

平成 30 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 2 年 3 月

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

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

目 次

第 I 編 はじめに.....	1
第 1 章 背景・目的.....	3
1.1 事業の背景.....	3
1.2 事業の目的.....	3
参考文献.....	4
第 2 章 全体計画及び年度計画.....	5
2.1 全体計画.....	5
2.2 平成 30 年度事業計画.....	7
参考文献.....	10
第 II 編 臨界条件評価手法の整備（解析に関する部分）.....	11
第 3 章 臨界リスク基礎データベースの整備.....	13
3.1 燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料混合デブリ組成の作成.....	13
3.2 燃焼燃料混合デブリ組成の臨界特性解析.....	20
参考文献.....	28
第 4 章 臨界安全解析コードシステムの整備.....	29
4.1 新規モンテカルロ計算ソルバーの開発.....	29
4.2 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発.....	33
4.3 代表性因子計算手法の開発.....	45
4.4 まとめ.....	46
参考文献.....	47
第 5 章 使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験.....	49
5.1 概要.....	49
5.2 使用済燃料試料の採取.....	50
5.3 使用済燃料試料の分析方法.....	52
5.4 使用済燃料試料の分析結果.....	64
5.5 燃焼度の決定.....	68
5.6 照射履歴を考慮した SWAT4.0 計算結果と測定値との比較.....	76
5.7 まとめ.....	80
参考文献.....	81
5.A1 平成 28 年度報告試料 F5-1、F2-2、F2-3 の再評価結果.....	82
5.A2 平成 29 年度報告試料 J6-2、J6-3、g3 の再評価結果.....	88

第 III 編 臨界条件評価手法の整備（実験に関する部分）	95
第 6 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備	97
6.1 溶液系 STACY の解体撤去	97
6.2 STACY 更新炉原子炉本体の製作・据付	106
6.3 STACY 更新炉の基本炉心の設計	157
6.4 STACY 更新炉の実験炉心の検討	180
第 7 章 デブリ模擬臨界実験用燃料の調達	189
7.1 棒状燃料の製作	189
7.2 デブリ模擬臨界実験用燃料輸送容器の整備	192
7.3 棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の輸送準備	196
第 8 章 デブリ模擬体調製設備の整備及びデブリ模擬体分析設備の整備	203
8.1 デブリ模擬体調製設備の整備	203
8.2 デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備	250
第 IV 編 臨界挙動評価手法の整備	255
第 9 章 臨界挙動評価手法の評価精度	257
9.1 計算モデルの整備	257
9.2 解析による精度評価	296
9.3 まとめ	317
参考文献	318
第 10 章 感度解析用データの整備	319
10.1 物性値	319
10.2 無限体系の反応度温度係数	327
10.3 まとめ	389
参考文献	390
第 V 編 専門家の意見聴取	391
第 11 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会	393
11.1 第 12 回会合	393
11.2 第 13 回会合	405
11.3 第 14 回会合	413

第 VI 編	まとめ	427
第 12 章	平成 30 年度事業の成果	429
12.1	臨界条件評価手法の整備	429
12.2	臨界挙動評価手法の整備	430
12.3	専門家の意見聴取	431

第 I 編 はじめに

第1章 背景・目的

1.1 事業の背景

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

1.2 事業の目的

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

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

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

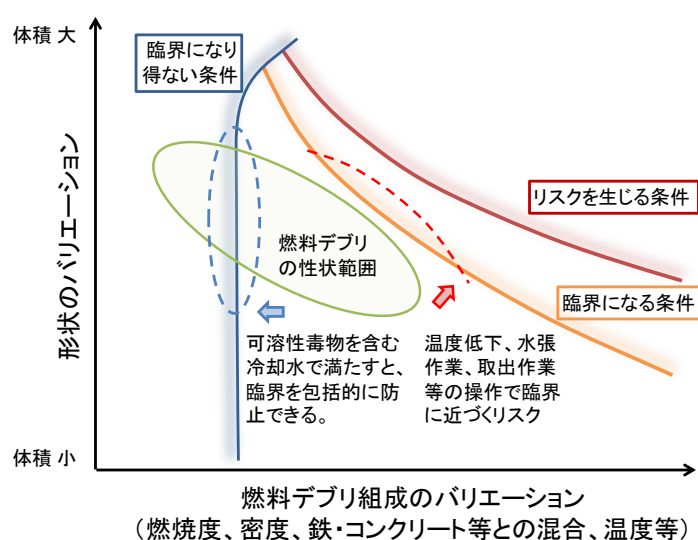
参考文献

- 1) 東京電力、福島第一原子力発電所の現況、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/genkyo/index-j.html>
- 2) 西原健司、他、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構 (2012).
- 3) D. W. Akers, et al., *TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Program*, NEA/CSNI/R(91)9, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Organization for Economic Cooperation and Development (1992).
- 4) K. Suyama, et al., *OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel*, OECD/NEA/WPNCs/EGbuc (2012)
- 5) 奥野浩、他、臨界安全ハンドブック・データ集第2版 (受託研究)、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- 6) K. Izawa, et al., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO₂-Concrete System," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 1043 (2012).
- 7) K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," *Proc. GLOBAL2013*, Salt Lake City, USA, Sept.29-Oct.2, 2013 (2013).
- 8) W. Stratton, *Review of the State of Criticality of the Three Mile Island Unit 2 Core and Reactor Vessel*, DOE/NCT-01, Lawrence Livermore National Laboratory (1987).
- 9) 外池幸太郎、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討 ; (1) 燃料デブリ取扱いの臨界安全に関する臨界実験計画」、2012 年春の年会予稿集、E35、日本原子力学会(2012).

第2章 全体計画及び年度計画

2.1 全体計画

燃料デブリの性状をパラメータとして未臨界か否かを判断するためのデータベース「臨界リスク基礎データベース」(図 2-1)¹⁾を、臨界安全研究で実績のある組成モデル化及び解析手法^{2,3)}を用いて整備する。並行して、乱雑な組成分布を持つ燃料デブリの解析により適した臨界安全解析システムの開発整備を進める。また、燃料デブリ組成の評価に必要な燃焼計算コード⁴⁾を検証するため燃焼燃料の組成を測定する⁵⁾とともに、実燃料デブリ試料が得られた場合の分析実施に備える。



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

図 2-1 臨界リスク基礎データベースの概念

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

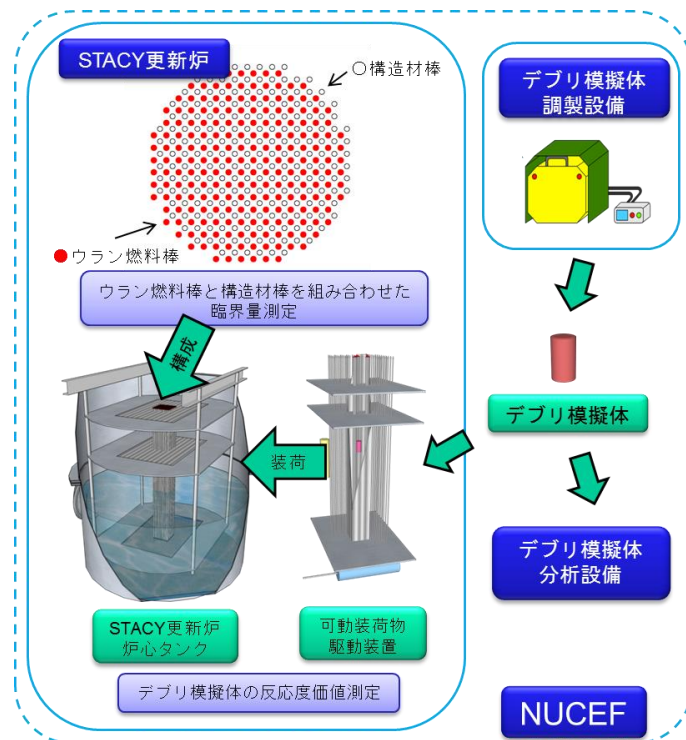


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

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

令和 2 年度に計画されている燃料デブリ取出しを踏まえて、検証済みの臨界リスク基礎データベース、臨界挙動評価手法を整備する。燃焼燃料組成測定は平成 27 年度の測定対象試料調査に続き平成 28 年度に開始する。STACY 更新炉の実験は令和 3 年度までに 6 か月以上実施する。燃料デブリ取出作業中も、本事業は、安全規制としての臨界管理の妥当性判断を継続的に支援する。この全体スケジュールを図 2-3 に示す。

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

図 2-3 事業全体のスケジュール (計画)

2.2 平成 30 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 5 年度である平成 30 年度事業として、以下の研究開発を図 2-4 に示す 2 カ年にわたるスケジュールに沿って行うことを計画した。

(1) 臨界条件評価手法の整備

燃料デブリ取出し時の臨界制限量を評価するため、平成 29 年度に引き続き、平成 26 ～ 28 年度までに拡充した臨界リスク基礎データベースを用いて、燃料デブリ取出し時の臨界制限量の評価を実施する。なお、燃料デブリが取り得る性状範囲に対して、幅広くパラメータサーベイを実施する。また、臨界リスク基礎データベースの高精度化を目的として、計算コードシステムの整備を進めるとともに、当該計算コードシステムの妥当性確認に資するため、また、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、軽水炉燃焼燃料等(燃料デブリ相当材を含む。)の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定の測定手法を検討する。さらに、燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けた実験設備の整備として、平成 26 ～ 29 年度に引き続き、臨界実験装置の整備及び臨界実験装置に用いる核燃料の調達に係る準備を進める。また、平成 29 年度に引き続き、燃料デブリを模擬した材料(デブリ模擬体)を調製及び分析する装置の運転及び測定条件設定のため、デブリ模擬体の試調整及び試分析を実施する。

- ① 燃料デブリが生成される過程に関する既存の知見を、文献調査等により収集し、燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見を集積する。また、本事業で実施する臨界実験が、国際的水準で評価して優秀な精度を確保できるよう、臨界実験の計画・設計・施工管理に関する知見を有する国内外の会議等への参加をとおして、当該知見に関する調査及び意見交換を実施する。
- ② 平成 29 年度に引き続き、平成 26 ～ 28 年度までに拡充した臨界リスク基礎データベースを用いて、燃料デブリ取出し時の臨界制限量の評価を実施する。燃料デブリの臨界制限量の評価に当たっては、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）を変化させ、当該パラメータに対する燃料デブリの臨界制限量の変化・傾向をまとめる。
- ③ 臨界リスク基礎データベースを高精度化するため、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の整備として、新規モンテカルロ計算ソルバーの開発を進める。
- ④ 上記③の燃焼計算コードの妥当性確認に資するため、また、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、軽水炉燃焼燃料等（燃料デブリ相当材を含む。）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。
- ⑤ 燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けて、平成 26 ～ 29 年度事業に引き続き、臨界実験装置の設計、解体・製作・取付け等の工事を順次進める。なお、当該工事に当たっては、実験目的を達成するための臨界実験装置の性能、並びに臨界実験装置及び臨界実験の安全の確保を十分に考慮する。
- ⑥ 臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する装置の運転及び測定条件設定のため、平成 29 年度に引き続き、デブリ模擬体の試調整及び試分析を実施する。
- ⑦ 臨界実験装置に用いる核燃料（燃料デブリ模擬体の原料及びドライバ燃料）について、燃料輸送及び燃料製作の準備を順次進める。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

平成 27 ～ 29 年度において検討・改良を実施した、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した放射性物質環境放出等の臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを用いて、過去の臨界事故例・実験データの解析をとおして、当該評価モデルの性能検証を実施する。また、その解析結果を踏まえ、上記評価モデル及び評価支援ツールの改良を必要に応じて実施する。

(3) 専門家の意見聴取

本事業の実施にあたっては、燃料デブリや臨界管理等の専門家と意見交換を 3 回程度行い、妥当性を確認しながら進める。専門家として以下の 4 名の方々を候補とする。

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

事業内訳	平成30年度	平成31年度・令和元年度
(1) 臨界条件評価手法の整備	① 燃料デブリ性状/臨界実験調査・意見交換 △ OECD/NEA-ICSBEP ② 臨界制限量評価 ③ 計算コードシステム整備 ④ 軽水炉燃焼燃料等(燃料デブリ相当材を含む)の測定検討 ⑤ 臨界実験装置整備 IBSTACY解体撤去(完了) ⑥ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備 デブリ模擬体調製設備性能確認 デブリ模擬体分析用器材整備及び試分析 ⑦ 燃料調達 輸送容器製作(完了) ウラン粉末調達・燃料製造(H29より継続)、燃料輸送準備作業	新STACY製作・据付(H29より継続)
	(2) 臨界挙動評価手法の整備 ① 評価モデル検証 検証用物性値、温度係数等/調査整備 過去の事例解析による検証 評価モデル/検証計算 ② 評価モデル及び支援ツールの改良 水中の固体燃料モデル/実装	
(3) 専門家の意見聴取	△ 計画検討 △ 進捗報告	△ 成果報告

図 2-4 平成 30 年度事業のスケジュール
 (平成 30 年度内及び平成 31 年度・令和元年度繰越分の計画)

参考文献

- 1) K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," *Proc. GLOBAL2013*, Salt Lake City, USA, Sept.29-Oct.2, 2013 (2013).
- 2) 臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ、*臨界安全ハンドブック第2版*、JAERI 1340、日本原子力研究所 (1999).
- 3) 奥野浩、他、*臨界安全ハンドブック・データ集第2版 (受託研究)*、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- 4) K. Suyama, et al., "Revised Burnup Code System SWAT: Description and Validation Using Postirradiation Examination Data," *Nucl. Technol.*, **138**, 97 (2002).
- 5) 深谷洋行、他、*使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験方法の検討*、JAEA-Research 2013-020、日本原子力研究開発機構 (2013).
- 6) K. Izawa, et al., "Evaluation of Nuclear Characteristics of Light-Water-Moderated Heterogeneous Cores in Modified STACY," *Proc. ICNC2011*, Edinburgh, UK, Sept.19-23, 2011 (2011).
- 7) 井澤一彦、他、「STACY 更新炉における軽水減速非均質体系の炉物理特性」、*2011年春の年会予稿集*、I37、日本原子力学会 (2011).
- 8) 外池幸太郎、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(1) 燃料デブリ取扱いの臨界安全に関する臨界実験計画」、*2012年春の年会予稿集*、E35、日本原子力学会(2012).
- 9) 梅田幹、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(2) NUCEF 核燃料使用施設における燃料デブリ模擬体の調製と分析」、*2012年春の年会予稿集*、E36、日本原子力学会 (2012).
- 10) 井澤一彦、他、「STACY 更新炉における燃料デブリ臨界実験の検討；(3) 燃料デブリ模擬体を含む炉心の核特性解析」、*2012年春の年会予稿集*、E37、日本原子力学会 (2012).
- 11) 木田孝、他、「燃料デブリ臨界試験に向けた STACY 更新炉の核特性評価と安全設計の検討；(1) 燃料デブリ臨界試験の概要と安全設計方針」、*2013年春の年会予稿集*、H30、日本原子力学会 (2013).
- 12) 井澤一彦、他、「燃料デブリ臨界試験に向けた STACY 更新炉の核特性評価と安全設計の検討；(2) 炉心核特性と反応度評価」、*2013年春の年会予稿集*、H31、日本原子力学会 (2013).
- 13) 保安院受託 *MOX 燃料加工施設安全技術調査等 (臨界事故安全評価等調査) 調査報告書*、日本原子力研究所／日本原子力研究開発機構 (2003～2006).
- 14) (編) 吉田一雄、他、*核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査 (1, 2)*、JAEA-Research 2006-085、2007-002 (2006, 2007).

第 II 編 臨界条件評価手法の整備（解析に関する部分）

第3章 臨界リスク基礎データベースの整備

3.1 燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料混合デブリ組成の作成

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。この臨界特性解析においては、平成 26 年度には MCCI 生成物の臨界特性を解析し、平成 27 年度にはステンレス鋼含有燃料デブリの臨界特性を解析した。さらに、平成 28 年度には、事故機に含まれていた燃焼燃料の燃焼度範囲において、燃焼度をパラメータとして MCCI 生成物及びステンレス鋼含有デブリの臨界特性を解析した。

今年度は、燃料デブリが様々な燃焼度の燃料が混合して形成されていることを想定し、平成 28 年度に用いた燃焼燃料組成を混合させて燃料デブリ組成を作成し、臨界特性解析を実施した。燃焼燃料組成の混合には実際に 1F-2 号機で用いられた燃料装荷パターンを用いた。本節では、燃焼燃料混合デブリ組成の作成について説明する。

3.1.2 燃料装荷パターンに基づく燃焼燃料組成の混合

本検討では、平成 28 年度に用いた燃焼燃料組成を用いた。すなわち、事故時の 1F-1 号機の燃焼燃料の燃焼度¹⁾として評価された 5.2、15.2、24.2、33.3、37.5、40.2 GWd/t の 6 点を到達燃焼度として冷却水ボイド率 70% で燃焼し、5 年の冷却期間を置いた STEP3 燃料集合体²⁾の平均組成を統合燃焼計算コードシステム SWAT4.0³⁾によって求めたものを用いた。各燃焼度の集合体平均組成（原子個数密度）を表 3.1-1 に示す。

燃料の混合を考慮する上では、より近くに位置した燃料が混合する可能性が高いと考えられることから、燃料の装荷パターンを考慮することが望ましいと考えられる。本検討では、1F-2 号機における事故時の残留 ²³⁵U 濃縮度分布から類推して得られた燃料装荷パターンを用いて燃料の混合パターンを設定した。濃縮度 3～4 wt% の燃料を 1 サイクル目燃料、2～3 wt% の燃料を 2 サイクル目燃料、1～2 wt% の燃料を 3 サイクル目燃料、0～1 wt% の燃料を 4 サイクル目燃料とした。上述の各燃焼度について、1 サイクル目燃料を 5.2 GWd/t、2 サイクル目燃料を 15.2 GWd/t、3 サイクル目燃料を 24.2 GWd/t または 33.3 GWd/t、4 サイクル目燃料を 37.5 GWd/t または 40.2 GWd/t の燃焼度の平均組成として割当てた。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パターンとして全て抽出し、各混合パターンの平均組成を算出した。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 個の燃料組成の平均をとっていることになる。表 3.1-2～3.1-5 に各混合範囲で得られた混合パターンを示す。

表 3.1-1 燃焼燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

	燃焼度 (GWd/t)					
	5.2	15.2	24..2	33.3	37.5	40.2
²³⁴ U	6.7350E-06	5.9808E-06	5.3923E-06	4.8600E-06	4.6383E-06	4.5041E-06
²³⁵ U	8.1441E-04	6.0824E-04	4.5413E-04	3.2609E-04	2.7596E-04	2.4663E-04
²³⁸ U	2.2772E-02	2.2847E-02	2.2889E-02	2.2918E-02	2.2926E-02	2.2929E-02
²³⁸ Pu	4.0091E-08	5.2710E-07	1.6461E-06	3.6077E-06	4.7983E-06	5.6516E-06
²³⁹ Pu	5.7327E-05	1.0731E-04	1.2499E-04	1.3278E-04	1.3421E-04	1.3460E-04
²⁴⁰ Pu	4.5875E-06	2.1475E-05	3.7581E-05	5.2590E-05	5.8905E-05	6.2715E-05
²⁴¹ Pu	1.0124E-06	7.9357E-06	1.5211E-05	2.1655E-05	2.4107E-05	2.5518E-05
²⁴² Pu	4.8887E-08	1.2858E-06	4.2769E-06	9.1530E-06	1.1965E-05	1.3934E-05
²⁴¹ Am	2.8584E-07	2.3857E-06	4.7629E-06	6.9648E-06	7.8171E-06	8.3062E-06
⁹⁵ Mo	8.0785E-06	2.2875E-05	3.5524E-05	4.7629E-05	5.2984E-05	5.6350E-05
⁹⁹ Tc	8.0685E-06	2.3159E-05	3.6008E-05	4.8480E-05	5.4041E-05	5.7521E-05
¹⁰³ Rh	4.4850E-06	1.3170E-05	2.0451E-05	2.7051E-05	2.9812E-05	3.1490E-05
¹⁴³ Nd	7.1635E-06	1.9107E-05	2.8023E-05	3.5128E-05	3.7735E-05	3.9175E-05
¹⁴⁵ Nd	4.8940E-06	1.3677E-05	2.1010E-05	2.7835E-05	3.0779E-05	3.2602E-05
¹⁴⁷ Sm	1.9927E-06	5.2342E-06	7.6397E-06	9.5449E-06	1.0252E-05	1.0650E-05
¹⁴⁹ Sm	1.3957E-07	1.1941E-07	1.1249E-07	1.1467E-07	1.0720E-07	1.1092E-07
¹⁵⁰ Sm	1.3623E-06	4.4851E-06	7.5358E-06	1.0639E-05	1.2122E-05	1.3043E-05
¹⁵² Sm	6.4333E-07	2.0905E-06	3.1753E-06	4.0410E-06	4.3827E-06	4.5870E-06
¹⁵³ Eu	3.2506E-07	1.4220E-06	2.7342E-06	4.1760E-06	4.8356E-06	5.2494E-06
¹⁵⁵ Gd	2.3706E-05	2.7162E-07	1.2875E-07	1.8029E-07	2.0688E-07	2.2419E-07
¹⁵⁷ Gd	1.1818E-05	4.5914E-08	4.4543E-08	4.3614E-08	4.3721E-08	4.3898E-08
O	4.7627E-02	4.8104E-02	4.8497E-02	4.8895E-02	4.9080E-02	4.9200E-02

表 3.1-2 燃料混合範囲 2×2 の混合パターン

パターン 番号	燃焼度 (GWd/t)			
	5.2	15.2	24.2 / 33.3	37.5 / 40.2
	1 サイクル目	2 サイクル目	3 サイクル目	4 サイクル目
2-1	0	0	2	2
2-2	0	0	3	1
2-3	0	0	4	0
2-4	0	1	1	2
2-5	0	1	2	1
2-6	0	1	3	0
2-7	0	2	0	2
2-8	0	2	2	0
2-9	0	3	1	0
2-10	1	0	0	3
2-11	1	0	2	1
2-12	1	0	3	0
2-13	1	1	0	2
2-14	1	1	1	1
2-15	1	1	2	0
2-16	1	2	0	1
2-17	1	2	1	0
2-18	1	3	0	0
2-19	2	0	1	1
2-20	2	0	2	0
2-21	2	1	1	0
2-22	2	2	0	0

表 3.1-3 燃料混合範囲 3×3 の混合パターン

パターン 番号	燃焼度 (GWd/t)			
	5.2	15.2	24.2 / 33.3	37.5 / 40.2
	1 サイクル目	2 サイクル目	3 サイクル目	4 サイクル目
3-1	0	0	7	2
3-2	0	3	3	3
3-3	0	4	2	3
3-4	1	1	4	3
3-5	1	1	5	2
3-6	1	1	6	1
3-7	1	2	4	2
3-8	1	2	5	1
3-9	1	2	6	0
3-10	1	3	4	1
3-11	1	4	3	1
3-12	1	5	3	0
3-13	2	0	4	3
3-14	2	0	6	1
3-15	2	0	7	0
3-16	2	1	4	2
3-17	2	1	5	1
3-18	2	1	6	0
3-19	2	2	3	2
3-20	2	2	4	1
3-21	2	2	5	0
3-22	2	3	2	2
3-23	2	3	3	1
3-24	2	3	4	0
3-25	2	4	2	1
3-26	2	4	3	0
3-27	2	5	2	0
3-28	3	0	5	1
3-29	3	0	6	0
3-30	3	1	2	3
3-31	3	1	3	2
3-32	3	1	4	1
3-33	3	1	5	0
3-34	3	2	1	3
3-35	3	2	2	2
3-36	3	2	3	1
3-37	3	2	4	0
3-38	3	3	2	1
3-39	3	3	3	0
3-40	3	4	2	0
3-41	4	0	4	1
3-42	4	0	5	0
3-43	4	3	1	1

表 3.1-4 燃料混合範囲 4×4 の混合パターン

パターン 番号	燃焼度 (GWd/t)			
	5.2	15.2	24.2 / 33.3	37.5 / 40.2
	1 サイクル目	2 サイクル目	3 サイクル目	4 サイクル目
4-1	2	3	8	3
4-2	2	6	4	4
4-3	2	7	3	4
4-4	2	7	7	0
4-5	3	2	8	3
4-6	3	3	8	2
4-7	3	4	7	2
4-8	3	5	7	1
4-9	3	6	3	4
4-10	3	6	6	1
4-11	3	6	7	0
4-12	3	7	2	4
4-13	3	7	6	0
4-14	3	8	5	0
4-15	4	0	8	4
4-16	4	1	8	3
4-17	4	1	9	2
4-18	4	1	10	1
4-19	4	2	8	2
4-20	4	2	9	1
4-21	4	3	7	2
4-22	4	3	8	1
4-23	4	3	9	0
4-24	4	4	6	2
4-25	4	4	7	1
4-26	4	4	8	0
4-27	4	5	5	2
4-28	4	5	6	1
4-29	4	5	7	0
4-30	4	6	5	1
4-31	4	6	6	0
4-32	4	7	4	1
4-33	5	1	7	3
4-34	5	1	8	2
4-35	5	1	9	1
4-36	5	2	6	3
4-37	5	2	7	2
4-38	5	2	8	1
4-39	5	3	5	3
4-40	5	3	7	1
4-41	5	3	8	0
4-42	5	4	4	3
4-43	5	4	6	1
4-44	5	5	4	2
4-45	6	0	9	1
4-46	6	1	6	3
4-47	6	1	8	1
4-48	6	2	7	1
4-49	6	3	4	3
4-50	6	3	7	0
4-51	6	5	4	1
4-52	6	7	3	0

表 3.1-5 燃料混合範囲 5×5 の混合パターン

パターン 番号	燃焼度 (GWd/t)			
	5.2	15.2	24.2 / 33.3	37.5 / 40.2
	1 サイクル目	2 サイクル目	3 サイクル目	4 サイクル目
5-1	3	8	9	5
5-2	3	10	7	5
5-3	4	8	8	5
5-4	4	9	7	5
5-5	5	6	11	3
5-6	5	7	10	3
5-7	5	7	12	1
5-8	5	8	9	3
5-9	5	8	11	1
5-10	5	9	9	2
5-11	5	9	10	1
5-12	5	10	10	0
5-13	6	3	14	2
5-14	6	4	12	3
5-15	6	4	13	2
5-16	6	5	12	2
5-17	6	6	10	3
5-18	6	6	11	2
5-19	6	7	9	3
5-20	6	7	10	2
5-21	6	8	10	1
5-22	6	9	8	2
5-23	7	2	12	4
5-24	7	2	13	3
5-25	7	2	14	2
5-26	7	3	12	3
5-27	7	3	13	2
5-28	7	3	14	1
5-29	7	4	11	3
5-30	7	4	12	2
5-31	7	5	10	3
5-32	7	5	11	2
5-33	7	5	12	1
5-34	7	6	9	3
5-35	7	6	11	1
5-36	7	7	8	3
5-37	7	7	10	1
5-38	7	8	7	3
5-39	7	9	8	1
5-40	8	2	12	3
5-41	8	3	10	4
5-42	8	3	11	3
5-43	8	3	12	2
5-44	8	3	13	1
5-45	8	4	10	3
5-46	8	4	11	2
5-47	8	5	9	3
5-48	8	5	10	2
5-49	8	6	8	3
5-50	8	6	9	2
5-51	8	7	7	3
5-52	8	7	8	2
5-53	8	8	6	3
5-54	9	3	10	3
5-55	9	3	11	2
5-56	9	4	9	3
5-57	9	4	11	1
5-58	9	5	8	3

3.1.3 まとめ

1F-2号機で用いられた燃料装荷パターンに基づいて燃焼燃料組成を混合させた燃料デブリ組成を作成した。平成28年度に用いた燃焼燃料組成を1サイクル目から4サイクル目の燃料集合体に燃焼度別に割当て、燃料装荷パターンから燃料集合体の混合範囲として2×2から5×5の範囲に含まれる全ての組合せを全てカウントし、混合パターンとして示した。

3.2 燃焼燃料混合デブリ組成の臨界特性解析

3.2.1 目的及び概要

燃焼燃料が混合することによって生じた燃料デブリの臨界特性を把握するとともに、燃料デブリの臨界特性を特徴づけるパラメータについて検討するため、3.1 節で作成した燃焼燃料混合デブリ組成（混合パターン）の臨界特性解析を行った。

まず、過去に実施した検討及び予備解析によって、無限増倍率 k_{∞} が 1 を超え得る混合パターンを特定した。そして、それらの混合パターンを用いて k_{∞} の解析を実施し、 $k_{\infty} > 1$ となる条件において臨界量を解析した。

3.2.2 計算条件及び計算体系

(1) 無限増倍率解析

計算モデルは、図 3.2-1 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 MVP⁴⁾ と JENDL-4.0⁵⁾ の組合せである。モンテカルロ計算におけるヒストリ数は 50 万（1 サイクルあたり 1000 ヒストリ。有効サイクル 500。統計に用いないサイクル 100。）とした。燃料デブリ組成の原子個数密度は、表 3.1-1 に示す各燃焼度の原子個数密度を各混合パターンに基づいて平均し算出した。また、水の原子個数密度を表 3.2-1 に示す。

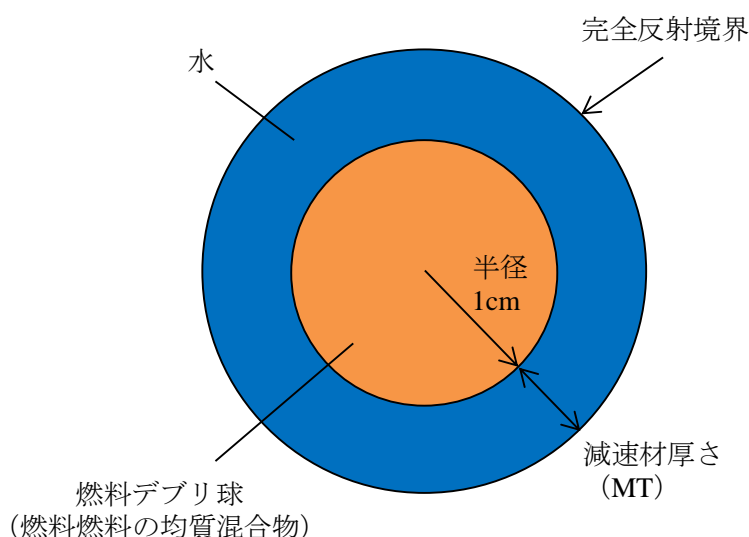


図 3.2-1 無限増倍率計算モデル（非均質）

表 3.2-1 水（25°C）の原子個数密度（単位: atoms/b cm）

H	6.666E-02
O	3.333E-02

(2) 臨界量解析

計算体系は図 3.2-2 に示す 30 cm 厚の水反射体がある球形状とした。水反射体の内部に位置する燃料領域には、水中に半径 1 cm の燃料デブリ球を面心立方格子の配置で配列させた。使用した計算コード及び核データライブラリは無限増倍率解析と同様である。

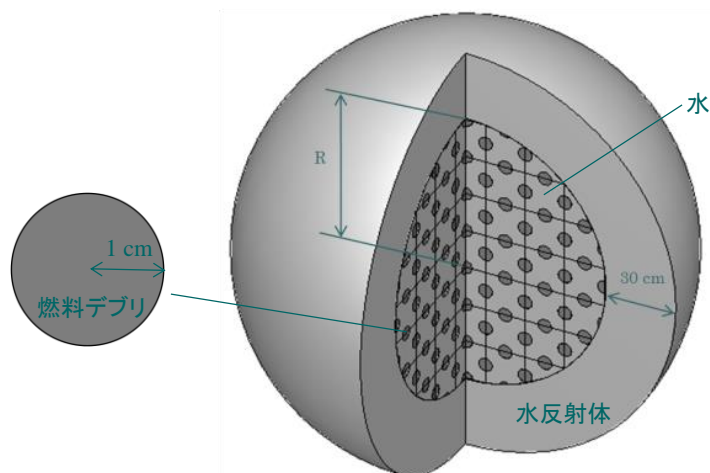


図 3.2-2 臨界量計算モデル (非均質)

3.2.3 無限増倍率が 1 を超える混合パターンの特定

3.1 節にて示した混合パターンに基づいて無限増倍率 k_{∞} の解析を行った。まず、全ての混合パターンで解析を行う前に、 k_{∞} が 1 を超え得る混合パターンについて検討した。

平成 28 年度報告書において示した各燃焼度の燃料集合体単体の平均組成を用いた k_{∞} 解析結果から、燃焼度 5.2 GWd/t 単体での k_{∞} は 1 を下回ること、そしてその他の燃焼度では全て k_{∞} は 1 を上回り、15.2 GWd/t 単体の場合は最も k_{∞} が大きくなることが分かっている。以上の結果から、1 サイクル目燃料を含まない混合パターンでは必ず k_{∞} が 1 を超える V_m/V_f (減速材と燃料の体積比であり、ここでは図 3.2-1 の水と燃料デブリ球の体積比を指す) の範囲が存在する。故に、1 サイクル目燃料を含まない混合パターンは本検討における k_{∞} の解析対象とした。

次に、1 サイクル目燃料を含む混合パターンにおいて k_{∞} が 1 を超える可能性があるかどうかを確認するため、各燃料混合範囲 2×2、3×3、4×4、5×5 において 1 サイクル目燃料を含む中で最も k_{∞} が大きくなると考えられる混合パターン、すなわち、各燃料混合範囲において最小量の 1 サイクル目燃料を含み、なおかつ 2 サイクル目燃料 (同数の場合は 3 サイクル目燃料) が最も多く含まれる混合パターンを選定した。選定された混合パターンを表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2 に示した各混合パターンの燃料デブリ組成を用いて無限増倍率を計算した。計算結果を図 3.2-3 に示す。3 サイクル目燃料及び 4 サイクル目燃料については、無限増倍率が大きくなるように、それぞれ燃焼度の低い方、すなわち 24.2 GWd/t と 37.5 GWd/t を用いた。図 3.2-3 より、混合範囲 3×3 を除いて無限増倍率が 1 を下回ったことから、混合範囲 3×3 のみ 1 サイクル目燃料を 1 つ以上含む混合パターンで無限増倍率が 1 を上回る可能性があることが分かった。次にこの混合範囲 3×3 で無限増倍率が最大となった V_m/V_f において、現実的に臨界と

なる可能性があるのかを判断するため、図 3.2-2 に示した体系を用いて燃料デブリ球を含む領域の半径 R を 200 cm として実効増倍率 k_{eff} を計算したところ、 $k_{\text{eff}} \approx 0.975$ となり、1 を下回る結果となった。ここで、デブリ領域半径 200 cm の場合の燃料重量は混合範囲 3×3 に含まれる燃料重量を遥かに超えている。故に、混合範囲 3×3 で 1 年目燃料が含まれる混合パターンについては、デブリの存在量の観点から現実的に臨界となり得ない条件であるといえる。

以上の議論から、1 年目燃料を含む混合パターンは無限増倍率解析及び臨界量解析の対象からは除外した。表 3.1-4 及び表 3.1-5 より、混合範囲 4×4 及び 5×5 の混合ケースは必ず 1 年目燃料を含むため解析対象から除外された。故に、解析対象の混合パターンは、混合範囲 2×2 及び 3×3 の 1 年目燃料を含まない混合パターンとした。

表 3.2-2 各燃料混合範囲における k_{∞} が最大となる 1 サイクル目燃料含有混合パターン

燃料混合範囲	パターン番号	燃焼度 (GWd/t)			
		5.2	15.2	24.2 / 33.3	37.5 / 40.2
		1 サイクル目	2 サイクル目	3 サイクル目	4 サイクル目
2×2	2-18	1	3	0	0
3×3	3-12	1	5	3	0
4×4	4-4	2	7	7	0
5×5	5-2	3	10	7	5

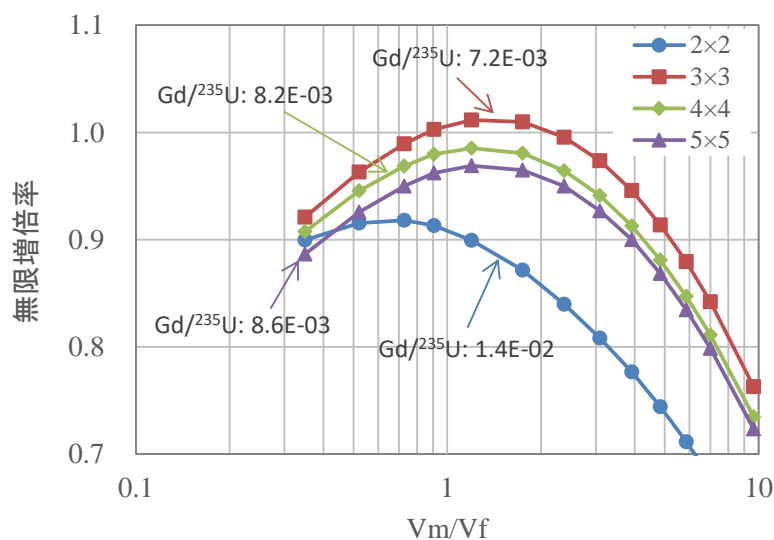


図 3.2-3 k_{∞} が最大となる 1 サイクル目燃料含有混合パターンの無限増倍率解析結果

3.2.4 無限増倍率の解析

3.2.3 項の検討により得られた解析対象である混合範囲 2×2 及び 3×3 の 1 年目燃料を含まない混合パターンについて、無限増倍率を解析した。混合範囲 2×2 及び 3×3 の解析結果を表 3.2-3 と表 3.2-4 にそれぞれ示す。各混合パターンにおいて、3 サイクル目燃料及び 4 サイクル目燃料には、それぞれ 24.2 GWd/t と 37.5 GWd/t を用いた場合の結果のみを示している（ただし、表 3.2-3 のパターン番号 3 については同一燃料のみになるのを避けるため、33.3 GWd/t を用いている）。表 3.2-3 及び表 3.2-4 には、各混合パターンにおける ^{235}U に対する $\text{Gd} (= {}^{155}\text{Gd} + {}^{157}\text{Gd})$ の原子個数比を示している。下線を付したものが各パターンにおける最大の無限増倍率である。

また、図 3.2-3 に示したように、デブリ組成中の $\text{Gd}/^{235}\text{U}$ が大きくなるほど、無限増倍率は小さくなる傾向が得られている。本検討では、燃料デブリの臨界性を説明するパラメータとして $\text{Gd}/^{235}\text{U}$ に着目し、無限増倍率とともに示した。

表 3.2-3 混合範囲 2×2 の無限増倍率解析結果

パターン番号	2-1	2-2	2-3	2-4	2-5	2-6	2-7	2-8	2-9	
燃焼度 (GWd/t)	5.2	-	-	-	-	-	-	-	-	
	15.2	-	-	-	1	1	1	2	2	
	24.2	2	3	3	1	2	3	-	2	
	33.3	-	-	1	-	-	-	-	-	
	37.5	2	1	-	2	1	-	2	-	
	40.2	-	-	-	-	-	-	-	-	
Gd/U-235	5.81E-04	4.70E-04	4.41E-04	6.15E-04	5.10E-04	4.25E-04	6.43E-04	4.62E-04	4.94E-04	
MT (cm)	Vm/Vf	無限増倍率								
0.105	0.35	0.9131	0.9369	0.9431	0.9296	0.9525	0.9780	0.9462	0.9949	1.0117
0.15	0.52	1.0008	1.0254	1.0345	1.0188	1.0424	1.0675	1.0348	1.0842	1.1026
0.2	0.73	1.0745	1.1000	1.1083	1.0914	1.1185	1.1446	1.1089	1.1613	1.1792
0.24	0.91	1.1178	1.1469	1.1540	1.1372	1.1627	1.1895	1.1529	1.2066	1.2245
0.3	1.20	1.1701	1.1964	1.2027	1.1854	1.2130	1.2399	1.2029	1.2558	1.2723
0.4	1.74	1.2134	1.2423	1.2501	1.2311	1.2602	1.2868	1.2494	1.3027	1.3208
0.5	2.38	<u>1.2263</u>	<u>1.2568</u>	<u>1.2654</u>	<u>1.2446</u>	<u>1.2742</u>	<u>1.3023</u>	<u>1.2633</u>	<u>1.3182</u>	<u>1.3347</u>
0.6	3.10	1.2192	1.2498	1.2582	1.2382	1.2664	1.2937	1.2562	1.3104	1.3265
0.7	3.91	1.1955	1.2259	1.2338	1.2138	1.2428	1.2696	1.2320	1.2864	1.3020
0.8	4.83	1.1607	1.1893	1.1982	1.1782	1.2064	1.2341	1.1960	1.2510	1.2645
0.9	5.86	1.1163	1.1458	1.1536	1.1346	1.1629	1.1892	1.1526	1.2057	1.2209
1	7.00	1.0683	1.0960	1.1032	1.0854	1.1112	1.1385	1.1024	1.1548	1.1698
1.2	9.65	0.9612	0.9875	0.9957	0.9799	1.0033	1.0286	0.9942	1.0433	1.0572

MT: 減速材厚さ

表 3.2-4 混合範囲 3×3 の無限増倍率解析結果

パターン番号		3-1	3-2	3-3
燃焼度 (GWd/t)	5.2	-	-	-
	15.2	-	3	4
	24.2	7	3	2
	33.3	-	-	-
	37.5	2	3	3
	40.2	-	-	-
Gd/U-235		4.59E-04	5.54E-04	5.68E-04
MT (cm)	V _m /V _f	無限増倍率		
0.105	0.35	0.9393	0.9506	0.9580
0.15	0.52	1.0277	1.0409	1.0474
0.2	0.73	1.1053	1.1142	1.1221
0.24	0.91	1.1483	1.1608	1.1670
0.3	1.20	1.1990	1.2096	1.2177
0.4	1.74	1.2444	1.2555	1.2632
0.5	2.38	1.2599	1.2699	1.2784
0.6	3.10	1.2526	1.2616	1.2697
0.7	3.91	1.2280	1.2393	1.2463
0.8	4.83	1.1918	1.2036	1.2102
0.9	5.86	1.1492	1.1598	1.1668
1	7.00	1.0987	1.1088	1.1166
1.2	9.65	0.9909	1.0004	1.0078

3.2.5 臨界量の解析

3.2.4 項で無限増倍率が 1 を超えた混合パターン及び V_m/V_f の範囲において、臨界量を解析した。3.2.2 項に示した臨界量の計算体系を用いて、燃料デブリ領域半径 R を変化させて計算を行い、実効増倍率が 1 となるときの R を求めた。混合範囲 2×2 の解析結果を表 3.2-5 及び図 3.2-4 に、混合範囲 2×2 の解析結果を表 3.2-6 及び図 3.2-5 にそれぞれ示す。

図 3.2-4 及び図 3.2-5 には、各混合範囲で燃料集合体が混合した場合の燃料重量に相当するデブリ領域半径を点線で示した。つまり、混合範囲 2×2 の場合は燃料集合体 4 体分、混合範囲混合 3×3 の場合は 9 体分の燃料に相当するデブリ領域半径を示した。つまり、この点線より上部に位置する臨界半径の点では、臨界となるためにその混合範囲で燃料が混合した場合の燃料重量よりも多量の燃料が必要になることから、現実的に生じ得ない条件であるといえる。したがって、本解析結果において臨界量として考慮する必要があるのは、点線よりも下部に位置するものということになる。図 3.2-4 及び図 3.2-5 より、燃料の混合範囲による制限を考慮すると、特に V_m/V_f が小さい範囲において現実的に臨界となり得ない条件が存在することが分かる。

表 3.2-5 混合範囲 2×2 の臨界量解析結果

パターン番号	2-1	2-2	2-3	2-4	2-5	2-6	2-7	2-8	2-9	
燃焼度 (GWd/t)	5.2	-	-	-	-	-	-	-	-	
	15.2	-	-	-	1	1	1	2	2	
	24.2	2	3	3	1	2	3	-	2	
	33.3	-	-	1	-	-	-	-	-	
	37.5	2	1	-	2	1	-	2	-	
	40.2	-	-	-	-	-	-	-	-	
Gd/U-235		5.81E-04	4.70E-04	4.41E-04	6.15E-04	5.10E-04	4.25E-04	6.43E-04	4.62E-04	4.94E-04
MT (cm)	Vm/Vf	keff = 1 となるデブリ領域半径 (cm)								
0.105	0.35									
0.15	0.52						122.25		89.67	73.74
0.2	0.73	103.65	73.16	68.34	81.22	62.92	52.79	67.62	48.13	44.42
0.24	0.91	60.53	51.12	48.75	53.87	46.60	41.42	48.56	38.79	36.60
0.3	1.20	44.21	39.33	38.15	40.84	36.94	33.89	38.16	32.28	30.08
0.4	1.74	35.60	32.61	31.84	33.62	31.07	28.96	31.94	27.85	26.84
0.5	2.38	<u>33.46</u>	<u>30.65</u>	<u>29.97</u>	<u>31.66</u>	<u>29.37</u>	<u>27.47</u>	<u>30.14</u>	<u>26.53</u>	<u>25.62</u>
0.6	3.10	33.70	31.00	30.32	31.89	29.49	27.69	30.40	26.71	25.85
0.7	3.91	36.17	32.95	32.07	34.01	31.31	29.16	32.25	28.01	26.97
0.8	4.83	41.16	36.68	35.66	38.12	34.59	31.90	35.82	30.51	29.28
0.9	5.86	50.78	43.51	41.99	45.84	40.46	36.51	42.24	34.65	33.06
1	7.00	75.54	58.03	54.49	62.71	51.74	43.55	55.02	41.70	39.18
1.2	9.65						193.42		107.39	84.87

表 3.2-6 混合範囲 3×3 の臨界量解析結果

パターン番号	3-1	3-2	3-3	
燃焼度 (GWd/t)	5.2	-	-	
	15.2	-	3	
	24.2	7	3	
	33.3	-	-	
	37.5	2	3	
	40.2	-	-	
Gd/U-235		4.59E-04	5.54E-04	5.68E-04
MT (cm)	Vm/Vf	keff = 1 となるデブリ領域半径 (cm)		
0.105	0.35			
0.15	0.52			
0.2	0.73	71.39	64.54	60.90
0.24	0.91	50.18	47.32	45.58
0.3	1.20	37.91	37.32	36.35
0.4	1.74	32.27	31.35	30.66
0.5	2.38	<u>29.87</u>	<u>29.58</u>	<u>29.01</u>
0.6	3.10	30.71	29.92	29.30
0.7	3.91	32.57	31.54	30.91
0.8	4.83	36.26	34.97	34.10
0.9	5.86	43.06	41.08	39.85
1	7.00	56.77	52.82	50.35
1.2	9.65			

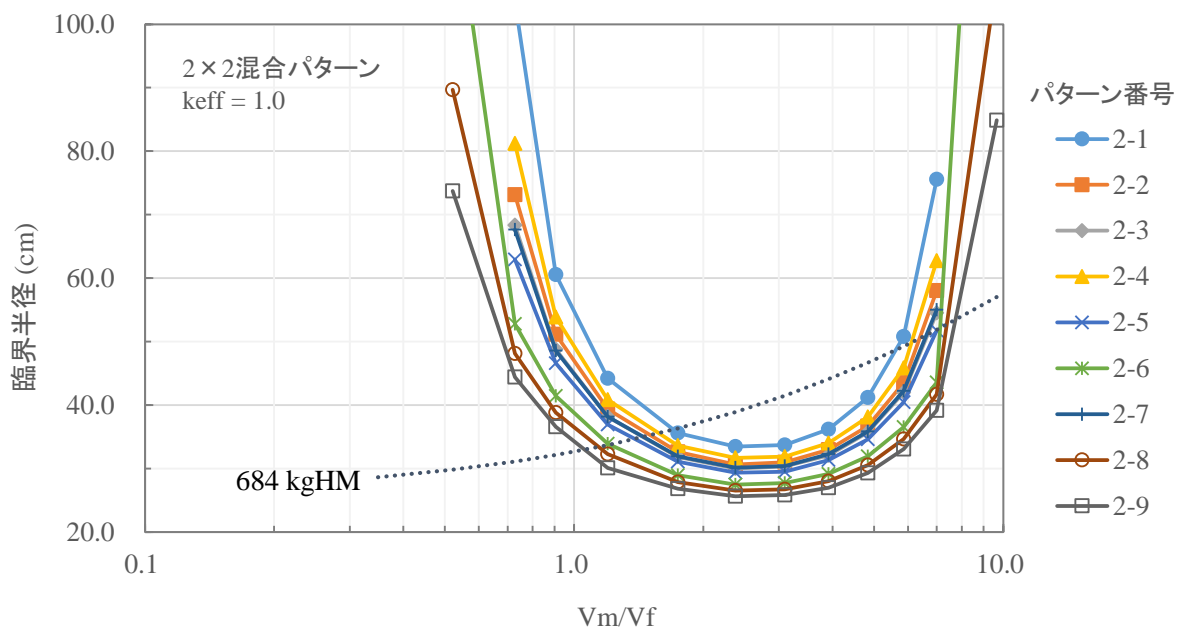


図 3.2-4 混合範囲 2×2 の臨界量解析結果

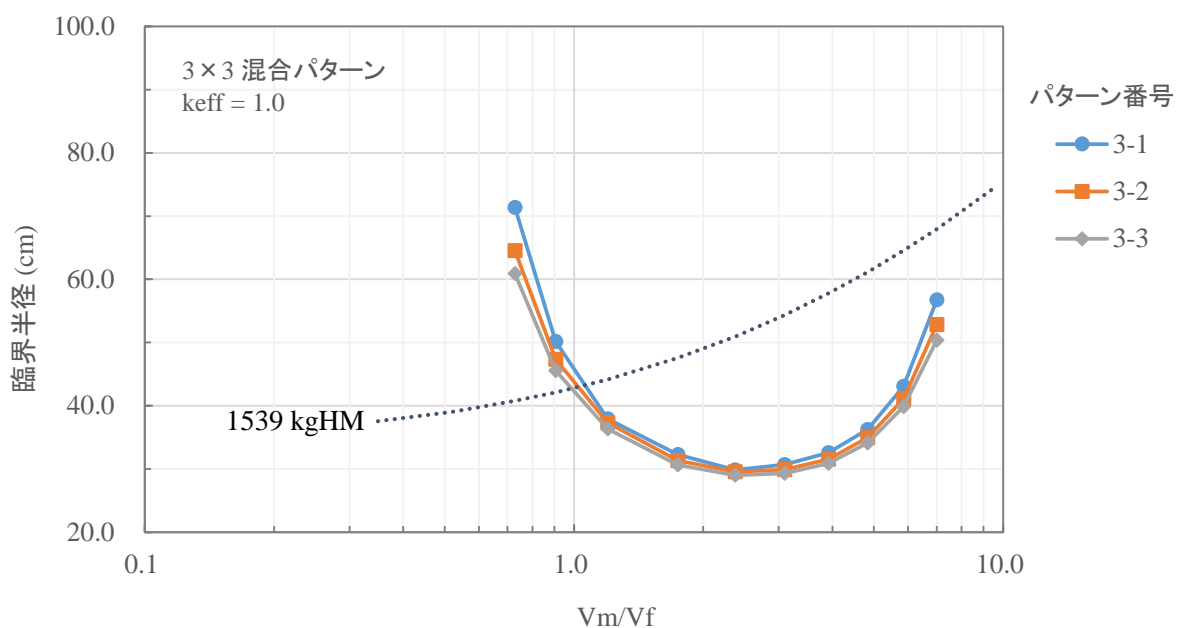


図 3.2-5 混合範囲 3×3 の臨界量解析結果

3.2.5 Gd/²³⁵U と臨界性の関係

1 サイクル目燃料が含まれることによる臨界性の低下は、燃料集合体中のガドリニア入り燃料に含まれて燃焼せずに残っている ¹⁵⁵Gd 及び ¹⁵⁷Gd によってもたらされている。また、2 サイクル目燃料から燃焼が進むにつれての臨界性の低下は、主に ²³⁵U の残留濃縮度に依存している。そこで、燃料デブリの臨界性を特徴づけるパラメータとして Gd/²³⁵U 比（ここで Gd は ¹⁵⁵Gd と ¹⁵⁷Gd の和）に着目し、本検討で得られた無限増倍率との関係を図 3.2-6 に示した。

なお、ここでは無限増倍率のサンプル量を増やすため、表 3.2-3 及び表 3.2-4 に示した各混合パターン（混合範囲 2×2 のパターン番号 2-10 から 2-18 及び混合範囲 3×3 の 3-4 から 3-11）の解析結果と、各燃焼度の燃料集合体の単一平均（混合範囲 1×1 とする）の解析結果を考慮した。また、無限増倍率は最適減速のもの（ V_m/V_f に対して最大となったもの）とした。

図 3.2-6 より、無限増倍率は対数軸の $Gd/^{235}U$ に対して直線上に分布しており、 $Gd/^{235}U$ によって無限増倍率がよく特徴づけられていることが分かる。この結果は、燃料デブリ中の $Gd/^{235}U$ 比から燃料デブリの臨界性を推定できる可能性が示唆するものである。つまり、今後、実際の燃料デブリがサンプルとして取り出され、その性状が分析される際には、ウラン及びガドリニウム（特に ^{155}Gd 及び ^{157}Gd ）が燃料デブリの臨界管理の観点で重要な評価項目となり得る。

また、図 3.2-6 から、 $Gd/^{235}U$ はおおまかに 1 サイクル目燃料を含むグループ（ $Gd/^{235}U$ が 0.01 付近かより大きい）と 1 サイクル目燃料を含まないグループ（ $Gd/^{235}U$ が 0.001 付近かより小さい）に分けられ、その間には大きな隔たりが見られた。また、図 3.2-6 には 3×3 までの範囲しか示していないが、4×4 以上の範囲での混合においても、必ず 1 サイクル目燃料を含むことから、前者のグループに属することとなる。一方で、本検討のように集合体単位で均一に燃料組成が混合するのではなく、より局所的な範囲での混合が生じている場合には、この二つのグループの間の $Gd/^{235}U$ 範囲の燃料デブリが見いだされる可能性がある。したがって、実際の燃料デブリの $Gd/^{235}U$ 分析結果と今回の検討結果の傾向との比較が燃料デブリの混合の様子を知る手掛かりになる可能性がある。つまり、 $Gd/^{235}U$ の分析は燃料デブリの臨界特性の把握だけでなく、燃料デブリ生成のメカニズムを明らかにすることにもつながることが期待できる。

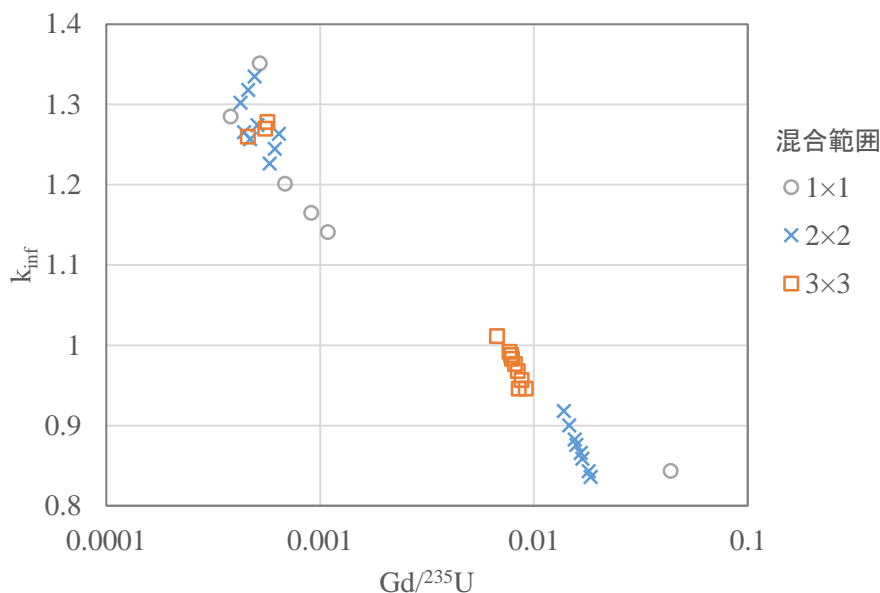


図 3.2-6 各混合パターンにおける $Gd/^{235}U$ と無限増倍率

3.2.6 まとめ

燃焼燃料が混合することによって生じた燃料デブリの臨界特性を把握するとともに、燃料デブリの臨界特性を特徴づけるパラメータについて検討するため、3.1節で作成した燃焼燃料混合デブリ組成（混合パターン）の臨界特性解析を行った。解析の結果、1 サイクル目燃料を含む混合パターンでは無限増倍率が1を下回るか、もしくは現実的に臨界となり得る量に達しえないという結果が得られた。また、1 サイクル目燃料を含まない混合パターンにおいても、無限増倍率が1を超える条件にて臨界量を解析した結果、一部の条件では臨界量が燃料混合範囲に含まれる燃料の量を超えること、すなわち、一部の燃料混合パターンでは臨界量に達しえないことが分かった。さらに、各燃料混合パターンの最適減速における無限増倍率を組成中の $Gd/^{235}U$ 比で整理したところ、燃料デブリの臨界性を $Gd/^{235}U$ 比でおおまかに特徴づけられる可能性が示された。また、本検討で得られた $Gd/^{235}U$ の分布の偏りから、 $Gd/^{235}U$ の分析が燃料デブリ生成における燃料の混合範囲を知る手がかりになる可能性が示された。これらの結果から、 $Gd/^{235}U$ の定量分析が燃料デブリの臨界特性や性状の把握につながる事が期待できる。

なお本検討では、非均質体系のみの結果を示しており、均質体系については検討していない。臨界量解析結果から V_m/V_f が小さい範囲においては現実的に臨界にならない領域が見られたが、一方でより臨界になりやすい V_m/V_f が大きい場合においては燃料デブリ中に水が多く含まれることから、スラリー状のようにより均質に近い状態になることが考えられる。したがって、今後、均質体系でも同様の検討を行う予定である。

また、本検討の計算条件として、燃焼度は平成28年度に検討された1F-1号機の燃焼度をそのまま用いており、また、用いた燃料装荷パターンは1F-2号機の ^{235}U 濃縮度分布から想定されて得られたものである。今後は、各号機に対して評価された燃焼度と実際の燃料装荷パターンを用いた解析の実施について検討する予定である。

参考文献

- 1) 西原健司、他、”福島第一原子力発電所の燃料組成評価”、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構(2012).
- 2) K. Suyama, “OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel,” OECD/NEA/WPNCs/EGBUC (2012).
- 3) 鹿島陽夫、他、”連続エネルギーモンテカルロコードMVP、MCNP及び核計算コードSRACを使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT4.0”、JAEA-Data/Code2014-028、日本原子力研究開発機構(2014).
- 4) Y. Nagaya, et al., “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI-1348 (2005).
- 5) K. Shibata, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48[1], pp.1-30 (2011).

第4章 臨界安全解析コードシステムの整備

4.1 新規モンテカルロ計算ソルバーの開発

4.1.1 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熔融し再度固化した状態、いわゆる燃料デブリが発生していると考えられている。従来の臨界安全解析システムは、核燃料の幾何形状や性状が判明している体系を想定しており、燃料デブリのように幾何形状が不定で、物質組成が不均一の体系を想定していない。燃料デブリを含む体系に対して適切な臨界評価を行うためには、燃料デブリ計算体系モデルと新しい計算手法を開発する必要がある。このモデルと計算手法については、次節で詳しく述べる。また、新たに開発する燃料デブリ計算体系モデルと新しい計算手法を、臨界リスク基礎データベースの整備・拡充作業で利用するためには、これらのモデルと手法を実装できる連続エネルギー法に基づく新たなモンテカルロ計算ソルバーを開発する必要がある。

平成27年度は、モンテカルロ計算ソルバー（名称：Solomon = SOLver Of MONte carlo）の設計を行い、均質球体系に対する実効増倍率が計算できるプロトタイプ版を作成した。平成28年度は、(n,xn)反応に対する角度エネルギー分布の取り扱いの改良、非分離共鳴領域断面積に対する確率テーブル法の実装、2領域体系への拡張を行った。平成29年度は、複数領域体系計算機能の拡張と検証、熱中性子散乱モデルの1つであるフリーガスモデルの実装と検証を実施した。今年度は、フリーガスモデルの実装の修正を行い、ベンチマーク問題により検証を実施した。以下では、フリーガスモデルの実装の修正点と検証結果について説明する。

4.1.2 フリーガスモデルの実装の修正

昨年度実装したフリーガスモデルを用いてベンチマーク体系に対する実効増倍率を計算し、参照解であるMCNP5の結果と比較すると約0.1%程度の差異が生じていた。そのため、フリーガスモデルの計算式から見直すこととした。Solomonのフリーガスモデルは、MCNPコードと同じアルゴリズムを採用しており、計算式は参考文献1)の第2章、IV節、C.2“Free Gas Thermal Treatment”(p.2-28)に記載されている。参考文献の記述には多くの誤植があり、以下に正しい計算式を示す。

中性子エネルギー E に対する実効散乱断面積は次式で与えられる。

$$\sigma_s^{\text{eff}}(E) = \frac{1}{v_n} \iint \sigma_s^{\text{eff}}(v_{\text{rel}}) v_{\text{rel}} p(V) dV \frac{d\mu_t}{2} \quad (4.1-1)$$

ここで、 v_{rel} は標的核の（スカラー）速度 V と中性子の（スカラー）速度 v の相対（スカラー）速度であり、次式で与えられる。

$$v_{\text{rel}} = \sqrt{v_n^2 + V^2 - 2v_n V \mu_t} \quad (4.1-2)$$

μ_t は標的核の速度方向と中性子の飛行方向とがなす角度の余弦である。また、(4.1-1)式の $p(V)$ は、標的核の速度分布に対する確率密度関数であり、次式で与えられる。

$$p(V) = \frac{4}{\sqrt{\pi}} \beta^3 V^2 e^{-\beta^2 V^2} \quad (4.1-3)$$

ここで、 β は次式で定義される。

$$\beta = \sqrt{\frac{AM_n}{2kT}} \quad (4.1-4)$$

A は中性子質量に対する標的核の質量比、 M_n は中性子質量、 kT は標的核の平衡温度である。確率密度関数を定義するために、(4.1-1)式を次式のように変形する。

$$\iint \frac{\sigma_s^{\text{eff}}(v_{\text{rel}})v_{\text{rel}}p(V)}{2\sigma_s^{\text{eff}}(E)v_n} dV d\mu_t = 1 \quad (4.1-5)$$

(4.1-5)式において被積分関数を確率密度関数と見なせばよいことが分かる。すなわち、確率密度関数を

$$P(V, \mu_t) = \frac{\sigma_s^{\text{eff}}(v_{\text{rel}})v_{\text{rel}}p(V)}{2\sigma_s^{\text{eff}}(E)v_n} \quad (4.1-6)$$

とし、 $P(V, \mu_t)$ から V と μ_t をサンプリングすればよい。ここで、 $\sigma_s^{\text{eff}}(v_{\text{rel}})$ は一定であると仮定する。低エネルギー領域における弾性散乱はポテンシャル散乱であるので、この仮定はたいの炉心計算において妥当である。すると、(4.1-6)式は次式のように変形することができる。

$$P(V, \mu_t) = \frac{\sigma_s^{\text{eff}}v_{\text{rel}}p(V)}{2\sigma_s^{\text{eff}}(E)v_n} \propto \sqrt{v_n^2 + V^2 - 2v_nV\mu_t} V^2 e^{-\beta^2 V^2} \quad (4.1-7)$$

(4.1-7)式の形にすれば、散乱断面積に依存することなく、解析的に V と μ_t をサンプリングすることが可能となる。

(4.1-7)式からの V と μ_t のサンプリングは棄却法によって行なうことができる。 μ_t の取りうる範囲は

$$-1 \leq \mu_t \leq 1 \quad (4.1-8)$$

であるので

$$\sqrt{v_n^2 + V^2 - 2v_nV\mu_t} \leq v_n + V \quad (4.1-9)$$

である。よって、棄却関数 $R(V, \mu_t)$ を

$$R(V, \mu_t) = \frac{\sqrt{v_n^2 + V^2 - 2v_nV\mu_t}}{v_n + V} \leq 1 \quad (4.1-10)$$

と定義し、 $(v_n + V)V^2e^{-\beta^2V^2}$ からサンプリングした V と、一様分布からサンプリングした μ_t を、 $R(V, \mu_t)$ の確率で受理すればよい。

$(v_n + V)V^2e^{-\beta^2V^2}$ から V をサンプリングする方法について述べる。

$$(v_n + V)V^2e^{-\beta^2V^2} = V^3e^{-\beta^2V^2} + v_nV^2e^{-\beta^2V^2} \quad (4.1-11)$$

であり、

$$\int_0^\infty V^3e^{-\beta^2V^2} dV = \frac{1}{2\beta^4} \quad (4.1-12)$$

$$\int_0^{\infty} V^2 e^{-\beta^2 V^2} dV = \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} \quad (4.1-13)$$

であることを用いると、(4.1-11)式は次のようになる。

$$(v_n + V) V^2 e^{-\beta^2 V^2} = \frac{1}{2\beta^4} P_1(V) + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n P_2(V) \quad (4.1-14)$$

ここで、

$$P_1(V) = 2\beta^4 V^3 e^{-\beta^2 V^2}, \quad \int_0^{\infty} P_1(V) dV = 1 \quad (4.1-15)$$

$$P_2(V) = \frac{4\beta^3}{\sqrt{\pi}} V^2 e^{-\beta^2 V^2}, \quad \int_0^{\infty} P_2(V) dV = 1 \quad (4.1-16)$$

である。さらに、(4.1-14)式を

$$\begin{aligned} & (v_n + V) V^2 e^{-\beta^2 V^2} \\ &= \left(\frac{1}{2\beta^4} + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n \right) \left[\frac{\frac{1}{2\beta^4}}{\frac{1}{2\beta^4} + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n} P_1(V) \right. \\ & \quad \left. + \frac{\frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n}{\frac{1}{2\beta^4} + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n} P_2(V) \right] \end{aligned} \quad (4.1-17)$$

と変形し、 α を以下のように定義すると

$$\alpha \equiv \frac{\frac{1}{2\beta^4}}{\frac{1}{2\beta^4} + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n} = \frac{1}{1 + \frac{\sqrt{\pi}\beta v_n}{2}} \quad (4.1-18)$$

(4.1-17)式は次のようになる。

$$(v_n + V) V^2 e^{-\beta^2 V^2} = \left(\frac{1}{2\beta^4} + \frac{\sqrt{\pi}}{4\beta^3} v_n \right) [\alpha P_1(V) + (1 - \alpha) v_n P_2(V)] \quad (4.1-19)$$

よって、 α の確率で $P_1(V)$ から V をサンプリングし、 $1 - \alpha$ の確率で $P_2(V)$ から V をサンプリングすればよい。すなわち、乱数 $\xi \leq \alpha$ のときに $P_1(V)$ から V をサンプリングし、それ以外なら $P_2(V)$ から V をサンプリングするということである。コード内では、余事象の確率を考えて、乱数 $\xi > 1 - \alpha$ ときに $P_1(V)$ から V をサンプリングし、それ以外なら $P_2(V)$ から V をサンプリングするように実装している。すなわち、 $P_1(V)$ からサンプリングする確率を以下のように変形し、

$$\xi > 1 - \alpha = \frac{\beta v_n}{\frac{2}{\sqrt{\pi}} + \beta v_n}, \quad (4.1-20)$$

$$\xi \left(\frac{2}{\sqrt{\pi}} + \beta v_n \right) > \beta v_n \quad (4.1-21)$$

乱数 ξ を発生させ、(4.1-21)式を満たすとき、 $P_1(V)$ から V をサンプリングし、それ以外なら $P_2(V)$ から V をサンプリングしている。

以上のフリーガスマデルにおけるサンプリング手順をまとめると以下のようなになる。

ステップ 1：乱数を 1 つ発生させ（乱数 ξ_1 ）、(4.1-21)式を満たすとき、 $P_1(V)$ から V をサンプリングする。

ステップ 2：(4.1-21)式を満たさないとき、 $P_2(V)$ から V をサンプリングする。

ステップ 3：一様分布から μ_t をサンプリングする。

ステップ 4：(4.1-11)式を用いて $R(V, \mu_t)$ を計算し、乱数を 1 つ発生させ（乱数 ξ_2 ）、 $\xi_2 \leq R(V, \mu_t)$ であれば、 V と μ_t を受理する。

ステップ 5： $\xi_2 > R(V, \mu_t)$ であれば、 V と μ_t を棄却し、ステップ 1 に戻り、再びサンプリングを行う。

この棄却法に基づいた V と μ_t のサンプリングは、FreeGasThermalTreatment クラスの sample_target_velocity 関数で実装されている。昨年度の実装では、ステップ 5 での $\xi_2 > R(V, \mu_t)$ の条件式を計算するところに間違いがあり、修正した。

フリーガスマデルの実装を検証するため、昨年度と同じ 2 領域球体系のベンチマーク問題 (HEU-SOL-THERM-013-001) に対する実効増倍率を計算し、MCNP5 の結果と比較した。このベンチマーク問題の体系を図 4.1-1 に示す。表 4.1-1 に Solomon と MCNP5 で計算した実効増倍率の比較を示す。核データは、JENDL-4.0 の ACE 形式ライブラリ AceLibJ-4.0²⁾を用い、10,000 ヒストリーを 1 サイクルとして、最初の 100 サイクルを統計処理から除外し、2,000 サイクルの計算を行った。検証として問題をなるべく単純化するため、Solomon と MCNP5 とも確率テーブル法を使用していない。Solomon と MCNP5 ともに飛程長エスティメータで実効増倍率を計算した。Solomon の結果は MCNP5 の結果と 1 標準偏差の統計誤差の範囲内で一致し、フリーガスマデルが正しく実装されていることが確認できた。

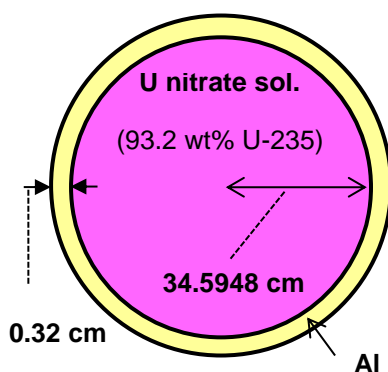


図 4.1-1 ICSBEP ハンドブックの HEU-SOL-THERM-013-001 の体系

表 4.1-1 HEU-SOL-THERM-013-001 体系に対してモンテカルロ計算ソルバー Solomon と MCNP5 を用いて計算した実効増倍率の値の比較。

Solomon での実効増倍率	MCNP5 での実効増倍率
0.97899 ± 0.00019*	0.97915 ± 0.00019*

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

4.2 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発

4.2.1 緒言

初年度の平成 27 年度事業では、二酸化ウラン・コンクリート系燃料デブリ³⁾に予想される乱雑な連続空間分布に対処するため、デルタ追跡法モンテカルロ計算をエネルギー1 群で検討した。平成 28 年度事業では、新規モンテカルロ計算ソルバー (Solomon) にデルタ追跡法を実装するための予備検討を実施した。また、ステンレス鋼のような金属構造材の析出³⁾を考慮し、連続的・不連続的空間変動の混在に対処可能なモデルを検討した。平成 29 年度事業では、2 領域球体系用 Solomon 暫定版 (平成 28 年度版) にデルタ追跡法を実装し、乱雑な連続空間分布の下での臨界性評価を、連続エネルギー計算により実施した。また、正規分布ノイズに基づく乱雑分布モデルを開発した。以上の経緯を踏まえ、平成 30 年度事業においては、広範なスペクトル状態を模擬できるように乱雑分布モデルを拡張し、燃料デブリの臨界性揺らぎ評価オプションを拡張した。また、連続的・不連続的空間変動の混在を取り扱うためのボクセル機能を Solomon 暫定版でテストした。さらに、実用性に資するため、指定された領域のみにデルタ追跡法と乱雑分布モデルを適用して臨界計算を行う機能を、多領域の一般幾何形状用 Solomon (平成 29 年度上期版) に実装した。以下、平成 30 年度事業に係わる成果を報告する。

4.2.2 乱雑分布モデルの拡張

無秩序の下で乱雑な混合を経て生成される燃料デブリに関して、最終生成物の不確定さに起因する実効増倍率の揺らぎを検討することは、臨界管理上、重要である。この観点から、平成 27-29 年度事業において、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF: randomized Weierstrass function) を開発・提案した。本小節では、RWF を再検討し、RWF の自然な拡張が広範なスペクトル状態の乱雑分布の模擬を可能にすることを示す。また、デルタ追跡法によるモンテカルロ臨界計算を実施して、中性子実効増倍率 (k_{eff}) の揺らぎのスペクトル依存性を示す。

極端な無秩序の下では、物理的な系は、 $1/f$ 揺らぎと呼ばれる次式のパワースペクトルで特徴づけられる状態に落ち着く⁴⁾。

$$S(f) \propto 1/f^{1+2\alpha}, 0 < \alpha < 1. \quad (4.2-1)$$

ここで、 f は、時系列データに対応する場合には周波数 (sec^{-1})、空間データに対応する場合には波数 (cm^{-1}) である。以下においては、 k_{eff} との混同を避けるため、波数の場合でもイタリック体の f を使用することとする。式(4.2-1)のスペクトルで特徴づけられる連続空間変動を模擬できる関数が、以下に示す RWF である。

$$W(x) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha < 1. \quad (4.2-2)$$

上式で、 B_j は期待値 0、分散 1 の独立な確率変数であり、等確率で ± 1 となるベルヌーイ変数とするのが普通である。 A_j は $[0, 2\pi)$ 上の一様で独立な確率変数である。式(4.2-2)のパワースペクトルは

$$P(f; W) = (\pi\sigma^2/2) \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-2\alpha j} [\delta(f - \lambda^j) + \delta(f + \lambda^j)] \quad (4.2-3)$$

と計算される。上式が次式を満たすことが $1/f$ 揺らぎの模擬とされる所以である。

$$\int_1^{\lambda^j} P(f; W) dk = \frac{\pi\sigma^2}{2(\lambda^{2\alpha}-1)} \left(1 - \frac{1}{\lambda^{2\alpha j}}\right) \propto \int_1^{\lambda^j} \frac{df}{f^{2\alpha+1}} \quad (4.2-4)$$

なお、RWF と、 $1/f^{2\alpha+1}$ に正確に一致するスペクトルを持つ非整数ブラウン運動との共通点については、平成 27 年度事業の報告書に記述済みである。式(4.2-2)の多次元版は

$$W(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \boldsymbol{\Omega}_j / S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha < 1 \quad (4.2-5)$$

である。ここで、 \mathbf{r} は位置を表すベクトル、 $\boldsymbol{\Omega}_j$ は独立で等方的にサンプリングされる単位ベクトル、 S はスケージング因子と呼ばれる長さの伸縮を調節する定数である。式(4.2-5)で表される RWF の実現例と本小節および次小節との関係を図 4.2-1 に示す。

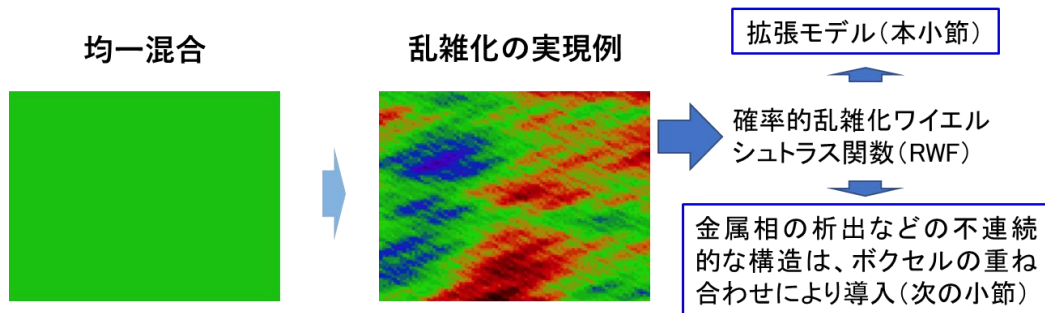


図 4.2-1 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数と本小節 (4.2.2 節) および次の小節 (4.2.3 節) との関係

二酸化ウラン・コンクリート系の燃料デブリ生成と類似の過程を含む物理現象としてレイリー・テイラー不安定性⁵⁾ (Rayleigh-Taylor Instability) を挙げることができる。この不安定現象の本質は、重い流体が軽い流体の上に位置している状態から重力の作用により乱雑な混合が起こることであり、二酸化ウランを主成分とする重い溶融体が軽いコンクリートの上に落下して混合する燃料デブリ生成と、主要過程において共通する。レイリー・テイラー不安定性での上下流体の界面を通しての混合効果のパワースペクトルは、コルモゴロフ乱流則と同じく、 $1/f^{5/3}$ に比例することが観測されている⁵⁾。また、実験の初期段階では、短時間継続の疑似的な定常状態が出現し、 $1/f^{0.3} \sim 1/f^{0.7}$ のスペクトルが観測されている。一方、式(4.2-1)の $1/f^{2\alpha+1}$ スペクトルで表される状態は、十分な時間の経過後に出現するとされている。このため、二酸化ウラン・コンクリート系の燃料デブリ生成の場合に、 $1/f^{2\alpha+1}$ スペクトル状態に到達する前に混合の進展が止まってしまう可能性が存在する。このようなシナリオに対して、レイリー・テイラー不安定性の実験は⁵⁾、1 より小さい冪指数の逆冪乗則スペクトル状態の出現可能性を示唆している。したがって、RWF を $1/f$ (ピンクノイズ) から $1/f^0 = 1$ (ホワイトノイズ) の間の逆冪乗則も模擬できるように拡張しておく必要がある。なお、本小節では、ホワイトノイズという用語を、差分が独立な正規分布確率過程のノイズではなく、平坦で周波数に依存しないスペクトルという本来の意味で使用する。

まず手始めに、式(4.2-2)で表される RWF を次式のように変更した場合のパワースペクトルを調べる。

$$Y(x) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{\beta j} \sin(\lambda^{-j} x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, -1 < \beta < 0. \quad (4.2-6)$$

(引数において、 λ^j が λ^{-j} に変更されている。) この関数 $Y(x)$ の自己共分散は

$$E[Y(x)Y(x+u)] = (\sigma^2/2) \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{2\beta j} \cos(\lambda^{-j} u) \quad (4.2-7)$$

と計算される。ウィーナー・ヒンチンの定理 (Wiener-Khinchin theorem) ⁹⁾により、式(4.2-7)のフーリエ変換がパワースペクトルである。

$$P(f; Y) = (\pi\sigma^2/2) \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{2\beta j} [\delta(f - \lambda^{-j}) + \delta(f + \lambda^{-j})]. \quad (4.2-8)$$

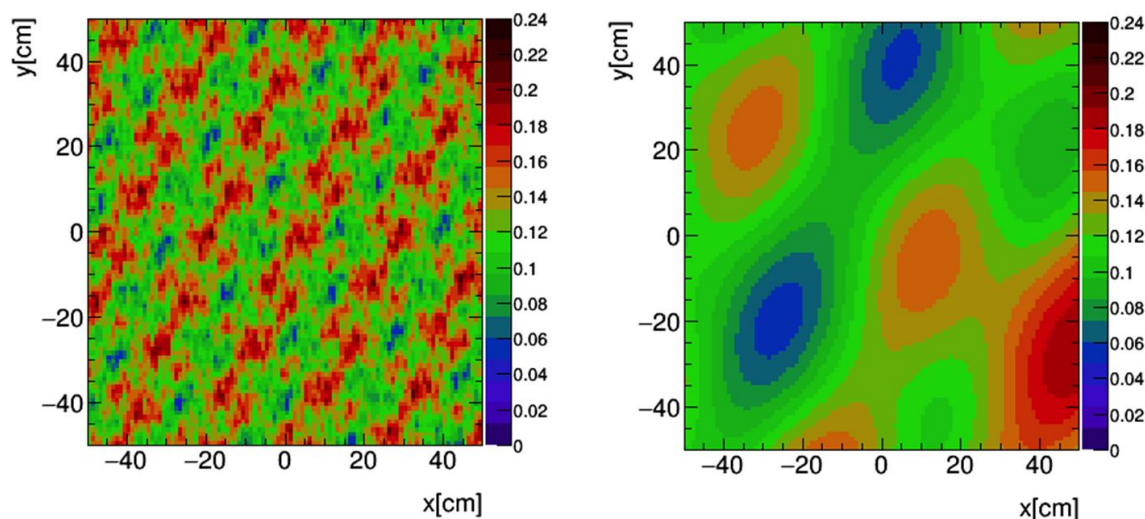
上式の表現は式(4.2-3)と同様であり、

$$\int_0^{\lambda^{-j}} P(f; Y) dk = (\pi\sigma^2/2) \frac{\lambda^{2\beta j}}{1-\lambda^{2\beta}} \propto 1/(\lambda^{-j})^{2\beta} \propto \int_0^{\lambda^{-j}} df/f^{2\beta+1} \quad (4.2-9)$$

により、 $Y(x)$ を $1/f^{2\beta+1}$ スペクトルの定常離散近似とみなすことができる。つまり、式(4.2-6)の $Y(x)$ は、 $1/f^\gamma$ ($-1 < \gamma < 1$)のスペクトルを模擬している。式(4.2-6)の多次元版は

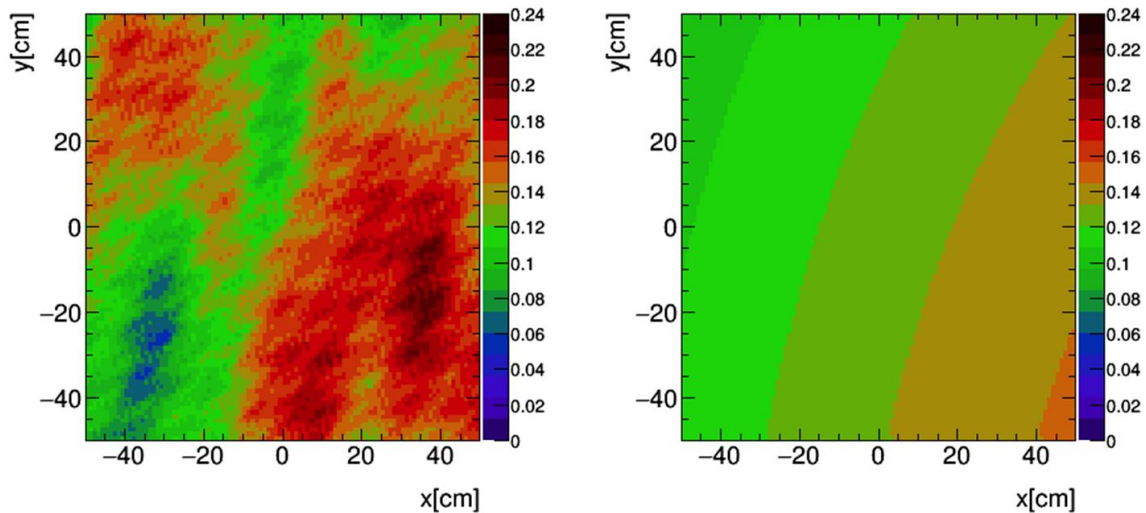
$$Y(\mathbf{r}) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} B_j \lambda^{\beta j} \sin(\lambda^{-j} \mathbf{r} \cdot \boldsymbol{\Omega}_j / S + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, -1 < \beta < 0 \quad (4.2-10)$$

である。上記 $Y(\mathbf{r})$ による乱雑モデルを、ex を extended の略記として、exRWF と呼ぶことにする。図 4.2-2 に、exRWF と RWF について、レプリカ (実現例) を示す。変動具合の性質が本質的に異なっていることが分かる。この違いは、 $Y(\mathbf{r})$ は微分可能であるが $W(\mathbf{r})$ は微分不可能で自己相似性 (局所相似性) を持つことによる。図 4.2-3 に、図 4.2-2 の両図を S (スケール因子) を 10 倍にして示す。ホワイトノイズでは単なる引き延ばしであるが、ブラウンノイズでは、スケールが拡大しても同様の小単位変動が出現していることが分かる。したがって、



ブラウンノイズ $0.125(1+W(\mathbf{r}))$, $\alpha=0.5$, $S=5$ cm ホワイトノイズ $0.125(1+Y(\mathbf{r}))$, $\beta=-0.5$, $S=5$ cm

図 4.2-2 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF: $W(\mathbf{r})$) とその拡張モデル (exRWF: $Y(\mathbf{r})$) のレプリカ



ブラウンノイズ $0.125(1+W(\mathbf{r}))$, $\alpha=0.5$, $S=50$ cm ホワイトノイズ $0.125(1+Y(\mathbf{r}))$, $\beta=-0.5$, $S=50$ cm

図 4.2-3 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF: $W(\mathbf{r})$) とその拡張モデル (exRWF: $Y(\mathbf{r})$) の拡大スケールでのレプリカ

