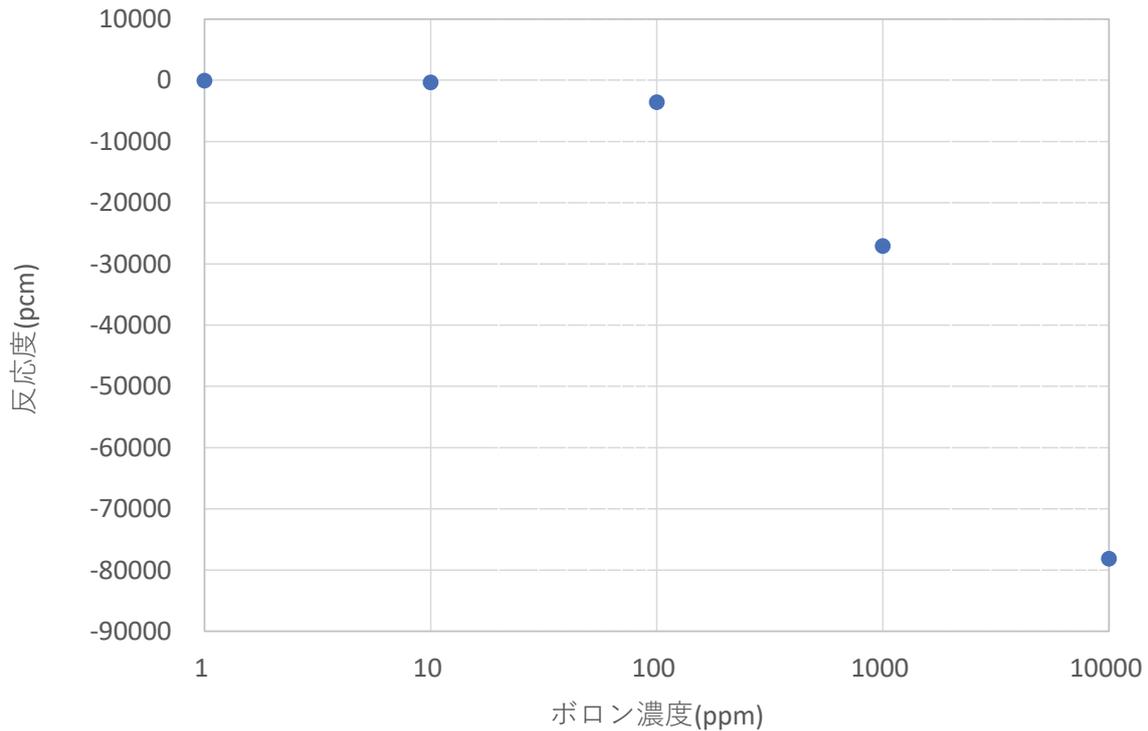


図 10.4-15 燃料デブリ表面の内側に均一に分布する場合  
濃度と反応度の関係（ペDESTAL内側）

#### 10.4.3 まとめ

燃料デブリ取出し操作において万が一再臨界になり、再臨界終息のために中性子毒物（ホウ素）を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布によって得られる反応度効果を評価した結果、次のようなことが明らかになった。

燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、厚さを増やしても反応度効果はほぼ無く、即発臨界を停止できるほどの効果は期待できない。

燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合、RPV 底部およびペDESTAL内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するのには、ホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には、反応度効果はそれほど変わらなかった。RPV 底部では、100ppm で 60cm 以上浸透、1000ppm 以上で 40cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。また、ペDESTAL内側では、100ppm で 130cm 以上浸透、1000ppm で 110cm 以上浸透、10000ppm で 100cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。

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

小さい体系に比べて大きい体系では、ホウ素浸透の反応度効果はより小さくなる様子が確認された。しかし、体系全体に均一に分布することを前提とした場合には、大きい体系の方が、効果が大きかった。このことから、ホウ素の効果を解析により評価する際には、その分布状態が現実に近くなるように十分気を付ける必要があると考えられる。

## 10.5 技術的課題の検討

### 10.5.1 目的及び概要

#### (1) 目的

燃料デブリの臨界挙動を評価する上で、今後も引き続き議論が必要な事項、今後の廃炉作業を通して明らかにすべき又は明らかにすることが望ましい事項などの技術的な課題を抽出し、とりまとめる。

#### (2) 概要

臨界挙動評価に影響する主要な 5 つの項目について、これまでに行ってきた検討を踏まえて整理した。

影響の大きいパラメータである燃料密度、反応度温度係数、比熱について精度良い評価が必要である。サンプリング等によりできる限り正確な数値を得るとともに、採用したモデルと中性子実効増倍率等の計算結果との関係を調べておくことが、計算結果の不確かさの推定に役立つと考えられる。

超過反応度では、十分慎重な取出し操作を行うことを前提として、1～2\$程度の反応度超過が生じる場合を主要なシナリオとして扱って良いと考えられる。リスク評価においては、低確率高反応度の場合も考慮する必要がある。

フィードバック反応度は、できるだけ実際の状態に近い計算体系で評価をする必要がある。また計算モデルの相違が計算結果に与える影響について把握しておくことが、評価精度の推定に役立つと考えられる。

冷却環境では、プラト一部が長く続く場合には、その出力の評価が必要となる。特に水中の場合には水への熱伝達の妥当なモデルについて検討する必要がある。

臨界終息については、ホウ素の効果の大きさはデブリの形状に依存するので、どのような形状であれば十分な効果が発揮されるのか検討しておくことは、デブリ取出し時のリスクを踏まえた作業場所の選定に役立つと考えられる。

ホウ素が内部に浸透して期待通りの効果を得られるかどうかについては、燃料デブリの温度も踏まえた検討によって確認する必要がある。早期に収束できない場合にはプラト一部の出力挙動や臨界終息のための対策について検討する必要がある。

### 10.5.2 成果報告

これまでの検討で明らかになった、臨界挙動に「①影響の大きいパラメータ」について検討した結果、臨界時挙動の起因となる「②超過反応度」、挙動を左右する「③フィードバック反応度」と「④冷却環境」及び「⑤終息」について、以下説明する。

#### (1) 影響の大きいパラメータ

令和 2 年度と令和 3 年度それぞれの第 10 章 1 節での検討の結果、燃料デブリが臨界になった場合の、出力挙動及びその結果としての総核分裂数や外部被ばく線量率に影響の大きいパラメータは燃料密度、反応度温度係数及び比熱であった。中でも燃料密度は 1%の差が外部被ばく線量率において 10%を超える差を与えるなど、特に影響が大きかった。

燃料密度は超過反応度や動特性パラメータを計算する際の基礎となる量であり、これらの数値を通じて、評価結果に影響を与えるため、影響が大きいと考えられる。従って、サンプリング等によりできる限り正確な数値を得る必要がある。

解析時には、デブリ内部の不明な部分についてはモデル化する必要がある。従って、燃料物質等の均一な分布を仮定した場合、不均一な場合、乱雑な分布の場合など、採用したモデルと中性子実効増倍率等の計算結果との関係を調べておくことが、計算結果の不確かさの推定に役立つと考えられる。

反応度温度係数と比熱では、1%の差が核分裂数の計算結果に与える影響は数%程度であった。反応度温度係数については、上述の密度と同様に、計算モデルの相違が計算結果に与える影響について把握しておくことが、評価精度の推定に役立つと考えられる。比熱についてはサンプリングで物質の情報が得られるので、必要なサンプリングの場所や回数等について考え方を整理しておくことが重要である。

## (2)超過反応度

燃料デブリの取出し操作によって形状が変化し、臨界を超過する場合に、変化する形状の大きさと超過する反応度との関係について検討し、平成 27 年度第 5 章 2 節、平成 28 年度第 7 章、平成 29 年度第 10 章で報告した。反応度超過のパターンは大まかに 3 つに分類される。1cm 程度以下の場合には、形状変化による反応度効果はほとんどなく、それを超えてある大きさから 10cm 程度までは組成により正または負の反応度が生じ得る。さらにある大きさから 100cm 程度までの範囲では大きな正の反応度が入り得る。ここである大きさは組成により 2cm から 10cm の程度になる。ここで言う超過反応度は、切り取った部分を十分遠方に遠ざけた後の反応度であって、ゆっくり動かす場合には反応度はそこに向かって少しずつ大きくなる。ただし、平成 31 年度第 10 章 2 節で報告したように、気中では反応度が低下する条件であっても、水中では、一時的に（ある距離の間だけ）反応度が元の値よりも上昇する場合もあり得る。

燃料デブリの取出し操作は十分慎重に実施される方針であることから、反応度添加は非常にゆっくりであると考えられる。このため、万一臨界となる場合は、1\$に達するか、やや超過した程度で出力バーストが生じるパターンが主となると予想される。従って、取り出す燃料デブリの大きさや状況に関わらず、十分慎重な操作を行うことを前提として、1~2\$程度の反応度超過が生じる場合を主要なシナリオとして扱って良いと考えられる。形状や内部の様子などについて十分な情報が入手できた場合には、それらの情報を用いて詳細な解析を行い、ケースバイケースで超過反応度を予測することも考えられる。

一方で、予期せぬ誤操作や地震などの外的要因によってデブリの形状が想定以上に変化することで臨界になることも考えられる。この場合には何\$超過するかは予め予測することが困難であるが、その生じる確率は上述の主な場合に比べて格段に低いと考えられる。被ばくのリスクを評価するにあたっては、このような（低確率高反応度の）場合についても検討する必要がある。

## (3)フィードバック反応度

燃料デブリが固体の大きな塊であれば、温度上昇に伴うフィードバック反応度が重要である。(1)で述べたように、反応度温度係数は評価結果への影響が大きい。固体状の燃料を用いた実験で、内部の状態が明白な場合には、平成 31 年度第 9 章 1 節で報告したように、核分裂数の文献値をよく再現できることから、情報が十分に得られる場合には、フィードバック反応度も適切に評価できると考えられる。

一方で、燃料デブリの場合、内部の物質の分布が不明であることから、サンプリングによる推定や仮定を用いて計算する必要がある。計算上、均一や不均一、乱雑といったモデルを用いる必要があるため、それらのモデルによって反応度温度係数の評価にどのような影響があるのかを調べるのが、評価精度の推定に役立つと考えられる。

固体である燃料デブリは水の沸点をはるかに超えて高温になり得ることが予想される。しかし、平成 31 年度第 9 章 2 節で報告したように、燃料デブリのまわりの水が膜状沸騰して、それにより熱的に遮断されたような状況での熱的な効果については、出力にそれほど大きい影響を与えなかった。

燃料デブリ内外に水分が含まれる場合、沸騰や放射線ガスによるボイド（気泡）の影響が考えられる。ボイドの生成には、温度上昇よりも時間がかかるため、出力バーストの初期部分への影響は大きくないと予測されるが、その後の平均的な挙動には影響する可能性がある。しかし、燃料デブリがスポンジ状であるか、亀裂が入っているか、空隙が開放的か閉鎖的かといった、水分の状態やその大きさ等によりボイドフィードバック反応度は異なるため、対象となる燃料デブリの状態についての情報が、ボイドフィードバック反応度の評価には不可欠である。固体部分が多く、減速不足体系（ $V_m/V_f$  が小）であれば、反応度ボイド係数は負であるが、水分が多く減速過剰体系（ $V_m/V_f$  が大）の場合、正となる可能性もある。

反応度温度係数もボイド係数も、ウラン燃料の一般的な条件では負であることが多く、その場合には、出力を下げ、核分裂数を減らす方向の作用をする。しかし、燃焼燃料の場合や減速条件等により、それぞれ正となって出力を増加させる作用をすることも可能なので、燃料デブリについては、できるだけ実際の状態に近い計算体系で評価をする必要がある。また計算モデルの相違が計算結果に与える影響について把握しておくことが、評価精度の推定に役立つと考えられる。

#### (4)冷却環境

臨界時の出力挙動は大きくバースト部とプラト一部の 2 つに分けられる。バースト部の評価には上記(1)から(3)が特に重要であったが、プラト一部については、それらに加えて燃料デブリの冷却状態の情報が不可欠である。

バースト部が終わると燃料の温度が十分に下がるなどして再び臨界に達する（プラト一部）。このとき燃料は熱的平衡状態にあり、出力は燃料が冷却で奪われる熱に等しくなる。気中の場合は、空気の熱伝達が小さいため、まわりの部材等への熱伝導だけが効いてくるため、比較的プラト一部出力は小さいと予想される。一方水中では、水温上昇や沸騰によりたくさんの熱が奪われるため、気中に比べて高い出力が維持される可能性がある。

プラト一部が長く続く場合、その出力を精度良く求めることが影響評価に必要となる。しかし、燃料デブリについては、気中であれば水中であれば、燃料からその外部にどの程度の熱が移

行するかはわかっていない。特に水中の場合には水への熱伝達の妥当なモデルについて検討する必要がある。

#### (5)終息

(4)で述べたように、プラト一部が長いとそれだけFPの放出量が増える可能性があるので、できるだけ早く臨界を終息させる必要がある。

燃料デブリが万一臨界になった場合には、ホウ素を投入して終息を図ることが検討されている。令和2年度第10章3節と令和3年度第10章4節で報告したように、球体系を仮定した場合、水中でホウ素が燃料デブリの外側表面に分布した場合には、 $-600\text{pcm}$ の効果を得ることは難しく、即発臨界を終息させるためにはホウ素が内部に浸透する必要がある。ホウ素の効果の大きさはデブリの形状に依存するので、どのような形状であれば十分な効果が発揮されるのか検討しておくことは、デブリ取出し時のリスクを踏まえた作業場所の選定に役立つと考えられる。デブリの形状や内部状態についての情報が十分に得られた場合には、ケースバイケースでホウ素投入時の効果を予測することも考えられる。

臨界時の燃料デブリの温度は数百 $^{\circ}\text{C}$ に達する可能性があり、亀裂や気泡などの内部にある水分は沸騰して外部に出て行こうとする圧力が生じると予想される。このような状態でホウ素が内部に浸透することが可能かどうか、仮に水分と一緒に内部に入ったとしても、十分な濃度を維持できるかわからない。ホウ素が内部に浸透して期待通りの効果を得られるかどうかについては、燃料デブリの温度も踏まえた検討によって確認する必要がある。

燃料デブリ内部で沸騰や放射線分解ガスにより生じたポイドは、燃料デブリの亀裂を広げるなどの圧力を生じるので、形状を変化させ、臨界を終息させる方向の作用を及ぼす可能性がある。それ以外にも、燃料そのものの熱的変形その他の効果も同様の効果を及ぼす可能性はあるが、現状、それらの効果を定量的に期待することは難しい。

臨界終息が早期にできない場合には、水中の場合、水分がなくなるまで高いプラト一出力が継続する可能性がある。気中の場合、出力は低いものの、何らかの対策を講じるまでプラト一が継続する可能性がある。このような場合には、プラト一部の出力挙動や臨界終息のための対策について検討する必要がある。

#### 10.5.3 まとめ

影響の大きいパラメータとして燃料密度、反応度温度係数、比熱について精度良い評価が必要である。サンプリング等によりできる限り正確な数値を得る必要があるとともに、採用したモデルと中性子実効増倍率等の計算結果との関係を調べておくことが、計算結果の不確かさの推定に役立つと考えられる。

超過反応度では、十分慎重な取出し操作を行うことを前提として、 $1\sim 2\%$ 程度の反応度超過が生じる場合を主要なシナリオとして扱って良いと考えられる。リスク評価においては、低確率高反応度の場合も考慮する必要がある。

フィードバック反応度では、できるだけ実際の状態に近い計算体系で評価をする必要がある。また計算モデルの相違が計算結果に与える影響について把握しておくことが、評価精度の推定に役立つと考えられる。

冷却環境では、プラト一部が長く続く場合には、その出力の評価が必要となる。特に水中の場合には水への熱伝達の妥当なモデルについて検討する必要がある。

臨界終息については、ホウ素の効果の大きさはデブリの形状に依存するので、どのような形状であれば十分な効果が発揮されるのか検討しておくことは、デブリ取出し時のリスクを踏まえた作業場所の選定に役立つと考えられる。

ホウ素が内部に浸透して期待通りの効果を得られるかどうかについては、燃料デブリの温度も踏まえた検討によって確認する必要がある。早期に収束できない場合にはプラト一部の出力挙動や臨界終息のための対策について検討する必要がある。



## 第 11 章 臨界リスク管理の観点からの本事業成果の再整理と今後の活用可能性に関する考察

燃料デブリの臨界管理では、施設の状態が設計された状態から大きく逸脱しているという意味で、これまでの原子炉や核燃料サイクル施設で用いられてきた原理原則が通用しない。そのため、その取扱いに際して個人や公衆の被ばくリスクが十分に低減されるとともに、ALARA の原則に照らして最適化されるように、燃料デブリの有する臨界リスクについて十分に検討しつつ作業工程を計画し実行することが必要である。本章では、「臨界リスク管理の観点からの本事業成果の再整理と今後の活用可能性に関する考察」として、H26 年度より実施してきた本事業成果のうち、燃料デブリの臨界特性評価をまとめた臨界マップ及び事故影響評価に関して再整理を行う。その上で、燃料デブリの臨界リスク管理の観点から本事業成果の活用を図るため、臨界リスク管理の手順のイメージと、その手順における具体的な成果活用の案を示す。第 11.1 節「燃料デブリの臨界評価に関する本事業の取り組み」では、はじめに本章で使用する用語について定義を行い、燃料デブリの取りうる臨界特性を計算解析により網羅的に調査しデータベース化した臨界マップ、および臨界事象が生じた場合に起こりうる影響として総核分裂数や被ばく線量に資する解析結果をまとめた臨界影響評価について再整理を行う。第 11.2 節「燃料デブリの臨界リスク評価の実施手順」では、燃料デブリのリスクについて考察し、サイクル施設などで適用されている例について調査した上で、燃料デブリの臨界リスク評価について本事業成果を活用した評価方法の一例について示す。

### 11.1 燃料デブリの臨界評価に関する本事業の取り組み

#### 11.1.1 用語の定義

本節では、本章にて使用する用語について定義を行う。本章において使用する用語を表 11-1 において定義する。表 11-1 に示す用語については、本章内で一貫性を持って用いている。

表 11-1 燃料デブリの臨界リスク管理に関する用語の定義

番号	用語	意味
1	リスク	<p>一般には、何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在することを意味するが、本報告書では、原則として米国原子力規制委員会（NRC）の定義<sup>1)</sup>を参考に、次のように定義する。</p> <p>“何らかの好ましくない影響をもたらさうる事象の発生シナリオ、発生の可能性（頻度）、及び発生した場合の影響の総体。”</p> <p>特に一般的な意味で「リスク」を用いるときには、「一般的な意味でのリスク」と呼ぶ。</p> <p>なお、施設または施設で行う作業が有するリスクの安全上の重要度を表す指標としてリスクの定量的評価結果を意味するときには、その指標を「リスクレベル」（本表 3 参照）と定義することとした。</p>
2	リスク評価	<p>何らかのリスク基準と分析したリスクとを比較して、その対応方針（受容可能か又は許容可能かなど）を決定すること。</p>
3	リスクレベル	<p>施設または施設で行う作業が有するリスクの安全上の重要度を表す指標としてリスクの定量的な評価結果（またはそれを用いて計算される関数）を用いるときの、その指標の値。</p> <p>具体的には、ある被ばく線量を超えるシナリオの発生頻度の合計値、有意な頻度を有するシナリオにおける被ばく線量の最大値、影響の期待値、などが指標として想定される。</p>
4	リスク分析	<p>リスクの特質を理解し、リスクレベルを決定するプロセス。</p>
5	リスクアセスメント	<p>リスク特定、リスク分析及びリスク評価を網羅するプロセス全体。</p>
6	臨界管理	<p>核燃料物質が臨界状態となることを防止するために施す管理。</p>
7	臨界リスク	<p>核燃料物質が臨界状態或いは臨界超過状態となることに伴うリスク。</p>
8	臨界リスク分析・臨界リスク評価	<p>臨界リスクについてリスク分析或いはリスク評価を行うこと。</p>

9	臨界影響評価	臨界リスクが顕在化した時に起こりうる影響を評価すること。特に作業員、公衆への被ばく影響の評価を含む。
10	臨界因子	その変化により、体系の臨界性に影響を及ぼす因子。核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量・同位体組成、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質及び取り扱われる核燃料物質の物理的・化学的性状並びに中性子吸収効果、減速条件、反射条件等。
11	核的制限値	臨界安全を確保するために、臨界因子に設定する制限値であって、直接的に計量可能な値または間接的に管理可能な値で、未臨界状態を担保するための最大許容限度以下に設定されるもの。
12	決定論 或いは 決定論的手法	核燃料物質を取扱う施設、工程の臨界安全性を確保するために、設計上或いは運転管理上の核的制限値を設定することによって行われる臨界管理の方法。
13	工程	リスク分析においてリスクレベルが変化しないと考えられる単一の工程。
14	空間	リスク分析においてリスクレベルが変化しないと考えられる単一の空間。
15	性状	臨界リスク分析において注目する空間内の燃料デブリの状況（質量、組成、化学的形態、固相粒子の形状、注目する空間の形状（ジオメトリ）、固相内の物質の混合の様相（状態）、冷却材と固相の混合の様相（状態）など）であって、周囲の中性子減速条件も含む。臨界評価においては、注目する領域を、燃料デブリの状況が同一と考えられる複数の空間に分割して扱う。
16	シナリオスクリーニング	作業に伴うシナリオ群のうち、特定の原因（施設内でランダムに発生するいわゆる内的起回事象に加えて、外的または内的ハザード、計画の間違いなどを含む）により発生するすべてのシナリオのリスクに関して、あるリスクレベルに達しないことが明白である場合、その特定の原因をリスク評価の対象から除外すること。但

		し、そのスクリーニング基準及び個別シナリオに関するスクリーニングの判断根拠は文書化して残す必要がある。
17	安全確保項目（IROFS: Items Relied On For Safety）	定められた基準を超える可能性のある施設の潜在的な事故を防止するため、またはその潜在的な結果を緩和するために必要な構築物、系統、機器、及び要員の活動。
18	臨界マップ	本事業で整備した燃料デブリの臨界特性を計算解析で求めてその結果を整理・収録したデータベース。第 11.1.3 節参照。

### 11.1.2 燃料デブリの臨界管理の特徴

本節では、本事業にて検討した燃料デブリの臨界特性について、臨界管理の観点からその位置づけについて示す。なお、詳細は第 11.2 節において記述し、本節では概略のみを示す。

はじめに、核燃料物質の臨界管理を行うにあたりどのような要件が必要であるか、従来の原子炉及び核燃料サイクル施設に対する法令要求等について調査することで考察した。通常、原子炉以外の原子力施設では反応度制御機能は有しておらず、一旦核燃料物質が臨界に達すると連鎖反応を制御することが難しい。また、施設等によっては放射線遮へいや核分裂生成物の閉じ込め機能を有しない場合もあり、このような意図しない連鎖反応は作業員や公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与える可能性がある。米国原子力学会では、このような障害の防止を臨界管理の目的として掲げている<sup>2)</sup>。この目的を達するために、そもそも臨界を防止する対策を講じることが、我が国の臨界安全ハンドブック<sup>3)</sup>を含め諸外国の同様の指針類に明示されている<sup>4)6)</sup>。原子力規制委員会が再処理施設に関して示した内規・ガイド<sup>7)</sup>では、安全機能を有する施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならないと定めている。このような考え方に基づいて、適切な臨界管理のため、核的に安全な形状寸法や核的制限値、臨界評価モデルが設定されている。核的制限値は、実機の臨界管理に使用する管理すべきプロセス量に相当するもので、核燃料物質の同位体組成や濃度として定められている。また、核的制限値を設定する直接的に計量可能な値または間接的に管理可能な値を系統的に変化させて臨界解析を行い、最終的に臨界とならないことが確認された、つまり核的制限値が定まった臨界評価モデルが決まる。この臨界とならないことの確認においては、平常時ばかりでなく異常時をも想定して最も厳しくなる状況を想定しなければならない<sup>8)</sup>。

以上が、核燃料物質に対して従来から行われてきた臨界管理の基本原則である。燃料デブリについても、現状静置の状態から、将来的には従来の臨界管理と同等の管理により十分な臨界安全状態に移行出来るように努力することが求められる。しかしながら、燃料デブリは

<sup>a</sup> 例えば、再処理施設の場合では、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」において規定されている<sup>7)</sup>。

現時点で未知の部分が多く、性状が多岐に渡りかつその不確かさが大きいいため、従来の臨界管理評価手法を用いて核的制限値の設定などを行うことが困難であると考えられる。従って、燃料デブリの臨界管理においては、リスクを考慮することで臨界安全性を評価するような新しい手法が検討されている。すなわち、「各工程・段階のリスク評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること。特定原子力施設全体及び各設備のリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであること」<sup>8)</sup>という原則に則り、燃料デブリの取出し作業等で再び臨界状態となり、作業員や公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与える可能性を制限するとともに合理的に実行可能な限り低くしなければならない。

臨界事象による直接的な被害は、放射線による被ばくである。作業員の被ばくの場合では、臨界に達した燃料デブリからの直接線の影響が大きいと考えられるが、公衆の被ばくを考慮する場合、臨界時の核分裂で生じた核分裂生成物（FP）が環境に放出され、それらのFPから生じる放射線による外部被ばくや、FPを摂取したことによる内部被ばくを考慮する必要がある。これら燃料デブリの臨界事象による被ばくの影響を評価するためには、原因となる核分裂数や最大出力が必要である。最大出力から作業員の被ばく量を推定するには構造物等による放射線の遮蔽効果等を考慮する必要がある。FPによる公衆の被ばく量を推定するには放射性物質の飛散などの評価が必要である。

本事業の開始時においては、燃料デブリの臨界特性が明らかになっておらず、そのリスクを評価出来ない状況であった。そこで本事業では、1F 廃炉作業において事業者が行う管理の適否を判断するための新たな臨界評価基準を整備するのに有用な、燃料デブリのリスク評価に資するデータの取得を目的として、デブリ性状について想定される範囲を考慮した網羅的な解析により燃料デブリの臨界特性（無限増倍率や最小臨界質量など）を評価して作成した臨界マップの構築及び燃料デブリが臨界となった場合の臨界影響評価について検討してきた。

### 11.1.3 本事業における成果の要約

本節では、前節の考察に基づき本事業で実施してきた事業のうち、燃料デブリの臨界マップ及び臨界影響評価についての成果を概説する<sup>9-15)</sup>。

#### (1) 臨界マップ

本事業で作成した臨界マップは、燃料デブリの性状（ただし組成は入力変数として用いる）をパラメータ（媒介変数）として未臨界か否かを判断するためのデータベースである。そのため、燃料デブリの未解明な性状のうち、組成を入力として与えるとともに、その他の性状を表すパラメータを想定しうる範囲で系統的に変化させつつ解析を行うことにより、臨界を超過する条件（性状の範囲）を明らかにする。臨界マップの成果の概要を表 11-2 に示す。

臨界マップでは、入力とする燃料デブリの組成、質量、ジオメトリ情報から臨界計算コードの入力データを作成し、計算解析により中性子増倍率解析を実行した結果がデータベース化されている。合わせて臨界となる（未臨界が担保できる）質量およびジオメトリ情報が登録されている。利用者は、組成情報（化学的表現）を指定し、中性子増倍率や臨界・未臨界となる条件を得ることが出来るほか、その入力に範囲を指定し、パラメータの変化による中性子増倍率や臨界・未臨界となる条件の変化を図化して得ることが出来る。この

機能を用いることにより、臨界になり得ない燃料デブリの組成をスクリーニングすることができる。

臨界マップでは、利用者のニーズに合わせて適宜計算解析による結果を蓄積するが、現時点では組成として<sup>235</sup>U濃縮度が3、4、5wt%の新燃料仮定のUO<sub>2</sub>燃料のほか、1F事故炉心の平均燃焼度に近い14GWd/t燃焼組成、MCCI生成物、鉄含有燃料デブリ、燃焼サイクルの異なるいくつかの集合体が溶融した場合、さらにMOX燃料やGdを考慮する場合、冷却水中にホウ素がある場合などについての結果がデータベースに収録されている。さらに中性子増倍率が1になるようなパラメータの条件を求めることができる。

また、本事業では、燃料デブリの成分が空間的に不均一かつ不規則に混合されていることが、中性子増倍率の計算結果に与える影響の程度を検討するために、デルタ追跡法に基づくモンテカルロ中性子輸送計算手法などを活用した解析手法を整備中である。

## (2) 臨界影響評価

本事業で実施した臨界影響評価は、(1) 臨界マップで得られた臨界を超過する条件に基づき、そのような臨界事象が生じた場合の作業員被ばく、放射性物質の環境放出等の影響を評価するための手法の構築と、その支援ツール群からなる。臨界影響評価の成果の概要を表11-3に示す。

臨界リスクの定量化にあっては、はじめにSARC-TWODANT<sup>16)</sup>コードなどを用いて動特性パラメータについて計算し、それを入力として1点炉動特性モデルを用いる臨界事故解析コードAGNES<sup>17)</sup>により、臨界事象が生じた場合の総核分裂数(積算出力)、最大出力、エネルギー、温度などを計算する。この計算には、これまでの臨界事故評価で提案されているいくつかの簡易評価手法を用いることができる。ただし、反応度添加量などの定量値の設定には情報が不足するので、何らかの保守的な工学的判断等で補う必要がある。この点については11.2.3節(2)項でより具体的に述べる。この計算結果を用いて直接線量、核分裂生成物として生成する放射性核種の減衰計算、空間線量率について計算する。これらの一連の解析を実施するための支援ツールRESTOREを整備している。RESTOREで取扱える燃料デブリの体系は、球、円筒、平板体系であり、それぞれの体系において、減速材(軽水)が相転移して水蒸気となる場合の伝熱も考慮することができる。反応度効果については、2次元輸送計算コード或いは連続エネルギーモンテカルロコードを用いて、燃料デブリ表面の凹凸が与える影響、燃料デブリ取り去り時形状変化および水遮蔽の効果、温度フィードバック反応度における粒径の効果などを解析的に評価し、その影響の程度について考察している。

このように本事業で取扱った臨界影響評価の成果により、臨界リスクレベルの影響度を評価するために必要な中性子直接線量、空間線量の評価が可能である。

表 11-2 臨界マップの成果の概要

概要	燃料デブリの組成を入力変数として未臨界か否かを判断するためのデータベース
インプット	燃料デブリの組成情報
アウトプット	中性子増倍率、臨界・未臨界判定等
主な機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃料デブリの組成、質量、ジオメトリ情報（均質球体系、非均質球体系）を与えて臨界計算コード（現状は MVP のみ整備）の入力データを作成する</li> <li>● 作成した入力データを用いて中性子拡散又は中性子輸送方程式による臨界解析を実行し中性子増倍率を計算する</li> <li>● 解析で使用した燃料デブリの組成、質量、ジオメトリ情報と解析結果である中性子増倍率をデータベースに登録する</li> <li>● 本システム外で解析した結果及び入力データをデータベースに登録できる</li> <li>● 燃料デブリの組成データ（化学的表現或いは取りうる組成の範囲（鉄やコンクリートの含有割合等））を入力変数として指定し、その組成において臨界或いは未臨界となる質量及びジオメトリの条件を、データベースに登録済の解析結果から引き出すことができる</li> <li>● データベースの登録がない場合、新たに計算入力データを作成できる</li> <li>● データベースに登録管理した解析条件（燃料デブリの組成、質量、ジオメトリ情報等解析計算に入力として用いたパラメータ）と解析結果（中性子増倍率）などから推定臨界増倍率や臨界・未臨界となる条件の範囲を図示できる</li> <li>● 計算インプットで使用するジオメトリ情報から、中性子減速条件などの臨界管理に有用なパラメータへの変換機能（水及び燃料の直径から、それらの体積比に変換するなど）</li> <li>● 任意の中性子増倍率（1 など）になるパラメータの抽出機能</li> </ul>
収録条件、試行結果等	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 1F-1～3 号機（3 号機は MOX 燃料を含む）の装荷パターンを考慮した燃料組成での解析結果を収録</li> <li>■ <math>^{155, 157}\text{Gd}/^{235}\text{U}</math> による結果の整理が可能</li> <li>■ 乱雑な燃料混合効果を考慮した解析結果を収録</li> </ul>

表 11-3 臨界影響評価の成果の概要

概要	臨界を超過した際の、作業員被ばく、放射性物質環境放出等の影響が生じる条件を明らかにし、臨界リスクを評価する基準として整備
インプット	燃料デブリ及びその周囲の物質の組成、ジオメトリ情報、内部構造、原子炉建屋外の気象条件データ
アウトプット	出力挙動（最大出力、総核分裂数）、敷地境界等の空間線量率
主な機能	<p>&lt;臨界リスク評価支援ツール RESTORE&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 球、円筒、平板体系の取扱が可能</li> <li>● 動特性パラメータ（中性子寿命、遅発中性子先行核割合、先行核の崩壊定数）計算機能</li> <li>● 放射性 FP の減衰計算機能</li> <li>● 総核分裂数（積算出力）及び最大出力の簡易評価<sup>b</sup></li> <li>● RASCAL コードによる空間線量率評価</li> <li>● 感度解析用のデータとして密度、比熱、熱伝導率などの物性値を内蔵</li> <li>● 膜沸騰の効果、形状の違いの効果、水遮蔽の効果を実装</li> </ul>
収録条件、試行結果等	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Gd を考慮した場合の無限増倍率、臨界量の解析結果の収録</li> <li>■ 冷却水中のホウ素有無によって異なる MCCI の臨界量解析結果の収録</li> <li>■ 燃料デブリ表面の凸凹による反応度効果の解析結果の収録</li> <li>■ 水張り時を想定した事故影響評価の試行</li> <li>■ ロスアラモス国立研究所で発生した臨界事故解析の試行</li> </ul>

#### 11.1.4 まとめ

性状が未解明で不確かさが大きい燃料デブリの臨界管理においては、従来から核燃料施設に対して行われてきた決定論的手法による臨界管理が出来ないことから、臨界リスクについて検討し、リスク評価を参考とする臨界管理を導入することが検討されている。本節では、そのリスク分析に活用することを念頭に、平成 26 年度から本事業で取り組んできた臨界マップ及び臨界影響評価の要約を行った。

## 11.2 燃料デブリの臨界リスク評価の実施手順

### 11.2.1 燃料デブリの有するリスクの考え方

臨界リスクの他に燃料デブリが有するリスクとしては、燃料デブリが含有する核分裂生成物（FP）の飛散による環境影響や内部被ばく、燃料デブリから発せられる各種放射線による

<sup>b</sup> Tuck、Olsen、Barbry、Nomura、Knemp-Duluc、Yamane、及び Nordheim-Fuches の各簡易評価式が使用可能である<sup>11)</sup>。

外部被ばくなど他のリスクもある。また、臨界リスクは地震等の外的事象によって生じる形状変化による臨界リスクが現状静置の場合でも存在する。燃料デブリが有するリスクレベルは、現時点では使用済燃料プール（SFP）内燃料に次いで高く、今後 SFP からの燃料取出しが進めば、1F サイト全体で最もリスクレベルが高いリスク源として顕在化することが予想されている<sup>18)</sup>。そこで、燃料デブリの取出しを行い、その後の適切な臨界管理下において保管・貯蔵することを検討するにあたり、燃料デブリ取出しの能動的作業による臨界リスクのリスクレベルが、上述した現状静置の場合の潜在的リスクに対して一時的に上昇しても、取出し後のリスクレベルが広く需要されるリスクレベルまで下がるのであれば、燃料デブリ取出し作業を実施する正当性があると考えられる。しかしながら、この場合でも各工程・段階のリスク評価を実施し、施設全体のリスク低減及び最適化を図るという原則に則り、燃料デブリ取出し時のリスク（主として被ばく影響）は可能な限り最適化する必要がある。このようなリスクの時間変化についての分析及び考え方は、英国のリスク管理の考え方に準ずるもので、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が示す廃炉のための技術戦略プラン<sup>16)</sup>に引用されている。

上述したように、燃料デブリの臨界リスク分析において最も重要なのは作業員、及び公衆に対する被ばく影響と考えられる。外的な起因事象も含めて、臨界リスク分析で取扱う臨界事象による被ばくは、ある程度予想することができれば、計画被ばく概念に含めることができる。そのため、線量限度を超えないように計画するとともに、そのリスクレベルを合理的に実行可能な限り低くするための最適化が求められる。最適化に際しては、少なくとも次の第 11.2.2 節に示す総合安全解析（ISA: Integrated Safety Analysis）で用いられているような影響評価を行う必要があると考える。

### 11.2.2 サイクル施設におけるリスク情報活用事例の調査

現在、1F 各号機において燃料デブリの置かれている状況は、反応度制御機構を有する「原子炉」ではなく、反応度制御機構を有していない「原子炉以外」に相当する。すなわち、第 11.1.2 節に記した核燃料サイクル施設での臨界管理の考え方が参考になる。