燃料デブリのサンプル測定結果が自己相似性を示すかどうかによって、 $W(\mathbf{r})$ と $Y(\mathbf{r})$ のどちらを乱雑分布モデリングに使用するかどうかを選択するのが妥当である。

以上の RWF と exRWF を、2 種類の物質 G と H が乱雑に $1/f^\gamma$ ($-1 < \gamma < 3$) のスペクトルで混合するシナリオに適用する。具体的には、統計的に独立な混合体レプリカを、仮想的に無限個生成させた場合の物質 H のレプリカ平均体積割合を V_H とし、 $0 < V_H \leq 0.5$ を仮定する。つまり、物質 H を体積割合期待値の小さい方の混合体成分とする。反応 R に対する 物質 G と H の巨視的断面積を Σ_R^G , Σ_R^H とする。このとき、混合体の各レプリカに対する巨視的反応 R 断面積は

$$\Sigma_R(\mathbf{r}) = (1 - V_H(1 + zC(\mathbf{r}))) \Sigma_R^G + V_H(1 + zC(\mathbf{r})) \Sigma_R^H, \quad (4.2-11)$$

$$C(\mathbf{r}) = W(\mathbf{r}) \text{ or } Y(\mathbf{r}), 0 \leq z \leq 1,$$

となる。上式で z は変動部分の振幅調節因子である。式(4-2-5)および(4-2-10)において、 $|W(\mathbf{r})|$ と $|Y(\mathbf{r})|$ が決して 1 を超えないような最大の σ を決めるという条件下では、 $0 \leq z \leq 1$ となる。式

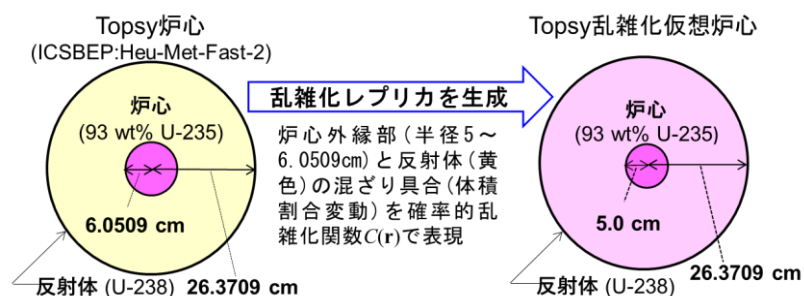


図 4.2-4 Topsy 乱雑化仮想炉心

(4.2-11)を、平成 29 年度事業と同様に、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⁷⁾に掲載の Topsy 炉心 (HEU-MET-FAST-002) に基づく問題に、図 4.2-4 に示されているように適用する。式(4.2-11)において、 $C(\mathbf{r}) = Y(\mathbf{r})$ のオプションが追加されていることが、平成 29 年度事業での検討と異なる。

図 4.2-5 に、ホワイトノイズ (平坦で波数依存のない $1/f^0$ スペクトル、 $C(r)=Y(\mathbf{r})$ 、 $\beta = -0.5$) とブラウンノイズ ($1/f^2$ スペクトル、 $C(r)=W(\mathbf{r})$ 、 $\alpha = 0.5$) に関して、臨界性評価の揺らぎを示す。ホワイトノイズの方が実効増倍率の揺らぎが大きいことが分かる。図 4.2-6 に、 $1/k$ ノイズ ($C(r)=Y(\mathbf{r})$ 、 $\beta=-0.0125$ と $C(r)=W(\mathbf{r})$ 、 $\alpha=0.0125$) に関する臨界性の揺らぎを示す。実効増倍率の揺らぎが非常に小さいことが分かる。両図の計算において、核データは JENDL-4.0⁸⁾ ライブラリを使用し、レプリカごとの計算条件は、10,100 世代、世代あたり 10,000 ヒストリー、最初の 100 世代スキップである。図 4.2-7 に、臨界性の揺らぎと $1/k^\gamma$ スペクトルにおける逆冪指数 γ との関係を示す。逆冪指数が $\gamma=1$ から離れるにつれて、揺らぎ大きくなることが分かる。また、 $\gamma=1$ で、標準偏差を表す曲線が逆冪指数に関して微分不可能である。つまり、 $\gamma=1$ は特異点になっている。これは、ホワイトノイズ ($1/f^0$)、ブラウンノイズ ($1/f^2$)、コルモゴロフ乱流則 ($1/f^{5/3}$) ではなく、RWF と exRWF の級数表現の微分可能・不可能性の境界に相当する $1/f$ ノイズが特別なケースになっていることを示している。なお、すべての計算において、 $S = 21.3709$ cm (乱雑化部分の半径方向厚さ) とした。本段落の最後に、以下を追記しておく。図 4.2-4 の Topsy 乱雑化仮想炉心は高速スペクトル体系であり、中性子減速効果の影響を受けないケースである。したがって、本受託事業の工程には予定されていないが、図 4.2-5、図 4.2-6 における実効増倍率の揺らぎの正規性・極値統計学的性質が、減速効果の導入でどのように変化していくかを調査することは、臨界管理上、重要なテーマである。

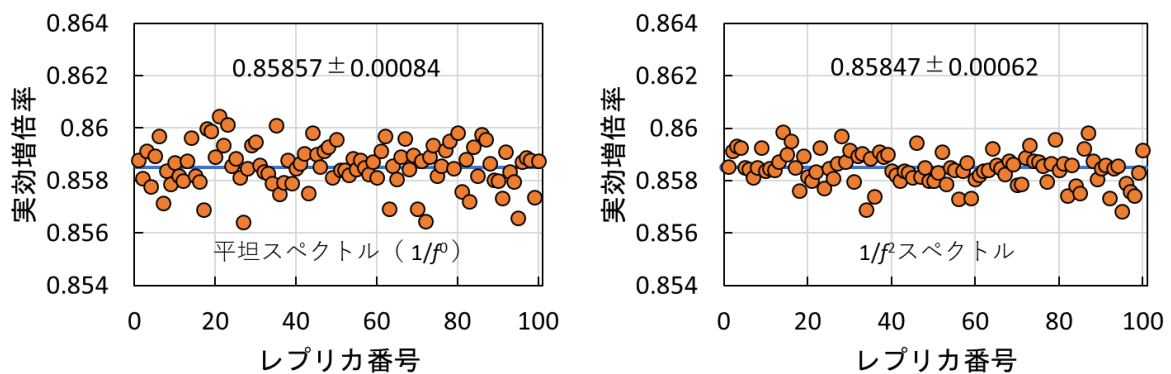


図 4.2-5 Topsy 乱雑化仮想炉心の臨界性評価の揺らぎの比較： ホワイトノイズ (左) とブラウンノイズ (右)

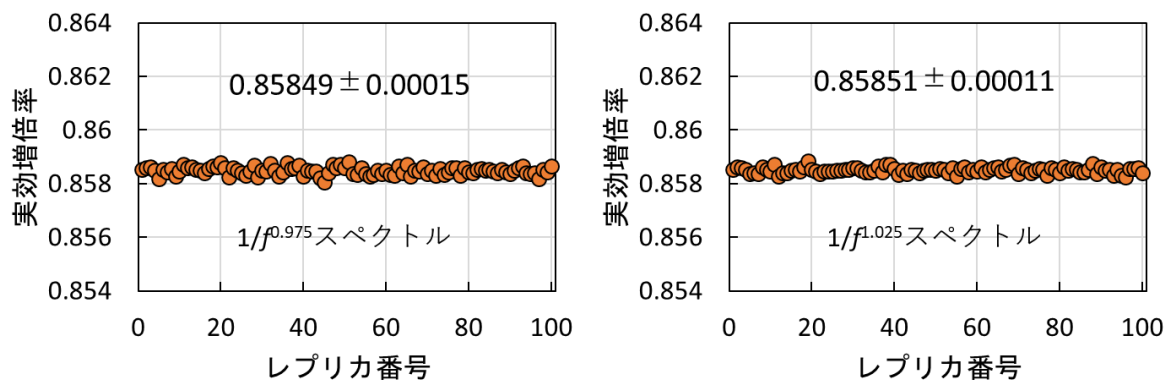


図 4.2-6 $1/k$ ノイズによる Topsy 乱雑化仮想炉心の臨界性評価の揺らぎの比較

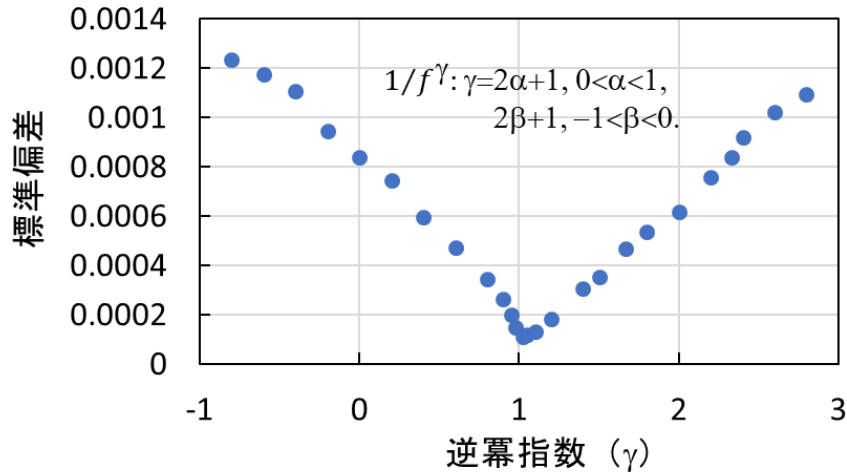


図 4.2-7 中性子実効増倍率の標準偏差から見る臨界性評価の揺らぎの逆冪乗則スペクトル ($1/f^\gamma$) の逆冪指数依存性

図 4.2-7 に関して、 $\gamma=1$ の逆冪指数に相当する乱雑さの性状を把握しておくことも重要である。図 4.2-8 に、 $\gamma=1.025$ (図 4.2-6 右側) に相当する RWF のレプリカを、カラースケールを変えて示す。激しい振動ではあるが、平均値付近の自律的な振動にとどまっていることがわかる。つまり、一様混合に近いところで臨界性評価の揺らぎが小さくなるという、物理的・統計的には至極当然の性質が、 $\gamma=1$ での臨界性揺らぎの最小化に対応する。

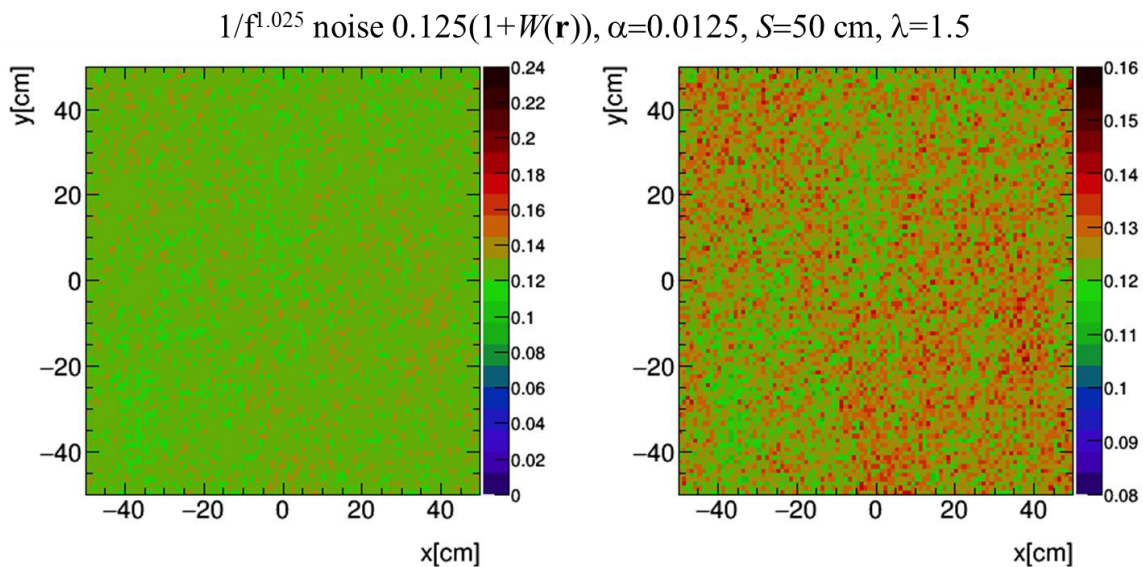


図 4.2-8 $1/f$ スペクトル近傍の確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF: $W(\mathbf{r})$)

本小節を終えるにあたり、乱雑化モデルの位置づけについて、簡単に述べる。従来施設における臨界管理では、燃料状態が既知であるため、決定論的な臨界管理が可能であった。このため、臨界評価条件を、実効増倍率の計算値が最も大きくなるように設定し、設計基準の範囲内で確実に臨界を防止できるようにした。一方、燃料デブリの臨界管理では、燃料状態が未知・不確かであり、測定で得られる結果も部分情報に過ぎない。物質割合と空間分布の双方に不確かさが存在し、これらに起因する臨界性の不確かさを考慮して工程管理を実施し

なければならない。このようなシナリオに対しての方策を提供するのが、確率的乱雑化モデルによる臨界性揺らぎの評価である。

4.2.3 Solomon へのボクセル機能導入の検討

平成 28 年度事業において、ステンレス鋼のような金属構造材の析出を取り扱う機構として、連続的・不連続的空間変動の混在に対処可能なモデルを検討した。具体的には、確率的乱雑化モデルの媒質にボクセル・メッシュを重ね合わせてステンレス鋼の析出を模擬する機構を、エネルギー2群計算により検討した。本小節では、ボクセル・メッシュの Solomon への導入について報告する。

ボクセル・メッシュを適用した体系でのデルタ追跡法の概略を図 4.2-9 に示す。要点は、中性子飛程のサンプリング後、ボクセル・メッシュの境界を無視して中性子をを進めることである。このため、中性子移動に要する処理時間は、ボクセル・メッシュのサイズに関係しない。例えば、 1 cm^3 と $(0.02)^3\text{ cm}^3$ のようにボクセル・メッシュ数が 50^3 も異なる体系に対して、中性子移動の処理時間が同じである。また、移動先では、2 分割サーチにより、効率的にメッシュ・インデックスを得ることができる。 x_1 軸、 x_2 軸、 x_3 軸方向のメッシュ数を N_1 、 N_2 、 N_3 とすると、各軸方向に要する 2 分割サーチの時間は、 $\text{Log}_2(N_1)$ 、 $\text{Log}_2(N_2)$ 、 $\text{Log}_2(N_3)$ に比例する。つまり、2 分割サーチに要する時間は $\text{Log}_2(N_1)+\text{Log}_2(N_2)+\text{Log}_2(N_3)=\text{Log}_2(N_1N_2N_3)$ であり、対数比例する。図 4.2-10 に、ボクセル・メッシュ適用下でのデルタ追跡法モンテカルロ臨界計算に要する時間を示す。約 7 桁に及ぶボクセル・メッシュ数の増加に対して、計算時間の増加は 2.5 倍程度にとどまっている。これは、 $\text{Log}_2(5600^3)/\text{Log}_2(28^3)=2.59$ であることによる。到達先のメッシュ・インデックスは、 x_1 、 x_2 、 x_3 の各軸方向のインデックスを i_1 、 i_2 、 i_3 とすると、 $i_1+(i_2-1)N_1+(i_3-1)*N_1N_2$ と計算される。なお、図 4.2-10 の結果は、平成 27 年度事業で取り扱った二酸化ウラン (12 GWd/t) ・コンクリート系燃料デブリのエネルギー1 群モデルにボクセル・メッシュを重ね合わせるにより得られたものである。使用した 2 分割サーチのアルゴリズムを図 4.2-11 に C++ 言語で示す。米国ロスアラモス研究所の MCNP コードに採用されている 2 分割サーチ・アルゴリズムの C++ への翻訳である。

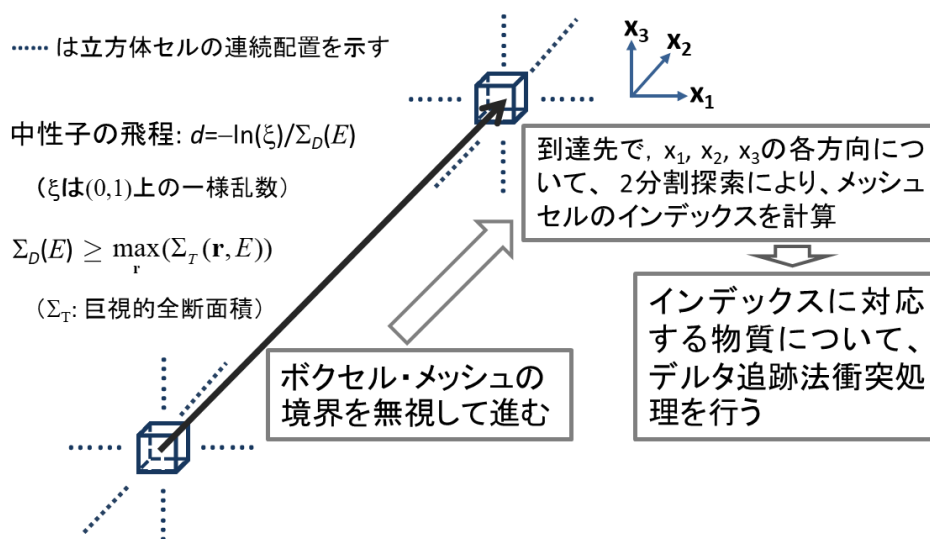


図 4.2-9 デルタ追跡法とボクセル・メッシュ

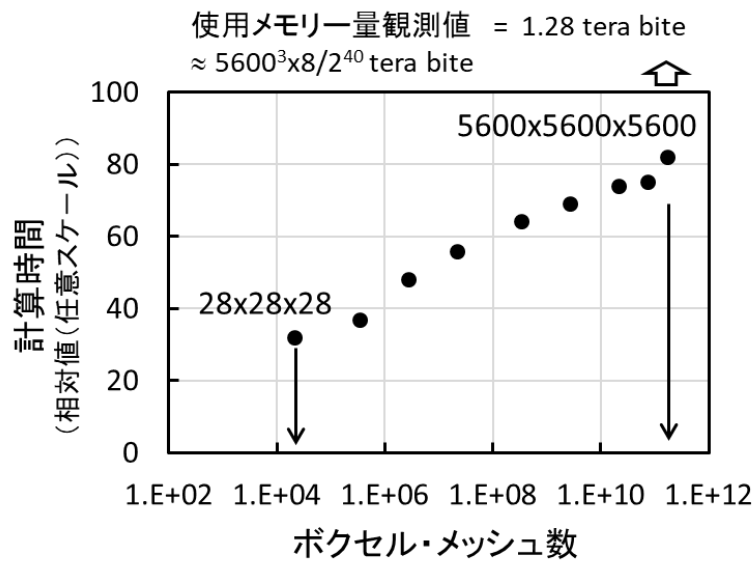


図4.2-10 ボクセル・メッシュ適用下でのデルタ追跡法モンテカルロ臨界計算のコスト (O2コンパイル・オプション)

```
int usr_binsearch_lower_bound(std::vector<double>& vec, double val)
{
    int low = 0;           // lower limit of the range
    int high = vec.size(); // upper limit of the range
    while (low + 1 < high) {
        // midpoint and value at the point is obtained
        int mid = (low + high) / 2;
        double midval = vec[mid];
        // reduce the range for solution
        if (midval < val)
            low = mid;
        else
            high = mid;
    }
    // return low; // Fortran coding
    return high; // C++ coding
}
```

図 4.2-11 二分割探索関数の C++コーディング

Solomon へのボクセル機能の実装にあたって、図 4.2-11 の仕様の二分割探索関数と C++ライブラリ関数の `std::lower_bound` による探索の比較を行った。ここで、`std::lower_bound` 関数は、指定した値以上の先頭の要素を指すイテレータを返すライブラリ関数であり、図 4.2-12 の `stl_binsearch_lower_bound` のように探索関数の定義に使用できる。これらの探索関数への入力データ `vec` に対して、`vec[j]=j-1, j=1, ..., 10,000,001 (=107+1)` のようにデータを格納し、10⁷ 個のデータ `val[m]=m+0.5, m=1, ..., 107` のすべてのインデックスを得るのに要する時間を計測した。結果を、表 4.2-1 に示す。O0 が最適化なしのコンパイル・オプション、O3 が最も高い最

適化レベルのコンパイル・オプションである。コンパイル時に最適化オプションを使用する場合には、`std::lower_bound` の処理速度が、首尾一貫して速いことが分かる。したがって、Solomon では、図 4.2-12 に示す `stl_binsearch_lower_bound` を探索関数として使用することにする。

```
// Only std::lower_bound function is used, giving the same returned value.
int stl_binsearch_lower_bound(std::vector<double>& vec, double val) {
    return std::lower_bound(vec.begin(), vec.end(), val) - vec.begin();
}
```

図 4.2-12 C++ライブラリ関数 `std::lower_bound` による探索関数

表 4.2-1 探索関数の計算時間

探索関数	コンパイル時の最適化オプション			
	O0	O1	O2	O3
二分割探索	1837 (msec)	748 (msec)	607 (msec)	605 (msec)
<code>std::lower_bound</code>	5445 (msec)	601 (msec)	550 (msec)	577 (msec)

ボクセル・メッシュの適用事例として、図 4.2-4 の Topsy 乱雑化仮想炉心の乱雑分布混合体部分にボクセル・メッシュを重ね合わせ、所定の割合でランダムに選んだボクセル・メッシュに鉛を充填する場合の臨界性評価を検討した。図 4.2-9 において、到達先において得られたインデックスに応じて、乱雑分布混合体部分か鉛充填部分かを判断し、デルタ追跡法の衝突処理を実施する。ただし、実際の適用事例について示す前に、ボクセル・メッシュ適用に関する検証を行う必要がある。このため、表 4.2-2 に示す極端なケースについて、デルタ追跡法モンテカルロ臨界計算を実施した。鉛ボクセル・メッシュ割合をゼロにする極限において、ボクセルなしの場合と計算結果が一致することが分かる。この結果により、ボクセル・メッシュ存在下で、デルタ追跡法モンテカルロ計算が正しく実行されていることが分かる。図 4.2-13 に、鉛ボクセル・メッシュの割合を 20%とした場合の臨界性とその揺らぎを示す。ボクセル・メッシュなしのケースは図 4.2-4 の右図に相当する。鉛の導入により、ウラン装荷量が減少し実効増倍率が低下するとともに、揺らぎが増加していることがわかる。

表 4.2-2 ボクセル・メッシュ適用時の極端なケースの実効増倍率^{a)}

RWF ^{b)} レプリカ 1		RWF ^{b)} レプリカ 2	
ボクセルなし	1 cm ³ 単位 & 鉛ボクセル・メッシュ割合=0.0001	ボクセルなし	1 cm ³ 単位 & 鉛ボクセル・メッシュ割合=0.00001
0.85867±0.00006	0.85872±0.00006	0.85937±0.00006	0.85937±0.00006

a) JENDL-4.0⁸⁾、10,100 世代、世代あたり 10,000 ヒストリー、最初の 100 世代スキップ

b) 式(4.3.11)において、 $C(\mathbf{r})=W(\mathbf{r})$ & $\alpha=0.5$ 。

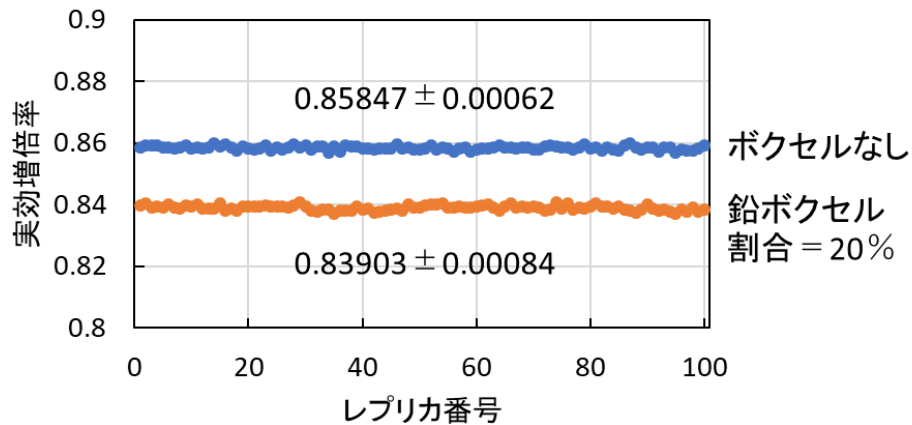


図 4.2-13 Topsy 乱雑化仮想炉心の乱雑分布混合体部分への 1 cm^3 ボクセル・メッシュ重ね合わせケースの臨界性評価の揺らぎ (ブラウンノイズ)

4.2.4 多領域・一般幾何形状用 Solomon へのデルタ追跡法と確率的乱雑化モデルの実装

本小節では、多領域で一般的な幾何形状の取り扱いに、燃料デブリ体系トラッキング機能と確率的乱雑化モデルを導入する。具体的には、平成 29 年度事業で報告の複数領域体系計算機能を備えた Solomon に、デルタ追跡法と確率的乱雑化モデルを実装する。

燃料デブリ体系の臨界性評価を実施する際、計算体系全体で乱雑に物質が混ざり合っているとは限らない。例えば、図 4.2-14 に示すように、燃料デブリとコンクリートの溶融体 (MCCI 生成物) の拡がり有限で周囲に元の構造の物質分布が残っている状態などである。このようなシナリオに対しては、デルタ追跡法と確率的乱雑化の適用領域を任意に選択して、モンテカルロ計算を実行する機能が必要とされる。そこで、図 4.2-15 に示す ICSBEP ハンドブックに掲載の Big-Ten 炉心 (HEU-MET-FAST-007) において、長方形断面でドーナツ型の乱雑化領域が設定された Big-Ten 未臨界化仮想炉心を検討する。

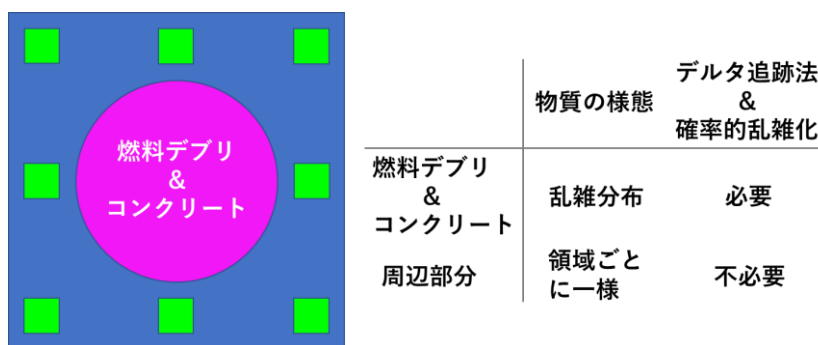


図 4.2-14 燃料デブリ・コンクリート溶融体の拡がりの有限性とデルタ追跡法・確率的乱雑化の必要・不必要性

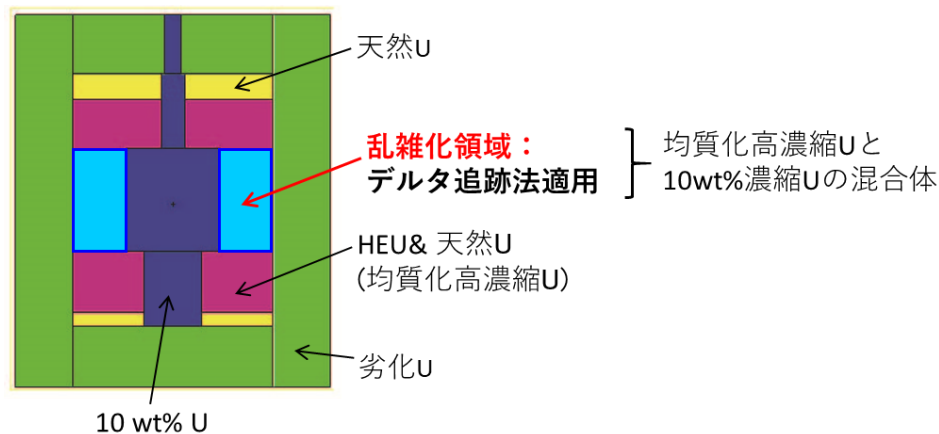


図 4.2-15 Big-Ten 未臨界化仮想炉心 (HEU-MET-FAST-007 を変更)

はじめに、均質化高濃縮ウランと 10wt%濃縮ウランの 80%-20%一様混合体を、図 4.2-15 の乱雑化領域に充填する場合について、2 通りの計算を示す。第 1 のケースは、80%-20%一様混合体の同位体数密度を入力として与える場合の通常計算であり、参照ケースに相当する。第 2 のケースでは、均質化高濃縮ウラン 100%体積割合の場合の同位体数密度と 10wt%濃縮ウラン 100%体積割合の場合の同位体数密度を別個に入力として与える。実際のモンテカルロ計算での中性子飛行のたびに、均質化高濃縮ウラン 100%体積割合の場合の全断面積と 10wt%濃縮ウラン 100%体積割合の場合の全断面積の大きい方をデルタ追跡法飛行の断面積とし、飛行先で 80%-20%の体積割合に基づき全断面積を計算して衝突の処理をする。計算結果を表 4.2-3 に示す。統計誤差の範囲で一致しており、選択された領域のみでのデルタ追跡法適用が正しく機能していることが分かる。

表 4.2-3 モンテカルロ計算実行時混合機能の検証
(計算条件は、世代あたり中性子数 10,000, 100,000世代; 100 捨て世代)

	第 1 のケース	第 2 のケース
物質数	1	2
入力様式	80% (均質化高濃縮ウラン) と 20% (10wt%濃縮ウラン) の一様混合体の同位体数密度	100%体積割合の同位体数密度を各物質 (均質化高濃縮ウラン&10wt%濃縮ウラン) のそれぞれに対して入力
中性子トラッキング方式	全領域で通常方式	乱雑化領域でデルタ追跡法 その他の領域で通常方式
実行時混合機能	なし	乱雑化領域での中性子飛行 毎に 80% (均質化高濃縮ウラン) と 20% (10wt%濃縮ウラン) の体積割合で混合
実効増倍率	0.997833	0.997796
標準偏差	0.000021	0.000023

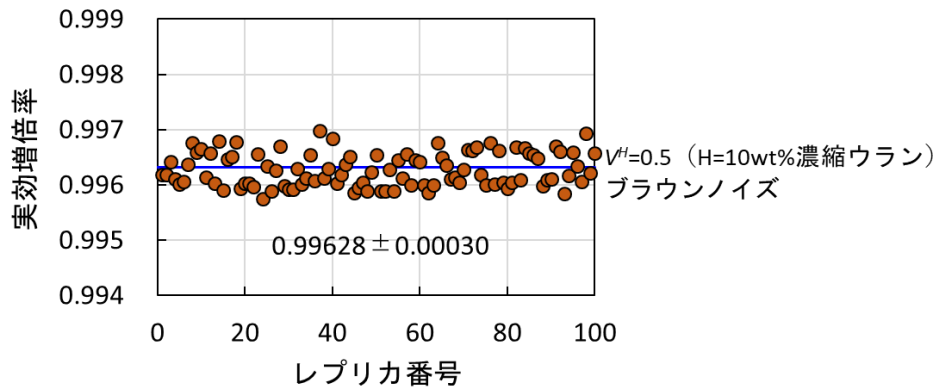


図 4.2-16 Big-Ten 未臨界化仮想炉心の臨界性評価の揺らぎ (図中で、水平線は一様混合の場合の参照値、数値は 100 個の実効増倍率の平均と標準偏差)

次に、式 (4.2-11) において、物質Gを均質化高濃縮ウラン、物質Hを10wt%濃縮ウラン、 $V_H=0.5$ とし、Big-Ten未臨界化仮想炉心の臨界性を評価した。振幅調整因子を $z=1$ 、スケーリング因子を $S=14.12$ cmとし、図4.2-2と図4.2-3で示したブラウンノイズに相当するケースのレプリカを生成して実効増倍率を計算した。なお、 $S=14.12$ cmという条件は、図4.2-15の長方形断面ドーナツ型乱雑化領域の径方向厚さである。図4.2-16に計算結果を示す。実効増倍率に無視できない揺らぎが生じている。ただし、表4.2-3の空間依存なしの20% ($V^H=0.2$) からレプリカ平均50%への10wt%濃縮ウラン体積割合の増加に伴う実効増倍率低下に比べれば、小さい揺らぎである。図4.2-2、図4.2-3で示したホワイトノイズに相当するケースについても臨界性評価を実施した。スケーリング因子が S/λ^2 の場合についても示した。この新たなスケーリング因子は、[式(4.2-5)の $j=1$ の項における波長] $= 2\pi S/\lambda = 2\pi S_{\text{new}}\lambda =$ [式(4.2-10)の $j=1$ の項における波長] の関係より決めた。結果を図4.2-17に示す。スケーリング因子を小さくすると、実効増倍率の揺らぎが小さくなるのが分かる。なお、図4.2-16、図4.2-17において、 $\lambda=1.5$ であり、レプリカごとの計算条件は、10,000世代、100スキップ世代、世代あたり中性子数10,000とした。

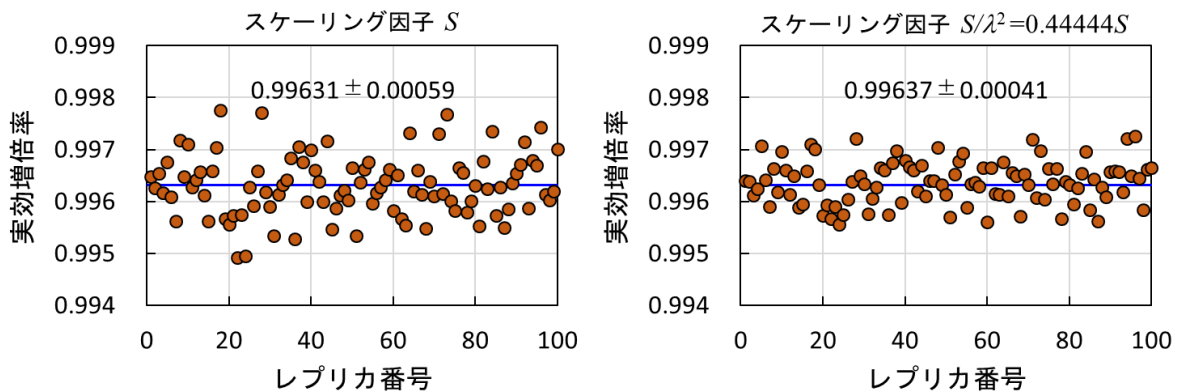


図 4.2-17 ホワイトノイズの下での Big-Ten 未臨界化仮想炉心の臨界性評価の揺らぎ (図中で、水平線は一様混合の場合の参照値、数値は 100 個の実効増倍率の平均と標準偏差)

4.3 代表性因子計算手法の開発

本受託事業では、模擬燃料デブリを用いた臨界実験を予定しており、模擬燃料デブリを用いた炉心体系と実際の燃料デブリ体系とがどれくらい類似しているのかを定量的に表す指標である、代表性因子を計算できれば有益である。この代表性因子は感度係数を用いて計算することが可能であり、昨年度は連続エネルギーモンテカルロ法で感度係数を計算する手法の調査を行った。今年度は代表性因子を計算する手法の調査を行った。

代表性因子 r_{RE} は Usachev ら⁹⁾によって最初に導入され、以下のように定義される。

$$r_{RE} = \frac{S_R^t V S_E}{\sqrt{S_R^t V S_R} \sqrt{S_E^t V S_E}} \quad (4.3-1)$$

ここで、 S_R はターゲット体系におけるある核特性パラメータに対する感度係数ベクトルであり、 S_E は実験体系におけるある核特性パラメータに対する感度係数ベクトルである。 t は転置を表す。また、 V は核データの共分散行列である。Usachev らは r_{RE} を相関係数 (coefficient of correlation)⁹⁾、Blaise らは類似代表性係数 (analogy representativity coefficient)¹⁰⁾と呼んでいたが、Aliberti らが代表性因子 (representativity factor)¹¹⁾と呼ぶようになってから、日本では r_{RE} は代表性因子 (representativity factor) と呼ばれることが多い^{12,13)}。

一方、(4.3-1)式の r_{RE} はオークリッジ国立研究所で開発された SCALE システムの TSUNAMI-IP モジュール¹⁴⁾を用いて計算することができる。SCALE システムのマニュアルでは、 r_{RE} は代表性因子とは呼ばれておらず、 c_k 値と (c_k value) と呼ばれている。 c_k 値は以下のように定義されている。

$$c_k = \frac{\sigma_{ij}^2}{\sigma_i \sigma_j}, \quad (4.3-2)$$

$$C_{kk} = S_{k_i} C_{\alpha\alpha} S_{k_j}^t = (\sigma_{ij}^2), \quad (4.3-3)$$

$$S_{k_i} = \frac{\alpha_n}{k_i} \frac{\partial k_i}{\partial \alpha_n} \quad (4.3-4)$$

(4.3-2)式は実験体系 i と実験体系 j に対する実効増倍率の相関を表すもので、(4.3-1)式と同等の式である。(4.3-3)式は複数の実験体系に対する実効増倍率の不確かさ行列である。(4.3-4)式は感度係数行列であり、(4.3-1)式の S_E を複数並べたものである。行が体系の数、列が反応数×エネルギー群数を表している。 $C_{\alpha\alpha}$ は V と同じく核データの共分散行列である。

(4.3-1)式の r_{RE} は2つの核特性パラメータに対する相関係数であり、任意の体系の任意のパラメータに対して適用することを想定している。一方、(4.3-2)式は核特性パラメータを実効増倍率のみとしており、実験体系間の相関を評価することに特化している。Solomon ソルバーでも、相関を評価する核特性パラメータは実効増倍率のみであるので、(4.3-2)式から(4.3-4)式で定義された SCALE の計算式により代表性因子を計算する。また、核データ共分散データは SCALE6 に付属している 238 群の COVERX 形式データを利用する予定である。

4.4 まとめ

臨界リスク基礎データベースの整備・拡充作業に資するため、平成 27 年度から臨界安全解析コードシステムの開発を実施している。今年度得られた成果は以下の通りである。

連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算ソルバーの開発では、熱中性子散乱モデルの 1 つであるフリーガスモデルの実装を修正し、ベンチマーク問題により検証を実施した。2 領域球体系炉心(HEU-SOL-THERM-013-001)に対する実効増倍率を Solomon と MCNP5 で計算し、1 標準偏差の統計誤差の範囲内で一致することを確認した。その結果、フリーガスモデルが正しく実装されていることが確認できた。

燃料デブリ体系トラッキング機能の開発では、平成 27-29 年度に導入した確率的乱雑化機能を、広範な冪乗則パワースペクトルを模擬できるように拡張した。また、確率的乱雑化とボクセルの機能融合が Solomon の枠組みでも可能であることを示した。さらに、実用面に対処するための処方箋として、乱雑化と燃料デブリ体系トラッキング機能の適用領域を任意に選択して臨界性を評価するオプションを、複数領域の一般幾何形状用 Solomon (平成 29 年度上期版) に実装し、多領域円筒体系 Big-Ten 炉心 (ICSBEP ハンドブックのベンチマーク問題 IEU-MET-FAST-007) の臨界性揺らぎの評価を通して実証した。

代表性因子計算手法の開発では、代表性因子の定義について調査し、Usachev らによって導入された代表性因子 r_{RE} と SCALE コードシステムで用いられている c_k 値があることが分かった。どちらも評価する核特性パラメータを同じにすれば本質的に同じ値であり、Solomon では、 c_k 値の定義から実効増倍率に対する実験体系間の相関を計算することとした。また、核データ共分散データは SCALE6 に付属している 238 群のデータを用いる予定である。

参考文献

- 1) 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).
- 2) T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. **50**(9), 913-923 (2013).
- 3) Foit J.J., et al., “Experiments on MCCI with oxide and steel,” Ann. Nucl. Energy, **74**, 100-109 (2014).
- 4) Frieden B.R., “Spectral 1/f noise derived from extremized physical information,” Physical Review E, **49**(4), 2644-2649 (1994).
- 5) Dalziel S.B., Linden P.F., Youngs D.L., “Self-similarity and internal structure of turbulence induced by Rayleigh–Taylor instability,” Journal of Fluid Mechanics, **339**, 1-48 (1999).
- 6) 金谷健一, 「これなら分かる応用数学教室」, 共立出版 (2003).
- 7) International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Organisation for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency Nuclear Science Committee, Paris, France (2016).
- 8) Shibata K, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1-30, (2011).
- 9) Usachev L.N., et al., “Determination of transactinide nuclear data required accuracy for burn-up calculation in fast reactors,” Proc. Int. Conf. Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and Other Applied Purposes, Harwell, September 25-29, 1978 CONF-780921, p.181, International Atomic Energy Agency (1978).
- 10) Blaise P, Fougères P, Cathalau S, “New developments in representativity approach to study advanced assembly concepts in the EOLE critical facility,” ANS international meeting on advances in reactor physics and mathematics and computation into the next millennium PHYSOR2000, Pittsburg, May 7-12 2000.
- 11) Aliberti G., et al., “Nuclear data sensitivity, uncertainty and target accuracy assessment for future nuclear systems,” Ann. Nucl. Energy, **33**, 700-733, (2006).
- 12) Kitada T., Inoue Y., “Confirmation of the similarity between critical experiments and real cores by using representativity factor in LWR cell,” Proc. Int. Conf. on Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance (PHYSOR 2010), Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010.
- 13) Umamo T., Yoshioka K. Obara T., “Development of a “best representativity” method for experimental data analysis and an application to the critical experiments at the Toshiba NCA facility,” J. Nucl. Sci. Technol., **51**(5), 608-625, (2014).
- 14) Rearden B.T., Jessee M.A. (Eds), “SCALE Code System,” ORNL/TM-2005-39, Version 6.2, pp.6-247—6-649 (2016).

第5章 使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験

本章では、使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験について、第5.1節「概要」、第5.2節「使用済燃料試料の採取」、第5.3節「使用済燃料試料の分析方法」、第5.4節「使用済燃料試料の分析結果」、第5.5節「燃焼度の決定」、第5.6節「照射履歴を考慮したSWAT4.0計算結果と測定値との比較」、第5.7節「まとめ」にわけて報告する。また、Appendixとして、5.A1に「平成28年度報告試料F5-1、F2-2、F2-3の再評価結果」、5.A2に「平成29年度報告試料J6-2、J6-3、g3の再評価結果」をそれぞれ示す。

5.1 概要

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の1号機から3号機には、2011年3月11日に発生した東日本大震災による事故により燃料デブリが堆積している。燃料デブリを取り出し、廃炉作業を安全に進めるためには、燃料デブリの性状を正確に把握しなければならない。その際、使用される計算コード及び核データの精度を向上させるには、実測値との比較による計算精度の評価が必要である。

この精度評価を行うため、日本原子力研究開発機構において、関西電力大飯発電所4号機で照射されたNO4F69燃料集合体及び東京電力福島第二原子力発電所1号機の2F1ZN3燃料集合体から計10試料を取得し、照射後試験を実施した。図5.1-1に示す手順で試料の切断から化学分析までを行い、各試料中に存在しているウラン、プルトニウムを含むTRU元素や核分裂生成核種（FP）を定量した。また、統合燃焼計算コードシステムSWAT4.0による燃焼計算を行い、実測値と計算値を比較した。本年度は、大飯発電所4号機のNO4F69燃料集合体由来の試料F5-2、F5-3、J6-1、F2-1の4試料について報告する。

本年度の分析・解析に係る評価方法は主として平成29年度に用いた方法を採用した。唯一の変更点としては、平成29年度ではまず各核種の原子個数定量値の不確かさまではモンテカルロ・シミュレーションにより算出し、それらを不確かさ伝播式により伝播させて全ウランに対する原子個数比の不確かさを算出していたが、本年度は、全ウランに対する原子個数比の不確かさまでを一貫してモンテカルロ・シミュレーションにより算出した。



図 5.1-1 原子力科学研究所施設間の作業の流れ

5.2 使用済燃料試料の採取

5.2.1 使用済燃料試料の由来

分析に使用した燃料試料は、大飯発電所 4 号機で使用された NO4F69 燃料集合体の集合体内位置 F-5 から F5-2 と F5-3 の 2 試料、集合体内位置 J-6 から J6-1 の 1 試料、集合体内位置 F-2 から F2-1 の 1 試料の計 4 試料である。関西電力株式会社及び原子燃料工業株式会社から提供された燃料情報（開示情報）より、F-5 燃料棒の平均燃焼度は 56.7 GWd/t に、J-6 燃料棒の平均燃焼度は 56.2 GWd/t に、F-2 燃料棒の平均燃焼度は 39.0 GWd/t に達している。F-5、J-6 燃料棒は UO_2 燃料、F-2 燃料棒はガドリニア入り燃料である。

5.2.2 使用済燃料試料の切断

燃料試料採取位置の詳細を図 5.2-1 に示す。燃料棒の上部端栓を 0 mm 位置として寸法を出した。試料切断位置の通りに、低速精密切断機にて湿式で切断した。まずはそれぞれ短尺に切断し、その後短尺から各試料を厚さ 1 mm 程度の輪切りに切断して採取した。表 5.2-1 に厚さ 1 mm 程度で採取した各試料の被覆管重量を除いた燃料重量と容器表面の線量当量率を示す。

単位：[mm]

集合体内位置 F-5

集合体内位置 J-6

集合体内位置 F-2

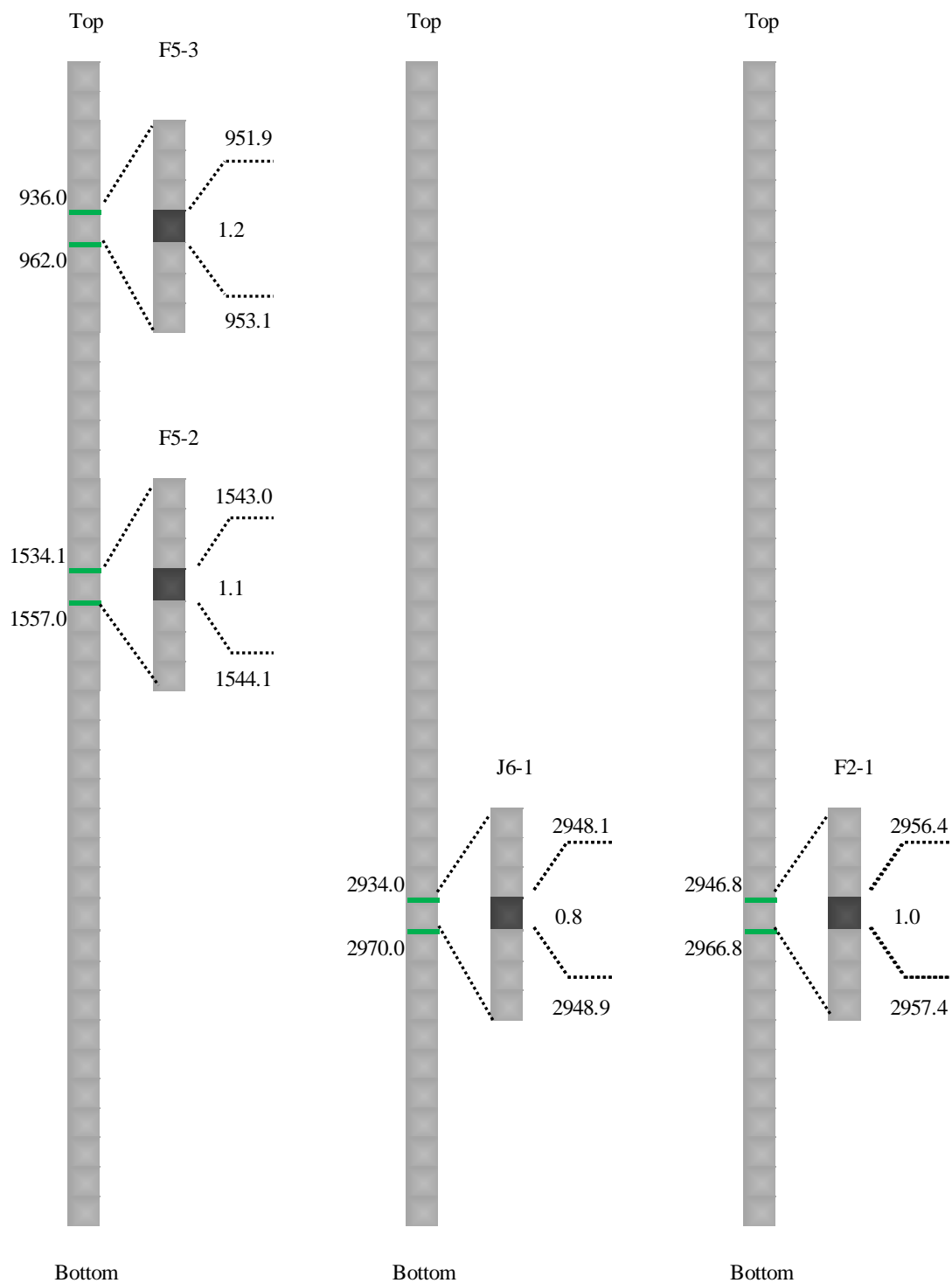


図 5.2-1 各燃料棒からの分析試料採取位置

表 5.2-1 分析用に採取した使用済燃料試料の重量等

試料名	燃料重量 [g]	線量当量率 [mSv/h]
F5-2	0.5143	150
F5-3	0.5397	140
J6-1	0.3651	95
F2-1	0.4973	100

5.3 使用済燃料試料の分析方法

5.3.1 使用済燃料試料の溶解操作

使用済燃料試料の溶解は、廃棄物安全試験施設ホットセル内で行った。FP の正確なデータを取得するためには、被覆管は溶解させず使用済燃料試料だけを全量溶解したい。濃硝酸のみを用いた溶解により、被覆管は溶解させず使用済燃料試料だけを溶解出来たが、僅かに不溶性残渣が生じてしまう。このように一度に溶解することは難しいので、2 段階で全量を溶解する方法を取った。

1 段階目：使用済燃料試料の溶解

切断した使用済燃料試料をテフロン製溶解容器に入れ、そこに溶解液として 7 M 硝酸 30 mL を加えて密閉した。これを SUS 製耐圧容器に封入した後、溶解装置に入れ、110 °C にて 24 時間加熱した。底に不溶性残渣があることから、ろ別・分離を行い、分離して得られたろ液を燃料溶解試料とした。本試料は、燃焼度評価を目的として U、Pu、Nd 同位体組成及び定量分析を行った。また、FP の定量分析を行った。測定に使用した試料は、燃料溶解試料から一定量を分取した後、適宜希釈操作を行い、バックエンド研究施設へ輸送した。

2 段階目：不溶性残渣の溶解

上記にて得られたろ紙上の不溶性残渣を、新たなテフロン製溶解容器に入れ、そこに濃塩酸 10 mL、濃硝酸 1 mL、濃硫酸 0.1 mL をそれぞれ加えて密閉した。これを SUS 製耐圧容器に封入した後、溶解装置に入れ、180 °C にて 40 時間加熱した。冷却後に容器内部を観察し、全溶解出来ていることを確認した。得られた溶解液を不溶性残渣溶解試料とした。不溶性残渣における FP の定量分析を行うため、不溶性残渣溶解試料から一定量を分取した後、適宜希釈操作を行い、第 4 研究棟へ輸送した。

5.3.2 燃料溶解試料、不溶性残渣溶解試料の分離・測定手順

燃料溶解試料、不溶性残渣溶解試料の両溶解試料について、化学分離操作を行い、その後分析装置にて測定を行った。最終的に燃料試料中に存在する同位体の量を算出するために、一連の溶解・分取・希釈操作は重量ベースで管理した。試料の化学分離及び分析装置での測定の工程全体を図 5.3-1 に示す。

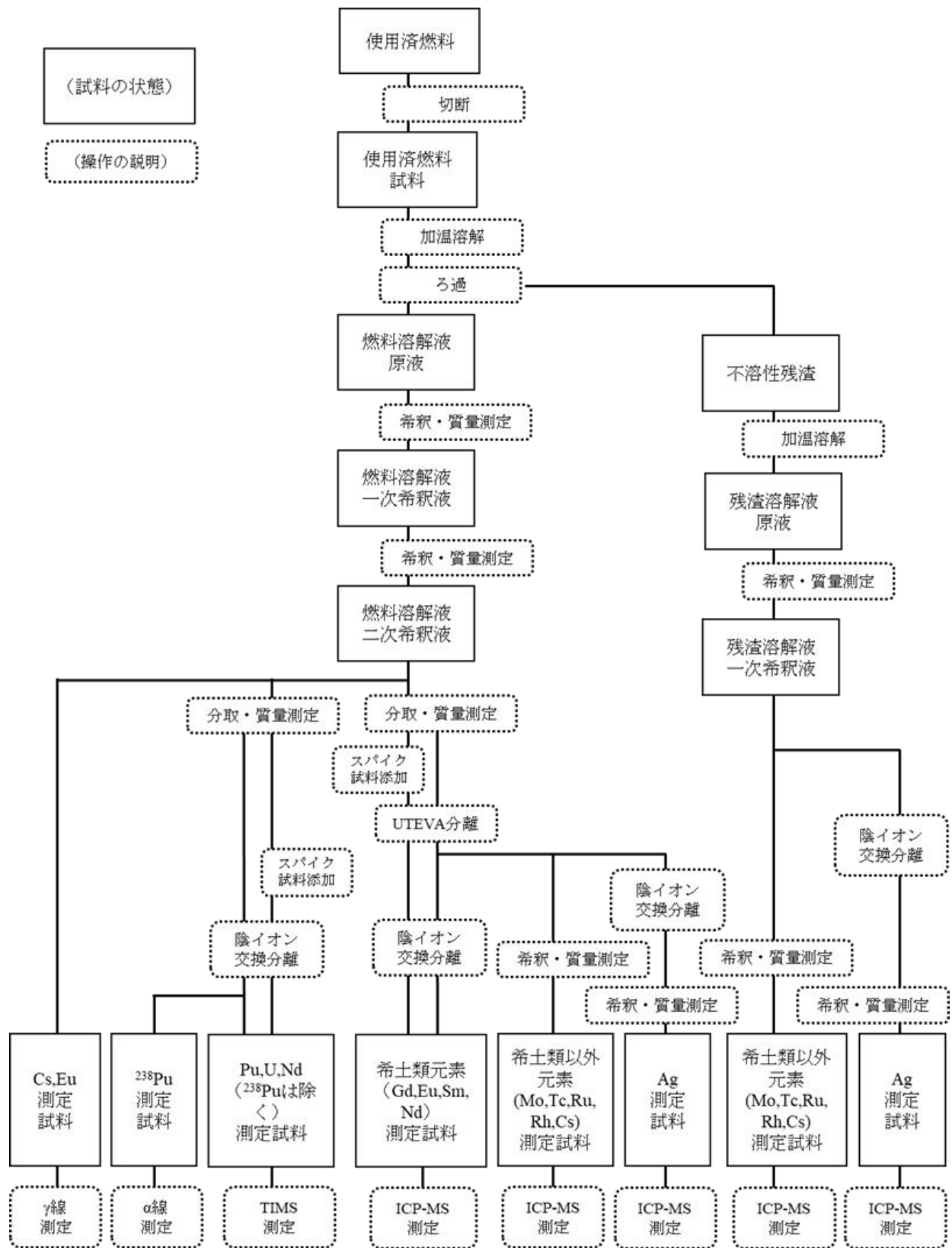


図 5.3-1 燃料溶解試料、不溶性残渣溶解試料の分離・測定全工程

(1) 燃料溶解試料

バックエンド研究施設へ輸送した燃料溶解試料は、一定量を分取して陰イオン交換分離操作を行い、表面電離型質量分析装置 (TIMS) にて U、Pu、Nd の同位体組成を測定した。また α 放射能分析装置にて ^{238}Pu の α 線測定を行った。さらに、燃料溶解試料から一定量を分取して UTEVA 分離操作を行った後に第 4 研究棟へ輸送し、元素に応じて陰イオン交換分離操作を行い、高分解能型 ICP 質量分析装置 (ICP-MS) にて FP を定量した。

(2) 不溶性残渣溶解試料

第 4 研究棟へ輸送した不溶性残渣溶解試料から一定量を分取した後、元素に応じて陰イオン交換分離操作を行い、ICP-MS にて FP を定量した。

5.3.3 U、Pu、Nd の相互分離

バックエンド研究施設にて燃料溶解試料から一定量を分取し、U、Pu、Nd の相互分離を行った。U、Pu、Nd を選択的に化学分離する手法として、旧日本原子力研究所が考案し、日本原子力研究開発機構が現在に至るまで使用している陰イオン交換分離法を用いた。硝酸-メタノール混液系により陰イオン交換樹脂で化学分離した各元素の測定には TIMS を使用した。

燃焼度は、試料中の U、Pu 及び ^{148}Nd の原子個数を用いて算出される。TIMS による測定では、U、Pu、Nd の原子個数の算出に、同位体比と濃度が既知の混合溶液 (混合スパイク試料) を用いた同位体希釈質量分析法を適用した。

同位体希釈質量分析法は、元素の高精度定量分析に用いられる手法で、目的元素の特定の質量の同位体を濃縮した化合物あるいは元素を既知量添加し、同位体組成の変化を質量分析装置で測定するものであり、その変化の程度から試料中の目的元素量を算出できる。算出の概要は 5.3.7 項「(1) 同位体希釈質量分析法による定量分析 (Gd、Eu、Sm、Nd)」で述べる。

なお、混合スパイク試料については、後述する希土類同位体比測定で使用する混合スパイク試料と区別するため、U、Pu、Nd の混合スパイク試料を燃焼度解析用ミックススパイク試料とし、Gd、Eu、Sm、Nd の混合スパイク試料を希土類ミックススパイク試料とする。

U、Pu、Nd の分離・分析操作工程を図 5.3-2 に示す。また、陰イオン交換樹脂を用いた U、Pu、Nd の陰イオン交換分離工程の概要を図 5.3-3 に示す。

超純水で膨潤させた三菱ケミカル株式会社製ダイヤイオン樹脂、MCI GEL CA 08Y を塩酸及び硝酸で洗浄し、さらに超純水で中性まで洗浄を行った後、石英ガラス製カラムに一定量 (0.35 mL) 充填した。

燃料溶解試料から同位体組成測定用として一定量を分取した。同様に、別の容器に燃料溶解試料から同位体希釈質量分析用として一定量を分取した後、燃焼度解析用ミックススパイク試料を 1 mL 添加した。それぞれ重量を測定して原子価調整を行い、分離用試料とした。陰イオン交換樹脂のコンディショニングを行った後、分離用試料を通液した。各組成の溶離液を通液し、それぞれの試料について U、Pu、Nd を化学分離した。

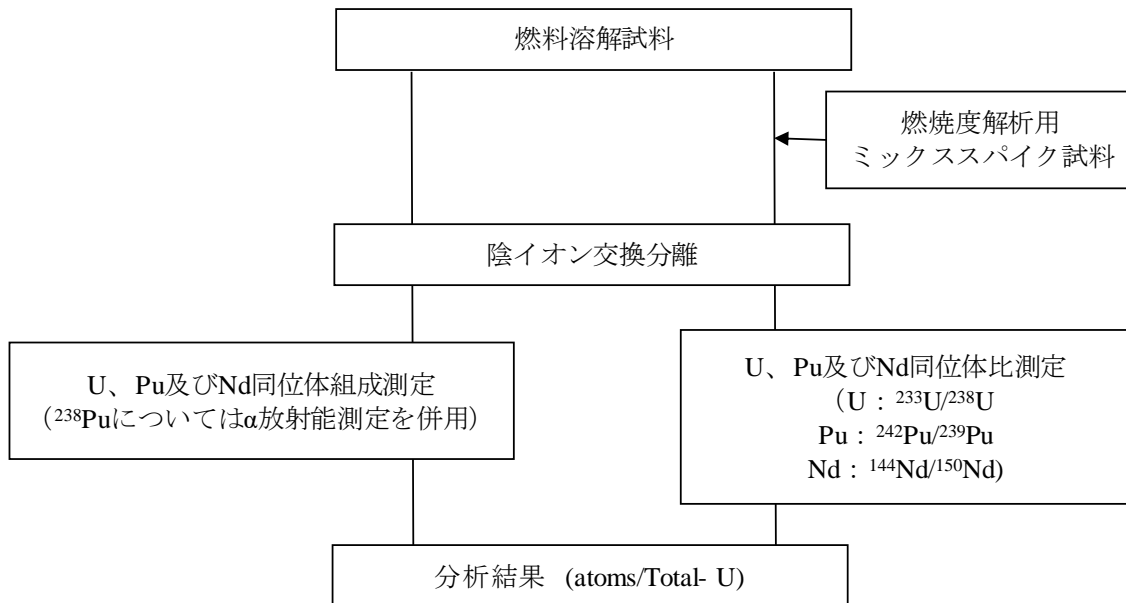


図 5.3-2 分離・分析操作工程

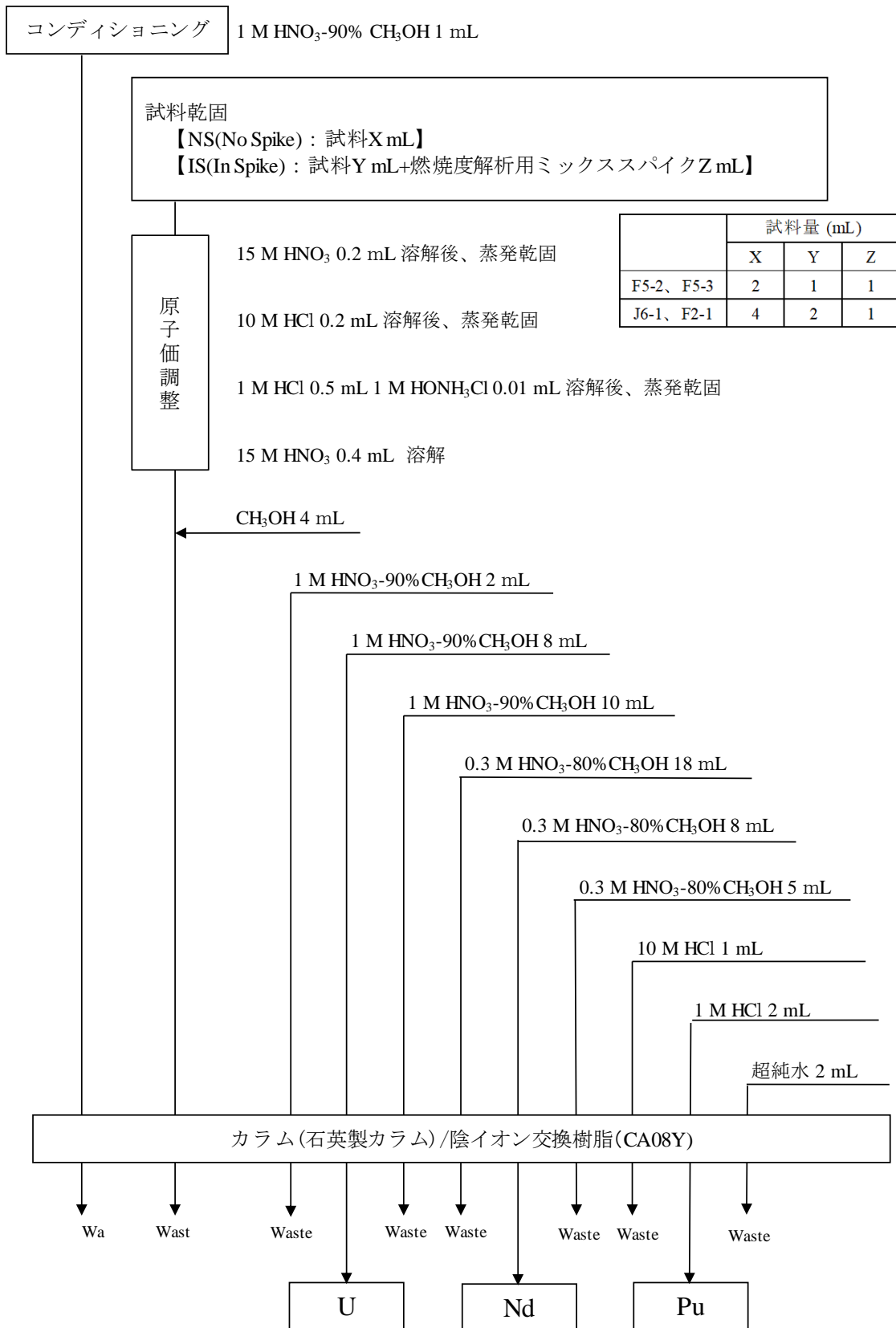


図 5.3-3 陰イオン交換分離工程

5.3.4 TIMS 分析装置を用いた分析

U、Pu、Nd の各分離液を蒸発乾固後、再溶解し、TIMS による同位体組成測定を行った。測定には、フィニガン・マット社製の TIMS である MAT262 を用いた。本装置は、イオン検出器に7つのファラデーカップを備え、最大 13 試料を組み込むことができる。

今回の測定は、質量差別効果によるバイアス補正を必要としないトータルエバポレーション法を用いた。トータルエバポレーション法は、フィラメントに塗布した試料を完全に蒸発させ、その過程において発生するイオン全てを検出する方法である。

化学分離した U、Pu、Nd の乾固物を 1 M 硝酸で再溶解して測定に用いた。溶解濃度は、各元素のおおよその含有量を推定し、約 100 ngU/ μ L、30 ngPu/ μ L 及び 5 ngNd/ μ L となるよう調製した。各溶解液から 1 μ L をマイクロピペットで分取し、TIMS 用試料フィラメントに塗布し、電流を通して酸化物として固着させた試料塗布済のフィラメントは装置内部の所定の箇所セットされ、真空排気等を行い測定した。試料を測定する前には、標準試料を用いて装置の質量校正やファラデーカップ位置の調整等を実施した。

測定は、同一の試料から 3 回の繰り返し測定を行い、その平均値を測定値とした。また、分離した Pu 同位体組成用試料の一部を分取し、質量分析における ^{238}Pu に干渉する ^{238}U の影響を補正するため、 α 放射能測定を行った。

(1) 同位体希釈質量分析法による定量分析 (U、Pu、Nd)

本分析法では、U、Pu、Nd の各同位体組成及び原子個数の確定した燃焼度解析用ミックススパイク試料を用いることで、試料中の U、Pu 及び ^{148}Nd の原子個数を算出した。燃焼度解析用ミックススパイク試料は、U、Pu、Nd の各同位体組成及び原子個数が固定値であり、経時等による濃度変化は影響しない。すなわち、燃焼度解析用ミックススパイク試料及び試料中の U、Pu、Nd の各濃度は燃焼度に関与しないことから、燃焼度解析用ミックススパイク試料の適用は、試料の分取・希釈等における重量測定の手間とともに、それらの操作に付随する不確かさの影響を排除することが可能となる利点を有している。本法では、 ^{233}U 、 ^{242}Pu 及び ^{150}Nd の燃焼度解析用ミックススパイク試料を使用した。なお、TIMS による ^{238}Pu 同位体比の測定結果は、分離過程及び分析環境に由来する ^{238}U の干渉を受けることが予想されるため α 放射能の測定結果を用いて評価した。

(2) α 放射能測定による ^{238}Pu の測定

α 放射能測定用試料は、陰イオン交換分離により分離し、蒸発乾固後に再溶解した Pu 溶液の一部を分取して使用した。 ^{238}Pu として一試料あたり 10~100 Bq 程度に希釈・調製したのち、各試料を 25 mm ϕ タンタル板に焼き付け調製し、 α 線スペクトロメータ (セイコー EG&G ORTEC モデル SOLOIST) にて、 ^{238}Pu 放射能と ^{239}Pu 及び ^{240}Pu 放射能の和に対する比を測定した。

得られた ^{238}Pu のピークは、 ^{239}Pu 及び ^{240}Pu のピーク領域に影響を与えるため、参考文献 1) に従いテーリング補正を実施した。求めた放射能比に TIMS による $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 原子個数比の実測値を用いて、 $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 原子個数比を算出した。

(3) 不確かさの評価

各同位体組成結果に付随する不確かさは、各同位体比の繰り返し測定による標準偏差から算出した。定量結果を算出する際、適切な伝播計算により不確かさを算出するために、モンテカルロ・シミュレーションによる不確かさ評価*を行った。以下、同様にモンテカルロ・シミュレーションを用いた場合を含めて、本報告書では一貫して 20,000 個のサンプルを生成させて不確かさを算出した。

*モンテカルロ・シミュレーションによる不確かさ評価:測定時の平均値と標準偏差を基に、正規分布の乱数を発生させて疑似的な測定値(サンプル)を多数生成させる。各々のサンプルから独立に原子数比を求め、得られたサンプル個数の原子数比の標準偏差をとることによって原子数比の不確かさを評価する。この方法により計算途中の複雑な不確かさの伝播を考慮することなく、最終結果の不確かさを得ることができる。

5.3.5 γ 線測定による ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu の定量

γ 線測定試料は、燃料溶解液希釈液の一部を分取し、1 M 硝酸で希釈後、容積形状を標準線源と合わせて調製した。測定対象は質量分析を補完する目的で ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu とした。検出器は Ge 検出器 (SEIKO EG&G : GMX-2190-P-PLUS) を用いた。

γ 線測定に用いた標準線源が経年減衰のため、エネルギーピーク計数を確保する目的で検出器直近にて測定を行った。この測定では、複数の γ 線が検出器内で同時に相互作用を起こした場合に合計エネルギーのピークが計数されるサム効果が生じる可能性がある。そこで、一部の試料の測定結果を用いてサム効果の有無を確認したところ、有意な差異は認められなかったため、サム効果補正は行わずに評価を行った。

不確かさについては試料測定、計数効率曲線作成、使用した核データの放出率、質量分析法による U の測定に伴う不確かさを伝搬させ、 ^{155}Eu と ^{155}Eu 以外の核種についてそれぞれ評価した。

5.3.6 FP 同位体の相互分離

バックエンド研究施設にて燃料溶解試料から一定量を分取し、U 及び Pu を除くための UTEVA 分離を行い、分離操作後の試料を第 4 研究棟へ輸送して更に FP 同位体の相互分離を行った。以下の 3 つのグループに分けて分離操作及び分析を行った。

- ・希土類元素 (Gd, Eu, Sm, Nd)
- ・希土類以外の元素 (Mo, Tc, Ru, Rh, Cs)
- ・Ag

不溶性残渣溶解試料は、以下 2 つのグループに分けて FP 同位体の相互分離及び分析を行った。

- ・希土類以外の元素 (Mo, Tc, Ru, Rh, Cs)
- ・Ag

(1) UTEVA 分離操作

燃料溶解試料中の FP 同位体 (Gd、Eu、Sm、Nd) 分析の前処理として、燃料溶解試料中の主要成分である U 及び Pu を除去するために Eichrom 社製 UTEVA 樹脂を用いてあらかじめ化学分離を行った。UTEVA 樹脂は、1 M 以上の硝酸濃度において U 及び Pu を吸着し、かつ FP はほとんど吸着しない性質があることから簡易・迅速に U 及び Pu を除去できる樹脂である。

UTEVA 樹脂を用いた化学分離工程の概要を、図 5.3-4 に示す。超純水で洗浄及び膨潤させた UTEVA 樹脂を、石英ガラス製カラムに一定量 (0.5 mL) 充填した。燃料溶解試料から 3 mL を 2 個のポリ瓶にそれぞれ分取し、重量を測定した。片方には同位体希釈質量分析用に希土類ミックススパイク試料を 1.5 mL 添加して、もう一方には酸濃度を調整するため 1 M 硝酸を 1.5 mL 添加して分離用試料とした。UTEVA 樹脂のコンディショニングを行った後、分離用試料を通液した。溶離液として 3 M 硝酸を通液し、流出した溶液を回収し、希土類元素分析試料とした。

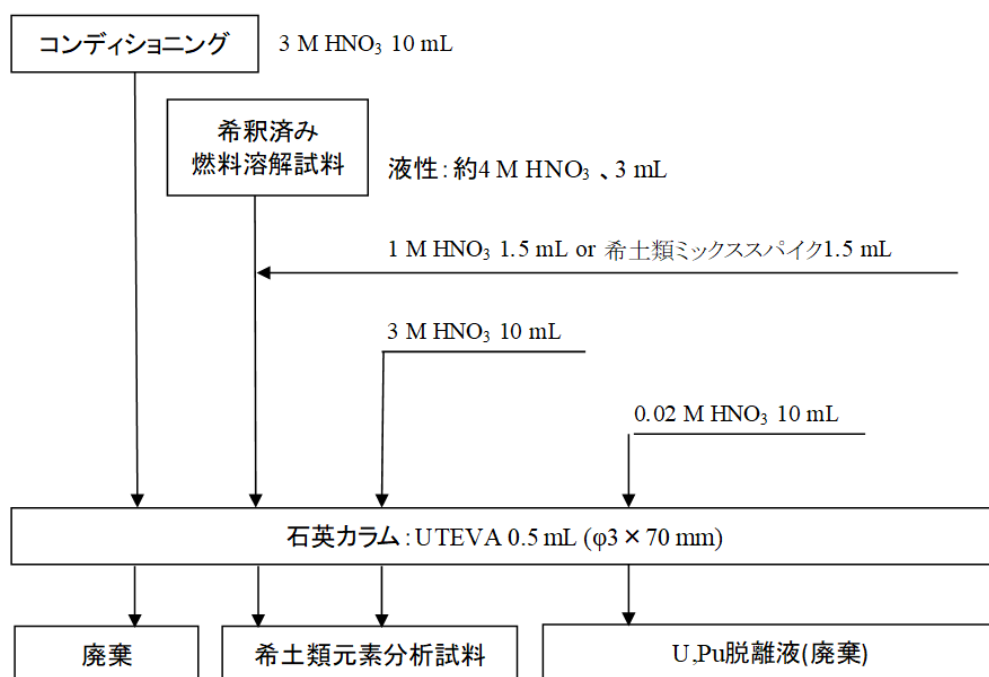


図 5.3-4 UTEVA 分離工程

(2) 希土類元素 (Gd、Eu、Sm、Nd) の分離操作

ICP-MS 測定に先立ち、陰イオン交換分離法を用いて希土類元素 (Gd、Eu、Sm、Nd) を他の共存元素から相互分離を行った。この分離法は、既に取り得た技術を活用して行った^{2,3)}。洗浄処理を行った三菱ケミカル株式会社製ダイヤイオン樹脂、MCI GEL CA 08Y を石英カラムに充填した後、樹脂のコンディショニングを行った。燃料溶解液を通液した後、溶離液を流して分離操作を行った。分離操作については図 5.3-5 に示す。

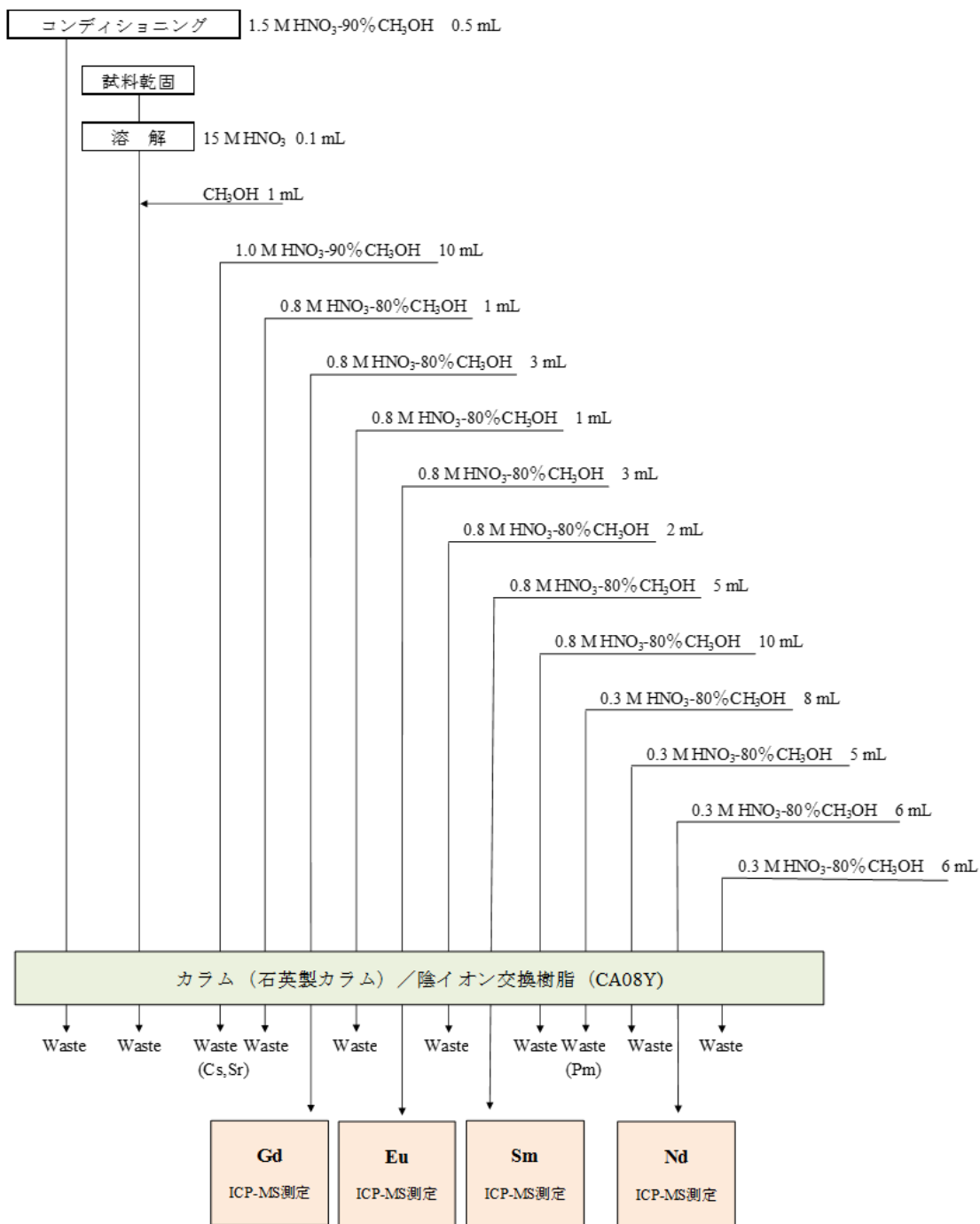


図 5.3-5 陰イオン交換分離（希土類分離）工程

(3) 希土類以外の元素 (Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Cs) の分離操作

測定対象同位体 ⁹⁵Mo、⁹⁹Tc、¹⁰¹Ru、¹⁰³Rh、¹⁰⁹Ag 及び ¹³³Cs は、試料中に同重体を持つ元素がほとんど存在しないため、燃料溶解試料を希釈した後、検量線法を用いた ICP-MS 測定により定量を行った。

(4) Ag の分離操作

ICP-MS による測定では、測定溶解液中に共存する Zr は酸化物イオンを生成しやすく、 ^{93}Zr は酸化物イオン $^{93}\text{Zr}^{16}\text{O}^+$ を生成し、測定対象の ^{109}Ag に干渉する。この不確かさ要因を排除する目的で、三菱ケミカル株式会社製ダイヤイオン樹脂、MCI GEL CA 08P を用いた陰イオン交換分離を行い、燃料溶解試料、また不溶性残渣溶解試料から Ag の化学分離を行った。図 5.3-6 に示す。

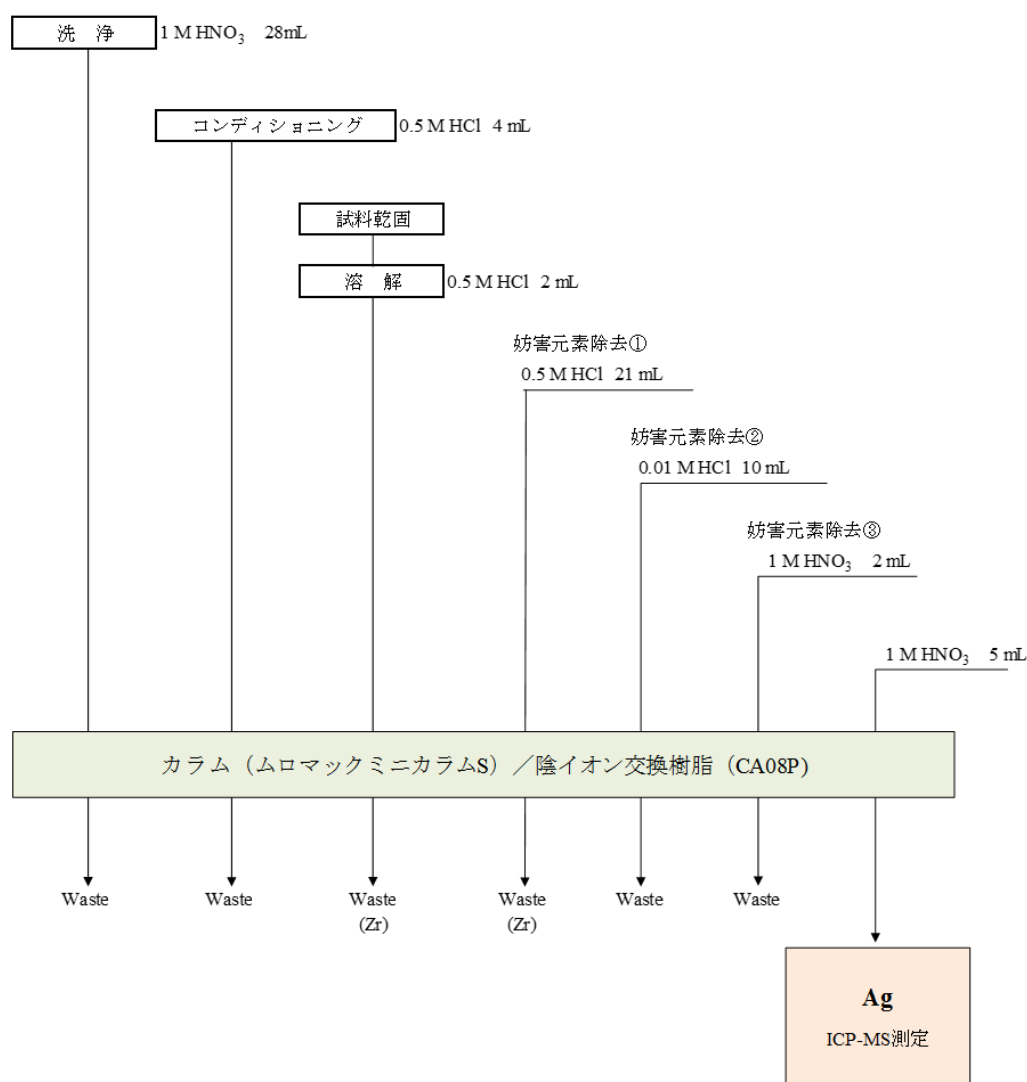


図 5.3-6 陰イオン交換分離(Ag 分離)工程

5.3.7 ICP-MS 分析装置を用いた分析

第 4 研究棟にて、FP 同位体分離後の試料を用いて FP の定量分析を実施した。分析にはサーモフィッシャーサイエンティフィック株式会社製の ICP-MS、製品名称は「ELEMENT2」を用いた。この装置は、①ICP イオン源を含む試料導入部、②磁場と電場から成る二重収束型質量分析計部、③イオン検出部、④真空排気部、及び⑤装置の制御及びデータ取得のための

コンピュータ部、により構成されている。溶液試料はネブライザーで霧状にされ、ICP イオン源のアルゴンプラズマ中で元素の大部分がイオン化される。イオンは、試料導入オリフィスから質量分析計に導入され、質量分離される。質量分離されたイオンは、コンバージョンダイノードに衝突、二次電子に変換され、二次電子増倍管 (SEM) で測定する。装置への汚染と測定精度の両立を考慮して、測定する各試料濃度を 200 から 400 ppt になるように調製した。

(1) 同位体希釈質量分析法による定量分析 (Gd、Eu、Sm、Nd)

Gd、Eu、Sm、Nd の核種の定量にあたっては、同位体希釈質量分析法を用いた。

① 同位体希釈定量式

同位体希釈定量には、以下の式を用いた。

$$N_{smp} = N_{sp} \cdot (B_{sp}-A_{sp}) / (A_{smp} - ((A_{mix}/B_{mix}) \times B_{smp})) \cdot A_{mix}/B_{mix} \quad (5.3-1)$$

ここで、 N_{smp} 及び N_{sp} は、それぞれ試料中及びスパイク試料中の目的元素の原子個数であり、 A_{smp} 、 A_{sp} 及び A_{mix} は、それぞれ試料中、スパイク試料中及びスパイク試料を添加した試料中の同位体 A の存在度、 B_{smp} 、 B_{sp} 及び B_{mix} は、それぞれ試料中、スパイク試料中及びスパイク試料を添加した試料中の同位体 B の存在度である。定量に用いた同位体のペアは、 $^{143}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$ 、 $^{149}\text{Sm}/^{147}\text{Sm}$ 、 $^{151}\text{Eu}/^{153}\text{Eu}$ 及び $^{155}\text{Gd}/^{154}\text{Gd}$ を用いた。なお、 A_{sp} と B_{sp} は、TIMS のトータルエバポレーションで測定して得た結果を用いた。