#### (1) リスク評価の活用状況

##### ① 米国の安全規制でのリスク評価の扱い

米国原子力規制委員会（NRC）が臨界防止の観点からサイクル施設（加工施設）への ISA の実施を 10CFR Part 70 において 2000 年から要求している<sup>19)</sup>。その要求の中で、臨界事故に至るシナリオとその発生頻度、影響を同定するよう求め、事故発生を防止し、影響を緩和するために必要な事項を安全確保項目（IROFS: Items Relied on for Safety）として構築物、系統、機器、運転員の対応操作等を定め、それらの個別の重要度や故障の発生頻度を評価した上で事業者と規制当局とで合意している。この ISA の実施によって、体系的に事故シーケンスや IROFS を摘出し、文書化し、リスク情報が作業員を含む事業者、規制当局間で共有されている。その場合の臨界事故は、施設寿命期間中に発生するとは考え難い程度の発生頻度であること、発生した場合にも施設近傍の公衆被ばくを十分に低く抑えること、で許容されている。

##### ② 我が国の安全規制でのリスク評価の扱い

我が国の核燃料サイクル施設においては、1F 事故を受けてシビアアクシデントを想定したリスク評価が検討されており、再処理施設では臨界事故時の影響評価もなされている。また、原子力規制委員会は「加工施設（ウラン加工施設を除く。）及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」<sup>7)</sup>において、加工施設及び再処理施設の安全性向上評価を行う際にはリスク評価を行うべきことが示され、その手法の一例として再処理施設については確率論的リスク評価手法（PRA）、加工施設においては、ISA が挙げられている。発電炉のリスク評価については、PRA が主に用いられている。

## (2) 核燃料施設で使われているリスク評価手法

### ① 総合安全解析（ISA）

比較的簡易なシナリオ分析法及び頻度／影響の定量化手法（信頼性指数、頻度指数、五因子法などを活用）を用いる。大きい影響のシナリオがない施設に適する。

ISA は、危険要因を系統的に同定し、全ての危険要因を考慮した上で、潜在的な事故シーケンスとその発生頻度、影響の同定を行う。このとき、事故シーケンスの頻度評価に信頼度係数や頻度係数など管理のパターンに応じて指数（オーダー）の精度でパラメータ値を割り当てている。また、事故影響評価のうち事故時の放射性物質の移行・放出挙動については、実験や解析結果に基づき概略的に設定する五因子法を用い、事故シナリオの分類は体系が比較的単純であるため詳細なイベントツリー（ET）やフォールトツリー（FT）を使わないという点で、次項の PRA に比べて簡略である。

### ② 確率論的リスク評価手法（PRA）

原子力発電所は大きい影響のあるシナリオが想定されるため、安全機能の信頼性を高める必要から多重性・多様性／機械化・自動化／試験・検査・訓練などが必要となりシステムが複雑になっている。PRA はこのような施設のリスク評価のために開発された手法であり、多重故障や複雑な事故進展のシナリオの扱いが可能な ET/FT などの分析手法、故障率データの整備方法、人間信頼性解析手法、事故影響評価のための計算コードなどを組み合わせて体系化されている。

再処理施設では、発電施設と同等の PRA 手法やツールが使われている。

PRA は、原子力発電所のように、精緻な設計とその評価がなされていることを前提に、そのような対策を行ってもなお残るリスクを推定するような場合に特に有用性の高いリスク評価手法である。例えば地震 PRA では耐震設計でなされる計算や関連するデータの情報を駆使して、建屋や機器にかかる地震荷重及び耐力の推定及びその推定に伴う不確実さを評価して、入力地震動の強さに応じた損傷確率（フラジリティ）を評価し、その情報を用いて地震起因事故シーケンスの発生頻度の評価がなされる。地震 PRA によって炉心損傷頻度への既与が大きい事故シーケンスや機器を同定することができ設計の改善を図ることもできる。

しかし、燃料デブリに関しては、強い地震荷重がかかれば堆積物としての形が容易に変わりうるので、設計データを用いたフラジリティ評価は不可能であり、地震による臨界発生確率を従来の地震 PRA で推定することは難しい。少なくとも、地震力による変形が発生する地震動強度と変形の影響について何らかの保守的な仮定の導入が必要となり、地震 PRA におけるその他の評価作業を精緻に行う意味が薄れてしまう。

さらに、デブリの格納・輸送に係る設備について、例えば形状管理が可能な容器に格納し耐震設計がなされている状況に到達した後は、地震 PRA の枠組みの中で評価することも可能と考えられるが、その段階では、リスクの水準は通常の損傷燃料の輸送と類似となり、詳細なリスク評価の有用性も低下する。

③ 日本原子力学会の核燃料施設のリスク評価実施手順に関する標準<sup>20)</sup>

核燃料施設には、大きい影響の事故が想定されていない施設と大きい影響の事故があり得る工程・空間とそうでない工程・空間が共存している施設があるため、効率的にリスク評価を進めるための手順として、はじめに起こり得る事故の洗い出し（ハザード分析）と ISA 手法のような簡易手法によるリスク評価を行い、その上で簡易手法により同定された大きな影響（またはリスク）を持ち得るシナリオについてのみ PRA 手法を用いた詳細評価を行う手法を提示している。地震起因事象についても、影響の大きさに応じて簡易手法又は地震 PRA を用いてリスク評価を行うとされている。

### 11.2.3 燃料デブリ臨界リスクの評価への適用方法検討

1F 各号機における燃料デブリの臨界リスクも、11.2.3 節で調査したサイクル施設において実施されているような ISA や PRA を適用してリスク分析を行うことにより安全性向上が期待できると考える。燃料デブリの臨界リスクは、単一故障や二重偶発性の想定を超える多重故障や人的過誤とその影響を評価する必要があることから、シビアアクシデントのリスク評価で求められているような系統的評価を行い、その評価結果であるリスクレベルの大きさに応じた対策を講じるグレーデッドアプローチを採ることが適切であると考えられる。一方で、燃料デブリの臨界可能性（中性子増倍率）の評価は、本事業で取扱ったとおり本質的には詳細な計算解析をベースに行う必然性がある。そのため、燃料デブリの様々な不確かさを考慮した場合、半定量的な評価が可能な ISA との整合性が良いと考える。その上で基本的な ISA の枠組みの中で、臨界事故の特徴を適切に捉えたリスク評価を行うことによって、作業前に事前にリスク評価を行って発生しうる事故やトラブルを予測し、その情報を参考にして予防手段を講じる、というリスク評価本来の目的を達成できるようにする必要がある。

本節においては ISA 的な観点を用いて燃料デブリの臨界リスクを評価する適用方法の検討を行った。但し、次節で示すのは本事業成果を臨界リスクの評価に活用することを念頭にまとめたものであり、安全審査等に活用することを前提にはしていない。

#### (1) 考慮すべき事項

燃料デブリの臨界リスクを評価するにあたり、事前に考慮すべきと思われる事柄をまとめる。

##### ① 燃料デブリの取扱い（取出し作業）の臨界リスクを含めたリスク評価

燃料デブリの有するリスクは臨界リスクだけではなく、リスクの経時変化も考慮して、各工程・段階の評価を実施し、特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図る。燃料デブリのリスク評価を行うに当たっては、敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い、燃料デブリに係るリスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであることを前提に、最終的に総合的なリスクレベルを広く許容できるレベルに下げられることを示すべきである。

##### ② 臨界リスクの評価：適用範囲の検討とその見直し

臨界リスクの評価に当たっては、ISA で用いられているようなシナリオ分析やスクリーニング分析を徹底して行う。ただし、燃料デブリの組成・性状は多岐に渡り、それは対象とする工程、空間、性状、時間等によって異なることが推定される。そのため、計算解析に供する評価モデルを構築して評価を行った場合でも、その結果の取扱いはISAのような半定量的な評価となることが予想される。リスクを考えるに当たって、同一のリスクレベルと評価される工程、空間、性状、時間等により評価モデルを使い分け、その根拠を文書化することが求められる。それらの区切りにおいて、燃料デブリの不確かさが小さくなり、従来の決定論的手法と同様に何らかの直接測定或いは間接測定が可能なプロセス量の管理によって臨界安全性が担保出来る場合も出てくる。

また、作業の進捗による燃料デブリの形状変化や存在量の変化により、一度設定した工程、空間、性状、時間等の区切りが変化することも考えられる。そのために適切なホールドポイントを予め設定しておくことが重要である。評価対象となる工程、空間、性状、時間等の階層関係なども調査、そのプロセスと結果も文書化しておくことが望ましい。

### ③ 臨界リスクの評価に必要な事項の抽出

上記②で定義した工程、空間、性状、時間等の個々の評価対象において燃料デブリの臨界リスクを評価する。評価に必要な事項として以下のような事項が想定される。

- (外的事象を含めて) どのような異常事象が発生しうるかを洗い出すための情報 (工程に係る設備、手順など)
- 異常事象が発生した後の事象の推移を予測するために必要な情報 (既存の緩和手段など)
- 異常事象が進展したときの影響を評価するための情報 (緩和設備、閉じ込め機能を果たす設備、敷地外境界までの距離などの空間的特性、気象状況の想定など)
- 異常事象の規模を計算解析するための情報
  - 対象内に存在する燃料デブリの組成、意図的に扱う燃料デブリの組成、及び意図せず出入りする燃料デブリの組成
  - 対象内に存在する燃料デブリの性状 (質量、ジオメトリ、中性子減速条件など)、及び意図的に変化させる性状、あるいは意図せずに変化する性状
  - 工法 (どのように、どの程度の量 (重量もしくは容積) を意図的に取扱うか等)
  - 温度など臨界に寄与する環境条件
- 未臨界度の実測結果、あるいは予想される未臨界度
- 対象内の中性子吸収材の存在量、あるいは対象外で待機している中性子吸収材の量
- 操作中に利用可能な監視方法 (臨界近接、希ガス測定等)

など。

## (2) 臨界リスク評価の具体的なイメージ

ここでは、本事業の成果を活用した臨界リスク評価の適用例を記す。図 11.2-1 に臨界リスク評価事象のリスクアセスメントのフローの具体的なイメージを示す。リスクアセスメントの実施状況については文書化することが強く推奨される。

図 11.2-1 に示す評価フローにおいて、① 現状での燃料デブリの性状に関する情報の整理、② 空間（区画）に関する情報の整理、③ 臨界可能性の判定、④ 作業の工程案に関する情報の整理、⑤（第 n 次）臨界リスク分析、⑥（第 n 次）臨界リスク評価、④'（第 n 次）工程案見直し、⑦ 工程案の決定、及び⑧ 作業の実施、がフロー中の主な作業・判断のステップになる。施設全体や工程全体を見渡してのリスク（臨界リスク以外も含め）について網羅的なリスクアセスメントが行われていることが前提として求められる。

① 現状での燃料デブリの性状に関する情報の整理

燃料デブリが存在する可能性がある工程、空間では、臨界事象に至る可能性がある。そこで、現状静置の場合も含めて施設全体における燃料デブリの分布及びその性状と臨界管理のためになされている方策に関する情報を収集し、臨界リスク分析の基礎資料として整理を行う。

② 空間（区画）に関する情報の整理

フローにおける第 1 次スクリーニングでは、臨界となる可能性を否定できない空間を同定する。このため、施設内を複数の空間（区画）に分割し、その空間（区画）において存在しうる燃料デブリの組成に関する情報も含めて整理を行う。

③ 臨界可能性の判定

ステップ②で整理された空間（区画）ごとに、臨界マップを使って臨界リスクの考慮対象とする必要のない臨界となり得ない組成領域をスクリーニングする<sup>c</sup>。これは同時に、臨界となる可能性を否定できない空間（区画）を同定することとなる。臨界の可能性がある場合には次ステップ④へ、臨界の可能性がない場合にはステップ⑦に進む。

第 1 次スクリーニング（ステップ②及び③）における情報は、臨界リスク分析において異常事象のシナリオ同定のための基礎資料となる。

④ 作業の工程案に関する情報の整理

燃料デブリを取扱う工程案の情報を臨界リスク分析の入力条件とする観点から整理する。ここでは、臨界管理のために行われた設計上の配慮や作業手順の中での臨界管理に係る注意事項などを明確にする。

この情報は、臨界リスク分析において異常事象のシナリオ同定のための基礎資料となる。

⑤（第 n 次）臨界リスク分析<sup>d</sup>

当該工程で起こりうる燃料デブリの性状の変化の範囲を推定する。その際には正常な（または計画通りの範囲での）性状と、起こりうる異常による変化を考慮する。ここで、

---

<sup>c</sup> 臨界マップでは、構造材料の含有割合などの組成の情報を入力することにより、様々な燃料条件、中性子減速条件や体系における無限増倍率を得ることが出来る。これにより、臨界となる組成、臨界とならない組成の判別が可能である。また、臨界可能性がある場合について、その条件を得ることが出来る。条件によっては、臨界マップに照会可能な組成情報があれば、既存の臨界実験の結果などと相関を調べて、推定臨界下限増倍率を決めることが出来る場合もある。一方で、組成情報がわからない場合には、全ての組成を対象に臨界可能性を考えざるを得ない。今後、臨界マップの高精度化により、中性子増倍率が大きくなる詳細な要件が評価出来る可能性もある。

<sup>d</sup> ステップ⑤、⑥、及び④'における変数 n は 1 以上の整数で、燃料デブリの臨界リスクが十分小さくなるまでこれらの工程を繰り返すことを示す。

異常による性状の変化については、当該工程で用いる設備の設計及び作業手順にもとづいて FMEA 等の方法でシナリオを同定するとともに、工学的判断等により定量的または定性的に発生の可能性（頻度）を評価し、添加される可能性のある反応度の範囲を推定する。この推定には、本事業の臨界影響評価の成果を活用することができる。FMEA 等を用いた分析では、冷却水の流入など一般的に考えうる状況変化に加えて、設計段階において臨界防止のために備えた機能の喪失や作業手順での注意事項が失敗することなども考慮する。

本工程における臨界リスク分析では、燃料デブリの性状の不確かさ及び臨界計算の不確かさを考慮する。後者の不確かさの要因として、評価モデルの不確かさに加えて、計算ミス（人的過誤）なども可能性として残し、品質チェックなどの大作の程度に応じて、その可能性を見積もる。

ここでの反応度の推定（及びその事業者レビュー、規制側レビュー）には、臨界マップが役立つ。また、想定すべき評価モデルの不確かさについては、臨界マップに格納された様々な性状に対する評価を利用した感度解析結果、Solomon による乱雑さの寄与に関する感度解析結果、それらに基づく考察が参考となる。

#### ⑥ （第 n 次）臨界リスク評価

ステップ⑤の結果に基づいて、臨界になる可能性がない、もしくは十分小さいと思われるシナリオについてスクリーニングアウトする（第 n+1 次スクリーニング、初回は第 2 次）。残された臨界になる可能性のあるシナリオについて、発生可能性（頻度）のレベル（定量的または定性的に表現される）が十分に小さいかどうかを判断する。発生可能性（頻度）のレベルが十分に小さいと判断される場合には次ステップ⑦に進む。

ここで、判断の方法・方針及び基準は、事業者が、得られる燃料デブリの性状についての情報や評価モデルの特性を考慮して設定する。余裕が大きい場合には概略的な情報で判断する場合もあろうし、余裕が小さい場合には高信頼性の解析で判断する場合もありうる。ステップ⑤、⑥で構成されるスクリーニング作業を適切に運用すれば、過度な保守性を有しない妥当なバウンディング（包絡）値を設定できる可能性がある。

#### ④' （第 n 次）工程案見直し

工程案の見直しは、計算解析に供する評価モデルの高度化や燃料デブリの性状把握のための測定追加など臨界解析に係る不確かさを減らす観点と、反応度の増加を抑えるための対策の観点がありうる。

また、工程案の見直しを行っても、発生可能性（頻度）が小さくならない場合もありうる。この場合、臨界監視手段、臨界終息手段、作業環境のモニタリング、個人線量のモニタリング、作業者と生体遮蔽の配置、などの措置を講ずることで臨界リスクを小さくする対応が考えられる。

見直された工程案を基に、ステップ⑤以降を繰り返す。

#### ⑦ 工程案の決定

臨界リスクレベルが変化しないと結論付けられた範囲で燃料デブリ取扱い作業等を行う。リスクレベルが変化していないことを確認するためのホールドポイントを設定する。作業の実施中は、ホールドポイントに関わらず、臨界リスク評価の条件に変更がないことを常に確認する。

作業者の安全確保のために、リスク情報の共有化が必要である。

⑧ 作業の実施

ステップ⑤で定めたホールドポイントでは作業を中断し、条件の再確認を行う。これらの確認作業により、臨界リスクレベルが変化する状況が訪れた場合には、適宜ステップ④に戻って工程の評価・策定をやり直す。この見直しによっては、より低いリスクで作業出来る場合もある。

燃料デブリ処理の工程については、事業者は自らのリスクマネジメントの一環として、自ら選定する手法によりリスク評価を行い、安全確認等に役立てることとなり、規制機関は、実施計画審査等の定められた手続きの中でその計画内容を審査することになる。本事業で整備されたデータベース、解析手法は事業者、規制機関の双方に参考となりうると考えており、上述の利用方法はその一例を示したものである。但し、現時点では燃料デブリの臨界リスク評価についての経験がまだ少ないため、臨界リスクの判断基準を定量的に表現するのは困難な場面があり、事業者、規制機関の双方とも経験（運用実績）を蓄積していくことが求められる。

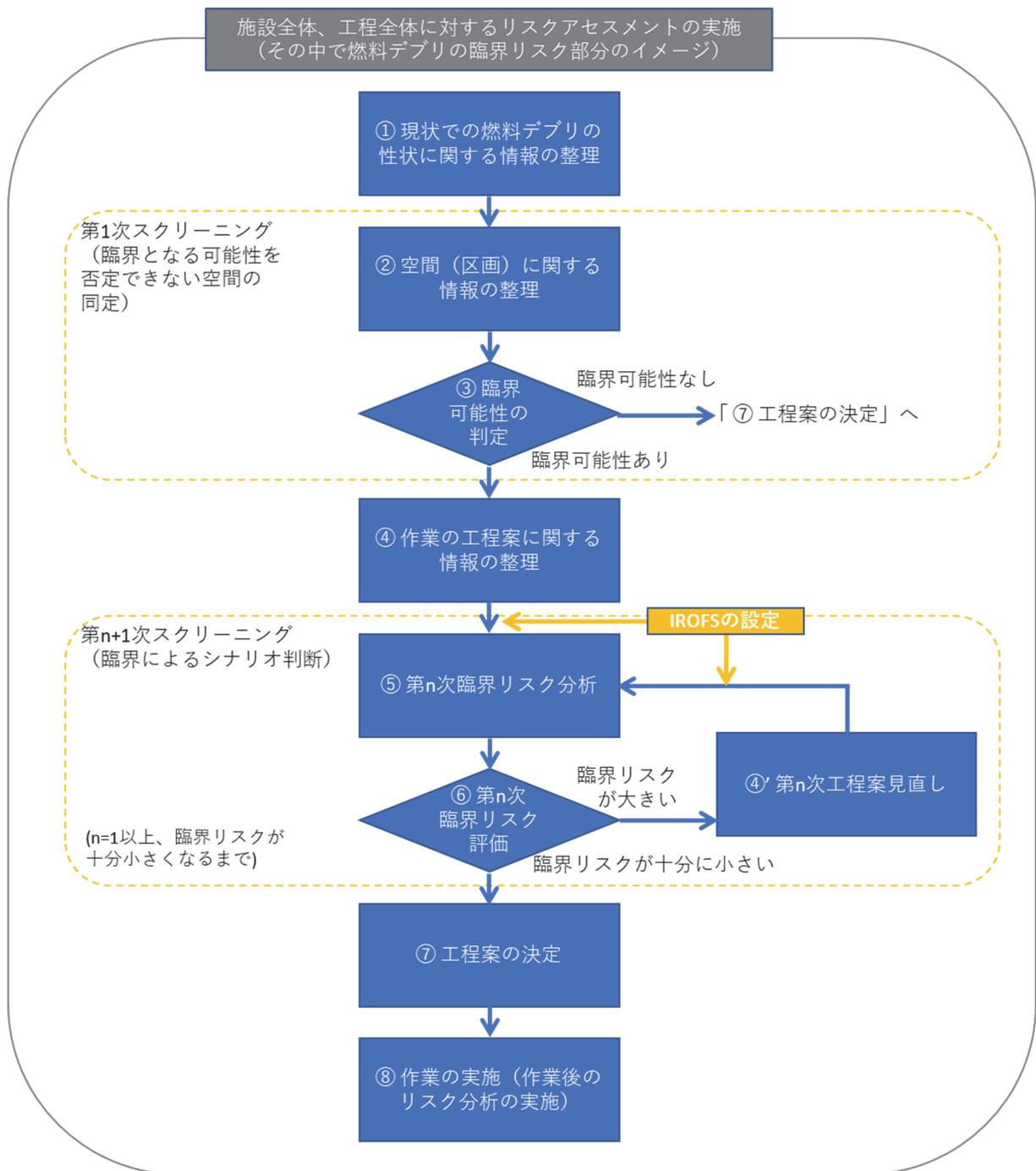


図 11.2-1 本事業成果を用いた燃料デブリの臨界リスクアセスメント実施フローのイメージ

### (3) 臨界リスク評価を用いた工程管理方法

臨界リスクのリスクレベルを管理し、重大な影響を及ぼす臨界事象を発生させないためには、工法・工程管理方法を適切に定めることが重要である。前節(2)で示した臨界リスク評価の具体的イメージにおいて、当初の工程案で期待された安全機能（設計及び作業手順の注意事項）とその見直し、幾度かのスクリーニングの過程で追加された対策（設計及び作業手順の注意事項）がIROFSの候補となる。

また、IROFS候補の中では、後段の見直しで追加された対策がより効果的であるので、前段のIROFS候補は不要と判断される場合もありうる。そのような場合には、対策の実施にかかわる費用や作業の容易さなどを考慮して事業者が取捨選択し、最終的に残ったIROFSのみを用いてサイド臨界リスク分析を行い、すべての臨界可能性を否定できないシナリオの発生可能性（頻度）が定量的または定性的に十分低いと言えるかどうかを確認する。なお、ここで十分低いと言えるための判断基準（判断の方針）について、IROFSの失敗の重量を含めて明確にしておく必要がある。

図11.2-2に燃料デブリの臨界事象を防止もしくは影響緩和するためのIROFS相当の設定による臨界事象シーケンスの例を示す。

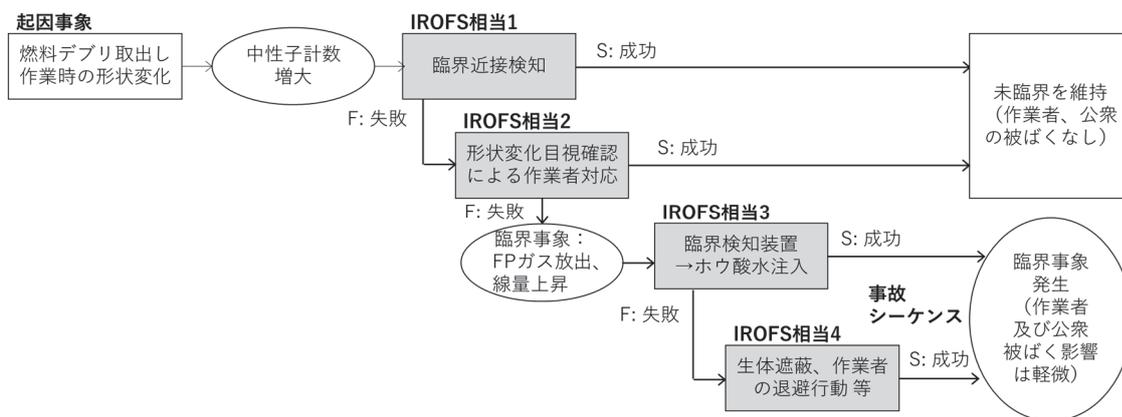


図 11.2-2 IROFS 相当の設定による臨界事象シーケンスの例

図11.2-2に示されるとおり、臨界事象発生を防止するIROFS、その影響を緩和するIROFSなど臨界因子を管理するためのIROFS相当をそれぞれ複数選定することを前提とし、単体のIROFSが故障等により機能しなかった場合にも、重篤な被ばく影響が出ないようにリスク管理を行う運用が求められる。また、このようなリスク低減の概念を、作業者を含む事業者側と規制当局で合意、共有しておく。

### (4) 臨界リスクを適用する場合の意思決定

臨界リスク評価にあたり、影響度区分（実効線量/事象）及び頻度区分それぞれの区分数及び境界値を決定する必要がある。本報告書ではこれらの決定方法について明記しない。特に境界値の設定に関しては、その数字に頼って判断されるべきものではないからである。

リスク分析を行うことによって、様々なリスク低減策の案を意思決定者に提案することができるようになるため、意思決定者は米国や英国の規制機関が示した境界値の数値<sup>9)</sup>よりは低くなるように配慮しつつ、その中で経済的な合理性にも配慮して案を選定することができると思われる。

#### 11.2.4 まとめ

本節では、燃料デブリの臨界管理に際してリスク評価を活用するにあたり、サイクル施設などでの適用事例を参考にその基本的な適用方法について示した。臨界管理におけるリスク評価の基本的な活用方法は、臨界事象を生じる可能性のあるシナリオを系統的に探索し、認識、共有することである。これにより燃料デブリを取り扱う工程の設備・手順の設計・策定において、そのシナリオへの配慮が十分であるかどうかを検討することが可能となり、対応の見直しが必要であるか、現実的な改善案があるかどうかを総合的に検討できることも可能となる。

リスク評価の方法として、核燃料サイクル施設での国内外での総合安全解析 (ISA) の検討例をもとに、そのようなリスク評価を行った際に求められると考えられる臨界リスクアセスメント手順のフロー、本事業成果の活用例、安全確保項目 (IROFS) の設定の例を示した。これらは本事業の成果を活用することを念頭に示した一例である。臨界リスクの評価では、ISA で用いられているような半定量的評価の整合性が良いと考えるが、リスク分析においてその発生頻度と影響度を評価することで定量的評価が出来る場合もある。定量的な判断基準は既存の線量限度やリスク拘束値、線量拘束値などを用いて判断出来ることも多いと思われ、これらを活用、運用実績を踏まえての判断基準の作りこみが必要であると考えられる。

本章で示した利用方法を念頭に、引き続き臨界マップ及び臨界影響評価で取扱える対象を充実させていく予定であるが、その過程で本章で示した具体例のフローについて修正すべきことや、今回未記載の有効な使用方法が見つければ、適宜見直しを行い改善を図っていく。

#### 参考文献

- 1) アメリカ合衆国原子力規制委員会 Glossary ホームページ  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/full-text.html>
- 2) "American National Standard for Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors", ANSI/ANS-8.1-1983, American Nuclear Society, LaGrange Park, Illinois (1983).
- 3) 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).

---

<sup>9)</sup> 諸外国の例として英国の安全評価原則 (SAP) においては、合理的に実施可能な限りリスクを下げる ALARP (As Low As Reasonably Practicable) の原則に従い、基本安全目標や基本安全レベルを明示している。また、米国連邦規則法典 10CFR Part 70.61 では、影響区分について定量的に定義されている。一方で、発生頻度の尺度については、10CFR Part 70.65 において、事業者側が定量的或いは定性的に定義して、規制当局と合意することを求めている。それらの方針に基づき、具体的な手順として米国原子力規制委員会の NUREG-1520Rev.1 (第3章附則 A) <sup>21)</sup> などが示されている。

- 4) "Nuclear Criticality Safety Guide", LA-12808, Los Alamos National Laboratory (1996).
  - 5) "Handbuch zur Kritikalität", Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (1996).
  - 6) L. Maubert, "Standard de Criticité – Valeurs Minimales Critiques", CEA-N-2051, Commissariat à l'Énergie Atomique (1983).
  - 7) 原子力規制委員会、再処理に関する規則・告示・内規・ガイド  
[https://www.nra.go.jp/law\\_kijyun/law/saishori\\_kisoku.html](https://www.nra.go.jp/law_kijyun/law/saishori_kisoku.html)
  - 8) 原子力規制委員会決定、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第1回）参考1-2、原子力規制委員会（2012）.
  - 9) 日本原子力研究開発機構、「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」（2015）
  - 10) 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）
  - 11) 日本原子力研究開発機構、「平成28年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 報告書」（2018）
  - 12) 日本原子力研究開発機構、「平成29年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 報告書」（2019）
  - 13) 日本原子力研究開発機構、「平成30年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 報告書」（2020）
  - 14) 日本原子力研究開発機構、「平成31年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 報告書」（2021）
  - 15) 日本原子力研究開発機構、「令和2年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 報告書」（2022）
  - 16) 奥村啓介、他、「SRAC2006：総合核計算コードシステム」、日本原子力研究開発機構、JAEA-Data/Code 2007-004(2007)
  - 17) 中島健、他、「溶液燃料体系の臨界事故解析コード：AGNES2」、日本原子力研究所、JAERI-Data/Code 2002-004(2002)
  - 18) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2022」（2022）  
[https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20221011\\_SP2022FT.pdf](https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20221011_SP2022FT.pdf)
  - 19) 米国原子力規制委員会、10CFR Part 70  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part070/index.html>
  - 20) 日本原子力学会標準、「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018」、AESJ-SC-P001:2018 (2019)
- 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ、「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」、日本原子力学会誌、Vol.57, No.5, pp.25-33, (2015).

- 21) 米国原子力規制委員会、” Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications (NUREG-1520)”

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1520/index.html>

## 第V編 専門家の意見聴取



## 第12章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会及び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専門部会」として組織し、令和2年度事業から引き続き、京都大学の中島健教授が部会長に、並びに名古屋大学の遠藤知弘准教授、東京都市大学の村松健特任教授、及び京都大学の黒崎健教授が専門委員に就いた。令和3年7月、令和3年10月及び令和4年3月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。令和4年からは委員会名を「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」に変更し令和4年6月、10月及び令和5年3月に会合を開催している。いずれの会合でも事務局である JAEA 事業担当者が内容を説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者もオブザーバーとして参加している。本章ではこれらの会合の議事録をまとめた。

### 12.1 第21回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録

日時：

令和3年7月20日（火）13:30～17:10

場所：

ビデオ会議システム(zoom)にて実施

出席者：

専門部会：中島（部会長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、長家、山根、郡司、井澤、深谷、植木、渡邊、荒木、福田

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

- 資料 21-1 前回議事録（案）
- 資料 21-2 全体計画
- 資料 21-3 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース
- 資料 21-4 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討
- 資料 21-5 臨界条件評価手法の整備—臨界実験
- 資料 21-6 臨界挙動評価手法の整備
- 資料 21-7 臨界リスク評価のまとめ

#### 議事内容

2021年4月以降に事務局に新しく着任した須山および福田の自己紹介があった。委員委嘱を原子力機構安全研究センターで一括して行っているために委員委嘱が遅くなり、本会合も

予定していた 6 月開催から約一ヶ月延期せざるを得なかったが、来年度はその問題を解決したいとのアナウンスが事務局からあった。

### 前回議事録の確認

第 20 回専門部会の議事録について事務局より説明があり、軽微な修正の後に承認された。(7 月 20 日中に関係者に送付された)

### 全体計画

事務局から資料 21-2 を使って令和 2 年度の進捗、令和 3 年度の予定、さらに 7 月 14 日に原子力規制委員会で承認された本事業の令和 6 年度までの延長において実施を計画する事項について、説明がなされた。延長後の計画については、STACY 改造とそれを使用した実験は確実に行うものの、その他の解析評価に関わる事項については事務局で検討しているものであって、今年度の専門部会での議論や原子力規制庁との議論によって実施内容を具体化していく方針が事務局から示され、その方針が了承された。事務局からは実験だけでなく規制庁にとって有用な知見を蓄積するためにもソフトにも力を入れたいという方針が示され、その点についてもコンセンサスを得た。また、規制庁との情報交換を密にするために、月に 2 回の定期的な情報交換を実施していることも報告された。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

事務局から臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化の令和 3 年度の計画について説明が行われた。データベースの拡充では、デブリの組成モデル構築に利用するための MOX 燃料計算モデルの検討及び乱雑化モデルを用いた不確かさ評価に向けた検討がなされており、データベースの整備では、乱雑化モデルを用いた計算結果をデータベースに取り込むための整備が進められている。また、データベースの高精度化では、Solomon を用いたデータベース作成及び Solomon の機能拡張検証についての計画が示された。

委員からは Solomon に組み込まれた逆べき乗則パワースペクトルの乱雑化モデルに関して、そのモデルに専門的な理解を持たない方々にもそれをデブリの臨界評価に適用する必要性(必然性)を理解してもらえような分かりやすい説明が必要であるとの指摘があり、コンセンサスを得た。

この乱雑化モデルについては、委員より重要性及び学術的価値を評価する一方で、乱雑化モデルの廃炉実務へのインパクトの有無についての質問があった。事務局からは、燃料デブリの空間分布の不確かさが中性子実効増倍率に 2%程度の不確かさをもたらすことが明らかにされたとすると、未臨界だと判定する中性子増倍率の制限値に影響を及ぼす可能性があり、これは実際の廃炉作業にも影響を及ぼすという説明が行われた。また、規制庁からも中性子増倍率の新たな制限値を設定することとなる重要な研究であるとの指摘があった。

## 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

事務局から、燃焼燃料組成測定に関する昨年度の主な成果が報告された。実験解析で使用する冷却材温度の評価式に間違いがあったためそれを修正した解析を行い、特に 235U の計算値が大きく改善している。また、今年度は測定作業を予定していないことも報告された。模擬デブリ分析検討については、今年度アルカリ融解と化学分離のコールド試験を実施する予定であること、また主な進捗として、酸化セリウムを加えたアルカリ融解試験を実施したが残渣などが見られた状況から、融解条件の変更を検討中である旨を報告した。

これまで報告されている燃焼燃料組成測定結果では希土類元素にも実験値と計算値のずれが大きい核種があったが、冷却材温度の修正によりその改善が見られなかったのかという質問が委員から出された。事務局からは、冷却材温度の設定の見直しによっても希土類元素の計算結果には大きな変化はなかったため、それらについては測定値に問題がある可能性が高いことや、他の類似の測定試験結果とも比較してさらに精査する必要があるという返答があった。

アルカリ融解の試験条件については、委員からは、もう一度過去の実績と比べてどのような違いがあるのか整理する必要性が指摘された。

## 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局から定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について説明が行われた。STACY は、令和 2 年 11 月 18 日に製作に係る設工認の認可を取得し、現在は主に工場で炉心タンクの製作中である。また、前年度に引き続き、実験装置の整備を進めている。貯蔵設備改造に係る第 4 回申請は 6 月 22 日に補正申請した。すでに技術的な論点はないとして認可取得待ちである。完成した棒状燃料は、ロシアにて貯蔵中である。

デブリ模擬体調製設備及び分析設備の設置工事は令和 3 年 3 月に完了し、現在炉施設・使用施設共用のための許可申請中である。許可取得次第、使用前検査を受検し、設備の運用を開始、令和 3 年度中にコールド模擬体の試作を実施する予定である。事務局では現在 STACY 改造炉を用いた実験の計画の立案とその詳細化を行っており、その説明が行われた。デブリ臨界実験で使用する予定のコンクリート模擬体の試作について、以下の 2 つの工法が有望であるとの知見を得た。①コンクリートの主成分であるモルタル材をペレット状に形成し充填する方法、②粉体状の模擬体（試作では酸化アルミナ）を充填する方法。これらの手法を用いた短尺模擬体製作によって得られた知見を反映し、令和 3 年度には長尺（約 150cm）模擬体を製作する予定である。

これらの報告に関して、以下の質疑があった。まず、炉心にデブリ模擬体を挿入する実験手法の詳細について確認があった。事務局からは、可動装荷物駆動装置を使用した場合、デブリ模擬体の周囲に減速材が増えるため中性子束が熱化する懸念があること等が回答された。また、炉心にデブリ模擬体を挿入するために使用する燃料試料挿入管の端栓が脱着可能かど

うかの確認があり、事務局から、下部端栓は溶接されているが、上部端栓は脱着可能であると確認がなされた。

引き続き、実験ではサンプルワースの小ささから代表性因子によるデブリ体系と実験炉心の類似性評価が困難であることを前提に、Solomon に感度係数を評価する機能をつける予定があるかどうか確認があり、事務局から、現状は予定していないが必要に応じて検討する旨の回答があった。これに関して委員から従来の実効増倍率  $k_{eff}$  に基づいた代表性因子による類似性評価が困難なのであれば、サンプルワースの感度係数に基づいて代表性因子を評価することになるだろうとコメントがあった。また、デブリ模擬体の材料であるコンクリートに係る評価済み核データの更新に繋げていくのであれば感度係数の評価が必要であり、STACY の実験結果により核データのバリデーションができれば極めて有益である、STACY 実験を活用した熱中性子散乱則の妥当性評価が実施できないかとのコメントがあり、事務局から今後検討したい旨の回答があった。