② スパイク試料の校正

^{143}Nd 、 ^{149}Sm 、 ^{151}Eu 及び ^{155}Gd のスパイク試料は、オークリッジ国立研究所製濃縮同位体酸化物を硝酸に溶解した後、一定濃度に希釈して調製した。スパイク試料を校正するための標準物質は、AccuStandard 社 ICP-MS 用金属標準液を 1 M 硝酸の重量ベースで薄めて用いた。スパイク試料及びスパイク試料校正用の標準物質の同位体比は TIMS 測定による値を結果として用いた。

③ 質量差別効果の補正

ICP-MS による同位体比測定において、質量差別効果により真の同位体比値からずれを生ずる。このため、測定日毎の試料測定に先立ち、目的元素の天然同位体組成の標準溶液を測定して補正係数 ($K = RTIMS/RICP-MS$) を求めた。ここで、 $RTIMS$ 及び $RICP-MS$ は、それぞれ天然同位体組成標準溶液についての TIMS を用いたトータルエバポレーション法による同位体比測定結果及び ICP-MS による測定結果である。質量差別効果の補正は、実際の試料の同位体比測定結果に補正係数 K を掛けることによって行った。

④ 不確かさの評価

同位体希釈質量分析法による定量値の不確かさはモンテカルロ・シミュレーションによって求めた。スパイク試料濃度、試料及びスパイク試料の重量測定時の不確かさは、試料及びスパイク試料の同位体比測定のそれと比べ著しく小さいので考慮していない。

(2) 検量線法による Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Cs 定量分析

使用済燃料試料を溶解した燃料溶解試料中及びその不溶性残渣溶解試料中の対象同位体である ^{95}Mo 、 ^{99}Tc 、 ^{101}Ru 、 ^{103}Rh 、 ^{109}Ag 及び ^{133}Cs について、検量線法を用いた ICP-MS 測定により定量した。検量線作成用の標準液は、単体金属標準液及び ^{99}Tc 標準液を用いて、重量ベースで希釈また混合を行い、複数濃度 (50~5,000 pg/g) に調製した。

燃料溶解試料については、5.3.6 項「(1) UTEVA 分離操作」で記述した UTEVA 樹脂分離法によりウランを除いた後、適度な希釈を行い、ICP-MS にて各同位体を測定した。また、 ^{109}Ag については、5.3.6 項「(4) Ag の分離操作」で記述した ^{93}Zr 酸化物イオンの生成を考慮して、 ^{93}Zr 等を除くために陰イオン交換分離法により分離した後、適度な希釈を行い、ICP-MS にて測定を行った。

不溶性残渣溶解試料にはウランがほとんど存在しないため、分離操作を行わず適宜希釈して検量線法を用いて、ICP-MS により測定した。生成した ^{93}Zr 酸化物イオンが ^{109}Ag 測定の不確かさ要因になるので、陰イオン交換分離法により ^{93}Zr 等を分離した後に測定を行った。

ICP-MS 測定から着目同位体の計数値とその繰り返し測定による標準偏差を得た。各測定値の標準偏差の大きさの違いが考慮した重み付き回帰線を用いて定量値を求めた。また、定量値の不確かさはモンテカルロ・シミュレーションによって求めた。

5.4 使用済燃料試料の分析結果

使用済燃料試料を全溶解した後、各分析を行って得られた各核種組成果を示す。

5.4.1 燃料溶解試料中のウラン原子個数の結果

表 5.4-1 に、得られた燃料溶解試料（燃料溶解液を希釈した試料）中のウラン原子個数を示す。

表 5.4-1 燃料溶解試料中のウラン原子個数

試料	TIMS測定試料中の ウラン原子個数 [atoms]	燃料溶解試料 採取量 [g]	燃料溶解試料中の ウラン原子個数 [atoms/g]	不確かさ [%]
F5-2	1.119E+16	1.1344	9.865E+15	0.04
F5-3	1.118E+16	1.1398	9.810E+15	0.05
J6-1	1.576E+16	2.2535	6.994E+15	0.03
F2-1	1.903E+16	2.2492	8.461E+15	0.01

5.4.2 全ウランに対する原子個数比 (U、Pu、Nd)

表 5.4-2 に、得られた U、Pu、Nd 定量結果を全ウランに対する原子個数比で示す。

表 5.4-2 全ウランに対する原子個数比 (U、Pu、Nd)

試料名	F5-2		F5-3		J6-1		F2-1	
	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]
²³⁴ U	2.55E-04	0.2	2.48E-04	4.3	2.63E-04	0.7	1.24E-04	2.1
²³⁵ U	6.713E-03	0.03	6.397E-03	0.08	6.044E-03	0.03	3.088E-03	0.04
²³⁶ U	6.940E-03	0.01	6.962E-03	0.03	6.958E-03	0.02	3.106E-03	0.07
²³⁸ U	9.861E-01	2.0E-04	9.864E-01	1.2E-03	9.867E-01	2.9E-04	9.937E-01	3.6E-04
²³⁸ Pu [※]	5.007E-04	0.30	4.999E-04	0.34	4.818E-04	0.23	3.109E-04	0.23
²³⁹ Pu	6.318E-03	0.05	6.152E-03	0.06	5.918E-03	0.04	6.197E-03	0.03
²⁴⁰ Pu	3.526E-03	0.05	3.372E-03	0.06	3.303E-03	0.04	3.296E-03	0.03
²⁴¹ Pu	9.552E-04	0.05	9.411E-04	0.08	8.617E-04	0.05	9.151E-04	0.05
²⁴² Pu	1.263E-03	0.06	1.293E-03	0.06	1.282E-03	0.05	1.333E-03	0.03
¹⁴² Nd	9.445E-05	0.17	9.692E-05	0.17	1.655E-04	0.14	9.138E-05	0.16
¹⁴³ Nd	2.068E-03	0.16	2.071E-03	0.15	2.056E-03	0.14	1.460E-03	0.16
¹⁴⁴ Nd	4.405E-03	0.16	4.510E-03	0.15	4.603E-03	0.13	2.926E-03	0.16
¹⁴⁵ Nd	1.915E-03	0.16	1.945E-03	0.15	1.962E-03	0.13	1.346E-03	0.16
¹⁴⁶ Nd	2.247E-03	0.16	2.291E-03	0.15	2.329E-03	0.14	1.559E-03	0.16
¹⁴⁸ Nd	1.112E-03	0.17	1.133E-03	0.15	1.144E-03	0.14	8.143E-04	0.16
¹⁵⁰ Nd	5.380E-04	0.19	5.483E-04	0.15	5.599E-04	0.15	4.315E-04	0.16

※²³⁸Pu については、5.3.4 項「(2) α 放射能測定による ²³⁸Pu の測定」の手法を用いて算出

5.4.3 全ウランに対するFPの原子個数比

表 5.4-3 に、得られたFPの定量結果を全ウランに対する原子個数比で示す。

表 5.4-3 全ウランに対するFPの原子個数比

試料名 核種	F5-2		F5-3		J6-1		F2-1	
	atoms/Total-U	不確かさ [%]	atoms/Total-U	不確かさ [%]	atoms/Total-U	不確かさ [%]	atoms/Total-U	不確かさ [%]
¹⁴² Nd	1.147E-04	0.95	1.149E-04	1.35	—	—	—	—
¹⁴³ Nd	2.059E-03	0.94	2.025E-03	1.29	—	—	—	—
¹⁴⁴ Nd	4.497E-03	0.96	4.472E-03	1.33	—	—	—	—
¹⁴⁵ Nd	1.912E-03	0.80	1.913E-03	1.02	—	—	—	—
¹⁴⁶ Nd	2.246E-03	1.01	2.257E-03	1.36	—	—	—	—
¹⁴⁸ Nd	1.099E-03	0.96	1.104E-03	1.49	—	—	—	—
¹⁵⁰ Nd	5.309E-04	1.03	5.363E-04	1.37	—	—	—	—
¹³³ Cs	3.395E-03	0.78	3.417E-03	0.67	3.425E-03	1.23	2.514E-03	0.62
¹³⁴ Cs*	1.993E-06	<2	1.635E-06	<2	1.655E-06	<4	1.155E-06	<4
¹³⁷ Cs*	2.263E-03	<2	1.799E-03	<2	2.596E-03	<4	1.887E-03	<4
¹⁵¹ Eu	5.458E-06	0.76	4.114E-06	0.53	6.593E-05	1.43	1.895E-05	1.26
¹⁵³ Eu	3.415E-04	0.14	3.414E-04	0.34	4.402E-04	0.94	3.122E-04	0.63
¹⁵⁴ Eu*	1.677E-05	<2	1.353E-05	<2	1.772E-05	<4	1.533E-05	<4
¹⁵⁵ Eu*	2.239E-06	<4	1.611E-06	<4	2.403E-06	<5	2.065E-06	<5
¹⁴⁴ Sm	5.106E-07	2.74	5.220E-07	2.29	1.460E-06	1.56	6.396E-07	1.67
¹⁴⁷ Sm	6.176E-04	0.65	6.197E-04	1.02	6.110E-04	0.21	4.600E-04	0.15
¹⁴⁸ Sm	5.685E-04	1.40	5.751E-04	2.02	5.602E-04	1.13	3.761E-04	1.39
¹⁴⁹ Sm	6.085E-06	0.97	6.140E-06	1.56	9.525E-06	0.74	5.978E-06	0.99
¹⁵⁰ Sm	8.579E-04	1.15	8.630E-04	1.91	8.347E-04	1.05	6.282E-04	1.40
¹⁵² Sm	2.558E-04	1.06	2.582E-04	1.68	2.632E-04	0.92	2.162E-04	1.39
¹⁵⁴ Sm	1.131E-04	1.06	1.140E-04	2.28	1.187E-04	1.06	1.017E-04	1.40
¹⁵² Gd	1.622E-07	2.27	1.643E-07	3.05	8.068E-07	3.47	3.579E-05	1.01
¹⁵⁴ Gd	6.282E-05	0.33	6.174E-05	0.14	6.843E-05	0.23	2.518E-03	0.09
¹⁵⁵ Gd	2.294E-05	0.48	2.270E-05	0.48	3.080E-05	0.88	3.642E-05	0.47
¹⁵⁶ Gd	3.997E-04	0.75	4.033E-04	0.65	4.232E-04	1.04	5.847E-02	1.59
¹⁵⁷ Gd	1.101E-06	1.52	6.990E-07	2.67	6.464E-06	1.08	1.505E-05	0.79
¹⁵⁸ Gd	5.931E-05	0.63	5.872E-05	0.66	6.899E-05	1.07	7.262E-02	1.54
¹⁶⁰ Gd	4.946E-06	1.39	4.544E-06	0.97	1.303E-05	1.18	3.802E-02	1.59
⁹⁵ Mo	3.323E-03	0.92	3.289E-03	0.77	3.468E-03	0.97	2.246E-03	0.93
⁹⁹ Tc	1.518E-03	0.78	1.527E-03	0.40	1.584E-03	0.82	1.077E-03	1.09
¹⁰¹ Ru	3.320E-03	0.51	3.349E-03	0.42	3.417E-03	0.68	2.307E-03	0.74
¹⁰³ Rh	1.649E-03	0.63	1.661E-03	0.48	1.697E-03	0.66	1.351E-03	0.92
¹⁰⁹ Ag	2.671E-04	0.45	2.422E-04	0.59	1.802E-04	0.84	2.275E-04	0.95

*の付いた核種はγ線測定により評価

表 5.4-2 及び表 5.4-3 に記載の原子個数比は測定日の値として評価されたものであり、冷却期間及び運転履歴に基づいた炉内崩壊の補正等は実施していない。

5.4.4 使用済燃料試料の各工程取扱い実施日の記録

試料の切断、溶解、輸送、各分離、各測定の実施日を表 5.4-4 に示す。

表 5.4-4 試料の切断、溶解、輸送、各分離、各測定の実施日一覧

			F5-2	F5-3	J6-1	F2-1			
冷却開始		冷却開始日	2002/3/17	2002/3/17	2002/3/17	2002/3/17			
燃料切断		燃料切断日	2015/7/6-7/16	2015/7/6-7/16	2015/12/10-12/12	2014/7/15-7/24			
燃料溶解	WASTEFにて	燃料溶解日	2016/9/5-9/16	2016/10/11-10/21	2014/7/1-7/15	2014/8/26-9/8			
燃料溶解液	WASTEF→BECKY	輸送日	2017/10/12	2017/10/12	2018/5/29 2018/8/7	2018/5/29 2018/8/7			
陰イオン交換分離	U	分離日	2017/10/18	2017/10/18	2018/8/23	2018/8/23			
		TIMS測定日	2017/12/20	2017/12/25,26	2018/10/18	2018/10/25			
	Pu	分離日	2017/10/27	2017/10/27	2018/9/3	2018/9/3			
		α線測定日	2017/12/1	2017/12/8	2018/9/14	2018/9/21			
		TIMS測定日	2017/11/15	2017/11/17	2018/10/2	2018/9/20			
	Nd	分離日	2017/10/24	2017/10/24	2018/8/30	2018/8/30			
		TIMS測定日	2017/12/13,18	2017/12/15,27	2018/11/6	2018/11/2			
	Eu	γ線測定開始日	2017/12/4	2017/12/6	2018/11/28	2018/11/27			
	Cs	γ線測定開始日	2017/12/4	2017/12/6	2018/11/28	2018/11/27			
	UTEVA分離		分離日	2017/11/1	2017/11/1	2018/6/7	2018/6/7		
	BECKY→4棟		輸送日	2017/11/9	2017/11/9	2018/6/13	2018/6/13		
	陰イオン交換分離	Gd	分離日	2017/11/27	2017/11/27	2018/6/18	2018/6/18		
ICP-MS測定日			2017/12/7	2017/12/7	2018/10/3	2018/10/3			
Eu		分離日	2017/11/28	2017/11/28	2018/6/19	2018/6/19			
		ICP-MS測定日	2017/12/8	2017/12/8	2018/10/2	2018/10/2			
Sm		分離日	2017/11/30	2017/11/30	2018/6/21	2018/6/21			
		ICP-MS測定日	2017/12/21	2017/12/21	2018/9/26	2018/9/26			
Nd	分離日	2017/12/6	2017/12/6	— *	— *				
	ICP-MS測定日	2017/12/25	2017/12/25	—	—				
検量線法	Mo	ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7	2018/12/7			
		Tc	ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7	2018/12/7		
			Ru	ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7	2018/12/7	
				Rh	ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7	2018/12/7
					Cs	ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7
Ag分離	Ag	分離日	2018/2/1	2018/2/1	2018/11/28	2018/11/28			
		ICP-MS測定日	2018/2/5	2018/2/5	2018/12/7	2018/12/7			
不溶性残渣	WASTEF→4棟	輸送日	2017/10/12	2017/10/12	2015/2/19	2015/2/19			
検量線法	Mo	ICP-MS測定日	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25			
		Tc	ICP-MS測定日	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25		
			Ru	ICP-MS測定日	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25	
				Rh	ICP-MS測定日	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25
					Cs	ICP-MS測定日	2018/1/25	2018/1/25	2018/1/25
Ag分離	Ag	分離日	2018/1/23	2018/1/23	2018/1/23	2018/1/23			
		ICP-MS測定日	2018/1/31	2018/1/31	2018/1/31	2018/1/31			

* : ICP-MS 測定用の Nd 分離操作中に機構内全所で緊急の安全点検が実施されたために操作が中断し、測定試料を回収出来なかった。TIMS 測定での Nd 結果を燃焼度算出に用いており、ICP-MS 測定値はあくまで参考値の位置づけであるため、再操作を実施しなかった。

5.5 燃焼度の決定

F5-2、F5-3、J6-1、F2-1 試料について、統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0⁴⁾を使用し、Nd 法により分析対象として採取した試料の燃焼度を決定した。

5.5.1 計算システム SWAT4.0 の概要

SWAT4.0 は、日本原子力研究開発機構が開発した統合化燃焼計算コードシステムである。中性子輸送計算コードと燃焼計算コードを組み合わせることで中性子束分布（空間分布及びエネルギー分布）の計算と燃焼計算を交互に繰り返すことにより、異なる領域における燃焼を同時に計算する能力を持つ。すなわち、領域毎に燃焼の進行に伴う中性子束分布の変化を反映した燃焼計算を行い、アクチノイド及び FP の燃焼組成を得ることができる。本解析では、燃料集合体内の平面方向の中性子束分布を連続エネルギーモンテカルロコード MVP⁵⁾で計算し、燃料棒毎の燃焼計算を ORIGEN2⁶⁾で行った。用いた核データライブラリは JENDL-4.0⁷⁾である。ただし、JENDL-4.0 において ¹⁵⁶Eu の(n,γ)断面積が過大評価されていることが指摘されており⁸⁾、JENDL-4.0 の修正ファイルである JENDL-4.0u1 において ¹⁵⁶Eu の(n,γ)断面積が更新されていることから、¹⁵⁶Eu の核データのみ JENDL-4.0u1 を使用した。

5.5.2 燃料集合体の計算モデル

SWAT4.0 の計算モデルは対象試料と同じ高さ位置の 2 次元無限配列の NO4F69 燃料集合体とした。NO4F69 燃料集合体の計算モデルの平面図を図 5.5-1 に示す。モデルの周囲の境界条件は鏡面反射としているため、平面方向は無限配列、高さ方向は無制限長さを仮定している。NO4F69 燃料集合体の計算モデルの寸法を表 5.5-1 に示す。計算モデルは開示情報を元に作成した。また、不足する情報については、公開されている類似の PWR 燃料集合体の情報を元にモデルの作成を行った。

UO₂ 燃料と UO₂-Gd₂O₃ 燃料の密度及び濃縮度を表 5.5-2 に示す。燃料棒被覆管、制御棒案内シンプル管及び計装用案内シンプル管の組成を表 5.5-3 に示す。本年度は平成 29 年度と同じ組成を用いた。すなわち、燃料棒被覆管の仕様として、F-5 と J-6 は NDA、F-2 は低 Sn ジルカロイ 4 と開示情報に明記されており、その他の燃料棒については不明であることから、全ての UO₂ 燃料棒の被覆管は NDA であると仮定し、全ての UO₂-Gd₂O₃ 燃料棒の被覆管は低 Sn ジルカロイ 4 であると仮定した。原子数密度の算出のために使用した密度と重量比は参考文献 9)と参考文献 10)の値を使用した。本解析では被覆管の厚みを調節することで燃料ペレットと被覆管の間の空隙を無視しているため、被覆管の組成はその体積増加分だけ密度が減少するよう補正された値となっている。冷却材の原子個数密度は表 5.5-4 の値を使用した。冷却材の温度は NO4F69 燃料集合体内において均一とし、軸方向の冷却材温度上昇が高さ位置までの積分出力に比例をしているものとして仮定した¹¹⁾。炉心入り口部の冷却材温度を T_{inlet} 、燃料有効長を H 、炉心出口での冷却材温度上昇が ΔT であるとする、燃料有効長下端からの高さ z における冷却材温度 (K) は以下の式で表される。

$$T(z) = T_{inlet} + \frac{\pi \Delta T}{2H} \int_0^z \cos\left(\frac{\pi}{2H}z\right) dz \quad (5.5-1)$$

この式(5.5-1)によって算出した試料の高さ位置における冷却材領域の温度を表 5.5-5 に示す。ここで、式(5.5-1)における z は表中の燃料下端からの位置とし、 $T_{inlet} = 562 \text{ K}$ 、 $\Delta T = 598 - 562 = 36 \text{ K}$ 、 $H = 3648 \text{ mm}$ とした。サンプル下端、上端の冷却材温度をそれぞれ算出して、平均（有効数字 5 桁）を取った。冷却材のホウ素濃度は開示情報に記載されているサイクル毎の臨界ホウ素濃度を使用し、燃焼の累積日数に応じて運転履歴より設定した。

NO4F69 燃料集合体の 4 サイクル燃焼の運転履歴は表 5.5-6 の通りである。燃焼度決定のための解析では各燃料棒の平均燃焼度に達するまで一定出力で燃焼したとし、F5-2 及び F5-3 試料は 33.49 MW/t、J6-1 試料は 33.20 MW/t、F2-1 試料は 23.04 MW/t とした。燃料温度は 900 K、被覆管温度は 600 K とした。

燃焼領域は UO_2 燃料棒毎にそれぞれ 1 領域、 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 燃料棒毎にそれぞれ 8 領域を設定した。 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 燃料棒は燃料ペレットの内側を同心円状に 8 分割し、各領域の体積は等分になるようにした。解析体系は燃料集合体の 1/8 対称性を考慮した。SWAT4.0 の各燃焼ステップにおける MVP の計算では、1 バッチ当たりのヒストリ数を 10,000 とし、バッチ数を 1,100 とした。また、初期の 100 バッチを統計から除外した。

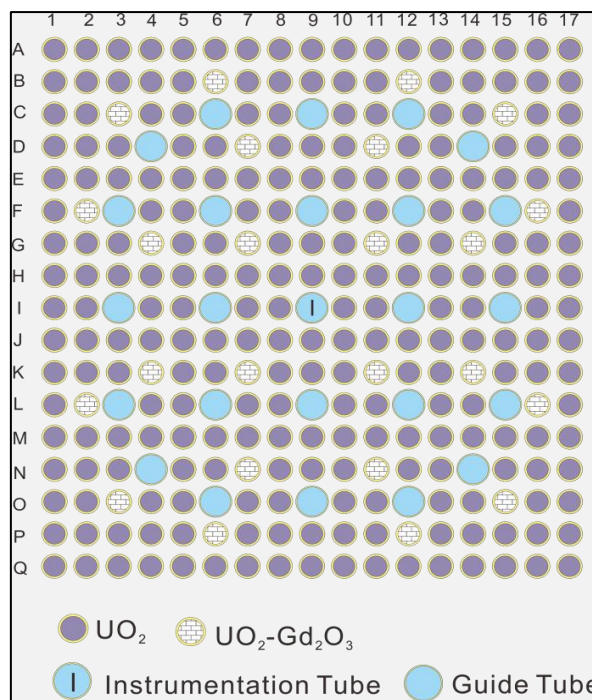


図 5.5-1 NO4F69 燃料集合体の計算モデル（平面図）

表 5.5-1 NO4F69 燃料集合体の計算モデル寸法

UO ₂ 及び UO ₂ -Gd ₂ O ₃ 燃料棒		制御棒案内シンプル管	
被覆管内径	8.05 mm	外径	約 12.2 mm
(ペレット外径に等しい。空隙なし。)		内径	約 11.4 mm
被覆管外径	9.50 mm		
配列格子間隔	約 12.6 mm	計装用案内シンプル管	
		外径	約 12.2 mm
		内径	約 11.4 mm

表 5.5-2 NO4F69 燃料集合体の燃料密度及び濃縮度

	UO ₂ 燃料	UO ₂ -Gd ₂ O ₃ 燃料
密度 [g/cm ³]	10.41	10.08
²³⁵ U 濃縮度 [wt%]	4.5	2.0
Gd ₂ O ₃ 濃度 [wt%]	—	10.0

表 5.5-3 被覆管、制御棒案内・計装用案内シンプル管の原子個数密度

単位：[atoms/barn-cm]

核種	UO ₂ 燃料被覆管	UO ₂ -Gd ₂ O ₃ 燃料 被覆管	制御棒案内管・ 計装用案内 シンプル管
	NDA	低 Sn Zry-4	Zry-4
Sn	2.948E-04	3.833E-04	4.961E-04
Fe	1.692E-04	1.253E-04	1.406E-04
Cr	1.077E-04	6.731E-05	7.551E-05
Nb	3.767E-05	—	—
Ni	5.963E-06	—	—
Zr	3.777E-02	3.775E-02	4.227E-02

表 5.5-4 試料の冷却材原子個数密度

単位：[atoms/barn-cm]

核種	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
¹ H	4.560E-02	4.489E-02	4.820E-02	4.821E-02
¹⁶ O	2.280E-02	2.244E-02	2.410E-02	2.411E-02

表 5.5-5 試料の取得位置と冷却材温度

サンプル No.	燃料上端 からの 距離 [mm]	燃料下端 からの 距離 [mm]	冷却材温度 [K]	冷却材 平均温度 [K]
F5-2	1544.1	2317.9	592.26	592.26
	1543.0	2319.0	592.26	
F5-3	953.1	2908.9	596.19	596.20
	951.9	2910.1	596.20	
J6-1	2948.9	913.1	575.79	575.80
	2948.1	913.9	575.80	
F2-1	2957.4	904.6	575.67	575.68
	2956.4	905.6	575.68	

表 5.5-6 NO4F69 燃料集合体の運転履歴

サイクル	年月日	日数
第 4 サイクル	1997/3/11	431
停止期間	1998/5/16	37
第 5 サイクル	1998/6/22	421
停止期間	1999/8/17	33
第 6 サイクル	1999/9/19	422
停止期間	2000/11/14	69
第 7 サイクル	2001/1/22	419
停止	2002/3/17	—

5.5.3 Nd 法による燃焼度評価

本節における燃焼度の評価は参考文献 12)の内容を踏襲して実施した。分析対象として採取した試料の燃焼度を Nd 法により決定する。Nd 法では生成された ^{148}Nd の量を用いられるが、 ^{148}Nd の実効核分裂収率、 ^{147}Nd 及び ^{148}Nd の中性子捕獲反応の影響を考慮しなければならない。5.5.2 項の計算条件で実施した NO4F69 燃料集合体の燃焼計算の結果から、SWAT4.0 に付属する反応率計算プログラム rrc を用いて試料の中性子捕獲反応の量を評価し、分析結果から得られる ^{148}Nd 量に対する補正值を求める。そして、補正済の ^{148}Nd 量、一核分裂当たりの実効的なエネルギー放出量、及び ^{148}Nd の実効核分裂収率から燃焼度を評価する。

燃焼計算の結果から得られた ^{148}Nd の生成量を、試料毎に表 5.5-7 に示す。また、 ^{147}Nd 及び ^{148}Nd の中性子捕獲反応の累積値を示した。これらの表で示した値は、 ^{148}Nd 分析値に対する補正值を求めるために用いる。次に、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂反応の数を、試料

毎に表 5.5-8 に示す。これらの値は、 ^{148}Nd の実効収率や、一核分裂あたり発生する実効エネルギーの算出に用いる。

燃焼計算で最終的な ^{148}Nd の存在量として N_{148} が得られたものとする。一方、rrc の計算により、 ^{148}Nd の中性子捕獲反応の総数 R_{148C} 、及び ^{147}Nd の中性子捕獲反応の総数 R_{147C} が得られたものとする。そうすると、核分裂反応から直接生成された ^{148}Nd の量は、

$$N_{148} + R_{148C} - R_{147C} \quad (5.5-2)$$

である。したがって ^{148}Nd の分析値に対する補正量 C は、これらの計算量を用いて、

$$C = \frac{N_{148} + R_{148C} - R_{147C}}{N_{148}} \quad (5.5-3)$$

で求めることができる。同様にして計算した 4 つの試料の補正值 C を表 5.5-9 に示す。なお、小数第 4 位を四捨五入して小数第 3 位に丸めてある。

^{148}Nd の核分裂収率は核分裂する核種毎に異なる。 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu について、表 5.5-10 の値が知られている。燃焼の過程では ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu のいずれも核分裂を起こし、この表に掲げた収率で ^{148}Nd を生成する。このため、燃焼過程全体の核分裂あたりの実効的な ^{148}Nd の収率を求めるためには、燃焼における ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂数で重み付けをして平均する操作が必要である。すなわち、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の ^{148}Nd 核分裂収率を Y_{235} 、 Y_{238} 、 Y_{239} 及び Y_{241} 、核分裂数を R_{235} 、 R_{238} 、 R_{239} 及び R_{241} とすれば、実効核分裂収率 Y は、

$$Y = \frac{Y_{235}R_{235} + Y_{238}R_{238} + Y_{239}R_{239} + Y_{241}R_{241}}{R_{235} + R_{238} + R_{239} + R_{241}} \quad (5.5-4)$$

で表される。同様にして計算した 3 つの試料の実効核分裂収率 Y を表 5.5-11 に示す。なお、小数第 4 位を四捨五入して小数第 3 位に丸めてある。

核分裂する核種毎に核分裂反応で放出するエネルギーは異なる。 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu について、表 5.5-12 の値が知られている。燃焼過程全体の核分裂あたりの実効的な放出エネルギーを求めるためには、燃焼における ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂数で重み付けをして平均する操作が必要である。すなわち、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の 1 回の核分裂による放出エネルギーを E_{235} 、 E_{238} 、 E_{239} 及び E_{241} とすれば、実効放出エネルギー E は、

$$E = \frac{E_{235}R_{235} + E_{238}R_{238} + E_{239}R_{239} + E_{241}R_{241}}{R_{235} + R_{238} + R_{239} + R_{241}} \quad (5.5-5)$$

で表される。同様にして計算した 3 つの試料の実効放出エネルギー E を表 5.5-13 に示す。なお、小数第 3 位を四捨五入して小数第 2 位に丸めてある。

Pu 及び ^{148}Nd については、上述の分析 (表 5.4-2 参照) により、表 5.5-14 に示すとおり、試料毎に U 原子個数に対する原子個数比が明らかになっている。

燃焼率 (%FIMA) の評価は次式により行う。

$$\%FIMA = 100 \times \frac{^{148}\text{Nd} \cdot C / Y}{U + \text{Np} + \text{Pu} + ^{241}\text{Am} + ^{244}\text{Cm} + ^{148}\text{Nd} \cdot C / Y} \quad (5.5-6)$$

ここで、 C は表 5.5-9 に示した ^{148}Nd 分析値に対する補正值、 Y は表 5.5-11 に示した ^{148}Nd の実効核分裂収率である。 ^{148}Nd 、 U 、 Np 、 Pu 、 ^{241}Am 及び ^{244}Cm は表 5.5-14 に掲げた U 原子個数に対する原子個数比を用いる。評価された燃焼率 (%FIMA) を表 5.5-15 に示す。

燃焼率 (%FIMA) を燃焼度 (MWd/t) に変換する換算係数 F は、

$$F = \frac{1}{100} \times \frac{10^6}{M} \times N_a \times \frac{E \times 1.6022 \times 10^{-19}}{3600 \times 24} \quad (5.5-7)$$

で求められる。ここで、 N_a はアボガドロ数 (6.02214×10^{23})、 E は表 5.5-13 に示した一核分裂あたり発生する実効エネルギーである。 M は燃料初期組成時の重元素の原子量であり、ここでは、 UO_2 燃料及び $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 燃料の U 同位体の原子個数と、 ^{234}U の原子量 234.0410、 ^{235}U の原子量 235.0439、 ^{236}U の原子量 236.0456 及び ^{238}U の原子量 238.0508 を用いて M を算出した。表 5.5-16 に M の値を示す。以上の値を用いて換算係数 F を試料毎に評価した結果を表 5.5-17 に示す。また、表 5.5-15 に示した燃焼率 (%FIMA) に表 5.5-17 に示した換算係数 F を乗じて、試料毎に燃焼度を評価した結果を表 5.5-18 に示す。

表 5.5-7 試料の ^{147}Nd 及び ^{148}Nd の生成量及び中性子捕獲反応

試料	経過時間 [日]	到達燃焼度 [GWd/t]	^{147}Nd	^{148}Nd	
			中性子捕獲反応 (累積) [1/TIHM]	原子個数密度 [atoms/TIHM]	中性子捕獲反応 (累積) [1/TIHM]
F5-2	1832	56.7	2.894E+22	2.541E+24	3.489E+22
F5-3	1832	56.7	2.904E+22	2.541E+24	3.510E+22
J6-1	1832	56.2	2.811E+22	2.518E+24	3.357E+22
F2-1	1832	39.0	1.700E+22	1.753E+24	1.986E+22

表 5.5-8 試料の ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂反応

試料	経過時間 [日]	到達燃焼度 [GWd/t]	核分裂反応(累積) [1/TIHM]			
			^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{241}Pu
F5-2	1832	56.7	7.922E+25	1.068E+25	4.820E+25	1.038E+25
F5-3	1832	56.7	7.890E+25	1.078E+25	4.840E+25	1.039E+25
J6-1	1832	56.2	7.996E+25	1.030E+25	4.690E+25	1.007E+25
F2-1	1832	39.0	3.322E+25	1.018E+25	4.771E+25	1.022E+25

表 5.5-9 ^{148}Nd 分析値に対する補正值 C

試料	補正值 C
F5-2	1.002
F5-3	1.002
J6-1	1.002
F2-1	1.002

表 5.5-10 ^{148}Nd の核分裂収率 (England and Rider, 1994¹³⁾)

核種	式 (5.5-4) の 記号	収率 [%]
^{235}U	Y_{235}	1.67366
^{238}U	Y_{238}	2.112485
^{239}Pu	Y_{239}	1.64212
^{241}Pu	Y_{241}	1.932103

表 5.5-11 ^{148}Nd の実効核分裂収率 Y

試料	実効収率 Y [%]
F5-2	1.713
F5-3	1.713
J6-1	1.712
F2-1	1.729

表 5.5-12 一核分裂あたりの放出エネルギー (JAERI-1320¹⁴⁾)

核種	式 (5.5-5) の 記号	エネルギー [MeV]
^{235}U	E_{235}	202.18
^{238}U	E_{238}	205.87
^{239}Pu	E_{239}	210.91
^{241}Pu	E_{241}	213.22

表 5.5-13 一核分裂当たり発生する実効エネルギーE

試料	実効エネルギー [MeV]
F5-2	206.05
F5-3	206.07
J6-1	205.97
F2-1	207.77

表 5.5-14 試料の燃焼度の評価に用いる原子個数比

単位 : [atoms/Total-U]

試料	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
¹⁴⁸ Nd	1.112E-03	1.133E-03	1.144E-03	8.143E-04
U	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00
Np	<u>9.401E-04</u>	<u>9.469E-04</u>	<u>9.117E-04</u>	<u>5.177E-04</u>
Pu	1.256E-02	1.226E-02	1.185E-02	1.205E-02
²⁴¹ Am	<u>7.609E-05</u>	<u>7.762E-05</u>	<u>7.178E-05</u>	<u>9.523E-05</u>
²⁴⁴ Cm	<u>1.555E-04</u>	<u>1.573E-04</u>	<u>1.428E-04</u>	<u>1.350E-04</u>

(注) 下線の数値は SWAT4.0 の計算値である。

表 5.5-15 試料の燃焼率の評価結果

試料	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
燃焼率 [%FIMA]	6.030	6.138	6.203	4.451

表 5.5-16 燃料初期組成時の重元素の原子量 M

試料	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
重元素の原子量	237.9117	237.9117	237.9117	237.9892

表 5.5-17 試料の換算係数 F

試料	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
換算係数 [MWd/t/%FIMA]	9671.9	9672.6	9668.3	9749.6

表 5.5-18 燃焼度の評価結果

試料	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
燃焼度 [GWd/t]	58.32	59.37	59.98	43.39

5.6 照射履歴を考慮した SWAT4.0 計算結果と測定値との比較

5.5.3 項において Nd 法により決定した燃焼度を使用して、照射履歴（出力履歴）を考慮した NO4F69 燃料集合体の燃焼計算を実施し、核種生成量の計算結果と測定値を比較した。計算システム及び計算条件は燃焼度と出力履歴を除き、5.5.1 項及び 5.5.2 項に記載されている内容と同一とした。

NO4F69 燃料集合体における試験対象燃料棒の出力履歴を図 5.6-1¹⁰⁾に示す。ここで、図中の Rod4、Rod7、Rod9 がそれぞれ集合体内位置 F-5、J-6、F-2 に対応している。燃焼計算では、図 5.6-1 の出力履歴に対して 5.5.3 項の Nd 法で決定した燃焼度と等しくなるように補正を加えた出力履歴を設定した。SWAT4.0 の冷却期間に関しては、平成 29 年度と同様、特に他核種の崩壊による生成の影響の大きい U、Gd、Eu 同位体については、運転終了日から各同位体の分離日までをそれぞれ設定し、分離日と測定日の差を核種毎に半減期で補正した¹⁾。その他の核種は冷却期間を一律で 2014 年 8 月 1 日まで（4520 日）に設定し、測定日との差を核種毎に半減期で補正した。

出力履歴を考慮した燃焼計算により得られた核種生成量の計算値と測定値とを比較した結果を表 5.6-1、表 5.6-2 及び図 5.6-2、図 5.6-3 に示す。

²³⁵U について、C/E 値は 1.03～1.09 であり、平成 28 年度及び平成 29 年度報告試料と同様、測定値に対して計算値が過大評価する傾向となった。

FP については、概ね C/E 値が 1 に近い値が得られているが、一部の核種で差異が大きい結果となった。特に ⁹⁹Tc はすべての試料について C/E 値の 1 からのずれが 100%以上の過大評価となっており、平成 28 年度及び平成 29 年度報告試料と同様の傾向であった。燃料の臨界特性に大きな影響を与える Gd 同位体については、一部 C/E 値の 1 からの大きなずれが見られたが、ガドリニア入り燃料由来の試料である F2-1 の C/E 値は他試料に比べて 1 に近い傾向が見られた。Appendix 5.A1.1 の表 5.A1-4 に示した同じくガドリニア入り燃料由来の試料である F2-2 及び F2-3 の再評価結果も同様の傾向を示しており、含まれる Gd 同位体の絶対量が大きい場合は解析精度が良好となることが示唆された。

¹⁾影響の大きい崩壊の例としては、²³⁸Pu の α 崩壊による ²³⁴U の生成、¹⁵⁴Eu の β 崩壊による ¹⁵⁴Gd の生成、¹⁵⁵Eu の β 崩壊による ¹⁵⁵Gd の生成、¹⁵¹Sm の β 崩壊による ¹⁵¹Eu の生成が挙げられる。

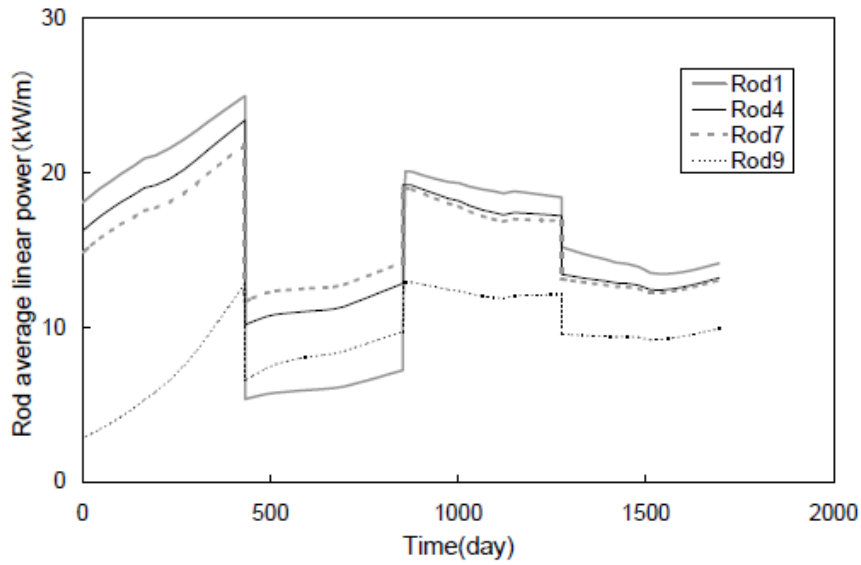


図 5.6-1 NO4F69 燃料集合体の試験対象燃料棒の出力履歴¹⁰⁾

表 5.6-1 計算値と測定値の核種生成量の比較 (U、Pu、Nd)

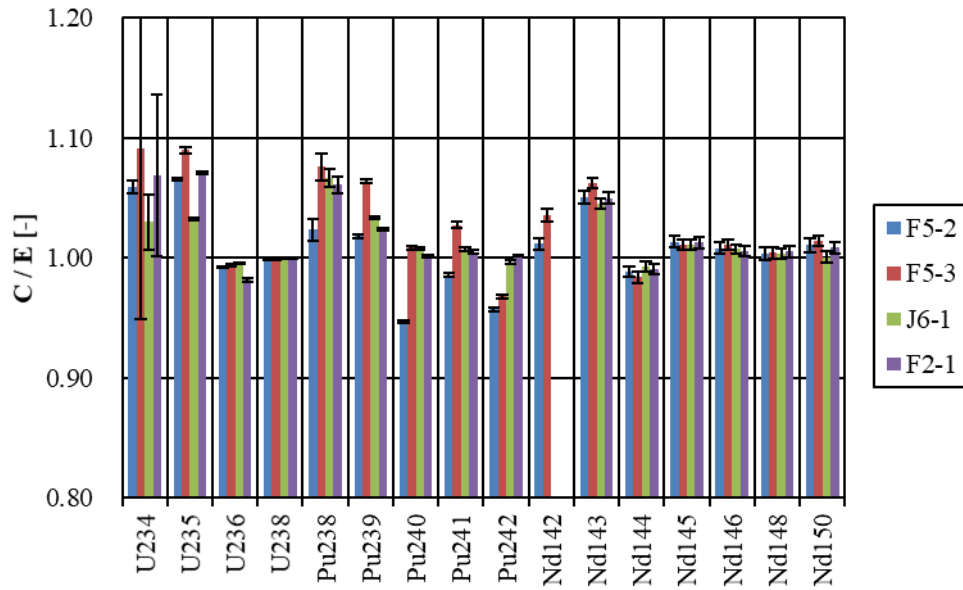
試料名	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
燃焼度[GWd/t]	58.32	59.37	59.98	43.39
核種	C/E			
²³⁴ U	1.06	1.09	1.03	1.07
²³⁵ U	1.07	1.09	1.03	1.07
²³⁶ U	0.99	0.99	1.00	0.98
²³⁸ U	1.00	1.00	1.00	1.00
²³⁸ Pu	1.02	1.08	1.07	1.06
²³⁹ Pu	1.02	1.06	1.03	1.02
²⁴⁰ Pu	0.95	1.01	1.01	1.00
²⁴¹ Pu	0.99	1.03	1.01	1.00
²⁴² Pu	0.96	0.97	1.00	1.00
¹⁴² Nd	1.01	1.04	0.60	0.64
¹⁴³ Nd	1.05	1.06	1.05	1.05
¹⁴⁴ Nd	0.99	0.98	0.99	0.99
¹⁴⁵ Nd	1.01	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁶ Nd	1.01	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁸ Nd	1.00	1.00	1.00	1.01
¹⁵⁰ Nd	1.01	1.01	1.00	1.01

表 5.6-2 計算値と測定値の核種生成量の比較 (FP)

試料名	F5-2	F5-3	J6-1	F2-1
燃焼度[GWd/t]	58.32	59.37	59.98	43.39
核種	C/E			
¹³³ Cs	1.04	1.05	1.05	1.05
¹³⁴ Cs *	1.30	1.65	1.18	1.15
¹³⁷ Cs *	1.20	1.54	1.06	1.04
¹⁵¹ Eu	0.54	0.73	0.04	0.13
¹⁵³ Eu	0.99	1.01	0.79	1.32
¹⁵⁴ Eu *	1.32	1.69	1.14	1.52
¹⁵⁵ Eu *	1.12	1.60	0.94	1.23
¹⁴⁴ Sm **	—	—	—	—
¹⁴⁷ Sm	1.02	1.02	1.04	1.02
¹⁴⁸ Sm	1.04	1.06	1.10	1.08
¹⁴⁹ Sm	0.91	0.93	0.56	0.80
¹⁵⁰ Sm	0.95	0.97	1.00	0.98
¹⁵² Sm	0.96	0.96	0.97	0.98
¹⁵⁴ Sm	0.97	0.99	0.95	0.98
¹⁵² Gd	0.50	0.50	0.09	0.75
¹⁵⁴ Gd	1.09	1.14	1.01	0.95
¹⁵⁵ Gd	0.99	1.02	0.77	1.09
¹⁵⁶ Gd	0.93	0.97	0.95	0.99
¹⁵⁷ Gd	0.26	0.43	0.04	0.89
¹⁵⁸ Gd	1.04	1.11	0.95	0.99
¹⁶⁰ Gd	0.67	0.75	0.26	0.99
⁹⁵ Mo	1.03	1.06	1.02	1.04
⁹⁹ Tc	2.31	2.33	2.27	2.38
¹⁰¹ Ru	1.03	1.04	1.03	1.12
¹⁰³ Rh	1.10	1.11	1.08	1.18
¹⁰⁹ Ag	1.23	1.39	1.88	1.48

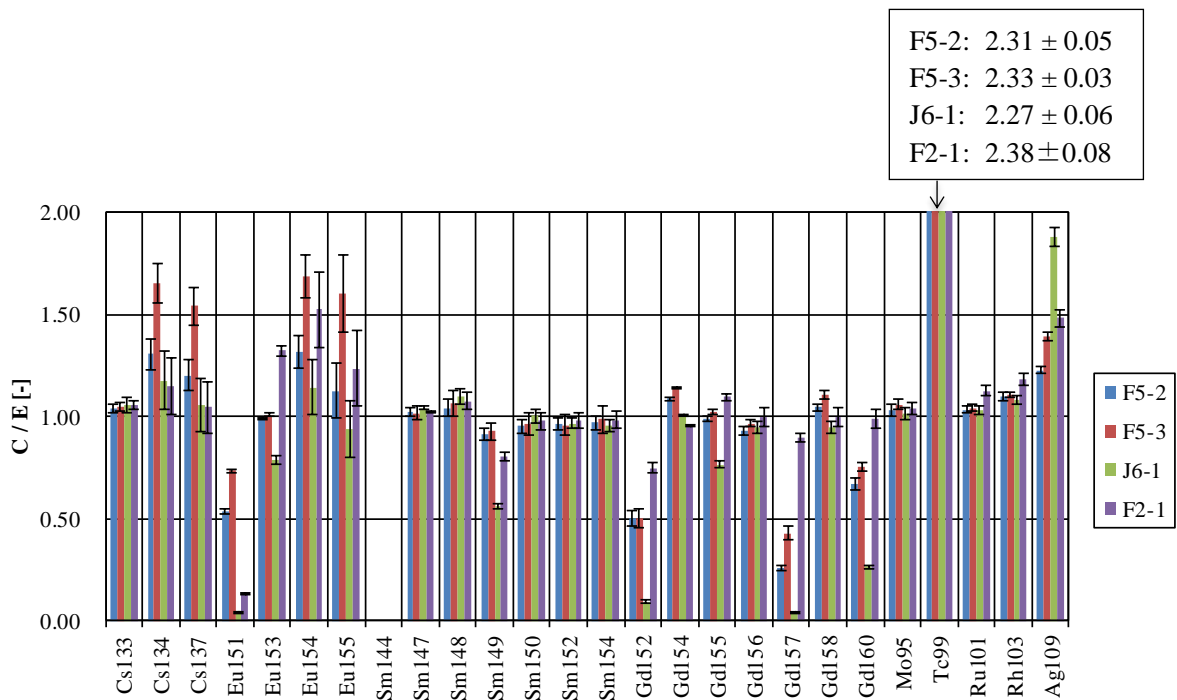
* γ 線測定核種

**¹⁴⁴Sm は計算値が無いため比較していない。



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.6-2 計算値と測定値の核種生成量の比較 (U, Pu, Nd)



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.6-3 計算値と測定値の核種生成量の比較 (FP)

5.7 まとめ

2011年3月に発生した1Fの事故で生じた燃料デブリを処理し、廃炉を安全に進めるために、燃料デブリの性状を正確に把握しなければならない。その際、使用される計算コード及び核データの精度を向上させるためには、実測値と比較した評価が必要である。本年度は、大飯発電所4号機のNO4F69燃料集合体の集合体位置F-5(平均燃焼度56.7 GWd/t)からF5-2とF5-3の2試料(F5-2とF5-3の分析作業の一部は平成29年度に報告)、同燃料集合体位置J-6(平均燃焼度56.2 GWd/t)からJ6-1の1試料、同燃焼集合体位置F-2(平均燃焼度39.0 GWd/t)からF2-1の1試料の合計4試料について、各試料中に存在しているU、Puを含むTRU元素やFPを定量した。そして、Nd法により燃焼度を評価し、得られた燃焼度を用いて統合燃焼計算コードシステムSWAT4.0による燃焼計算を行い、実測値と計算値からC/E値を求めて比較した。²³⁵Uについては、平成28年度及び平成29年度に報告した試料と同様、測定値に対して計算値が過大評価となった。Gd同位体については、ガドリニア入り燃料由来の試料であるF2-1で比較的1に近いC/E値が得られており、含まれるGdの絶対量が多い場合は解析精度が良好となることが示された

本年度をもって、全10試料の分析結果及び解析結果の報告が終了した。次年度は、本事業のまとめとして、全10試料の分析及び解析結果を概観し、分析値と解析値の差異の原因分析や臨界評価への影響の確認、使用済燃料の核種組成データベースであるSFCOMPO¹⁵⁾のデータとの比較などを実施する。また、これまでの照射後試験における分析技術をベースとして、1F燃料デブリの核種組成を把握するための化学分析手法の検討に着手する。具体的には、燃料デブリの融解方法、融成物の回収および溶解、溶解液の液性調製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。

参考文献

- 1) ISO 11483 1994 : ” Preparation of plutonium sources and determination of $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ isotope ratio by alpha spectrometry” , ISO, Geneva(1994)
- 2) 佐藤真人、深谷洋行、梅田幹、須山賢也、外池幸太郎、「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」、平成 25 年度秋の原子力学会
- 3) 佐藤真人、市村誠次、須山賢也、外池幸太郎、「燃焼燃料組成測定に資する Sm・Pm 分離手法の検討」、平成 27 年度春の原子力学会
- 4) 鹿島陽夫、須山賢也、高田友幸、「連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT4.0」、JAEA-Data/Code2014-028.
- 5) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori and M. Nakagawa, “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI-1348 (2005).
- 6) A.G.Croff, “ORIGEN2 — A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code,” ORNL-5621, Oak Ridge National Laboratory (1980).
- 7) K. Shibata, et al, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1 (2011).
- 8) 日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ, “JENDL-4.0u & JENDL-4.0+”, https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/update/document/0019/Eu156_2012-11-06.html, (参照 2018-05-21).
- 9) 「PWR 燃料の高燃焼度化（ステップ 2）及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会報告書、平成 13 年 12 月 7 日.
- 10) T. Sasakawa, Y. Taniguchi, T. Murata, T.Sendo, “Post-irradiation examination of lead use assemblies for 55GWd/t,” Proceedings of the 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM2005) [CD-ROM]: Kyoto, October 2-6, 2005, Atomic Energy Society of Japan (2005).
- 11) 中原嘉則、須山賢也、須崎武則、「軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発」、JAERI-Tech 2000-071 (2000).
- 12) (独) 日本原子力研究開発機構、「(独) 原子力安全基盤機構受託業務「平成 20～23 年度軽水炉燃焼燃料の核分裂生成核種組成測定試験」平成 21 年度報告書」平成 22 年 3 月.
- 13) T. R. England and B. F. Rider, “Evaluation and compilation of fission product yields,” LA-UR-94-3106, ENDF-349, Los Alamos National Laboratory, pp. 173 (1994).
- 14) T. Kanji, et. al., “JNDC nuclear data library of fission products; Second version,” JAERI 1320 (1990).
- 15) F. Michel-Sendis, et al., “SFCOMPO-2.0: An OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data,” Annals of Nuclear Energy, 110, 779-788 (2017).

Appendix 5.A1 平成 28 年度報告試料 F5-1、F2-2、F2-3 の再評価結果

本事業において、平成 28 年度に報告した F5-1、F2-2、F2-3 の 3 試料、平成 29 年度に報告した J6-2、J6-3、g3 の 3 試料、そして本報告書にて報告している F5-2、F5-3、F2-1、J6-1 の 4 試料（F5-2 と F5-3 は分析作業の一部を平成 29 年度に報告）の合計 10 試料（g3 は福島第二原子力発電所 1 号機の 2F1ZN3 燃料集合体由来、その他は大飯発電所 4 号機の NO4F69 燃料集合体由来）の照射後試験を実施した。年度毎の核種組成分析及び燃焼解析において一部の評価条件や評価方法が見直されてきたことから、これら 10 試料の評価には異なる評価条件や評価方法が用いられている。そこで、平成 28-29 年度に実施された 6 試料について、本年度報告した試料と同様の条件・方法を用いて再評価を実施した。ここでは、平成 28 年度に報告した試料 F5-1、F2-2、F2-3 の再評価結果を示す。

5.A1.1 評価条件・評価方法の変更点

平成 28 年度に報告した F5-1、F2-2、F2-3 の 3 試料について、評価条件・方法を本年度報告した試料の評価に用いたものに合わせて再評価を行った。再評価における評価条件・方法の変更点は以下のとおりである。

(1) 核種組成分析に係る変更点

- モンテカルロ・シミュレーションによる不確かさ評価の採用
- 検量線作成における各測定値の不確かさの大きさを考慮した重み付き回帰線の適用

(2) 燃焼計算に係る変更点

- 被覆管等の構造材の組成
- 冷却期間の設定と燃焼組成の半減期による補正方法
- 燃焼計算における燃料の幾何形状の変更
- ^{156}Eu の核データとして JENDL4.0u1 の採用

これらの変更は主に平成 28 年度報告から平成 29 年度報告の間の変更点であり、変更の詳細は平成 29 年度報告書に詳しく記載されている。ただし、モンテカルロ・シミュレーションによる不確かさ評価の採用については、平成 30 年度報告においても若干の変更²があり、ここでは平成 30 年度報告の方法を採用している。

²平成 29 年度報告では、核種組成分析において各核種の原子個数定量値の不確かさまでをモンテカルロ・シミュレーションにより算出し、全ウランに対する原子個数比の不確かさは不確かさ伝播式により算出していたが、平成 30 年度報告では、全ウランに対する原子個数比の不確かさまでを一貫してモンテカルロ・シミュレーションにより算出した。

5.A1.2 核種組成分析に係る再評価結果

核種組成分析に係る再評価結果として、表 5.A1-1 に全ウランに対する U、Pu、Nd の原子個数比、表 5.A1-2 に全ウランに対する FP の原子個数比の再評価結果をそれぞれ示す。

表 5.A1-1 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における全ウランに対する原子個数比 (U、Pu、Nd)

試料名	F5-1		F2-2		F2-3	
	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]
²³⁴ U	2.40E-04	2.1	1.14E-04	2.4	1.18E-04	1.2
²³⁵ U	5.599E-03	0.40	3.163E-03	4.8E-03	4.149E-03	0.09
²³⁶ U	6.973E-03	0.18	3.096E-03	0.01	3.015E-03	0.19
²³⁸ U	9.872E-01	2.6E-03	9.937E-01	2.7E-04	9.927E-01	7.0E-04
²³⁸ Pu※	5.080E-04	0.54	3.256E-04	0.32	2.834E-04	0.28
²³⁹ Pu	5.922E-03	0.27	6.331E-03	0.21	6.609E-03	0.05
²⁴⁰ Pu	3.346E-03	0.27	3.336E-03	0.21	3.210E-03	0.05
²⁴¹ Pu	9.632E-04	0.29	1.045E-03	0.53	1.042E-03	0.45
²⁴² Pu	1.360E-03	0.27	1.350E-03	0.21	1.125E-03	0.05
¹⁴² Nd	1.028E-04	1.88	5.930E-05	0.96	4.520E-05	0.24
¹⁴³ Nd	2.022E-03	0.28	1.453E-03	0.13	1.384E-03	0.12
¹⁴⁴ Nd	4.669E-03	0.27	2.878E-03	0.13	2.472E-03	0.12
¹⁴⁵ Nd	1.969E-03	0.27	1.333E-03	0.13	1.206E-03	0.12
¹⁴⁶ Nd	2.343E-03	0.27	1.535E-03	0.14	1.338E-03	0.12
¹⁴⁸ Nd	1.157E-03	0.29	8.061E-04	0.14	7.126E-04	0.14
¹⁵⁰ Nd	5.604E-04	0.32	4.248E-04	0.16	3.737E-04	0.16

※²³⁸Pu については、5.3.4 項「(2) α放射能測定による²³⁸Pu の測定」の手法を用いて算出

表 5.A1-2 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における全ウランに対する原子個数比 (FP)

試料名 核種	F5-1		F2-2		F2-3	
	atoms/Total- U	不確かさ [%]	atoms/Total- U	不確かさ [%]	atoms/Total- U	不確かさ [%]
¹⁴² Nd	1.560E-04	0.68	6.799E-05	1.07	6.645E-05	0.72
¹⁴³ Nd	2.087E-03	0.54	1.496E-03	0.80	1.475E-03	0.64
¹⁴⁴ Nd	4.869E-03	0.56	2.986E-03	0.81	2.651E-03	0.66
¹⁴⁵ Nd	2.034E-03	0.44	1.384E-03	0.74	1.295E-03	0.52
¹⁴⁶ Nd	2.418E-03	0.57	1.589E-03	0.82	1.431E-03	0.75
¹⁴⁸ Nd	1.186E-03	0.57	8.316E-04	0.83	7.586E-04	0.66
¹⁵⁰ Nd	5.740E-04	0.63	4.396E-04	0.84	3.997E-04	0.71
¹³³ Cs	3.819E-03	0.96	2.583E-03	1.21	2.346E-03	1.34
¹³⁴ Cs*	3.120E-06	<3	2.130E-06	<3	1.850E-06	<3
¹³⁷ Cs*	2.580E-03	<3	1.880E-03	<3	1.680E-03	<3
¹⁵¹ Eu	3.827E-06	1.53	5.972E-06	2.42	4.251E-06	2.17
¹⁵³ Eu	3.539E-04	0.45	2.984E-04	0.55	2.691E-04	0.42
¹⁵⁴ Eu*	1.990E-05	<3	1.740E-05	<3	1.610E-05	<3
¹⁵⁵ Eu*	2.87E-06	<5	2.43E-06	<5	2.27E-06	<5
¹⁴⁴ Sm	2.226E-07	4.16	1.074E-06	3.66	2.287E-06	3.90
¹⁴⁷ Sm	6.361E-04	0.42	4.685E-04	0.26	4.508E-04	0.62
¹⁴⁸ Sm	6.004E-04	2.64	3.879E-04	0.98	3.319E-04	2.88
¹⁴⁹ Sm	5.346E-06	1.91	5.117E-06	0.77	7.163E-06	2.18
¹⁵⁰ Sm	8.944E-04	2.82	6.463E-04	1.02	5.758E-04	2.77
¹⁵² Sm	2.724E-04	2.62	2.209E-04	0.90	2.062E-04	3.02
¹⁵⁴ Sm	1.197E-04	2.51	1.038E-04	1.05	9.283E-05	2.93
¹⁵² Gd	2.044E-07	2.50	3.109E-05	1.88	4.205E-05	1.18
¹⁵⁴ Gd	6.160E-05	0.47	2.144E-03	0.45	2.190E-03	0.38
¹⁵⁵ Gd	2.369E-05	0.58	2.739E-05	0.86	2.691E-05	0.67
¹⁵⁶ Gd	4.335E-04	0.63	6.145E-02	1.46	5.635E-02	0.78
¹⁵⁷ Gd	7.434E-07	3.05	1.204E-05	1.22	1.297E-05	1.10
¹⁵⁸ Gd	6.215E-05	0.85	7.634E-02	1.51	6.951E-02	0.97
¹⁶⁰ Gd	4.325E-06	1.28	3.968E-02	1.68	3.620E-02	0.98
⁹⁵ Mo	3.521E-03	1.23	2.185E-03	1.34	1.981E-03	1.27
⁹⁹ Tc	1.737E-03	1.34	1.156E-03	0.84	1.024E-03	1.07
¹⁰¹ Ru	3.698E-03	1.05	2.628E-03	0.81	2.190E-03	0.82
¹⁰³ Rh	1.752E-03	1.05	1.469E-03	0.92	1.303E-03	0.56
¹⁰⁹ Ag	3.237E-04	1.05	2.530E-04	1.13	1.783E-04	2.04

*の付いた核種はγ線測定により評価

5.A1.3 燃焼計算に係る再評価結果

燃焼計算に係る再評価結果として、計算値と測定値の核種生成量の比較 (C/E 値) を示す。なおこの再評価においては燃焼度評価も行っているが、燃焼度の値は、平成 28 年度に報告した燃焼度評価結果から表示した有効桁の範囲で変化しないため、評価結果の記載は省略する。

表 5.A1-3 及び図 5.A1-1 に U、Pu、Nd の核種生成量の C/E 値の再評価結果を示す。また、表 5.A1-4 及び図 5.A1-2 に FP の核種生成量の C/E 値の再評価結果を示す。

表 5.A1-3 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (U、Pu、Nd)

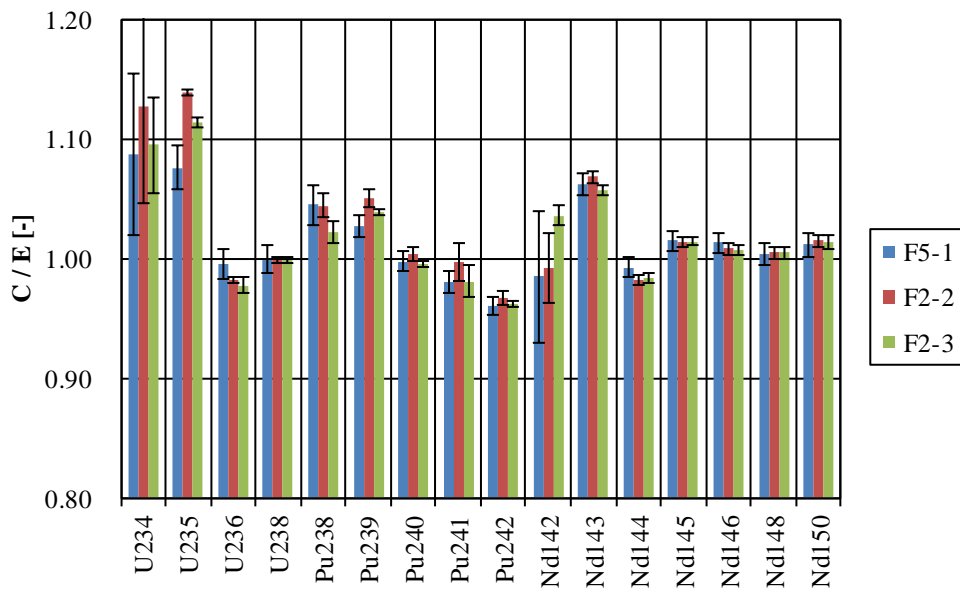
試料名	F5-1	F2-2	F2-3
燃焼度[GWd/t]	60.58	42.94	38.16
核種	C/E		
²³⁴ U	1.09	1.13	1.10
²³⁵ U	1.08	1.14	1.11
²³⁶ U	1.00	0.98	0.98
²³⁸ U	1.00	1.00	1.00
²³⁸ Pu	1.04	1.04	1.02
²³⁹ Pu	1.03	1.05	1.04
²⁴⁰ Pu	1.00	1.00	1.00
²⁴¹ Pu	0.98	1.00	0.98
²⁴² Pu	0.96	0.97	0.96
¹⁴² Nd	0.99	0.99	1.04
¹⁴³ Nd	1.06	1.07	1.06
¹⁴⁴ Nd	0.99	0.98	0.98
¹⁴⁵ Nd	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁶ Nd	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁸ Nd	1.00	1.01	1.01
¹⁵⁰ Nd	1.01	1.02	1.01

表 5.A1-4 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (FP)

試料名	F5-1	F2-2	F2-3
燃焼度[GWd/t]	60.58	42.94	38.16
核種	C/E		
^{133}Cs	0.95	1.01	1.01
^{134}Cs *	1.22	1.17	1.10
^{137}Cs *	1.12	1.08	1.07
^{151}Eu	0.67	0.39	0.55
^{153}Eu	0.99	1.38	1.46
^{154}Eu *	1.20	1.61	1.65
^{155}Eu *	1.06	1.38	1.35
^{144}Sm **	—	—	—
^{147}Sm	1.00	1.00	0.99
^{148}Sm	1.04	1.03	1.02
^{149}Sm	0.99	0.98	0.69
^{150}Sm	0.95	0.95	0.93
^{152}Sm	0.94	0.94	0.93
^{154}Sm	0.96	0.95	0.92
^{152}Gd	0.35	0.94	0.97
^{154}Gd	1.07	1.13	1.16
^{155}Gd	0.98	1.46	1.47
^{156}Gd	0.95	0.94	1.03
^{157}Gd	0.36	1.25	1.28
^{158}Gd	1.08	0.95	1.03
^{160}Gd	0.81	0.95	1.03
^{95}Mo	1.01	1.06	1.05
^{99}Tc	2.09	2.20	2.23
^{101}Ru	0.97	0.98	1.04
^{103}Rh	1.05	1.08	1.13
^{109}Ag	1.06	1.32	1.65

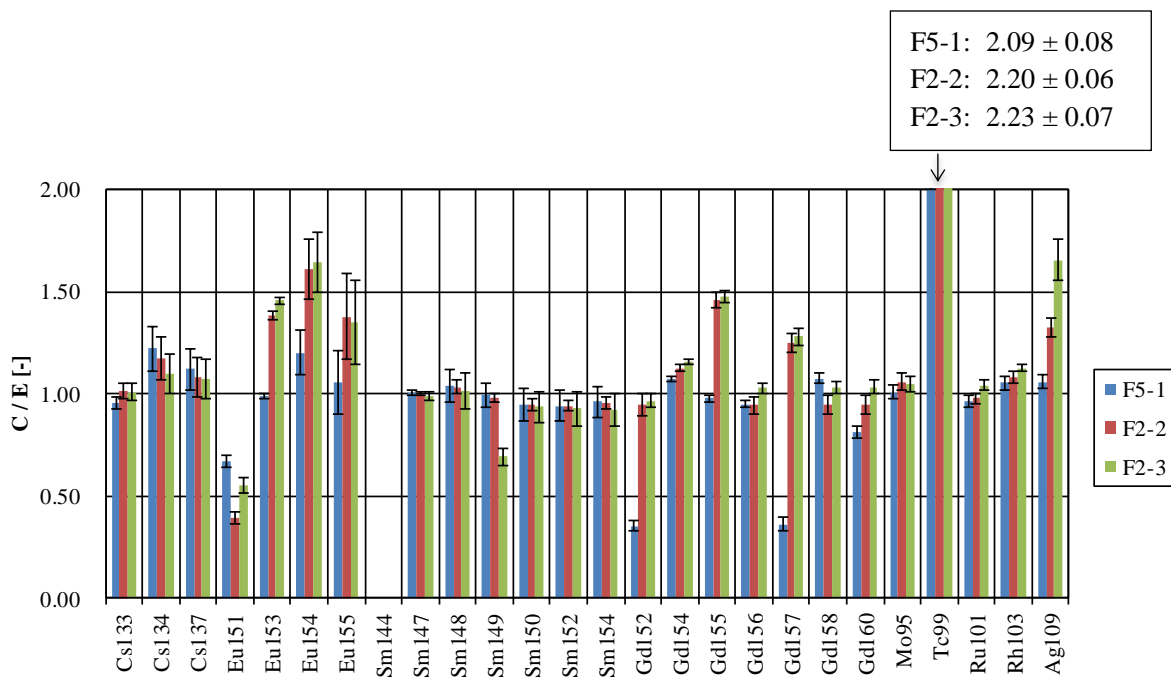
* γ 線測定核種

** ^{144}Sm は計算値が無いため比較していない。



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.A1-1 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (U、Pu、Nd)



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.A1-2 試料 F5-1、F2-2、F2-3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (FP)

Appendix 5.A2 平成 29 年度報告試料 J6-2、J6-3、g3 の再評価結果

平成 28-29 年度に実施された 6 試料について、本年度報告した試料と同様の条件・方法を用いて再評価を実施した。平成 28 年度に報告した試料の再評価結果を示した 5.A1 に引き続き、ここでは、平成 29 年度に報告した試料 J6-2、J6-3、g3 の再評価結果を示す。

5.A2.1 評価条件・評価方法の変更点

平成 29 年度に報告した J6-2、J6-3、g3 の 3 試料について、評価条件・方法を本年度報告した試料の評価に用いたものに合わせて再評価を行った。平成 29 年度報告からの変更点としては、5.A1.1 に記載したとおり、モンテカルロ・シミュレーションによる不確かさ評価の方法が見直されている。

5.A2.2 核種組成分析に係る再評価結果

核種組成分析に係る再評価結果として、表 5.A2-1 に全ウランに対する U、Pu、Nd の原子個数比を示す。また、表 5.A2-2 に全ウランに対する FP の原子個数比の再評価結果を示す。

表 5.A2-1 試料 J6-2、J6-3、g3 における全ウランに対する原子個数比 (U、Pu、Nd)

試料名	J6-2		J6-3		g3	
	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]	atoms /Total-U	不確かさ [%]
^{234}U	2.50E-04	0.7	2.74E-04	1.3	2.79E-04	1.1
^{235}U	6.247E-03	0.01	1.209E-02	0.02	6.691E-03	0.11
^{236}U	6.954E-03	0.02	6.267E-03	0.12	7.772E-03	0.08
^{238}U	9.866E-01	2.4E-04	9.816E-01	8.9E-04	9.854E-01	1.0E-03
$^{238}\text{Pu}^{\ast}$	5.040E-04	0.40	2.818E-04	0.34	5.073E-04	0.49
^{239}Pu	6.053E-03	0.03	6.266E-03	0.05	5.541E-03	0.03
^{240}Pu	3.351E-03	0.04	2.718E-03	0.05	3.651E-03	0.33
^{241}Pu	9.812E-04	0.35	8.398E-04	0.08	8.852E-04	0.26
^{242}Pu	1.292E-03	0.05	6.953E-04	0.05	1.133E-03	0.04
^{142}Nd	9.624E-05	0.20	4.782E-05	0.14	1.037E-04	0.07
^{143}Nd	2.047E-03	0.17	1.829E-03	0.10	2.078E-03	0.07
^{144}Nd	4.514E-03	0.17	3.082E-03	0.10	4.707E-03	0.07
^{145}Nd	1.940E-03	0.17	1.528E-03	0.10	1.998E-03	0.07
^{146}Nd	2.285E-03	0.17	1.597E-03	0.10	2.364E-03	0.07
^{148}Nd	1.130E-03	0.18	8.232E-04	0.10	1.153E-03	0.08
^{150}Nd	5.466E-04	0.18	3.872E-04	0.10	5.524E-04	0.08

※ ^{238}Pu については、5.3.4 項「(2) α 放射能測定による ^{238}Pu の測定」の手法を用いて算出

表 5.A2-2 試料 J6-2、J6-3、g3 における全ウランに対する原子個数比 (FP)

試料名 核種	J6-2		J6-3		g3	
	atoms/Total- U	不確かさ [%]	atoms/Total- U	不確かさ [%]	atoms/Total- U	不確かさ [%]
¹⁴² Nd	8.349E-05	2.25	6.871E-05	1.76	2.349E-04	3.08
¹⁴³ Nd	2.079E-03	2.20	1.875E-03	1.64	2.103E-03	2.98
¹⁴⁴ Nd	3.513E-03	2.54	3.110E-03	1.67	4.788E-03	3.02
¹⁴⁵ Nd	1.732E-03	1.39	1.553E-03	1.31	2.005E-03	2.41
¹⁴⁶ Nd	1.827E-03	2.25	1.606E-03	1.67	2.398E-03	3.04
¹⁴⁸ Nd	9.391E-04	2.22	8.329E-04	1.82	1.175E-03	3.03
¹⁵⁰ Nd	4.429E-04	2.28	3.920E-04	1.68	5.629E-04	3.06
¹³³ Cs	2.745E-03	2.37	1.921E-03	1.11	3.455E-03	1.39
¹³⁴ Cs*	2.83E-06	<3	1.79E-06	<3	3.28E-06	<3
¹³⁷ Cs*	2.39E-03	<3	1.84E-03	<3	2.58E-03	<3
¹⁵¹ Eu	1.984E-05	1.37	6.792E-06	0.88	5.298E-06	1.02
¹⁵³ Eu	2.939E-04	1.01	2.555E-04	0.52	3.349E-04	0.59
¹⁵⁴ Eu*	1.86E-05	<3	1.36E-05	<3	1.92E-05	<3
¹⁵⁵ Eu*	2.53E-06	<5	1.71E-06	<5	2.84E-06	<5
¹⁴⁴ Sm	3.968E-06	3.06	1.101E-06	4.95	1.091E-06	5.76
¹⁴⁷ Sm	6.630E-04	0.69	5.990E-04	0.46	6.988E-04	0.25
¹⁴⁸ Sm	4.147E-04	3.36	3.777E-04	1.36	6.110E-04	1.82
¹⁴⁹ Sm	8.476E-06	2.68	6.706E-06	1.02	5.332E-06	0.95
¹⁵⁰ Sm	7.012E-04	3.69	6.435E-04	1.13	8.812E-04	1.72
¹⁵² Sm	2.471E-04	3.91	2.231E-04	1.37	2.755E-04	1.18
¹⁵⁴ Sm	9.004E-05	4.18	8.030E-05	1.08	1.167E-04	2.13
¹⁵² Gd	7.765E-07	5.81	1.224E-06	3.66	3.294E-07	5.07
¹⁵⁴ Gd	4.238E-05	0.65	3.791E-05	0.78	5.284E-05	0.67
¹⁵⁵ Gd	2.394E-05	2.15	1.675E-05	1.86	2.026E-05	1.30
¹⁵⁶ Gd	2.828E-04	2.96	2.727E-04	2.44	4.361E-04	1.85
¹⁵⁷ Gd	3.267E-06	3.35	1.908E-06	2.21	1.231E-06	1.52
¹⁵⁸ Gd	4.752E-05	3.41	4.260E-05	2.75	6.049E-05	1.59
¹⁶⁰ Gd	5.855E-06	3.21	3.180E-06	2.08	4.214E-06	1.57
⁹⁵ Mo	2.746E-03	3.95	1.850E-03	2.41	3.461E-03	1.30
⁹⁹ Tc	9.956E-04	3.43	9.592E-04	1.14	1.736E-03	0.80
¹⁰¹ Ru	2.842E-03	2.17	1.853E-03	1.50	3.543E-03	0.89
¹⁰³ Rh	1.517E-03	1.84	9.668E-04	1.63	1.622E-03	0.65
¹⁰⁹ Ag	3.225E-04	1.43	1.882E-04	1.72	3.281E-04	0.95

*の付いた核種はγ線測定により評価

5.A2.3 燃焼計算に係る再評価結果

燃焼計算に係る再評価結果として、計算値と測定値の核種生成量の比較 (C/E 値) を示す。表 5.A2-3 及び図 5.A2-1 に U、Pu、Nd の核種生成量の C/E 値の再評価結果を示す。また、表 5.A2-4 及び図 5.A2-2 に FP の核種生成量の C/E 値の再評価結果を示す。

表 5.A2-3 試料 J6-2、J6-3、g3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (U、Pu、Nd)

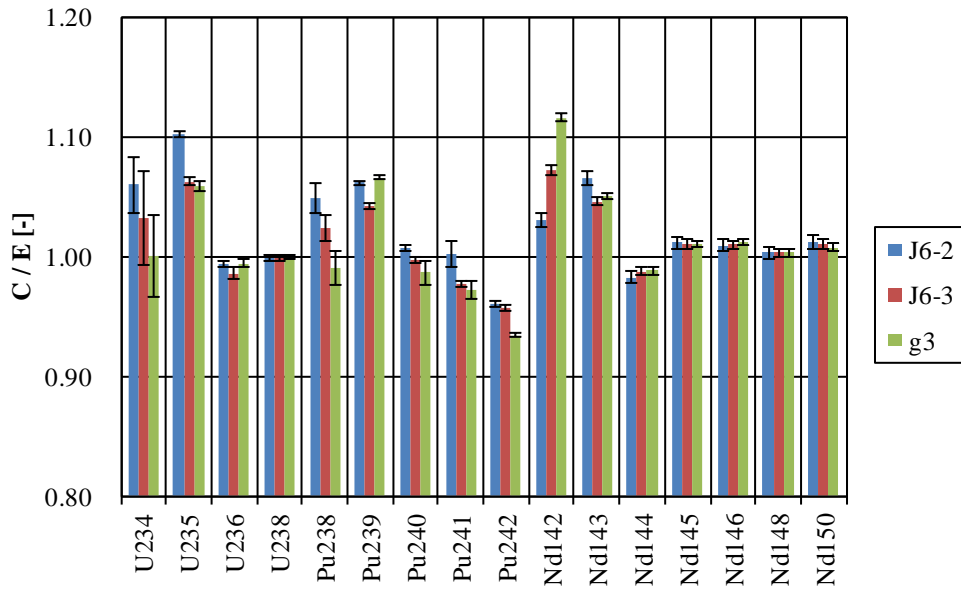
試料名	J6-2	J6-3	g3
燃焼度[GWd/t]	59.19	43.94	60.41
核種	C/E		
²³⁴ U	1.06	1.03	1.00
²³⁵ U	1.10	1.06	1.06
²³⁶ U	0.99	0.99	0.99
²³⁸ U	1.00	1.00	1.00
²³⁸ Pu	1.05	1.02	0.99
²³⁹ Pu	1.06	1.04	1.07
²⁴⁰ Pu	1.01	1.00	0.99
²⁴¹ Pu	1.00	0.98	0.97
²⁴² Pu	0.96	0.96	0.93
¹⁴² Nd	1.03	1.07	1.12
¹⁴³ Nd	1.07	1.05	1.05
¹⁴⁴ Nd	0.98	0.99	0.99
¹⁴⁵ Nd	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁶ Nd	1.01	1.01	1.01
¹⁴⁸ Nd	1.00	1.00	1.00
¹⁵⁰ Nd	1.01	1.01	1.01

表 5.A2-4 試料 J6-2、J6-3、g3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (FP)

試料名	J6-2	J6-3	g3
燃焼度[GWd/t]	59.19	43.94	60.41
核種	C/E		
¹³³ Cs	1.30	1.46	1.06
¹³⁴ Cs *	1.28	1.11	1.30
¹³⁷ Cs *	1.18	1.12	1.13
¹⁵¹ Eu	0.13	0.35	0.42
¹⁵³ Eu	1.17	0.97	0.99
¹⁵⁴ Eu *	1.31	1.20	1.29
¹⁵⁵ Eu *	1.18	1.11	1.13
¹⁴⁴ Sm **	—	—	—
¹⁴⁷ Sm	0.95	0.96	0.97
¹⁴⁸ Sm	1.46	0.99	1.00
¹⁴⁹ Sm	0.66	0.79	0.90
¹⁵⁰ Sm	1.18	0.92	0.95
¹⁵² Sm	1.01	0.92	0.91
¹⁵⁴ Sm	1.24	0.92	0.93
¹⁵² Gd	0.10	0.08	0.25
¹⁵⁴ Gd	1.52	1.15	1.17
¹⁵⁵ Gd	0.92	0.86	1.04
¹⁵⁶ Gd	1.37	0.65	0.91
¹⁵⁷ Gd	0.09	0.10	0.21
¹⁵⁸ Gd	1.35	0.77	1.01
¹⁶⁰ Gd	0.58	0.64	0.74
⁹⁵ Mo	1.26	1.44	1.04
⁹⁹ Tc	3.56	2.84	2.12
¹⁰¹ Ru	1.23	1.38	1.00
¹⁰³ Rh	1.21	1.51	1.11
¹⁰⁹ Ag	1.04	1.16	0.99

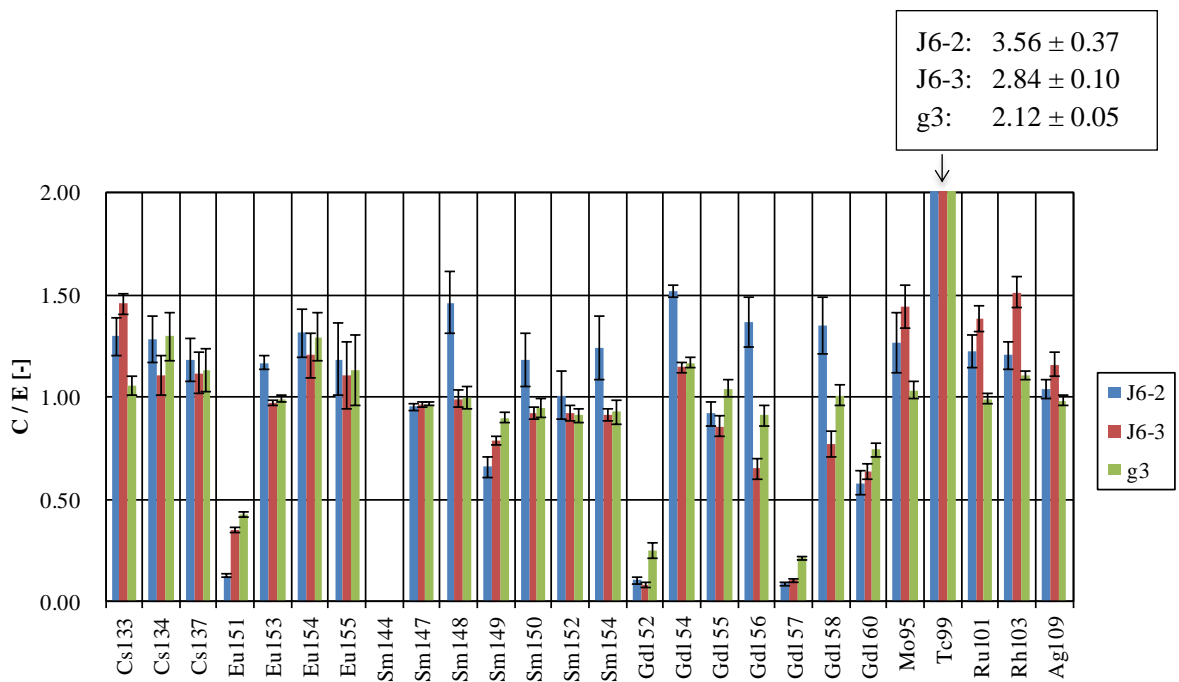
* γ 線測定核種

**¹⁴⁴Sm は計算値が無いため比較していない。



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.A2-1 試料 J6-2、J6-3、g3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (U、Pu、Nd)



(エラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$)

図 5.A2-2 試料 J6-2、J6-3、g3 における核種生成量の計算値と測定値の比較 (FP)

第Ⅲ編 臨界条件評価手法の整備（実験に関する部分）

第 6 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備

本章では、STACY 更新炉の実験準備として、平成 29 年度から引き続き実施した解体工事について「6.1 溶液系 STACY の解体撤去」で述べる。また、平成 30 年度に実施した本体施設の製作について「6.2 STACY 更新炉原子炉本体の製作」で、運転再開後の炉心について設計検討を実施した結果を「6.3 STACY 更新炉の基本炉心の設計」及び「6.4 STACY 更新炉実験炉心の検討」で述べる。

6.1 溶液系 STACY の解体撤去

6.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の設置に先立ち、既設の STACY（平成 21 年 3 月 11 日付け 20 諸文科科第 2058 号以前に許可を受けたもの。以下「溶液系 STACY」という。）のうち、溶液燃料を取り扱った設備を中心に、既存の設備から分離を行うとともに更新後には使用しない設備・機器の解体撤去を行う。

(2) 概要

定常臨界実験装置 STACY は、溶液燃料を使用する臨界実験装置から棒状燃料と軽水減速材を使用する臨界実験装置（STACY 更新炉）に更新する計画である。STACY 更新炉では、今後、溶液燃料を用いた臨界実験を行わないため、溶液燃料の貯蔵管理に必要な設備と更新後に使用しない設備との分離作業を行う。また、STACY 更新炉の原子炉本体は、これまで溶液系 STACY の原子炉本体を設置していた炉室に設置する。このため、原子炉本体の設置で干渉しうる設備・機器の解体撤去を行う。

上記解体撤去作業は、本事業の平成 29 年度事業及び平成 30 年度事業として、平成 30 年 3 月 29 日から平成 30 年 12 月 20 日まで実施した。本件は、このうち平成 30 年度事業として実施した内容を報告するものである。なお、平成 29 年度事業については、本事業平成 29 年度報告書にて報告している。

6.1.2 成果報告

平成 30 年度事業において実施した解体撤去及び既存設備との分離箇所を下記に示す。また、解体撤去した機器等について実施した試験検査内容を下記に示す。

(1) 主な解体撤去機器

	機器番号 又は盤番号	機器名称 又は盤名称	既設 設置場所	備考
1	L-TK-11132	炉心水槽	1F 炉室(S) フード内	
2	L-HD-11144	炉室フード	1F 炉室(S)内	エアロック室のみ撤去。気密担保要求せず。
3	—	実験架台 (天板含む)	1F 炉室(S) フード内	