さらに、デブリ構造材模擬体の試作結果について、粉体充填方式では密度管理が困難であると思われ、またペレット製作方式では高い精度を確保するのが困難ではないかという質問が委員よりあった。事務局から、コメント通りそれぞれ一長一短であり、本試作において達成できる精度を追及すると回答した。また、現状短尺模擬体の試作において 0.1mm の精度は達成していること、現在はその精度を保ってペレットを量産する技術開発を行っている旨の報告があった。

### 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 2 年度の成果と令和 3 年度の計画について報告がなされた。乱雑さの指標である  $\beta$  の評価の不確かさと中性子実効増倍率評価との関係に関する検討において、委員より、燃料デブリ組成を分析することで  $\beta$  の値そのものを決定することは困難かもしれないが、取り出し作業進捗に応じて  $\beta$  の取り得る範囲を明らかにすることで、 $\beta$  に起因した中性子増倍率不確かさを評価できないか、すなわち、 $\beta$  の値を特定することは難しいので、 $\beta$  の取り得る範囲を評価することで中性子実効増倍率のバラツキの範囲を評価するようなロジックを作り臨界安全評価に活用する筋道につなげることはできないか、との指摘があった。事務局からは、その方向も視野に入れて検討する旨が回答された。

### 燃料デブリ取出し臨界影響評価

事務局から、準備中の臨界リスク評価のまとめとなるレポートの構成草案と計画が報告された。委員からは、被ばく線量のレベルに分けてその影響を持つ事象はどのような頻度にコントロールされなければならないというように使うということをリスク評価では想定するが、被ばく線量や頻度はオーダーで議論するような非常に粗いものであることや、日本でも 2017 年に RI 等規制法が改正されてから、事業者はリスクを合理的に小さくしていくように継続的な努力が払わなければならないことが法律で要求されるようになっており、それらを踏まえ

て IAEA の基本安全原則 (SF-1) 及び ICRP2007 年勧告を参考にすべきであるという指摘があった。

また、10CFR70.61 においては、核燃料施設では PRA ではなく簡略な総合安全評価が要求されていることからすると、影響や頻度はオーダーレベルであっても、シナリオをちゃんと見ることが要求されているという指摘があった。

事務局からは 10CFR70.61 で求められているような ISA 的なまとめ方を想定していること、計画被ばくの一部として事業者がリスク低減に努めるということであれば、このようなリスク評価を取り入れることでデブリが取り出しやすくなるという効果もあると考えるという返答があった。

委員からは、今年度まとめるということだが、その結果をどのように来年度以降の事業につなげていくのが大切ではないかという質問と提案があった。事務局からはそのように考えており、まとめた結果として、要求仕様等を作り、来年度以降の成果をフィードバックに利用するのが良いと考えているという返答がなされた。

## その他

事業の委託元となる規制庁から、シビアアクシデント解析の最新の成果も出てきており、そういった知見を本事業の成果に結びつけることが必要であるという要望が出された。事務局からは、その重要性は十分に認識しており、延長期間を含めた今後の事業の中で規制側のニーズを取り入れた形で成果を出していきたいという返答があった。

次回の第 22 回会合は、令和 3 年 10 月 27 日に開催する。オンライン会議にて開催することを前提に調整するが、可能であれば対面やハイブリッド形式も考慮する。

## 12.2 第 22 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録

日時：

令和 3 年 10 月 27 日 (水) 13:30～17:10

場所：

ビデオ会議システム(zoom)にて実施

出席者：

専門部会：中島 (部会長)、遠藤、黒崎、村松 (以上専門委員)

原子力機構 (事務局)：須山、長家、山根、郡司、井澤、深谷、植木、渡邊、荒木、福田

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

- 資料 22-1 前回議事録（案）
- 資料 22-2 全体計画
- 資料 22-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース
- 資料 22-4 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討
- 資料 22-5 臨界条件評価手法の整備—臨界実験
- 資料 22-6 臨界挙動評価手法の整備
- 資料 22-7 燃料デブリ取出し臨界影響評価（臨界リスク評価）まとめ（構成草案）
- 資料 22-8 シビアアクシデントコードからの情報の反映

## 議事内容

### 前回議事録の確認

資料 22-1 第 21 回専門部会議事録（案）について、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 22-2 を使って全体計画、令和 3 年度の計画、令和 3 年度の予定が報告された。前回会合で示された令和 3 年度の計画からの変更点については、本会議の日程が変更になったこと、炉室フード改造開始が令和 3 年度第四四半期に変更になった以外に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 22-3 により臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化の令和 3 年度の進捗状況について説明が行われた。データベースの拡充では、1F3 号機の MOX 燃料を含む隣接集合体が均質に混合した場合の臨界特性計算手順及び結果について説明し、MOX 燃料を含む均質混合の場合、燃え残った Gd の効果により中性子無限増倍率（ $k_{inf}$ ）が 1 を下回ること、またこれまで実施した UO<sub>2</sub> 燃料の場合、 $k_{inf}$  の最大値が 235U と 155,157Gd の比で整理できたが、MOX 燃料の割合が大きい場合は 235U に加えて 239,241Pu を考慮することでこれまでと同様の整理が可能であることを示した。

委員より、以降の議題でデブリ組成に FP 核種を含めるべきかという議論が予定されているが、MOX 燃料平均組成に含んでいる FP 核種を抜いた場合の計算なども行う予定なのか、という質問があり、事務局からは、FP 核種の取り扱いについては現在議論を開始したばかりの段階であり、まだ方針が定まっていない状況であると回答された。

委員より開発中の Solomon に関し、乱雑化の有界増幅の真意を質す質問があった。事務局からは、少ないレプリカ数で実効増倍率の取り得る最大値（上限）を抑える手法を開発する

ためであるとの回答があった。また、有界増幅の有効性の定量評価に関して極値統計を使用する予定であるとの内容のプレゼンに関しては、極値統計で推定される結果(極値分布)はサンプル数に依存するため、どのような考え方で極値統計を本件に応用するのか注意が必要であるとの指摘が委員よりなされた。

その他、乱雑化モデルの有用性が広く理解されるためには、その利用方法として現実的な物理イメージに沿ったモデル、例えば元々健全な燃料が並んでいるところから炉心が全て均一に混ざるところを最終的なものとして、少しずつ混ぜる領域を広げながら時間的推移に従って乱雑化モデルを適用していくといった方法を検討するべきである、というコメントが委員より提示され、事務局からはそのように検討を進めていく旨回答があった。

#### 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料 22-4 を使用し、事務局より燃焼燃料組成測定及びデブリ分析検討に関する進捗状況について説明が行われた。燃焼燃料組成測定については昨年度までに完了しており、今年度の作業予定はない。デブリ分析検討については、アルカリ融解試験において残渣が生じるという課題を改善するため、段階加熱方式を検討しており、まずは試料を入れずにアルカリ融解手順を実施した試験を行ったところ、残渣は融解剤由来ではなく試料由来であること、るつぼの溶出は段階加熱方式でも生じることが確認された。今後は試料を加えた試験を実施して適した試験条件を検討し、その後、得られた溶液を用いた核種分離試験や測定を進める予定である。また現在 ICP-MS、ICP-AES 共に故障中であり、予算の都合上 ICP-MS のみ今年度中に修理できる予定であり、修理後速やかに測定試験を実施する予定である。

委員より、今回の試料を含まない融解試験によって残渣を減らすための試験条件に関して何か知見が得られたか、という質問があり、事務局からは、試験条件については今後の試料を加えた融解試験の結果で判断すること、また段階加熱方式に変更したことによって残渣量などは大きく変化する可能性があるという返答があった。また、アルカリ融解によりるつぼ(ニッケル)が溶け出す影響としては問題になることはないのか、という質問があり、事務局からは、測定の際の溶液条件としては低濃度あることが望ましいため、測定に影響が出る可能性がある。まずは今後溶液中にニッケルがどの程度溶出しているかを測定により調べる必要があると回答された。また委員より、ホット試験への適用検討についての進捗状況が確認され、事務局からは、次年度以降ホット試験を実施するための測定機器等の備品や、デブリ模擬試料として利用可能である PIE 試料溶液などの維持管理を実施していると回答された。

#### 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 22-5 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について説明した。STACY は、現在は主に工場で炉心タンク及び格子板の製作中であり、適宜使用前事業者検査及び溶接検査を実施している。また、本体工事の開始に先立ち、炉下室において予備的な工事を実施するための契約手続き中である。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整

備として、内挿管、実験用高精度水位計、未臨界板の準備を進めている。STACY 更新に係る最後の設工認である既設貯蔵設備改造に係る第4回申請は、7月29日に認可を取得した。完成した棒状燃料は、ロシアにて貯蔵中である。輸送時期の確定に備え、令和4年2月を目処に契約変更を行う予定である。

デブリ模擬体調整設備及び分析設備の設置工事は令和3年3月に完了し、現在炉施設・使用施設共用のための許可申請中である。許可取得次第、使用前検査を受検し、設備の運用を開始、令和3年度中にコールド模擬体の試作を実施する予定である。試作に備え、デブリ調製設備についてグリーンハウス等、デブリ分析設備について試薬等を購入した。

デブリ臨界実験で使用する予定のコンクリート模擬体の試作について、長尺（約150cm）の模擬体を製作中である、9月1日よりメーカーと契約し、試作に着手している。模擬体の組成について検討しており、ペレットと粉体による充填の方法では、組成、密度、水分量、均一性がトレードオフの関係になる見込みであることを示した。また、運転再開後のデブリ臨界実験について最新の計画案が示された。

資料22-5について以下の議論があった。STACY 更新炉の実験用装荷物について、委員より、燃料試料挿入管の全長及び運転中の移動の可否について確認があった。事務局より、燃料試料挿入管は可動装荷物駆動装置にて挿入する全長約350mm（内容物全長約280mm）のものは可動であり、燃料棒と同じ孔に挿入する全長約1500mmのものは非可動であるとの説明が行われた。

高精度水位計の精度及び水面へのミラー設置の必要性についても質問があり、事務局より、公称精度は±0.2mmを目指しており、また水面直接測定型でありミラーは不要である旨の回答があった。

STACY 更新炉の運転開始後の実験計画について、委員より、例えば、原子力学会の炉物理部会等で実験テーマを広く募集することは有意義ではないかと提案があった。事務局からは、当面は受託事業に用いるものであり、受託終了後の有意義な活用については原子力規制庁と相談することが必要である旨の回答があった。

デブリ構造材模擬体について、委員より、ペレット状にして詰める方が粉体の状態で詰めるよりも均一性の観点から有望な方法なのではないかとの指摘があり、充填後の均一性状態の確認方法、端栓の状態についても質問があった。事務局からはペレット状にして充填する手法を第一候補として考えている旨の回答があり、確認方法、端栓の状態については現在検討中の部分が多いことが述べられた。また、委員、事務局双方より、確認方法の具体的なものとしてディプスゲージやX線を使用した方法が例示された。

#### 臨界挙動評価手法の整備

資料 22-6 を使用して事務局から臨界挙動評価手法の整備の進捗状況が説明された。それに対して、乱雑化モデルを用いた中性子増倍率の検討について、 $V_m/V_f$  や  $\beta$  の値を変えても各成分の量は保存されるのかとの質問があり、それぞれの成分量の期待値は等しくなっているとの回答がなされた。その他、検討している  $V_m/V_f$  が小さいところや大きいところでも臨界になるのかとの質問がなされ、臨界にはならないが、現在は平均値と分散との関係を検討している旨の回答がなされた。

温度分布が臨界事故の規模に与える影響についての検討状況の説明が事務局より行われた。濃縮度を調整して臨界状態を作る設定は非現実的であるとの指摘がなされたが、これは予備的検討であり、今後現実的なデブリの組成での検討を進める旨の回答がなされた。さらに、温度フィードバック反応度が温度に比例しているので、核分裂数が体積にほぼ比例する結果は妥当だが、現在の計算体系を現実のデブりに近づけようとするギャップがあるように感じるとのコメントがなされ、その点については検討する旨の回答がなされた。動特性パラメータの計算に最新のモンテカルロ計算コードを用いず、CITATION を用いているのはなぜかとの質問がなされ、随伴中性子束分布を計算する必要があったためであるとの回答があった。

解析全体について、本年 12 月に JENDL-5 が公開される予定となっているが、今後の解析も JENDL-4 ベースで実施するのかとの質問がなされた。事務局からは JENDL-4 は今後アップデートされないことも考慮して本受託事業の成果は JENDL-4 を使用したもので統一するが、重要と思われるポイントで JENDL-5 を使用した計算も行って JENDL-4 との差についても評価したいという旨の回答がなされた。

#### 燃料デブリ取出し臨界影響評価（臨界リスク評価）

資料 22-7 により臨界リスク評価に関する検討の状況が報告され、以下の議論があった。サイクル施設の臨界リスク評価のフローに燃料デブリの臨界リスク評価のフローを適用してみたことについて、委員より、「臨界を防止する」観点のフローと、「被曝線量を抑える」観点でのフローをそれぞれ作るべきという意見があった。（例えば、作業員の被曝を 20 mSv/year 以下にするというフロー）IROFS の考え方（与え方）について、委員より、例えば、作業員は必ず遮蔽壁の後ろに居るとするのは一つの例であるという意見があった。

燃料デブリの臨界リスク評価における初期条件について、委員より、結果が厳しくなるような初期条件を仮定し保守的な結果を例示するのをもひとつの考え方である旨の意見があった。その上で、臨界リスク評価を行う上での論理の整理が必要であるとの意見があった。

臨界マップ DB の活用方法について、委員より、少なくとも「臨界にならない組成」が提示できるのではないかとコメントがあった。

臨界マップ DB の活用方法のうち、推定臨界下限増倍率の考え方について、委員より、（組成が決まれば）DB に格納された代表的なデブリ模擬体系を対象として、MCNP6.2 の Whisper を活用すれば upper subcritical limit(米国で用いられている未臨界判定値)を容易に推定できるとの意見があった。

#### シビアアクシデントコードからの情報の反映

資料 22-8 に基づいて、シビアアクシデントで生じた燃料デブリの臨界安全評価に核分裂生成物を考慮して良いかの検討結果が示され、臨界安全ハンドブック第 2 版で臨界安全評価に考慮して良い核分裂生成物核種にはシビアアクシデントによって炉外に放出される核種が含まれていることや、それらの親核に半減期が長く揮発性の高いものが含まれているので燃料中にそのまま含まれることは担保できないことから、燃料デブリの臨界安全評価においてはその存在を考慮することは難しいことが示された。また、現在のシビアアクシデント評価コードは核分裂生成物の詳細な生成チェーンを考慮しているわけではなく、また核分裂生成物の偏在の評価も行わないことが述べられた。今後は燃料デブリの臨界安全評価における核分裂生成物の効果を取り入れる際の考え方を検討すること、及びシビアアクシデントコードの評価結果を STACY 更新炉で実施する実験計画に反映していくことが述べられた。

規制庁からは考慮すべき FP の情報にシビアアクシデントコードで得られた結果をどう反映すると言うよりも、シビアアクシデントコード毎に得られた結果は異なるものの各部位における燃料の状態が評価されているので、その結果を本受託事業に反映して欲しい、例えば切り株状の燃料があるといった燃料の状態の情報を取り入れた解析や臨界実験の計画を立てて欲しいという要望が出された。

#### その他

STACY 更新炉を構成する機器の製作が進んでいるので、その様子を視察に行くことが了承された。時期は 1 月を目処として事務局が調整することとなった。

第 23 回会合は、令和 4 年 3 月 1 日に開催する。オンライン会議にて開催することを前提に調整するが、可能であれば対面やハイブリッド形式も考慮する。

### **12.3 第 23 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録**

日時：

令和 4 年 3 月 1 日（火）13:30～16:30

場所：

ビデオ会議システム(webex)にて実施

出席者：

専門部会：中島（部会長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、長家、山根、郡司、井澤、深谷、植木、渡邊、荒木、福田

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

資料 23-1 第 22 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録（案）

資料 23-2 全体計画

資料 23-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

資料 23-4 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料 23-5 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）—STACY 更新に係る施設整備計画—

資料 23-6 臨界挙動評価手法の整備 令和 3 年度の成果

資料 23-7 臨界リスク評価のまとめ

## 議事内容

### 前回議事録の確認

資料 23-1 第 22 回専門部会議事録（案）について、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 23-2 を使って全体計画、令和 3 年度の計画、令和 3 年度の予定が報告された。前回会合で示された令和 3 年度の計画から特に変更無く、令和 4 年 2 月 9 日から炉室の工事が始まっていることが報告された。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 23-3 により臨界リスク基礎データベースの拡充・整備及び高精度化の令和 3 年度の進捗状況について説明が行われた。データベースの拡充では、Solomon を用いた臨界量評価の試解析結果を報告し、燃料組成の乱雑さを考慮した臨界量評価が可能であることを示した。

委員より、今回の計算手法では混ざっている燃料の割合は体系全体で一定であり、どの位置でも同じ燃料割合で乱雑分布しているのに対して、実際の燃料デブリは位置によってそも

そも混ざっている燃料が異なるが、この違いがある上で実際の燃料デブリにどのようにこの計算手法を適用していくかが課題であろうとのコメントがあった。本件に関して、事務局より、Solomon は複数の異なる乱雑分布領域を設定できる設計になっているとの旨が回答された。

委員より、今回報告された解析の検討では $3\sigma$ で不確かさを示しているのに対して、データベース整備では最大値・最小値で不確かさの幅を示しているが、最終的にどちらで不確かさを示そうと考えているか、との質問があり、現状は明確な結論がでておらず、どちらの表示方法にも対応できる形で進めているが、今後、極値統計に基づく検討などを進めることで明確にしていきたいと事務局より回答がなされた。また、委員より、現状のデータベースの使い方として、例えば事業者が評価した1回あたりのデブリ取り出し量とデータベースの臨界量を見比べて作業に問題ないか判断するといった使い方になるかという質問があり、事務局よりそういった使い方が可能であると回答された。また実際には他の様々な要因によっても作業の妥当性判断はなされると思うが、その際の例えば安全裕度の設定における妥当性の判断材料の一つとして使うことができると事務局より補足説明がなされた。

委員より、データベースの表示として、Solomonの結果とMVPによる均質体系での計算結果を同時に示すことができるか、との質問があり、事務局よりデータベースの一部を改修する必要があるが、可能であると回答された。

#### 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定及び燃料デブリ分析検討

資料23-4を使用し、事務局よりデブリ分析検討に関する進捗状況について説明が行われた。現在、段階加熱方式による構造材模擬試料のアルカリ融解試験を実施中である。その後、修理が完了したICP-MSを用いて、ウラン・ガドリニウムの分離・分析方法の妥当性確認のための試験を予定している。

委員より、アルカリ融解試験に関して、加えられる融解剤の量がかなり多いように感じるが問題ないかとの質問があり、十分に試料を溶かすことを目的として多めの量に設定しているが、一方で多量の融解剤はその後の分析に影響を与える可能性があるため、その点については注意している旨回答された。

委員より、アルカリ融解試験に関して、るつぼの溶出がその後の分析へ影響することはないかとの質問があり、事務局より、影響はあるが、事前に分析で溶出量を確認するなど、るつぼの溶出を把握した上でその影響を評価して対策することができると回答された。

#### 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 23-5 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗について説明した。STACY は、主要な機器の製作を令和 3 年度で概ね終了する予定であり、令和 4 年 2 月 9 日から現地工事（炉室フード改造）に着手している。令和 4 年度は主に現地工事を行う予定である。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整備として、内挿管、実験用高精度水位計の準備を進めている。

燃料の準備状況に関しては、完成した棒状燃料はロシアで貯蔵中であり、予定では令和 4 年 3 月から空容器をロシアに輸送して輸送を開始する計画であったが、令和 4 年 2 月に勃発したロシアのウクライナ侵攻により先行きが不透明になったため現在輸送を中断していること、輸送再開の目処は立っていないが、輸送が遅延することを前提に臨界実験計画を再検討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の設置工事に関しては、追加の許可変更となる令和 3 年 5 月に申請した炉施設・使用施設共用の明確化のための許可を令和 3 年 12 月に取得した。現在、使用前検査に向けて準備中である。デブリ模擬体調製設備では、運用のための準備としてグローブの交換及び温度計の調整を行い、令和 4 年 2 月 21 日から圧縮成型機、焼結機の試運転（コールド）を開始した。また、デブリ模擬体分析設備では、アルカリ融解に係る試分析の検討を進め、試料の大部分を融解できる結果を報告した。

デブリ臨界実験で使用する予定のコンクリート模擬体の試作では、長尺模擬体の試作結果が示され、製作手法としてペレット及び粉体による充填方法を検討した結果、ペレット作成による方法で、加工精度 1%以下、主要成分偏差 10%以下で製作できる見通しを得たとの報告があった。

臨界実験計画について、炉心タンク内の構造物による反応度効果、可動装荷物駆動装置を用いた場合の反応度添加率、上下サンプル室の反応度効果、格子板の違いによるサンプル室の中性子スペクトル、単体短尺試料を装荷した場合の反応度効果の見込みについて解析結果が得られたとの報告がなされた。資料 23-5 について、以下の議論があった。

委員より、ロシアのウクライナへの侵攻の影響により燃料デブリ模擬体の材料となるウラン粉末の輸入が滞った場合、実施できない臨界実験はあるか確認があった。事務局より、短尺及び長尺のデブリ模擬体を使用する反応度測定に影響がある旨回答した。また、同戦争によりロシアで製作したウラン棒状燃料の輸入が滞るが、その影響として、当面現有燃料 400 本にて運転するため、製作した格子間隔 1.27cm の格子板を使用した実験の実施が困難になるので、格子間隔 1.50cm のものを中心にする方針である旨説明した。委員からは、実行可能な実験から実施することについて同意する発言があった。

事務局より、同戦争の影響について、燃料輸入の遅れが 0.5 年ないし 1 年の場合は現行の実験計画を達成することが可能であるが、それ以上に遅延した場合、事業で計画している臨界実験のすべてを実施することが困難になる見通しが説明された。

委員より、輸入遅延から棒状燃料の本数が不足することについて、未臨界実験を視野に入れることについて提案があった。事務局より、選択肢として検討するが、未臨界実験では臨界実験よりも1回のケースに時間を要する難点があるため、まずは格子間隔 1.50cm の格子板とコールド試料を用いた臨界実験を行いたい旨を回答し、委員の了解を得た。

委員より、軸方向の非均質性を持たせた試料使用の可否について確認があり、事務局より、可動装荷物駆動装置の試料として使用可能である旨回答があった。

現有の STACY 燃料について、委員より、現有燃料はロシアで製作した新燃料と同等のものであるか確認があり、事務局より、外径や濃縮度等はほぼ同等であるが、下部端栓の長さが違う旨を回答した。

デブリ構造材模擬体の製作精度について、委員より、報告された精度（加工精度 1%以下、主要成分偏差 10%以下）は、計画しているデブリ模擬臨界実験のために必要な精度を満足しているものか確認があり、事務局より、現時点の報告では非破壊手法によってここまでの精度が出ることを確認したものであり、今後計算を進めて、より精度を高める方向で検討していることを回答した。

#### 臨界挙動評価手法の整備

資料 23-6 を使用して事務局から臨界挙動評価手法の整備の進捗状況が説明された。シナリオに基づいたパラメータの感度解析に関して、委員より FP 量の扱いに関する質問がなされ、事故解析ハンドブックに記載の数値を用いて核分裂数から FP 量に換算し、それらが全て放出される条件での計算である旨が事務局から回答された。

サンプリング条件と中性子実効増倍率の不確かさに関する検討において、感度係数が最小となる条件について質問がなされた。事務局から、最適減速条件に近い条件である旨が回答された。臨界事故の大きさと出力挙動の関係に関する検討に関して、停止機構となる負の反応度効果、特にボイドの扱いに関する質問がなされた。事務局から、ボイドは 10 秒で抜ける設定である旨が回答され、この計算結果については、その条件の下ではリーズナブルな傾向になっているとのコメントが委員からあった。

#### 燃料デブリ取出し臨界影響評価（臨界リスク評価）

資料 23-7 を使用し、事務局から臨界リスク評価まとめについて進捗状況が説明された。

委員より、本事業で正当化まで扱うことは大きな判断が伴うため難しいのではないかと、NDFが公開しているデブリの取扱いとリスクの関係図などを参考にして、全体のリスク評価などは事業者にもやってもらうのも良いのではないだろうかとの見解が述べられた。

委員より、事故のリスク制限に関しては、制限のための基準というものをはっきり示したものはないため、例えば被ばく線量の管理であれば、事故1回の被ばく影響を評価して、その規模の事象が年に1回起こったとしても、制限値より十分小さいという示し方もあるのではないかとコメントがあった。さらに委員から最適化について、頻度と影響を定量化しないと最適化の議論は難しいが、非常に単純な考え方として、発生頻度についてはSAPなどには10-4/年などといった数字が出てくるので、臨界事故の発生確率をそれより十分に低くするのが当面の目標だと考えるが、影響については、最適化のための当面の目標値(線量拘束値)として年間20ミリシーベルトと定められている(発言者補足：ICRP2007年勧告で従事者の線量拘束値は個別の活動の状況に応じて年間1mSvから20mSvの範囲で設定するとされている)ので、臨界事故によって受ける線量をそれよりも小さくする方法があれば、仮に臨界事故が起こったとしても作業員の被ばく線量は制限値より少ないと言えるのではないかとコメントがあった。それに対し事務局から、影響の大きい臨界事象を過渡という事業者説明もあることを念頭に、過渡と事故を区別するやり方もあるのではという返答があった。委員より、その場合、事故の頻度は低くても影響は厳しいという区分設定もあり得る、というコメントを得た。

委員より、本成果の完成時期について質問があった。報告者から、今年度までの事業成果をまとめる方向であり、その後の高度化の成果は適宜反映していく旨を回答した。

## その他

予定していたSTACY更新炉を構成する機器の視察がコロナウイルス蔓延のためキャンセルになったが、現地に設置作業中のものを見ることも含め、事務局が再度スケジュールを調整する。

来年度以降も現在の委員に継続して委員を依頼したい旨が事務局からあり、各委員の了承を得た。第24回会合は令和4年6月から7月に開催する。オンライン会議にて開催することを前提に調整するが、可能であれば対面やハイブリッド形式も考慮する。

## 12.4 第1回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和4年6月22日(水) 13:30～15:40

場所：

ビデオ会議システム(zoom)にて実施

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷

原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

資料 1-1 第 23 回福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会議事録（案）

資料 1-2 全体計画

資料 1-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

資料 1-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）  
—STACY 更新に係る施設整備計画—

1-4-1 STACY 更新炉の整備状況

1-4-2 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置  
STACY 更新炉の整備 —STACY 臨界実験の目的と意義—

資料 1-5 臨界挙動評価手法の整備

### 議事内容

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

### 前回議事録の確認

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

### 全体計画

事務局から資料 1-2 を使って全体計画、令和 4 年度の計画・予定が報告された。3 月の専門部会（前回会合）で示された計画から特に変更が無いこと、炉室工事が順調に進められていることが報告された。委員からロシアで製造した燃料の日本到着が遅延することの STACY 更新

炉の臨界到達計画への影響について質問があったが、既存の 400 本の燃料で臨界にすることが出来るとの報告があった。

#### 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

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

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

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

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

#### 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

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

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

委員から、ロシアのウクライナ侵攻により燃料輸送が遅延することについて、現有する旧 STACY の棒状燃料でどの程度の実験が可能かについての質問があった。現有燃料だけで可能

な実験もあるが、影響をうけるものや、不可能な実験もあることが報告され、目的に対してどこまで出来るのかをよく考えて対応することが必要であるとの指摘が委員から出された。また格子間隔 1.27cm の場合には外部ドライバー領域が内側の実験領域に対してなんらかの影響を与えられるので、注意が必要との指摘があった。これに対し事務局から、事前解析にてドライバー領域により中性子スペクトルが影響を受ける範囲を評価している旨を説明した。

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

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

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

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

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

### 臨界挙動評価手法の整備

資料 1-5 を用いて事務局から臨界挙動評価手法の整備の計画が説明された。核分裂数マップの作成を目的とした臨界組成マップの作成について、委員より、令和 3 年度事業の実施内容との関係や、どのようなものを作成するのかとの質問がなされ、発表者からは今年度の実施内容には前年度との強い関係は無いこと、公開情報から現状の燃料デブリの組成分布を調査し、それを踏まえた上で臨界になる条件を想定した場合の組成を、場所ごとに推定する旨が回答された。

委員より、資料をもう少し詳しく書いて欲しいというリクエストが出され、事務局側は拝承した。さらに委員からは、核分裂数マップを作成するのであれば、諸々の情報を総合して臨界のシナリオを作成しそれに基づいて評価を行うべきではないかとの質問がなされ、発表者からは、そのとおりだが、現在はシナリオを確定させるだけの情報が不足しており、フルスペックでそういうことを実行することができない旨の回答がなされた。これに対して他の委員より、フルスペックで実施できなくとも、まずは手持ちの情報でできる範囲で実施することが大切ではないか、とのコメントがあり、発表者からは、今年度はそのような方針で、試解析的に進めようとしている。前提条件等は明示する旨の回答がなされた。

委員より、Kr-89 と Xe-137 のクラウドシャインの影響はそもそも直達線の影響に比べてマイナーなのではないか、そうだとするとさらにそれらの崩壊後の Sr-89 と Cs-137 についてはほとんど影響があるとは思えない。何を目的として解析を行うのかとの質問がなされ、発表者からは、RASCAL コードで取り扱っていない核種である Kr-89 と Xe-137 とその崩壊系列の核種について、影響があるとすればどの程度かを調べ、実際のところ無視しても問題がないということを確認することを目的としている旨の回答がなされた。

委員より、本事業の成果が燃料デブリの臨界管理を行う上で実用的なツールになるよう、別途とりまとめが進んでいる臨界リスク評価まとめ資料との整合を考慮して研究を進めるようコメントがあった。

## その他

全体に対するコメントとして、NRA が使えるものの開発につながっていただけないというコメントが委員よりあった。

予定していた STACY 更新炉を構成する機器の視察がコロナウイルス蔓延のためキャンセルになったが、現地に設置作業中のものを見ることも含め、事務局が再度スケジュールを調整する。第 2 回会合は令和 4 年 10 月 13 日とされた。

## **12.5 第 2 回福島燃料デブリ 臨界評価研究委員会議事録**

日時：

令和 4 年 10 月 13 日（木）13:30～15:40

場所：

ビデオ会議システム (zoom) にて実施

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷  
原子力規制庁：大川、岩橋、柴

配付資料：

- 資料 2-1 第 1 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）
- 資料 2-2 全体計画
- 資料 2-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース
- 資料 2-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）
  - STACY 更新に係る施設整備計画—
  - 2-4-1 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置
  - STACY 更新炉の整備 —STACY 臨界実験の目的と意義—
- 資料 2-5 臨界挙動評価手法の整備

## 議事内容

### 前回議事録の確認

資料 2-1 第 1 回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

### 全体計画

事務局から資料 2-2 を使って全体計画、令和 4 年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いことと、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題のために 7 月中旬から工事がストップしており今年度中の臨界達成が極めて困難となった事が報告された。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料 2-3 を使って臨界マップデータベースの拡充やモンテカルロコード Solomon の開発・整備に関する進捗状況を報告した。

委員より、Solomon を利用した臨界量解析について、100 サンプルでは少なすぎると感じたが、Solomon に実装される予定の極値理論に基づく有限機能を利用することで 100 サンプルでも十分に上限を抑えられるといった意図なのか、という質問があり、事務局からは、有限機能といったことは考えておらず、昨年度 100 サンプルである程度平均値の収束が見られたことから、まずは今年度も同様とする予定であるとの返答があった。これに対し、委員より、統計学に基づくランダムにサンプリングしたデータが  $n$  個あった場合、その標準偏差の統計誤差は  $\chi$  分布に基づいて評価でき、結果的に相対統計誤差は  $1/\sqrt{2(n-1)}$  となる。100 サンプルの場合は相対統計誤差 7%程度になるとのコメントがあった。

委員より、デブリ構成物質の質量保存からの偏差を評価することについて、その意図（目指しているところ）が明らかでないとの指摘があった。事務局より、例として、質量偏差が1%を超えるような乱雑化になった場合に、棄却してもう1回作り直した乱雑化で、厳密に1%以内の質量偏差での評価の場合の臨界性揺らぎを示す、というような形での活用を考えていると回答した。また、極端で非現実的な乱雑化レプリカを排除することも意図しているとは回答した。

委員より、モンテカルロ法による質量偏差評価が任意形状について可能かどうかについての質問があった。事務局より、複数の1次及び2次曲面で定義された一般領域に関して、質量偏差の評価は計画していないと回答した。汎用モンテカルロ法コードMVP、MCNPなどでも、上述の一般領域の体積計算機能は装備されておらず、本受託事業では、球、円柱、並びに直方体のような基本図形に対しての質量偏差評価機能の装備のみを計画していると追加回答した。

委員より、有界増幅機能の計算結果の表示について、改善の要望があった。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料2-4、2-4-1及び手持資料2-4-2に基づいて、事務局から、定常臨界実験装置STACYの更新の進捗について説明した。STACYは更新工事を進めていたが、令和4年7月7日に発生したダンプ槽支持脚に係る不適合の影響で7/15以降工事を停止した。不適合は異なる材料を用いた不適合と検査見逃しの不適合の2つに分けられるが、後者の不適合管理が完了したことから、10月12日に一部工事を再開している。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整備として、内挿管、デブリ構造材模擬体、実験用高精度水位計の準備を進めている。

棒状燃料については新情報はなく、ロシアのウクライナ侵攻が終結していないことから、輸送計画再開の見通しは立っていない。情勢を注視し、輸送再開の機会を窺うと共に、輸送容器のライセンス維持等、可能な作業を実施することを検討している。また、実験計画は、燃料輸送が遅延することを前提として検討する。

デブリ模擬体調製設備については、ロシアからの燃料輸送によって供給される予定のUO<sub>2</sub>粉末が入手できないため、コールド材料を用いて実験用試料を調製する。また、デブリ模擬体分析設備は、8/5付けで運用のための保安規定の認可を取得した。試分析を準備中であり、第3四半期より実施する予定である。また、分析に必要な設備を購入し、納品待ちである。

令和3年度までに試作を行い、設計に必要な情報を取得したデブリ模擬体実験で使用するコンクリート模擬体について、令和4年度は設工認を申請する。また、主要成分の不確かさを低減のためXRDを用いた多元素同時測定を検討している。

STACY 運転再開後のデブリ臨界実験計画について、ダンプ槽支持脚に係る不適合がダンプ槽一部手直しで早期解決した場合と、解決が見込めずダンプ槽をすべて再製作することになった場合についてそれぞれ検討し、またロシアから取得予定の新燃料及び粉末燃料が届かない場合を想定した実験の優先度、達成度（新燃料取得出来た場合との比較）及び実験スケジュールについて各実験の目的と意義を合わせて説明した。

資料2-4、2-4-1及び2-4-2について、以下の議論があった。

(デブリ模擬体について)

委員より、多元素同時測定に用いる技術は XRD ではなく XRF ではないかとの確認があり、事務局で確認することとなった。確認の結果、XRD による手法であることを確認した。XRD は結晶化されている物質が判明していることが前提となるものの、多元素同時測定による定量分析が可能であると考えており、本年度は試料に含まれる物質を絞り込み、組成を評価する手法を得る予定である。

(STACY 更新計画について)

委員より、ダンプ槽支持脚の不適合を考慮した実験再開スケジュールの妥当性について確認があり、事務局より、元請けメーカーと調整済みの現実的な想定であること、ただし、不確定要素として不適合を起こした下請け企業の不適合管理が想定された時期に完了することを前提としている旨回答した。

委員より、下請けメーカーの不適合管理が適切な時期に完了しない場合、他のメーカーが代行してダンプ槽を製作することは検討しているか確認があった。事務局より、現状は当該下請けメーカーが不適合管理を完了した上で製作を継続するのが合理的と考えているが、完了しない場合は契約上元請けメーカーが責任を持って製作するよう要求している旨回答した。

委員より、その場合に実験期間が確保できるのか確認があり、事務局より、不適合管理が完了しない場合には元請けメーカーが製作を継続する前提ですでに計画を進めていることを回答した。

委員より、ダンプ槽を丸ごと再製作することになった場合どのくらいの期間がかかるか質問があり、事務局より、製作だけなら 5~6 ヶ月、それに加えて材料調達の時間がかかる旨を回答した。