(2) 主な既存設備の分離

	設備名称	系統	作業場所	備考
1	炉室(S)換気空調設備系統	L-EXH-11106-S4-80A	炉室(S) 炉下室(S)	
2	槽ベント設備 A 系統	G-VG-11501-S4L-25A	炉室(S) 炉下室(S)	
3	溶液燃料貯蔵設備	L-U-13151-S4L-15A、L-U-13152-S4L-15A、G-U-13117-S4L-15A	溶液貯蔵室-1	
4	供給設備(Ⅱ)受入	G-U-12203-S4L-10A、 G-U-12204-S4L-10A	Pu 保管室-3	

(3) 試験検査

解体撤去及び既存設備との分離に伴う検査項目及び内容並びに検査対象を以下に示す。

a) 外観検査

- ・解体撤去については、撤去場所等の外観を目視により確認し、計画どおり撤去されていること及び残存物に有害な変形、傷等がないことを確認する。
- ・既存設備との分離については、分離箇所措置の外観を目視により確認し、計画どおり撤去されていること及び残存物に有害な変形、傷等がないことを確認する。
- ・配線等については、適切に措置されていることを確認する。

b) 漏えい検査

- ・系統加圧法等により、漏れ（圧力降下）、変形等の異常がないことを確認する。

c) 溶接検査

- ・切断又は分離箇所におけるそれぞれの系統について、検査項目を用途別に確認する。
- ・溶接箇所は、全て外観検査を実施すること。また、汚染系統で圧力等かかるおそれのある箇所は、開先検査、非破壊検査とし、以下により試験検査を行うこと。

①開先検査

溶接開先部について、溶接前に食違い、開先角度、ルート面高さ・間隔等を治具等により測定する。また、開先面の清浄度等を目視により確認する。

②非破壊検査

液体浸透深傷検査（JIS Z2343）を実施し、溶接部の健全性を確認する。

検査対象と検査項目は以下のとおり。

検査対象設備及び検査項目（解体撤去、既存設備分離）

対象設備類	検査項目					備考
	解体撤去	既存設備分離				
	外観検査 (撤去状 況)	外観検査 (分離措置状 況)	漏えい検査	溶接検査		
外観				開先 非破壊		
炉心水槽	◎	—	—	—	—	
サーボ型液位計	◎	—	—	—	—	
溶液燃料給排液系	◎	◎	×	◎	×	
安全棒弁ボックス	◎	—	—	—	—	
水反射体供給系統	◎	◎	◎	◎	×	
炉室(S)換気空調設備系統	◎	◎	◎	—	—	
槽ベント設備(A)系統	◎	◎	×	◎	×	
その他の設備 計装用空気系統	◎	◎	—	◎	×	
その他の設備 圧縮空気設備系統	◎	◎	◎	◎	×	
その他の設備 真空設備系統	◎	◎	◎	◎	◎	
(継続使用側) 溶液燃料貯蔵設備	◎	◎	◎	◎	◎	
(不使用側※) ※ STACY 更新後、運転に供しない側	◎	◎	×	◎	×	
供給設備(II)受入	◎	◎	×	◎	×	
実験棟 A 建家換気空調装置 排気主ダクト系統	◎	◎	◎	—	—	
実験棟 A 建家換気空調装置 給気フィルタ系統	◎	◎	—	—	—	

◎：当機構立会により確認する項目

—：該当しない項目

×：対象としない箇所

6.1.3 放射性廃棄物の処理

(1) 放射性廃棄物の処分

① 廃棄物の処理処分

汚染物と放射化物を分類し、原則 200 リットルドラム缶に収納し、廃棄する。必要に応じて定型容器 (1 m³) も使用する。

② 廃棄物の区分による処理方法

1) 放射化物の廃棄方法

- ・原則 200 リットルドラム缶に収納し、必要に応じて定型容器 (1 m³) も使用することとする。収納の際は梱包不要とするが、細かい細断物等を廃棄する場合は内袋が必要とする。切断作業に付随して発生する切粉は二重梱包とする。
- ・容器に収納することが困難な長物廃棄物はそのまま梱包廃棄処理も可能とする。

2) 汚染物の廃棄方法

- ・原則 200 リットルドラム缶に収納し、廃棄する。必要に応じて定型容器 (1 m³) も使用することとする。

③ 放射性廃棄物の情報管理

汚染及び放射化廃棄物の情報を記録し表示する。サンプル採取による分析情報を廃棄物ごとに管理することとする。

(2) 作業結果

本作業において解体撤去又は既存設備との分離工事を行った設備機器について、代表的な作業結果を図 6.1-1～図 6.1-11 に示す。工事後の検査結果については、すべて良好であった。



図 6.1-1 炉室(S)エアロック室撤去前及び撤去後

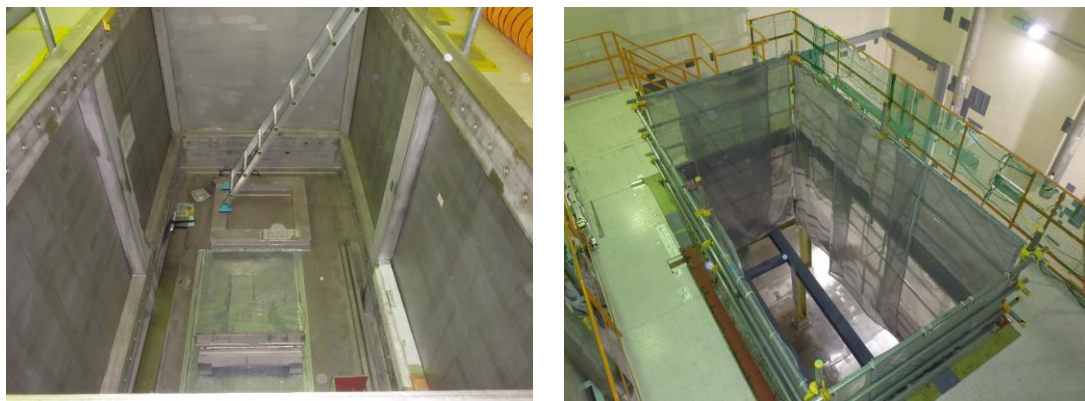


図 6.1-2 炉室(S)炉心水槽撤去前及び撤去後



図 6.1-3 実験架台（天板含む）撤去前及び撤去後



図 6.1-4 炉室(S)換気空調設備系統分離前及び分離後



図 6.1-5 槽ベント設備 A 系統分離前及び分離後



図 6.1-6 溶液燃料貯蔵設備分離前及び分離後



図 6.1-7 供給設備(Ⅱ)受入分離前及び分離後



図 6.1-8 外観検査

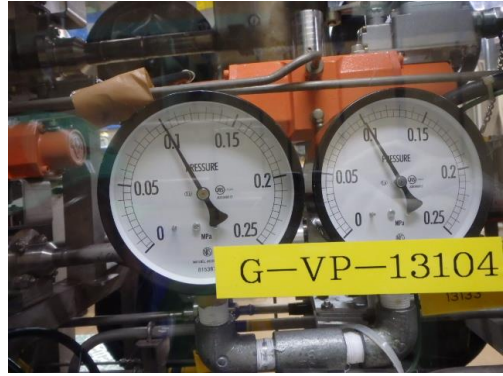


图 6.1-9 耐压漏えい検査

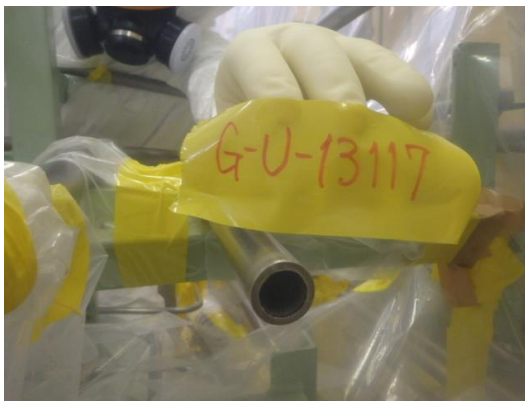


图 6.1-10 溶接検査 (開先検査)



图 6.1-11 溶接検査 (非破壊検査)

6.1.4 まとめ

STACY 更新炉の設置に先立ち、溶液燃料の貯蔵管理に必要な設備と更新後に使用しない設備との分離作業及び STACY 更新炉（原子炉本体）の設置に当たり干渉しうる設備・機器の解体撤去を行った。本作業は、本事業平成 29 年度事業及び平成 30 年度事業として、平成 30 年 3 月 29 日から平成 30 年 12 月 21 日にかけて実施し、完了した。

6.2 STACY 更新炉原子炉本体の製作

6.2.1 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。

本事業では平成 30 年度事業として以下の作業を行う。

- 主要機器のうち安全板装置、給水停止スイッチ、最大給水制限スイッチ、棒状燃料貯蔵設備Ⅱの部品の一部調達
- プロセス計装のうちサーボ型水位計及びダンプ槽の放射線計装の調達
- 安全板装置の操作に使用する盤類の製作
- 主要機器製作の一部として溶接検査受検準備手続き
- 許認可対応のための設計図書改定

なお、STACY 更新炉原子炉本体の整備は、令和 2 年度末に臨界を達成して実験を開始することを目処に整備を進める計画であった。しかし、平成 29 年に申請した本体施設の設計及び工事の方法の認可（以下「設工認」という。）に係る審査に当初の予想を超えた長期間を要し、令和 2 年 3 月現在も審査中である。これにより、主要な改造工事及び主要な新設機器の製作の着手が遅延するため、平成 30 年度事業を繰り越して令和元年度末まで上記の検討を実施した。また、認可取得遅延に伴い、平成 29 年度事業で見直した STACY 更新炉の整備工程計画に基づいて、整備工程表の見直しを再度実施した。

(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 6.2.1-1 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 6.2.1-1 に示す。

② 平成 30 年度事業の概要

平成 29 年度事業に引き続き、以下の 1)、2)に示す主要な新設機器及び購入品について、必要な製作及び工場検査を実施し、要求事項を満足することを確認した。また、3)に示す

ように、許認可の進捗に対応して申請書用構造図を見直し、規制要求に対応する改訂を行った。さらに、許認可状況を踏まえて講じ工程表を見直した。

1) 主要機器の一部部品の購入

以下に示す機器の製作に必要な部品を購入した。

- ・安全板装置
- ・給水停止スイッチ
- ・最大給水制限スイッチ
- ・棒状燃料貯蔵設備Ⅱ
- ・プロセス計装（ダンプ槽放射線量率計）

2) プロセス計装調達

以下に示すプロセス計装について製作又は購入し、設工認認可後に行う検査の準備を整えた。

- ・サーボ型水位計
- ・サーボ型水位計中継箱

3) 安全板装置盤類調達

以下に示す盤類について製作し、設工認認可後に行う検査の準備を整えた。

- ・安全板駆動装置中継箱
- ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤

4) 溶接検査受検準備

以下に示す機器の溶接箇所について、原子炉等規制法に定める溶接検査を受検するため、申請書等を準備した。

- ・ダンプ槽
- ・給排水系

5) 許認可進捗対応

平成 29 年度より継続している設工認の審査コメントに対応し、以下の機器に係る申請書用構造図及び添付計算書を見直し、規制要求に対応する改訂を行った。

- ・給排水系配管
- ・未臨界板
- ・その他中性子源等

6) 整備工程表の見直し

許認可期間の長期化を反映し、平成 26 年度事業で作成し、平成 27、28、29 年度事業で見直した更新計画を改定した。

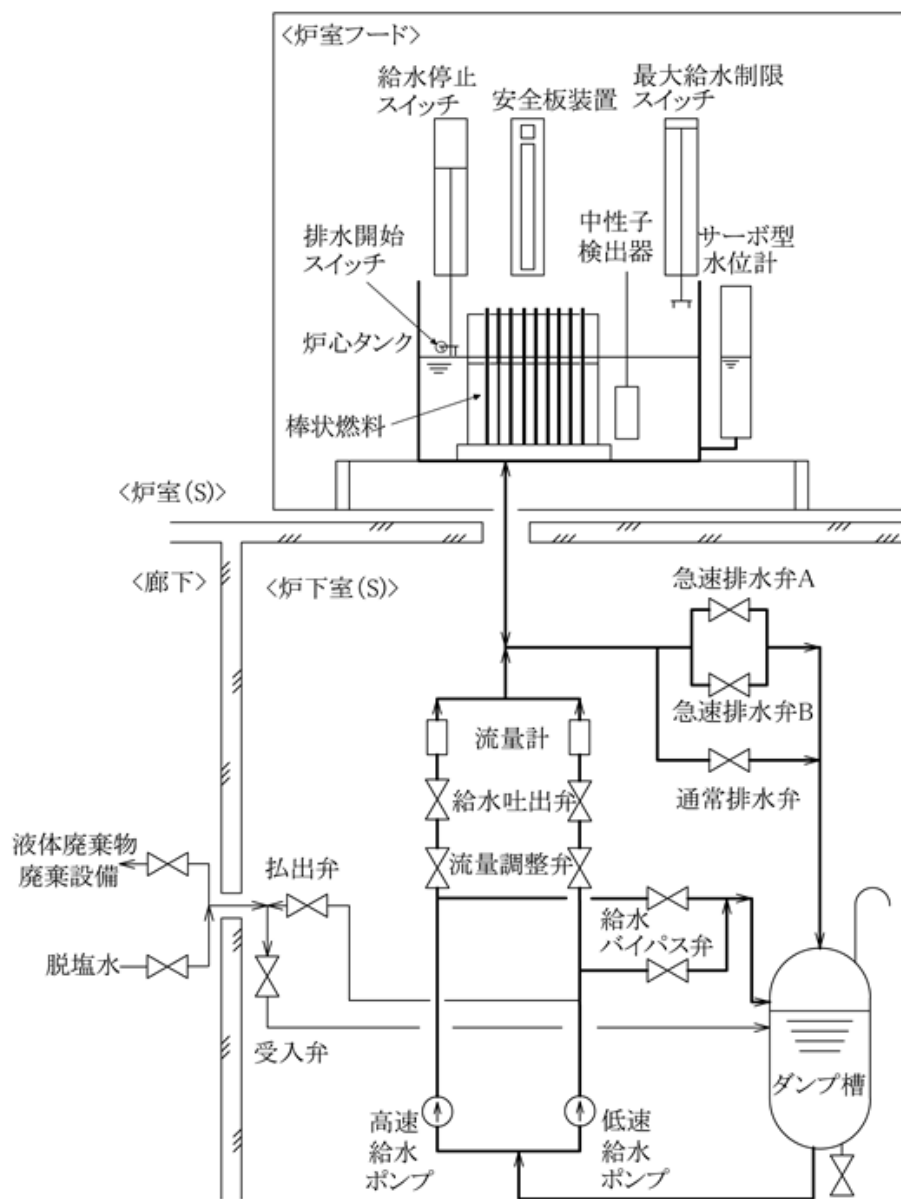


図 6.2.1-1 STACY 更新炉の概略系統

表 6.2.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (1/2)

原子炉本体	
燃料体	<ul style="list-style-type: none"> ○ ウラン棒状燃料 (既存) ○ ウラン棒状燃料 (新規)
原子炉容器	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心タンク ○ 内部構造物
その他主要な事項	<ul style="list-style-type: none"> △ 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> △ 原子炉停止回路 STACY主電源盤
制御設備	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 制御室 △ インターロック (反応度制御回路) △ 警報回路

表 6.2.1-1 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

6.2.2 成果報告

(1) 主要機器の一部部品の購入

① 実施内容

設工認取得前に実施できる作業として、以下に示す部品等の調達（購入又は製作）を実施した。

1) 安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品の購入

安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品として、表 6.2.2-1 に示す部品を購入した。部品受け入れに当たっては員数検査を行い、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。調達した部品の一部を図 6.2.2-1(1)及び(2)に示す。

2) 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品の購入

給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチ製作に必要な部品として、表 6.2.2-2 に示す部品を購入した。部品受け入れに当たっては員数検査を行い、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。調達した部品の一部を図 6.2.2-2 に示す。

3) プロセス計装に必要な部品の購入

プロセス計装に必要な部品として、表 6.2.2-3 に示す部品を購入した。受け入れに当たっては員数検査を行い、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。

② 実施結果

1) 安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品の購入

安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品として、表 6.2.2-1 に示す部品を購入した。受け入れに当たっては員数検査を行い、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。調達した部品を図 6.2.2-1 に示す。

i) 確認場所

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

ii) 確認日

令和 2 年 3 月 23 日 (月)

iii) 確認結果

合格

2) 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品の購入

給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチの製作に必要な部品として、表 6.2.2-2 に示す部品を購入した。部品受け入れに当たっては以下の条件で、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。納入された主要部品であるボールねじの写真を図 6.2.2-2 に示す。

i) 確認場所

(株)スギノマシン 早月事業所
富山県滑川市栗山 2880

ii) 確認日

令和 2 年 3 月 18 日 (水)

iii) 確認結果

合格

3) プロセス計装に必要な部品の購入

プロセス計装の製作のために必要な部品として、表 6.2.2-3 に示す放射線検出器一式を調達した。調達に当たっては員数検査を行い、員数、仕様等が適切であることを確認した。調達した部材のうち NaI シンチレーション検出器を図 6.2.2-3 に示す。

i) 確認場所

富士電機(株)東京工場
東京都日野市富士町 1 番地

ii) 確認日

令和2年3月23日(月)

iii) 確認結果

合格

(2) プロセス計装調達

① 実施内容

設工認取得前に実施できる作業として、以下に示すプロセス計装の製作又は購入並びに工場検査を行った。それぞれの検査の概要を表 6.2.2-4 に示す。

1) 検査実施場所

- ・サーボ型水位計

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

- ・サーボ型水位計中継箱

(株)テクノミックスメンテ広瀬工場

静岡県静岡市清水区広瀬 51-1

2) 検査実施内容

名称	試験・検査												
	材料検査	溶接検査 †	外観検査	寸法検査	耐圧漏えい検査	配線検査	絶縁抵抗試験	耐電圧試験	シ―ケンス試験	ル―プ試験	単体性能試験	塗装検査	購入品検査
サーボ型水位計	○	○	◎	◎	○	—	○	○	—	—	—	—	○
サーボ型水位計中継箱	—	—	◎	◎	—	◎	◎	○	◎	◎	◎	○	—

◎：全数メーカー立会検査、○：記録確認検査

† 溶接作業中検査及び非破壊試験 (PT)

② 実施結果

工場検査の実施結果を以下に示す。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。

名称	試験・検査結果（実施日*及び結果）												
	材料検査	溶接検査†	外観検査	寸法検査	耐圧漏えい検査	配線検査	絶縁抵抗試験	耐電圧試験	シ―ケンス試験	ループ試験	単体性能試験	塗装検査	購入品検査
サーボ型水位計	3/23 良	3/23 良	3/23 良	3/23 良	3/23 良	—	3/23 良	3/23 良	—	—	—	—	3/23 良
サーボ型水位計中継箱	—	—	3/17 良	3/17 良	—	3/17 良	3/17 良	3/17 良	3/17 良	3/17 良	3/17 良	3/17 良	—

※日付はいずれも令和2年の原子力機構の確認日

†溶接作業中検査及び非破壊試験（PT）

(3) 安全板装置盤類調達

① 実施内容

設工認取得前に実施できる作業として、以下に示す安全板装置の操作に必要な盤類の製作及び工場検査を行った。それぞれの検査の概要を表 6.2.2-4 に示す。

1) 検査実施場所

(株)テクノミックスメンテ 広瀬工場
静岡県静岡市清水区広瀬 51-1

2) 検査実施内容

名称	試験・検査									
	材料検査	外觀検査	寸法検査	塗装検査	配線検査	絶縁抵抗試験	耐電圧試験	シ―ケンス検査	ループ試験	単体性能試験
安全板駆動装置中継箱 A	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置中継箱 B	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置中継箱 C	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置中継箱 D	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置中継箱 EF	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置中継箱 GH	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎
安全板駆動装置支持架台移動用操作盤	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎

◎：全数メーカー立会検査、○：記録確認検査

② 実施結果

工場検査の実施結果を下表に示す。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。

名称	試験結果（実施日*及び結果）									
	材料検査	外觀検査	寸法検査	塗装検査	配線検査	絶縁抵抗試験	耐電圧試験	シークェンス検査	ループ試験	単体性能試験
安全板駆動装置 中継箱 A	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 中継箱 B	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 中継箱 C	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 中継箱 D	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 中継箱 EF	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 中継箱 GH	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良
安全板駆動装置 支持架台移動用 操作盤	—	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	8/29 良	—	8/29 良

※日付はいずれも令和元年の原子力機構の記録確認日

(4) 溶接検査受検準備

① 実施内容

STACY 更新炉の機器のうち、原子炉本体の容器である炉心タンク及び炉心タンクに接続する給排水系配管（第一止め弁まで）は原子炉等規制法に基づいて行われる溶接検査を受けて製作する必要がある。平成 30 年度事業では製作に備え、溶接検査申請のための準備を行った。

② 実施結果

1) 炉心タンクの溶接検査対応

炉心タンクの溶接は富士電機株式会社川崎工場（神奈川県川崎市川崎区田辺新田 1-1）において実施する計画である。当該工場は溶接施工法及び溶接士に係る認可を取得済みであり、平成 30 年度事業では溶接検査申請書のドラフト版を作成し、溶接検査受検の準備を整えた。炉心タンクの主要溶接箇所を図 6.2.2-4 に示す。

2) 給排水系配管の溶接検査対応

給排水系配管は主に木村化工機株式会社尼崎工場（兵庫県尼崎市杭瀬寺島 2-1-2）にて製作する計画である。当該工場は溶接施工法に係る認可を取得済である。平成 30 年度事業では溶接士の認可と溶接検査受検の準備を整えた。給排水系配管の主要溶接箇所を図 6.2.2-5 に示す。

(4) 許認可進捗対応

① 実施内容

設工認安全審査中にコメント対応のために変更が必要となった設計内容について、これまで実施した詳細設計の適合性を確認し、必要に応じて設計仕様、設計図面の見直し及びその妥当性確認として耐圧強度計算及び耐震強度計算等を実施した。また、設計見直しの内容を構造図、配置図、系統図に反映又は新たに作成した。図面、計算書等について、コメント内容を反映した改訂を行った。

主な実施内容を以下に示す。

1) 給排水系配管の構造図の新規作成

STACY 更新炉の給排水系配管（安全上の重要度分類クラス 3 及び耐震クラス C）について、新規制基準対応のため、鳥瞰図及び配管サポート構造図を新規作成し、設工認補正申請を行った。

2) 未臨界板の構造図の新規作成

STACY 更新炉の未臨界板は設計基準を超えた津波に対応するための BDBA 機器であるため当初は設工認対象外としていたが、新規制基準対応に含めることとされたため、構造図を新規作成し、設工認補正申請を行った。

3) その他の機器の申請図の詳細化対応

新規制基準対応として、既設の起動用中性子源等についても詳細な情報を含めることとされたため申請図面を新たに作成し、設工認補正申請を行った。

② 実施結果

1) 給排水系配管の構造図の新規作成

新規作成した給排水系配管の図を図 6.2.2-6(1)~(10)及び図 6.2.2-7(1)~(37)に示す。

2) 未臨界板の構造図の新規作成

新規作成した未臨界板の構造図を図 6.2.2-8(1)~(2)に示す。

3) その他の機器の申請図の詳細化対応

構造図を詳細化した主要な機器のうち、起動用中性子源の申請用図面を図 6.2.2-9 に示す。

(5) 整備工程表の見直し

① 実施内容

平成 26 年度事業の検討で、STACY 更新炉の整備に必要な主要作業の内容と所要期間を整理し、各作業内容と作業エリア等の条件から生じる前後関係、相互依存関係を考慮して合理的な実施順序を定め、クリティカルパスを明確にした整備工程表を作成した。その後、設置変更許可申請の審査に予定より大幅な長期間を要したことに伴い、整備工事の着手時期の変更が必要となり、平成 27、28、29 年度事業の検討で、整備工程表の見直しを実施した。

その検討では、平成 29 年 8 月に申請した設工認の安全審査を経て、平成 31 年度の初めに改造工事、新設機器の製作に着手する工程計画とした。しかし、設工認の安全審査が想定を超えて長期間を要したため、さらに整備工事の着手時期の変更が必要となり、整備工程表の見直しを再度実施した。

② 実施結果

平成 26 年度事業で検討した主要作業の所要期間と実施順序により作成し、平成 27 年、28、29 年度事業で見直した STACY 更新炉の整備工程計画に基づいて、STACY 更新炉の整備工程表を再度見直した結果を表 6.2.2-5 に示す。

6.2.3 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ているため、平成 30 年度事業は、平成 30 年及び平成 31 年（令和元年）の 2 ヶ年にわたり、設工認取得前に実施できる内容として主要機器の部品購入及びプロセス計装の製作又は購入を実施したほか、設工認安全審査中に受けた審査コメントを反映するための設計図書（構造図等）の改訂を行った。また、平成 29 年度事業で見直した工事計画に審査期間の長期化を反映し、再度当該計画の見直しを行った。

主な成果は以下のとおりである。

(1) 部品購入

STACY 更新炉で使用する一部機器（安全板装置、給水停止スイッチ、最大給水制限スイッチ、棒状燃料貯蔵設備Ⅱ、プロセス計装のうちダンプ槽放射線量率計）について、設工認範囲外の部品を調達し、員数、型式、仕様等が適切であることを確認した。

(2) プロセス計装調達

STACY 更新炉で使用するプロセス計装（サーボ型水位計）について、一部部品の製作を行い、設工認認可後に行う検査の準備を整えた。

(3) 安全板装置盤類調達

以下に示す盤類を製作し、設工認認可後に行う検査の準備を整えた。

- ・安全板駆動装置中継箱
- ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤

(4) 溶接検査受検準備

原子炉等規制法に基づく溶接検査を受けて製作する炉心タンク及び給排水系について、溶接検査の受検準備を整えた。

(5) 許認可進捗対応

STACY 更新炉の設計図書について、設工認の安全審査において受けたコメントを反映し、以下の機器について設計図書の作成・改訂を行った。

- ・給排水系配管
- ・未臨界板
- ・その他中性子源等

(6) 整備工程表の見直し

平成 26 年度事業で作成し、平成 27、28、29 年度事業で見直した STACY 更新炉の整備工程表について、再度見直しを行った。

表 6.2.2-1 安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品

No.	品名	仕様	員数
1	ボールねじ	THK SBK5050	1 式
2	LM ガイド	THK HSR65HB	1 式
3	中性子吸収材 (Cd)	JISH2113 地金 1 種相当 (板材)	1 式
4	中性子吸収材 (B ₄ C)	B ₄ C 含有ゴム (板材)	1 式

表 6.2.2-2 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品

No.	品名	仕様	員数
1	ボールねじ	DIK2810-F-4RRG0+2200LC5F(B)	2
2	LM ガイド	SHS15V1ZZF+2060LTF-II	4
3	減速機	HPG-14A15-F0ADK	2

表 6.2.2-3 プロセス計装に必要な部品

No.	品名	仕様	員数
1	ダンプ槽用 NaI	NaI シンチレーション検出器 プリアンプ 鉛シールド	1 式

表 6.2.2-4 工場製作段階の検査概要 (1/5)

No.	検査項目	検査概要	備 考
1	材料検査	<p>機器構造図、詳細図に材料証明要求の記載がある材料について、記載とおりの材料であることを材料メーカーの発行する材料検査成績書（ミルシート）により、当該 JIS 規格を満足していることを確認する。</p> <p>ただし、JIS 規格に適合しない材料（カドミウム、B4C 含有材等）は、メーカー発行の品質管理部門等が確認（サイン、社印等）した材料証明書等で確認を行うものとする。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計
2	法定溶接検査	<p>法定溶接検査対象の容器、配管（炉心タンク等）の溶接部については、溶接の方法の認可を取得するとともに、溶接に係る試験検査を原子力規制庁に申請し、受検して合格証等を含めた申請書、報告書等のコピーをメーカーから JAEA に提出する。なお、溶接は、原子力規制庁から認可された溶接士が行う。</p>	平成 30 年度事業では該当なし
3	溶接作業中検査	<p>溶接の作業要領(主に溶接方法、使用溶接棒、姿勢、シールドガスの種類、開先確認及び仕上がり外観)が製作要領書（溶接施行要領書）に記載の内容に従い実施されていることを確認する。また、実施した溶接士が、JIS 等の公的機関の有する溶接士であることを確認する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計
4	非破壊検査 (PT)	<p>耐圧部及び耐震上の強度を必要とする溶接部について、液体浸透探傷検査(JIS Z 2343)を実施し、溶接部の健全性を確認する。なお、対象箇所については、工場検査要領書に溶接線図を添付して明示する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計

表 6.2.2-4 工場製作段階の検査概要 (2/5)

No.	検査項目	検査概要	備考
5	外観検査	<p>以下の項目について、目視又は触手にて確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器又は盤の構造が機器構造図、詳細図又は盤外形図の記載とおりであること。 ・ 機器又は盤の外表面に使用上有害な欠陥(スリキズ、当てキズ、カエリ等)、汚れ及び異常な変形のないこと。 ・ 溶接部の割れ、アンダーカット、スパッタ等有害な欠陥のないこと。 ・ 角部に使用上の有害な鋭利な角部がないこと。 ・ 装置内又は盤内配線については、ねじれ等が無く結束されていること。 ・ 主要構成機器又は盤内機器について、機器構造図、詳細図又は盤外形図に記載の員数及び配置に相違無いこと。 ・ 取付けボルト、基礎ボルトの呼び径及び員数が機器構造図、詳細図の記載とおりであること。 ・ 銘板取付け位置及び銘板に記載された内容（字体、大きさ、レイアウト、線の太さ等）が銘板図又は盤外形図の記載とおりであること。また、銘板の表面に傷、汚れ等がないこと。 	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サーボ型水位計 ・ サーボ型水位計中継箱 ・ 安全板駆動装置中継箱 ・ 安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
6	寸法検査	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機器又は盤について、機器構造図、詳細図又は盤外形図に記載の主要寸法及びボルトピッチを鋼製巻尺、ノギス等の測定箇所に適した測定器具を用いて測定を行い、許容値以内であることを確認する。 	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サーボ型水位計 ・ サーボ型水位計中継箱 ・ 安全板駆動装置中継箱 ・ 安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
7	未臨界寸法検査	<p>機器構造図、詳細図記載の未臨界寸法について、鋼製巻尺、ノギス等の測定箇所に適した測定器具を用いて測定を行い、未臨界寸法以上であることを確認する。</p>	<p>平成 30 年度事業では該当なし</p>

表 6.2.2-4 工場製作段階の検査概要 (3/5)

No.	検査項目	検査概要	備考
8	耐圧漏えい検査	<p>容器、配管について、設計圧力又は最高使用圧力の1.5倍の水圧（水圧での実施が困難場合は、設計圧力又は最高使用圧力の1.25倍の気圧）にて所定時間保持後、容器、配管からの漏れ、異常な変形等が無いことを確認する。</p> <p>なお、開放容器については、満水試験とし、水張り水位は上部フランジの50mm下方までとする。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計
9	配線検査	<p>以下の項目について目視にて確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・盤外形図に基づき、圧着端子等の端末処理状態が適切に処置されていること。 ・盤外形図に基づき、配線色別が適切であること。 ・展開接続図に基づき、端子番号、線番号が適切に接続されていること。 ・所定の端子間で導通があること。 	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
10	絶縁抵抗試験	<p>外線端子ーアース間の絶縁抵抗を絶縁抵抗計にて規定電圧を印加し、耐電圧検査前・後で所定の絶縁抵抗値以上であることを確認する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計 ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
11	耐電圧試験	<p>外線端子ーアース間に規定電圧を1分間印加し、絶縁破壊及び異臭のないことを確認する。また、耐電圧検査前・後の絶縁抵抗を規定電圧にて測定し、絶縁抵抗の著しい低下が無いことを確認する。</p>	<p>以下の機器について実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計 ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤

表 6.2.2-4 工場製作段階の検査概要 (4/5)

No.	検査項目	検査概要	備考
12	単体性能試験	機器設計図書で要求されている性能（速度、インターロック等）が、個別装置、機器として満足していることを、模擬入力又は実運転により確認する。（検査用の仮盤を使用する）	以下の機器について実施 <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
13	ループ試験	計装回路について、計測側より模擬信号又は実信号を入力して盤側の計測値の表示から計装ループの組合せ性能を確認する。	以下の機器について実施 <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計中継箱
14	シーケンス試験（インターロック、警報試験含む）	模擬信号又は実信号を入力して、インターロックがインターロックロジック図とおりに作動すること、所定の条件で警報が発報することを確認する。	以下の機器について実施 <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
15	塗装検査	以下の項目について目視にて確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・塗装外面について、たれ、塗りむら・色むら、はがれ、キズ、剥離、汚れ等有害な欠陥が無いこと。 ・外表面の塗装色が、所定の塗装色であること。 	以下の機器について実施 <ul style="list-style-type: none"> ・サーボ型水位計中継箱 ・安全板駆動装置中継箱 ・安全板駆動装置支持架台移動用操作盤
16	購入品検査	機器構造図、詳細図記載の購入品（センサー、モータ、駆動装置等）について、員数、型式、仕様等が記載とおりであることを確認する。	平成 30 年度事業購入品について実施

表 6.2.2-4 工場製作段階の検査概要 (5/5)

No.	検査項目	検査概要	備 考
17	洗浄・内部点検	<p>機器の洗浄作業完了後、外面、内面を目視にて、清浄度の確認を行い、ごみ、ほこり、錆び等の有害な異物及び汚れがないことを確認する。</p>	平成 30 年度事業では該当なし
18	出荷検査	<p>出荷前に以下の項目を目視にて確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・出荷案内、サプライリスト等のおおりの員数であること。 ・梱包状態に損傷、歪み等の異常のないこと。 ・梱包要領書（梱包要領書がある場合）とおおりの梱包であること。 ・トラック等の荷姿状態に、壊れ、歪み、固縛の異常等がないこと。 	平成 30 年度事業では該当なし

表 6.2.2-5 STACY 更新炉の整備工程表

	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	令和1年度	令和2年度	令和3年度
I. 許認可*1							
(1) 設置変更許可	[Bar chart showing approval period]						
(2) 設工認	[Bar chart showing construction recognition period]						
① 解体撤去 (第1回)	[Bar chart]						
② 棒状燃料収納容器・架台	[Bar chart]						
③ 炉本体 (第2回) (フード改造、可動装置物駆動装置)	[Bar chart]						
④ 炉本体 (第3回) (炉心、制御設備、安全板)	[Bar chart]						
⑤ 炉本体 (第4回) (治具、既設燃料貯蔵設備改造)	[Bar chart]						
⑥ 燃料棒	[Bar chart]						
II. 既存設備の改造工事							
(1) 改造設工認/改造設計	[Bar chart]						
(2) 既設備改造工事	[Bar chart]						
① 炉室(S) 炉室フード改造	[Bar chart]						
② 炉室(S) 試験装置架台改造	契約	[Bar chart]					
③ 制御室盤/現場盤改造	[Bar chart]						
III. STACY更新炉の製作・据付							
(1) 新設設工認/製作設計	[Bar chart]						
(2) 主要機器材料手配/工場製作	[Bar chart]						
① 炉心タンク、格子板 (原子炉本体)	[Bar chart]						
② 安全板装置、ダンブ槽 (制御設備)	[Bar chart]						
③ 水位計測装置 (主要計装)	[Bar chart]						
④ 燃料棒収納容器 (燃料貯蔵設備)	[Bar chart]						
(3) 主要購入品手配	[Bar chart]						
① ポンプ、弁等 (給排水系設備)	[Bar chart]						
② 電気ヒータ/保温/制御盤	[Bar chart]						
(4) 新設機器据付工事	[Bar chart]						
① 燃料棒収納容器架台据付 (炉室(S))	[Bar chart]						
② 炉心タンク、安全板等据付 (炉室(S))	[Bar chart]						
③ 給排水系機器・配管据付 (主に炉下室(S))	[Bar chart]						
④ 電気・計装工事	[Bar chart]						
(5) 運転・調整	[Bar chart]						
							初臨界 ▲
* 1: 許認可工程の「設置変更許可時期」「設工認申請・認可時期及び分割申請」については想定である。							



図 6.2.2-1(1) 安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品（カドミウム板）



図 6.2.2-1(2) 安全板装置及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作に必要な部品（B₄C 含有ゴム）



図 6.2.2-2 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品 (ボールねじ)

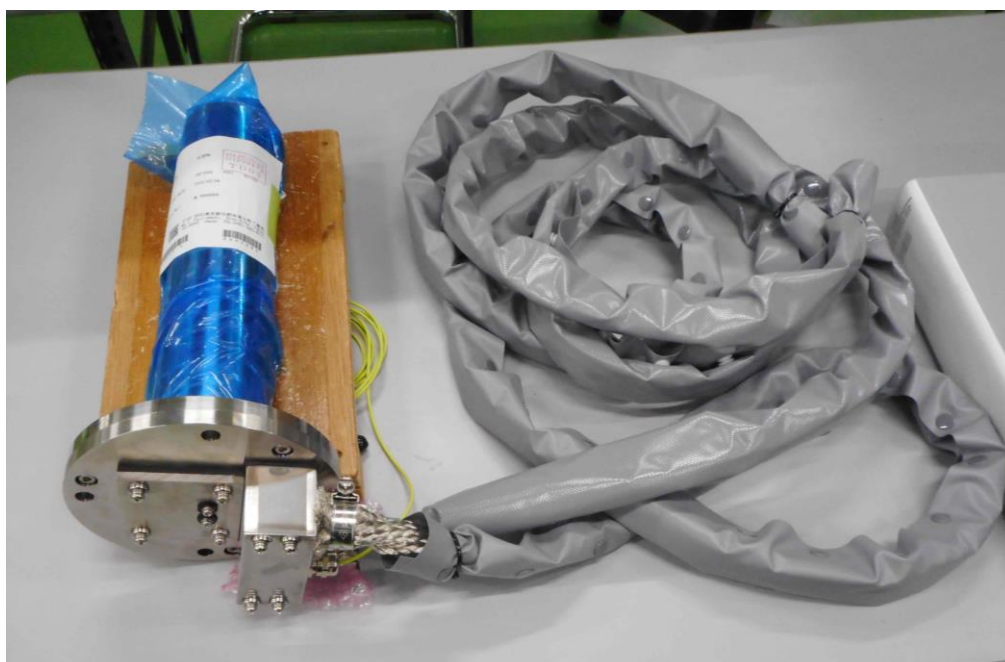
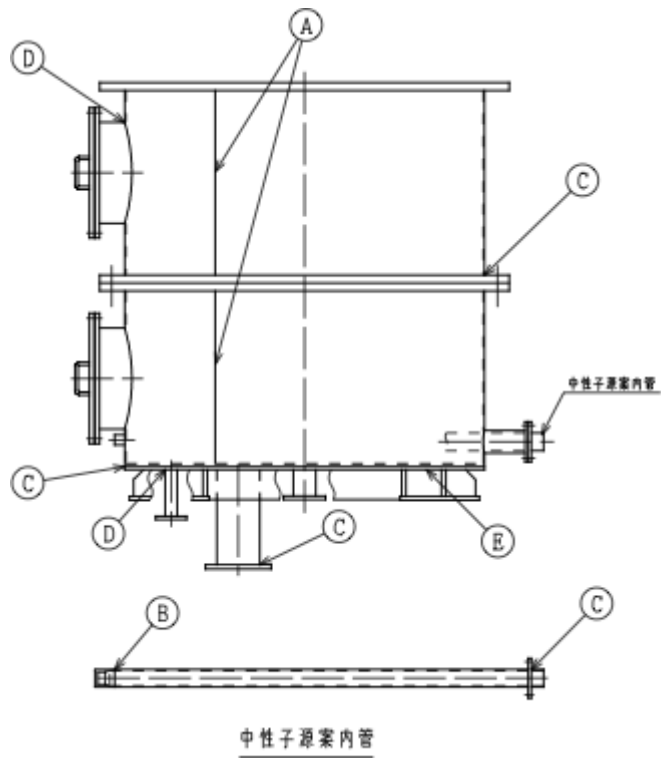


図 6.2.2-3 プロセス計装に必要な部品
(ダンプ槽放射線量率計のうち NaI シンチレーション検出器)



溶接箇所	継手の種類	試験研究の用に供する原子炉等の溶接の方法の認可について（通知） 担当番号
Ⓐ	第1種	二 ii
Ⓑ	第2種	二 ii
Ⓒ	第3種	二 ii (iv)
Ⓓ	第4種	二 ii (v)
Ⓔ	—	二 ii (ix)

図 6.2.2-4 炉心タンクの主要溶接箇所

接続箇所	継手の種類	試験研究の用に供する継手等の接続の方法の型番(以下に「(通称)」当量番号)
(A)	第二種	ト 又は ト
(B)	第三種	ト vt

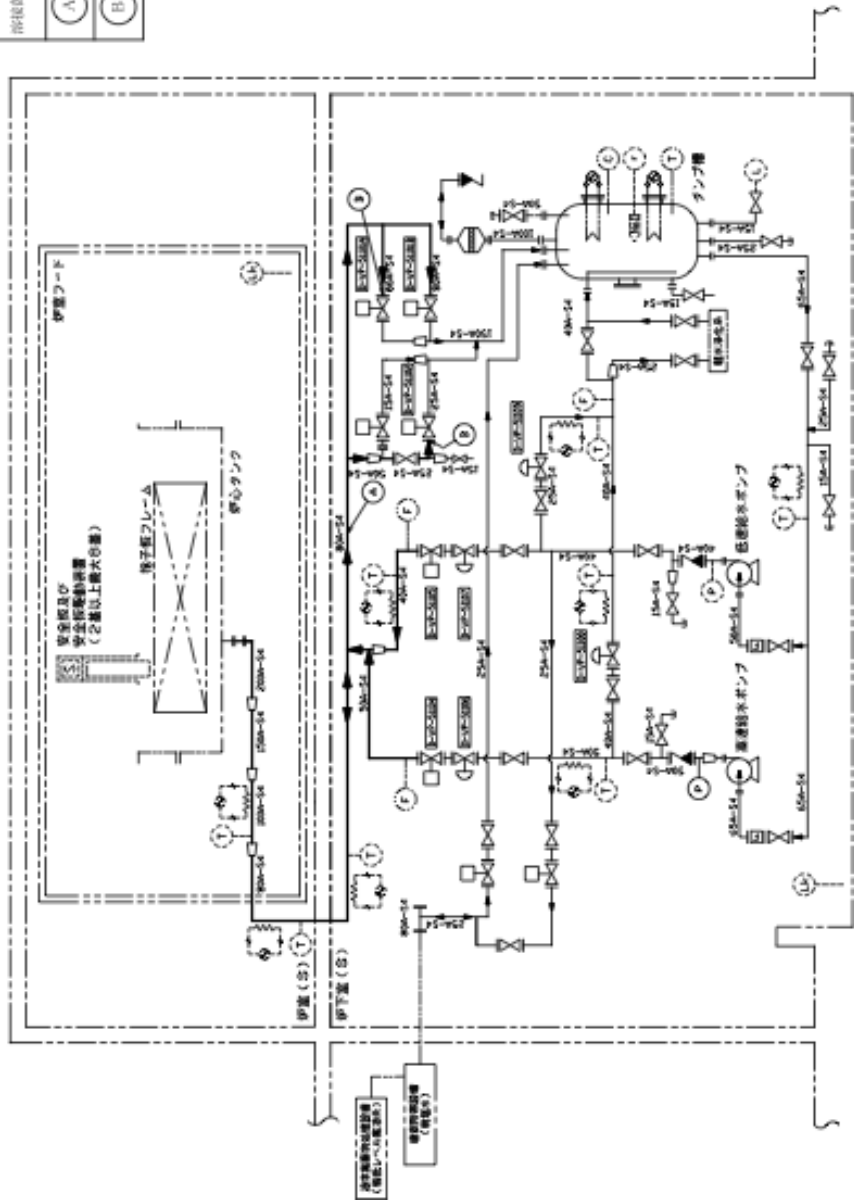


図 6.2.2-5 給排水系の主要溶接箇所

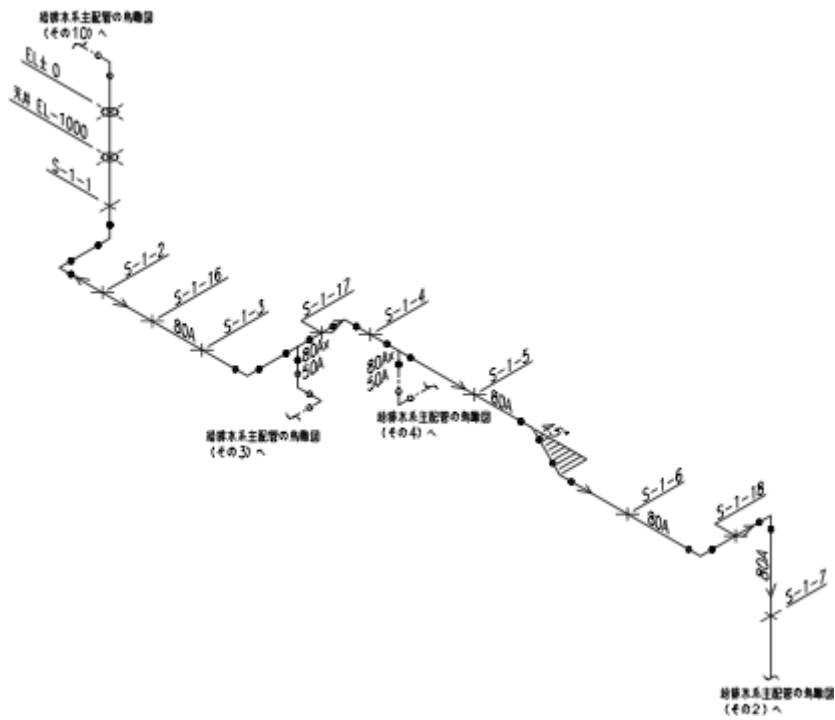


図 6.2.2-6(1) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(1/10)

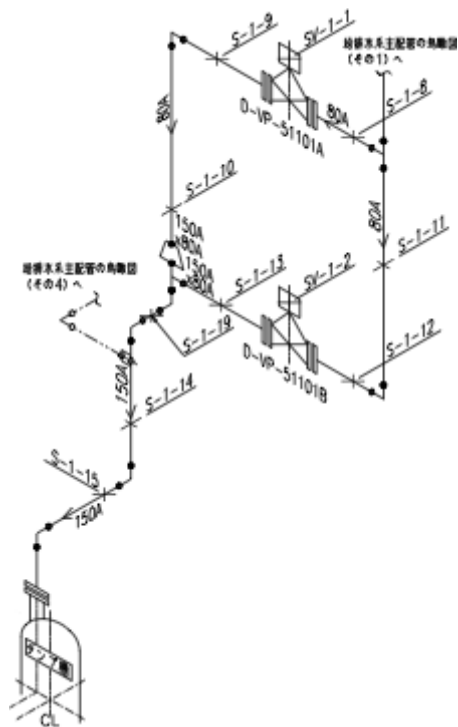


図 6.2.2-6(2) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(2/10)

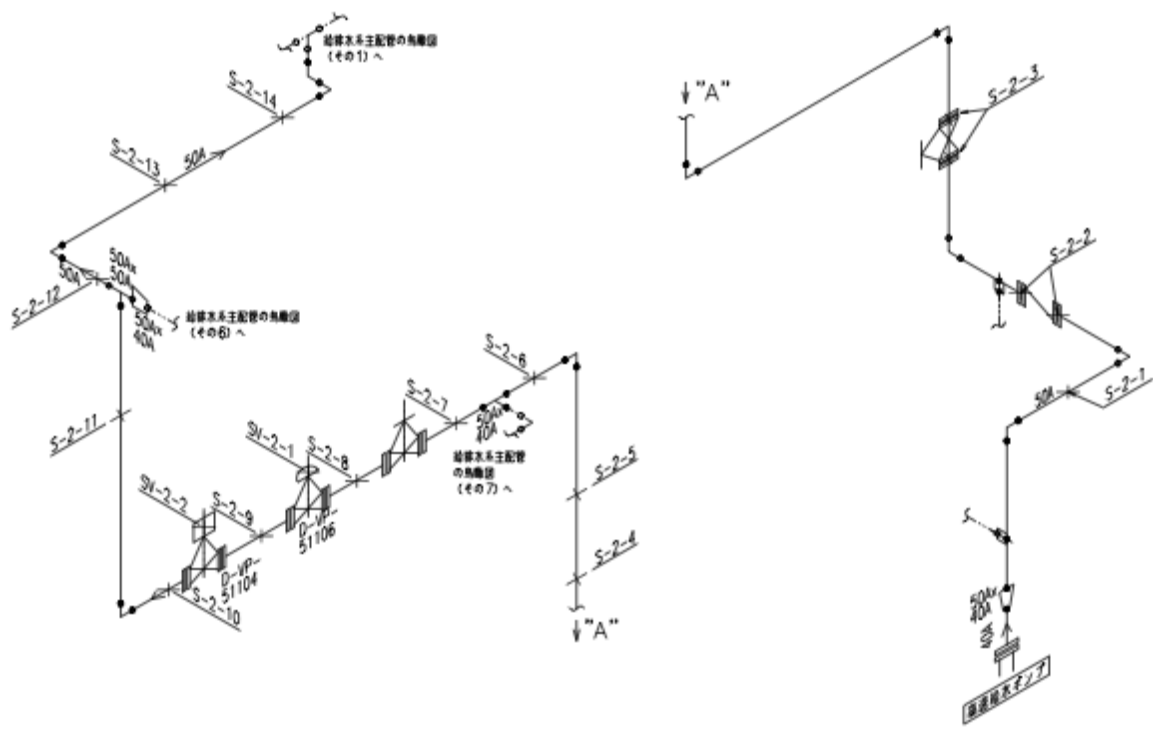


図 6.2.2-6(3) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(3/10)

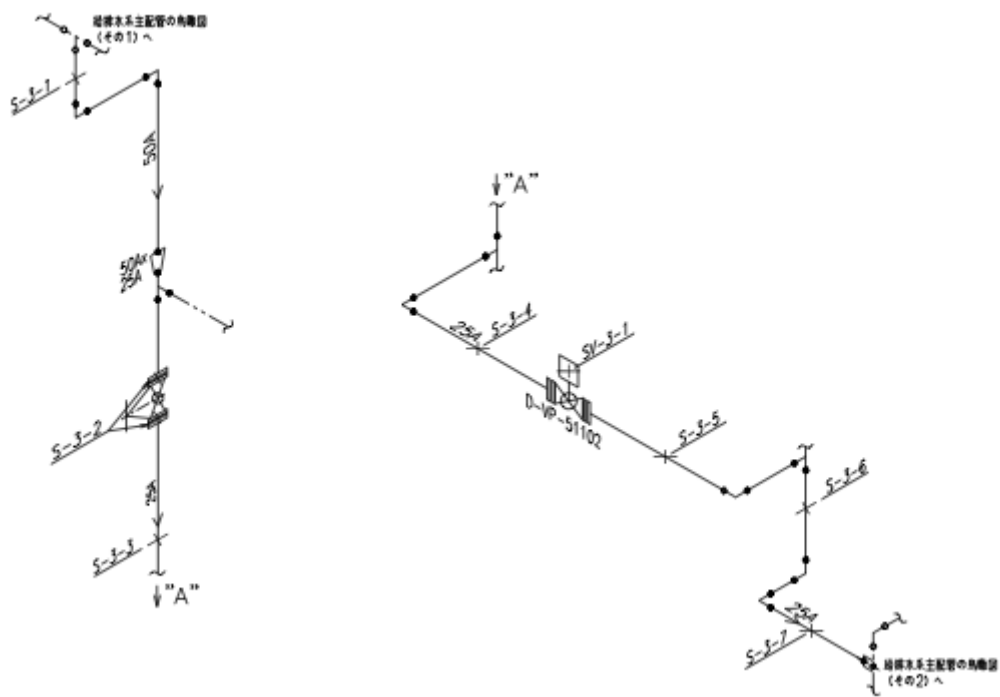


図 6.2.2-6(4) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(4/10)

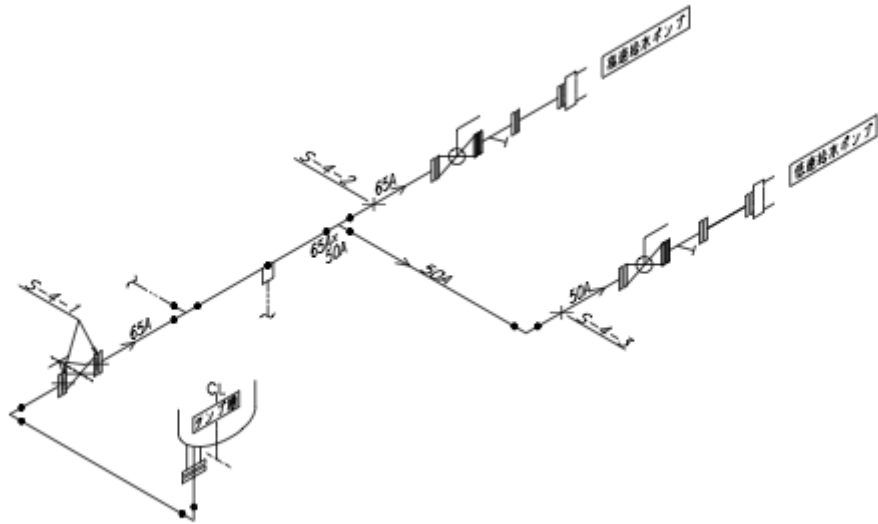


図 6.2.2-6(5) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(5/10)

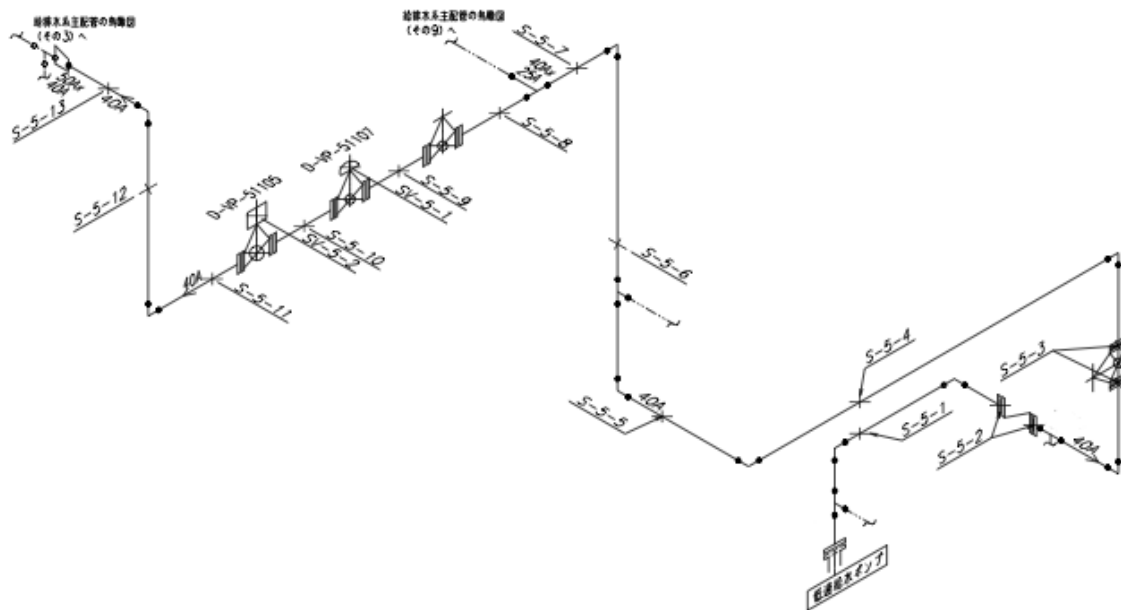


図 6.2.2-6(6) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(6/10)

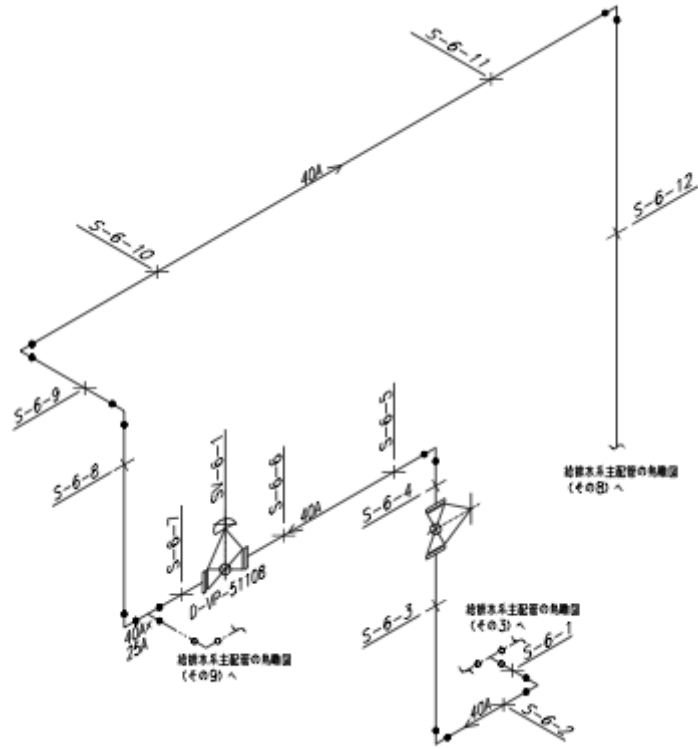


図 6.2.2-6(7) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(7/10)

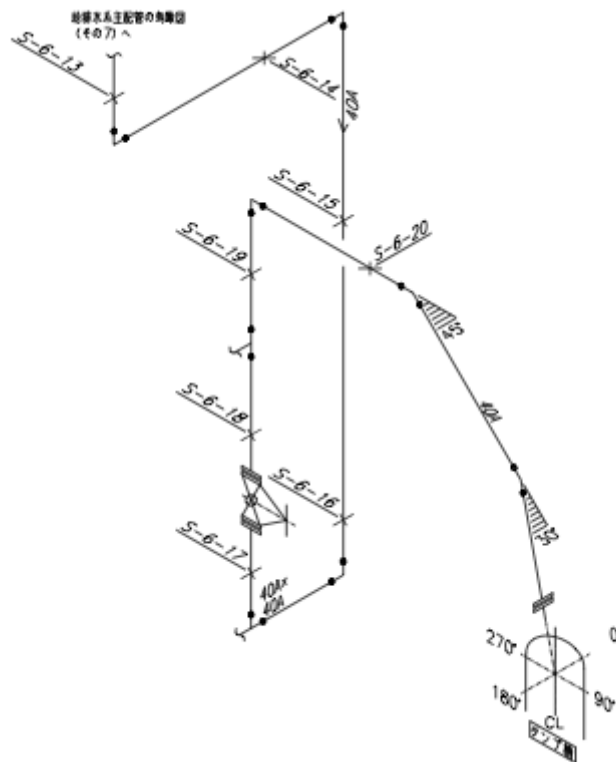


図 6.2.2-6(8) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(8/10)

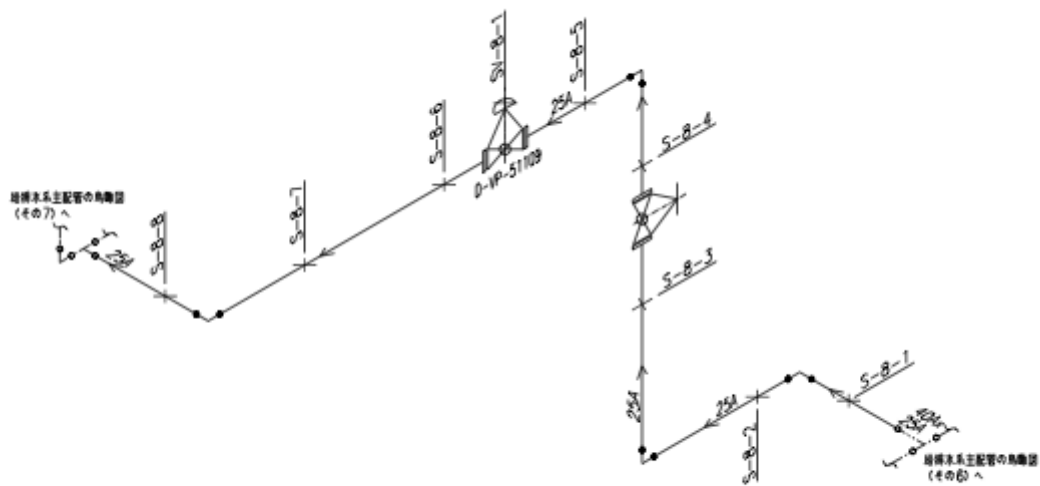


図 6.2.2-6(9) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(9/10)

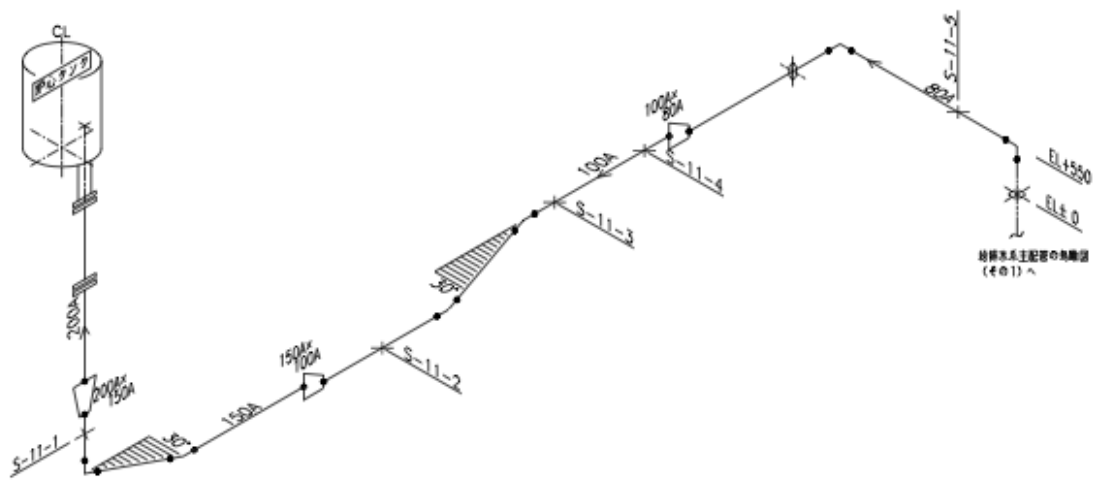


図 6.2.2-6(10) 給排水系の構造図（鳥瞰図）(10/10)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260×260×t16
2	支柱	STKR400	1	100×100×4.5
3	サポート	SS400	1	C100×50×5×7.5

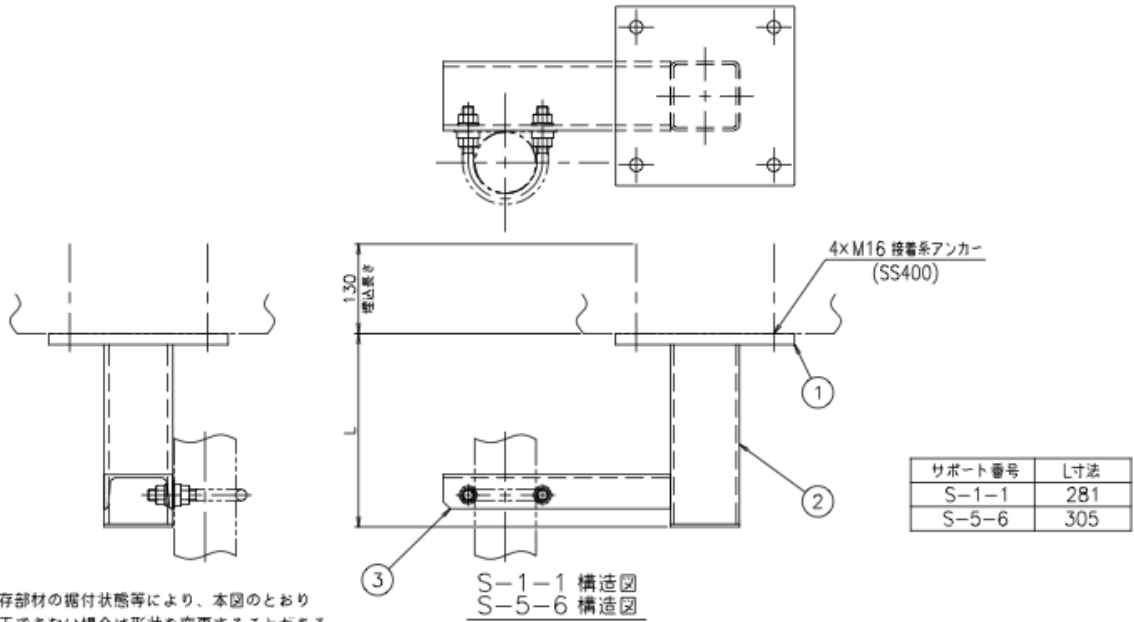


図 6.2.2-7(1) 給排水系の構造図 (サポート) (1/37)

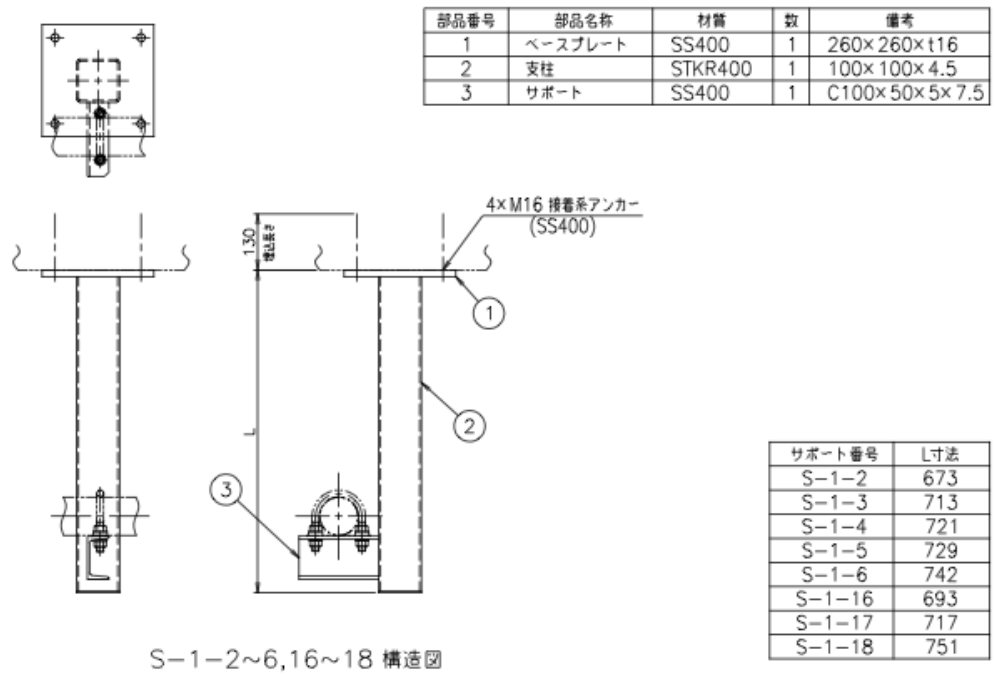
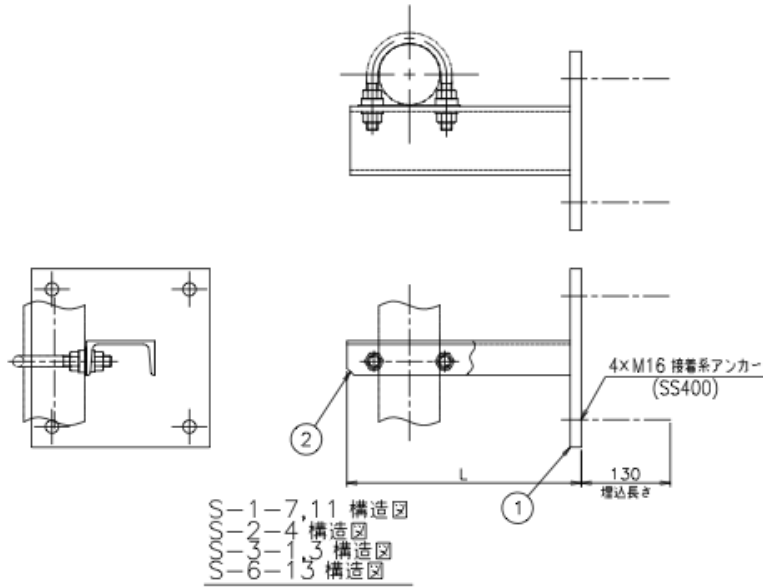


図 6.2.2-7(2) 給排水系の構造図 (サポート) (2/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5

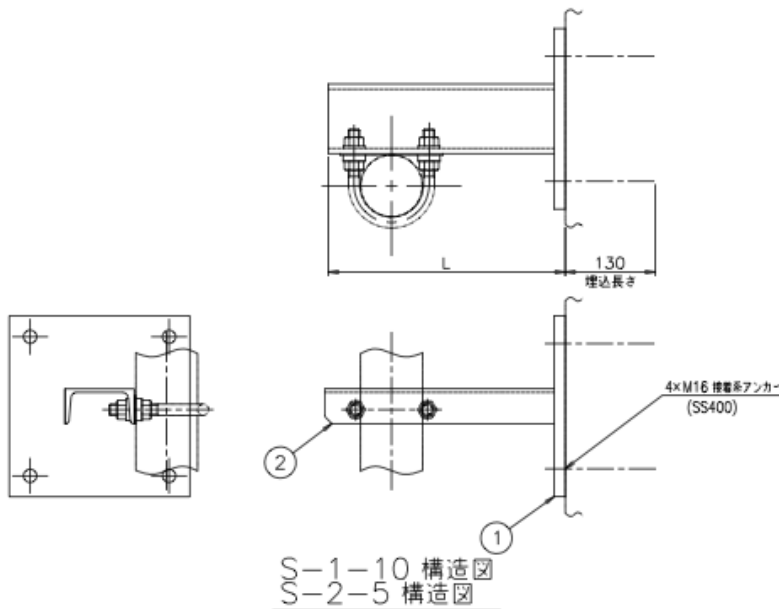


サポート番号	L寸法
S-1-7	341
S-1-11	341
S-2-4	512
S-3-1	612
S-3-3	296
S-6-13	210

注記：既存部材の掘付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(3) 給排水系の構造図 (サポート) (3/37)

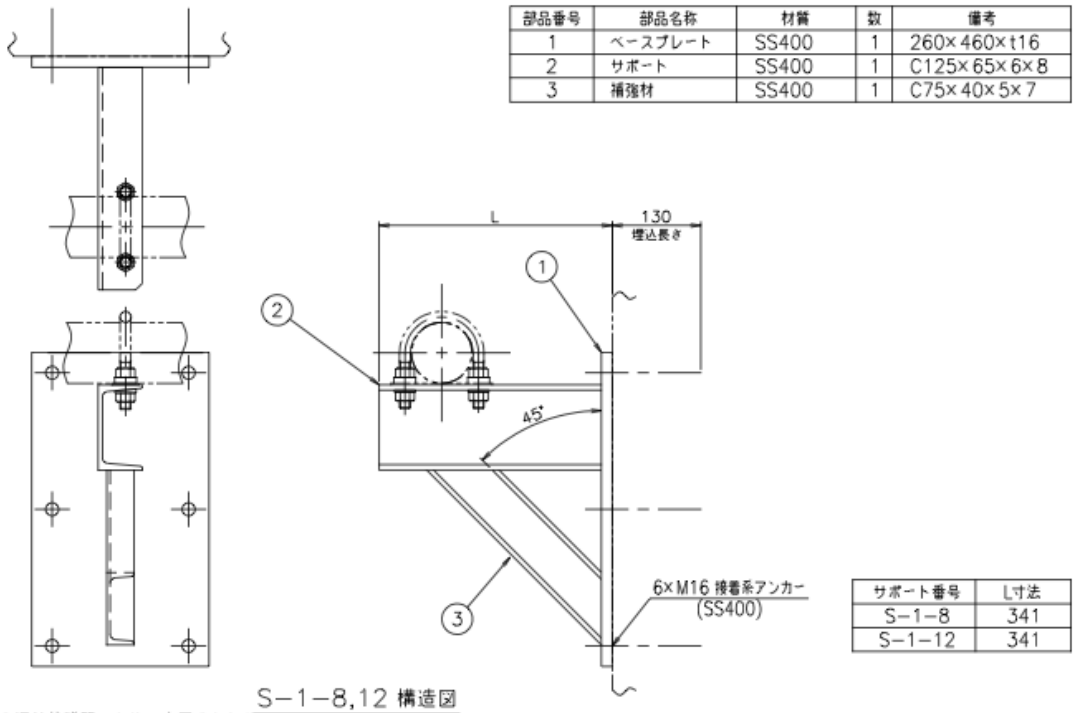
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5



サポート番号	L寸法
S-1-10	341
S-2-5	512

注記：既存部材の掘付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

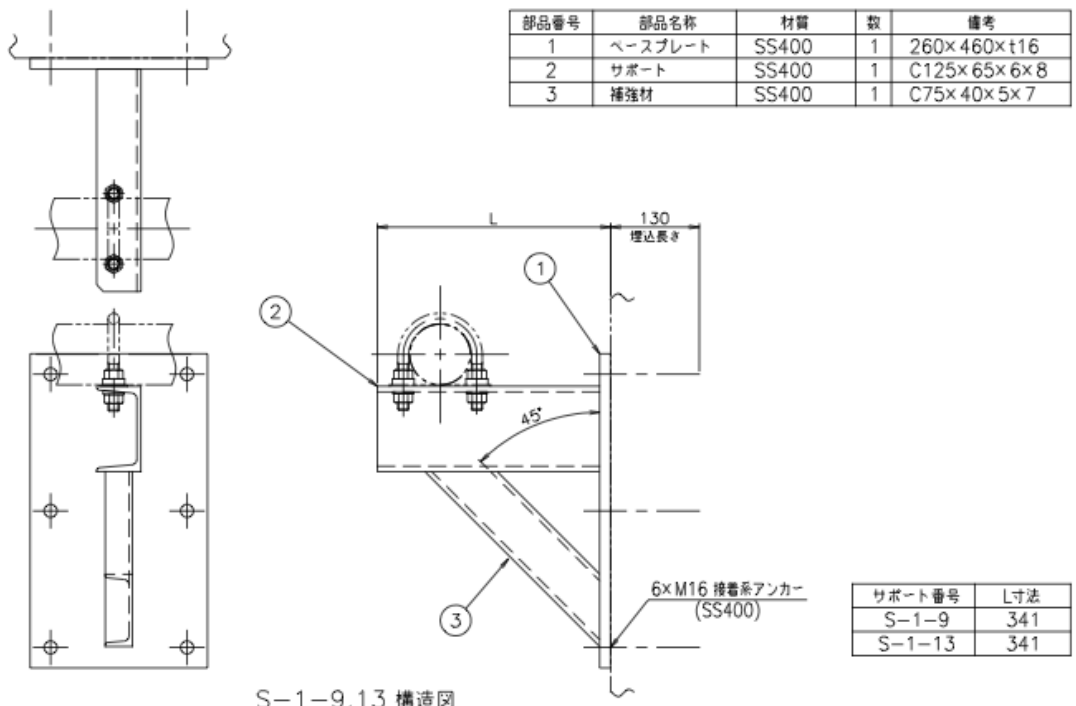
図 6.2.2-7(4) 給排水系の構造図 (サポート) (4/37)



S-1-8,12 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は形状を変更することがある。この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(5) 給排水系の構造図（サポート）(5/37)



S-1-9,13 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は形状を変更することがある。この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(6) 給排水系の構造図（サポート）(6/37)

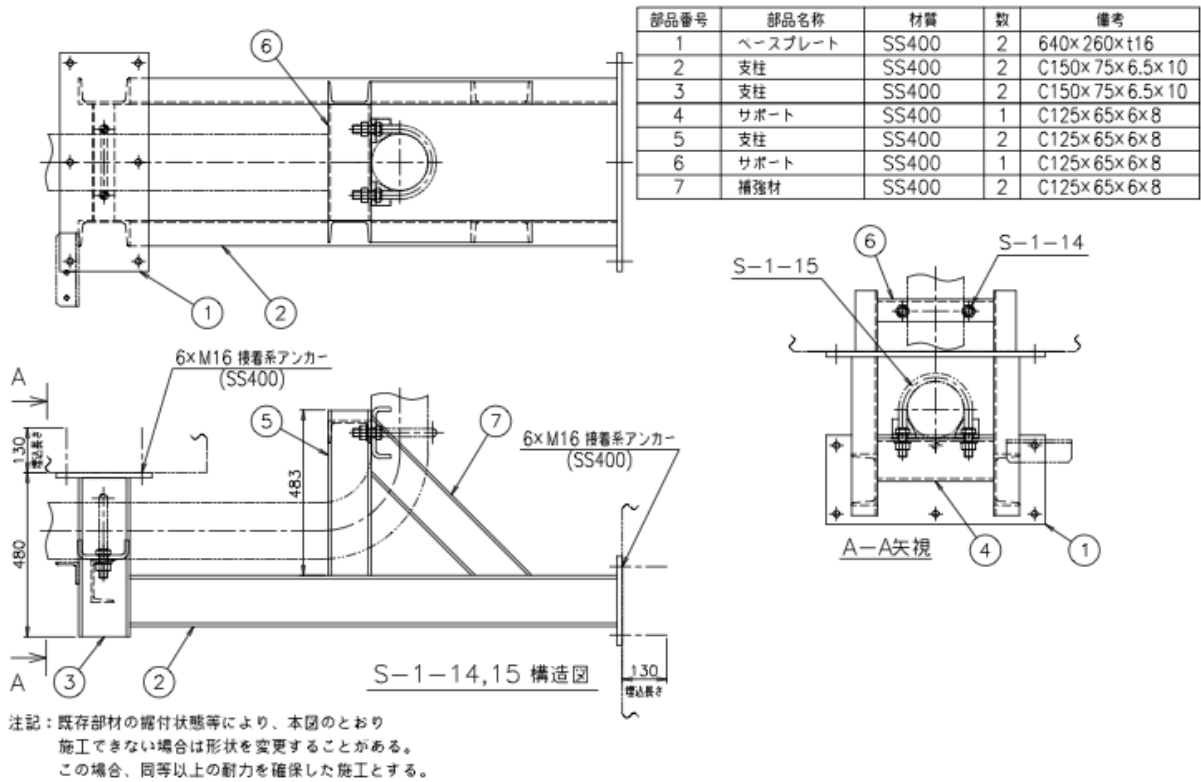
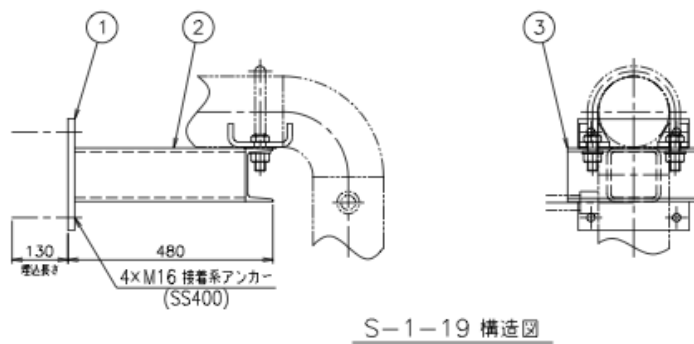


図 6.2.2-7(7) 給排水系の構造図 (サポート) (7/37)

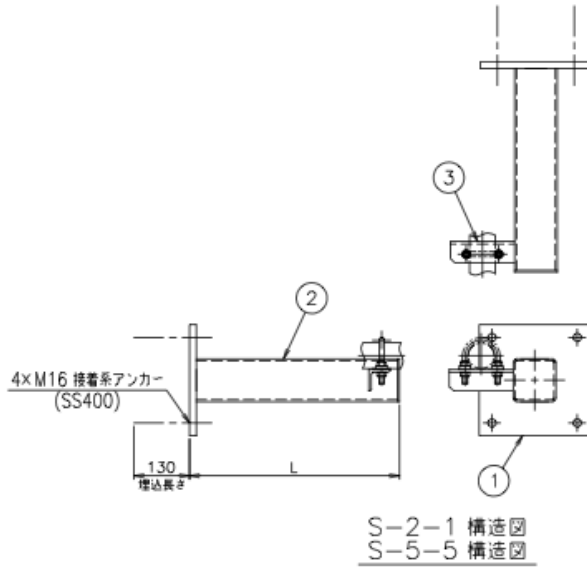
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260×260×t16
2	支柱	STKR400	1	125×125×9
3	サポート	SS400	1	C125×65×6×8



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は形状を変更することがある。この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(8) 給排水系の構造図 (サポート) (8/37)

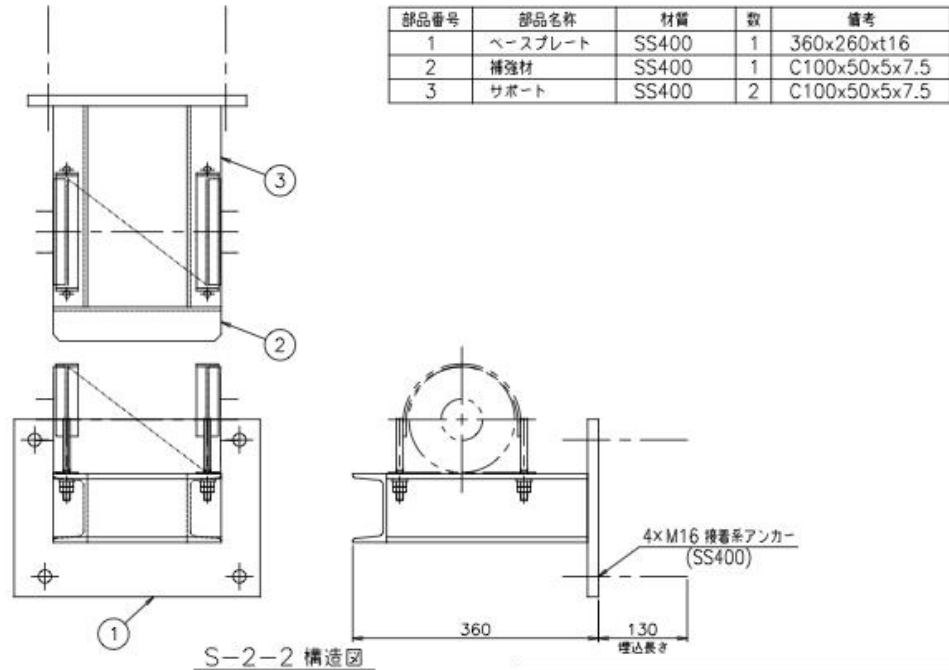
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	STKR400	1	100x100x4.5
3	サポート	SS400	1	L50x50x6



サポート番号	L寸法
S-2-1	492
S-5-5	792

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

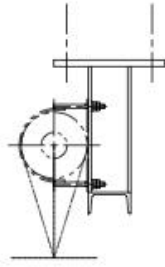
図 6.2.2-7(9) 給排水系の構造図（サポート）(9/37)



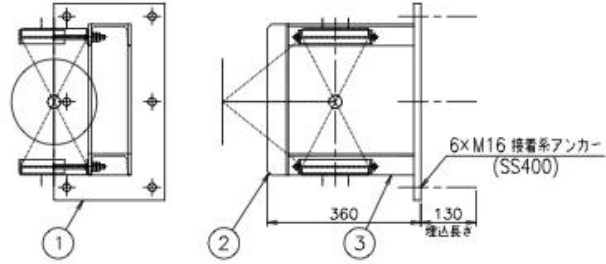
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	360x260xt16
2	補強材	SS400	1	C100x50x5x7.5
3	サポート	SS400	2	C100x50x5x7.5

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(10) 給排水系の構造図（サポート）(10/37)