委員より、ダンプ槽の一部補修の場合、不適合管理については原子力規制庁の確認を要するのか質問があり、事務局より、規制当局は経緯をウォッチはするが、原則として原子力機構が責任を持って確認する仕組みである旨を回答した。

委員会としては、できるだけ早く STACY 更新炉を臨界として実験が出来るように努力するようコメントがあり、事務局より拝承の旨を回答した。

### 臨界挙動評価手法の整備

担当者より、臨界挙動評価手法の整備に関する令和 4 年度の進捗状況について報告がなされた。

$k_{inf}$  計算条件に関して、Gd 等の物質を考慮してもよいのではないか、作成した臨界マップを用いて棄却できる範囲を特定できるのではないかな等の指摘が、複数の委員よりなされ、担当者から検討する旨が回答された。デブリの生成過程や現在の様子の想定から、組成として検討すべき範囲を狭めることが可能ではないかとの指摘が委員よりなされた。これに対して、リスクの評価の観点からはそのようなやり方が有効であるが、今回、最終的な目標は、指定した場所で臨界になった場合の総核分裂数を予測し、そのマップを作成することであるため、測定データや観測結果がないことについて想定で臨界の可能性を排除すると、ほとんどの場所で臨界にならない可能性があり、目的に合わない旨の回答がなされた。

そういう目的のための大まかな評価でよければ、総核分裂数はウランの量だけで実質的に決まるのではないかとの指摘が委員よりなされた。事務局からはそういうこともあり、今回は今のところ公開情報にない Gd の量等は含めていない旨の回答がなされた。

今回はデブリの所在と組成についての調査が主であって、今後の作業上の流れを確認するとともに問題点を洗い出すためのものであることと、 $k_{inf}$  や核分裂数の計算を行う際には今回指摘をいただいた点に関して注意をしたい旨の説明が担当から行われた。

## その他

第 3 回会合は令和 5 年 3 月 1 日とされ、ビデオ会議システムではなく原子力機構東海において対面で開催することとされた。現地に設置作業中の STACY 更新炉の見学も行うこととされた。

## 第 3 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録

日時：

令和 4 年 3 月 1 日（水）10:00～15:30

場所：

日本原子力研究開発機構 NUCEF101 会議室  
(ビデオ会議システム(zoom)の接続もあり)

出席者：

専門部会：中島（委員長）、遠藤、黒崎、村松（以上専門委員）

原子力機構（事務局）：須山、植木、郡司、渡邊、荒木、福田、山根、井澤、深谷

原子力規制庁（zoom より接続）：大川、岩橋、柴、川口

配付資料：

資料 3-1 第 2 回福島燃料デブリ臨界評価研究委員会議事録（案）

資料 3-2 全体計画

資料 3-3 臨界条件評価手法の整備（臨界マップデータベース及びソフトウェア開発）

資料 3-4 臨界条件評価手法の整備（臨界実験）

資料 3-5 臨界挙動評価手法の整備

資料 3-6 臨界リスク管理の観点からの再整理

議事内容

前回議事録の確認

資料3-1 第2回評価委員会議事録（案）は、委員及び原子力規制庁に回付して得られたコメントはすべて反映されているという説明が事務局から行われ、そのまま承認された。

### 全体計画

事務局から資料3-2を使って全体計画、令和4年度の計画・予定・現状が報告された。前回評価委員会にて報告したロシアで製造した燃料の輸送遅延については状況に変化が無いことと、STACY 更新炉のダンプ槽製造における品質保証不適合問題は令和5年2月24日に最終報告を行って解決したこと、今年度中の臨界達成が極めて困難となったが最新の予定では令和6年1月から2月にかけて初臨界を予定していることが報告された。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界マップデータベース

事務局から資料3-3を使って、臨界マップデータベースの拡充・高精度化に関して、Solomonのボクセル機能を用いた臨界量評価やSolomonの開発・整備についての成果を報告した。

臨界量評価に関して、委員より、今回の検討で非均質体系に近い臨界量評価結果が得られた点について、ボクセル機能を用いたことによる結果なのか、それともワイエルシュトラス関数に基づく乱雑化モデルで水を乱雑に分布させた場合でも同様の結果が得られるのかという質問があり、事務局よりボクセル機能を用いたことによるものである旨回答された。また、委員より、ボクセルサイズが1cmの場合で最も保守的な結果となった理由について質問があった。事務局より、体系が軽水減速体系のため非均質性が高まることで中性子増倍率が大きくなる今回の結果はある程度予想された結果であったことと、隣接したボクセルが水に置換される場合にはボクセルサイズを小さくしても影響が小さい可能性が想定されたが、1cm程度で増倍率が最大になることが今回の結果によって明確となったことが回答された。

Solomonの開発・整備に関しては、乱雑化モデルにおける質量偏差評価手法の検討、乱雑化の有界増幅による計算効率化、実デブリの持つ乱雑さ評価（画像処理）とのリンクの試みについての報告がなされた。委員からは、画像処理から得られたパワースペクトルをSolomonのワイエルシュトラス関数に直接入力する機能についての質問があった。事務局より、ワイエルシュトラス関数を任意形状のパワースペクトルに対応可能に拡張することは理論的に可能であると令和3年度の報告書で報告したが、現在ではその必要性を感じていない。ただし質量偏差評価手法の検討において低周波領域でのパワースペクトル平坦化が質量保存の効果をもたらすことがわかっているため、このような入力機能の実装は現実的であると考えているとの回答があった。別の委員より、画像は内部の乱雑さは反映していないかもしれないが、表面にある空孔率などの乱雑さは反映しているとのコメントがあった。事務局からは、低周波による臨界性揺らぎへの影響が大きいので、大きなスケールでの画像を得ることが課題となっているとの回答があった。その他委員からは、有界増幅で得られた最大値が発生する確率（頻度）を評価出来ると良いこと、極端な事象に対応するかどうかを判断するために統計的なバックグラウンドがあると良いと言うコメントがあった。その他、レプリカを可視化することが出来ればリスクの高いモデルを具体的な姿で示すことが可能になって、対外的な説明で有効あるとのコメントがあった。

### 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

事務局から、資料3-4に基づいて、定常臨界実験装置 STACY 更新工事の進捗状況について説明した。STACY は令和4年7月に発生したダンプ槽支持脚に係る不適合によって一時工事を中断したが、令和5年2月24日に不適合管理が完了したことを公表したことを報告した。新たな臨界実験開始時期は令和6年5月としているが、1ヶ月以上の前倒しを目指して工事を進めている。さらに、前年度に引き続き、実験装置の整備として、内挿管、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管の設工認を進めている。

棒状燃料については新情報はなく、ロシアのウクライナ侵攻が終結していないことから、輸送計画再開の見通しは立っていない。情勢を注視し、輸送再開の機会を窺うと共に、輸送容器のライセンス維持等、可能な作業を実施することを検討している。また、実験計画は、燃料輸送が遅延することを前提として立案する。

デブリ模擬体調製設備については、ロシアからの燃料輸送によって供給される予定の  $UO_2$  粉末が入手できないため、コールド材料を用いて実験用試料を調製する。

デブリ模擬体分析設備は、令和5年度第1四半期に使用前確認申請及び検査を実施する予定である。また、デブリ調製設備で試作したデブリ模擬体ペレットの試分析の結果を報告した。

前年度に引き続き進めているデブリ構造材模擬体のうちコンクリート模擬体の分析手法について、X線回折法(XRD)、蛍光X線分析法(XRF)による予備的な結果を報告した。

STACY 運転再開後のデブリ臨界実験計画について、ダンプ槽支持脚に係る不適合管理が完了したことから、想定される運転再開スケジュールに合わせた最新の実験計画について報告した。また、計画している実験のうち、炉心タンク内機器を詳細にモデル化した初臨界炉心、燃料デブリの落下を静的に模擬する落下模擬試験、燃料、水孔、コンクリート模擬体を不均一に配置する試験について現状の検討状況を報告した。

委員より、デブリ模擬体分析設備の分析精度について、臨界実験側のニーズに対してどの程度の精度が得られているのか質問があった。事務局からは、臨界実験側のニーズによらず最善の精度を実現するよう準備を進めている旨を説明があった。委員より、化学分析で得られる数字の精度と炉物理実験で議論する精度は大きく違い、前者はせいぜい3桁程度であるため、ニーズの齟齬がないように調整することが重要であるとコメントがあった。

委員より、STACY の実験用装荷物の設工認について、3つの装荷物を同時に申請しているのであれば、完成した順に使用できるよう、規制側に調整を図るべきであるとコメントがあった。事務局より、現時点で KUCA を参考にし、完成した順に一部使用が可能なように相談している旨を回答した。

委員より、中間格子板の反応度の大きさを考えると中間格子板をまたぐ際に水位差法が機能するか懸念があり、温度補正も含めて実験手法をよく検討するようコメントがあった。事務局より、拝承する旨回答した。

### 臨界挙動評価手法の整備

事務局から資料3-5を使って、文献調査に基づくデブリの組成分布の整理結果とともに臨界となる場合の組成分布の推定について報告された。また、原子炉過酷事故では通例考慮されない短半減期の希ガス元素がデブリ臨界事故時の空間線量率評価に与える影響についての成果が報告された。

$k_{inf}$ の計算条件に関して、重要なのは燃料の重量そのものではなく組成の比であることの確認が委員からなされ、配布資料の表下に記載された脚注説明は不適切か不要なのではないかとの指摘があった。その通りであるが分かり易いように、参照した公開文献の表に示される重量を用いて記述した旨が回答された。ボロンの投入量についての質問もなされ、ボロンは制御棒由来のものが全て混入している想定であることの説明がなされた。ガドリニウムを算入していないことについて考え方を報告書では丁寧に説明することを求められた。

核分裂数の評価方法に関して、添加反応度やフィードバック反応度の評価方法の確認と、動特性解析よりは水分蒸発に必要な熱量から換算するような方法の方が目安を得るには実際的である旨のコメントが委員からなされた。ただし、サブプレッションチャンバーのボリュームは非常に大きいため、その内部の水が全部蒸発すると核分裂数も非常に大きくなる一方、そういうシナリオが成立するののかということもあり、今後の評価は難しいとのコメントもなされた。

これに対して、冷却水の供給を止めない限りは核分裂が止まらないといったことも考えるため、有効なシナリオの検討が非常に重要であると考えている旨の回答がなされた。合わせて臨界になる時の燃料デブリの大きさや形状等の想定についてアドバイスが求められ、委員から、場所によっては物理的に最大体積がとて大きくなる可能性があるが、上限はきつとあるだろう、多点炉のような扱い方も考えられるが、いずれにしてもシナリオの検討は難しい旨のコメントがなされた。

検討の進め方について、様々なパラメータを考慮した多次元空間として見たときに、大雑把な推定からだんだんと絞っていくようなやり方をしていると捉えると、やるべきリストというものを予め作っておいて、今までにここまで計算したというようなものを提示するようなことになるか考える。そう考えると、考慮しているパラメータや条件を整理したような表を作るなど、系統的に進める必要があるのではないかとのコメントが委員からなされた。

これに対して、ここでの目的は詳細な検討ではなく目安を得ることであるから、そういうパラメータや条件をしらみつぶしに検討するのではなく最短距離を進むようなやり方を従来はしてきた。その際、いくつもの想定に基づいており、それに対して、その想定の妥当性を高める検討やシナリオの尤もらしさの検討を行って進めようとしているのが今のやり方である旨の回答がなされた。

また、委員より、線量評価への短半減期希ガス元素の影響に関して、解析に用いる線源と作業者との位置関係をより現実的なものとすべきである旨のコメントがなされた。さらに、RASCAL コードで取り扱っている短半減期ではない(半減期が比較的長い)希ガス元素の線量に対する寄与として、サブマージョンによる外部被ばく線量の換算係数に基づいて今回対象とした短半減期の希ガス元素の影響を概算するといった、今回の成果を活用する具体的な方法に報告書にて言及すべきである旨のコメントがなされた。

注：例えば、米国 EPA の下記文献の Table4-6 に、希ガスのサブマージョンによるその線量換算係数が整理されている。

- <https://www.epa.gov/radiation/federal-guidance-report-no-15-external-exposure-radionuclides-air-water-and-soil>
- [https://www.epa.gov/sites/default/files/201908/documents/fgr\\_15\\_final\\_508\\_2019aug02.pdf#page=202](https://www.epa.gov/sites/default/files/201908/documents/fgr_15_final_508_2019aug02.pdf#page=202)

## 臨界リスク管理の観点からの再整理

事務局から、資料 3-6 に基づいて、令和 3 年度までの本事業成果（臨界マップ及び臨界影響評価）を用いて燃料デブリの臨界リスク管理を行う場合の具体的なイメージについて説明した。第 2 3 回専門部会の報告からの変更点として、用いる用語を米国 NUREG などの定義に基づき再考したこと、リスク評価の具体例は改訂したフローを中心に説明し、頻度と影響度のマトリックス表はミスリーディングを防ぐため非掲載としたことなどを説明した。

委員より、リスク評価の世界で使われている用語を用いること、マトリックス表を使うと用いる数値をどうやって求めるかが問題になって不確かさ評価などを丁寧にやりましょうということになってしまうが、ここで重要なのは臨界となるシナリオの理解と臨界マップで評価された実効増倍率がどういう条件ならこうなるという情報をもとにして人間が判断するということである。事業者もリスクの判断基準について何らかの数値を定めてもらうことは想定していないのではないかとコメントがあった。

委員より、「臨界マップ」に関しては全体を俯瞰する地図のようなものをイメージする『マップ』の呼称と実態である『データベース』との間に違和感があるとのコメントがあった。事務局より、「臨界マップ」の呼称は本事業で継続的に使われていること、データベースとしても現時点で網羅的なものではなく、何らかのインプットに対する判定手法のような使い方を想定していることを説明した。

委員より、具体的イメージに対して、実際の作業をやりながら見直しをするのかという質問があった。事務局より、そのとおりであり、それぞれのシナリオを良く検討し、シナリオ分析、リスク分析に本事業の成果を用いることを提案していることを説明した。

## その他

午後 1 時間半程度、STACY 更新炉の工事現場、保管されている格子板、制御室の見学を実施した。その後、本受託の取り纏め方針についての議論を行った。事務局からは、本受託事業が令和 6 年度に終了することから、本受託の成果は規制側が安全審査に使用されるシステムの妥当性を検証するための知見を得ることにあるということを確認し、成果の取り纏めを意識した活動を行っているということが報告された。STACY 更新炉だけが重要というわけではなく、ソフトウェアも重要視しており、開発しているコードやデータベースが利用しやすくなる活動も重要視していることが報告された。また、受託事業が終わった後の STACY 更新炉の利用計画の重要性についても認識しており、JAEA だけではなく多くの関係者が利用可能な装置になることが必要であって、そのために外部機関との協力関係、特に KUCA や近大炉など他の類似の装置を持つ機関との協力が非常に重要となるという方針が示された。また、STACY 更新炉の利用を促進するために STACY 更新炉の設計データを取り纏めた JAEA の公開報告書の作成も計画していることが報告された。これに関して委員からはその方針に対する賛同と同時に本受託事業で得られた成果をもっとアピールしてほしい、データをまとめた公開報告書も重要であるが、STACY 更新炉に関して引用されるべき公式論文を作って引用数を増やすといった提案があった。また、臨界マップデータベースは内容の技術的価値が高いことは認めるが、名称が良くないために認知度が高まらないと思われるのでその機能が良く

理解される名称に変更した方が良いのではないかという提案があった。事務局からはこれらの示唆について検討する旨の返答があった。

全体の取り纏め方針については、事務局が示した方針で概ね合意があったが、委員からは臨界挙動評価の取り纏め方針をどうすべきかという問題提起があった。今回の委員会では仮想的な条件のもとに投入反応度を決めているため、ケーススタディとしては有効であるが、現実から大きく離れた条件であると思われることから設定条件を再度検討した方が良いのではないか、臨界マップデータベースに格納されている条件下にあるデブリを考え、その条件が崩れた時に入る反応度を考えるのが現実的ではないのか、という意見が出され、事務局で検討することとした。

令和5年度も今年度と同様に6月、10月、3月の3回の評価委員会を開催することと今の委員に評価委員を委嘱したい旨が事務局から提案され、委員の了承を得た。

## 第VI編 まとめ



## 第 13 章 令和 3 年度事業の成果

### 13.1 臨界条件評価手法の整備

臨界マップデータベースの開発においては、乱雑化モデルを用いた Solomon の計算結果を臨界リスク基礎データベース(臨界マップデータベース)システムに取込むための作業を実施した。CakePHP のマイグレーション機能を用いて MySQL 上に乱雑化モデルによる計算結果を登録するためのカラムを新規に追加した。データベースシステムの機能として、Criticality 及び MapGroup において、乱雑化モデルによる計算結果が表示できる機能の改良を実施した。

また、臨界特性データ拡充の一環として、1F3 号機の MOX 燃料と隣接する燃料が混合した場合の燃料デブリ組成の臨界特性解析を行った。まず BWR の MOX 燃料集合体モデルを様々な文献に基づいて設定し、燃焼解析により事故時の平均燃焼度における燃料集合体平均組成を求めた。そして、得られた MOX 燃料燃焼組成と前年度評価した燃焼度毎の  $\text{UO}_2$  燃料の集合体平均組成を組み合わせて、実際の燃料装荷パターンに基づき  $2 \times 2 \sim 5 \times 5$  領域の範囲で組成を均質に混合させて様々な燃料デブリ組成モデルを作成した。無限増倍率解析の結果、MOX 燃料を含むケースでは残存ガドリニウムの効果により無限増倍率が十分に 1 を下回るという結果が得られた。また、燃料組成中の  $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$  原子数比と最適減速時の無限増倍率との相関関係を調べたところ、MOX 燃料の影響が大きいケースでは  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の影響を無視できないため、 $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$  の代わりに  $^{155,157}\text{Gd}/(^{235}\text{U}+^{239,241}\text{Pu})$  で整理することで  $\text{UO}_2$  燃料のみのケースと同様の相関関係が得られることが分かった。

さらに、Solomon を用いた臨界特性データ拡充に向けた検討として、これまで実施してきた臨界量評価において Solomon を適用し、燃料組成が乱雑に分布した場合の臨界量及びその不確かさの試解析を行った。過去に実施した 1F1 号機の燃料装荷パターンを用いた臨界特性解析における燃料デブリ組成 2 ケースに対して Solomon を用いた 100 レプリカの解析を行い、各レプリカで得られた臨界量を統計処理することにより、臨界量の平均値及びその不確かさを評価できることを確認した。得られた臨界量の平均値は均質体系の場合よりも小さくなる、つまりより厳しい条件となる傾向がみられた。100 レプリカで得られた臨界量の頻度分布を確認したところ、最適減速に近く比較的臨界量が小さいケースでは正規分布に近い分布が得られたが、最適減速からはずれた臨界量が大きいケースでは明らかに正規分布からはずれた分布をしており、今後様々なケースを解析する場合は分布の形に十分注意する必要があることが分かった。