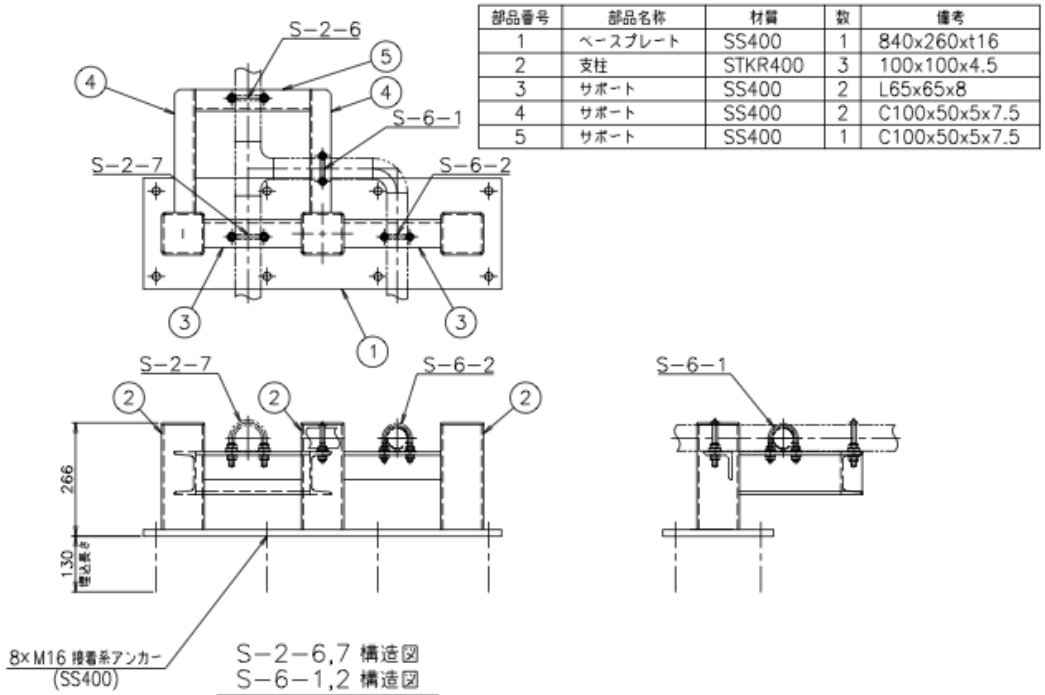
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x460xt16
2	補強材	SS400	1	C100x50x5x7.5
3	サポート	SS400	2	C100x50x5x7.5



S-2-3 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(11) 給排水系の構造図（サポート）(11/37)



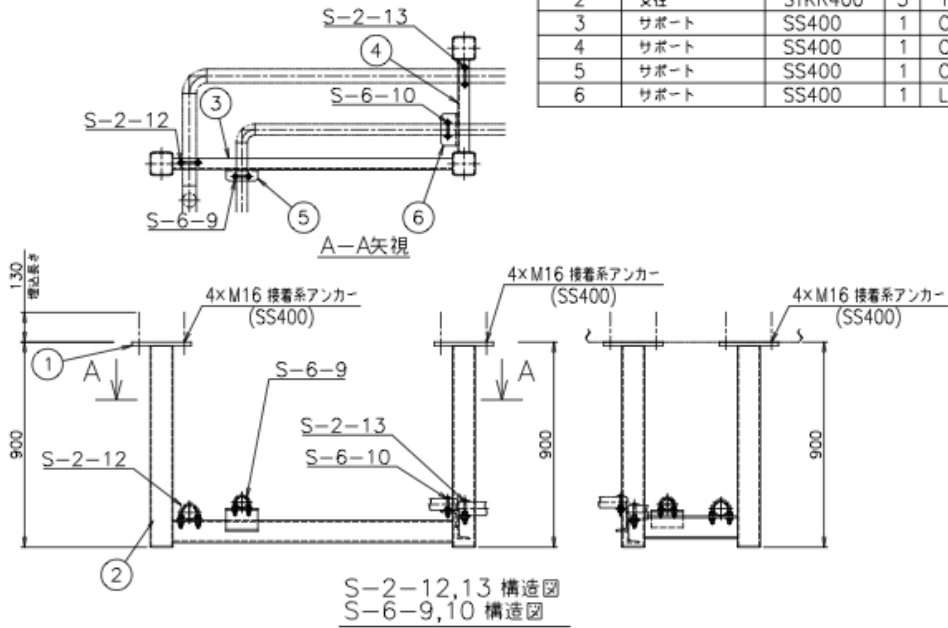
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	840x260xt16
2	支柱	STKR400	3	100x100x4.5
3	サポート	SS400	2	L65x65x8
4	サポート	SS400	2	C100x50x5x7.5
5	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5

S-2-6,7 構造図
 S-6-1,2 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(12) 給排水系の構造図（サポート）(12/37)

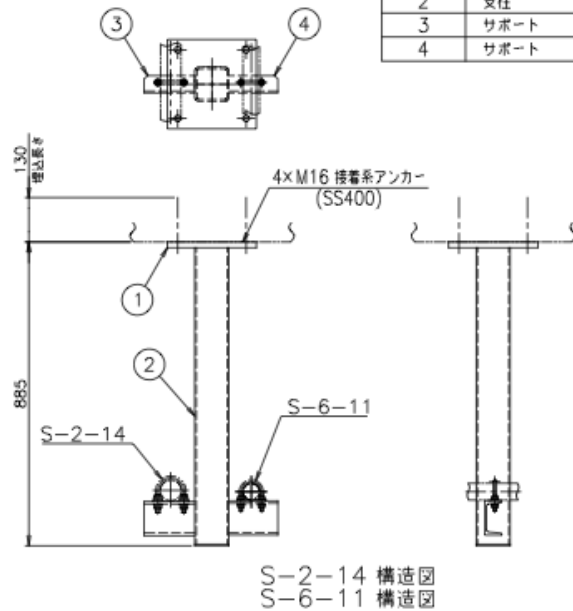
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	3	260x260xt16
2	支柱	STKR400	3	100x100x4.5
3	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5
4	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5
5	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5
6	サポート	SS400	1	L75x75x9



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(13) 給排水系の構造図（サポート）(13/37)

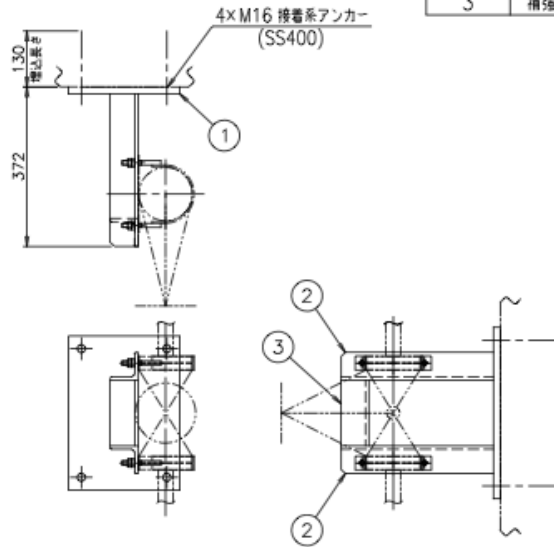
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	STKR400	1	100x100x4.5
3	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5
4	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(14) 給排水系の構造図（サポート）(14/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x360xt16
2	サポート	SS400	2	L65x65x8
3	補強材	SS400	1	L65x65x8

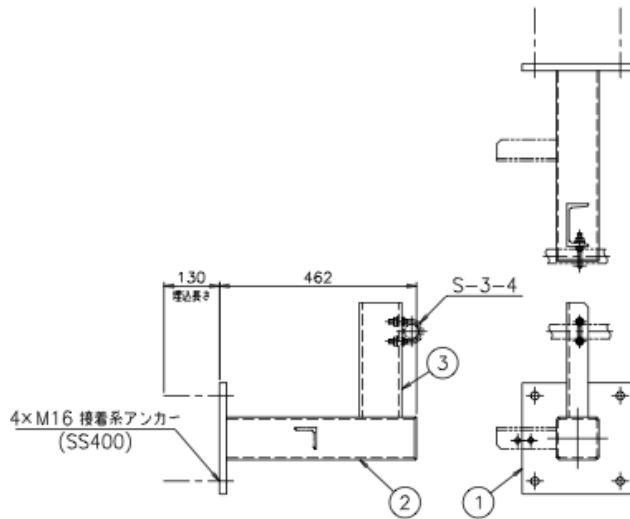


S-3-2 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(15) 給排水系の構造図（サポート）(15/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	STKR400	100x100x4.5	
3	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5

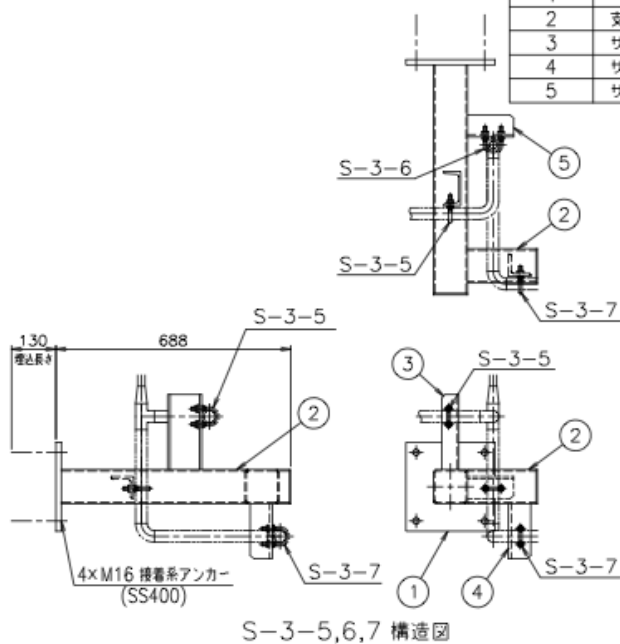


S-3-4 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(16) 給排水系の構造図（サポート）(16/37)

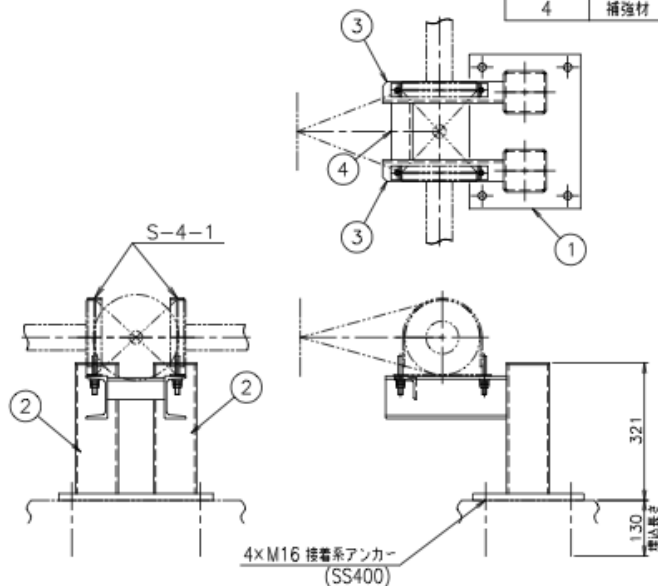
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260×260×t16
2	支柱	STKR400	1式	100×100×4.5
3	サポート	SS400	1	C100×50×5×7.5
4	サポート	SS400	1	L65×65×8
5	サポート	SS400	1	L65×65×8



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(17) 給排水系の構造図（サポート）(17/37)

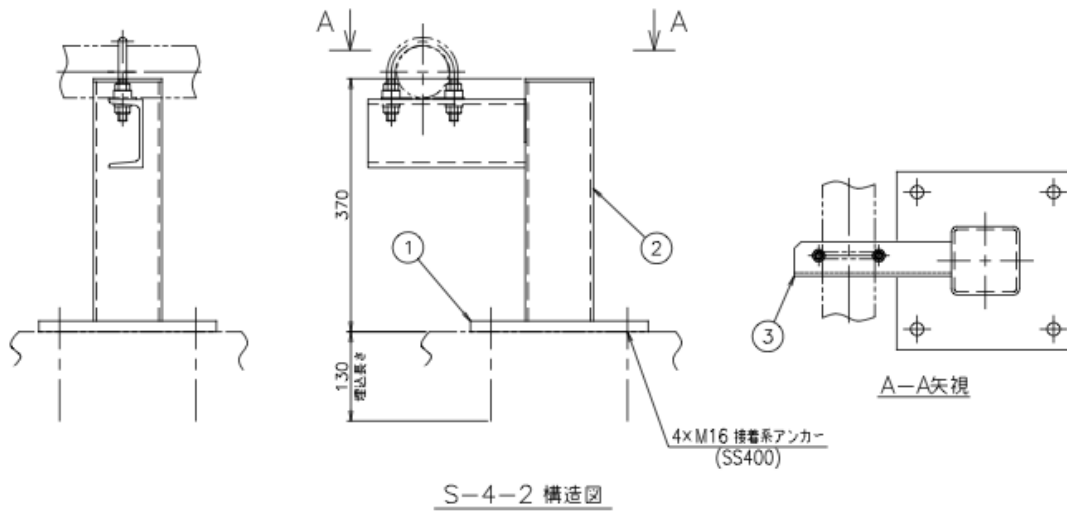
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	360×260×t16
2	支柱	STKR400	2	100×100×4.5
3	サポート	SS400	2	C100×50×5×7.5
4	補強材	SS400	1	L50×50×6



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(18) 給排水系の構造図（サポート）(18/37)

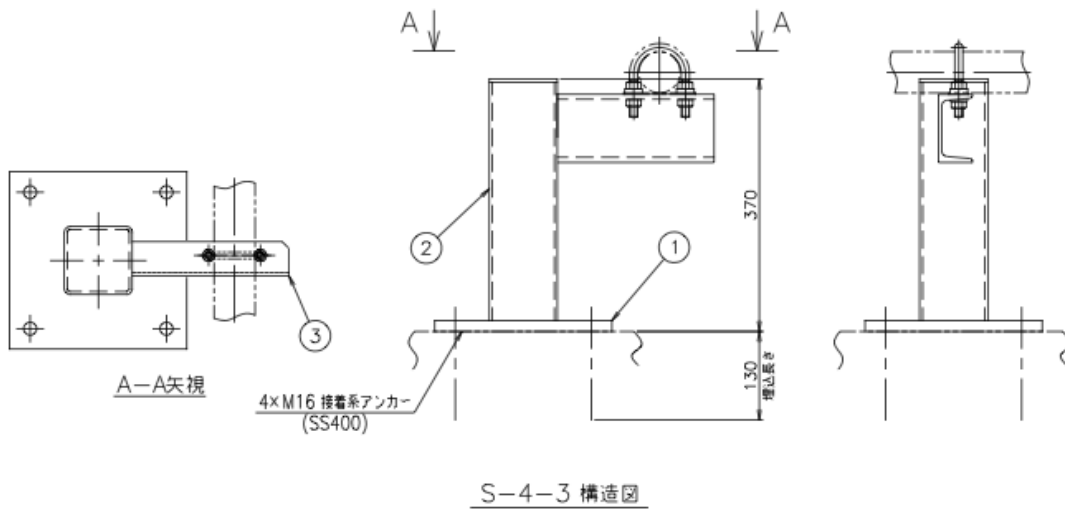
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260×260×t16
2	支柱	STKR400	1	100×100×4.5
3	サポート	SS400	1	C100×50×5×7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

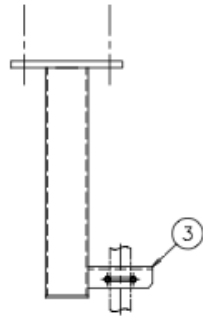
図 6.2.2-7(19) 給排水系の構造図（サポート）(19/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260×260×t16
2	支柱	STKR400	1	100×100×4.5
3	サポート	SS400	1	C100×50×5×7.5

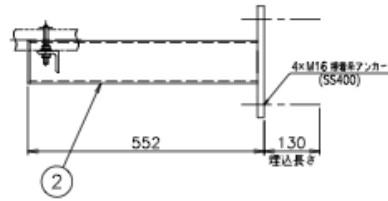
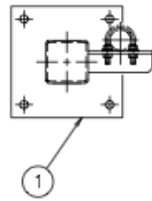


注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(20) 給排水系の構造図（サポート）(20/37)



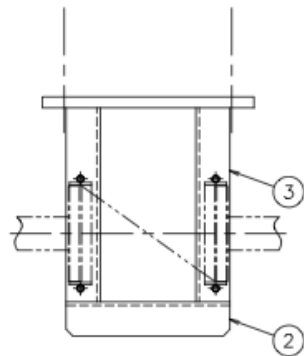
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	SS400	1	100x100x4.5
3	サポート	SS400	1	L50x50x6



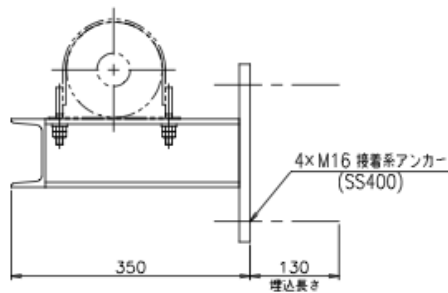
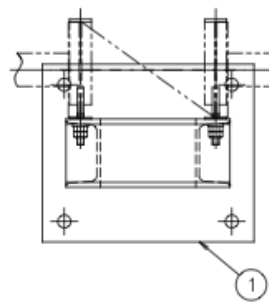
S-5-1 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(21) 給排水系の構造図 (サポート) (21/37)



部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x310xt16
2	補強材	SS400	1	C100x50x5x7.5
3	サポート	SS400	2	C100x50x5x7.5

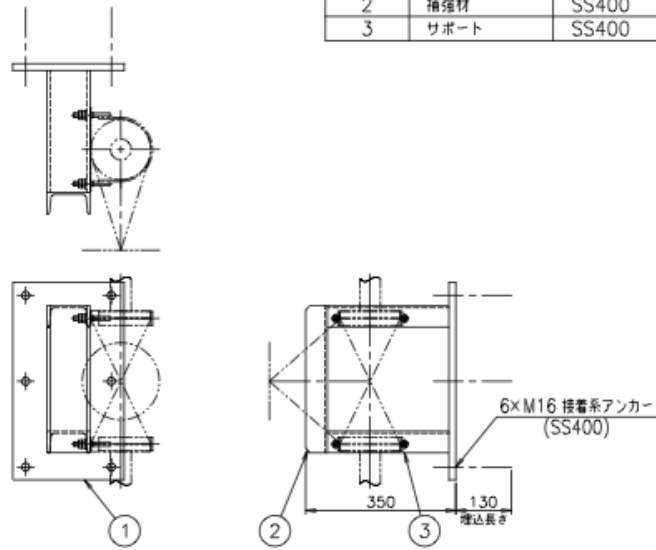


S-5-2 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(22) 給排水系の構造図 (サポート) (22/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x460xt16
2	補強材	SS400	1	C100x50x5x7.5
3	サポート	SS400	2	C100x50x5x7.5

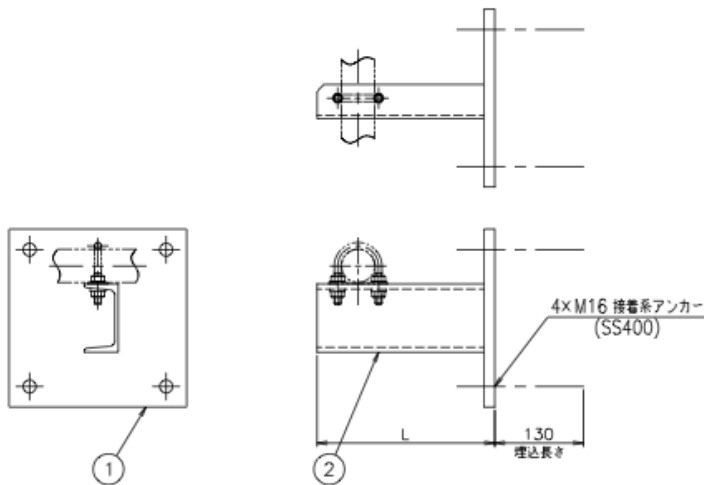


S-5-3 構造図

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(23) 給排水系の構造図（サポート）(23/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5

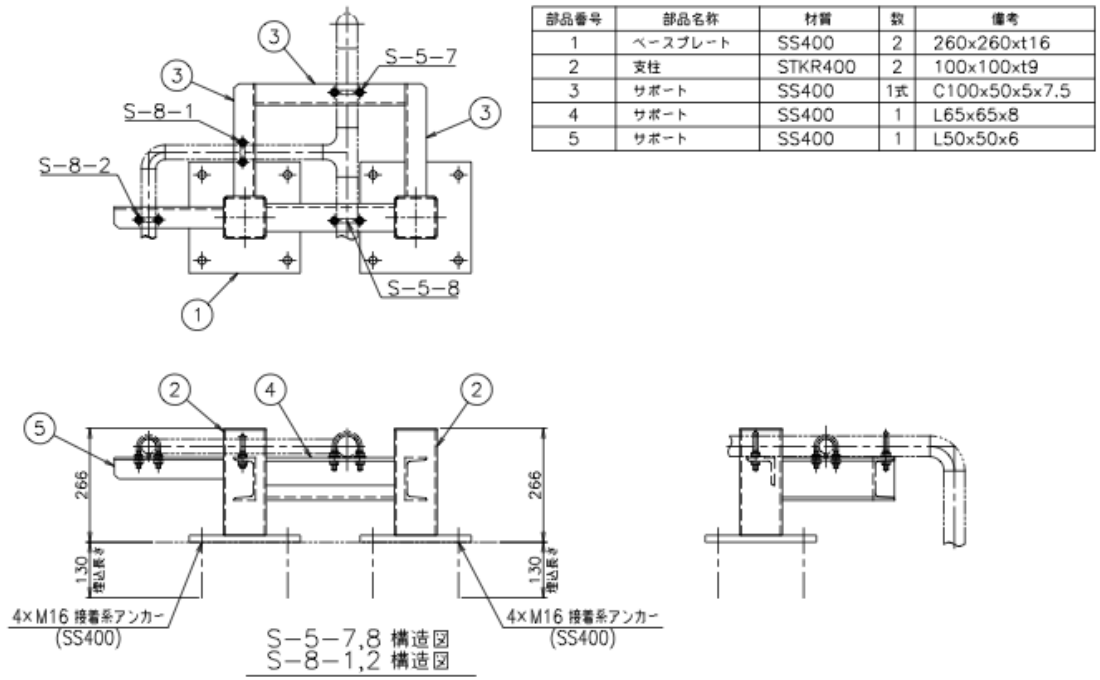


S-5-4 構造図
S-6-14 構造図
S-6-20 構造図

サポート番号	L寸法
S-5-4	260
S-6-14	210
S-6-20	340

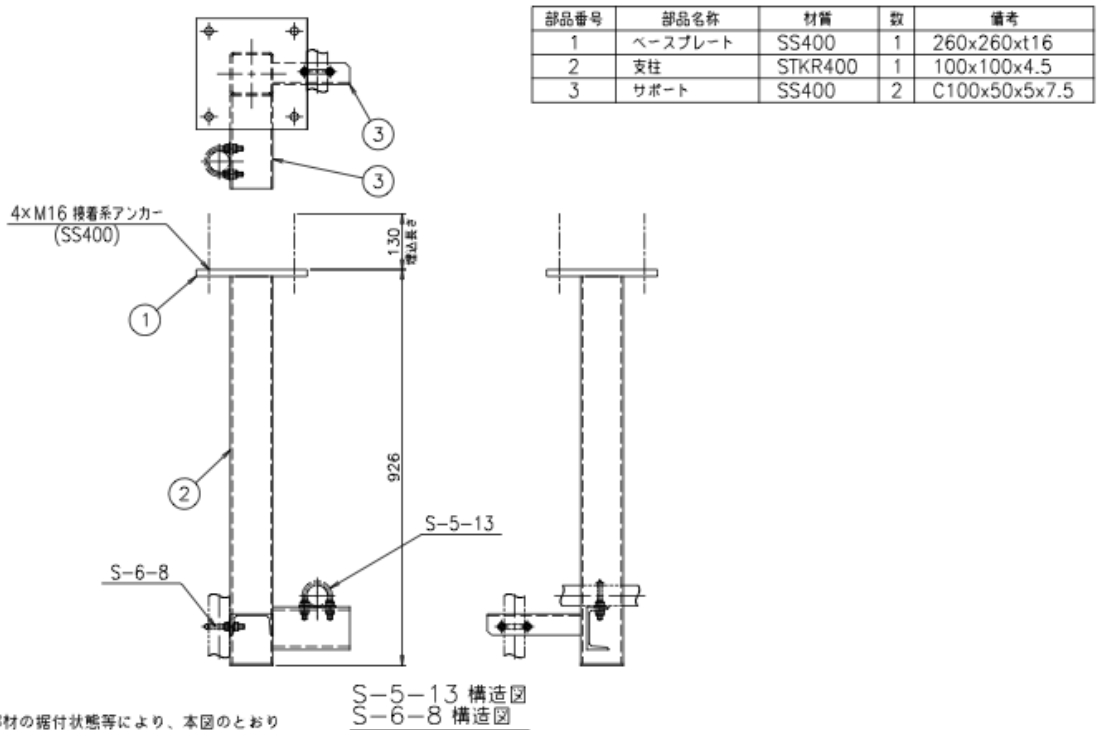
注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(24) 給排水系の構造図（サポート）(24/37)



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

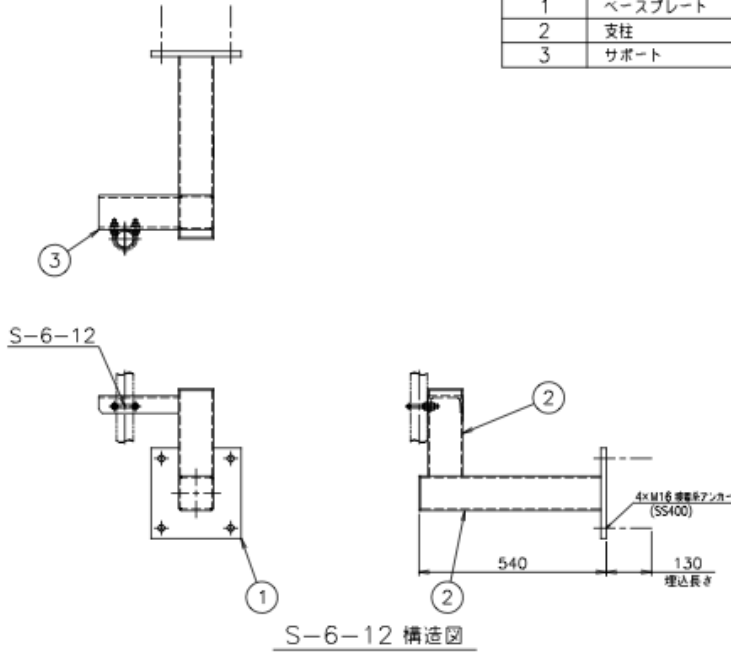
図 6.2.2-7(25) 給排水系の構造図（サポート）(25/37)



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(26) 給排水系の構造図（サポート）(26/37)

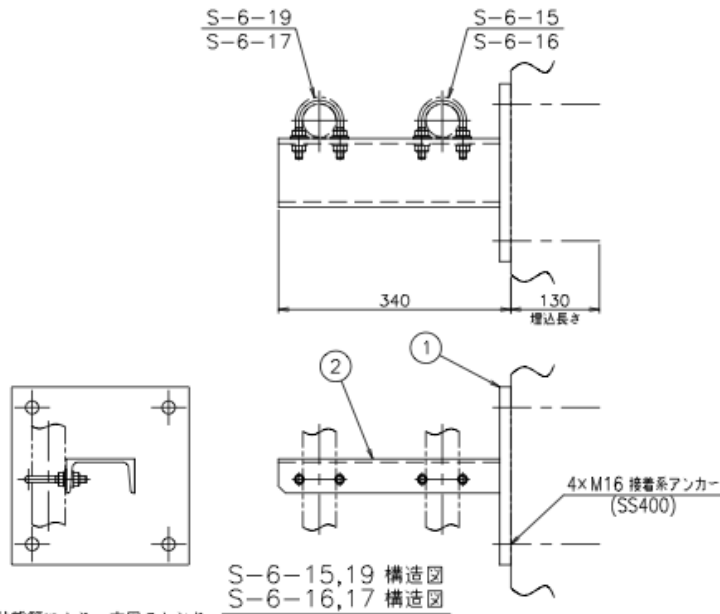
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	SS400	1式	100x100x4.5
3	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(27) 給排水系の構造図（サポート）(27/37)

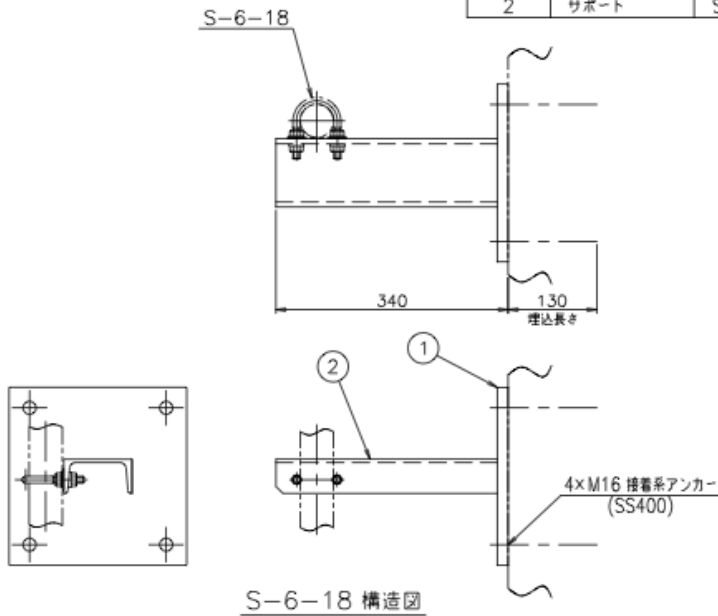
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(28) 給排水系の構造図（サポート）(28/37)

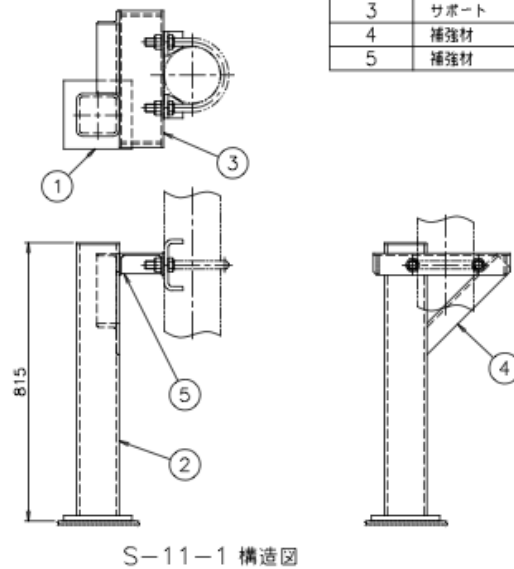
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	サポート	SS400	1	C100x50x5x7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(29) 給排水系の構造図（サポート）(29/37)

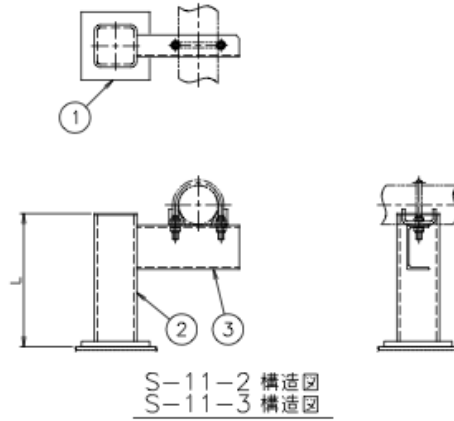
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SUS304	1	200x200xt16
2	支柱	SUS304	1	125x125x9
3	サポート	SUS304	1	C130x65x6
4	補強材	SUS304	1	L65x65x8
5	補強材	SUS304	2	t6



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(30) 給排水系の構造図（サポート）(30/37)

部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SUS304	1	200x200xt16
2	支柱	SUS304	1	125x125x9
3	サポート	SUS304	1	C130x65x6

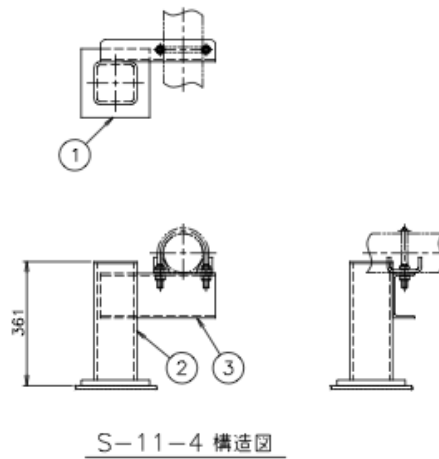


サポート番号	L寸法
S-11-2	391
S-11-3	376

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(31) 給排水系の構造図（サポート）(31/37)

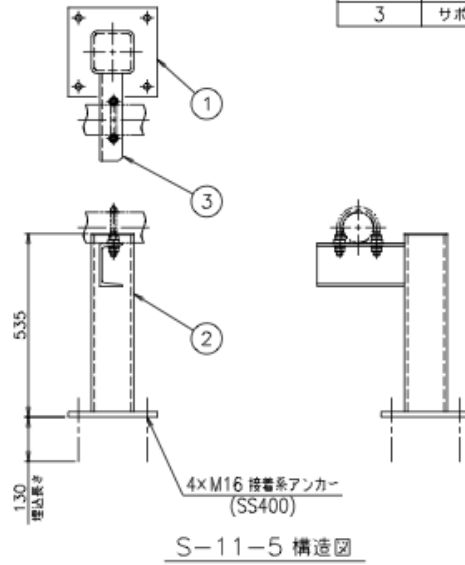
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SUS304	1	200x200xt16
2	支柱	SUS304	1	125x125x9
3	サポート	SUS304	1	C130x65x6



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
施工できない場合は形状を変更することがある。
この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(32) 給排水系の構造図（サポート）(32/37)

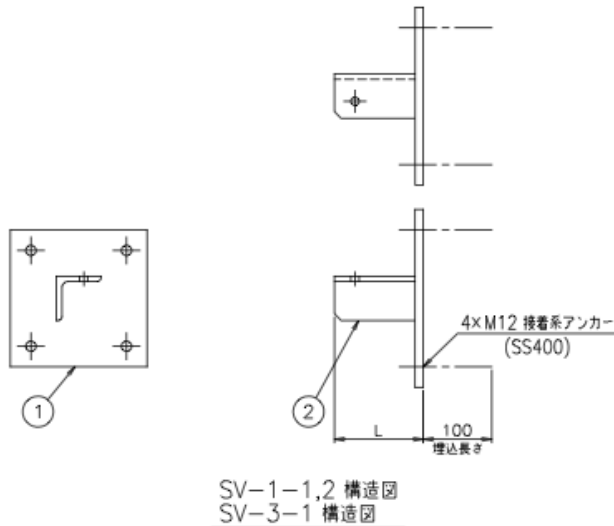
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	260x260xt16
2	支柱	STKR400	1	125x125x9
3	サポート	SS400	1	C125x65x6x8



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(33) 給排水系の構造図（サポート）(33/37)

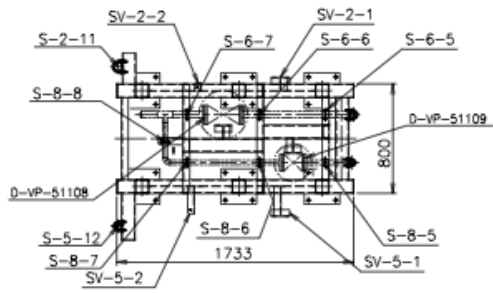
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	1	200x200xt12
2	サポート	SS400	1	L65x65x8



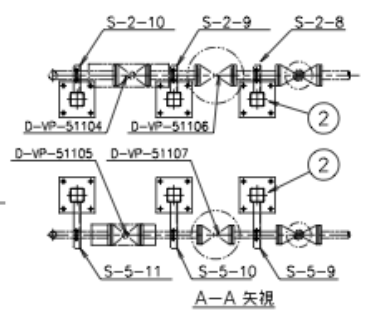
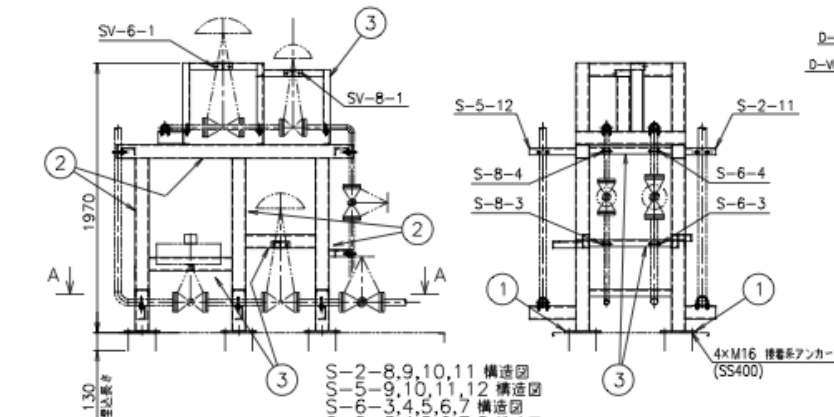
サポート番号	L寸法
SV-1-1	130
SV-1-2	130
SV-3-1	360

注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(34) 給排水系の構造図（サポート）(34/37)



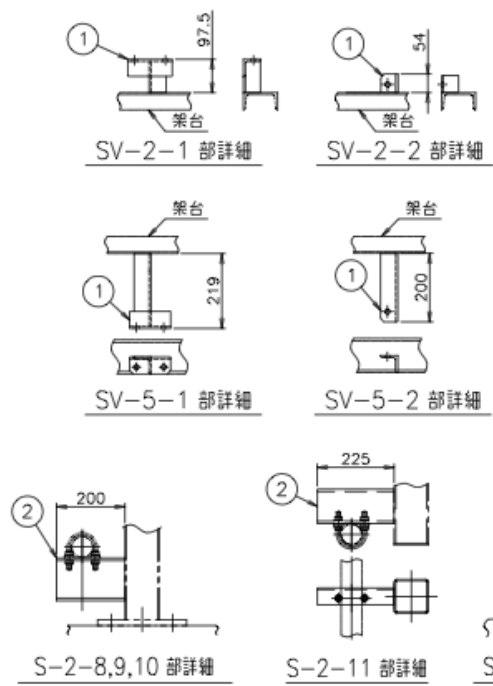
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	6	260x260xt16
2	架台	STKR400	1式	100x100x4.5
3	架台	SS400	1式	C100x50x5x7.5



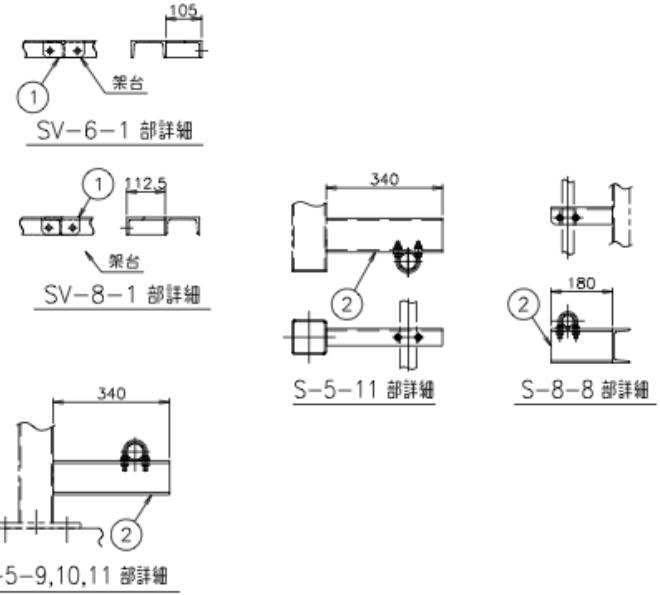
注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は形状を変更することがある。この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。サポートは、「その36」を参照のこと。

S-2-8,9,10,11 構造図
 S-5-8,9,10,11,12 構造図
 S-6-3,4,5,6,7 構造図
 S-8-3,4,5,6,7,8 構造図
 SV-2-1,2 構造図 SV-6-1 構造図
 SV-5-1,2 構造図 SV-8-1 構造図

図 6.2.2-7(35) 給排水系の構造図（サポート）（35/37）



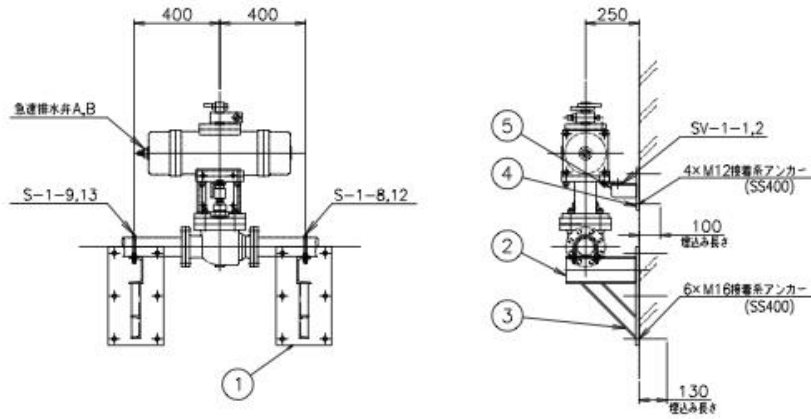
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	サポート	SS400	6式	L50x50x6
2	サポート	SS400	8	C100x50x5x7.5



注記：既存部材の据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は形状を変更することがある。この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(36) 給排水系の構造図（サポート）（36/37）

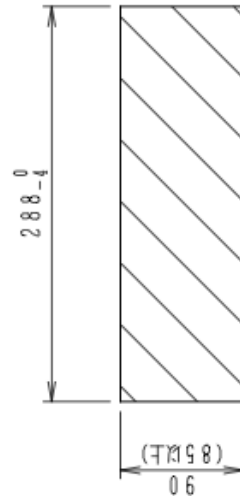
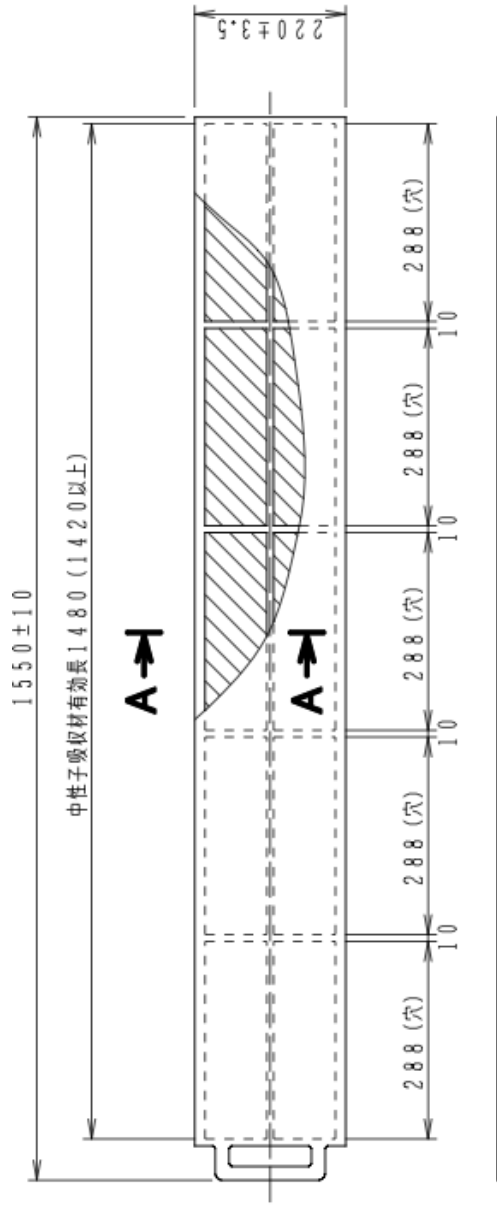
部品番号	部品名称	材質	数	備考
1	ベースプレート	SS400	2	260x460xt16
2	サポート	SS400	2	C125x65x6x8
3	補強材	SS400	2	C75x40x5x7
4	ベースプレート	SS400	1	200x200xt12
5	サポート	SS400	1	L65x65x8



S-1-8,12 構造図
 S-1-9,13 構造図
 SV-1-1,2 構造図

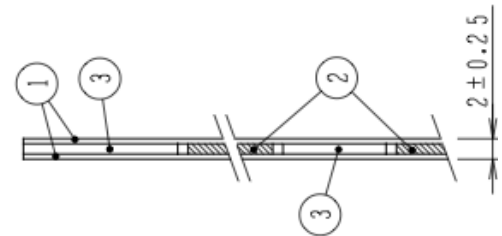
注記：既存部材の掘付状態等により、本図のとおり
 施工できない場合は形状を変更することがある。
 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

図 6.2.2-7(37) 給排水系の構造図 (サポート) (37/37)



② 中性子吸収材詳細

A-A 断面



番号	部品名	個数	材料
3	枠板	1	SUS304
2	中性子吸収材	10	カドミウム
1	被覆材	2	SUS304

部品表

部品表の個数は、1基当りの個数を示す。

中性子吸収材の厚さ
カドミウム：1.0 mm (0.3 mm以上)

図 6.2.2-8(1) 未臨界板の構造図(1/2)

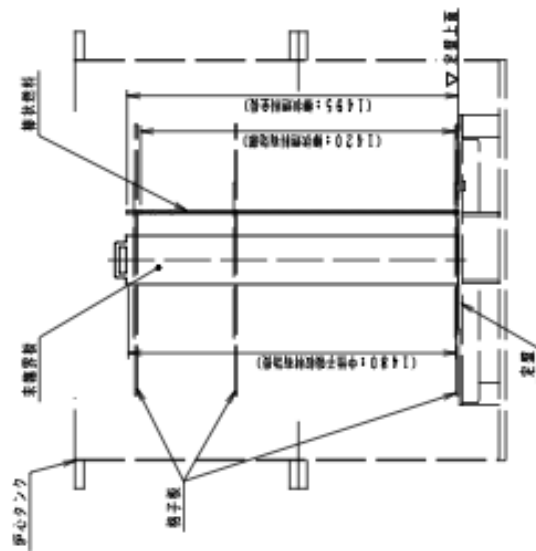
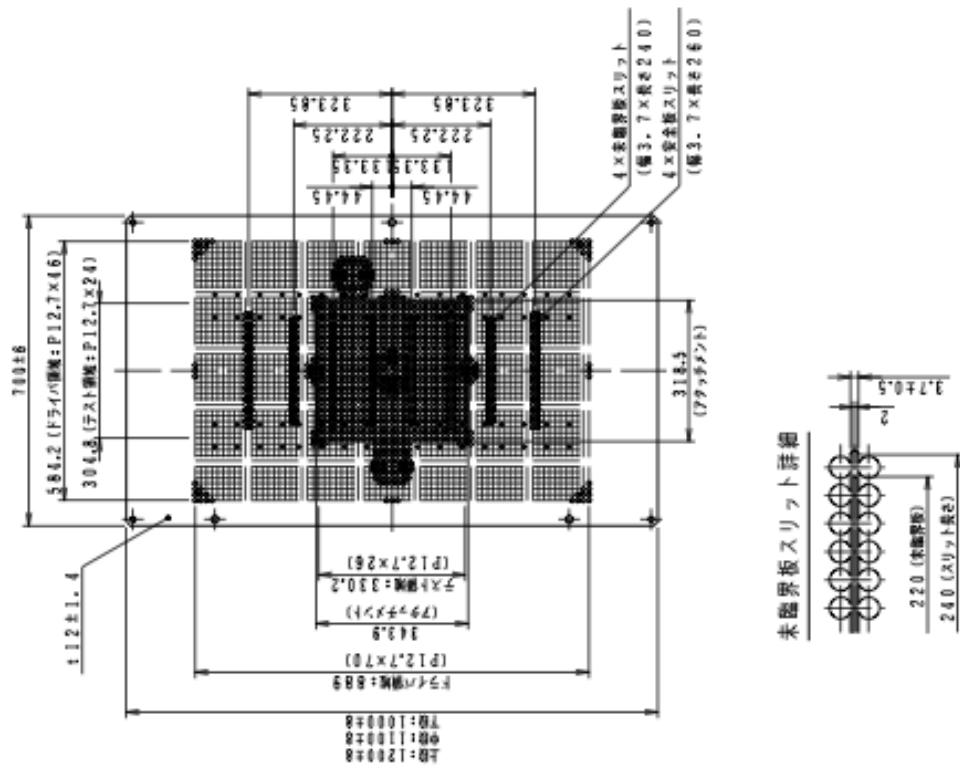


図 6.2.2-8(2) 未臨界板の構造図(2/2)

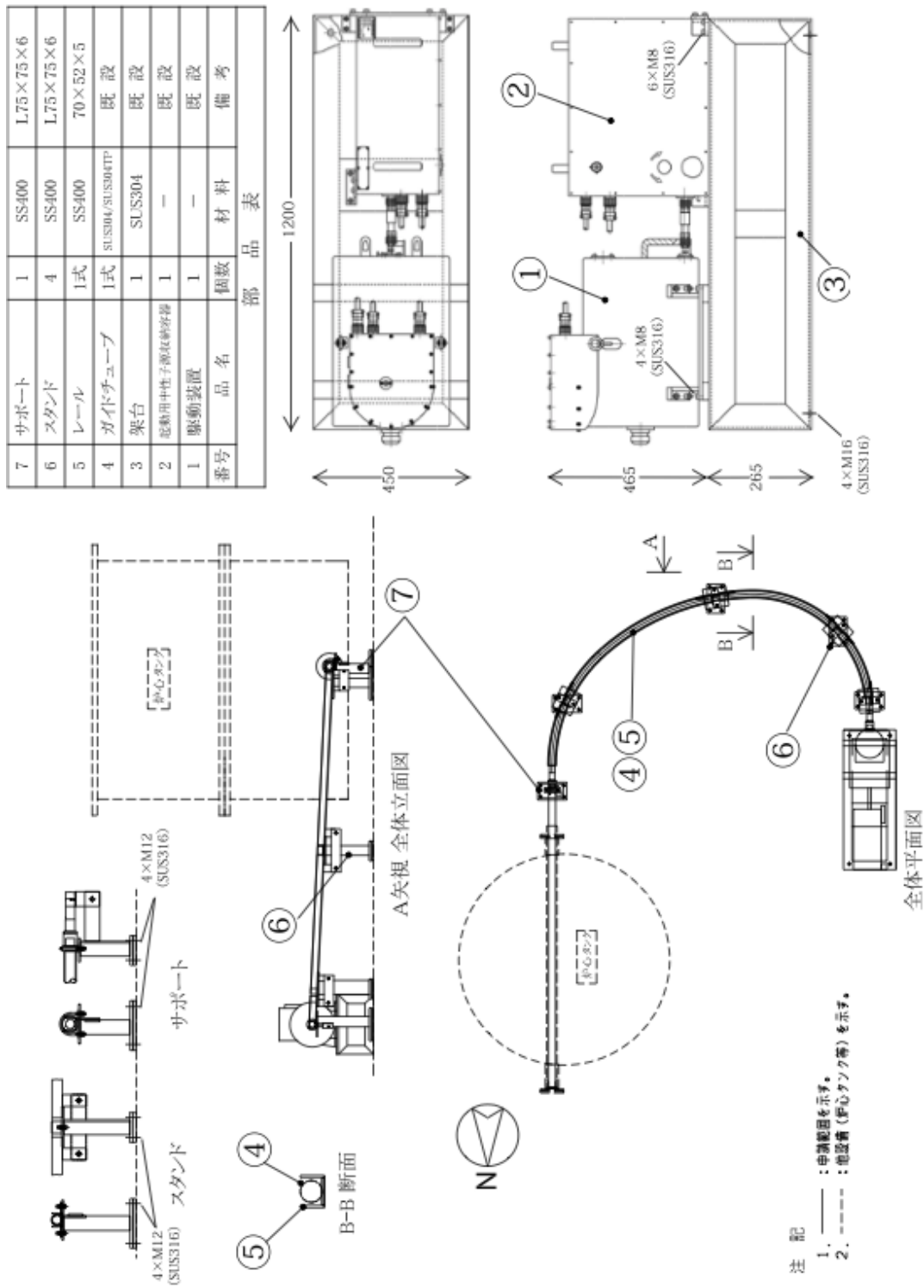


図 6.2.2-9 起動用中性子源の構造図

6.3 STACY 更新炉の基本炉心の設計

6.3.1 STACY 更新炉の基本炉心

(1) 目的

平成 29 年度事業では、STACY 更新炉の運転再開後の実験に備え、運転に使用する 2 種類の格子板（格子間隔 1.27 cm 及び 1.50 cm。図 6.3-1 参照。）を設計、これらを用いて構成できる臨界炉心を評価した。平成 30 年度事業では、これらの格子板上で、本事業で調達する ^{235}U 濃縮度 5 wt% の棒状燃料をもちいて構成する臨界炉心（以下「基本炉心」という。）に対して、核特性に係る評価を行い、STACY の原子炉設置変更許可申請書に定められた核的制限値及び炉心特性値を満足できることを示す。

(2) 概要

基本炉心に対し、津波水没による評価を行い、構成できる炉心の範囲を確認する。構成可能な基本炉心に対して安全板による原子炉停止余裕に係る制限値を満足できることを確認する。また、炉心を構成できる範囲で、可溶性中性子吸収材としてボロン（ホウ酸）を添加できる上限濃度を確認する。さらに、臨界炉心及び可溶性中性子吸収材添加炉心について炉心特性値（水位反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数、燃料温度反応度係数、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合）を評価し、それらの値が STACY の設置変更許可申請書に定められた範囲内に収まることを確認する。

6.3.2 成果報告

(1) 調査仕様

① 津波水没に係る評価

基本炉心の設計仕様を表 6.3-1 に示す。STACY 更新炉は太平洋沿岸部に設置されるため、津波に対する対応として、炉心が想定を超える津波に水没した際にも臨界とならないように炉心を構成することとしている。このための機器として、STACY 更新炉は、安全板及び未臨界板を備えている。安全板と未臨界板はどちらもステンレス鋼で被覆されたカドミウム板であり、格子板に設定されたスリットに挿入して使用する。安全板は、STACY の運転中に電磁石で炉心上部に固定され、スクラム時に自由落下で挿入される。また、未臨界板は、STACY の炉心構成中（運転停止中）に手動でスリットに挿入し、想定を超える津波により炉心が水没した際に臨界となることを防止する。安全板及び未臨界板の設計仕様を表 6.3-2 に示す。

STACY 更新炉では任意の水平断面形状の炉心を構成できるが、本評価では、代表的な形状として、炉心の水平断面形状を正方形及び円形とした。また、炉心の格子間隔は、格子板の間隔どおりの 1.27 cm、1.50 cm に加え、1.27 cm 格子板を 1 本飛ばしで使用することを想定して 2.54 cm を加えた 3 種類とした。評価に当たり、まず棒状燃料本数をパラメータとしてそれぞれの形状の炉心を構成し、それらが海水に完全に水没したときの中性子実効増倍率を計算する。そしてその結果から「津波に水没しても臨界とならない最大燃料本数の炉心」（以下「津波最大炉心」という。）を評価する。また、臨界水位及び棒状燃料本数をパラメータとして格子板上に構成できる臨界炉心の評価を行う。この結

果、臨界炉心の棒状燃料本数が、津波最大炉心の棒状燃料本数を下回った場合、構成できる炉心であるとし、上回る場合は、構成できない炉心として炉心構成範囲から除く。計算には連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0¹⁾ 及び評価済核データ JENDL-3.3²⁾ を用いた。臨界とみなす中性子実効増倍率の値（以下「臨界バイアス」という。）は、JAEA の、STACY 更新炉と同じ運転原理の臨界実験装置である TCA の臨界実験データ³⁾ を MVP-2.0 及び JENDL-3.3 を用いて評価した結果から、0.997 とした。また、海水条件は、茨城県沖の海水条件（塩分約 32 g/kg）⁴⁾ から、塩分を 31 g/kg とした。また、温度は、予備解析において過減速の条件では高温で中性子実効増倍率が增大する傾向が見られたことから、茨城県沖の夏季の海水温度を参考に 30℃ とした。なお、予備解析では最適減速付近、減速不足条件においては温度による違いは見られなかった。

② 可溶性中性子吸収材濃度評価

前節の評価で求めた「津波最大炉心」に対して、臨界水位及び可溶性中性子吸収材濃度をパラメータとして、可溶性中性子吸収材を減速材に添加した炉心の臨界評価を行った。臨界水位は、炉心構成範囲の下限から上限まで 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm の 4 種類とし、可溶性中性子吸収材の種類はボロンとした。津波最大炉心に対するボロンの臨界濃度を求めることによって、STACY 更新炉の基本炉心において減速材に添加することができる最大のボロン濃度を得ることができる。

③ 核的制限値及び炉心特性値評価

①節及び②節で評価した臨界炉心について、安全板による原子炉停止余裕評価及び炉心特性値（水位反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数、燃料温度反応度係数、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合）の評価を行い、原子炉設置変更許可申請書に定めた範囲に収まることを確認する。炉心特性値の範囲を表 6.3-3 及び表 6.3-4 に示す。炉心特性値の評価は円筒炉心に対して行い、計算コードは多群法に基づく SN 法輸送計算コード DANTSYS⁵⁾ を用い、群定数としては JENDL-3.3 を基にした統合核計算コードシステム SRAC⁶⁾ ライブラリの 107 群定数（中性子エネルギーが 0.68256eV 以上の高速中性子 70 群及び熱中性子 37 群）を、SRAC 内の衝突確率法に基づく PIJ モジュールで求めた空間依存スペクトルを重みとして縮約したものをを用いた。

表 6.3-1 STACY 更新炉の基本炉心の設計仕様

項目	条件
²³⁵ U 濃縮度	5 wt%
減速材対棒状燃料 体積比	1.7 以上 11 以下 (格子間隔 1.27~2.55 cm に相当)
燃料棒本数	50 以上 900 以下 (未臨界炉心では下制限無し)
臨界水位	40 cm 以上 140 cm 以下
温度	70℃以下 (本評価では使用しない)
原子炉停止余裕	安全板全数挿入時の 中性子実効増倍率 0.985 以下 最大反応度値を持つ安全板挿入失敗時の 中性子実効増倍率 0.995 以下
その他	炉心が海水に水没したときの 中性子実効増倍率 0.995 以下

表 6.3-2 安全板の設計条件

名称	安全板	未臨界板	解析条件
中性子吸収材	カドミウム	同左	同左
吸収材有効幅	20 cm 以上	17 cm 以上	20 cm/17 cm
全厚さ	約 2 mm	同左	1.25 mm
吸収材厚さ	0.5 mm	1.0 mm	0.3 mm
吸収材有効長	約 150 cm	同左	150 cm
最高使用温度	80 °C	同左	25°C

表 6.3-3 核的制限値に関する炉心特性値

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

※炉心タンク内の水面の断面積を 15%減として評価

表 6.3-4 S T A C Yで構成される炉心の動特性定数

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

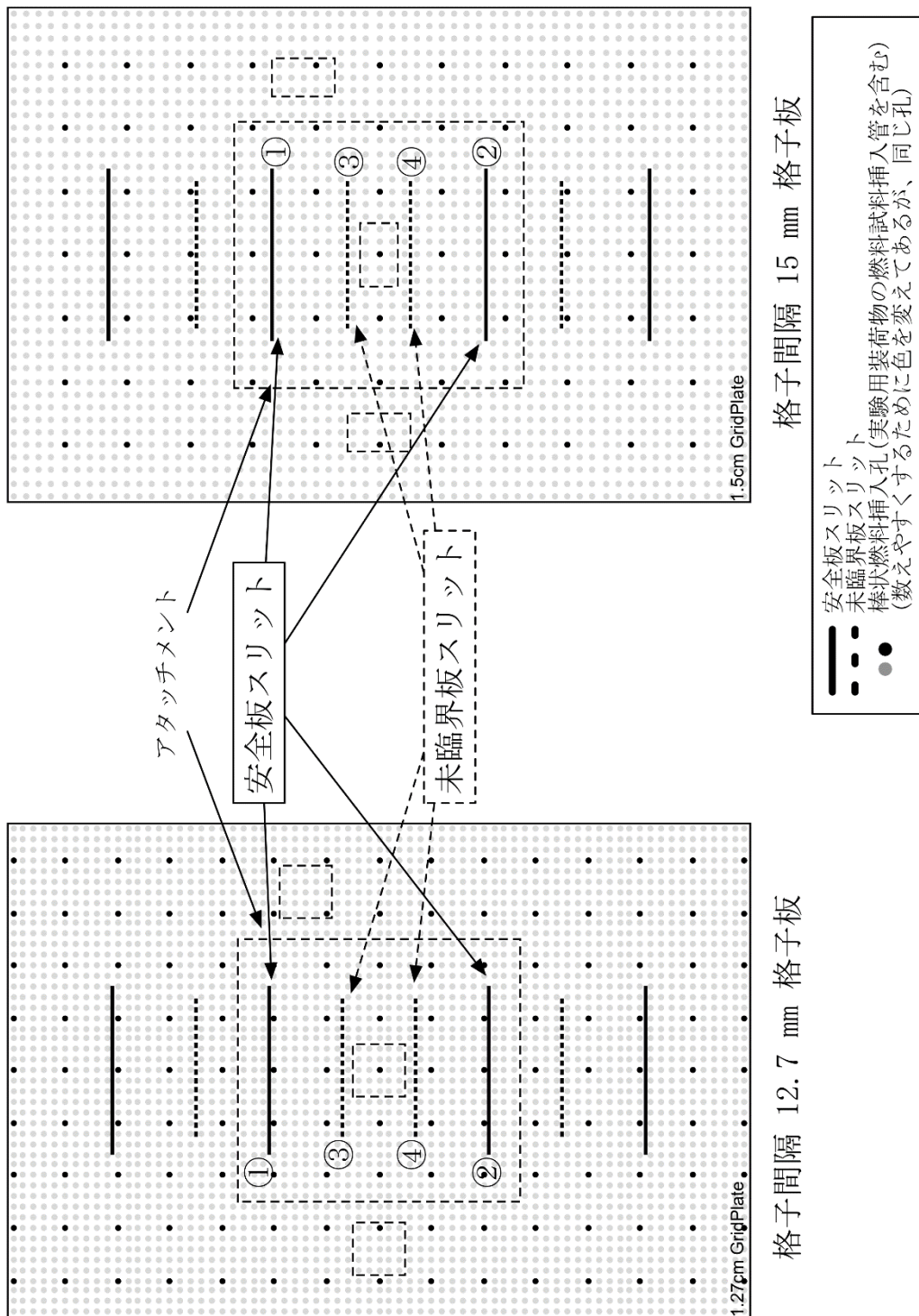


図 6.3-1 基本炉心用格子板概略図 (本評価ではスリット①～④を使用)

(2) 調査結果

① 津波水没に係る評価

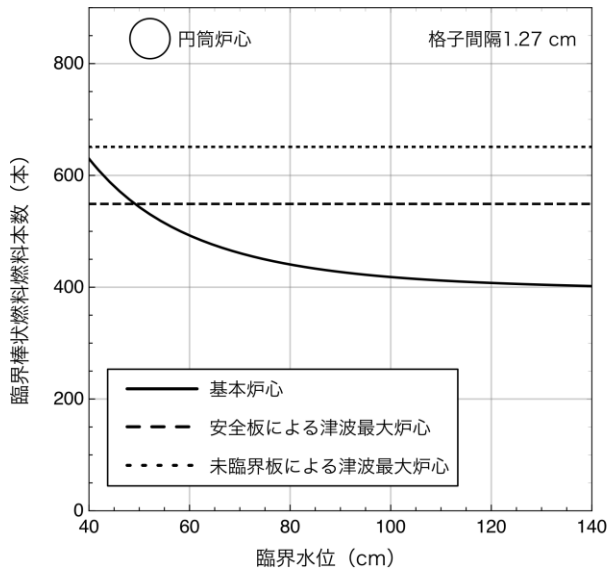
基本炉心のうち、減速材に可溶性中性子吸収材を含まない炉心を表 6.3-5 に示す。また、基本炉心と津波最大炉心の棒状燃料本数の関係を図 6.3-2 に示す。図より、格子間隔 1.27 cm の炉心のうち、臨界水位 40cm の炉心については、当該炉心が想定を上回る津波に水没した場合、臨界となるおそれがあるため、構成できないことがわかる。なお、格子間隔 1.27 cm で構成できる最小の臨界水位を別途計算した結果を後述する（表 6.3-8 において正方炉心について 48.22 cm、円筒炉心について 48.15 cm）。

表 6.3-5(1) STACY 更新炉基本炉心の臨界炉心（正方炉心）

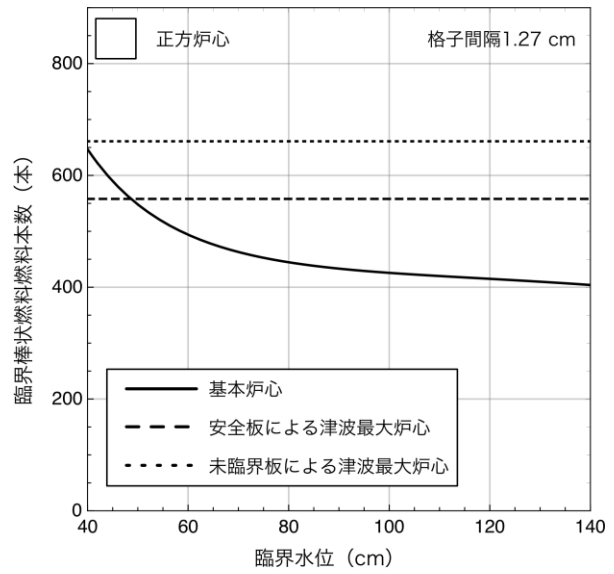
格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	404	2.54	140	201
1.27	110	420	2.54	110	210
1.27	70	463	2.54	70	243
1.27	40	647	2.54	40	406
1.5	140	244	/		
1.5	110	251			
1.5	70	277			
1.5	40	371			

表 6.3-5(2) STACY 更新炉基本炉心の臨界炉心（円筒炉心）

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	402	2.54	140	200
1.27	110	412	2.54	110	207
1.27	70	461	2.54	70	240
1.27	40	630	2.54	40	402
1.5	140	244	/		
1.5	110	250			
1.5	70	274			
1.5	40	361			

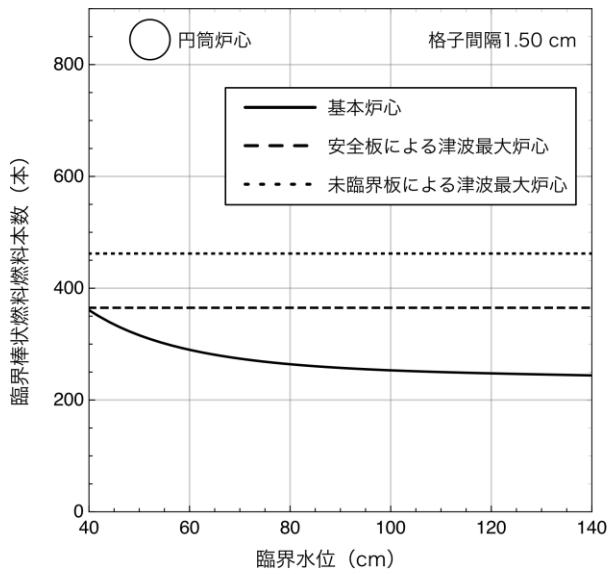


(a) 格子間隔1.27cm、円筒炉心

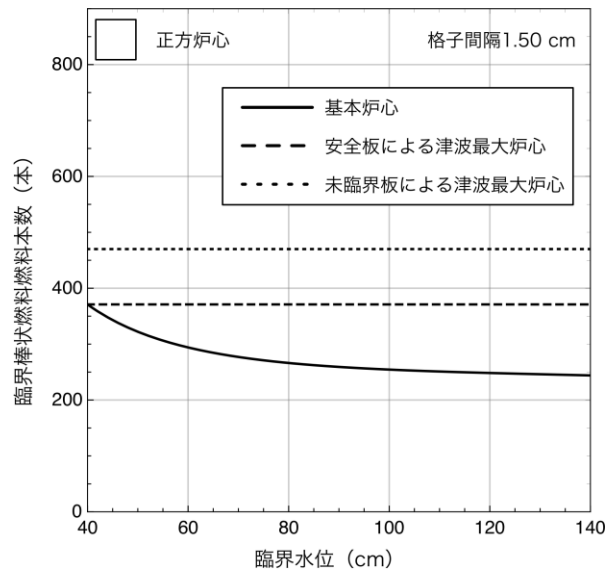


(b) 格子間隔1.27cm、正方炉心

図 6.3-2(1) 基本炉心と津波最大炉心 (格子間隔 1.27 cm)

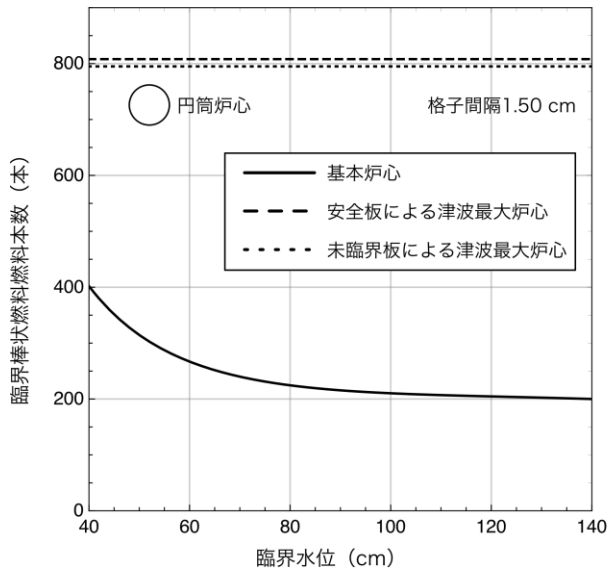


(c) 格子間隔1.50cm、円筒炉心

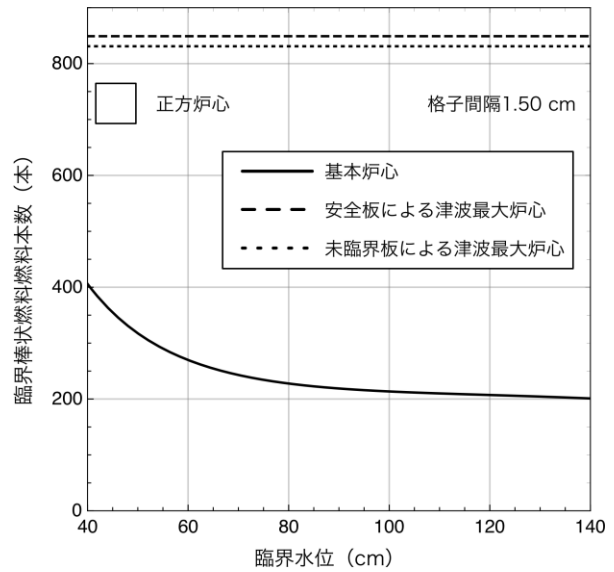


(d) 格子間隔1.50cm、正方炉心

図 6.3-2(2) 基本炉心と津波最大炉心 (格子間隔 1.50 cm)



(e) 格子間隔2.54cm、円筒炉心

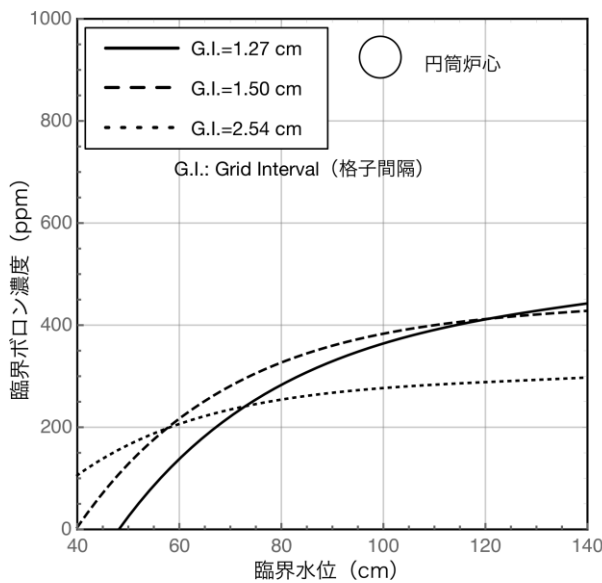


(f) 格子間隔2.54cm、正方炉心

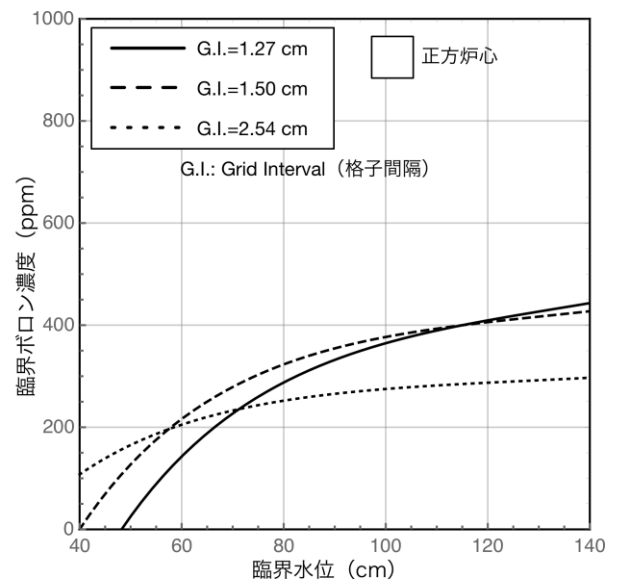
図 6.3-2(3) 基本炉心と津波最大炉心 (格子間隔 2.54 cm)

② 可溶性中性子吸収材濃度評価

減速材に可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加する実験のため、基本炉心として、前節で評価した津波最大炉心に対して、臨界水位を 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm としたときの臨界ボロン濃度を計算した。可溶性中性子吸収材評価の結果を図 6.3-3 に示す。図より、臨界ボロン濃度は格子間隔 2.54 cm の体系を除いては安全板による津波最大炉心の方が低く、安全板によって最大濃度が決定される。格子間隔 2.54 cm の体系では未臨界板によって決定されるが、その差はわずかである。基本炉心で減速材に添加可能なボロンの最大濃度は 450 ppm 程度である。

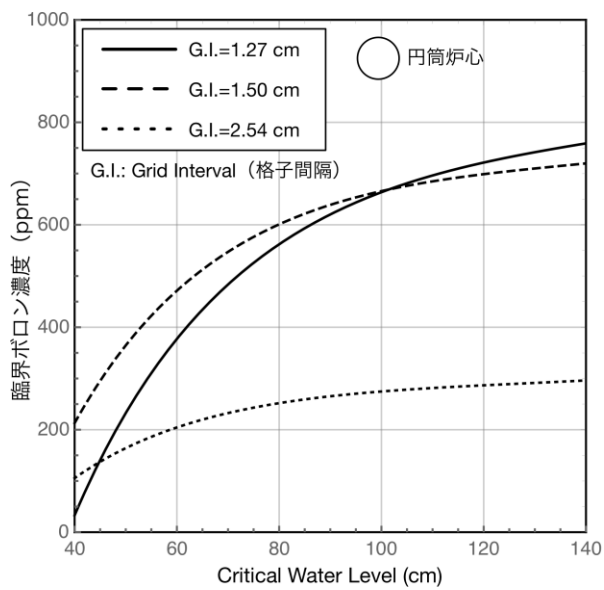


(a) 安全板による津波最大炉心 (円筒炉心)

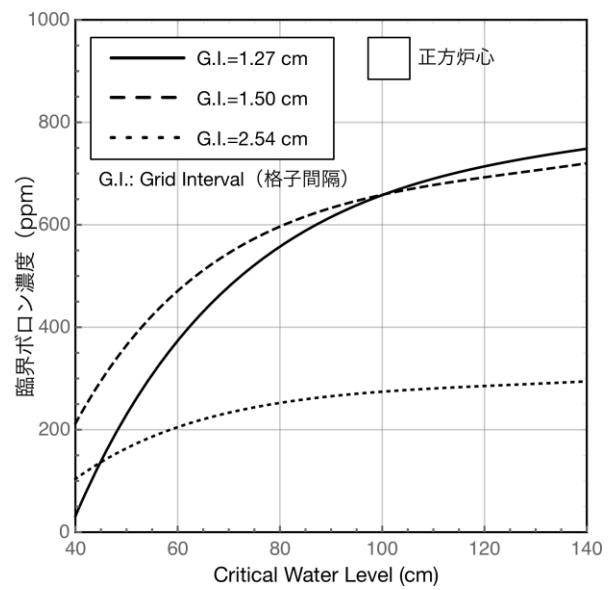


(b) 安全板による津波最大炉心 (正方炉心)

図 6.3-3(1) 安全板による津波最大炉心の臨界ボロン濃度



(a) 未臨界板による津波最大炉心（円筒炉心）



(b) 未臨界板による津波最大炉心（正方炉心）

図 6.3-3(2) 未臨界板による津波最大炉心の臨界ボロン濃度

③ 核的制限値及び炉心特性値評価

①及び②で求めた基本炉心について、核的制限値に係る評価として、安全板による原子炉停止余裕の計算を行った。また、炉心特性値の評価を行った。評価結果を表 6.3-6 に示す。また、構成できない炉心として識別した格子間隔 1.27 cm の炉心についてはそれぞれ構成できる最低臨界水位を評価し、炉心特性値を評価した。結果を表 6.3-7~9 に示す。評価対象の全炉心について核的制限値を満足し、また炉心特性値が設置変更許可申請書に定めた制限範囲内に収まることを確認した。

6.3.3 まとめ

STACY 更新炉の基本炉心について、津波水没に係る評価を行い、炉心構成範囲を明確化した。また、減速材に添加する可溶性中性子吸収材としてボロンを選定し、想定を超えた津波に水没しても臨界とならない範囲で添加できる最大濃度を評価した。さらに、評価対象とした炉心について安全板による原子炉停止余裕の評価及び炉心特性値に係る評価を行い、すべての炉心が核的制限値を満足し、また炉心特性値が原子炉設置変更許可申請書に定めた範囲内に収まる見通しを得た。

今後は、今年度事業で評価した基本炉心に使用する実験用装荷物の仕様を検討し、設計を行うとともに、デブリ模擬体を使用した臨界実験炉心の設計検討を行う。

参考文献

- 1) Nagaya, Y., Okumura, K., Mori, T., & Nakagawa, M. (2005). MVP/GMVP II : General purpose monte carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods. JAERI 1348
- 2) Keiichi, S. (2002). Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-3: JENDL-3.3. Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 39(11), 1125-1136
- 3) Miyoshi, Y., Arakawa, T. (1998), "CRITICAL ARRAYS OF LOW-ENRICHED UO₂ FUEL RODS WITH WATER-TO-FUEL VOLUME RATIOS RANGING FROM 1.5 TO 3.0", LEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC/(95)03/IV Volume IV, Japan Atomic Energy Research Institute
- 4) 理科年表、国立天文台編、2019
- 5) R. E. Alcouffe et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995)
- 6) K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System," JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)

表 6.3-6(1) 減速材温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	140	402	-	2.24×10^{-5}	良
1.27	110	412	-	2.45×10^{-5}	良
1.27	70	461	-	1.57×10^{-5}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	二	二	二
1.5	140	244	-	1.55×10^{-5}	良
1.5	110	250	-	1.57×10^{-5}	良
1.5	70	274	-	6.77×10^{-6}	良
1.5	40	361	-	1.22×10^{-5}	良
2.54	140	200	-	1.41×10^{-4}	良
2.54	110	217	-	1.36×10^{-4}	良
2.54	70	240	-	1.43×10^{-4}	良
2.54	40	402	-	1.52×10^{-4}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	-1.91×10^{-5}	良
1.27	110	549	390.7	-1.73×10^{-5}	良
1.27	70	549	221.2	-7.69×10^{-6}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	二	二	二
1.5	140	365	428.1	-4.57×10^{-6}	良
1.5	110	365	400.0	-9.87×10^{-7}	良
1.5	70	365	280.9	1.46×10^{-6}	良
1.5	40	365	3.8	9.36×10^{-6}	良
2.54	<u>140</u>	<u>808</u>	<u>297.5</u>	<u>2.54×10^{-4}</u>	<u>良</u>
2.54	110	808	283.4	2.46×10^{-4}	良
2.54	70	808	234.8	2.41×10^{-4}	良
2.54	40	808	106.0	2.09×10^{-4}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(1) 減速材温度反応度係数の評価結果 (続き)
 (可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	140	651	758.9	-2.80×10^{-5}	良
1.27	110	651	696.3	-2.45×10^{-5}	良
1.27	70	651	483.5	-1.82×10^{-5}	良
1.27	40	651	32.8	1.13×10^{-5}	良
1.5	140	462	719.8	7.74×10^{-6}	良
1.5	110	462	684.8	8.63×10^{-6}	良
1.5	70	462	547.2	3.30×10^{-6}	良
1.5	40	462	212.9	6.49×10^{-6}	良
2.54	140	795	296.2	2.48×10^{-4}	良
2.54	110	795	281.4	2.53×10^{-4}	良
2.54	70	795	232.5	2.41×10^{-4}	良
2.54	40	795	105.5	2.09×10^{-4}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(2) 減速材ボイド反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 (Δ k/k/vol%)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	140	402	-	-3.52×10^{-3}	良
1.27	110	412	-	-3.44×10^{-3}	良
1.27	70	461	-	-3.16×10^{-3}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	二	二	二
1.5	140	244	-	-3.29×10^{-3}	良
1.5	110	250	-	-3.22×10^{-3}	良
1.5	70	274	-	-2.96×10^{-3}	良
1.5	40	361	-	-2.29×10^{-3}	良
2.54	140	200	-	3.60×10^{-4}	良
2.54	110	217	-	4.39×10^{-4}	良
2.54	70	240	-	7.52×10^{-4}	良
2.54	40	402	-	1.63×10^{-3}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	-3.18×10^{-3}	良
1.27	110	549	390.7	-3.14×10^{-3}	良
1.27	70	549	221.2	-3.01×10^{-3}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	二	二	二
1.5	140	365	428.1	-2.47×10^{-3}	良
1.5	110	365	400.0	-2.46×10^{-3}	良
1.5	70	365	280.9	-2.43×10^{-3}	良
1.5	40	365	3.8	-2.27×10^{-3}	良
2.54	<u>140</u>	<u>808</u>	<u>297.5</u>	<u>3.08×10^{-3}</u>	良
2.54	110	808	283.4	3.05×10^{-3}	良
2.54	70	808	234.8	2.95×10^{-3}	良
2.54	40	808	106.0	2.68×10^{-3}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(2) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (続き)
 (以下可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	140	651	758.9	-2.80×10^{-3}	良
1.27	110	651	696.3	-2.78×10^{-3}	良
1.27	70	651	483.5	-2.72×10^{-3}	良
1.27	40	651	32.8	-2.42×10^{-3}	良
1.5	140	462	719.8	-1.81×10^{-3}	良
1.5	110	462	684.8	-1.81×10^{-3}	良
1.5	70	462	547.2	-1.82×10^{-3}	良
1.5	40	462	212.9	-1.82×10^{-3}	良
2.54	140	795	296.2	3.04×10^{-3}	良
2.54	110	795	281.4	3.04×10^{-3}	良
2.54	70	795	232.5	2.92×10^{-3}	良
2.54	40	795	105.5	2.68×10^{-3}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(3) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	140	402	-	-2.76×10^{-5}	良
1.27	110	412	-	-2.76×10^{-5}	良
1.27	70	461	-	-2.82×10^{-5}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	-	-	-
1.5	140	244	-	-1.99×10^{-5}	良
1.5	110	250	-	-2.00×10^{-5}	良
1.5	70	274	-	-2.03×10^{-5}	良
1.5	40	361	-	-2.03×10^{-5}	良
2.54	140	200	-	-1.09×10^{-5}	良
2.54	110	217	-	-1.13×10^{-5}	良
2.54	70	240	-	<u>-1.08×10^{-5}</u>	良
2.54	40	402	-	-1.12×10^{-5}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	-2.99×10^{-5}	良
1.27	110	549	390.7	-2.99×10^{-5}	良
1.27	70	549	221.2	-2.95×10^{-5}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	-	-	-
1.5	140	365	428.1	-2.16×10^{-5}	良
1.5	110	365	400.0	-2.12×10^{-5}	良
1.5	70	365	280.9	-2.13×10^{-5}	良
1.5	40	365	3.8	-2.04×10^{-5}	良
2.54	140	808	297.5	-1.25×10^{-5}	良
2.54	110	808	283.4	-1.27×10^{-5}	良
2.54	70	808	234.8	-1.25×10^{-5}	良
2.54	40	808	106.0	-1.15×10^{-5}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(3) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果（続き）
 （以下可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	140	651	758.9	-3.07×10^{-5}	良
1.27	110	651	696.3	-3.04×10^{-5}	良
1.27	70	651	483.5	-3.00×10^{-5}	良
1.27	40	651	32.8	-2.88×10^{-5}	良
1.5	140	462	719.8	-2.23×10^{-5}	良
1.5	110	462	684.8	-2.19×10^{-5}	良
1.5	70	462	547.2	-2.22×10^{-5}	良
1.5	40	462	212.9	-2.12×10^{-5}	良
2.54	140	795	296.2	-1.28×10^{-5}	良
2.54	110	795	281.4	-1.21×10^{-5}	良
2.54	70	795	232.5	-1.21×10^{-5}	良
2.54	40	795	105.5	-1.19×10^{-5}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(4) 即発中性子寿命の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	140	402	-	2.98×10^{-5}	良
1.27	110	412	-	2.95×10^{-5}	良
1.27	70	461	-	2.85×10^{-5}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	-	-	-
1.5	140	244	-	3.68×10^{-5}	良
1.5	110	250	-	3.66×10^{-5}	良
1.5	70	274	-	3.57×10^{-5}	良
1.5	40	361	-	3.39×10^{-5}	良
2.54	140	200	-	<u>6.88×10^{-5}</u>	良
2.54	110	217	-	6.87×10^{-5}	良
2.54	70	240	-	6.82×10^{-5}	良
2.54	40	402	-	6.74×10^{-5}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	2.02×10^{-5}	良
1.27	110	549	390.7	2.06×10^{-5}	良
1.27	70	549	221.2	2.26×10^{-5}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	-	-	-
1.5	140	365	428.1	2.63×10^{-5}	良
1.5	110	365	400.0	2.66×10^{-5}	良
1.5	70	365	280.9	2.80×10^{-5}	良
1.5	40	365	3.8	3.37×10^{-5}	良
2.54	140	808	297.5	5.59×10^{-5}	良
2.54	110	808	283.4	5.63×10^{-5}	良
2.54	70	808	234.8	5.78×10^{-5}	良
2.54	40	808	106.0	6.24×10^{-5}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(4) 即発中性子寿命の評価結果 (続き)
 (可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	140	651	758.9	1.77×10^{-5}	良
1.27	110	651	696.3	1.80×10^{-5}	良
1.27	70	651	483.5	1.93×10^{-5}	良
1.27	40	651	32.8	2.55×10^{-5}	良
1.5	140	462	719.8	2.34×10^{-5}	良
1.5	110	462	684.8	2.37×10^{-5}	良
1.5	70	462	547.2	2.47×10^{-5}	良
1.5	40	462	212.9	2.83×10^{-5}	良
2.54	140	795	296.2	5.60×10^{-5}	良
2.54	110	795	281.4	5.64×10^{-5}	良
2.54	70	795	232.5	5.79×10^{-5}	良
2.54	40	795	105.5	6.24×10^{-5}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(5) 実効遅発中性子割合の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	402	-	7.89×10^{-3}	良
1.27	110	412	-	7.90×10^{-3}	良
1.27	70	461	-	7.91×10^{-3}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	-	-	-
1.5	140	244	-	7.87×10^{-3}	良
1.5	110	250	-	7.88×10^{-3}	良
1.5	70	274	-	7.90×10^{-3}	良
1.5	40	361	-	7.92×10^{-3}	良
2.54	140	200	-	7.31×10^{-3}	良
2.54	110	217	-	7.31×10^{-3}	良
2.54	70	240	-	7.32×10^{-3}	良
2.54	40	402	-	7.32×10^{-3}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	7.81×10^{-3}	良
1.27	110	549	390.7	7.82×10^{-3}	良
1.27	70	549	221.2	7.87×10^{-3}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	-	-	-
1.5	140	365	428.1	7.72×10^{-3}	良
1.5	110	365	400.0	7.74×10^{-3}	良
1.5	70	365	280.9	7.79×10^{-3}	良
1.5	40	365	3.8	7.92×10^{-3}	良
2.54	140	808	297.5	6.91×10^{-3}	良
2.54	110	808	283.4	6.93×10^{-3}	良
2.54	70	808	234.8	7.00×10^{-3}	良
2.54	40	808	106.0	7.17×10^{-3}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値 (表 6.3-9 に記載)。

表 6.3-6(5) 実効遅発中性子割合の評価結果 (続き)
 (可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	651	758.9	7.74×10^{-3}	良
1.27	110	651	696.3	7.76×10^{-3}	良
1.27	70	651	483.5	7.81×10^{-3}	良
1.27	40	651	32.8	7.92×10^{-3}	良
1.5	140	462	719.8	7.62×10^{-3}	良
1.5	110	462	684.8	7.64×10^{-3}	良
1.5	70	462	547.2	7.70×10^{-3}	良
1.5	40	462	212.9	7.84×10^{-3}	良
2.54	140	795	296.2	6.91×10^{-3}	良
2.54	110	795	281.4	6.93×10^{-3}	良
2.54	70	795	232.5	7.00×10^{-3}	良
2.54	40	795	105.5	7.17×10^{-3}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(6) 水位反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	水位反応度係 数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	402	-	2.38×10^{-3}	良
1.27	110	412	-	4.44×10^{-3}	良
1.27	70	461	-	1.41×10^{-2}	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	-	-	二
1.5	140	244	-	2.18×10^{-3}	良
1.5	110	250	-	4.24×10^{-3}	良
1.5	70	274	-	1.37×10^{-2}	良
1.5	40	361	-	5.33×10^{-2}	良
2.54	140	200	-	2.40×10^{-3}	良
2.54	110	217	-	4.59×10^{-3}	良
2.54	70	240	-	1.42×10^{-2}	良
<u>2.54</u>	<u>40</u>	<u>402</u>	-	<u>5.89×10^{-2}</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	2.42×10^{-3}	良
1.27	110	549	390.7	4.65×10^{-3}	良
1.27	70	549	221.2	1.45×10^{-2}	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	-	-	二
1.5	140	365	428.1	2.27×10^{-3}	良
1.5	110	365	400.0	4.28×10^{-3}	良
1.5	70	365	280.9	1.40×10^{-2}	良
1.5	40	365	3.8	5.25×10^{-2}	良
2.54	140	808	297.5	2.62×10^{-3}	良
2.54	110	808	283.4	5.05×10^{-3}	良
2.54	70	808	234.8	1.58×10^{-2}	良
2.54	40	808	106.0	5.72×10^{-2}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-6(6) 水位反応度係数の評価結果 (続き)
 (以下可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃 度 (ppm)	水位反応度係 数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	651	758.9	2.49×10^{-3}	良
1.27	110	651	696.3	4.71×10^{-3}	良
1.27	70	651	483.5	1.47×10^{-2}	良
1.27	40	651	32.8	5.30×10^{-2}	良
1.5	140	462	719.8	2.37×10^{-3}	良
1.5	110	462	684.8	4.47×10^{-3}	良
1.5	70	462	547.2	1.43×10^{-2}	良
1.5	40	462	212.9	5.45×10^{-2}	良
2.54	140	795	296.2	2.60×10^{-3}	良
2.54	110	795	281.4	4.70×10^{-3}	良
2.54	70	795	232.5	1.60×10^{-2}	良
2.54	40	795	105.5	5.83×10^{-2}	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 6.3-7 構成してはならない炉心として識別された炉心

炉心形状	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)
正方	1.27	40	647	-
円筒	1.27	40	630	-

表 6.3-8 構成してはならない炉心の再評価結果 (臨界水位)

炉心形状	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)
正方	1.27	48.22	558	-
円筒	1.27	48.15	549	-

表 6.3-9 構成してはならない炉心の再評価結果 (炉心特性)

炉心特性 判定基準 (単位)	計算結果	判定
減速材温度反応度係数 $-3.7 \times 10^{-5} \sim +3.8 \times 10^{-4}$ ($\Delta k/k/^\circ C$)	1.40×10^{-5}	良
減速材ボイド反応度係数 $-3.8 \times 10^{-3} \sim +3.7 \times 10^{-3}$ ($\Delta k/k/vol\%$)	-2.73×10^{-3}	良
棒状燃料温度反応度係数 $-4.1 \times 10^{-5} \sim -8.5 \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ C$)	-2.84×10^{-5}	良
即発中性子寿命 $6.9 \times 10^{-6} \sim 8.4 \times 10^{-5}$ (s)	2.72×10^{-5}	良
実効遅発中性子割合 $6.8 \times 10^{-3} \sim 8.1 \times 10^{-3}$ (-)	<u>7.93×10^{-3}</u>	<u>良</u>
水位反応度係数 $2.0 \times 10^{-3} \sim 6.0 \times 10^{-2}$ (ドル/mm)	3.51×10^{-2}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

6.4 STACY 更新炉の実験炉心の検討

6.4.1 燃料デブリ評価のための実験炉心検討

(1) 目的

平成 28 年度事業^リにおいて、STACY 更新炉を用いた臨界実験による燃料デブリの臨界特性評価についてのフランス放射線防護原子力安全研究所（IRSN）との共同研究の成果として、熔融炉心コンクリート相互作用（MCCI）によって生じた燃料デブリ組成（MCCI 生成物）に含まれる同位体の核反応の実効増倍率に対する感度に着目した実験炉心の構成検討とその結果を示した。本年度事業では、平成 28 年度事業における検討に加えて、より減速不足となる中性子減速条件の検討、感度向上のため一部の軽水減速材を置換する炉心構成の検討、及び燃料被覆管に含まれる Zr の実効増倍率に対する感度評価を行った。感度解析は MCNP6.2 連続エネルギーモンテカルロコードと評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた 238 群で実施している。

(2) 概要

MCCI 生成物の臨界特性のうち実効増倍率への感度を調査するため、三角格子を導入した稠密炉心の成立性評価と感度評価を行った。また、感度を測定するための試料の装荷方法として、これまで検討してきた棒状燃料要素と置換可能な棒状の試料に加えて、減速材を置換するためのブロック状のものを検討した。さらに、燃料デブリ中に含まれるであろう被覆管材料主成分のジルコニウムについて、実効増倍率に対する感度を調べた。

(3) STACY 更新炉の実験炉心の検討

① 平成 28 年度の評価結果

平成 28 年度実施の実験炉心検討では、MCCI 生成物のうちコンクリート由来の ^{28}Si 及び ^{40}Ca の捕獲反応に着目し、中性子のエネルギーによって変化するこれらの実効増倍率に対する感度の積分値を最大化するような実験炉心の構築を行った。成果として、棒状燃料要素と同じ寸法のコンクリート試料を装荷し格子間隔が異なる 2 つの格子板を組み合わせた 2 領域炉心を 3 つ検討した。これらの炉心の減速条件（燃料対減速材比： V_m/V_f ）、コンクリート試料の装荷本数、積分感度などをまとめたものを表 6.4-1 に示す。

表 6.4-1 最適化した STACY 更新炉の実験炉心の諸元（平成 28 年度実施）

テスト領域 サイズ	V_m/V_f (テスト領域)	V_m/V_f (炉心平均)	コンクリート試料 本数	棒状燃料 要素数	^{28}Si 捕獲反応 積分感度	^{40}Ca 捕獲反応 積分感度
25 x 25	0.55	2.71	544	277	-9.0E-03	-2.4E-03
21 x 21	1.16	2.93	372	249	-7.7E-03	-2.0E-03
15 x 15	2.92	7.82	140	225	-3.2E-03	-8.2E-04

それぞれの炉心において、コンクリート試料 1 本あたりの ^{28}Si 捕獲反応の積分感度は、 $-1.7\text{E}-05$ 、 $-2.1\text{E}-05$ 、及び $-2.3\text{E}-05$ 、同じく ^{40}Ca 捕獲反応の積分感度は、 $-4.4\text{E}-06$ 、 $-5.4\text{E}-06$ 、及び $-5.9\text{E}-06$ となり、それぞれ 15×15 炉心において大きいことがわかる。この整理を行うと、 V_m/V_f が小さい炉心は、試料の装荷本数を多くすることが出来るが、1 本あたりの積分感度への寄与は小さいことがわかる。

本年度は、 V_m/V_f と感度の関係を調べるために、より V_m/V_f が小さい稠密炉心での感度評価を実施することと、コンクリート試料の装荷方法として棒状燃料要素との置換ではなく、軽水減速材との置換を考えた場合の検討を行った。

② 稠密炉心の検討

1) 稠密炉心の概要

稠密炉心の基本概念は、格子間隔の小さい三角格子を実験炉心として用いることである。しかしながら、現状では STACY 更新炉の三角格子に対する安全板スリットを検討していないことから、本検討では矩形格子と組み合わせた 2 領域炉心とした。但し、三角格子を導入する領域は、矩形格子に挿入される安全板或いは未臨界板スリットの幅によって制限されるほか、三角格子の V_m/V_f は STACY 更新炉炉心平均の許可範囲より小さくなるため、矩形格子で構成されるドライバ領域の V_m/V_f は大きくして炉心平均の V_m/V_f を許可範囲に収める必要がある。

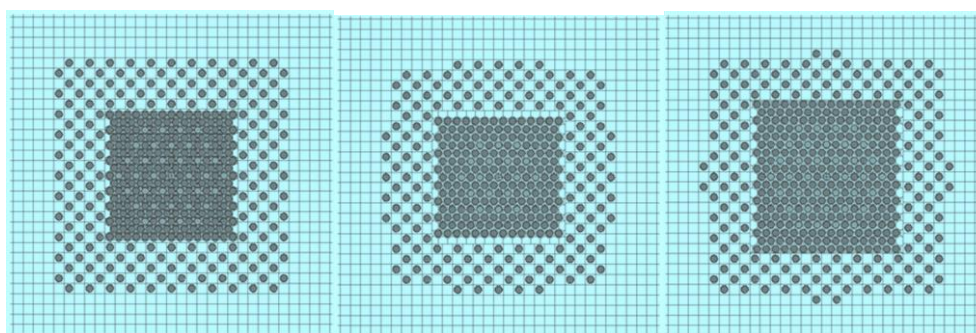
2) 稠密炉心の検討

稠密炉心におけるコンクリート試料あたりの感度を評価するため、3 つの稠密炉心構成を検討した。なお、本検討においては炉心平均の V_m/V_f 、棒状燃料要素の本数、安全板スリット間隔に対する三角格子の大きさ、ドライバ領域の格子間隔、についてはこれまでの設計検討の情報を考慮して検討されているが、津波板スリットの位置については、三角格子を導入した場合について検討されていないため考慮されていない。また、このような三角格子が必要な強度を有して機械加工出来るかどうかについても検討はしていない。

表 6.4-2 及び図 6.4-1 にこれらの 3 炉心構成の概要を示す。格子間隔が 1.09 cm 及び 1.15 cm の異なる 2 種の三角格子が用いられる。このうち後者は三角格子のテスト領域を一回り大きくした設計も加えた。炉心平均の V_m/V_f の求め方は、それぞれの格子が占める領域体積（断面面積）の比をかけて算出している。

表 6.4-2 検討した STACY 更新炉の稠密炉心の諸元

炉心 ID	V_m/V_f (テスト領域)	V_m/V_f (ドライバ領域)	V_m/V_f (炉心平均)	棒状燃料要素数	コンクリート試料本数
HT1.09	0.61 (1.09 cm 三角格子)	10.87 (2.54 cm 矩形格子)	7.59	390	37
HT1.15S	0.83 (1.15 cm 三角格子)	10.87 (2.54 cm 矩形格子)	6.94	340	19
HT1.15L	0.83 (1.15 cm 三角格子)	10.87 (2.54 cm 矩形格子)	6.60	455	37



HT1.09

HT1.15S

HT1.15L

図 6.4-1 検討した稠密炉心

3) 稠密炉心における感度

2)で検討した 3 つの稠密炉心構成に対して感度評価を行い、 ^{28}Si および ^{40}Ca の積分感度を求めた。結果を表 6.4-3 に示す。コンクリート試料 1 本あたりの感度寄与と比較すると、矩形 2 領域炉心で得られた感度に対して 2/3 ほどの大きさであった。また、三角格子の V_m/V_f はこれまでの矩形 2 領域炉心での検討結果に対して中間の値となるように設定しており、かつ今回のサンプル装荷位置はドライバ領域による中性子の熱化の影響を大きく受けない位置としているが、 V_m/V_f で整理すると、減速条件の大小と得られる感度との間に明確な関連はないように思われる。

表 6.4-3 STACY 更新炉稠密炉心における感度評価結果

炉心 ID	コンクリート試料本数	^{28}Si	^{40}Ca	^{28}Si	^{40}Ca
		捕獲反応積分感度 (全試料)	捕獲反応積分感度 (全試料)	捕獲反応積分感度 (1 試料)	捕獲反応積分感度 (1 試料)
HT1.09	37	-2.5E-04	-9.6E-05	-6.7E-06	-2.6E-06
HT1.15S	19	-1.7E-04	-5.9E-05	-8.9E-06	-3.1E-06
HT1.15L	37	-3.0E-04	-1.1E-04	-8.2E-06	-2.9E-06

4) まとめ

STACY 更新炉において三角格子を用いた場合の稠密炉心構成案について示し、MCCI 生成物の感度評価を行う目的でコンクリート試料を装荷した場合に得られる感度について評価した。実験的制約を考慮した矩形炉心との 2 領域炉心構成において、コンクリート試料あたりの感度を求めたところ、矩形 2 領域炉心の場合より小さな値であった。また、 V_m/V_f と得られる感度については明確な関係が見いだせなかった。広範な V_m/V_f を再現するために三角格子を導入した場合の炉心成立性が確認された。

③ 減速材置換炉心の検討

1) 減速材置換炉心の概要

減速材置換炉心の基本概念は、テスト領域に多数のコンクリート試料を棒状燃料要素に替えて装荷するのではなく、テスト領域の軽水減速材を置き換え、棒状燃料が装荷出来るような穴開きのコンクリートを作製することにより、コンクリート成分の実効増倍率への感度を大きく取れる可能性を検討するものである。

2) 減速材置換炉心の検討

基本的には、平成 28 年度事業で構築した 3 実験炉心体系のテスト領域に対して、二回り小さい減速材置換領域を設定し、ここに蓮根状で格子板と同じピッチの多数の燃料要素挿入孔を有した減速材置換ブロックを装荷し、軽水減速材と置き換えたものである。棒状のコンクリート試料をテスト領域に装荷しない代わりに、コンクリートで作製した減速材置換ブロックを用いた炉心を想定して同様に感度評価を進めた。このようなコンクリートブロックが製作可能であるかどうか、現在取得予定の許認可で装荷可能であるかどうか、またテスト領域の実効的な減速条件すなわち V_m/V_f は現段階では評価は行わず、減速材置換による感度向上が見込めるかどうかの実行可能性評価である。

表 6.4-4 及び図 6.4-2 にこれらの 3 炉心構成の概要を示す。それぞれテスト領域の外側 2 周分は減速材置換を行わず、中央の領域を燃料要素の有効長をカバーしうる長さのコ

ンクリートブロックで置換を行っている。それぞれの置換体積は臨界水位を 130 cm とし
て評価した。

3) 減速材置換炉心における感度

2)で検討した 3 つの減速材置換炉心に対して感度評価を行い、 ^{28}Si および ^{40}Ca の積分
感度を求めた。結果を表 6.4-4 に示す。全炉心積分感度で比較すると、棒状燃料置換の場
合の方が高い積分感度となっている。テスト領域サイズが 25x25 及び 21x21 の場合には
棒状のコンクリートの体積が、減速材置換の場合よりも装荷量が多いことが要因と考え
られるが、15x15 の場合には減速材置換の場合の方がコンクリート装荷量が多い。このこ
とを考察すると、減速材として軽水に替わりコンクリートを用いることで、十分な中性
子減速効果が得られず、テスト領域に装荷の棒状燃料要素のインポートランスが低下して
いることが考えられる。特に 15x15 テスト領域の格子間隔 1.50 cm は STACY 更新炉にお
ける最適減速に近いと、このような結果になったものとする。

4) まとめ

STACY 更新炉において軽水減速材をコンクリートで置き換えた減速材置換炉心構成
案について示し、コンクリートの感度について評価した。全炉心の ^{28}Si 及び ^{40}Ca の積分
感度を従来の棒状コンクリート試料装荷の場合と比較した場合、最適減速条件～減速不
足条件となるテスト領域の格子間隔 1.50 cm 以下 ($V_m/V_f=2.92$) の場合、減速材の体積が
小さくなることから、減速材置換による積分感度向上は見込めないことがわかった。軽
水減速材を置換できるような減速材ブロックの製造性や過減速条件での評価については
今後追加の検討が必要である。

表 6.4-4 コンクリート減速材置換炉心の諸元

炉心 ID	テスト領 域（格子 間隔）	コンクリ ート置換 領域	コンクリ ート減速材体 積 [cm ³]	^{28}Si 捕獲反応 積分感度 （全炉心）	^{40}Ca 捕獲反応 積分感度 （全炉心）
T25_CM	25x25 (1.00 cm)	21x21	1.2E+04	-3.2E-04	-2.0E-04
T21_CM	21x21 (1.15 cm)	17x17	2.0E+04	-7.0E-04	-3.7E-04
T15_CM	15x15 (1.50 cm)	11x11	2.3E+04	-1.8E-03	-6.8E-04

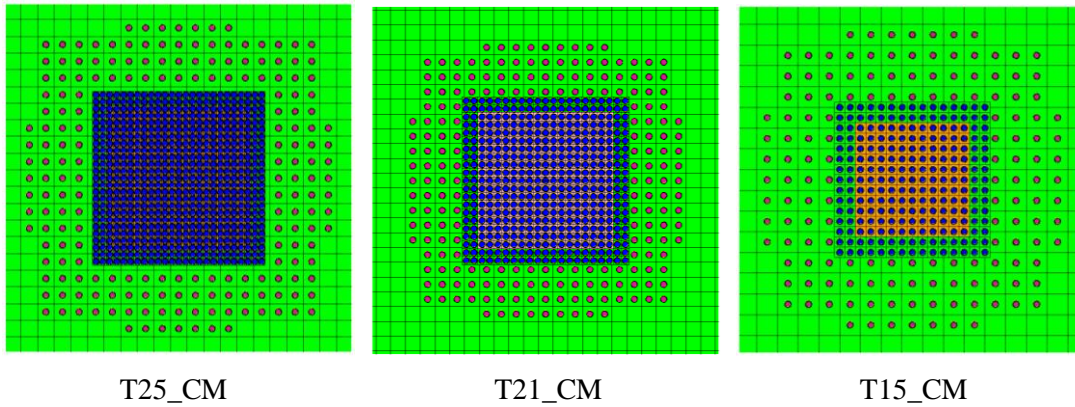


図 6.4-2 検討したコンクリート減速材置換炉心

(4) 燃料被覆管材料の実効増倍率への感度影響評価

① 概要

平成 28 年度以降の実効増倍率の感度に着目した評価では、主に MCCI 生成物のコンクリートの成分である ^{28}Si と ^{40}Ca について着目してきた。しかしながら、福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリでは、燃料被覆管であるジルカロイが少なからず含まれていると考えられる。そこで、本検討においては、単純形状のアプリケーションモデルにおいて、コンクリートの成分の感度に対してジルカロイ由来の成分（主に Zr）の感度がどの程度寄与するのかについて検討した。

② 評価モデル

評価に用いたアプリケーションモデルの概要を図 6.4-3 に示す。本モデルは平成 26 年度事業成果報告書 ²⁾3.3.3 において実施した「MCCI 生成物領域を非均質体系でモデル化した解析」モデルに準ずるもので、面心立方格子に配置した MCCI 生成物球の中間点に MCCI 生成物球と同じ直径のジルカロイ 2 合金球を配置したものである。 V_m/V_f は格子間隔を調整することで $V_m/V_f = 1$ に設定する。この格子領域をさらに仮想的な球体で区切り、その外側に 30 cm の軽水反射体領域を設けた時の実効増倍率が 1 となるような球体直径を求め、その条件下で感度解析を行った。

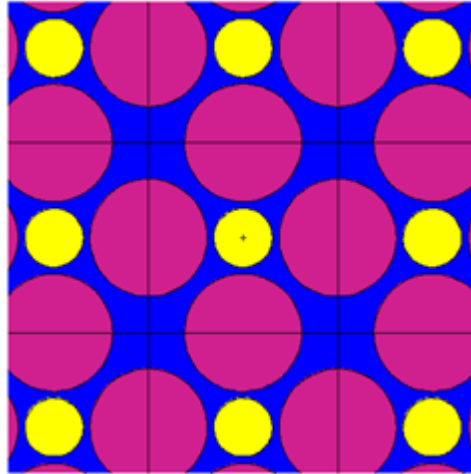


図 6.4-3 感度解析計算モデル

(面心立方格子断面を示しているため双方の球体サイズが異なっているように見える)

③ 評価結果

MCCI 生成物には体積割合で 20%及び 60%のコンクリートを含む条件で感度解析を行ったが、傾向が大きく変わらなかったため、後者の結果を代表して表 6.4-5 に示す。今回の解析条件では、コンクリート由来の ^{28}Si 、 ^{39}K 、 ^{40}Ca 、 ^{56}Fe などに続き、 ^{91}Zr の捕獲反応の実効増倍率に対する感度が大きいことがわかった。この ^{91}Zr 捕獲反応のエネルギープロファイルは図 6.4-4 に示される。1 keV 付近に数本の鋭いピークが見られるものの、概ね熱中性子領域が支配的であることがわかった。ジルカロイ合金の主成分はほぼジルコニウムであり、他の少量含有元素（スズ、クロム等）の感度が大きく表れることはなかった。

表 6.4-5 MCCI 生成物及びジルカロイの感度解析結果

Nuclide	Reaction	Absolute Integral Value
^{28}Si	Elastic	1.0E-02
^{28}Si	Capture	-4.4E-03
^{28}Si	Inelastic	2.0E-03
^{39}K	Capture	-1.6E-03
^{40}Ca	Capture	-1.6E-03
^{23}Na	Elastic	1.6E-03
^{56}Fe	Capture	-1.3E-03
^{91}Zr	Capture	-1.2E-03
^{23}Na	Capture	-8.2E-04

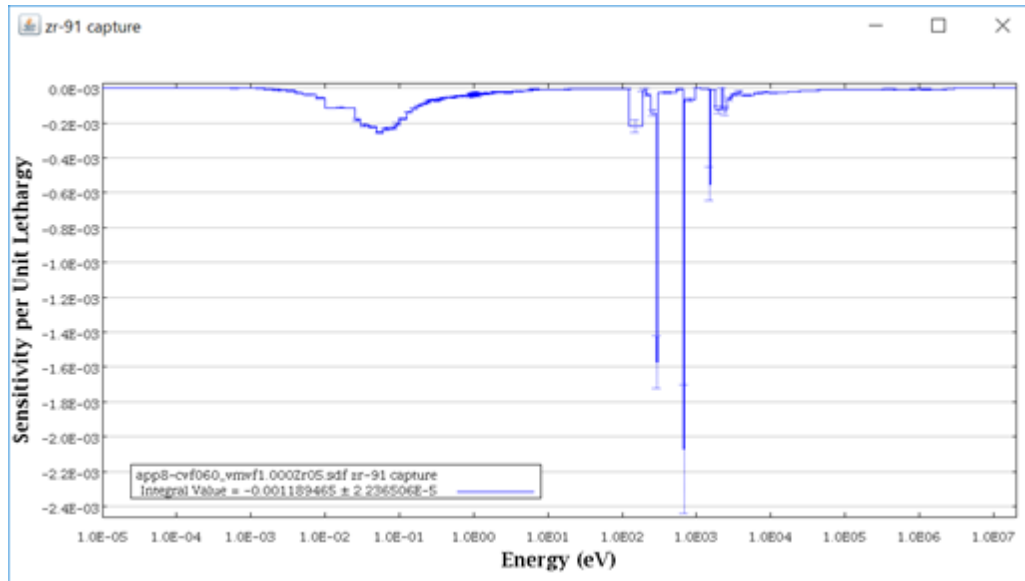


図 6.4-4 ^{91}Zr 捕獲反応のエネルギープロファイル

④ まとめ

ジルカロイ 2 合金を含む MCCI 生成物の感度解析を行い、ジルコニウムの実効増倍率の寄与を評価した。 ^{91}Zr の捕獲反応の感度が比較的大きかったが、MCCI 生成物中のコンクリートの主要成分に比べて ^{91}Zr 捕獲反応の感度は小さかった。他の炉内外構造材を含む燃料デブリ、例えば鉄系を多く含む組成についても個別に評価する必要があるが、コンクリートに含まれる ^{56}Fe の感度よりも小さい結果が得られており、Zr の感度が支配的となるような結果にはならないものと考えられる。

(5) まとめ

仏 IRSN との共同研究において燃料デブリ組成の実効増倍率に対する感度に着目した臨界実験炉心の検討を進めている。MCCI 生成物中のコンクリート由来の Si、Ca などの積分感度を大きくするための検討として三角格子を導入した稠密炉心、コンクリートブロックを装荷した減速材置換炉心などを検討した。稠密炉心の検討では、減速条件 V_m/V_f と積分感度との間に明確な関係は認められなかったものの、広範な減速条件を STACY 更新炉において再現するための知見が得られた。一方、コンクリートブロックによる減速材置換炉心では、置換する体積が大きくなれば得られる感度も大きくなると考えられる。ただし、置換前後でテスト領域の減速条件が大きく変わるため、この影響評価を今後実施する必要がある。また、装荷物の製造性や許認可も関係することから、十分な装荷量が準備出来るのであれば棒状燃料要素との置換による装荷が簡易であると考えられる。

一方、燃料デブリ中に含まれるであろうジルカロイ成分の感度についても簡易な計算モデルにて評価した。この結果、 ^{91}Zr 捕獲反応が比較的大きな感度を持っていることがわかったが、コンクリートの成分などと比較すると寄与は小さいことがわかった。

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

(1) 目的

STACY 更新炉初臨界後の実験は、国際的な貢献のため実験データをベンチマーク化し、OECD/NEA の主導する国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) 及び国際炉物理実験ベンチマークプロジェクト (IRPhEP) に提供する予定としている。この準備のため、STACY 更新炉の施設設計段階からベンチマークとして求められる設計精度、不確かさ評価に必要十分な測定精度・回数などを把握しておく必要がある。双方の会合への参加を通じ、技術レビューグループからのベンチマークに関する情報・要求を収集した。

(2) 会議概要

ICSBEP では、世界各国の臨界実験の専門家が集まり、技術レビューグループを構成している。年 1 回行われる定期技術レビュー会合においては、翌年発行予定の ICSBEP ハンドブックに掲載予定の新規ベンチマーク評価等の記載内容、精度、ベンチマークとして相応しいか否かについてレビューが行われる。平成 30 年度の会合はフランス共和国パリ近郊のブローニュ=ビヤンクルの OECD/NEA 本部において、10 月 22 日～25 日に行われ、40 名程度の参加者があった。

(3) 成果

米国とブラジルから合わせて新規評価書 4 件がレビューされたが、いずれも近年実施された臨界実験の成果であり、当初より ICSBEP で公開できるよう実験機器の精度や不確かさ評価に耐えられるだけの十分な記録を残しておくなど、周到的な準備がなされていたことが特筆に値する。そのため、古い臨界実験結果から組み立てられたベンチマークデータで入り得るエンジニアリング・ジャッジがほとんどなく、ベンチマークデータとしての完成度が高くなっていた。STACY 更新炉においてもこの点を当然考慮すべきであり、棒状燃料要素の測定や炉心タンクの測定など参考になる情報が得られた。これらの成果は、現在製作中の棒状燃料要素の製造元での測定要求や受入検査の仕様に反映された。また、不確かさが大きい材料 (今回は Ti) の核データ検証のための積分実験結果がレビューされ、STACY 更新炉における模擬燃料デブリの臨界実験にも資する実験方法論が取得できた。

(4) まとめ

OECD/NEA で開催された ICSBEP 定期技術レビュー会合に参加し、他国の臨界実験結果を参考にすることで、STACY 更新炉の設計・製造時における品質管理、実験方法論についての知見が得られた。

参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構、平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」、(2018)
- 2) 日本原子力研究開発機構、平成 26 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」、(2015)

第7章 デブリ模擬臨界実験用燃料の調達

本章では、STACY 更新炉において使用する棒状燃料の調達について、平成 30 年度事業の結果を報告する。以下、STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料の製作の詳細を「7.1 棒状燃料の製作」、燃料輸送に使用する輸送容器整備の詳細を「7.2 デブリ模擬臨界実験用燃料輸送容器の整備」、燃料輸送の準備状況を「7.3 棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の輸送準備」に示す。

7.1 棒状燃料の製作

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製造契約に基づき、平成 29 年度事業で取得した燃料ペレット及び棒状燃料用の金属部材を用いて棒状燃料の製造を行う。

(2) 概要

平成 28 年度事業で実施した棒状燃料の詳細設計や製造要領に基づき、平成 29 年度事業では棒状燃料用の燃料ペレットを製造するとともに、金属部材（被覆管、スプリング及び端栓）を調達した。平成 30 年度事業では、これらの部材を用いて棒状燃料の製造を行った。以下に、海外燃料加工メーカ（ロシア）が行った製造工程及び検査結果を示す。なお、次年度事業において海外燃料加工メーカに職員を派遣し、製造された棒状燃料の立会検査を実施する予定である。

7.1.2 成果報告

(1) 棒状燃料組み立て工程

1) 組み立て概要

海外燃料加工メーカと合意した棒状燃料の製造要領に基づく製造フローを図 7.1-1 に、製造した棒状燃料の概要を図 7.1-2 に示す。

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料として 901 本を製造した。棒状燃料 1 本には約 120 個程度の燃料ペレットを挿入する。

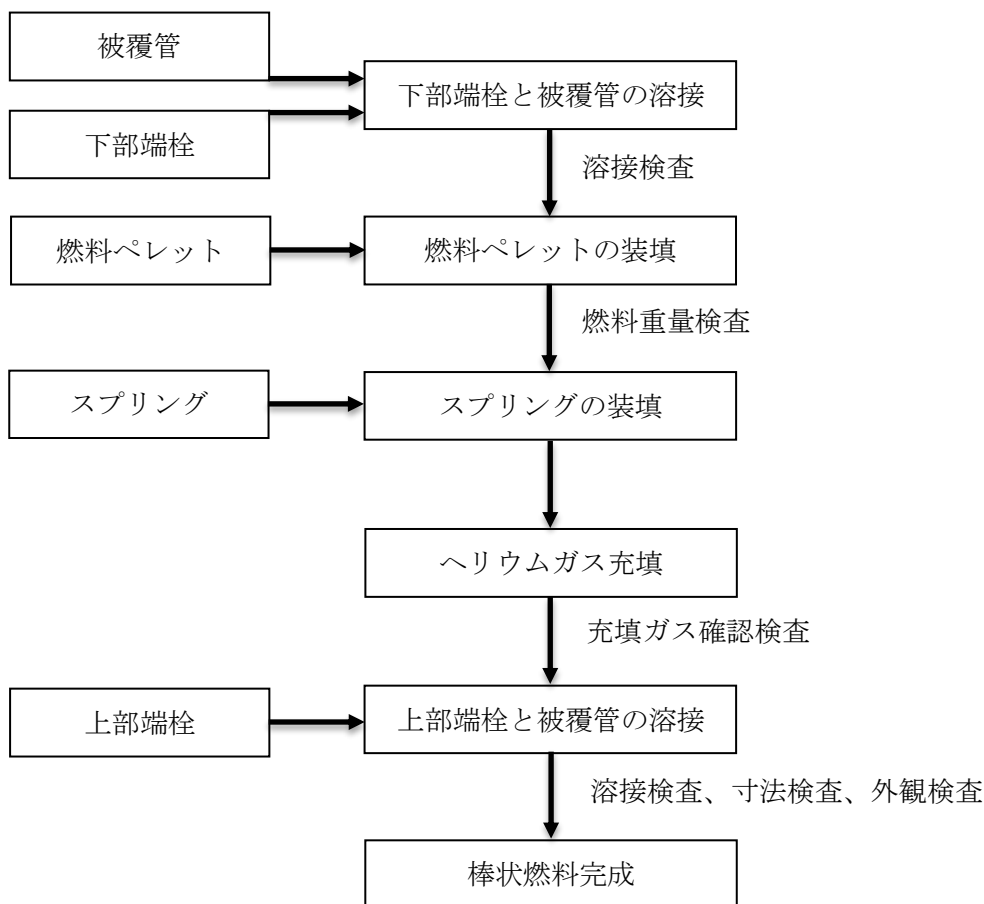
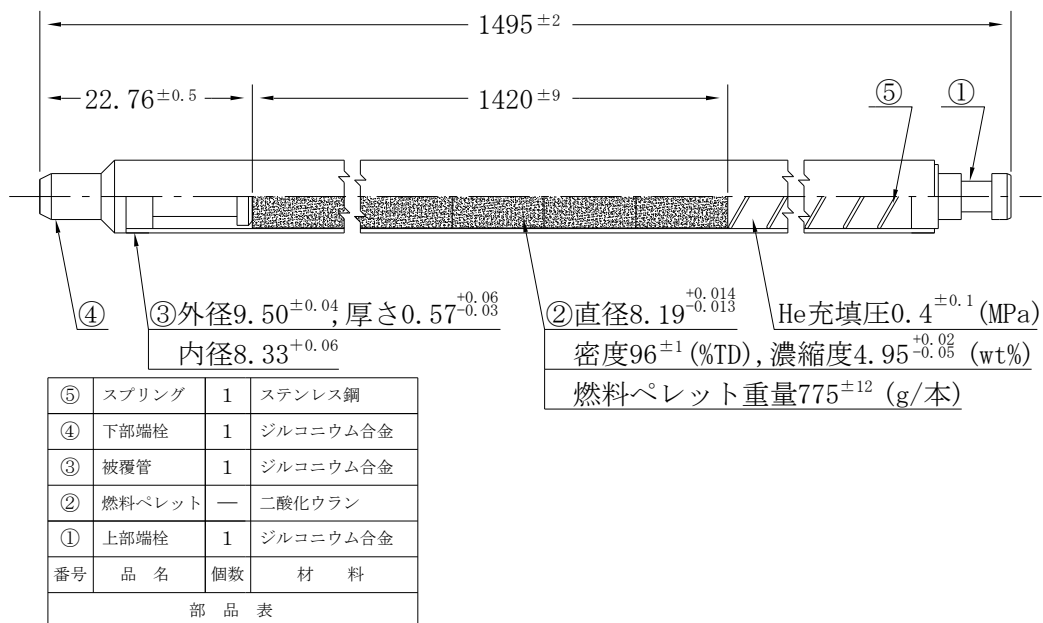


図 7.1-1 棒状燃料製造フロー図



部品表の個数は、1本あたりの個数を示す。

図 7.1-2 棒状燃料概要図

2) 海外燃料加工メーカーにおける検査結果

製造した棒状燃料について、海外燃料加工メーカーが行った棒状燃料の全長及び燃料ミート長の寸法検査、燃料重量検査並びに溶接検査の結果を表 7.1-1～表 7.1-4 に示す。なお、これらの検査結果については、次年度事業において海外燃料加工メーカーに職員を派遣し、製造された棒状燃料の立会検査を実施する予定である。

表 7.1-1 寸法検査（棒状燃料の全長）

棒状燃料 No.	仕様 (mm)	検査結果 (mm)
1～901	1495±2	1496

表 7.1-2 寸法検査（燃料ミート長）

棒状燃料 No.	仕様 (mm)	検査結果 (mm)
1～901	1420±9	1414～1426

表 7.1-3 燃料重量検査（UO₂重量）

棒状燃料 No.	仕様 (g/本)	検査結果 (g/本)
1～901	775±12	777～786

表 7.1-4 溶接検査（被覆管－上部端栓及び被覆管－下部端栓）

棒状燃料 No.	仕様	検査結果
1～901	被覆管－端栓の溶接区間が 1.3mm 以上であること。	良 (1.7～2.9mm)

7.1.3 まとめ

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製造契約に基づき、平成 29 年度事業で取得した燃料ペレット及び棒状燃料用の金属部材を用いて棒状燃料の製造を行った。製造された棒状燃料について、海外燃料加工メーカーが行った検査（棒状燃料の全長及び燃料ミート長の寸法検査、燃料重量検査並びに溶接検査）の結果、棒状燃料の詳細設計及び設工認申請書に示す仕様を満足していることを確認した。次年度事業においては、海外燃料加工メーカーに職員を派遣し、製造された棒状燃料の立会検査を実施する予定である。

7.2 デブリ模擬臨界実験用燃料輸送容器の整備

7.2.1 目的及び概要

(1) 目的

平成 29 年度事業において、STACY 更新炉用の棒状燃料を収納するための輸送容器である RAJ-III S 型輸送容器の安全解析書を作成した。平成 30 年度事業では上記の検討を踏まえ、RAJ-III S 型輸送容器の核燃料輸送物設計承認申請を実施する。さらに、輸送容器の完成時検査を実施し、容器承認申請を実施する。また、当該輸送容器の海外バリデーションに備え、核燃料輸送物設計承認英文証明願の申請を実施する。

(2) 概要

RAJ-III S 型輸送容器は、主として商用軽水炉用燃料集合体を輸送するために用いられる RAJ-III 型輸送容器に STACY 更新炉で使用する棒状燃料を収納するため、収納方法や緩衝体の設計を変更したものである。平成 30 年度事業では、平成 29 年度事業において作成した RAJ-III S 型輸送容器の安全解析書を基に、核燃料輸送物設計承認申請を実施した。安全審査において原子力規制庁から示されたコメントに対応するため、一部解析を実施すると共に補正申請を行い、核燃料輸送物設計承認を取得した（第 7.2.2(1)項）。また、STACY 更新炉用の棒状燃料を収納する予定の RAJ-III S 型輸送容器について、完成時検査を行うと共に容器承認申請を実施した（第 7.2.2(2)項）。さらに、海外で RAJ-III S 型輸送容器を使用する際、海外バリデーションを取得する必要があるため、核燃料輸送物設計承認英文証明願の申請を実施した（第 7.2.2(3)項）。取得した核燃料輸送物設計承認書に基づき、RAJ-III S 型核燃料輸送物の梱包材を製作した（第 7.2.2(4)項）。

以上により、輸送容器整備事業は完了した。

7.2.2 成果報告

(1) 核燃料輸送物設計承認申請

平成 30 年 7 月 13 日に原子力規制委員会宛て RAJ-III S 型核燃料輸送物設計承認申請を行った。原子力規制庁による安全審査において設計の変更は生じなかったものの、平成 30 年 8 月 8 日付で当該安全解析等に関するコメントリストが発行されたため、当該コメントリストの回答後、記載の適正化を目的として、平成 30 年 9 月 19 日に核燃料輸送物設計承認申請書の一部補正を行った。また、平成 30 年 11 月 19 日付で当該安全解析等に関するコメントリストが発行され、一部解析を実施し、コメントリストに対する回答を行った。その後、平成 31 年 3 月 28 日に原子力規制委員会より核燃料輸送物設計承認書を取得した。

1) 安全審査における対応（コメントリスト 1）

平成 30 年 8 月 8 日付で発行されたコメントは、記載の整合に関するものであり、記載の適正化として、平成 30 年 9 月 19 日に核燃料輸送物設計承認申請書の一部補正を行った。

2) 安全審査における対応（コメントリスト 2）

平成 30 年 11 月 19 日付で発行されたコメントは、構造解析のうち傾斜落下に関する確認として以下のとおり。

「縦横比 5 以上の輸送物について、水平落下時より傾斜落下時の衝撃加速度が大きくなる可能性がある (IAEA 規則放射性物質安全規則助言文書(No.SSG-26)No.702.2)。ついては、当該輸送物の 9 m 傾斜落下時においても燃料棒に破断が生じないこと、若しくは破断が生じても外運搬規則に規定されている諸条件で臨界に達しないことを説明すること。」

これに対し、RAJ-III S 型核燃料輸送物の 9 m 傾斜落下時においても棒状燃料に破断が生じないことを説明するために、文献調査及び傾斜落下時の構造解析を行った。

参考文献 1)によると、ペレットが入らない被覆管の場合、被覆管の最大耐荷重は約 90 N/mm である。一方、模擬ペレットを入れた被覆管の場合、被覆管が変形してペレットに接した後は、ペレットが荷重を負担することから最大耐荷重として約 3,000 N/mm という非常に大きな値を示している。

これを安全解析書の記載と比較してみると、9 m 水平落下時の被覆管の強度評価 (ペレットの存在を無視した評価) において弾性範囲を超えるが破断はしないとしていることから、落下により加わる衝撃は、参考文献 1)において弾性範囲を超えてから破断するまでの間である約 70~80 N/mm であると考えられることができる。この値は、参考文献 1)で模擬ペレットを入れた被覆管が 9 m 落下時に耐えられるとしている荷重 (約 3,000 N/mm) より十分小さい。STACY の棒状燃料はすべてペレットが封入されているため、水平落下時より傾斜落下時の衝撃加速度が局部的に大きくなる可能性があるとしても、最大耐荷重である約 3,000 N/mm を超えることは考えられない。したがって、被覆管がペレットに接した以降は被覆管が破断することはない。

一方、被覆管に生じ得る最大の変形、すなわち被覆管がペレットに接するまでの変形について構造解析を実施した結果、被覆管に生じるひずみは被覆管材料の有する伸び 28 % と比較して、十分に小さく、被覆管は破断することはない。

以上のことから、安全解析書の臨界解析に記載している結果を超えることはなく、未臨界を維持する。

(2) 容器承認申請

STACY 更新炉用の棒状燃料は 901 本であり、複数基の RAJ-III S 型輸送容器に収納される。このため、輸送に用いる RAJ-III S 型輸送容器について容器承認申請を行った。なお、容器承認申請書に添付する RAJ-III S 型輸送容器完成時検査として、外容器及び内容器の検査を実施した。検査項目は外観検査、材料検査、寸法検査、溶接部外観検査、重量検査、未臨界検査、取扱検査及び互換性検査であり、いずれも健全性に問題がないことを確認した。RAJ-III S 型輸送容器の概略図を図 7.2-1 に示す。

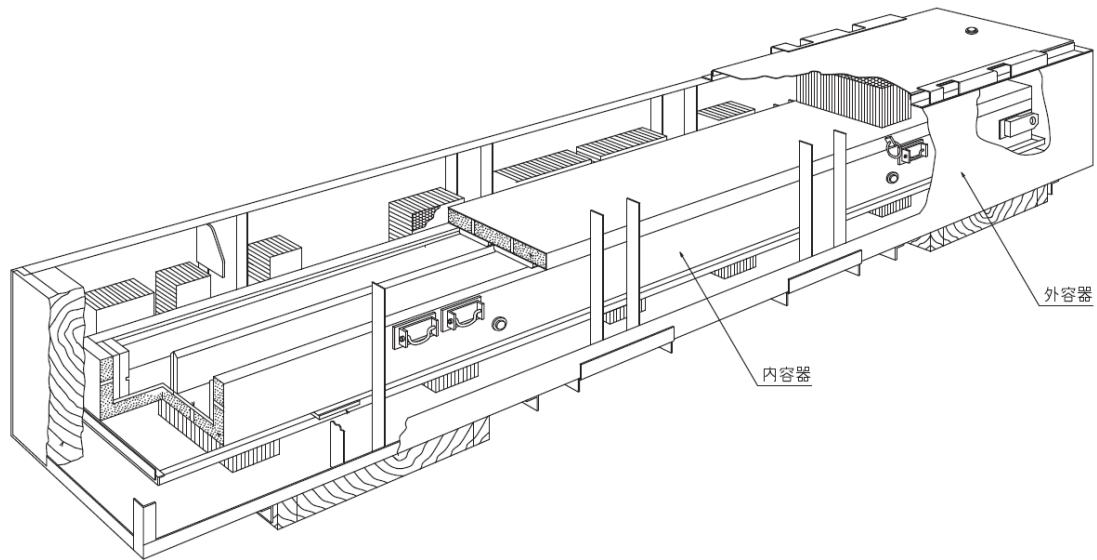


図 7.2-1 RAJ-III S 型輸送容器の外観

(3) 核燃料輸送物設計承認英文証明願

RAJ-III S 型輸送容器を海外で使用するため、海外バリデーションの準備として、核燃料輸送物設計承認英文証明願を申請した。英文証明書を取得後、輸送に関係する各国へバリデーション申請を行う。

(4) 輸送に供する RAJ-III S 型輸送容器の梱包材の製作

取得した核燃料輸送物設計承認書に基づき、RAJ-III S 型核燃料輸送物の梱包材を製作した。製作した梱包材は、保護ケースの内部に収納する充填材及び棒状燃料の模擬として使用する充填棒等である。製作した梱包材を図 7.2-2～図 7.2-4 に示す。



図 7.2-2 RAJ-III S 型核燃料輸送物 保護ケース用充填材 1



図 7.2-3 RAJ-III S 型核燃料輸送物 保護ケース用充填材 2



図 7.2-4 RAJ-III S 型核燃料輸送物 保護ケース用充填棒

7.2.3 まとめ

STACY 更新炉用の棒状燃料を収納するための輸送容器である RAJ-III S 型輸送容器に関し、核燃料輸送物設計承認申請を行い、設計承認を取得した。また、輸送に用いる RAJ-III S 型輸送容器について、完成時検査を行うと共に容器承認申請を実施した。さらに、海外バリデーションに資するため、核燃料輸送物設計承認英文証明願の申請を実施した。取得した核燃料輸送物設計承認書に基づき、RAJ-III S 型核燃料輸送物の梱包材を製作した。

以上により、輸送容器整備事業は完了した。

今後、輸送準備事業において、今年度の輸送容器整備事業成果を活用し、輸送経路として想定される海外の規制当局へのバリデーション申請を行う予定である。

参考文献

- 1) Elmar Eidelpes *et. al.*, “Ring compression tests on un-irradiated nuclear fuel rod cladding considering fuel pellet support”, pp446- 459, Journal of Nuclear Materials 510 (2018)

7.3 棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の輸送準備

7.3.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料として、海外加工工場で作製される棒状燃料及びデブリ模擬体用粉末燃料を日本原子力科学研究開発機構原子力科学研究所へ輸送するため、輸送容器の手続き、輸送に関する手続き等を行う。

(2) 概要

第 7.1 章で作製を行っている STACY 更新炉用燃料を、第 7.2 章で整備中の輸送容器にて海外から国内へ輸送予定である。輸送対象の燃料仕様を下記(1)及び(2)に示す。

1) 棒状燃料

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

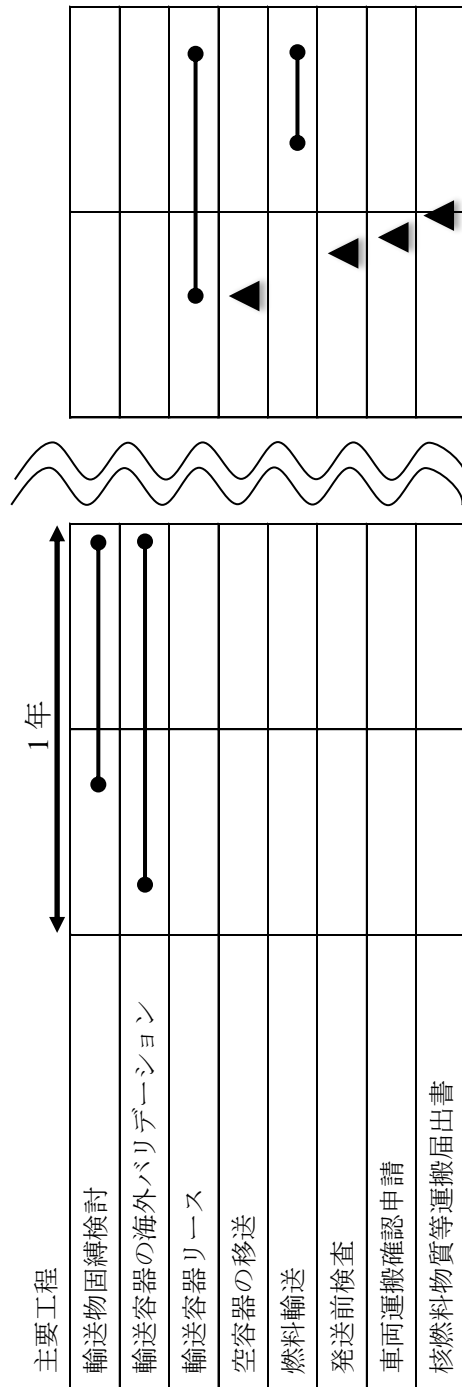
2) デブリ模擬体用粉末燃料

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

主要工程としては、輸送容器の海外バリデーション、輸送容器リース、空容器の移送、燃料輸送に係る国内許認可手続き、発送前検査、燃料の輸送等である。輸送に向け、主要な工程を表 7.3-1 に示す。なお、詳細な輸送完了時期については未確定であり、主要工程の期間のみを示す。

平成 30 年度は本案件を進めて行くにあたり、輸送物固縛方法の検討、輸送容器取扱マニュアルの作成、輸送容器の海外バリデーション申請及び現時点における輸送情報の確認を行い、来年度以降実施予定の燃料輸送の準備を行う。

表 7.3-1 燃料輸送に係る主要工程



7.3.2 成果報告

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料輸送の準備として、国内輸送業者と契約を締結し、燃料輸送に係る全体工程を確認した。また、平成 30 年度は、輸送物固縛検討及び輸送容器取扱マニュアルの作成と共に、現時点における輸送情報の確認を行った。また、輸送容器の海外バリデーション申請を行った。結果を下記に示す。

(1) 輸送物固縛検討

燃料輸送に用いる輸送容器について、「放射性物質の自動車運搬に係る積載方法の安全性に関する技術基準の適用指針」に基づき、通常時または事故時に輸送容器の固縛装置にかかる上下方向や水平方向の応力を評価した。評価の結果、固縛装置にかかる応力は許容応力以下であり、指針に適合していることを確認した。

(2) 輸送容器取扱マニュアル

燃料輸送に用いる輸送容器は、棒状燃料用の RAJ-IIIIS 型輸送容器及び粉末燃料用の NPC 型輸送容器である。これらの取扱マニュアルとして、梱包作業手順書及び開梱作業手順書を作成した。今後、海外加工工場における梱包作業時及び原子力科学研究所に搬入後の開梱作業時に活用する。

(3) 輸送容器の海外バリデーション

燃料輸送に用いる輸送容器は、棒状燃料用の RAJ-IIIIS 型輸送容器及び粉末燃料用の NPC 型輸送容器である。このうち、NPC 型輸送容器については従来から海外バリデーションを取得している。RAJ-IIIIS 型輸送容器について、第 7.2 章で取得した英文証明書等を用いて、米国及び露国に対して海外バリデーション申請を行った。

・米国バリデーション

令和元年 6 月に米国運輸省に申請を行った。米国運輸省による申請書類の受領後、米国運輸省より米国原子力規制委員会に対しての追加審査依頼がなされた。その後、米国原子力規制委員会より質疑及び追加情報の提供依頼への対応を行った。米国原子力規制委員会からの主な質疑及びその対応内容は下記表のとおりである。

米国原子力規制委員会からの質疑及びその対応内容

No.	米国原子力規制委員会	対応内容
1	承認書の第 5 項「輸送容器の仕様」に関して、次の事項について判読しやすい図面を添付すること。 ・図 (A) C-2 内容器の構造(RAJ-IIIIS) ・図 (A) C-3 外容器の構造(RAJ-IIIIS) 職員は、輸送容器の概要に関するレビューを容易にするために、十分に高品質な拡大図面を必要とする。	鮮明な図面を提出します。

2	<p>「省令への適合性の評価及び所轄庁への届出」により、表に示された省令条項がどれだけ国際原子力機関(IAEA)の基準 SSR-6「放射性物質安全輸送規制(2012年版)」に適合しているかについての説明を提供すること。</p> <p>省令条項を満たすことが、輸送容器設計が SSR-6 の要件に適合していることを示すことを実証するために、必要に応じて補正設計評価を含め、その正当性を示すこと。</p>	<p>日本の規則は IAEA の SSR-6「放射性物質安全輸送規則」に準拠していることから、当該輸送容器は SSR-6 の要件に適合しております。</p>
3	<p>「傾斜落下」について、エネルギー吸収は最終的には水平降下と同じ条件で行われる。燃料棒への衝撃力が水平降下よりも小さい正当性を示すこと。</p> <p>一般的に、「傾斜落下」に関連する二次衝撃は、輸送容器の水平落下に関連する衝撃力よりも高い衝撃力をもたらすことが知られている。IAEA ガイダンス SSA-26「IAEA 放射性物質安全輸送規則(2012年版)の勧告資料」に従って、二次衝撃の影響について明示的に評価される必要がある。</p>	<p>9m 傾斜落下試験の評価の代わりに、被覆管(燃料棒)の最大変形に関する評価を行い、被覆管が破損しないことを確認しています。</p> <p>この最大変形の評価結果は、IAEA SSA-26 の助言文書で要求している傾斜落下試験の評価で得られる結果と同等以上の評価結果です。</p>

・露国バリデーション

令和1年5月にロシア規制当局に申請を行った。ロシア当局による申請書類の受領後、バリデーションを担当する国営原子力企業ロスアトム(ROSATOM)を通じてロシア当局より質疑を受け、それに対する対応を行った。ロシア当局からの主な質疑及びその対応内容は下記表のとおりである。

ロシア当局からの質疑及びその対応内容

No.	ロシア当局	対応内容
1	<p>文書や仕様のロシア語への翻訳のため、輸送容器のより明瞭で鮮明な設計図が必要である。提出された図面は容器の具体像ならびにその説明が記載されていない。</p>	<p>鮮明な図面を提出します。</p>
2	<p>以下について説明のこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本体、蓋及び留め具のボルト締め構造について。 ・外容器上の留め具の構造について。 ・内容器の保持留め具における補助プレート構造について。 ・防振装置の構造について。 	<p>図面に記載しました。</p>

3	「傾斜落下」について、輸送容器の角がターゲット上に落下するときの落下角度の値を提供のこと。	コーナー落下試験時には落下角度の確認は行っていませんが、輸送容器の頂点で吊り、対角の頂点と結ぶ直線がほぼ鉛直方向になるようにしています。
4	落下試験の試験条件について説明のこと。（棒状燃料もしくは模擬燃料のどちらを用いたのか。） 模擬燃料を用いた場合、それらの試験結果はどのように個々の棒状燃料に適用されるのか。	輸送容器に模擬燃料集合体を収納し原型試験を実施しております。 その結果から棒状燃料の解析を行っています。
5	輸送容器の熱的条件の健全性は計算結果に基づく記載されているが、輸送容器の熱的試験は実施したか。	棒状燃料を収納した輸送容器の試験は行っていません。 模擬燃料集合体を用いて輸送容器の熱試験を実施しています。 その結果から棒状燃料の解析評価を行っています。

(4) 空容器の移送

空輸送容器を海外加工工場に移送する手段として、海上輸送及び航空輸送がある。輸送容器のリース期間、輸送期間及び費用の面を考慮し、輸送ルートやその実現可能性において、現状は国内空港から海外空港まで航空輸送及び海外空港から海外加工工場までの陸上輸送にて移送を行う案が最も合理的な方法となることを確認した。

(5) 燃料輸送

海外加工工場で製造された燃料は、海外陸上輸送、海上輸送を経て国内に搬入、国内陸上輸送にて原子力科学研究所に搬入する予定である。これらの輸送ルートについて、各輸送業者に実施可否を確認したところ、現状では輸送可能であることを確認した。

核燃料物質（Class 7）の貨物を取り扱う定期船の船会社は数社に限られており、船舶運航業界の動向として航路の新設、変更及び廃止が頻繁に行われている。このため、今後も船舶運航業界の動向に注視しつつ燃料輸送時期が確定次第、再度確認する。

なお、STACY 更新炉用燃料の貯蔵設備について現在国内認可を申請中であり、認可時期及び燃料輸送時期によっては、2020年度の夏季東京オリンピック・パラリンピック開催によるClass 7貨物輸送制限期間に該当してしまう可能性があり、この場合、輸送制限期間を避けるように輸送期間を決定する必要がある。これらに伴い、輸送容器のリース料や年次点検費用、燃料の保管費用等の追加費用が生じてしまうため、費用負担や条件について国内輸送業者等と事前に協議を行い、契約変更等の手続きを行う必要がある。

7.3.3 まとめ

STACY 更新炉の臨界実験に用いる燃料の輸送準備として、輸送物固縛方法の検討、輸送容器取扱マニュアルの作成、輸送容器の海外バリデーション申請及び現時点における輸送情報の確認を行った。輸送情報の確認の結果、現時点で輸送工程が実施可能であることを確認した。ただし、船舶運航業界の動向や国内許認可の取得時期によって、輸送費用が変動する可能性があり、国内輸送業者等と事前に協議を行い、来年度以降の燃料輸送の準備を進める。

第8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、平成 30 年度事業の結果を報告する。以下、デブリ模擬体調製設備のホット調製前の準備について「8.1 デブリ模擬体調製設備の整備」に、デブリ模擬体分析の準備について「8.2 デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備」に示す。

8.1 デブリ模擬体調製設備の整備

8.1.1 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。平成 29 年度に行った圧縮成型機の性能試験において、一部のペレットが成型不可（外力によって崩壊する）という結果であった。この課題を解決するため、圧縮成型機の金型部品を変更し、ペレットの試作を行う。

(2) 概要

平成 29 年度に行った圧縮成型機の性能試験では、比較的大粒形の酸化ジルコニウムを用いてペレットを調製したところ、ペレットの成形は可能であるものの、ピンセット等により外力を加えると崩壊する結果となった。また、アルミナを用いたペレットでは成形が不可であった。原因を考察したところ、金型に懸案事項があることが判明した。そこで、改良した金型を用いて再度ペレットの試調製を行った結果、酸化ジルコニウムでも良好なペレット成型が可能となった。また、成形できなかったアルミナペレットも成型可能となった。

今回の試験にて、より精度の良いペレットを調製するための知見が得られた。今後、デブリ模擬ペレットを調製する際は、今回得られた知見により設計された金型を用いることとする。

8.1.2 成果報告

(1) 金型の懸案事項及び改良

デブリ模擬体を調製する圧縮成型機の概要を図 8.1-1 に示す。ペレットの原材料となる粉末原料と直接接触し、ペレットを成形する金型は、上型、中型及び下型で構成されており、合金工具鋼（SK 材）で製作されている。

平成 29 年度の圧縮成型機性能試験にて成形できなかったアルミナペレット、及び成形できたもののわずかな外力で崩壊した酸化ジルコニウムペレットを詳細に調査した結果、ペレットの成形途中で下型—中型及び中型—上型間に原料の微粉末が入りこみ、金型表面に固着することが判明した。その結果、下型—中型—上型の中心軸のずれが発生し、中型を下降させ上型から抜く動作時に上型—中型及び中型—下型の中心軸のずれによる拘束力が発生し、振動や衝撃力が発生する。これによりペレット成型に必要な圧力がペレットに伝

ならず、ペレットが成形できない、又はわずかな外力で崩壊する脆いペレットが調製されたと考えられる。

金型表面へ原料が固着するプロセスとして、ジルコニア等の硬い原料を使用すると金型外表面に傷が発生し、原料が付着しやすくなり、この結果、金型表面への原料の固着が発生すると考えられる。

この問題を解決するため、金型の材料を SK 材から超合金材とし、硬度を高めた金型を用いてペレットを調製することとした。

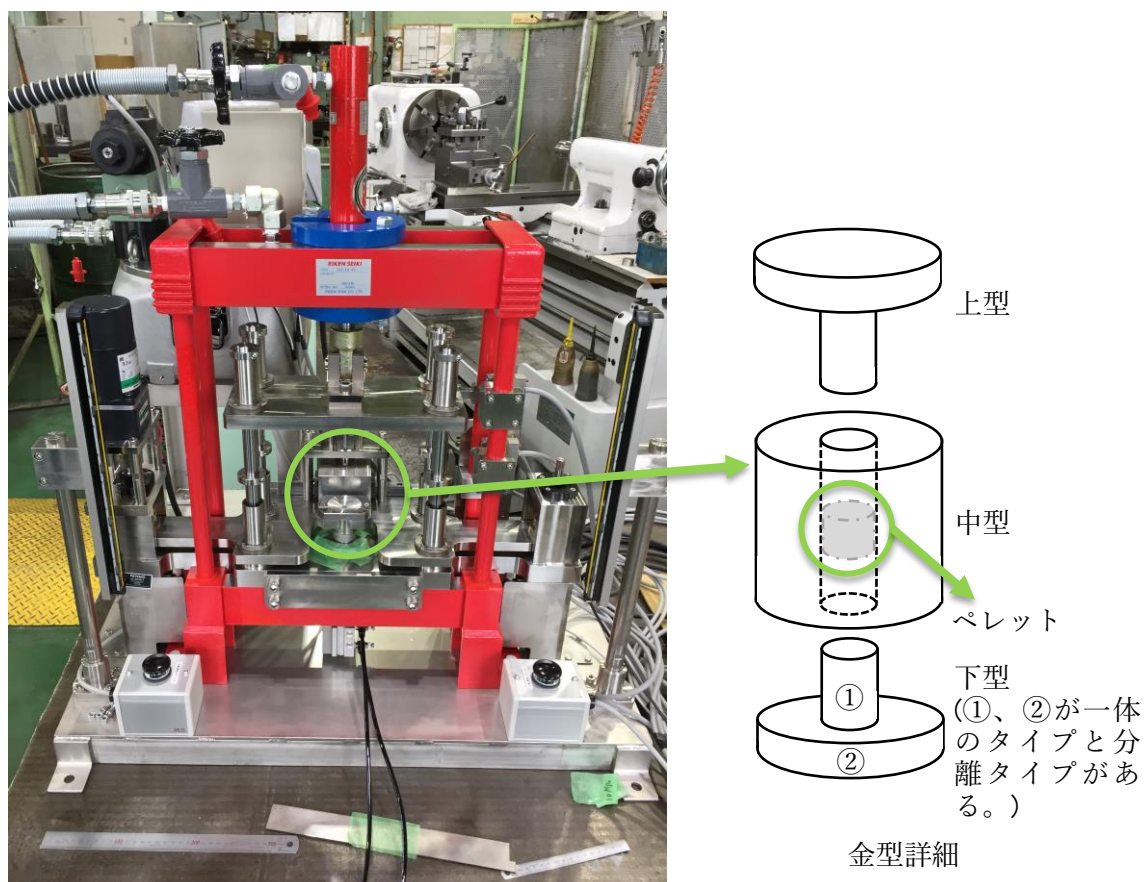


図 8.1-1 圧縮成型機概要

(2) 改良した金型によるペレットの試調製

1) 使用金型

上型：超合金 外径 ϕ 8.5mm

中型：超合金 内径 ϕ 8.5mm

下型：超合金 外径 ϕ 8.5mm

2) 使用原料及び圧縮条件

試調製においては FSY 酸化ジルコニウム、3mol% イットリア添加ジルコニウム、8mol% イットリア添加ジルコニウム、 $150\mu\text{m}$ 酸化アルミニウム(III)、 $53\mu\text{m}$ 酸化アルミニウム(III)、 $10\sim 20\mu\text{m}$ 酸化アルミニウム(III) 及び $0.3\mu\text{m}$ アルファアルミナを用いた。圧縮力は $4\sim 35\text{MPa}$ とした。使用原料及び圧縮条件の詳細を表 8.1-1 及び表 8.1-2 に示す。

3) 試験・検査結果

試調製の詳細を表 8.1-3 から表 8.1-43 に示す。

超硬合金を用いた金型による試調製の結果、ジルコニア、アルミナ、ジルコニア+アルミナ混合物とも全体的に成型性は良好であった。金型接原料部を超硬合金にしたことにより、上型下降の圧縮成型時に中型ホルダ部への力の波及（摩擦）が減少し、圧縮力がペレットに効率よく伝達した結果、前回は成型できなかったアルミナも成型可能となった。

ただし、各原料とも粒径の大なる場合は成型ができて、わずかな外力で崩壊した。粒形が大きい場合は、バインダを使用するか、粒形の小さな原料を混合しペレットを成形する必要がある。

また、下型が一体のタイプでは、ペレット成型時に中心軸が若干ずれ、圧縮力がペレットに十分に伝わらないことがある。分離したタイプでは中心軸のずれが抑制され、圧縮力がペレットに伝わることを確認された。さらに、10 ショット以上の連続圧縮成型において、原料の粒径が小さい場合、上型－中型及び中型－下型の隙間に原料が入り込み、圧縮成型時に中型がホルダと共に沈む現象（スプリングバック）が発生した。10 ショットを目安に金型の内壁を清掃する必要がある。スプリングバック応力による圧縮成型機の破損を防止するためには、ガイドポール間に設けられた中型ホルダプレート下面に補強板等を取り付け、ホルダプレートの断面性能を向上させるなど、中型ホルダ部を補強することも考えられる。

表 8.1-1 使用原料

	品名	形状	粒度(μm)	メーカー
原料 1	FSY 酸化ジルコニウム(FSY-8H)	粉末	254	第一稀元素 化学工業
原料 2	3mol%イットリア添加ジルコニウム	粉末	0.3~0.4	住友大阪セ メント(株)
原料 3	8mol%イットリア添加ジルコニウム	粉末	0.3~0.4	住友大阪セ メント(株)
原料 4	酸化アルミニウム (Ⅲ)	粉末	150	(株) 高純度 化学研究所
原料 5	酸化アルミニウム (Ⅲ)	粉末	53	(株) 高純度 化学研究所
原料 6	酸化アルミニウム (Ⅲ)	粉末	10~20	(株) 高純度 化学研究所
原料 7	アルファアルミナ	粉末	0.3	(株) 高純度 化学研究所

表 8.1-2 圧縮条件

No.	原料		質量 (g/個)	圧縮力 (MPa)	下型タイプ
1	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	15	一体型
2	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	21	一体型
3	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	28	一体型
4	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	35	一体型
5	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	15	一体型
6	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	21	一体型
7	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	28	一体型
8	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	35	一体型
9	原料 1 : 2.1 (g)	原料 7 : 0.23 (g)	2.3	15	一体型
10	原料 1 : 2.1 (g)	原料 7 : 0.23 (g)	2.3	21	一体型
11	原料 1 : 2.1 (g)	原料 7 : 0.23 (g)	2.3	28	一体型
12	原料 1 : 2.1 (g)	原料 7 : 0.23 (g)	2.3	35	一体型
13	原料 1 : 2.4 (g)		2.4	15	一体型
14	原料 1 : 2.4 (g)		2.4	21	一体型
15	原料 1 : 2.4 (g)		2.4	28	一体型
16	原料 1 : 2.4 (g)		2.4	35	一体型
17	原料 4 : 1.54 (g)		1.54	15	一体型
18	原料 4 : 1.54 (g)		1.54	21	一体型
19	原料 4 : 1.54 (g)		1.54	28	一体型
20	原料 4 : 1.54 (g)		1.54	35	一体型

21	原料 5 : 1.54 (g)		1.54	35	一体型
22	原料 5 : 1.54 (g)		1.54	28	一体型
23	原料 6 : 1.54 (g)		1.54	15	一体型
24	原料 6 : 1.54 (g)		1.54	21	一体型
25	原料 6 : 1.54 (g)		1.54	28	一体型
26	原料 6 : 1.54 (g)		1.54	35	一体型
27	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	8	一体型
28	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	4	分離型
29	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	5	分離型
30	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	6	分離型
31	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	7	分離型
32	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	8	分離型
33	原料 7 : 1.54 (g)		1.54	10	分離型
34	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	15	分離型
35	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	21	分離型
36	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	28	分離型
37	原料 1 : 2.2 (g)	原料 2 : 0.24 (g)	2.4	35	分離型
38	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	15	分離型
39	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	21	分離型
40	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	28	分離型
41	原料 1 : 2.2 (g)	原料 3 : 0.24 (g)	2.4	35	分離型

表 8.1-3 試験 No.1

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	有	無	有	無	有	無	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.8	10.5	12.5	12.8	12.7	-	12.9	13.2	13.0	13.3
質量 (g)		2.391	2.399	2.388	2.392	2.394	2.392	2.341	2.391	2.378	2.390
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	4.0	3.4	3.3	3.3	-	3.2	3.2	3.2	3.2
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

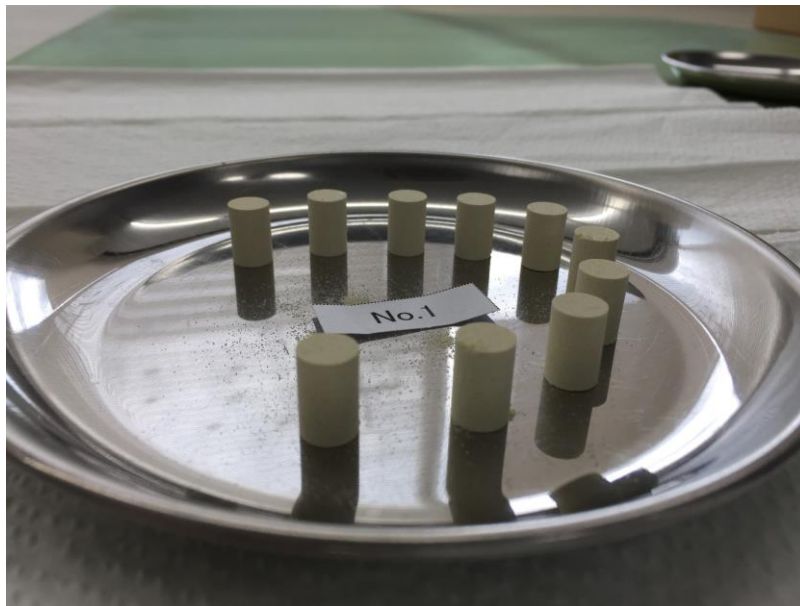


表 8.1-4 試験 No.2

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	無	無	無	無	無	無	有	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.8	12.8	12.8	12.6	13.0	12.9	12.9	13.1	13.0	13.1
質量(g)		2.390	2.392	2.398	2.386	2.387	2.382	2.399	2.390	2.387	2.392
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.3	3.3	3.3	3.2	3.3	3.3	3.2	3.2	3.2
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無



表 8.1-5 試験 No.3

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	無	無	無	有	無	無	有	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.9	12.9	12.8	12.8	-	12.6	12.7	-	12.7	12.9
質量(g)		2.391	2.399	2.388	2.392	-	2.396	2.399	-	2.397	2.399
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.3	3.3	3.3	-	3.4	3.3	-	3.3	3.3
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

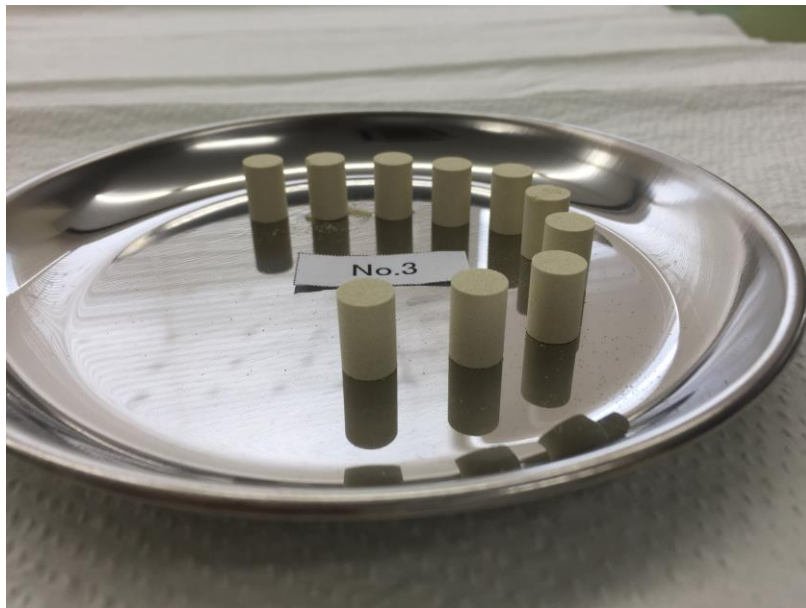


表 8.1-6 試験 No.4

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	無	無	無	無	無	無	有	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.8	13.0	12.8	12.8	13.0	12.8	12.6	-	13.0	13.0
質量(g)		2.382	2.396	2.389	2.396	2.392	2.371	2.378	-	2.397	2.384
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.2	3.3	3.3	3.2	3.3	3.3	-	3.2	3.2
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

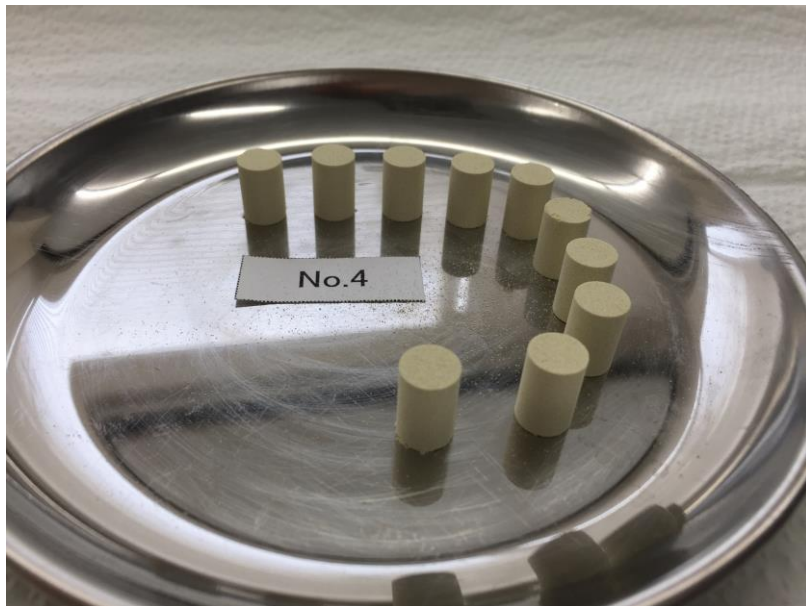


表 8.1-7 試験 No.5

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	無	無	有	無	有	有	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.7	12.7	12.7	-	12.7	-	12.7	13.0	13.0	13.0
質量(g)		2.394	2.387	2.389	-	2.394	-	2.392	2.399	2.396	2.390
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.3	3.3	-	3.3	-	3.3	3.3	3.2	3.2
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

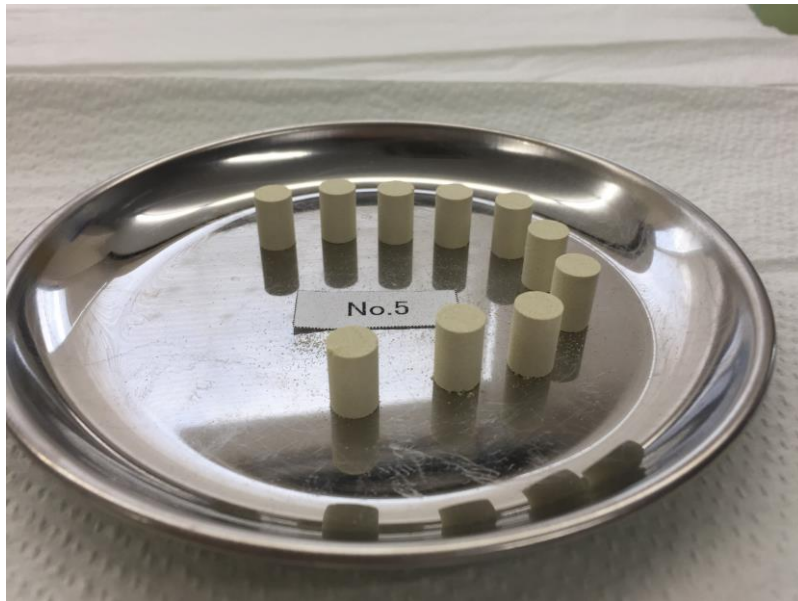


表 8.1-8 試験 No.6

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	無	無	有	有	無	無	無	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.8	12.9	12.7	12.8	12.8	13.0	13.0	12.9	13.0	13.0
質量(g)		2.396	2.396	2.396	2.379	2.396	2.398	2.384	2.324	2.396	2.391
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.2	3.2	3.2	3.2
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

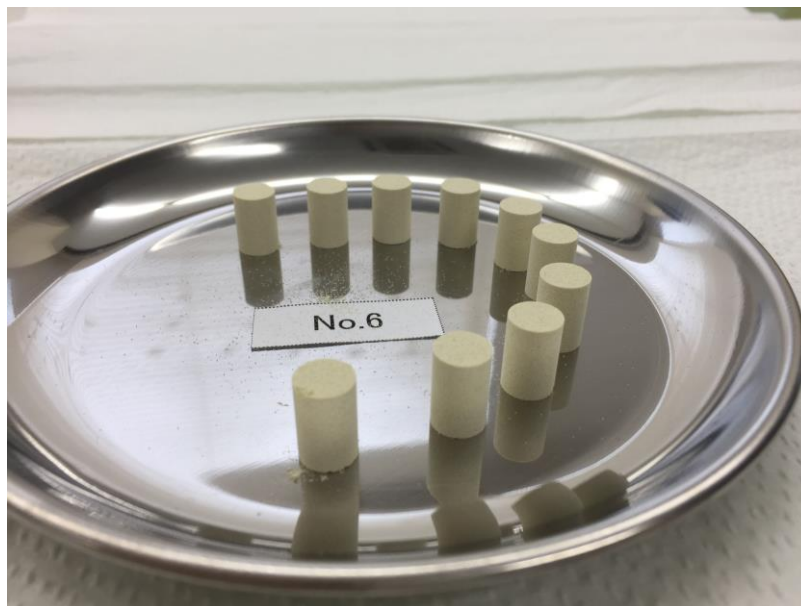


表 8.1-9 試験 No.7

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	無	有	有	無	有	無	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.9	13.0	-	-	12.9	-	12.9	13.0	12.9	13.0
質量(g)		2.398	2.398	-	-	2.398	2.390	2.351	2.398	2.388	2.398
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.3	3.3	-	-	3.3	-	3.2	3.3	3.3	3.3
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無



表 8.1-10 試験 No.8

ペレット No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	無	有	無	無	有	無	無	無	有
	欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	13.0	12.9	12.8	12.9	12.8	-	13.0	13.0	13.0	-
質量(g)		2.394	2.390	2.382	2.376	2.388	-	2.385	2.389	2.389	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.2	3.3	3.3	3.2	3.3	-	3.2	3.2	3.2	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無

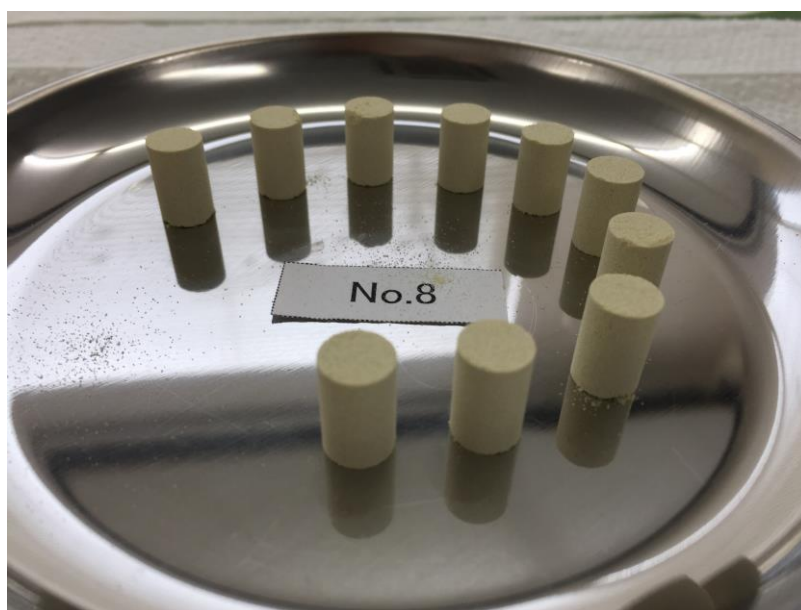
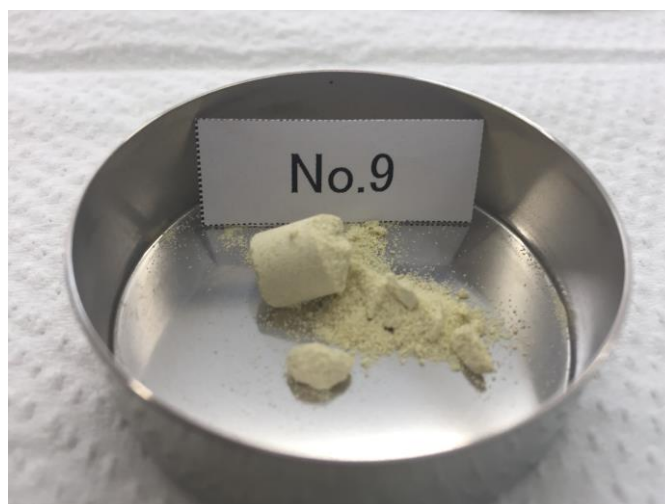


表 8.1-11 試験 No.9

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.3	2.3	2.3	2.3	2.3
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-12 試験 No.10

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.3	2.3	2.3	2.3	2.3
外観	割れ	有	無	無	無	有
	欠け	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	-	13.0	13.0	13.0	-
質量(g)		-	2.285	2.286	2.284	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	3.1	3.1	3.1	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-13 試験 No.11

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.3	2.3	2.3	2.3	2.3
外観	割れ	有	有	無	無	有
	欠け	-	無	無	無	-
	キャッピング	-	無	無	無	-
寸法	径 (mm)	-	8.5	8.5	8.5	-
	高さ (mm)	-	-	12.8	13.0	-
質量(g)		-	-	2.291	2.281	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	3.2	3.1	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-14 試験 No.12

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.3	2.3	2.3	2.3	2.3
外観	割れ	無	無	有	有	無
	欠け	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.5	12.7	-	-	12.9
質量(g)		2.239	2.292	-	-	2.274
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.2	3.2	-	-	3.1
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-15 試験 No.13