燃料デブリを含む体系についての臨界リスク基礎データベースの高精度化のために、Solomon による燃料デブリ計算体系モデルを臨界解析の実務に資するように拡充した。最初に、乱雑な連続空間分布の臨界計算におけるスペクトル範囲指定機能をホワイトノイズまで拡張し、臨界性揺らぎに与える影響の一般的傾向を評価した。逆べき乗則パワースペクトルの逆べき指数が大きいほど臨界性揺らぎが大きくなること及び低波数領域ほど大きな揺らぎ

をもたらすことが明らかになった。後者は、臨界安全の観点からみると、大きなスケールでの組成変動が重要であることを意味する。次に、有界な乱雑化増幅による中性子実効増倍率の最大可能値推定の実現可能性を示した。最後に、逆べき乗則でなく、任意形状のパワースペクトルの乱雑化の構成式を導出した。

また、Solomon の繰り返し幾何形状モデルを検証するため、2 つの異なる燃料棒ピッチが混在する体系に対して実効増倍率を計算し、参照解である MCNP5 の計算値と比較した。その結果、両者の結果は 1 標準偏差が重なり合う範囲（ほぼ 1 標準偏差の範囲）で一致し、Solomon の繰り返し幾何形状モデルは問題がないことを確認した。

以上により、平成 31 年度までに開発した燃料デブリ体系を取り扱うことが可能な計算コードシステム(Solomon)に対して燃料デブリ計算体系モデルの改良と基本機能の拡充により、臨界リスク基礎データの評価における適用範囲を拡張し、臨界リスク基礎データベースの高精度化に資する事が出来た。

シビアアクシデントの結果生じた燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべき核分裂生成各種について考察した。シビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群に含まれる各種は安全側の判断をすれば燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきでは無い。例えば、Cs-133 の場合、シビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群である I (ヨウ素) や希ガスである Xe (キセノン) が生成チェーンに入っていることから Cs-133 を燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきではない。同様に Rh-103 と Tc-99 についてもそれぞれシビアアクシデントコードで移行挙動が評価される元素群である Ru (ルテニウム) と Mo (モリブデン) を親核に持つため、Tc-99 の存在は燃料デブリの臨界安全管理で考慮すべきではない。以上の事を考えると、燃料デブリの臨界安全管理に核分裂生成物は考慮すべきではないと考えられる。なお Gd-155 については、燃焼度によっては可燃性毒物として使用される Gd が燃え残っている場合があるため、燃焼度が比較的低い場合にはその負の反応度効果を考慮することは妥当であると考えられる。

燃料デブリの分析検討においては、昨年度から引き続き行っている予備試験を継続的に実施した。令和 2 年度に立案した 1F 燃料デブリの化学分析のスキームのうち、固形物試料の粉砕、電気炉を用いたアルカリ融解処理、融成物の溶解と水溶液として回収、を行った。モルタル、真鍮、そして SUS の混合試料について、試料にその 10 倍量の過酸化ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{O}_2$ ) を加え、電気炉にて 750℃、15 分間加熱することで得た融成物に、4 モル硝酸で溶解させ水溶液として回収した。また、同じく混合試料に U の模擬物としての酸化 Ce を混合し、15 倍量の過酸化 Na を加えた融解試験も実施した。これらの試験に加え、令和 2 年度に実施したモルタル、真鍮、SUS それぞれの融解試験においても残渣が発生し、融解後の分析操作に支障が出る可能性があった。そのため、融解方法を段階加熱方式に変更し、また融成物回収後に強酸を加え、加熱することで全溶解を目指した。化学分離試験では、分離条件の検討のために公開情報の調査で得た 1F 原子炉格納容器 (PCV) 内試料の分析の情報<sup>10)</sup>を参考にして平成 31 年度に調製した模擬水溶液試料を用いて分離試験を行い、得られた試料

を質量分析することで、当初計画した化学分離手法が妥当であることを確認した。この後、実液（保管中の SF 溶解液）を用いた試験等を実施し実試料の測定に向けた準備を進めることが可能となった。

定常臨界実験装置 STACY を用いた臨界実験の準備のため、令和 3 年度事業では、STACY 本体を据え付ける実験装置架台を改造し、また、STACY の運転に使用するドライバー燃料を貯蔵する棒状燃料収容容器架台を製作、さらに棒状燃料収納容器を据え付けた。また、更新工事の一環として次年度事業で給排水系を据え付ける炉下室を整備したほか、大型炉心を構成する際に必要となる未臨界板を製作した。

実験設備の準備として、STACY 更新炉に使用する高精度水位計の運用上の課題に対して計測方法の見直しを行い、実機適用可能な高精度水位計の設計及びモックアップ試験を実施した。また、STACY の炉心に少量試料や検出器を挿入するための実験用装荷物である内挿管及び少量の核燃料物質を挿入するための実験用装荷物である長尺（1500 mm）の燃料試料挿入管の製作に向けて詳細設計を行い、次年度事業で計画している設計及び工事の方法の申請の準備を整えるとともに、短尺（350 mm）の燃料試料挿入管については実機を製作した。

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の輸送準備として、RAJ-IIIS 型輸送容器用の 20 フィートオープントップコンテナ及び NPC 型輸送容器用の 20 フィートドライコンテナの移送並びに輸送容器の年次点検を実施した。また、ロシアーウクライナ問題の影響により、露国国内工場での発送前検査ができない状態が続いていることから、日本から検査員を派遣しない状態での発送前検査の実施について、露国燃料加工メーカー及び日本国内輸送業者と協議を行った。この結果、現時点においては当初の計画のとおり渡航可能となった後に発送前検査を実施することとした。さらに、現時点における輸送ルートの確認を実施すると共に、現在の状況が変わらないという事態も想定し、発送前検査を実施せず輸送可能な UN2910 としての輸送の実現性について検討した。引き続き、情勢を注視しつつ燃料輸送計画を検討する。

STACY 更新炉の装置本体の設計製作が進んでおり、これらの設計情報を核計算に考慮し、今後の実験炉心評価等に用いることを計画した。STACY 更新炉の核計算において、臨界水位の推定に影響を与えるような反応度効果を有する炉心タンク内機器を設計情報に基づき考慮し、実効増倍率の差異を評価した。特に、STACY 更新炉の核計算に、設計製作が済んだ本体機器を入れ込み、そのうち反応度効果が大きいと思われた中性子源案内管の影響について調査した。その結果、中性子源案内管が有意な反応度効果を有しており、臨界計算で考慮すべきであることがわかった。

STACY 更新炉における臨界実験は、二酸化ウラン粉末とその他の材料を混合、焼結して調製する組成が既知の燃料デブリ模擬体の反応度を測定することである。燃料デブリに含まれていると考えられるコンクリート及び鉄の成分のいくつかについて、格子間隔 1.27 及び 1.50 cm の炉心に、可動装荷物駆動装置及び燃料試料挿入管を用いて装荷する場合の、装荷

方法と装荷組成によって異なる反応度を計算解析によって評価した。その結果、短尺の試料装荷では資料によって十分な反応度変化が得られない可能性がわかった。デブリ模擬体を調製して作る試料についても、組成によっては、短尺及び長尺の 1 本置換では測定可能な反応度変化が得られない可能性があり、今後試料の調製に向けてより精度の高い解析計算と考察を進めていく必要があることが分かった。

STACY 更新炉の初臨界後に行う実験計画の概要とスケジュールについて検討を行った。実験のテーマは研究課題に沿って決定され、そのスケジュールは施設と実験機器の準備状況に依存するが、令和 4 年 2 月末の整備状況に基づいて STACY 更新炉の初臨界後の臨界実験のスケジュールの概略を示した。

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では、令和 2 年度事業の各機器の試運転及び付属機器の整備の結果、各機器のメンテナンス作業を確実に実施するため、グローブボックスのパネルに設置するグリーンハウスを整備した。また、周辺設備の整備として、各機器メンテナンス性向上のため分電盤内の遮断器を増設した。さらに、コールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。令和 3 年度事業では、デブリ模擬体調製設備の各機器のメンテナンス作業を確実に実施するため、メンテナンス時に必要なグリーンハウスを整備した。また、周辺設備の整備として、各機器メンテナンス性向上のため分電盤内の遮断器を増設した。さらに、またコールド試料を用いてデブリ模擬体の試調製を行った。調整の結果、粉体の流れやすさや表面の粗さ等の課題を抽出した。

デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備では、令和 2 年度までに実施した試分析においては、アルカリ融解法に着手し、融剤を炭酸ナトリウムとし融解を行ったが、想定した溶解には至らず、デブリ模擬体試料に含まれる不溶解残渣の主成分として想定している Si、Zr、Al を溶解することは困難であることが分かった。このため、本年度は、アルカリ融解に使用する融剤の見直しを行い、試分析を実施した。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。令和 2 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、アルカリ融解法を用いた試分析を実施した。また、デブリ模擬体を分析する際に使用する器材等を整備した。試分析について、各元素はおおむね融解できる見通しを得ることができた。

## 13.2 臨界挙動評価手法の整備

パラメータの感度評価では、令和 2 年度に実施した無限体系の解析で感度の大きかったパラメータは中性子無限増倍率に対して燃料密度、総核分裂数に対して反応度温度係数と比熱であったため、これらのパラメータについて、平成 29 年度に実施した臨界事故シナリオの試解析の値を基準として 1% 増加させた解析を行い、評価結果に対する影響を調べた。複数のパラメータの影響の重なりについても検討するため、反応度温度係数と比熱を同時に 1% 増加した条件での解析も実施した。

燃料デブリの臨界シナリオにおいて外部被ばく線量率に影響が大きい 2 つのパラメータ（反応度温度係数と比熱）を同時に過大評価すると、互いに相殺し合うことが予想されてい

たものの、結果としては同時に 1%増加させた場合には約 2%の減少となった。そのメカニズムが明確ではない現状では、このような影響の相殺は期待せず、合わせて数%の影響を見込んでおく方が安全であると考えられる。一方で、燃料密度の影響はそれらの一桁上（本解析では 10%以上）であり、この解析では燃料密度の評価精度がリスク評価の精度を決定づけた。従って、実際の被ばくリスクの評価においても、燃料密度の推定の精度が非常に重要であると考えられる。

昨年解析では、燃料/コンクリート割合によらず減速過剰の場合、反応度の燃料密度に対する感度が大きいことが示されているので、冠水工法など、デブリ周辺が水で満たされている体系では、そうでない気中工法の場合に比べて密度の推定精度に十分な注意が必要であると考えられる。

サンプリング条件が増倍率評価に与える影響では、 $\beta$ の不確かさと増倍率分布の広がりとの関係を見積るため、中性子実効増倍率の標準偏差に対する乱雑さパラメータ  $\beta$  の感度係数を求め、そのデータから、サンプリング点数による乱雑さの評価が増倍率分布の広がりへの影響について評価する手法を検討した。具体的には、単純な体系に対して乱雑化モデルを用いたエネルギー 2 群のモンテカルロ計算を実施し、計算結果から増倍率分布の標準偏差に対する  $\beta$  の感度係数を導出した。得られた  $\beta$  の感度係数とサンプリング点数に対する  $\beta$  の評価における不確かさとの 2 つのデータから、サンプリング点数による増倍率分布の広がりへの不確かさを評価した。評価において、サンプリングによる  $\beta$  の不確かさが、増倍率分布の広がりへの評価に与える影響は無視できない可能性が示唆された。本解析対象においては、過減速( $V_m/V_f=41.88$ )、サンプリング 64 点の条件の  $\beta$  評価の不確かさに起因する増倍率分布の広がりへの不確かさは増倍率の平均値に対して 3%程度になることを見積もることができた。

今後は、感度係数を、本解析で用いた限られた組成条件かつエネルギー 2 群のモンテカルロ計算結果から、様々な組成条件（例えば燃焼度など）かつ連続エネルギーモンテカルロ計算コード Solomon<sup>7)</sup>を用いた計算結果に置き換え、データを収集することで乱雑さに注意を払うべき組成条件を検討することが期待できる。また、 $\beta$  の評価として、実デブリのデータや詳細なシビアアクシデントコードの計算結果が利用できる場合は、本手法を用いることで、 $\beta$  の不確かさが増倍率分布の広がりへの評価の不確かさに与える影響を見積ることが期待できる。

燃料の大きさが臨界挙動へ与える影響評価では、臨界時の燃料の大きさが出力挙動や総核分裂数の時間変化へ与える影響を明らかにすることを目的として動特性解析を行った。解析は燃料粒子が水中に集積し超臨界となった場合を想定して実施し、一点炉動特性方程式及び非定常一次元球座標系熱伝導方程式を用いた。燃料粒子の半径及びステップ状の印加反応度をパラメータとし、臨界挙動を求めた。

その結果、同体積・同印加反応度の場合、水中に集積している燃料粒子が小さい程総核分裂数が大きくなる傾向があることが明らかとなった。これは、燃料粒子が小さい程冷却効果

が大きくなることで、過渡中の反応度を保ち振動する核分裂率の平均値を大きくする効果及びパルスの幅を広げる効果が生まれることによると考えられる。今回用いた仮想的な条件下では、印加反応度が 0.5 \$ 及び 1 \$ の場合、燃料粒子の半径が 0.01 ~ 10 cm の範囲において、燃料粒子の半径が 1 桁小さくなると総核分裂数はおおよそ 1 桁大きくなるという結果が得られた。この結果は熱伝達を過大に考慮したうえで臨界検知後に何も対策を講じないという条件下での結果であるということに留意する必要があるものの、燃料デブリの臨界影響評価を行ううえで燃料デブリの大きさが臨界挙動に大きなインパクトを持つ可能性があることが示された。

臨界終息に関する検討では、燃料デブリ取出し操作において万が一再臨界になり、再臨界終息のために中性子毒物（ホウ素）を投入した場合を想定して、冷却水中の中性子毒物の濃度分布によって得られる反応度効果を評価した結果、燃料デブリ表面の外側にある厚みで存在する場合、RPV 底部およびペDESTAL 内側のどちらのケースでも、厚さを増やしても反応度効果はほぼ無く、即発臨界を停止できるほどの効果は期待できないことが分かった。

燃料デブリ表面の内側にある厚みまで浸透する場合、RPV 底部およびペDESTAL 内側のどちらのケースでも、反応度が厚さに応じて大きく変化するの、ホウ素濃度が濃い場合で、濃度が薄い場合には、反応度効果はそれほど変わらなかった。RPV 底部では、100ppm で 60cm 以上浸透、1000ppm 以上で 40cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。また、ペDESTAL 内側では、100ppm で 130cm 以上浸透、1000ppm で 110cm 以上浸透、10000ppm で 100cm 以上浸透する場合に、即発臨界を単独で直ちに停止できる程度の反応度効果が得られる可能性があることがわかった。

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

小さい体系に比べて大きい体系では、ホウ素浸透の反応度効果はより小さくなる様子が確認された。しかし、体系全体に均一に分布することを前提とした場合には、大きい体系の方が、効果が大きかった。このことから、ホウ素の効果を解析により評価する際には、その分布状態が現実になるように十分気を付ける必要があると考えられる。

技術的課題の検討では、影響の大きいパラメータとして燃料密度、反応度温度係数、比熱について精度良い評価が必要であることを述べた。サンプリング等によりできる限り正確な数値を得る必要がるとともに、採用したモデルと中性子実効増倍率等の計算結果との関係を調べておくことが、計算結果の不確かさの推定に役立つと考えられる。超過反応度では、十分慎重な取出し操作を行うことを前提として、1~2\$程度の反応度超過が生じる場合を主要なシナリオとして扱って良いと考えられる。リスク評価においては、低確率高反応度の場合も考慮する必要がある。フィードバック反応度では、できるだけ実際の状態に近い計算体系で

評価をする必要がある。また計算モデルの相違が計算結果に与える影響について把握しておくことが、評価精度の推定に役立つと考えられる。冷却環境では、プラト一部が長く続く場合には、その出力の評価が必要となる。特に水中の場合には水への熱伝達の妥当なモデルについて検討する必要がある。臨界終息については、ホウ素の効果の大きさはデブリの形状に依存するので、どのような形状であれば十分な効果が発揮されるのか検討しておくことは、デブリ取出し時のリスクを踏まえた作業場所の選定に役立つと考えられる。

ホウ素が内部に浸透して期待通りの効果を得られるかどうかについては、燃料デブリの温度も踏まえた検討によって確認する必要がある。早期に収束できない場合にはプラト一部の出力挙動や臨界終息のための対策について検討する必要がある。

### 13.3 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専門部会」として組織し、令和2年度事業から引き続き、京都大学の中島健教授が部会長に、並びに名古屋大学の遠藤知弘准教授、東京都市大学の村松健特任教授、及び京都大学の黒崎健教授が専門委員に就いた。令和3年7月、令和3年10月及び令和4年3月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。令和4年からは委員会名を「福島燃料デブリ臨界評価研究委員会」に変更して継続し、令和4年6月、令和4年10月、そして令和5年3月に開催している。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。12章に各委員会の議事録を掲載している。

令和3年度の研究専門部会では、事業の委託元となる規制庁から、シビアアクシデント解析の最新の成果も出てきておりそういった知見を本事業の成果に結びつけることが必要であるという要望が出され、事務局からはその重要性は十分に認識しており延長期間を含めた今後の事業の中で規制側のニーズを取り入れた形で成果を出していきたいという返答があり、その検討結果の一部は本報告書の4章に示されている。

令和4年度の評価研究委員会では、STACY 更新炉の工事現場、保管されている格子板、制御室の見学を実施するとともに、本受託の取り纏め方針についての議論が行われている。事務局からは本受託事業が令和6年度に終了することから、本受託の成果は規制側が安全審査に使用されるシステムの妥当性を検証するための知見を得ることにあるということ認識し、成果の取り纏めを意識した活動を行っているということが報告された。STACY 更新炉だけが重要というわけではなく、ソフトウェアも重要視しており、開発しているコードやデータベースが利用しやすくなる活動も重要視していることが報告された。そのほか、受託事業が終わった後の STACY 更新炉の利用計画の重要性や STACY 更新炉の利用を促進するための取り組みなども議論された。