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-16 試験 No.14

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-17 試験 No.15

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-18 試験 No.16

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		2.4	2.4	2.4	2.4	2.4
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-19 試験 No.17

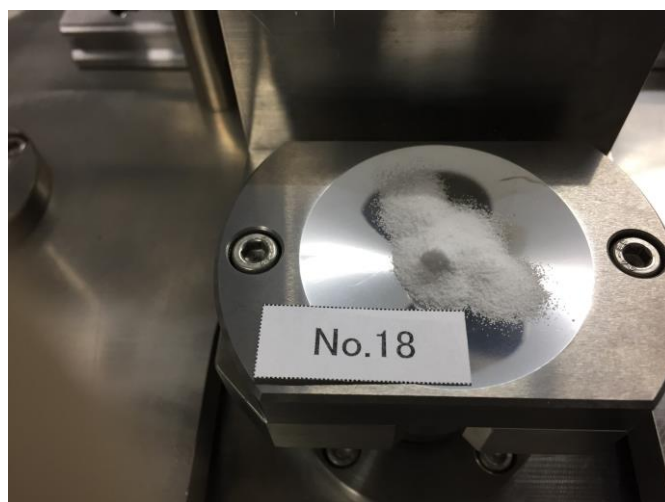
ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-20 試験 No.18

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-21 試験 No.19

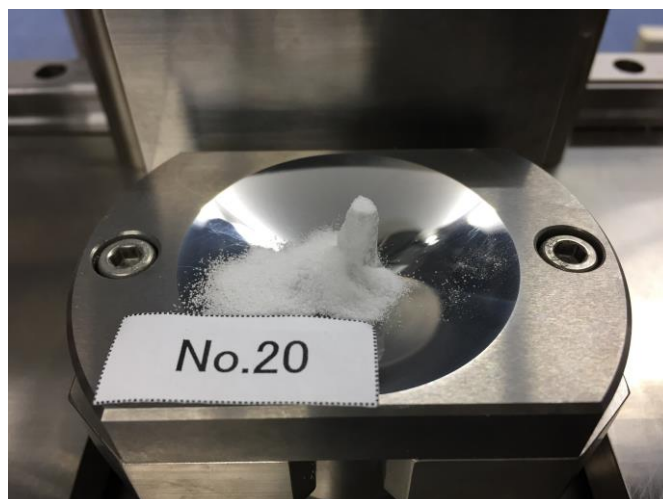
ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-22 試験 No.20

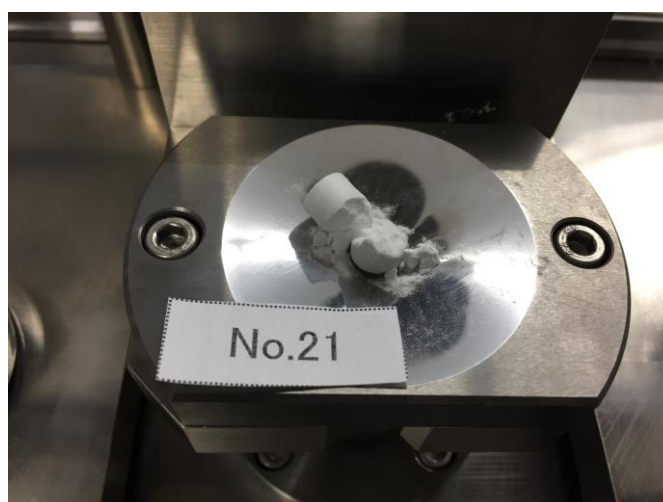
ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-23 試験 No.21

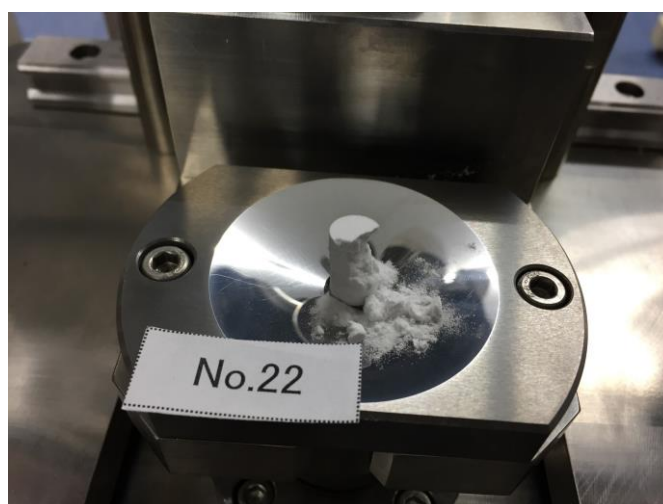
ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-24 試験 No.22

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-25 試験 No.23

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-26 試験 No.24

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-27 試験 No.25

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-28 試験 No.26

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	有	有	有	有	有
	欠け	-	-	-	-	-
	キャッピング	-	-	-	-	-
寸法	径 (mm)	-	-	-	-	-
	高さ (mm)	-	-	-	-	-
質量(g)		-	-	-	-	-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-	-	-	-	-
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-29 試験 No.27

ペレット No.		1
充填量 (g)		1.54
外観	割れ	有
	欠け	-
	キャッピング	-
寸法	径 (mm)	-
	高さ (mm)	-
質量(g)		-
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	-
	金型からの抜けやすさ	良
金型外観	金型摩耗	難
	割れ欠け	有



※成形は可、ピンセットにて崩壊

表 8.1-30 試験 No.28

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	無	無	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	14.0	15.5	15.5	15.3	15.3
質量(g)		1.514	1.529	1.520	1.526	1.538
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.9	1.7	1.7	1.8	1.8
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無

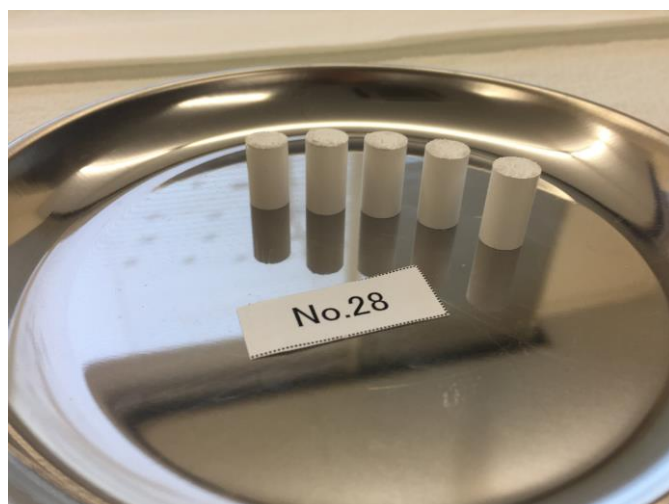


表 8.1-31 試験 No.29

ペレット No.		1	2	3	4	5
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54	1.54	1.54
外観	割れ	無	無	無	無	無
	欠け	無	無	無	無	無
	キャッピング	無	無	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	15.4	15.7	15.6	15.7	15.9
質量(g)		1.518	1.537	1.527	1.529	1.537
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7
	金型からの抜けやすさ	良	良	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無	無	無

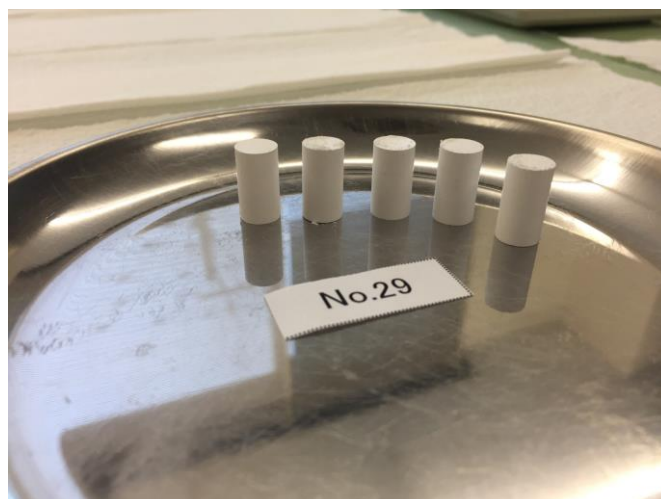


表 8.1-32 試験 No.30

ペレット No.		1	2	3
充填量 (g)		1.54	1.54	1.54
外観	割れ	無	無	無
	欠け	無	無	無
	キャッピング	無	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5	8.5
	高さ (mm)	15.4	15.5	15.6
質量(g)		1.535	1.538	1.530
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.8	1.7	1.7
	金型からの抜けやすさ	良	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無	無
	割れ欠け	無	無	無



表 8.1-33 試験 No.31

ペレット No.		1
充填量 (g)		1.54
外観	割れ	無
	欠け	無
	キャッピング	無
寸法	径 (mm)	8.5
	高さ (mm)	15.5
質量(g)		1.539
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.7
	金型からの抜けやすさ	良
金型外観	金型摩耗	無
	割れ欠け	無



表 8.1-34 試験 No.32

ペレット No.		1
充填量 (g)		1.54
外観	割れ	無
	欠け	無
	キャッピング	無
寸法	径 (mm)	8.5
	高さ (mm)	15.3
質量(g)		1.539
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.8
	金型からの抜けやすさ	良
金型外観	金型摩耗	無
	割れ欠け	無



表 8.1-35 試験 No.33

ペレット No.		1
充填量 (g)		1.54
外観	割れ	無
	欠け	無
	キャッピング	無
寸法	径 (mm)	8.5
	高さ (mm)	15.7
質量(g)		1.554
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	1.7
	金型からの抜けやすさ	良
金型外観	金型摩耗	無
	割れ欠け	無



表 8.1-36 試験 No.34

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	11.5	11.6
質量(g)		2.396	2.400
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.7	3.6
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-37 試験 No.35

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	11.7	11.6
質量(g)		2.394	2.397
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.6	3.6
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-38 試験 No.36

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	11.5	11.6
質量(g)		2.395	2.399
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.7	3.6
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-39 試験 No.37

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	11.5	11.5
質量(g)		2.395	2.398
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.7	3.7
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-40 試験 No.38

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.1	12.0
質量(g)		2.398	2.396
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.5	3.5
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-41 試験 No.39

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.2	12.0
質量(g)		2.402	2.411
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.5	3.5
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無

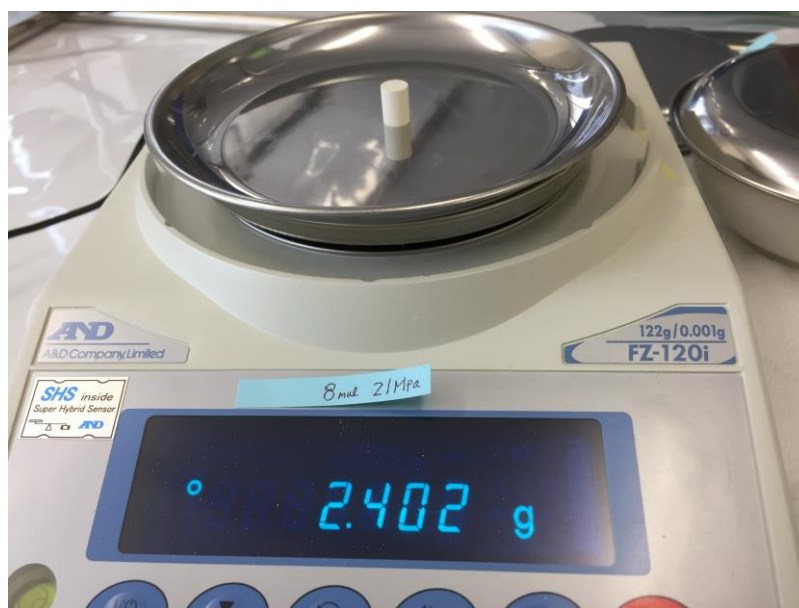


表 8.1-42 試験 No.40

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	11.9	12.2
質量(g)		2.382	2.391
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.5	3.5
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



表 8.1-43 試験 No.41

ペレット No.		1	2
充填量 (g)		2.4	2.4
外観	割れ	無	無
	欠け	無	無
	キャッピング	無	無
寸法	径 (mm)	8.5	8.5
	高さ (mm)	12.0	12.2
質量(g)		2.401	2.402
フローティング力の影響評価	密度 (g/cm ³)	3.5	3.5
	金型からの抜けやすさ	良	良
金型外観	金型摩耗	無	無
	割れ欠け	無	無



(3) まとめ

平成 29 年度に行った圧縮成型機の性能試験において、一部のペレットが成型不可という結果であった。この課題を解決するため、圧縮成型機の金型部品を変更し、ペレットの試作を行った。この結果、ジルコニア、アルミナ、ジルコニア+アルミナ混合物とも全体的に成型性は良好であった。金型接原料部を超硬合金にしたことにより、ペレットとの摩擦抵抗が減り、前回は成型できなかったアルミナも成型可能となった。

また、より精度の良いペレットを調製するための知見として、連続圧縮する際のショット数や、スプリングバックを抑制するための知見が得られた。今後、デブリ模擬ペレットを調製する際は、今回得られた知見により設計された金型を用いることとする。

8.2 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。

8.2.1 目的及び概要

(1) 目的

臨界実験に用いるデブリ模擬体の分析条件設定のため、平成 29 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を整備する。

(2) 概要

平成 29 年度までに実施したセメント標準試料分析において取得した溶解試料中の残渣の分析及び平成 28 年度に実施したデブリ模擬体調製設備の性能試験において試作したペレットを用いた試分析を実施した。また、試験前の試料や溶解残渣等の表面分析が可能な蛍光 X 線分析計を整備した。

8.2.2 成果報告

(1) セメント標準試料の残渣分析

平成 29 年度までに実施したセメント標準試料分析において、継続して検討することとしていたマイクロ波加熱分解後の溶解試料中の残渣の測定を実施した。溶解液からは Si がほとんど検出されなかったことから、残渣試料の主成分はケイ酸であると予想しており、含有元素の確認のために蛍光 X 線装置による定性分析を行った。

① 試験方法

残渣試料を灰化し、試料容器に入れて蛍光 X 線装置で測定した。また、灰化後試料の重量測定を行った。

② 試験結果

蛍光 X 線測定により、残渣は Si 主体の化合物であることを確認した。灰化した試料であることから試料の化学形は全て SiO_2 とみなし、測定した重量を認証値と比較した。比較結果を表 8.2-1 に示す。

表 8.2-1 セメント標準試料残渣の測定値及び認証値

	Si
測定値 (wt%)	9.65
認証値 (wt%)	9.61
測定値/認証値 (-)	1.00

(2) 試作ペレット試料の試分析

平成 28 年度に実施した燃料デブリ模擬体調製設備の性能試験において試作した酸化ジルコニウムを主成分とする圧縮成型ペレットを使用した。試作ペレット試料の溶解は、セメント標準試料の試分析と同様にマイクロウェーブ分解装置を用いた。マイクロ波分解における容器内圧力は、使用する試薬や供試料量、マイクロ波出力等により増減するため、効率的に溶解する条件の設定が必要となることから、マイクロ波出力のパラメータは、平成 29 年度に実施したセメント標準試料の試分析で得た溶解条件を使用した。

① 試験方法

マイクロウェーブ分解装置による溶解条件を確認するため、試作ペレット試料の溶解試験を実施した。この溶解液中の各元素の分析値と、試作ペレット試料の使用原料の規格値を比較することによって、分析条件の妥当性を確認することとした。なお、分析対象元素は、試作ペレット試料中に含まれる主要元素の Zr 及び Y とした。

1) 試作ペレット試料の溶解

使用した試作ペレット試料に使用されている原料を表 8.2-2 に、ペレット圧縮成型時の条件を表 8.2-3 に示す。また、本試験における溶解条件を表 8.2-4 に、溶解前後の状態を図 8.2-1～図 8.2-3 に示す。

表 8.2-2 試作ペレット試料の使用原料

	品名	粒度(μm)	メーカー
試料 1	FSY 酸化ジルコニウム(FSY-8H)	254	第一稀元素化学工業
試料 2	3mol% イットリア添加ジルコニウム	0.3~0.4	住友大阪セメント (株)
バインダ	セラモ TB-01(アクリル系)	—	第一工業製薬社

表 8.2-3 試作ペレット圧縮成型条件

試料 1 比率	試料 2 比率	バインダ 比率	ペレット直径	ペレット高さ
85%	10%	5%	8.5 mm	約 12 mm

表 8.2-4 試作ペレット試料の溶解条件

供試料	200 mg
試薬	硝酸 8 mL
マイクロ波出力	140°C 3分
	160°C 10分
	200°C 20分



図 8.2-1 試作ペレット試料外観



図 8.2-2 マイクロ波加熱後の溶解液



図 8.2-3 濾過後の残渣

2) 測定方法

溶解後の試料を濾過して得た溶液を蒸発乾固し、 1 mol/dm^3 の硝酸で定容して測定試料とした。これらの測定試料は、JAEA に既存の誘導結合プラズマ発光分光分析装置（島津製作所製 ICPS-7510）にて測定した。

② 試験結果

試験結果を表 8.2-5 に示す。

Zr 及び Y とともにほとんど検出されず、残渣が多く濾紙に残った。セメント標準試料の溶解時とは異なり、試作ペレット試料の残渣は溶解前の試料外観とそれほど相違ないことから、硝酸のみによるマイクロ波加熱分解では酸化ジルコニウムを溶解することは難しいことが分かった。今後は硝酸に塩酸やフッ化水素酸を加えた混酸における溶解を検討する。

表 8.2-5 試作ペレット試料の測定結果

	Zr	Y
分析値 (wt%)	0.24	0.13
規格値 (wt%)	65.9	3.0 ~ 3.3
分析値/規格値 (-)	0.004	0.040 ~ 0.044

(3) 分析用器材の整備

試験前の試料や溶解残渣等の表面分析が可能な蛍光 X 線分析計を整備した。整備した装置の仕様を表 8.2-6 に、外観を図 8.2-4 に示す。

表 8.2-6 蛍光 X 線分析計の仕様

型式	オリンパス株式会社製 VANTA C シリーズ VCR-CCC-G2-J-JA
寸法	W 8.3 × H 28.9 × D 24.2 cm
重量	約 1.7 kg
最小分析範囲	φ 3mm 以下
X 線管	最大出力：4W、最大管電圧：40kV
ターゲット材	Rh
検出部	SDD、保護機構有り（メカニカルシャッター等）
データ表示	元素名、ppm（または wt%）、標準偏差（ $\pm 1\sigma \sim 3\sigma$ ）、スペクトル
分析可能元素	Mg、Al、Si、Ca、Cr、Fe、Ni、Zn、Y、Zr、Mo 検出限界：Mg は 5000ppm 程度、それ以外の元素は 1000ppm 程度
オペレーティングシステム	Linux



図 8.2-4 蛍光 X 線分析計外観

8.2.3 まとめ

平成 29 年度に引き続き、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、マイクロウェーブ分解装置等を用いた試分析を実施した。また、分析用器材として、残渣等の表面分析が可能な蛍光 X 線分析計を整備した。試分析の結果から、Si を主体とする残渣も含め、セメント標準試料の主要元素分析が可能であることを確認した。今後は、ジルコニウムを主成分とする試作ペレット試料について混酸における溶解試験を実施し、各試薬の混合条件及びマイクロ波分解の加熱条件を検討する。

第IV編 臨界挙動評価手法の整備

第9章 臨界挙動評価手法の評価精度

本章の目的は、平成27～29年度事業に引き続き、放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した評価モデル・支援ツールを改良すること及びこれを用いて過去の臨界事故事例・実験データの解析を行い、性能の検証を行うことである。

以下では、臨界挙動評価に用いるコードについて、燃料デブリを想定して、固体状の燃料の周りに存在する水などの液体が沸騰する条件での計算をできるように改良した内容及び、これを用いて過去の臨界事故事例の解析を行った結果について報告する。

9.1 計算モデルの整備

9.1.1 目的と概要

(1) 目的

一般に、固体状核燃料の反応度温度フィードバック係数は溶液状核燃料のそれに比べて小さく、臨界事故時には核燃料の温度は大きく上昇する。燃料デブリの場合でも、数百度程度の温度上昇が想定されうるため、臨界時挙動評価を精度良く行うためには、燃料デブリをとりまく水等の液体の沸騰を考慮する必要がある。沸騰を考慮したフィードバック反応度と熱及び物質量の計算を行うように、計算コードを改良することを目的とする。

また、燃料デブリのように固体状の核燃料が水に浸っているような条件での臨界事故事例について調査し、これを対象とした解析を行なって、臨界時挙動評価の精度評価に資するための情報を得ることを目的とする。

(2) 概要

平成29年度までに開発整備してきた臨界事故評価支援ツール RESTORE システム上で動作する一点炉動特性解析コード AGNES-P が沸騰によるフィードバック反応度を計算できるようにすることを目的として、第2領域（水）（図9.1-1参照）での相転移とこれに伴うフィードバック反応度を計算できるように改良した。

9.1.2 AGNES-P コードの概要

本件の作業内容の説明の前に、AGNES-P コードの概要について、ここでは簡単に記載する。

AGNES-P コードは、燃料での核計算と、燃料とその周囲の領域を含めた伝熱計算を行い、臨界事象の進展を解析していくものになっている。核計算では、一点炉動特性方程式(出力密度と先行核密度の計算)を採用し、伝熱計算では、熱伝達係数を用いた熱輸送方程式を用いている。

以下に、上記の基礎方程式を記載する。

- 一点炉動特性方程式 (核計算モデル式)

$$\text{出力密度の方程式} \quad \frac{dP}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} P + \sum_{m=1}^G \lambda^{(m)} C^{(m)} + S \quad (\text{式 9.1-1})$$

$$\text{第 } m \text{ 群先行核密度の方程式} \quad \frac{dC^{(m)}}{dt} = \frac{\beta^{(m)}}{\Lambda} P - \lambda^{(m)} C^{(m)} \quad (\text{式 9.1-2})$$

- 熱輸送方程式 (伝熱計算モデル式)

$$\text{離散化した温度の時間発展方程式} \quad V_{cell,i} (\rho C_p) \frac{\partial T_i}{\partial t} = \gamma_i P V_{cell,i} + (hA)_{i-1} (T_{i-1} - T_i) - (hA)_i (T_i - T_{i+1}) \quad (\text{式 9.1-3})$$

(式 9.1-3)は、1次元方向に離散化した熱輸送方程式を示している。

また、AGNES-P コードでは、体系(計算領域)の形状として、球・円筒・平板があり、伝熱計算において、それぞれ1次元・2次元・3次元計算に対応している。(各形状の幾何学的な因子は、(式 9.1-3)中のセル体積 V_{cell} とセル表面積 A に反映されている。)

以下に、上述した形状についての模式図 (図 9.1-1) を示す。

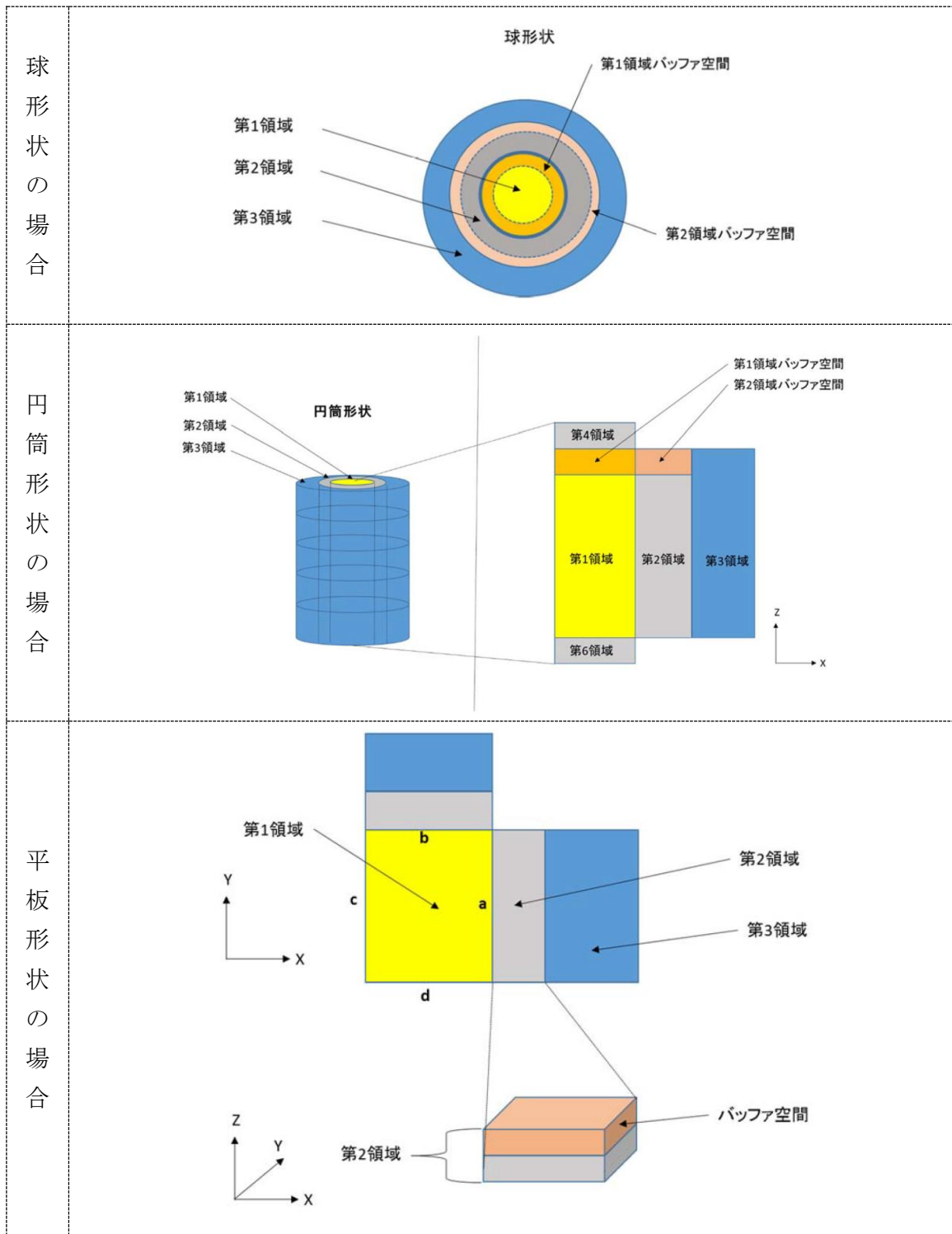


図 9.1-1 AGNES-P コードでの「球・円筒・平板」の各形状について

最後に、AGNES-P コードの概要として、コードの計算の流れ(フローチャート)の図 9.1-2 を以下に示す。

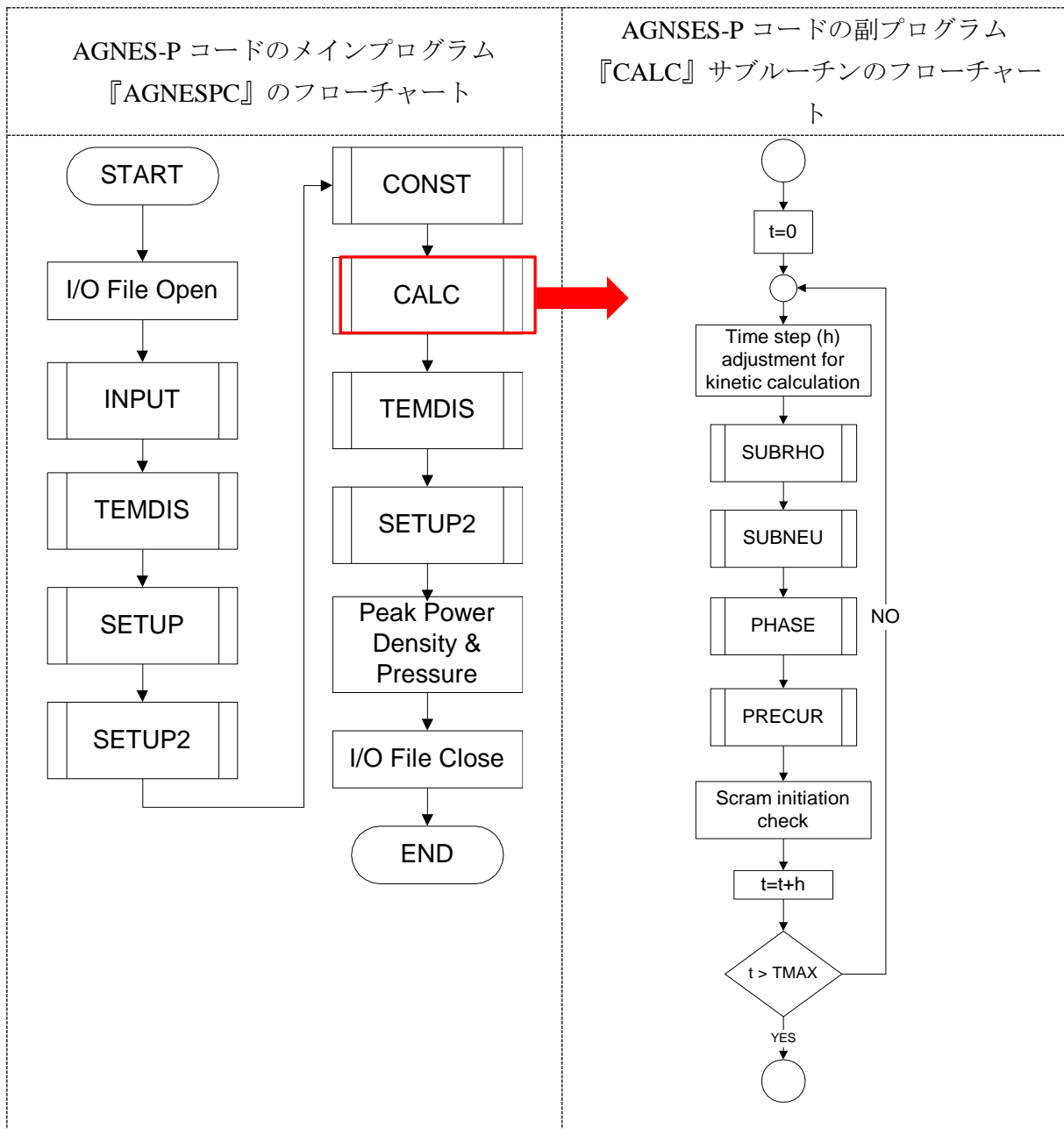


図 9.1-2 AGNES-P コードの計算の流れ(フローチャート)について

図 9.1-2 左図は、AGNES-P コードの全処理(入力ファイルのオープン・読み込み→初期値の設定→計算の実行→ファイルのクローズ)の流れを示した図で、図 9.1-2 右図は、その中で計算の主要部に相当する『CALC』サブルーチンの処理の流れを示した図になっている。CALC サブルーチン内の『SUBRHO』サブルーチンでは伝熱計算と全反応度の計算を行い、『SUBNEU』サブルーチンでは動特性計算を行い、『PHASE』サブルーチンでは第 1 領域の相転移計算を行い、『PRECUR』サブルーチンでは先行核計算を行っている。

9.1.3 第2領域の相転移効果(蒸発計算機能)の追加

第1領域に組み込まれている相転移効果の処理を、第2領域でも処理できるように改造する。また、各形状(円筒形状、球形状、平板形状)でも計算できるようにする。

ここで想定している第2領域の相転移は、水などの液相が沸点に到達して気相(水蒸気)に変化するような状況を考えている。一般的には、水蒸気が冷やされて凝縮することも考えられるが、燃料デブリの臨界事故の事象展開では、そのような再凝縮水がデブリの近傍で生じることが想定しにくいいため、出力挙動に対する反応度的影響が小さいと考え、今回、再凝縮は考慮しない。今後必要に応じて対応することとする。

以下に、蒸発計算処理の手順について簡単に記載する。詳細については、(1)に記述する。

第2領域の温度が沸点に到達しているかどうかチェックし、沸点を超えている場合は、相転移に使える熱量を計算し、潜熱を用いて蒸発時の質量変化を計算する。液相が蒸発したことにより、第2領域の液相の高さ(水位)が変化し、その結果、バッファ空間(気相が存在する領域)が変更される。そして、このように液相が占める空間が変化したことによって、第2領域のフィードバック反応度が変化する。

以上の一連の処理を計算するプログラムを作成し、AGNES-Pコードへ組み込み、試計算による動作確認を行う。

(1) 蒸発計算機能の実装

ここでは、「第2領域の相転移効果の追加」のうち、液相の蒸発計算機能の実装について説明する。

まず、蒸発計算のモデルに関する詳細を述べる前に、ここでは、液相(水)から気相(水蒸気)への相変化(蒸発)の計算についての手順を、以下に示す。

第2領域の液相(水)から気相(水蒸気)への相変化(蒸発)の計算手順について

- ①第2領域のうち液相に該当するセルの温度が、相転移温度(沸点)以上かどうか判定を行う。
- ②沸点以上だった場合、相変化した分の質量の計算を行う(伝熱で輸送された熱量のうち、沸点までの温度上昇分を除いた残りの熱に対して、潜熱を使って蒸発時の質量変化を求める)。また、上記の相変化の処理を行ったセルの温度は、沸点と同じに設定する。
- ③上記の相変化の判定および質量変化の計算を、第2領域の全てのセルに対して実行し、質量変化の合計値を求める。この値から、次の時刻における第2領域の液相および気相の総質量をそれぞれ計算する。
- ④液相の総質量と液相の密度から、第2領域内で液相の占める体積を求め、液相の高さ(水位)を計算する。(ただし、水中で発生した気相は、直ちに液面に到達して、液面上部に存在すると考える。)水位を算出する際は、球・円筒・平板の各形状(の高さ方向の定義)に合わせて計算する。
- ⑤液相高さが更新されたため、それに合わせて、各セルが液相と気相のどちらに該当するか判定する。(どのセルがバッファ空間(気相領域)に該当するのか判定する。)

⑥バッファ空間内の気相の体積と圧力を計算する(気相は理想気体の状態方程式に従うとする)。バッファ空間が閉鎖系の場合は、第2領域の全体積から上記④で求めた液相の占める体積を引いた残りを気相の体積として圧力を計算し、バッファ空間が開放系の場合は、気相の圧力は大気圧として体積を計算する。

上記の蒸発計算機能は、第2領域の温度分布(各セルの温度)や第2領域の形状データなどの幾何情報を与えれば、現行の AGNES-P コードにあるサブルーチンを使用せずに、同等の計算処理を進めることが出来る。

そのため、ここでは、現行の AGNES-P コードとは別に、蒸発計算用のプログラムを作成し、そのプログラムに関して単体テストを行い、動作確認を実施した。その後、第2領域の温度フィードバック反応度の計算と合わせて、作成したプログラムを AGNES-P コードへ移植した。(実装の内容や結果については、(2)にて記載する。)

以降では、1)にて、実装する蒸発計算モデルの内容について記述を行い、2)にて、作成した蒸発計算処理プログラムの単体テスト計算結果(動作確認)について説明を行う。

1) 蒸発モデルの実装方法について

「第2領域の液相(水)から気相(水蒸気)への相変化(蒸発)の計算手順」を以下の図9.1-3を用いて説明する。以下では、円筒形状(2次元の計算領域)を例に説明を行う(他の形状でも手順は同じ)。

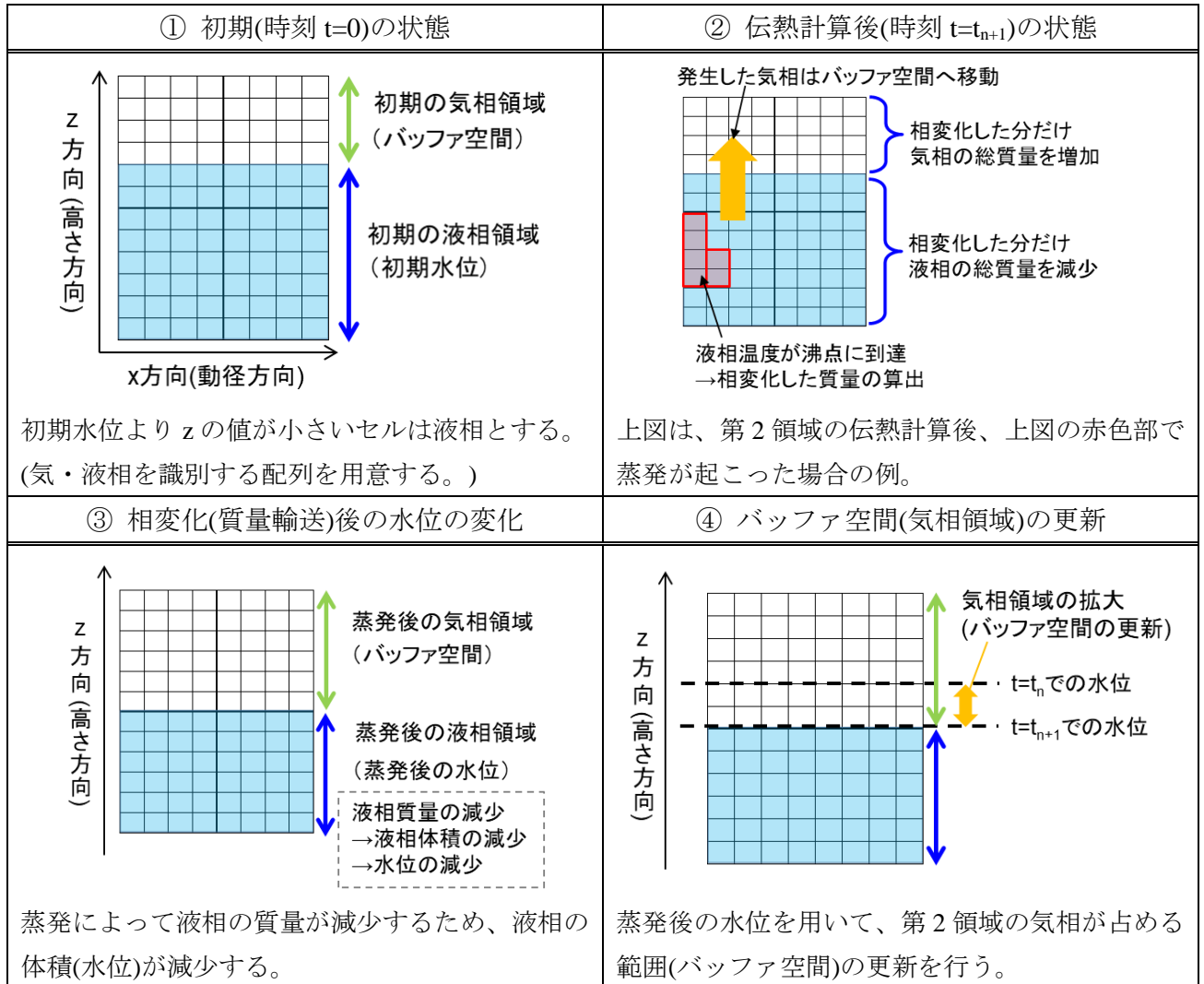


図 9.1-3 第2領域の伝熱計算後の蒸発計算の一連の処理の流れについて

図 9.1-3 の①は、第2領域の初期状態(初期水位)を表している、②では伝熱計算後に、あるセルの温度が沸点を超えたので、蒸発する質量分を液相から気相へ質量輸送している様子を表している。また、③では、質量を輸送した後の水位の変化を表し、④では変更後の水位を使って、気相領域(バッファ空間)の更新をする様子を表している。

以降では、図 9.1-3 で示した内容を、モデル式を用いて説明を行う。

また、以降のモデル式で使用する変数(記号)について、以下に説明を記載する。

表 9.1-1 配列変数

	現時刻($t=t_n$)の値	次時刻($t=t_{n+1}$)の値
第 2 領域の温度分布 (K)	$T_{(i,j,k)}^n$	$T_{(i,j,k)}^{n+1}$
第 2 領域の気・液相識別値の分布(液相割合に相当)	$F_{phase}^n(i, j, k)$	$F_{phase}^{n+1}(i, j, k)$

表 9.1-1 の変数の上添え字は、時刻を表し(n は計算 n ステップ目の時刻を表す)、下添え字は、各セルの番号(インデックス)を表す(x,y,z 方向の番号を i,j,k と表す)。また、上記の F は、第 2 領域の各セルの相が液相か気相かを区別する識別値を表していて、 $F=1$ のとき、そのセルは液相を示し、 $F=0$ のとき、気相を示す($0 < F < 1$ のとき、そのセルは水面を含んだセルを表している)。単位は無次元量である。(また、上記の配列変数以外の変数に対しても、上添え字の n は時刻を表す。)

表 9.1-2 物性値

液相の質量密度	液相の比熱	沸点	潜熱	気相の気体定数
(kg/m^3)	(J/kg/K)	(K)	(J/kg)	(J/kg/K)
ρ_{liq}	$C_{p_{liq}}$	T_{evp}	L	R_{gas}

表 9.1-2 の液相と気相の物性値は、基本的には水と水蒸気の値を想定している。(※上記の気体定数は、一般気体定数 $8.314(\text{J/K/mol})$ のことでなく、各気体のガス定数のこと。)

・第 2 領域の伝熱計算後の温度分布から液相の蒸発量(質量や体積)を計算する処理について

この計算処理は、次の 3 つの処理(プロセス)から成る。

プロセス 1 : 液相に該当するセルの温度が沸点を超えているかどうかを判定する

$F_{(i,j,k)}^n > 0$ かつ $T_{(i,j,k)}^n > T_{evp}$ の場合、つぎのプロセス 2 を実行する

プロセス 2 : 各セルで相変化に使われた熱量(蒸発熱)と相変化した質量(蒸発質量)を計算する。

また、セルの温度を沸点に設定する。

時刻 $t=t_n$ におい

て、各セルで発生した蒸発熱 (J)
$$\Delta Q_{evp}^n(i, j, k) = \Delta q_{evp}^n(i, j, k) \times V_{cell}(i, j, k) \times F_{phase}^n(i, j, k) \quad (式 9.1-4)$$

時刻 $t=t_n$ におい

て、各セルで発生した単位体積あたりの蒸発熱 (J/m³)
$$\Delta q_{evp}^n(i, j, k) = \rho_{liq} C_{p,liq} (T_{(i,j,k)}^{n+1} - T_{evp}) \quad (式 9.1-5)$$

時刻 $t=t_n$ におい

て、各セルで相変化した質量 (kg)
$$\Delta M_{evp}^n(i, j, k) = \Delta Q_{evp}^n(i, j, k) / L \quad (式 9.1-5)$$

ただし、上記の質量が、各セルの持つ液相の質量を超えた場合は、変化分を液相の質量に設定する。

$$\Delta M_{evp}^n(i, j, k) > M_{cell} \rightarrow \Delta M_{evp}^n(i, j, k) = M_{cell} \quad (式 9.1-6)$$

$$\text{各セルの液相質量} : M_{cell} = \rho_{liq} V_{cell}(i, j, k) F_{phase}^n(i, j, k) \quad (式 9.1-7)$$

$$\text{各セルの温度を沸点に設定する} : T_{(i,j,k)}^n = T_{evp} \quad (式 9.1-8)$$

※上記のように設定されたセルは、常に沸点に固定されているわけではなく、この処理の後、次の計算ステップで、第 2 領域の伝熱計算が実行された際、場合によっては、このセルの温度が減少する(沸点未満になる)こともある(そのときは上述した蒸発計算プロセスに入らない)。

プロセス 3 : 各セルの相変化した質量を第 2 領域全体で足し合わせ、相変化した総質量を計算する。

また、この総質量から、液相・気相の各領域の総質量および液相体積を更新する(式 9.1-9～式 9.1-12)。

$$\text{第 2 領域全体の相変化した質量 (kg)} \quad \Delta M_{evp}^n = \sum_{i,j,k} \Delta M_{evp}^n(i, j, k) \quad (式 9.1-9)$$

$$\text{時刻 } t=t_{n+1} \text{ の液相領域の総質量 (kg)} \quad M_{liq}^{n+1} = M_{liq}^n - \Delta M_{evp}^n \quad (式 9.1-10)$$

$$\text{時刻 } t=t_{n+1} \text{ の気相領域の総質量 (kg)} \quad M_{gas}^{n+1} = M_{gas}^n + \Delta M_{evp}^n \quad (式 9.1-11)$$

$$\text{時刻 } t=t_{n+1} \text{ の液相の占める体積 (m}^3\text{)} \quad V_{liq}^{n+1} = M_{liq}^{n+1} / \rho_{liq} \quad (式 9.1-12)$$

以上の計算処理によって、伝熱計算後の温度分布から、次の時刻の液相・気相の総質量と液相の体積を求めることが出来る。また、蒸発が起こったセルの温度は沸点に設定される。

・第2領域の幾何情報(形状)と液相体積から液相の高さ(水位)を計算する処理について
 先述の計算処理によって、第2領域の液相の占める体積が求まったので、この値を用いて、第2領域の液相の高さ(水位)を計算する。この水位を計算する際は、計算領域の形状(球・円筒・平板)を考慮して値を求める。(各形状で定義されている高さ方向に水位を取るようにする。)

表 9.1-3 液相体積から水位の算出方法について

円筒形状の場合の水位 (m)	平板形状の場合の水位 (m)	球形状の場合の水位 (m)
$H_{liq}^{n+1} = V_{liq}^{n+1} / S_{II}$	$H_{liq}^{n+1} = V_{liq}^{n+1} / S_{II}$	$H_{liq}^{n+1} = R_{liq}^{n+1} - R_I$
第2領域の底面積	第2領域の底面積	第2領域の液相が占める領域までの半径 R_{liq} と液相体積 V_{liq} の関係
$S_{II} = \pi(R_{II}^2 - R_I^2)$	$S_{II} = L_{x,II} \times L_{y,II}$	$\frac{4}{3} \pi \left\{ (R_{liq}^{n+1})^3 - R_I^3 \right\} = V_{liq}^{n+1}$

表 9.1-3 の R_{II} は第2領域の半径、 R_I は第1領域の半径を表し、 $L_{x,II}$ は第2領域の x 方向の厚み、 $L_{y,II}$ は第2領域 y 方向の厚みを表す。

・第2領域の液相高さ(水位)からバッファ空間(気相領域)を更新する処理について
 先述の計算処理によって、第2領域の水位が求まったので、バッファ空間(気相領域)の更新(第2領域内の各セルが気・液相のどちらに該当するかの判定)の方法について説明を行う。

第2領域の各セルの相を判定するには、水位(液面)と各セルの高さを比較すればよく、液面よりも低い位置にあるセルは全て液相セルとみなし、液面よりも高い位置にあるセルは全て気相セルとみなす。このとき、液相セルに該当した場合は、気・液相の識別値を $F=1$ とし、気相セルに該当した場合は、 $F=0$ とする。また、液面を含むセルについては、そのセルを占める液相の(体積)割合を、識別値 F として与える(この場合、 F は、 $0 < F < 1$ の値を取る)。(今回は、蒸発して発生した水蒸気は直ちに液面まで浮上するとして、常に液相領域内部に気泡は存在しないとしているため、水位と各セルの位置関係から液相の占める割合を求めることが出来る。)

以上より、液面を含むセルの番号(高さ方向の番号・インデックス)がわかれば、そのインデックスを境に、気・液相の識別値 F の分布を割り当てることが出来る。

図 9.1-4 に、円筒形状および平板形状の場合の高さ方向のインデックスに関する図を掲載する。

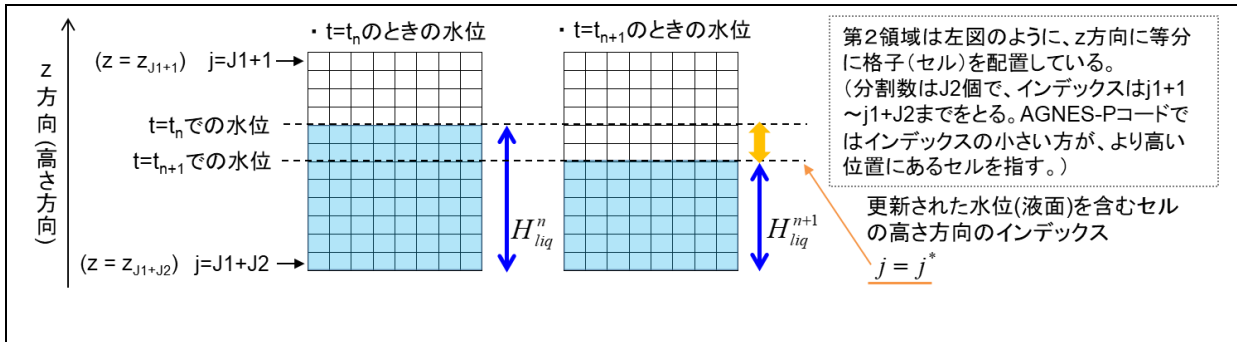


図 9.1-4 円筒および平板形状の第 2 領域の高さ方向の番号(インデックス)の割り当て

AGNES-P コードでは、図 9.1-4 のように、第 2 領域の各セルは高さ方向(鉛直方向)に等分割されていて、高い位置にあるセルから順に、番号(インデックス)が割り振られている(インデックスの小さい方が、高い位置にあるセルを示している)。

図 9.1-5 に、球形状の場合の高さ方向のインデックスに関する図を掲載する。

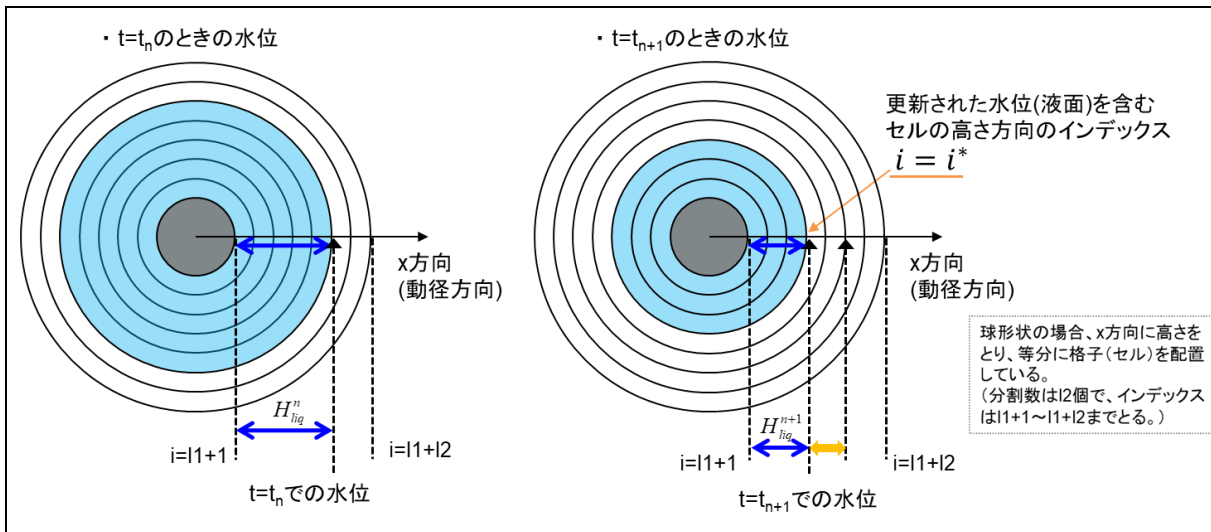


図 9.1-5 球形状の第 2 領域の高さ方向の番号(インデックス)の割り当てについて

図 9.1-5 のように、球形状の場合は、x 方向(動径方向)に高さを取り、他の形状同様に、その方向に等分割している。ただし、インデックスの付け方は、中心からみて距離が小さいセルから順番に番号(インデックス)を割り振っている。

表 9.1-4 に、球形状と他の形状(円筒と平板)で、高さ方向に関する定義が異なるので、確認として、以下に、各形状の高さ方向の定義と、高さ方向の大きさと分割数、セルサイズについて記載する。

表 9.1-4 各形状における高さ方向の定義および高さ方向の大きさと
分割数セルサイズについて

	円筒・平板形状の場合	球形状の場合
高さ方向の定義	鉛直方向(z 方向)	動径方向(x 方向)
高さ方向の大きさ	第 1 領域の高さ 変数名 : HEIGHT	第 2 領域の厚さ 変数名 : THIC(2)
高さ方向の分割数	J2 個 (番号 : J1+1~J1+J2)	I2 個 (番号 : I1+1~I1+I2)
高さ方向のセルサイズ	$\Delta z = \text{HEIGHT} / J_2$	$\Delta z = \text{THIC}(2) / I_2$

上記の大きさの項目に記載した変数名は、AGNES-P コード内の変数に該当し、分割数の括弧内の番号は、第 2 領域の高さ方向のインデックス(番号)が取る範囲を示している。

※AGNES-P コードでは、上記のように第 2 領域の高さ方向のセルサイズは同一だが、同じ高さに位置するセルでも球形状や円筒形状では、中心からの距離によって、表面積やセル体積は異なる。

・AGNES-P コードの高さ方向の領域分割の状況を踏まえ、水位が更新された後の気・液相の識別値 F の設定方法

プロセス 1 : 液面を含むセルのインデックス(番号)を取得する

上述のセルサイズ Δz と水位から、表 9.1-5 ようにして液面を含むセルのインデックスを求める。

表 9.1-5 液面を含むセルの高さ方向のインデックス(番号)

円筒・平板形状の場合	$j^* = J_s - 1 + (N_z - \tilde{a})$	$(J_s = J_1 + 1, N_z = J_1 + J_2)$
球形状の場合	$i^* = I_s + \tilde{a}$	$(I_s = I_1 + 1)$
球形状の場合	$(a = H_{liq}^{n+1} / \Delta z, \tilde{a} = \text{floor}(a) \text{ (floor 関数は少数切り捨て関数)})$	

表 9.1-5 の J_s は円筒・平板形状の場合の第 2 領域の高さ方向の最初のインデックスで、 I_s は球形状の場合のものになり、 N_z は円筒・平板形状の場合の第 2 領域の高さ方向の分割数を表す。

プロセス 2 : 上記のインデックスを使って、気液相の識別値 F を設定する

前述のように、AGNES-P コードでは、円筒・平板形状では、インデックスの小さい方のセルが高さ方向に対して、より高い位置にあるので、プロセス(1)で取得したインデックスよりも小さいセルは気相で、大きいセルは液相となり、同じセルは液相と気相の両方を含むことになる。一方で、球形状の場合は、インデックスの小さい方のセルが高さ方向に対して、より低い位置にあるので、先ほどと逆の関係になる。よって、表 9.1-6 のように気液相の識別値 F を設定できる。

表 9.1-6 気液相の識別値 F(液相割合)の設定について

円筒・平板形状の場合	$j < j^*$ に該当するセル	全て気相	$F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1} = 0$
球形状の場合	$i > i^*$ に該当するセル		
円筒・平板形状の場合	$j > j^*$ に該当するセル	全て液相	$F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1} = 1$
球形状の場合	$i < i^*$ に該当するセル		
円筒・平板形状の場合	$j = j^*$ に該当するセル	液相と気相 の両方	$F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1} = a - \tilde{a}$
球形状の場合	$i = i^*$ に該当するセル		

以上より、蒸発量の計算後の水位の値を使って、気・液相の識別値 F(液相割合)の分布を求めることが出来る。この分布を使って、最終的に、第 2 領域の温度フィードバック反応度を求めることになる。(温度フィードバック反応度の計算処理については、次節にて取り上げる。)

- ・第 2 領域の更新された液相・気相領域それぞれの平均温度を計算する処理について
ここでは、先述の計算処理で求めた気・液相の識別値 F の分布から、液相領域と気相領域の平均温度の算出方法を記載する。

気相領域(バッファ空間)の平均温度は、次に述べる気相領域の体積や圧力の計算に用いる(式 9.1-13、式 9.1-14)。

時刻 $t=t_{n+1}$ の液相の液相領域の平均温度 (K)

$$T_{liq}^{n+1} = \frac{\sum_{i,j,k} T_{(i,j,k)}^{n+1} \cdot F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1} \cdot V_{\text{cell}(i,j,k)}}{\sum_{i,j,k} F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1} \cdot V_{\text{cell}(i,j,k)}} \quad (\text{式 9.1-13})$$

時刻 $t=t_{n+1}$ の液相の気相領域の平均温度 (K)

$$T_{gas}^{n+1} = \frac{\sum_{i,j,k} T_{(i,j,k)}^{n+1} \cdot (1 - F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1}) \cdot V_{\text{cell}(i,j,k)}}{\sum_{i,j,k} (1 - F_{\text{phase}(i,j,k)}^{n+1}) \cdot V_{\text{cell}(i,j,k)}} \quad (\text{式 9.1-14})$$

- ・第 2 領域のバッファ空間(気相領域)の体積と圧力を計算する処理について
これまでの計算処理で、気相領域の総質量と平均温度が求まっているので、理想気体の状態方程式を用いて、気相領域(バッファ空間)の体積と圧力を計算する。

ここでは、気相領域(バッファ空間)を開放系の場合と閉鎖系の場合を考え、開放系の場合には気相の圧力は初期圧力(大気圧)で一定として、気相の体積を求め、閉鎖系の場合には気相の体積を第 2 領域の全体積から液相の占める体積を除いた残りとして、気相の圧力を求める。

理想気体の状態方程式を式変形すると、気相の圧力・体積と質量・温度の間で、以下のような関係式が成り立っている。

$$\begin{array}{l}
 \text{理想気体の状態方程式} \quad P_{gas} = \rho_{gas} R_{gas} T_{gas} \\
 \text{気相の質量密度} \quad \rho_{gas} = M_{gas} / V_{gas}
 \end{array}
 \left. \vphantom{\begin{array}{l} P_{gas} = \rho_{gas} R_{gas} T_{gas} \\ \rho_{gas} = M_{gas} / V_{gas} \end{array}} \right\} \text{気相の圧力・体積と質量・温度の関係式}$$

$$P_{gas} V_{gas} = M_{gas} R_{gas} T_{gas}$$

上の関係式を用いて、開放系の場合の気相の体積と閉鎖系の場合の気相の圧力は次のようになる。

$$\begin{array}{l}
 \text{開放系の場合のバッ} \\
 \text{ファ空間(気相領域)の} \\
 \text{体積 (m}^3\text{)}
 \end{array}
 \quad V_{gas}^{n+1} = \frac{M_{gas}^{n+1} R_{gas} T_{gas}^{n+1}}{P_{gas}^{n+1}} \quad (\text{式 9.1-15})$$

$$(P_{gas}^{n+1} = P_{gas}^0 \text{ 大気圧で一定})$$

$$\begin{array}{l}
 \text{開放系の場合のバッ} \\
 \text{ファ空間(気相領域)の} \\
 \text{圧力 (Pa)}
 \end{array}
 \quad P_{gas}^{n+1} = \frac{M_{gas}^{n+1} R_{gas} T_{gas}^{n+1}}{V_{gas}^{n+1}} \quad (\text{式 9.1-16})$$

$$(V_{gas}^{n+1} = V_{II} - V_{liq}^{n+1})$$

(V_{II} は第 2 領域全体の体積)

以上が、第 2 領域での蒸発計算に関する各処理の計算方法についての説明になる。
以降では、この計算処理を実行するプログラムを作成し、単体テスト(動作確認)を行った結果について記載する。

2) 蒸発計算プログラムの単体テスト計算(動作確認)について

テスト計算の結果を示す前に、先述してきた蒸発計算処理を実装する際に、作成したプログラム(サブルーチンや関数(function))について説明を、最初に行う。

今回、作成したプログラムは、表 9.1-7 で示した 5 つのサブルーチンや関数である。これらは大きく分けて、液相に関する物理量(液相の質量や体積、水位など)を計算するものと、バッファ空間の更新と気相の物理量(気相の圧力や体積など)を計算するものに分けられる。

表 9.1-7 関数の入力変数と出力変数

蒸発(相転移)に伴う液相の物理量(液相の質量や体積・水位)などの計算			
①	伝熱計算後の温度分布を用いて、蒸発する液相の質量や体積を計算するサブルーチン	入力変数	次時刻($t=t_{n+1}$)の温度 T , セル体積 V_{cell} , 気液相の識別値 F , 沸点, 潜熱, 液相の密度・比熱
		出力変数	液相の全質量, 気相の全質量, 液相の体積
②	計算領域の幾何情報(形状)と液相体積から、液相高さ(水位)を計算する関数	入力変数	第 1 領域と第 2 領域の半径 (球 or 円筒形状) 第 2 領域の x 方向と y 方向の長さ (平板形状)
		出力変数	液相の高さ(水位)
バッファ空間(気相領域)の更新と気相の物理量(圧力と体積)などの計算			
③	液相高さ(水位)からバッファ空間(気相領域)の更新をするサブルーチン	入力変数	液相の高さ(水位), 高さ方向のセルサイズ
		出力変数	次時刻($t=t_{n+1}$)の気液相の識別値 F
④	液相領域と気相領域の平均温度を計算するサブルーチン	入力変数	次時刻($t=t_{n+1}$)の温度 T と気液相の識別値 F
		出力変数	液相と気相の平均温度
⑤	バッファ空間(気相領域)の体積と圧力を計算するサブルーチン	入力変数	気相の質量と温度, 液相体積, 第 2 領域の全体積, 気相の初期圧力, 気相の気体定数 (開放系か閉鎖系かを表すフラグオプション)
		出力変数	気相の圧力と体積

上に各サブルーチンや関数の入力変数と出力変数を記載していて、青字で示したものが、新たに追加した変数になっている(それ以外の変数は AGNES-P コードにあるもの)。

以下では、上記の作成プログラムが正常に動作しているかどうかを確認するために、次のような内容で、単体テスト計算を行った。

- ・単体テストの計算内容(動作確認の内容)について

① 蒸発計算機能(液相の質量や水位)に関する動作確認について

第2領域の伝熱計算後を想定して、(次時刻の)蒸発計算を行う。ここでは、一定の発熱量を液相に加えた計算(この発熱量に相当する温度変化を入力として与える計算)を行い、計算結果が解析解と同じになるかどうか検証を行う。

② バッファ空間(気相領域)の更新に関する動作確認について

蒸発によって水位が変化したときに、バッファ空間(気相領域)の更新が適切に行われているかどうか、複数のセルに対して、上記①と同様の計算を実施し、動作確認を行う。

③ 気相の圧力と体積の計算に関する動作確認について

上記②で更新されたバッファ空間(気相領域)に対して、気相の圧力や体積の計算が、開放系のときと閉鎖系のときで適切に動作しているかどうか確認を行う。

・単体テストの計算条件について

以下に、今回のテスト計算で与える入熱条件(液相に加える(時間に関して)一定発熱量の条件)と、液相と気相の物性値について記載する。

・入熱条件について

今回は、次の2つのパターンの発熱量を与えて計算を行う。

液相の存在量(総体積や総質量)に依らず、一定の発熱量(W)を、液相領域(液を含むセル)に均等に与える

液相領域に対して、単位体積あたりに一定の発熱量(W/m³)を与える

(液相質量の時間変化に関する)解析解を表 9.1-8 に示す。

表 9.1-8 液相質量の時間変化に関する解析解

発熱量パターン 1 の場合の液相質量の時間変化(解析解)について	発熱量パターン 2 の場合の液相質量の時間変化(解析解)について
<p>一定の発熱量(W)を\dot{Q}、潜熱(J/kg)をLとする。 沸点到達後の液相質量の時間変化率(蒸発による減少率)は、次のようになる。</p> $\frac{dM_{liq}}{dt} = -\frac{\dot{Q}}{L}$ <p>液相質量(kg)の時間変化は、以下のようになる。</p> $M_{liq}(t) = M_{liq}^{t=0} - \frac{\dot{Q}}{L}t$ <p>液相質量は時間に対して線形に減少する。 ($M_{liq}^{t=0}$は、液相の初期質量)</p>	<p>単位体積あたりの一定の発熱量(W/m³)を\dot{q}とする。 沸点到達後の液相質量の時間変化率(蒸発による減少率)は、次のようになる。(液相体積をV_{liq}と表す)</p> $\frac{dM_{liq}}{dt} = \rho_{liq} \frac{dV_{liq}}{dt} = -\frac{\dot{q}V_{liq}}{L}$ <p>液相体積(m³)の時間変化は、以下のようになる。</p> $V_{liq}(t) = V_{liq}^{t=0} \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right), \quad \tau = \frac{\rho_{liq}L}{\dot{q}}$ <p>液相質量(kg)の時間変化は、以下のようになる。</p> $M_{liq}(t) = M_{liq}^{t=0} \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right), \quad M_{liq}^{t=0} = \rho_{liq}V_{liq}^{t=0}$ <p>液相質量は指数関数的に減少する。</p>

・物性値について

今回の単体テストで使用する液相と気相の物性値を表 9.1-9 に示す。

表 9.1-9 液相と気相の物性値

液相の質量密度 (kg/m ³)	液相の比熱 (J/kg/K)	沸点 (K)	潜熱 (J/kg)	気相の気体定数 (J/kg/K)
1000.0	4184	373.15	2.25 × 10 ⁶	461.4

・単体テストの計算結果① (蒸発計算機能の動作確認について)

・発熱量パターン 1(一定の発熱量(W)を与える場合)の計算結果

ここでは、一定の発熱量として、1秒間に水の温度が1度上昇するのと同等の熱量をセルに与えた(実際はこの量に相当する温度変化を入力として与えた)結果を示す。今回は、セルが一つの場合の動作確認を行う。セルの体積は、10⁻³(m³) (=1.0ℓ)(10cm×10cm×10cmの立方体(平板形状))とし、初期に全領域を水が満たしているとする。以下、参考として、上記の入熱条件と初期条件を表 9.1-10 に示す。

表 9.1-10 入熱条件と初期条件

入熱量(W)について	液相(水)の初期値について			
$\Delta q = \dot{q}\Delta t = \rho_{liq} C_{p_{liq}} \Delta T$	温度 (°C)	質量 (kg)	体積 (m ³)	水位 (m)
$\dot{Q} = \dot{q}V_{cell} = 4184 \text{ [W]}$	0.0	1.0	0.001	0.1

以下に、計算結果(液相・気相の質量および液相の体積と水位の時間変化)を図 9.1-6 に示す。

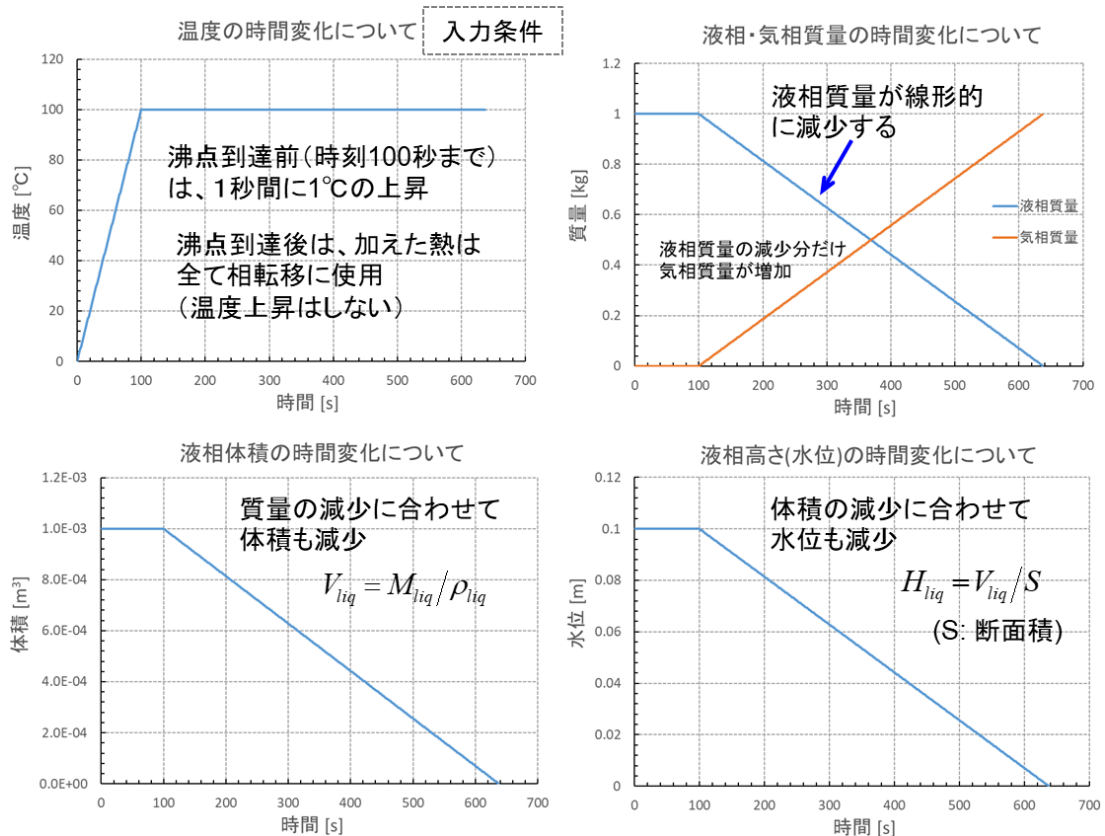


図 9.1-6 一定の発熱量(W)を与えたときの蒸発計算の単体テストの結果

上記の計算条件の場合、解析解から、沸点到達後、537.76 秒で全ての液相が蒸発することがわかっている。そこで、図 9.1-6 の計算結果を比較すると、確かに時刻 637 秒(沸点まで 100 秒かかる)で、液相質量がゼロとなっていて、正常に計算が動作していることがわかる。

- ・発熱量パターン 2(単位体積あたりに一定の発熱量(W/m³)を与える場合)の計算結果
次に、単位体積あたりの発熱量として、1 秒間に水の温度が 1 度上昇するのと同等の値(相応の温度変化を入力として)を入熱させた結果を示す。入熱以外の計算条件(セル

体積(平板形状)・セル数や、液相の物性値・初期値など)は、先述の発熱量パターン 1 と同じとする。

(上記の入熱量は、 $\Delta q = \dot{q}\Delta t = \rho_{liq}C_{liq}\Delta T$, $\dot{q} = 4.184 \times 10^6$ (W/m³) となる。)

以下に、計算結果(液相・気相の質量および液相の体積と水位の時間変化)を図 9.1-7 に示す。

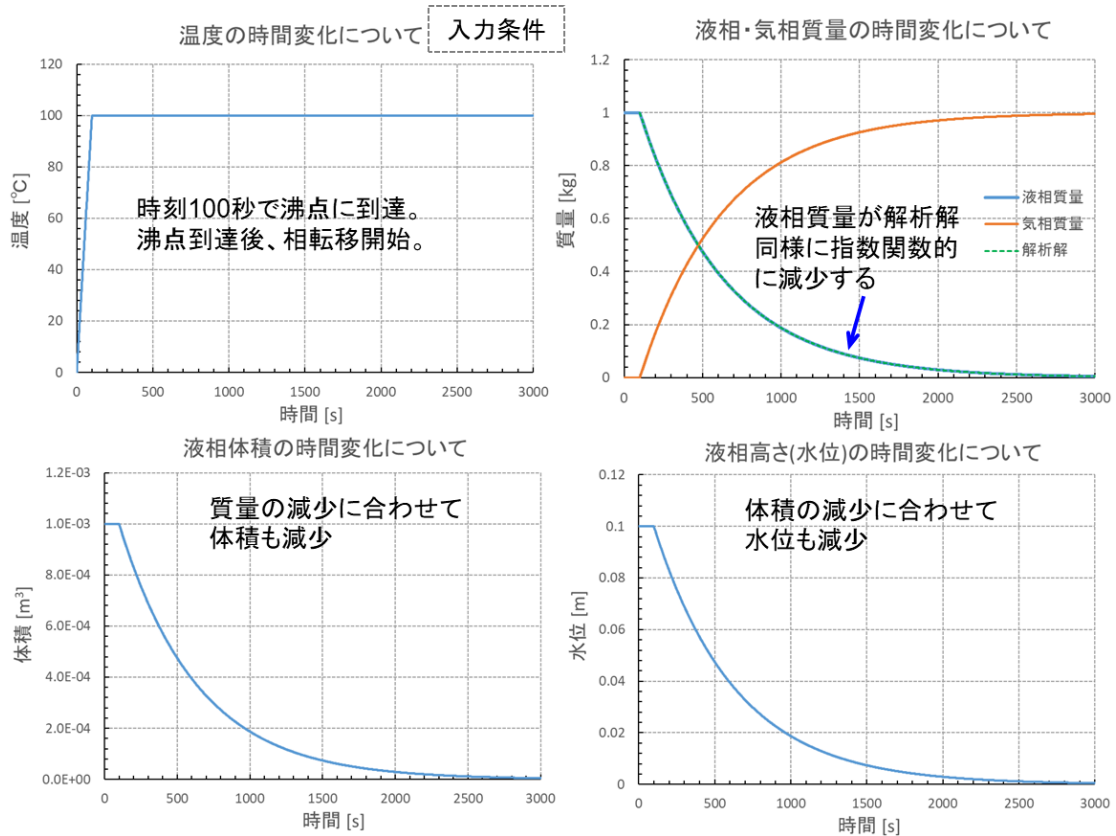


図 9.1-7 単位体積あたりに一定の発熱量(W/m³)を与えたときの蒸発計算の単体テストの結果

図 9.1-7 の液相質量の時間変化を見ると、表 9.1-8 に示す解析解と同じ指数関数的な結果となることが確認でき、正常に計算が動作していることがわかった。

- ・単体テストの計算結果② (バッファ空間(気相領域)の更新に関する動作確認について)
 - テスト計算から、作成したプログラムを用いて、解析解と同じ計算結果を得ることができた。ここでは、同じプログラムを使って、複数個のセルに対して、蒸発計算が機能しているかどうか動作検証を行った。また、セルが複数個あるため、液相領域だけでなく気相領域(バッファ空間)を考慮した計算を試せるので、蒸発によって水位が下がったときのバッファ空間の更新が動作しているかどうかについても確認を行った。(気相領域の圧力や体積の計算の動作確認については、後述する。)

以下の図 9.1-8 に、今回のテスト計算の計算領域と入熱条件について示す。

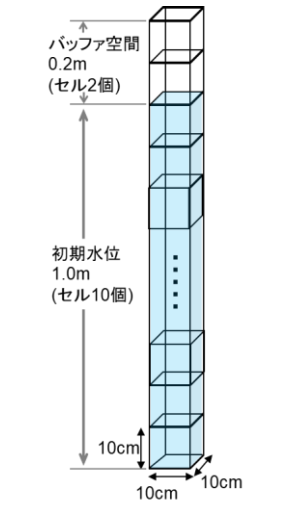
計算領域・イメージ図	● 計算領域について
	<p>左図のような計算領域(平板形状)でテスト計算を行う。計算領域は高さ方向に 12 個のセルで分割し、1つのセル体積はこれまでと同様に 10cm の立方体とする (1セルの体積は 1.0ℓ)。ここでは、初期水位を、1.0m(セル 10 個分)に設定した。(初期のバッファ空間はセル 2 個分となる。)</p> <p>● 入熱条件について</p> <p>ここでは、一定の発熱量(W)を与えた場合(発熱量パターン 1)の計算を行う。発熱量として、液相を含むセルに対して、これまでと同様に、1秒間にセル温度が 1 度上昇するのと同等の熱を与える。今回、液相の初期体積は 10ℓ(=1.0ℓ×10)なので、先述のテスト計算で与えた発熱量の 10 倍の値を、液相が存在する領域に均等に与える(気相領域には熱は加えないこととする)。</p> <p>・液相領域に加える総熱量：$\dot{Q}_{tot} = 10\dot{Q} = 41840 \text{ (W)}$</p>

図 9.1-8 テスト計算の計算領域と入熱条件

液相と気相の物性値については、これまで同様に、表 9.1-9 の値を用いる。また、液相と気相の初期値を以下の表 9.1-11 に記載する。

表 9.1-11 液相と気相の初期値について

液相の初期値について				気相の初期値について			
温度 (°C)	質量 (kg)	体積 (m ³)	水位 (m)	温度 (°C)	質量 (g)	体積 (m ³)	圧力 (Pa)
0.0	10.0	0.01	1.0	0.0	1.6	0.002	1.01325×10 ⁵

以降では、上表に示した計算条件に対して、作成したプログラムによる計算結果を示す。始めに、前述と同様に計算領域全体の液・気相の質量及び液相体積と水位の時間変化を図 9.1-9 に示す。

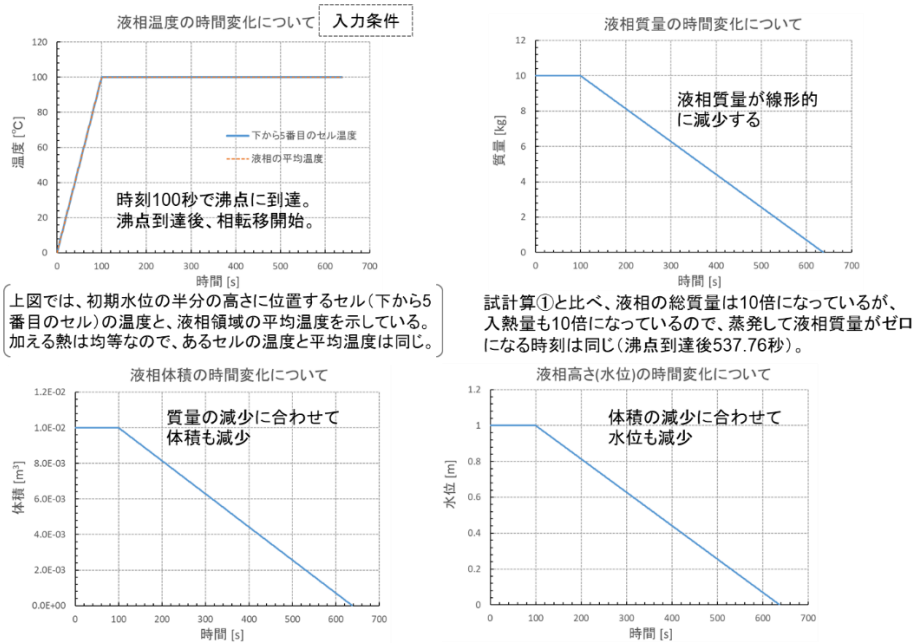
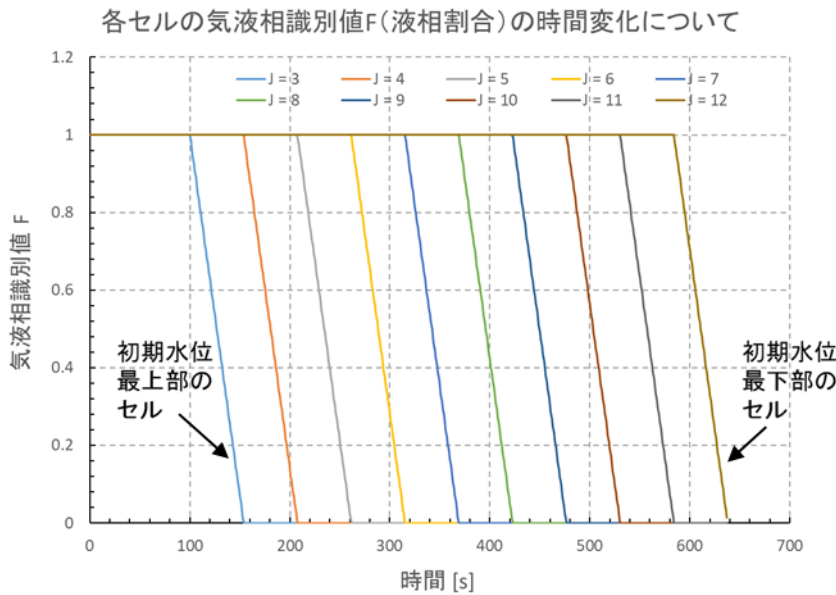


図 9.1-9 複数セルに対して一定の発熱量(W)を与えたときの蒸発計算の単体テストの結果

先述のテスト計算(セル1個の場合)同様に、複数のセルの計算についても、解析解と同じ結果を得られた。

次に、液相の高さ(水位)に合わせて、バッファ領域(気相領域)の更新がされていることを確認するために、気液相を識別する量 F の分布(液相割合の分布)の時間変化を図 9.1-10 に示す。



左図のように、初期に液相領域の最上部に位置するセルから、徐々に気相へ相変化している。

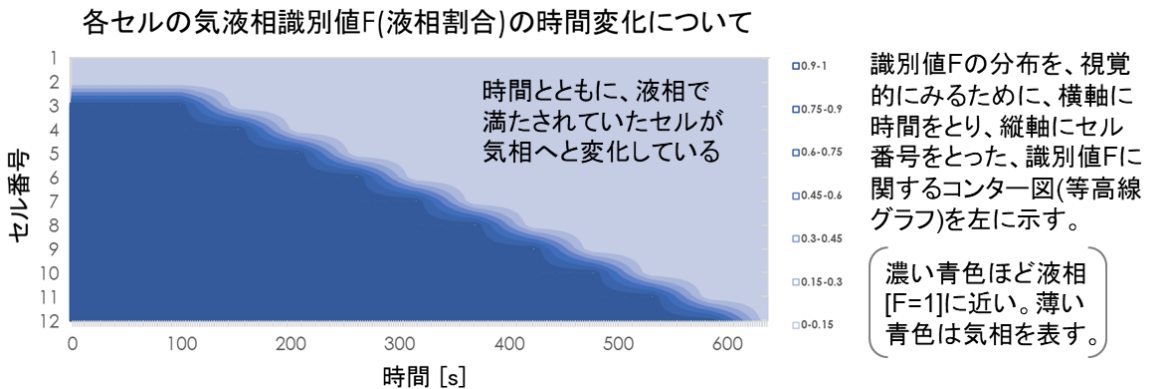


図 9.1-10 複数セルに対して一定の発熱量(W)を与えたときのバッファ領域の更新結果

上記の結果から、水位の変化に合わせて、液相セルだったものが気相セルへと変化していることが確認でき、バッファ領域(気相領域)の更新処理についても、適切に動作していることが分かった。

・単体テストの計算結果③ (気相の圧力と体積の計算に関する動作確認について)

上述のテスト計算結果②によって、複数のセルに対して水位の減少とともにバッファ領域が拡大していることが確認できたので、最後に、バッファ領域(気相領域)の圧力と体積に関する計算の動作確認を行う。計算条件については、テスト計算結果②で記載したものと同様である。

以下の図 9.1-11 に、気相領域が、開放系の場合と閉鎖系の場合の計算結果を示す。

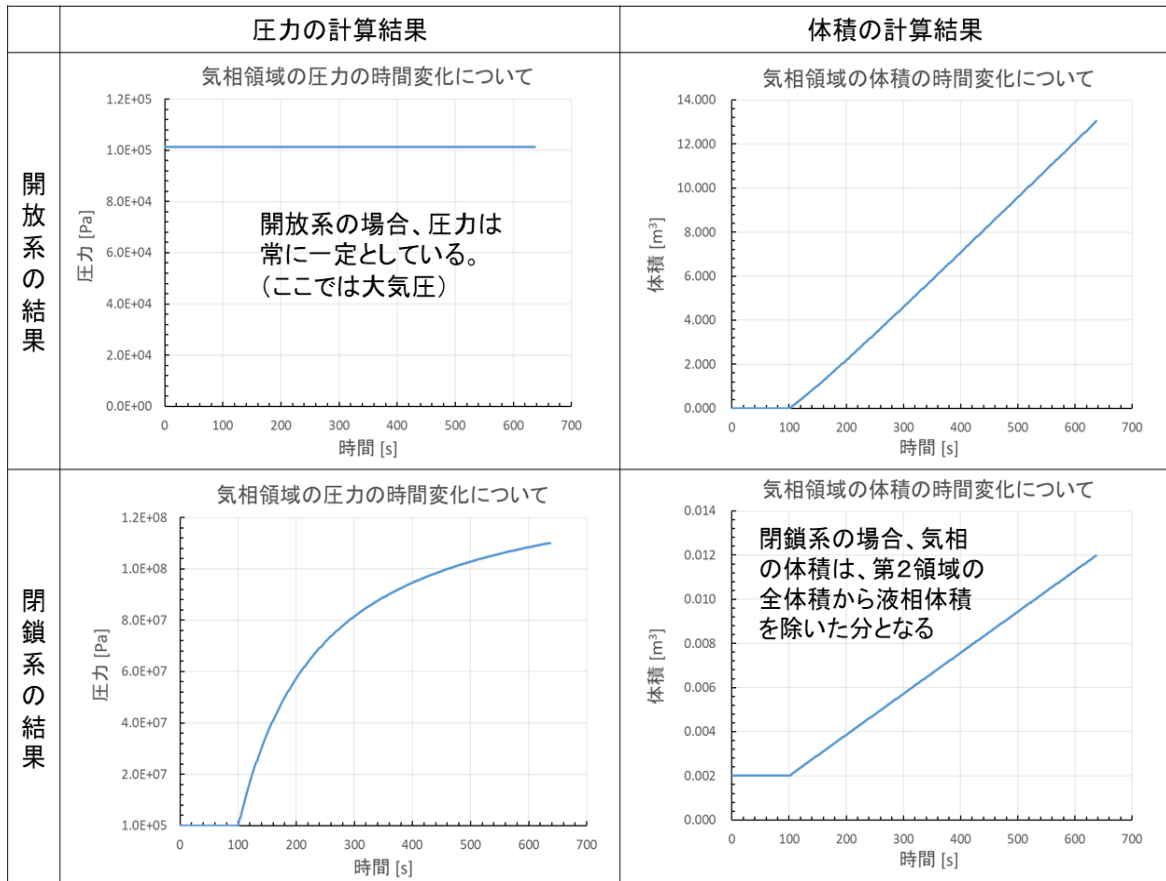


図 9.1-11 複数セルに対して一定の発熱量(W)を与えたときの気相領域の圧力と体積の結果

今回の計算では、全ての液相が蒸発するため、液相が初期に持っていた全質量が気相に変わったことになる。したがって、気相の質量変化は、約 6000 倍になり、開放系の場合、体積がその比の分だけ上昇し、閉鎖系の場合、圧力がその分、上昇することになる。ただし、今回は、気相の平均温度も上昇するため（100℃に到達した液相セルが相変化するため）、その分の上昇も加味されている。

また、閉鎖系では、液相だった部分の体積が、液相の消失により気相の体積に加えられることで、気相の体積が 6 倍に大きくなる分、圧力の上昇は抑えられた。

次の節では、第 2 領域の温度フィードバック反応度の計算処理の AGNES-P コードへの実装について説明する。

(2) 第 2 領域の温度フィードバック(FB)反応度計算の実装

(1)では、第 2 領域の伝熱計算より得られた温度分布を入力として、蒸発量(蒸発質量や水位等)の計算や、気・液相の識別値(液相割合)の分布の更新および液相・気相の(平均)温度の計算といった一連の処理を行うプログラムを作成し、動作確認を行った。

第 2 領域の相転移(蒸発)に応じた液相割合や温度の計算を、AGNES-P コードで処理するには、上記のプログラム(サブルーチン)を AGNES-P コードへ移植することで対応可能であ

る。(サブルーチンの計算に必要な入力変数と、AGNES-P コードで該当する変数を対応させれば良い。)

後は、上述の計算処理によって得られた第2領域の気・液相の識別値(液相割合)の分布を用いて、第2領域の温度フィードバック反応度の計算を行い、その結果を核計算(動特性計算)に用いる反応度(その他の寄与を含めた全反応度)へ追加することで、第2領域のフィードバック反応度の寄与を加えることが出来る。

以降では、上述した第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理を、AGNES-P コードで行うための実装方法について説明する。

1) 第2領域の温度FB反応度計算処理の実装方法に関する検討

ここでは、第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理の実装する上で、現行コードで既に実装済みの「第1領域の相転移効果(第1領域の温度フィードバック反応度の計算処理)」を参考にする。以下では、まず、現行コード(改良前のAGNES-Pコードを示す。)の第1領域の温度FB反応度の計算処理の実装状況を記述し、次いで、現行コードへ追加する第2領域の温度FB反応度の計算処理の実装内容について記述する。

・現行コードにおける第1領域の温度フィードバック反応度の計算処理の実装状況について

前述のように、既に現行コードに実装されている「第1領域の相転移効果(第1領域の温度フィードバック反応度の計算処理)」を参考にするために、コード内で、その計算処理をしている該当箇所を調べる。その際、着目点としては、第1領域の温度フィードバック(FB)反応度を計算するのに使用している変数などを探していく。まずは、AGNES-Pコードの入力ファイルから指定している、この計算に必要なパラメータ(反応度係数(1次・2次)や、基準温度など)について、コード内での変数名などを確認する。

まずは、AGNES-Pの入力ファイル内で、第1領域の温度FB反応度を指定している該当箇所を図9.1-12に示す。

```

C--RCPVOL(8)-HTC*AREA(8)-HTC*AREA(9) ---TZERO(9)↓
9.740E+04 7.1399 57.948 2.9815E+02 region 8 & 9↓
C--RCPVOL(10)-HTC*AREA(10)-HTC*AREA(11) ---TZERO(11)↓
1.053E+05 6.8388 34.078 2.9815E+02 region 10 & 11↓
C--(cent/K)---(cent/K^2)---REF TEMP (K)-----↓
1 NO OF INTERVAL↓
-1.5013E+00 5.6361E-04 298.55 INTERVAL 1↓
C↓
C INITIAL TEMPERATURE PER REGION↓
C↓
298.6 298.6 298.6 298.6 298.6 298.6 ↓
298.6 298.6 298.6 ↓

```

図 9.1-12 入力ファイル「agnespc.inp」内の第1領域の温度FB反応度パラメータの該当箇所

入力ファイルでは、各領域の熱物性を指定した後に、第1領域の温度FB反応度のパラメータを指定する(上図の黄色枠内)。上の例では、1次係数、2次係数、および基準温度が、それぞれ、-1.5013, 5.636×10^{-4} , 298.55 となっている(因みに、温度係数の適用範囲数(INTV)は、1に設定されている)。

AGNES-Pコード内では入力ファイルの読み込み処理は「INPUT」サブルーチンで行われている。

以上より、第1領域の温度フィードバック反応度の計算に必要なパラメータは、表9.1-12に示す次の変数にそれぞれ、格納されている。

表 9.1-12 コード内の変数名

	1 次の係数	2 次の係数	基準温度
AGNES-P コード内の変数名	VCPHS(I,1)	VCPHS(I,2)	VCREP(I)

(上記の変数は、AGNES-Pコードのマニュアルに記載されている項目名と同じである。)

現行コードの中で、このパラメータが使用されている箇所が、第1領域の温度FB反応度を計算している箇所に該当するはずなので、コード内でこのパラメータについて検索を行った。その結果、第1領域の相転移計算を行っている『PHASE』サブルーチンで、このパラメータが使用されていた。

第1領域の温度FB反応度の計算結果は、「DRHOTP」という変数に格納されている。(ここでの計算は、計算ステップ Δt 秒間の温度FB反応度の変化量を求めている。後述するように、この変化量を、現時刻までの累積値(第1領域の温度FB反応度だけでなく全ての反応度の寄与を足したもの)に加算することで、次の時刻の反応度を求めている。)

次に、この第1領域の温度FB反応度の計算結果「DRHOTP」を使って、(添加反応度を含めた全ての寄与を合わせた)全反応度(正味反応度)を計算している箇所を調べた結果、『SUBRH0』サブルーチンで処理が行われていた。

次の時刻の全反応度の計算結果は、『RH(2)』に格納されていることがわかる。

・現行コードへ追加する第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理の実装内容について

これまで記載してきたように、今回、第2領域の相転移効果を取り入れる(温度FB反応度の計算結果の反映させる)際、既に実装されている第1領域の相転移効果の計算処理を参考にするため、現行コードでの実装状況を調査した。第1領域での計算処理の要点を、以下に記す。

・第1領域の温度フィードバック反応度の計算処理について

1領域の相転移の計算をした後で、第1領域のフィードバック反応度の計算を行う

(⇒「PHASE」サブルーチン内の処理)

上記の計算結果を、その他の反応度と足し合わせて、全反応度の値を求める。

(⇒「SUBRHO」サブルーチン内の処理)

以上の内容を踏まえて、「第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理」（「第2領域の相転移効果」）に関する実装方法を次に示す。

・AGNES-P コードへの「第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理」の実装について

今回は、現行コードで実装されている第1領域の温度FB反応度の計算処理及び全反応度への加算処理と同様の処理になるように、表9.1-13に示すような実装方法を取った。

表 9.1-13 処理の概要と内容

	処理の概要	処理の内容(実装方法)
①	入力ファイルの読み込み	第2領域の相転移効果の計算（蒸発計算とフィードバック反応度計算）に必要なパラメータや物性値を、入力ファイルから読み込めるようにする。 ⇒ 既存の『INPUT』サブルーチンを修正することで対応する
②	相転移（蒸発）の計算	伝熱計算後の温度分布をもとに、第2領域（水）の相転移（蒸発）計算を行う。 ⇒ この計算を行うサブルーチンを新規に作成し、AGNES-P コードへ導入する。（上記のサブルーチンは、これまでに実装済みで、このサブルーチンをAGNES-P コード内の伝熱計算サブルーチン『TEMP2D』の後に、呼び出す。）
③	第2領域の温度フィードバック反応度の計算	上記の相転移（蒸発）計算で求めた気・液相の識別値の分布を用いて、第2領域の温度フィードバック反応度の計算を行う。 ⇒ 第1領域の温度FB反応度の計算が行われている『PHASE』サブルーチン内で、上記の処理を計算するサブルーチンを呼び出し、第2領域の反応度を求める。次いで、第1領域の温度FB反応度を全反応度に加算している『SUBRHO』サブルーチンで、第2領域の温度FB反応度の寄与を追加する。

以下では、表9.1-13の処理③の内容である「第2領域の温度フィードバック反応度の計算」方法について説明を行う。

・第2領域の温度FB反応度の算出方法について

ここでの計算は、第1領域の計算と同様の処理を行うが、後述の重みを付けた加重平均を取る際に、セル体積の代わりに、セル内で液相の占める体積を用いる(セル体積×液相割合を使う)。

加重平均された第2領域の温度フィードバック反応度の変化量(Φ)

$$\Delta\rho_T^H = \frac{\sum_{i,j,k} (\rho_{T(i,j,k)}^{n+1} - \rho_{T(i,j,k)}^n) \cdot w_{(i,j,k)}^H \cdot V_{cell(i,j,k)} \cdot F_{phase(i,j,k)}^n}{\sum_{i,j,k} w_{(i,j,k)}^H \cdot V_{cell(i,j,k)} \cdot F_{phase(i,j,k)}^n} \quad (\text{式 9.1-17})$$

時刻t=t_{n+1}における第2領域の各セルの温度フィードバック反応度(Φ)

$$\rho_{T(i,j,k)}^n = \alpha_1^H (T_{(i,j,k)}^n - T_{ref}^H) + \alpha_2 (T_{(i,j,k)}^n - T_{ref}^H)^2 \quad (\text{式 9.1-18})$$

時刻t=t_{n+1}における第2領域の各セルの温度フィードバック反応度(Φ)

$$\rho_{T(i,j,k)}^{n+1} = \alpha_1^H (T_{(i,j,k)}^{n+1} - T_{ref}^H) + \alpha_2 (T_{(i,j,k)}^{n+1} - T_{ref}^H)^2 \quad (\text{式 9.1-19})$$

式 9.1-17 の w は、第2領域の重み係数を表していて、α₁とα₂は第2領域の温度FB反応度の1次と2次の係数を表し、T_{ref}は第2領域の温度FB反応度の基準温度を表す。これらのパラメータは、AGNES-Pの入力ファイルから読み込めるようにする。

上記の(重みを付けて加重平均化された)第2領域の温度FB反応度の変化量の計算処理は、現行コードにおいて、第1領域の温度FB反応度の変化量の計算をしている「PHASE」サブルーチンにて、行うように実装する。

これまで記載してきたように、第1領域の温度FB反応度の変化量(「DRHOTP」変数)は、「SUBRHO」サブルーチン内で、全反応度に反映させるような実装になっている。そこで、第2領域の温度FB反応度の変化量についても、第1領域と同様に、全反応度に加算するような処理を実装する。

現行コードの「SUBRHO」サブルーチン内に、第2領域の温度FB反応度の変化量を加算する処理を追加する。ここで、上述した加重平均された第2領域の温度FB反応度の変化量Δρ_T^Hを、DROTPIIを用いて表した。

(3) 現行コードへの第2領域・相転移効果の実装

(1)では、第2領域の相転移効果を AGNES-P コードへ取り込むのに必要な計算処理である「第2領域の蒸発計算(液相から気相への相転移)」と「第2領域の温度フィードバック反応度の計算」について記述した。本節では、上記の計算機能を実際に AGNES-P コードへ組み込んだ実装内容について記述する。

第2領域の相転移効果を実装する際の処理の流れを、表 9.1-13 に示した。ここでは、この実装方法に従って、現行の AGNES-P コードへ新機能を追加した内容について説明を行う。その際、機能の追加に伴って、コードを編集した箇所についても記述する。

1) 入力ファイルの新規項目の読み込み処理の実装について

第2領域(水)の蒸発計算および温度フィードバック反応度の計算に必要な物性値やパラメータなどを、入力ファイルから読み込みが出来るように、『INPUT』サブルーチンに、新規項目用の READ 文を追加する。以下の表 9.1-14 に、今回、新たに入力ファイルに追加する項目をまとめる。

表 9.1-14 入力ファイルの新規項目について

入力ファイルの新規項目		単位
CARD 17A (第2領域の気相の熱物性と相転移[液相→気相]に関する物性値)		
RHOLiq	第2領域の液相の質量密度	kg/m ³
CPLiq	第2領域の液相の熱容量(比熱のこと)	J/kg/K
EvapTemp	第2領域の液相から気相への相転移温度(沸点)	K
LatentHeat	第2領域の液相から気相への相転移するときの潜熱	J/kg
GasConst	第2領域の気相の気体定数(水蒸気の気体定数を仮定)	J/kg/K
CARD 17B (第2領域の液相の初期状態の設定項目)		
IhgtOrVol	第2領域の液相の初期状態設定オプション =0の場合 → 液相の初期状態として、初期水位を与える (初期体積についてはダミー値(ゼロ等)を入れておく) =1の場合 → 液相の初期状態として、初期体積を与える (初期水位についてはダミー値(ゼロ等)を入れておく)	[-]
HLiqIni	第2領域の液相の初期水位	m
VLiqIni	第2領域の液相の初期体積	m ³
CARD 17C (第2領域の気相の初期状態の設定項目)		
IcloseOrOpen	第2領域のバッファ空間(気相領域)の設定オプション =0の場合 → バッファ空間を開放系として取り扱う =1の場合 → バッファ空間を開放系として取り扱う	[-]
PGASINI	第2領域の気相の圧力	Pa
CARD 17D (第2領域の温度変化によるフィードバック反応度係数)		
VCPHS1II	1次の温度係数	℃/K
VCPHS2II	2次の温度係数	℃/K ²
VCREFII	基準温度データ	K
CARD 17E (第2領域の温度FB反応度計算に使用する重み係数に関するパラメータ)		
CARD 17E1 (径方向の出力分布データ)		
PR(1)		[-]
...		[-]
PR(I1)	半径方向の重み関数(I1繰り返し)	[-]
CARD 17E2 (Y方向の出力分布データ)		
PY(1)		[-]
...		[-]
PY(K1)	奥行方向の重み関数(K1繰り返し)	[-]
CARD 17E3 (軸方向の出力分布データ)		
PZ(1)		[-]
...		[-]
PZ(J2)	軸方向の重み関数(J2繰り返し)	[-]
CARD 17E4 (重み係数と出力分布の依存関係についての設定オプション)		
Iweight	重み係数が出力分布の何乗に依存するかを設定するオプション =1の場合 → 重み係数 = 出力分布の1乗(出力分布そのまま) =2の場合 → 重み係数 = 出力分布の2乗	[-]

新規に追加される項目は、表 9.1-14 にあるように、「相転移に関係した物性値」や「液相・気相の初期状態」および「第 2 領域の温度フィードバック反応度のパラメータ」と「重み係数に関するパラメータ」となっている。また、新規項目の読み込む順番は、現行の入力ファイルにある「CARD16(各領域の初期温度)」と「CARD17(停止反応度のデータ)」の間とする。(新規項目を改めて CARD17A~17E とする。)

・重み係数の設定方法について

上記の新規項目(表 9.1-14)のうち、重み係数の設定方法について説明を行う。なお、第 2 領域に水を設定した場合には、出力項がゼロのため重みに意味はないが、この領域にも粉末状の核燃料デブリ等が分布している場合にも第 1 領域と同じように重みが計算できるようにしている。

第 2 領域の温度 FB 反応度の計算に使用する重み係数の設定方法は、第 1 領域と同じ設定になるように実装している。まず、x 方向(動径方向)と、y 方向(奥行方向)、z 方向(高さ方向)に、それぞれの出力分布(PR, PY, PZ)を各セルに与え、その出力分布の積(PR×PY×PZ)を求める。次に、この値をそのまま重み係数として与えるか、この値の 2 乗を重み係数として与えるか、オプションで選択し、選んだ内容に沿って、重み係数を計算する。

図 9.1-13 に、円筒形状を例に、各方向の出力分布を掛け算した結果の分布を示したものを記載する。

以下では、円筒形状の計算領域を、x 方向(動径方向)に 6 分割、z 方向(高さ方向)に 5 分割した場合を考える。(円筒形状なので、y 方向(奥行方向)の分割数は 1 となっている。)

x 方向の出力分布 PR(i)						z 方向の出力分布 PZ(j)						出力分布の積					
PR = 3.0	PR = 2.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	積 = 3.0	積 = 2.0	積 = 1.0	積 = 1.0	積 = 1.0	積 = 1.0
PR = 3.0	PR = 2.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	PZ = 1.0	積 = 3.0	積 = 2.0	積 = 1.0	積 = 1.0	積 = 1.0	積 = 1.0
PR = 3.0	PR = 2.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	積 = 6.0	積 = 4.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0
PR = 3.0	PR = 2.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	積 = 6.0	積 = 4.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0
PR = 3.0	PR = 2.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PR = 1.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	PZ = 2.0	積 = 6.0	積 = 4.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0	積 = 2.0

図 9.1-13 円筒形状の各方向の出力分布を掛け算した結果の分布

ここでは、x 方向の出力分布として、一番左のセルに 3 の値を持たせ、その右隣のセルに 2 の値を持たせ、それより右側のセルには、1 の値を持たせている。x 方向の出力分布は、全ての高さに対して共通の分布となっている。また、z 方向の出力分布は、最下端のセルから上 3 つ分のセルに 2 の値を持たせ、それより上のセルには、1 の値を持たせている。z 方向の出力分布も、全ての動径方向に対して共通の分布となっている。これらの

分布を掛け算すると、上に示したような積の分布となる。(円筒形状なので、y方向の出力分布の値は1となっている。)

以上、まとめると、3方向の出力分布から重み係数を算出する方法は、表 9.1-15 のようになる。

表 9.1-15 重み係数を算出方法

出力分布の積	$P_{(i,j,k)} = PR_{(i)} \times PZ_{(j)} \times PY_{(k)}$	
重み係数分布	$w_{(i,j,k)} = P_{(i,j,k)}$	出力分布の1乗の場合
	$w_{(i,j,k)} = P_{(i,j,k)}^2$	出力分布の2乗の場合

上述した新規項目を読み込むために、「INPUT」サブルーチン(「input.f」ファイル)内に変更を加えた。ファイル読み込みに必要な変数を宣言し、入力ファイルの読み込み順と一致するように、READ文を記述する。また、このINPUTサブルーチン内で、上記のファイル読み込み用変数に対して、初期値の設定も行っている。

2) 第2領域(水)の蒸発計算処理の実装について

第2領域の蒸発計算を行うサブルーチンを、AGNES-Pコードの伝熱計算部である『TEMP2D』サブルーチンに実装する。

蒸発計算用サブルーチンの入出力変数を、以下の表 9.1-16 にまとめる。

表 9.1-16 AGNES-Pコードへ追加する蒸発計算サブルーチンの入力変数と出力変数

入力変数	配列変数	次時刻($t=t_{n+1}$)の温度 T , セル体積 V_{cell}
	液相の物性値	液相質量密度、液相比熱、沸点、潜熱
	気相の物性値と初期値	気相の気体定数、気相の初期圧力
	幾何情報	第1領域の端までの半径 [球形状と円筒形状のとき] 第2領域の端までの半径 [円筒形状のとき] 第2領域のX方向およびY方向の長さ(厚み) [平板形状のとき] 第2領域の高さ(z方向の長さ) [円筒形状と平板形状のとき] 第2領域の全体積(バフファ空間を含めた)
フラグオプション	計算領域の形状を表すオプション [球or円筒or平板] 第2領域のバフファ空間が開放系か閉鎖系かを表すオプション	
出力変数	配列変数	気液相の識別値 F_{phase}
	液相領域の物理量	液相の質量・体積・高さ(水位)・平均温度
	気相領域の物理量	気相の質量・体積・圧力・平均温度

さらに詳細な引数の説明を、以下の表 9.1-17 に示す。

表 9.1-17 入出力引数の説明

	引数	引数の内容
入力引数	I1+1	第2領域のX方向の番号(インデックス)の最初の値
	I1+I2	第2領域のX方向の番号(インデックス)の最後の値
	J1+1	第2領域のZ方向の番号(インデックス)の最初の値
	J1+J2	第2領域のZ方向の番号(インデックス)の最後の値
	1	第2領域のY方向の番号(インデックス)の最初の値
	K1	第2領域のY方向の番号(インデックス)の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のX方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のX方向の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のY方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のY方向の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のZ方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のZ方向の最後の値
	IG	計算領域の形状を表すオプション(球or円筒or平板)
	RADI(1)	第1領域の端までの半径(X方向[動径方向])
	RADI(2)	第2領域の端までの半径(X方向[動径方向])
	THIC(2)	第2領域のX方向の長さ(厚み)
	RADYI(1)	第2領域のY方向の長さ(厚み)
	HEIGHT	第2領域のZ方向の長さ(高さ)
	VOLN(2)	第2領域全体の体積
	VRN	第2領域の各セルの体積
	TevapII	沸点(蒸発温度)
	rhoLiqII	液相質量密度
	cpLiqII	液相比熱
	XLheatII	蒸発潜熱
RgasII	気相の気体定数	
IcolseOrOpen	第2領域が閉鎖系か開放系かを指定するオプション	
PgasInII	初期の第2領域の気相(バッファ空間)の圧力	
出力引数	XMtotLiqII	第2領域の液相質量
	XMtotGasII	第2領域の気相質量
	VLiqII	第2領域の液相体積
	HLiqII	第2領域の液相の高さ(水位)
	TLiqII	第2領域の液相の平均温度
	TGasII	第2領域の気相の平均温度
	PGasII	第2領域の気相の圧力
	VGasII	第2領域の気相の体積
入力かつ出力引数	TPN	第2領域の気相の温度分布
	FphaseII	第2領域の気相の気液相の識別値分布(液相割合分布)

3) 第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理の実装について

蒸発計算処理サブルーチンを実行すると、第2領域の気・液相の識別値の分布(液相割合の分布)を求めることが出来る。この液相割合の分布と、入力ファイルから与えた第2領域の温度反応度係数(1次と2次の係数)と基準温度および第2領域の重み係数を用いて、第2領域の温度フィードバック反応度を計算する。この計算処理は、第1領域の反応度が計算されている「PHASE」サブルーチンの中に追加する。

サブルーチンは、図 9.1-2 に示す。計算については、式 9.1-20、式 9.1-21、式 9.1-22 に示す。

重み係数による加重平均化された第 2 領域の温度フィードバック反応度の変化量(Φ)の計算

$$\Delta\rho_T^H = \frac{\sum \left((\rho_{T(i,j,k)}^{n+1} - \rho_{T(i,j,k)}^n) \cdot w_{(i,j,k)}^H \cdot V_{cell(i,j,k)} \cdot F_{phase(i,j,k)}^{n+1} \right)}{\sum w_{(i,j,k)}^H \cdot V_{cell(i,j,k)} \cdot F_{phase(i,j,k)}^{n+1}} \quad (\text{式 9.1-20})$$

$$\rho_{T(i,j,k)}^n = \alpha_1^H (T_{(i,j,k)}^n - T_{ref}^H) + \alpha_2^H (T_{(i,j,k)}^n - T_{ref}^H)^2 \quad (\text{式 9.1-21})$$

$$\rho_{T(i,j,k)}^{n+1} = \alpha_1^H (T_{(i,j,k)}^{n+1} - T_{ref}^H) + \alpha_2^H (T_{(i,j,k)}^{n+1} - T_{ref}^H)^2 \quad (\text{式 9.1-22})$$

式 9.1-20 の w は重み係数で、α1 と α2, Tref は 1 次と 2 次の係数、基準温度を表し、V はセル体積、F は気液相の識別値(液相割合)、T は温度を表す(上添え字 n が現時刻で、n+1 が次時刻を指す) サブルーチンでは、Δρ は「DRHOTPII」という変数に格納される。

式 9.1-20 にある通り、FB 反応度の変化量(時間的な差分)に重みをつけて平均を取っている。その際、各セルを占める液相体積も重みとしてかけている。これは、液相(水)が反射体としての効果を持っているためである。

表 9.1-18 に、参考として、サブルーチンの入出力変数を表に記載する。

表 9.1-18 第 2 領域の温度 FB 反応度計算サブルーチンの入出力変数

入力変数	配列変数	現時刻(t=t _n)の温度 T, 次時刻(t=t _{n+1})の温度 T, セル体積 V _{cell} , 気液相の識別値 F _{phase} , 重み係数 w
	温度FB反応度のパラメータ	温度FB反応度の1次係数、温度FB反応度の2次係数、基準温度(参照温度)
出力変数	温度FB反応度の変化量	(加重平均化された第2領域の温度FB反応度の変化量)

さらに詳細な引数の説明を、表 9.1-19 に示す。

表 9.1-19 第2領域の温度FB反応度計算サブルーチンの入出力引数

	引数	引数の内容
入力引数	I1+1	第2領域のX方向の番号(インデックス)の最初の値
	I1+I2	第2領域のX方向の番号(インデックス)の最後の値
	J1+1	第2領域のZ方向の番号(インデックス)の最初の値
	J1+J2	第2領域のZ方向の番号(インデックス)の最後の値
	1	第2領域のY方向の番号(インデックス)の最初の値
	K1	第2領域のY方向の番号(インデックス)の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のX方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のX方向の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のY方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のY方向の最後の値
	0	第2領域の配列の要素番号のZ方向の最初の値
	31	第2領域の配列の要素番号のZ方向の最後の値
	VCPHS1II	第2領域の温度FB反応度の1次係数
	VCPHS2II	第2領域の温度FB反応度の2次係数
	VCREFII	第2領域の温度FB反応度の基準温度
	WRHOTPII	第2領域の重み係数
	VRN	第2領域の各セルの体積
	FphaseII	第2領域の気相の気液相の識別値分布(液相割合分布)
	TPN(;;;,1)	現時刻(t=tn)の第2領域の温度分布
	TPN(;;;,2)	次時刻(t=tn+1)の第2領域の温度
出力引数	DRHOTPII	加重平均した第2領域の温度FB反応度の変化量

最後に、上述した第2領域の温度FB反応度を、全反応度へ加算する処理を実装し、第2領域からの寄与が反映されるようにする。この処理は、現行コードでの第1領域のFB反応度の加算処理が行われている「SUBRHO」サブルーチン内に追加する。

SUBRHO サブルーチンでは、G という内部変数に種々の反応度の寄与を足し算し、最終的に、このGを全反応度に加えるような処理が行われている。

次節では、相転移効果追加コードの動作確認を行った結果を記載する。

(4) 第 2 領域の相転移効果を追加した AGNES-P コードの動作確認について

上記の計算機能を追加した AGNES-P コードを用いて、球形状、円筒形状、平板形状の試計算の結果を示す。主に温度 FB 反応度の計算が妥当であることを確認する。

1) 相転移効果追加コードによる球形状の場合の計算結果について

球形状の入力データに対して、第 2 領域の相転移効果(蒸発計算機能)を追加した AGNES-P コードによる試計算の結果を示す。

用いた球形状の入力データ(入力ファイル)の一部を図 9.1-14 に示す。

<p>・ 幾何形状データ、核計算データ、添加反応度データ</p> <pre> C GEOMETRY CARD↓ 1↓ C3A---- I1 ----- I2 ----- IV ---- IFIN↓ 6 3 1 100↓ C3B--RAD(1) --- WIDTH --- VOL(3)--- HEIGHTMX↓ 0.07630 0.10000 0.010 0.62092↓ C3AY---- K1 ----- K2↓ 6 3↓ C3BY--RADY(1) --- WIDTHY --- VOL(12)--- HEIGHTMY↓ 0.0772 0.001000 0.010↓ C --TOP- J1 ---SOL-- J2 --BOT- J3↓ 3 6 3↓ C ---WIDTH4 --- HEIGHT --- WIDTH6 --- VOL(5) --- VOL(7) -- VOLBUFF↓ 0.010000 0.13331 0.010000 1.0E+5 1.0E+5 1.0↓ C↓ C NUCLEAR DATA↓ C ----- M ---- NSTART ----- IRHO ----- ITM -----K0EXT ↓ 6 1 -3 1 0↓ C --- ALIFE ---- AN(1) --- ERROR ----- GAMMA -----GEXT(1) ---GEXT(2)↓ 1.01601E-05 1.0000E-7 1.000E-4 1.0 640.0 1.0E-3↓ C----- BETA (1)-(6) -----↓ 2.26335E-04 1.50036E-03 1.37801E-03 2.76352E-03 8.76397E-04 3.15334E-04↓ C----- AL (1)-(6) -----↓ 1.24663E-02 3.06136E-02 1.12919E-01 3.05131E-01 1.16934E+00 3.11629E+00↓ C↓ C REACTIVITY INPUT↓ C↓ C -----THOTM(i) --- RHIIN(i) CENT---↓ 0.000 0.00↓ 1.0E-03 208.04↓ 100000.000 208.04↓ C --- RTC(1) --- RTC(2) --- RTC(3) ----- EXTS↓ 0.0 0.0 0.0 0.0↓ </pre>
<p>・ 第 2 領域の伝熱計算データ</p> <pre> C THERMAL DATA CARD FOR OTHER REGIONS↓ C↓ C--RHO(kg/m3)-CP(J/kg/K)--COND(W/m/K)-HTC(W/m2/K)--AREA(m2) ↓ 1.000E+03 4.184E+03 6.018E-01 1.000E-05 8.200E-01 region 2 (wall-side)↓ </pre> <p>(第 2 領域は、水の物性値に設定されている)</p>
<p>・ 第 1 領域の温度 FB 反応度データ</p> <pre> C--(cent/K)---(cent/K^2)----REF TEMP (K)-----↓ 1 -2.4359E-01 3.4839E-05 298.75 NO OF INTERVAL↓ INTERVAL 1↓ </pre>
<p>・ 第 2 領域の相転移(蒸発)計算データ、温度 FB 反応度データ</p>

図 9.1-14(1) 入力ファイル(球形状)の内容


```

C Thermophysical Value for Evaporation in Region-2↓
C--RHOLiq(kg/m3)-PLiq(J/kg/K)-EvapTemp(K)-LatentHeat(J/kg)-GasConst(J/kg/K)↓
1.000E+03 4.184E+03 373.15 2.25E+06 461.4↓
C↓
C Initial State of Liquid phase (Liquid height or volume) in Region-2↓
C--lht0rVol--HLiqIni(m)-VliqIni(m^3) [lht0rVol=0 -> HliqIni settings , lht0rVol=1 -> VliqIni settings]↓
0 0.0005 0.0↓
C↓
C Initial State of Gas phase (Gas Pressure) in Region-2↓
C--lclose0rOpen--PgasIni [lclose0rOpen=0 -> Open system , lclose0rOpen=1 -> Closed system]↓
0 1.013E+5↓
C↓
C Temperature Feedback Reactivity Parameter of Region-2↓
C--(cent/K)---(cent/K^2)----REF TEMP (K)↓
-1.601E-05 1.088E-08 298.75 ↓

```

・ 第2領域の重み係数に関するデータ(出力分布とオプション)

```

C Power distribution of the Weight coefficient in Region-2↓
C----- PR(i) in Region-2 [ I1+1 <= i <= I1+I2 ] -----↓
1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0↓
C↓
C----- PY(k) in Region-2 [ 1 <= k <= K1 ] -----↓
1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0↓
C↓
C----- PZ(j) in Region-2 [ J1+1 <= j <= J1+J2 ] -----↓
1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0 1.000E+0↓
C↓
C Power distribution dependence of the Weight coefficient in Region-2↓
C-- lweight [lweight=1 -> Weight = (Power distribution)^1 , lweight=2 -> Weight = (Power distribution)^2]↓
2↓
C↓

```

図 9.1-14(2) 入力ファイル(球形状)の内容

図 9.1-14 で示した入力ファイルに対して、機能を追加した AGNES-P コードを用いて、計算した結果を図 9.1-15 に示す。

TIME (s)	Mliq (kg)	Vliq (m ³)	Hliq (m)	Tliq (K)	Mgas (kg)	Vgas (m ³)	Pgas (Pa)	Tgas (K)	DRHOTP(cent)	RHOTP(cent)
4.27E-03	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.17E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.57E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.72E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.80E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.85E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.90E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.94E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
5.99E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.03E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.07E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.12E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.31E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.70E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
6.89E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
7.06E-02	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
⋮										
9.90E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.91E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.92E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.93E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.94E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.95E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.96E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.97E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.98E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
9.99E+01	3.68E-02	3.68E-05	5.00E-04	2.98E+02	1.55E-02	2.11E-02	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06

図 9.1-15 球形状の入力データに関する試計算結果

図 9.1-15 は、AGNES-P を稼働したときの第2領域の出力結果である(図 9.1-17、図 9.1-19 も同様)。使用したのは、TIME (計算経過時間)、Tliq (第2領域の平均温度)、DRHOTP (温度 FB 反応度) である。

図 9.1-15 の値は、今回、実装した第 2 領域の蒸発計算で求めた液相と気相の熱力学量の結果と、第 2 領域の温度 FB 反応度の計算で求めた結果(変化量と積算値)を表している。ここでは、比較のために第 2 領域への熱の伝達がない条件で計算しているため、第 2 領域の温度や FB 反応度に変化がない。

次に、第 1 領域の熱が第 2 領域へ伝わるような入力条件に変更して、再度計算を行った。

・第 1 領域から第 2 領域へ熱が伝達する条件での計算

第 1 領域から第 2 領域へ熱が伝わって温度上昇しやすいように、ここでは、第 1 領域と第 2 領域の間の熱伝達係数と、第 2 領域の熱伝導率を、次のように変更した。

熱伝達係数 : 1.0×10^5 (W/(m² · K)) (元々は、 1.0×10^{-6} (W/(m² · K)))

熱伝導率 : 29.0 (W/(m · K)) (元々は、0.6018 (W/(m · K)))

※上記の熱伝導率は、元々、水の物性値だったものを第 1 領域の値と同じものを採用している。この値は、第 2 領域の温度変化に伴う温度 FB 反応の変化を確認するための便宜的なものである。また、第 2 領域の FB 反応度の変化が見やすいように、第 1 領域と同じ FB 反応度係数を用いる。

図 9.1-16 に、第 1 領域と第 2 領域の温度の時間変化と温度 FB 反応度の時間変化を示す。

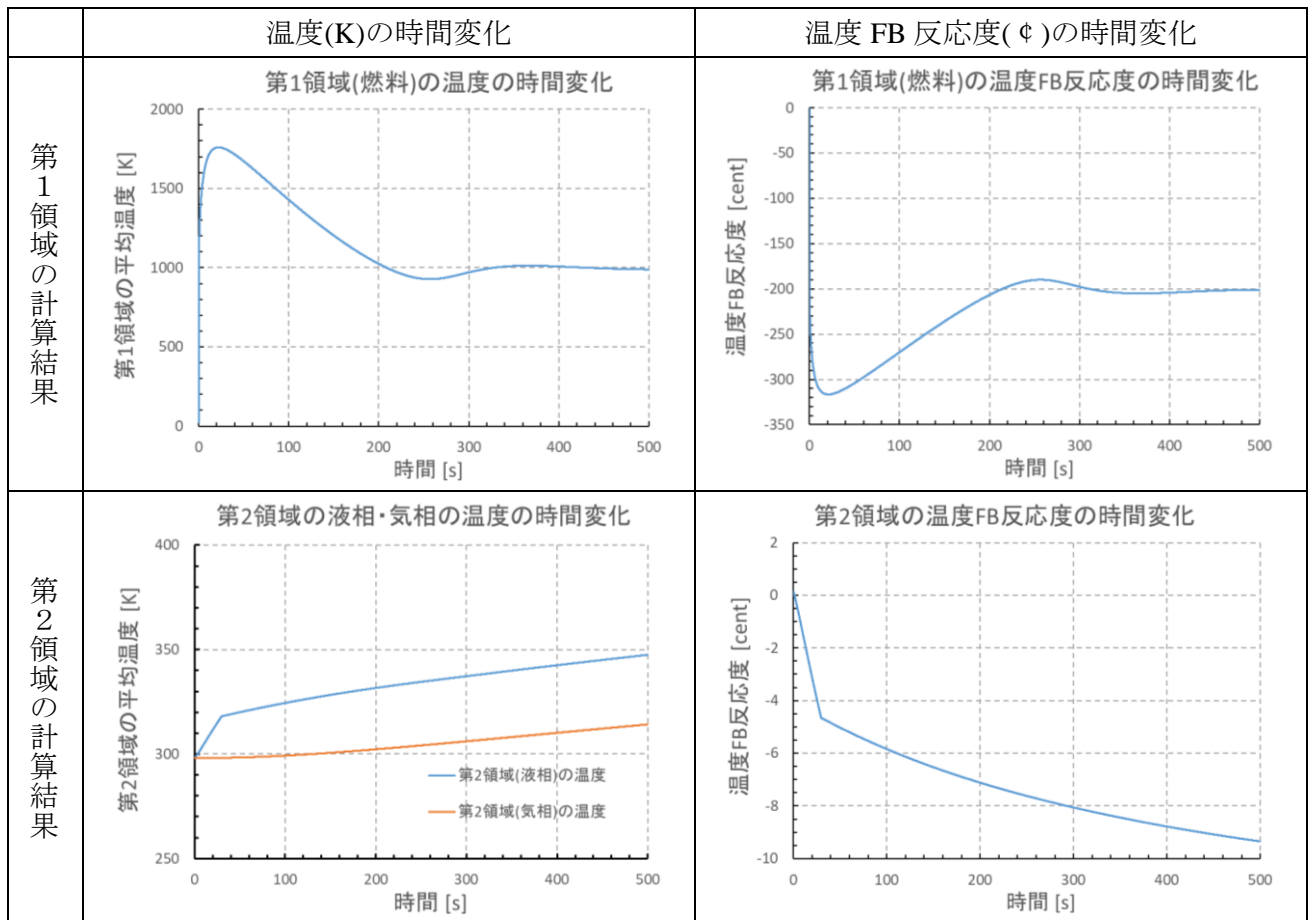


図 9.1-16 相転移効果追加 AGNES-P コードによる球形状データの計算結果

図 9.1-16 の結果を見ると、第 1 領域の温度上昇に伴って、第 2 領域の温度が上昇していることがわかる。また、第 2 領域の液相温度の上昇に伴い、第 2 領域の温度 FB 反応度として、負の反応度が徐々に増加していることがわかる。今回の計算では、液相温度は 350K 程度まで上昇しているのので、基準温度 298.75K と比較して、約 50K 高い値となっており、FB 反応度の 1 次係数が -0.24359 なので、図 9.1-16 のような 10ϕ 未満の反応度となる。

以上より、温度 FB 反応度が適切に計算されていることを確認した。

2) 相転移効果追加コードによる円筒形状の場合の計算結果について

「円筒形状」の入力データに対しても動作確認を行った。以下に、その結果を記載する。

TIME (s)	Mliq (kg)	Vliq (m ³)	Hliq (m)	Tliq (K)	Mgas (kg)	Vgas (m ³)	Pgas (Pa)	Tgas (K)	DRHOTP(cent)	RHOTP(cent)
4.29E-03	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
3.01E-02	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	0.00E+00	9.61E-06
8.90E-02	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-2.17E-19	9.61E-06
9.27E-02	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.34E-19	9.61E-06
9.52E-02	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-6.50E-19	9.61E-06
9.75E-02	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.34E-19	9.61E-06
⋮										
9.95E+01	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.34E-16	9.61E-06
9.96E+01	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.33E-16	9.61E-06
9.97E+01	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.33E-16	9.61E-06
9.98E+01	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.33E-16	9.61E-06
9.99E+01	3.66E-02	3.66E-05	5.00E-04	2.98E+02	7.15E-03	9.71E-03	1.01E+05	2.98E+02	-4.33E-16	9.61E-06

図 9.1-17 円筒形状の入力データに関する試計算結果

図 9.1-17 の値は、球形状同様に、第 2 領域の液相と気相の熱力学量の結果と、第 2 領域の温度 FB 反応度の結果を記載している。1-2 領域間で断熱であるため、第 2 領域の温度や FB 反応度に変化はない。

次に、第 2 領域に熱が伝わる条件で計算を行った。

- ・第 1 領域から第 2 領域へ熱が伝達する条件での計算

図 9.1-18 に、第 1 領域と第 2 領域の温度の時間変化と温度 FB 反応度の時間変化を示す。

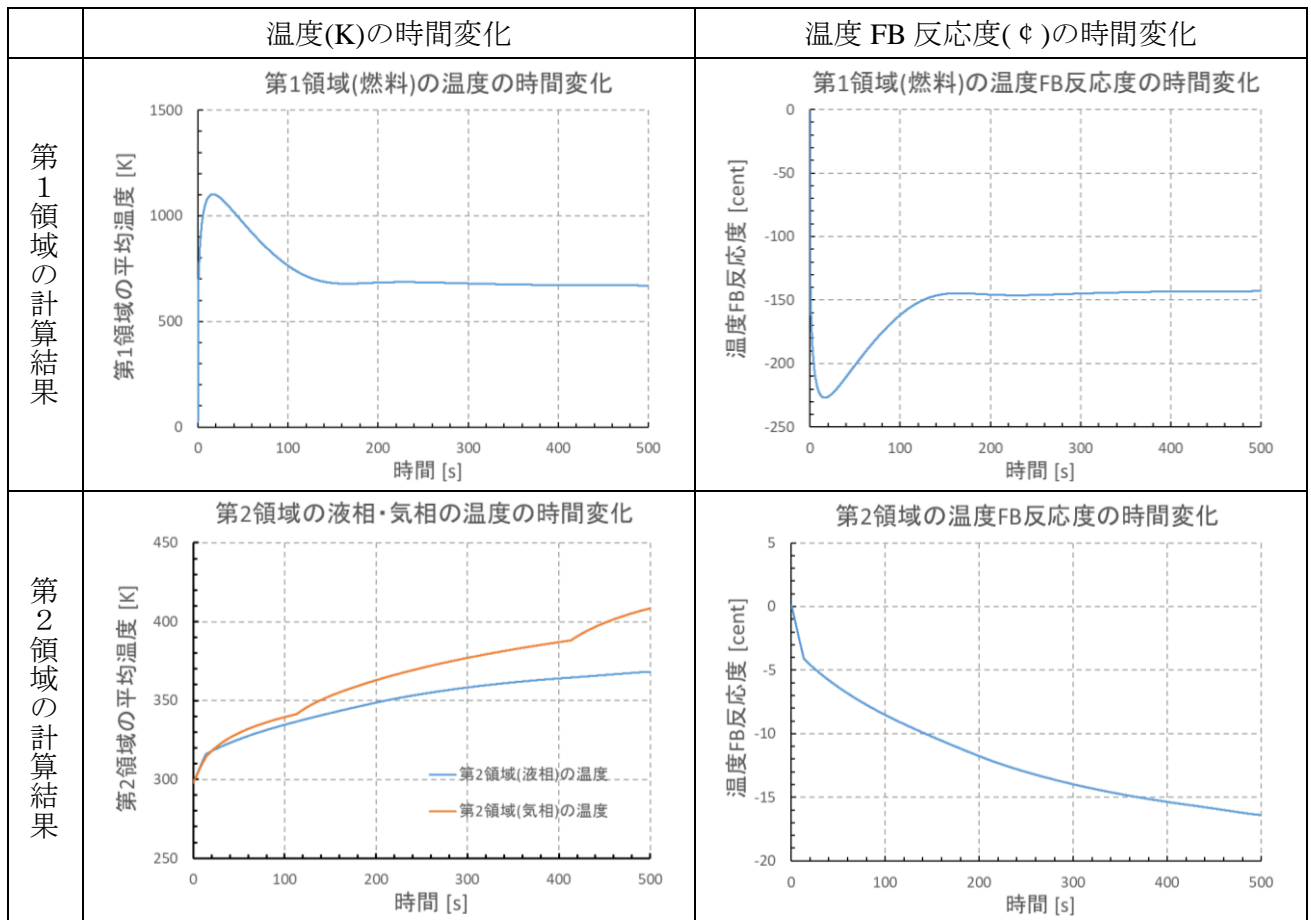


図 9.1-18 相転移効果追加 AGNES-P コードによる円筒形状データの計算結果

第 2 領域の温度変化のグラフで、水色線が液相の平均温度、橙色線が気相の平均温度を表す。

図 9.1-18 の結果を見ると、先述の球形状同様に、第 1 領域の温度上昇に伴って、第 2 領域の温度が上昇していることがわかる。また、第 2 領域の液相温度の上昇に伴い、第 2 領域の温度 FB 反応度が徐々に減少していることがわかる。今回の計算では、液相温度は 370K 程度まで上昇しているため、基準温度 298.75K と比較して、約 70K 高い値なので、FB 反応度の 1 次係数が -0.24359 なので、図 9.1-18 のような $15\phi \sim 20\phi$ 程度の反応度となる。

以上より、温度 FB 反応度が適切に計算されていることを確認した。

3) 相転移効果追加コードによる平板状の場合の計算結果について

「平板形状」の入力データに対しても動作確認を行った。以下に、その結果を記載する。ただし、第 1 領域から第 2 領域に熱が伝達する場合の計算結果のみ示す。

TIME (s)	Mliq (kg)	Vliq (m ³)	Hliq (m)	Tliq (K)	Mgas (kg)	Vgas (m ³)	Pgas (Pa)	Tgas (K)	DRHOTP(cent)	RHOTP(cent)
9.98E-01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-9.61E-12	9.00E-05
2.00E+00	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-1.46E-11	9.00E-05
3.00E+00	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-1.78E-11	9.00E-05
4.00E+00	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-2.01E-11	8.99E-05
5.00E+00	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-2.19E-11	8.99E-05
6.00E+00	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-2.34E-11	8.99E-05
⋮										
9.50E+01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-3.86E-11	8.67E-05
9.60E+01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-3.86E-11	8.67E-05
9.70E+01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-3.86E-11	8.67E-05
9.80E+01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-3.86E-11	8.66E-05
9.90E+01	9.93E-04	9.93E-07	5.00E-04	2.93E+02	2.55E-03	3.40E-03	1.01E+05	2.93E+02	-3.86E-11	8.66E-05

図 9.1-19 平板形状の入力データに関する試計算結果

図 9.1-19 平板形状でも、上述の球形状、円筒形状の場合と同様、熱の伝達により FB 反応度が変化する様子が確認できた。

9.2 解析による精度評価

9.2.1 目的及び概要

(1) 目的

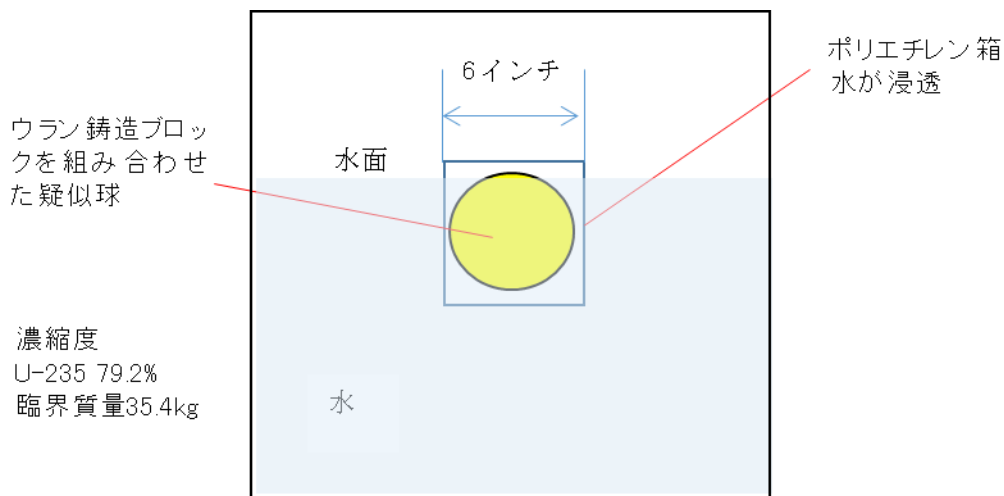
臨界挙動評価に用いるコード群について、燃料デブリを想定して、固体状の燃料の周りに存在する水などの液体が沸騰する条件での計算をできるようにするために、平成 29 年度の作業で球体系等の計算ができるよう AGNES-P コードを改良した。この検証のために、過去の臨界事故事例の解析を行う。

(2) 概要

燃料デブリの臨界事故挙動評価の精度向上に役立てるため、AGNES-P コードを用いて過去の臨界事故の事例解析を行って、出力、温度、核分裂数等の挙動を評価する。

9.2.2 臨界事故概要

1945 年に Los Alamos で起きた疑似球の臨界事故¹⁾の事例を解析する。疑似球事故の概要は以下に記す。



(注:原寸に比例しない)

図 9.2-1 1945 年 Los Alamos 臨界事故概要

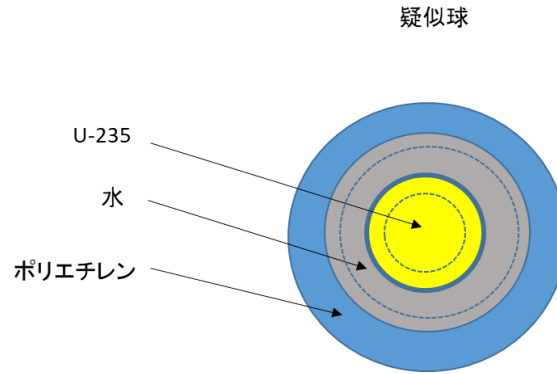


図 9.2-2 疑似球の解析モデル

解析条件

- ・ 疑似球：U-235 35.4kg 濃縮度 79.2% （ウラン鑄造ブロックで製作）
- ・ 疑似球は、6 インチの立方体のポリエチレン箱の中にあった。
- ・ 全体を大きなタンクに入れ、水で部分的に満たした。
- ・ ポリエチレン箱が防水でないため水が浸透した。

臨界事故の状況

- ・ 臨界： $3\sim 4\times 10^{16}$ fission が発生した。
- ・ 未臨界になるまで 5～10 秒かかった。
- ・ k_{eff} は、1.018～1.024 と推測される。
- ・ 金属の平均温度を 200℃以上に上昇させるのに十分なエネルギー放出があった。

参考文献の記述と上記条件（図 9.2-1、図 9.2-2）を参照して、計算条件を設定し、出力、温度、核分裂数の挙動を計算した。

9.2.3 手順と入力パラメータの準備

(1) 計算コード

計算は、以下のコード及び手法を用いて行った。

- ・ SRAC2006 DANTSYS で用いるマクロ断面積を計算する汎用核計算コード
- ・ DANTSYS 輸送計算コード
- ・ AGNES-P 一点炉動特性計算コード
- ・ Fr3d DANTSYS の計算結果から動特性パラメータを計算するコード

AGNES-P は 9.1 で改修したコードを使用した。

(2) 計算式

以下の 2 式²⁾を使用した。臨界事故発生直後の出力のピークで生じるエネルギー E_p (J)の計算に用いた式を式 9.2-1 及び 9.2-2 に示す。

$$E_p \approx \frac{1}{K} \sqrt{\frac{3\rho_0}{\alpha_2}} \quad (\text{式 9.2-1})$$

第一出力ピーク \hat{n} (W)を下式で示す。

$$\hat{n} \approx \frac{2}{3\sqrt{\alpha_2 K \ell}} (\rho_0 - \beta)^{3/2} \quad (\text{式 9.2-2})$$

ここで、

ρ_0 : 添加反応度(\$)

β : 実効遅発中性子割合(-)

ℓ : 中性子再生時間(s)

α_2 : 温度反応度 2 次係数(\$/K²)

K : 熱容量の逆数(K/J)

温度反応度 2 次係数と温度反応度 1 次係数 α_1 は反応度 ρ と温度変化 ΔT の間に以下の関係がある。

$$\rho = \rho_0 - \alpha_1 \Delta T - \alpha_2 \Delta T^2 \quad \alpha_1, \alpha_2 > 0 \quad (\text{式 9.2-3})$$

Nordheim-Fuchs 式³⁾

$$E = \frac{2(\rho_0 - \beta)}{\alpha K} \quad (\text{式 9.2-4})$$

ρ_0 : 添加反応度(-)

β : 実効遅発中性子割合(-)

α : 反応度温度係数(1/K)

K : 熱容量の逆数(K/J)

(3) 解析の流れ

コードを用いた解析の手順を図 9.2-3 に示す。簡易計算式を用いる流れを図 9.2-4 に示す。

図 9.2-3 のうち、動特性パラメータを導出する流れの詳細を図 9.2-5 に示す。

(1) H27年度「臨界事故評価コード
の精度検証に係る解析」
疑似球

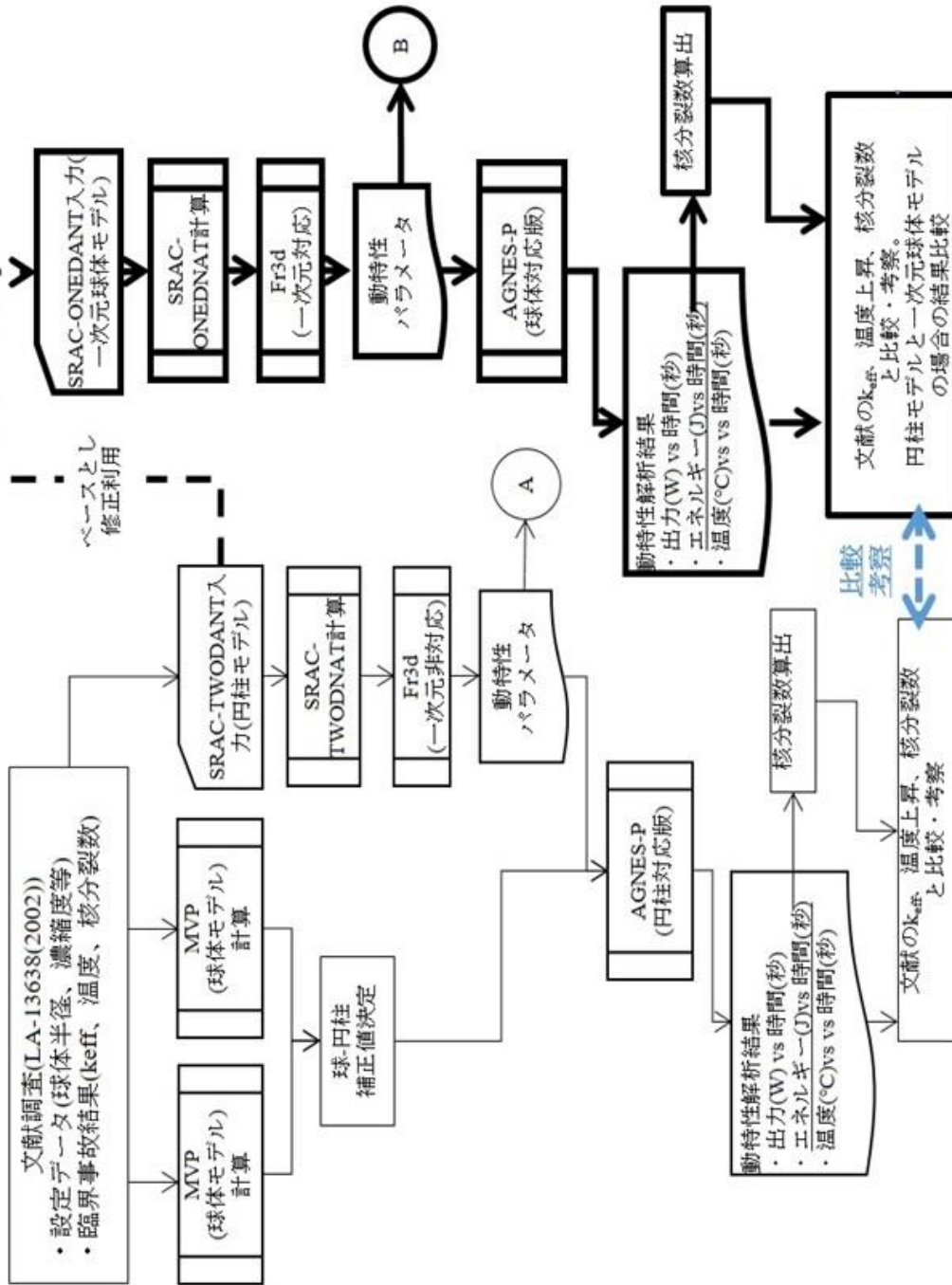


図 9.2-3 コード解析及び考察の手順

(1)H27年度「臨界事故評価コードの
精度検証に係る解析」
疑似球

(2)本作業 疑似球

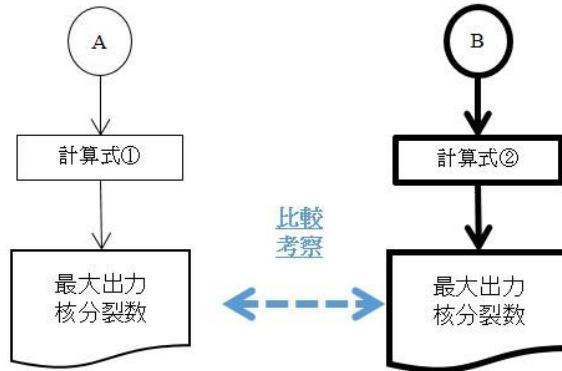
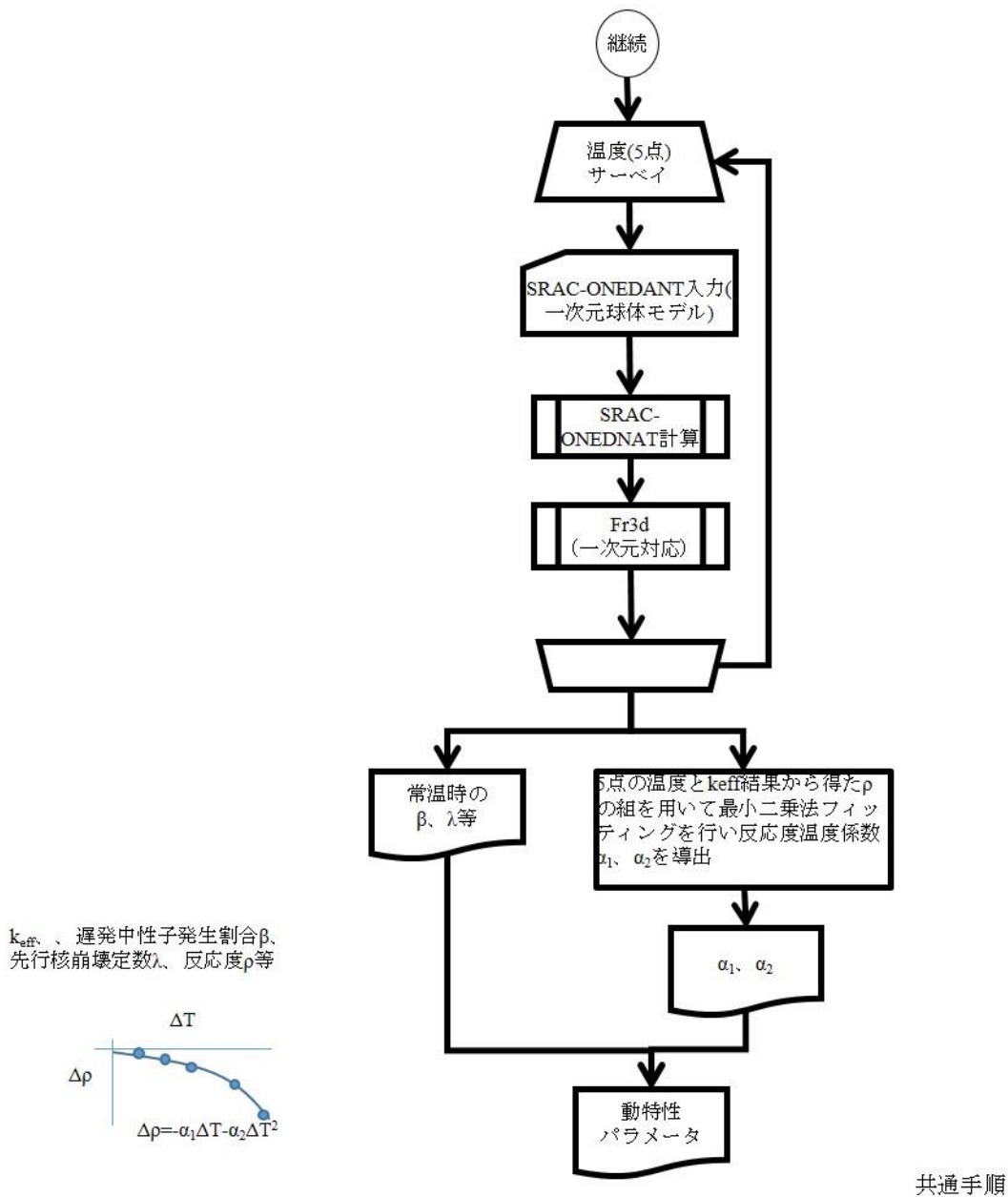


図 9.2-4 簡易計算式を用いる解析と考察の流れ(コード解析及び考察の手順から継続)



k_{eff} 、遅発中性子発生割合 β 、先行核崩壊定数 λ 、反応度 ρ 等

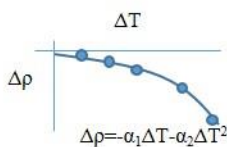


図 9.2-5 コード解析及び考察の手順のうち動特性パラメータ算出手順の詳細

(備考)

- SRAC コード計算及び DANTSYS 1 次元計算（以下 ONEDANT）の入力では固体ウランの線熱膨張率($13.9 \mu\text{m}/(\text{m} \cdot \text{K})$)を用いた温度変化に伴う体積膨張を考慮した原子個数密度を設定している。
- 5 点の温度設定：25.6, 50.0, 100.0, 200.0, 300.0°C
 $\Delta \rho = (1/k_{eff0} - 1/k_{efft}) / \beta_{efft} \times 100 \text{ (cent)}$
 ここで、 k_{eff0} :25.6°C(常温)時の k_{eff} 、 k_{efft} :温度 t の k_{eff} 、 β_{efft} :温度 t の実効遅発中性子割合。

9.2.4 疑似球 1945 年臨界事故の解析

(1) 事故条件の検討

1945 年 Los Alamos、高濃縮ウラン疑似球での臨界事故の文献調査結果に基づく解析条件の設定のため、文献調査を行った。Hayes (1956)⁴⁾、LA-13638(2000)¹⁾から抽出した情報を図 9.2-6 と表 9.2-1 及び表 9.2-2 に示す。

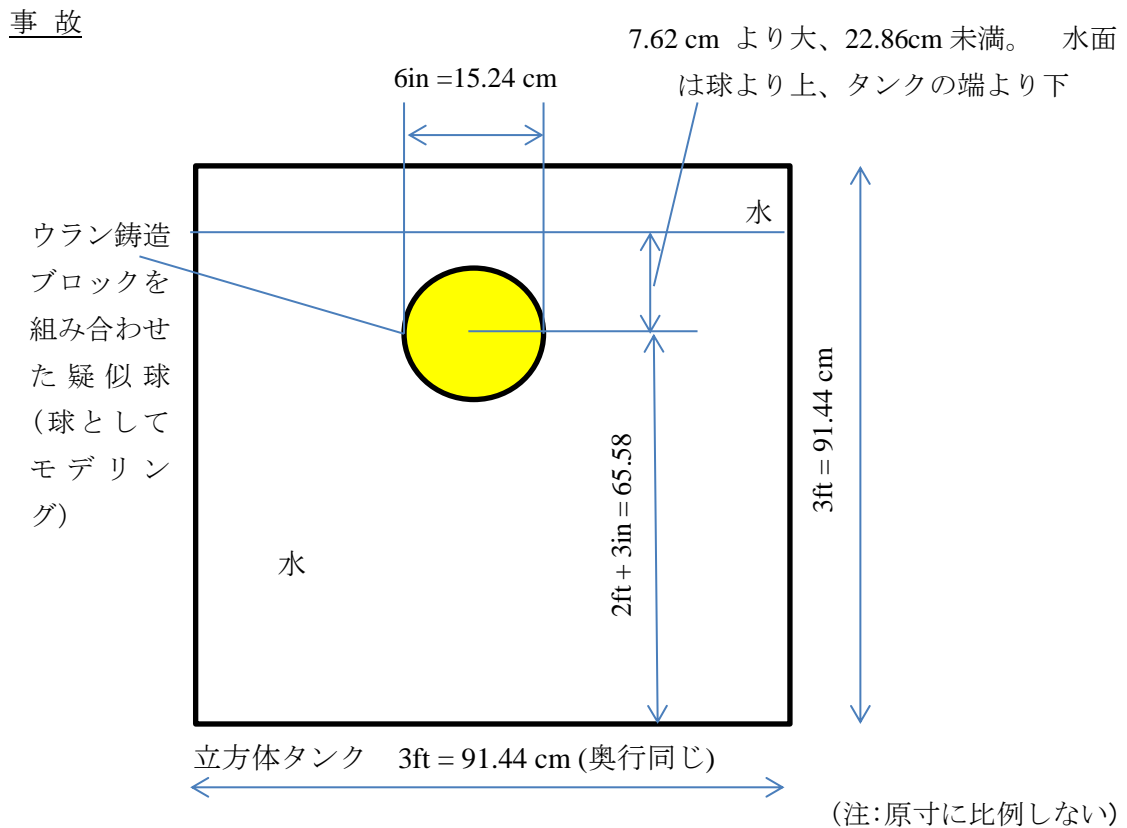


図 9.2-6 1945 年 Los Alamos 臨界事故の概要とモデリング

表 9.2-1 疑似球体と設備に関する情報

項目	内容	出所
濃縮度	U-235 79.2%	LA-13638(2000) p.93 4 行
質量	35.4kg	LA-13638(2000) p.93 左 5 行
半径	【7.63cm 下記、密度と重量及び構造（寸法）からの逆算】	
密度	【19.05g/cm ³ LA-13638 では、「濃縮度 79.2%、35.4kg 分のブロックを積んだ疑似球が 6 インチの箱に入っている」との記載。臨界安全ハンドブックデータ集記載の U の密度 19.05g/cm ³ を 35.4kg の球体に適用するとその半径は 7.63cm(≒3 インチ)であり、6 インチの箱に入っていることと矛盾しない。よって、この密度であると推定する】	臨界安全ハンドブックデータ集 JAEA-Data-Code - 2009-010 p.22 表 2.4
構造	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1/2×1/2×1/2 インチ及び、1/2×1/2×1 インチのウラン鑄造ブロックを 12 段並べて疑似球体を組立てる【よって、直径は 6 インチ。】 ・ 6×6×6 インチのポリエチレンの箱に疑似球体を入れ、隙間はポリエチレンのブロックで埋める。 【ポリエチレンは水を模擬するとして、モデリングは水だけとする。】 ・ 各辺 3 フィートの立方体のタンクに、2 フィートの台の上に疑似球体を置く。 ・ ポロニウム-ベリリウムソースが疑似球体の上に置かれる。【寸法情報なし。モデリングに考慮しない。】 ・ タンクの下部に給水、排水口がある。 ・ 検出器は核分裂電離箱とホウ素カウンタ ・ 緊急停止の機構は無い。遠隔操作もない。 	Hayes (1956) p.10 第 2 段落
体積	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウランブロックは鑄造されたままの状態であるため、実際の体積は不明である。 	LA-13638(2000) p.93 右 11 行
その他	不純物等の情報は無い。	

表 9.2-2 臨界事故(1945)に関する情報

項目	内容	出所									
事故概要	<p>含水素物質に囲まれた高濃縮ウランの臨界質量を導出するための実験を行おうとして臨界事故発生。 給水されて、ポリエチレンの箱が完全に水に浸る前に臨界になった。 ポリエチレン箱は防水仕様でなく水は漏れて中に入って行った。</p>	<p>LA-13638(2000) p.93 左第 1 段落。 左第 2 段落 1,2 行 11-13 行</p>									
	<p>水位は、ポロニウム-ベリリウムソースより上になった段階で臨界事故に至った【同ソースはポリエチレンの箱の上端に置かれているので、上記文献と水位が矛盾する。】 緊急停止として 2 人の作業者が同時に給水停止と排水開始のバルブ操作を行った。</p>	<p>Hayes (1956) p.10 第 2 段落 第 3 段落 9 行</p>									
反射体	水	LA-13638(2000) p.93 Hayes (1956) p.10									
推定バースト	<p>3~4×10¹⁶fissions keff=1.018~1.024</p>	LA-13638(2000) p.93 左 17 行 右 6 行									
継続時間	5~10 秒 (5~10 秒後に未臨界になるまでに 3~4×10 ¹⁶ fissions が発生したとの記述)	LA-13638(2000) p.93 左 17 行									
温度	当該金属ウランの平均温度を 200°C以上上昇させた	LA-13638(2000) p.93 左 19 行									
その他	<p>ブロックの間に水が浸透して反応度の予期しない上昇が起こった。タンクの水位が十分低くなり反応が起きなくなるまで、水の浸透と蒸発は 3 サイクルあったと推測。</p>	Hayes (1956) p.10 下から 1 行~ p.12 7 行									
	<p>(隙間について検討している。)</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>0.5mm</td> <td>1mm</td> </tr> <tr> <td>keff</td> <td>1.024</td> <td>1.018</td> </tr> <tr> <td>隙間に水</td> <td>0.02 増</td> <td>0.04 増</td> </tr> </table>		0.5mm	1mm	keff	1.024	1.018	隙間に水	0.02 増	0.04 増	LA-13638(2000) p.93 左下から 3 行 ~右 12 行
		0.5mm	1mm								
keff	1.024	1.018									
隙間に水	0.02 増	0.04 増									
<p>【別研究の】 Hansen によると【出典未記載】、半径 68.5mm の U-235 球では、外側 0.5mm の部分で核分裂の 15%が起こる。3×10¹⁵fission のスパイクが表面温度を 130°C上昇させる。中心部は 19°Cの上昇のみ。初期スパイクに続く大部分がずっと小さいので、平均はずっと小さくなる。</p>	LA-13638(2000) p.93 左 15 行から										

(2) 計算モデルの検討

各コードでの体系モデルを検討した(表 9.2-3、表 9.2-4)。

表 9.2-3 解析対象実機

解析対象	形状	内容
疑似球	球体	固体ウランの直方体ブロックを半径 7.63cm の球体に組み上げている。

表 9.2-4 コードでの体系

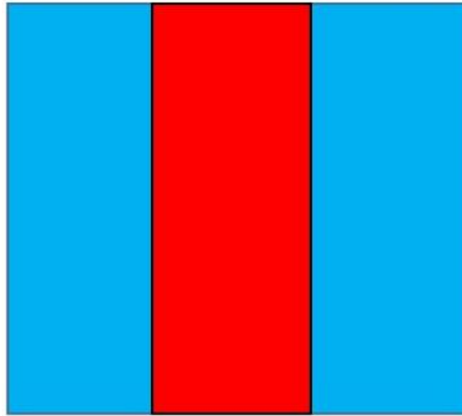
コード	形状	設定理由
SRAC	球体	<ul style="list-style-type: none">・球体モデルを設定する。半径 7.63cm の球体とする。・文献ではタンク内に設置された疑似球が給水によって水に浸かった段階で臨界事故となった旨が記載されているものの、疑似球より上の水の厚みの情報がない。本計算では反射体として十分な機能を果たす水の厚み一律 30cm となる球体を設定する。
AGNES-P	球体	<ul style="list-style-type: none">・半径 7.63cm の球体とする。・第 1 領域(燃料)、第 2 領域(容器)、第 3 領域(冷却材)の設定が必要であり、第 1 領域を疑似球自体の固体ウラン、第 2 領域は、水(平成 30 年度版 AGNES-P は福島デブリを想定しているため)、第 3 領域は空気とした。第 2 領域の幅は、0.3m、第 3 領域の体積は 0.01m³ とした。領域(1→2)、領域(2→3)の熱伝達率を十分小さい値に設定しているため、第 2、3 領域、それぞれの体積の値は、実質的に計算に影響しない。

(3) 動特性パラメータの計算

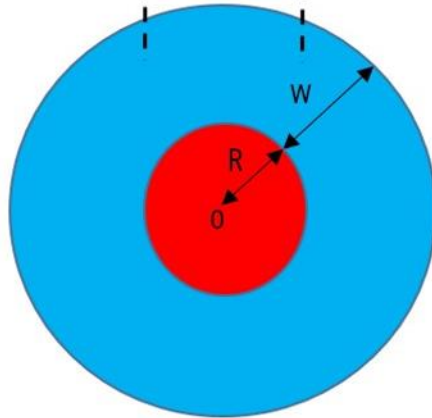
1) 計算条件

計算モデル模式図を図 9.2-7 に示す。原子個数密度は濃縮度と後述の動特性解析の入力パラメータとして利用される反応度温度係数を算出するために設定する各温度 (25.6、50.0、100.0、200.0、300.0℃) における金属ウランの体積膨張を考慮した。核データライブラリは JENDL4.0、断面積ファイルは SRACLIB-JDL40 を用いた(他の SRAC 計算で同じ)。

ANISN



ONEDANT



- 金属ウラン燃料(球体)
- 反射体(水)

(注)原寸に比例しない

燃料半径 R	7.62	cm
濃縮度	79.2	wt%
反射体(球体一律水厚さ)W	30	cm
燃料密度	19.05	g/cm ³

図 9.2-7 モデル図

2) パラメータの計算結果

表 9.2-5 に各温度の keff 値を示す。

表 9.2-5 温度毎の keff(疑似球 1 次元モデル)

温度(°C)	keff	比較用 keff ^(注1)
25.6	1.0149	1.0046
50	1.0145	1.0042
100	1.0136	1.0033
200	1.0119	1.0017
300	1.0103	1.0001

(注1) 比較用の TWODANT 円柱モデルによる計算結果。

SRAC-ONEDANT 計算結果を fr3d コードで処理して求めた動特性パラメータ、及び温度と反応度の関係から最小二乗法フィッティングで求めた反応度温度係数を表 9.2-6 に示す。

表 9.2-6 SRAC-ONEDANT 計算結果から求めた AGNES-P 計算に用いるパラメータ値(疑似球)

AGNES-P 入力パラメータ	パラメータ値	比較用 TWODANT 円柱計算結果
中性子寿命(sec)	1.02E-05	9.56E-06
反応度(cent)	2.08E+02	1.59E+02 ^(注3)
領域 1 の密度(kg/m ³)	1.905E+04 ^(注1)	1.905E+04 ^(注1)
領域 1 の比熱(J/kg/K)	1.200E+02 ^(注2)	1.200E+02 ^(注2)
領域 1 の反応度温度 1 次係数(cent/K)	-2.44E-01	-2.39E-01
領域 1 の反応度温度 2 次係数(cent/K ²)	3.48E-05	2.54E-05
第 1 群遅発中性子割合	2.26E-04	2.27E-04
第 2 群遅発中性子割合	1.50E-03	1.51E-03
第 3 群遅発中性子割合	1.38E-03	1.38E-03
第 4 群遅発中性子割合	2.76E-03	2.77E-03
第 5 群遅発中性子割合	8.76E-04	8.80E-04
第 6 群遅発中性子割合	3.15E-04	3.17E-04
第 1 群先行核崩壊定数	1.25E-02	1.25E-02
第 2 群先行核崩壊定数	3.06E-02	3.06E-02
第 3 群先行核崩壊定数	1.13E-01	1.13E-01
第 4 群先行核崩壊定数	3.05E-01	3.05E-01
第 5 群先行核崩壊定数	1.17E+00	1.17E+00
第 6 群先行核崩壊定数	3.12E+00	3.12E+00

(注1) 臨界安全ハンドブックデータ集第2版記載のUの密度 19.05g/cm³

(注2) 比熱: 理科年表(2020) 丸善 0.12 (J/g・K)

(注3) 球体モデルと円筒モデルの keff の増減の補正量 94cent を加算。臨界事故評価コードの精度検証に係る解析(平成 28 年 2 月)

表 9.2-6 に示された反応度 1 次温度係数、反応度 2 次温度係数は、以下の方法で求めた。すなわち、5 通りの温度(25.6、50、100、200、300℃)の k_{eff} (表 9.2-5) を用いて、25.6℃と各温度の $1/k_{eff}$ の差分をとり、実効遅発中性子割合 β_{eff} で除算して $\Delta \rho$ を求め、同様に 25.6℃と各温度の温度差分 ΔT を求めた。 $\Delta T - \Delta \rho$ のプロットに対し、二次関数を用いた最小二乗法によるフィッティングにより 1 次および 2 次の温度係数を算出した(表 9.2-7 図 9.2-8)。

表 9.2-7 反応度温度係数

パラメータ	温度(°C)					備考
	25.6	50	100	200	300	
$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	0	24.4	74.4	174.4	274.4	各温度-25.6
k_{eff}	1.0149	1.0145	1.0136	1.0119	1.0103	計算結果
$1/k_{eff}$ 差分	0.000E+00	-3.898E-04	-1.255E-03	-2.945E-03	-4.530E-03	$1/k_{eff}25.6^{\circ}\text{C} - 1/k_{eff}$ 各温度
β_{eff}	7.060.E-03	7.060.E-03	7.061.E-03	7.063.E-03	7.064.E-03	計算結果
$\Delta \rho (\$)$	0.000.E+00	-5.522.E-02	-1.777.E-01	-4.170.E-01	-6.412.E-01	$(1/k_{eff}$ 差分) $/\beta_{eff}$
$\Delta \rho(\text{cent})$	0.000.E+00	-5.522.E+00	-1.777.E+01	-4.170.E+01	-6.412.E+01	$\Delta \rho(\$)*100$

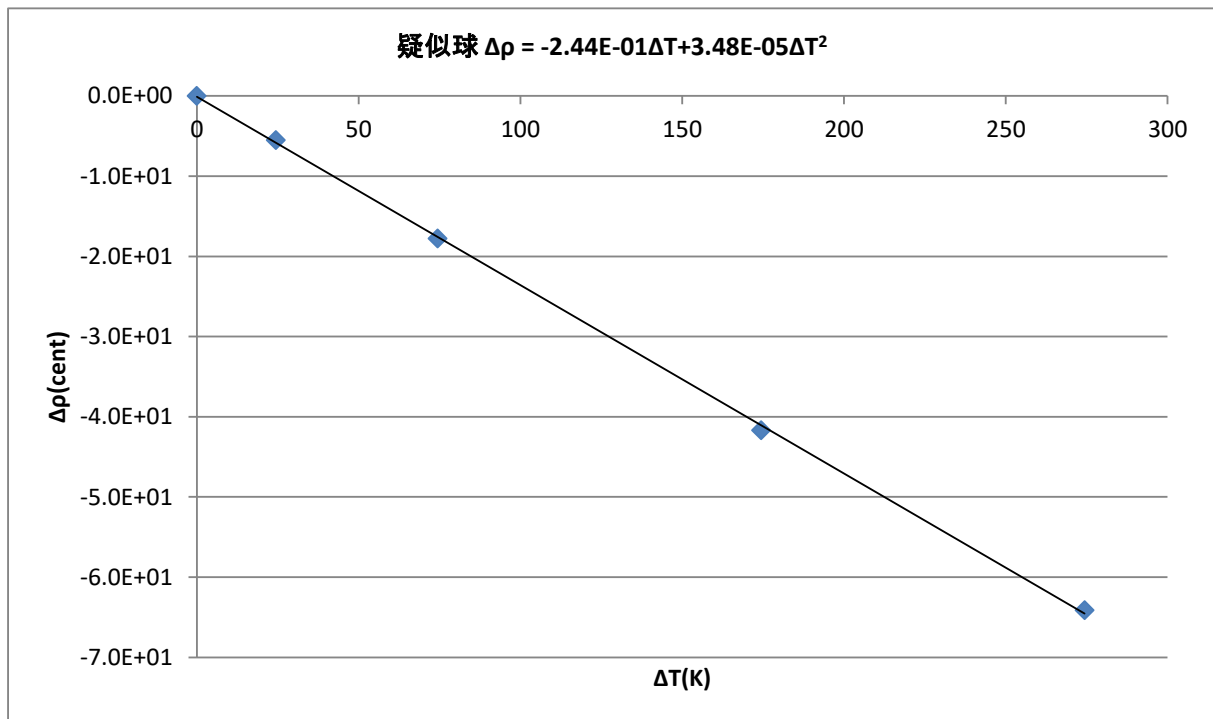


図 9.2-8 反応度温度係数の導出

(4) 動特性解析

1) 計算内容

表 9.2-6 に示した動特性データを用いて AGNES-P 計算を行った。初期温度を 25.6°C とした。

2) 計算結果

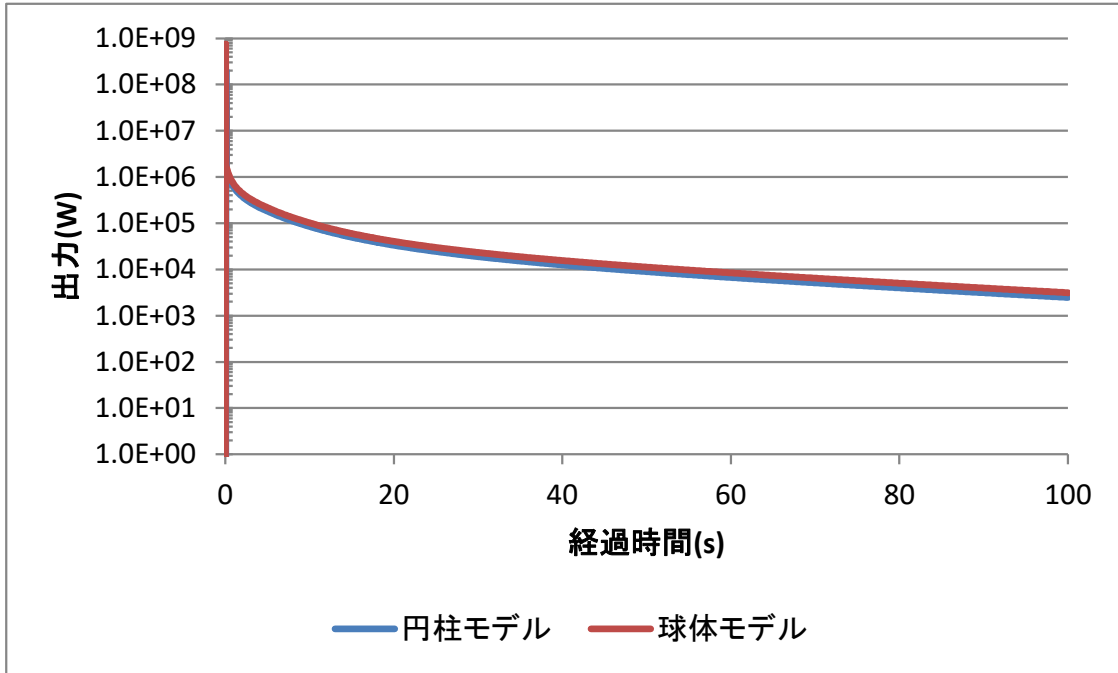
AGNES-P コードで解析した出力、エネルギー、燃料温度の時間変化をそれぞれ、図 9.2-9、図 9.2-10、図 9.2-11 に示す。今回の球体系計算と過去に行われた円柱体系計算とを比較すると、出力挙動についてはおおまかには、互いに似た結果となっている。しかし、球体系の方が、添加反応度が大きいいため、出力は高めに推移し、その結果として燃料温度が高めに推移している。同じ体積では球の方が円柱よりも反応度が高いことなども含め、体系の形状から予想される結果が示された。

上記、動特性解析結果から抽出して出力、エネルギー、温度の最大値を表 9.2-8 に示す。またエネルギー(J)から換算した核分裂数を同表に合わせて示す。

疑似球での球体モデル及び円柱モデル計算結果と文献値の比較を表 9.2-9 と図 9.2-12 に示す。同表に示すように、文献(LA-13638 (2000) p.93)の、核分裂数 $3\sim 4 \times 10^{16}$ の記述に対し、球体モデルでは核分裂数 2.32×10^{17} 、円柱モデル 1.53×10^{17} とそれぞれ、約 6 倍と約 4 倍の過大評価となる。一方、温度は文献での「200°C 以上の上昇」の記述に対し、球体モデルで 1737°C 上昇、円柱モデルで 1156°C 上昇と過大評価であり、かつウラン融点 1132°C を超えているので、適切な計算範囲外である。

核分裂数と温度上昇の関係を示した図 9.2-12 では、AGNES-P 球体モデルと円柱モデルの計算結果のプロットの回帰直線を外挿した線は、文献に記述された核分裂数と温度のプロットに重なるので、比熱や密度、体積といったパラメータには問題がないと考えられる。

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

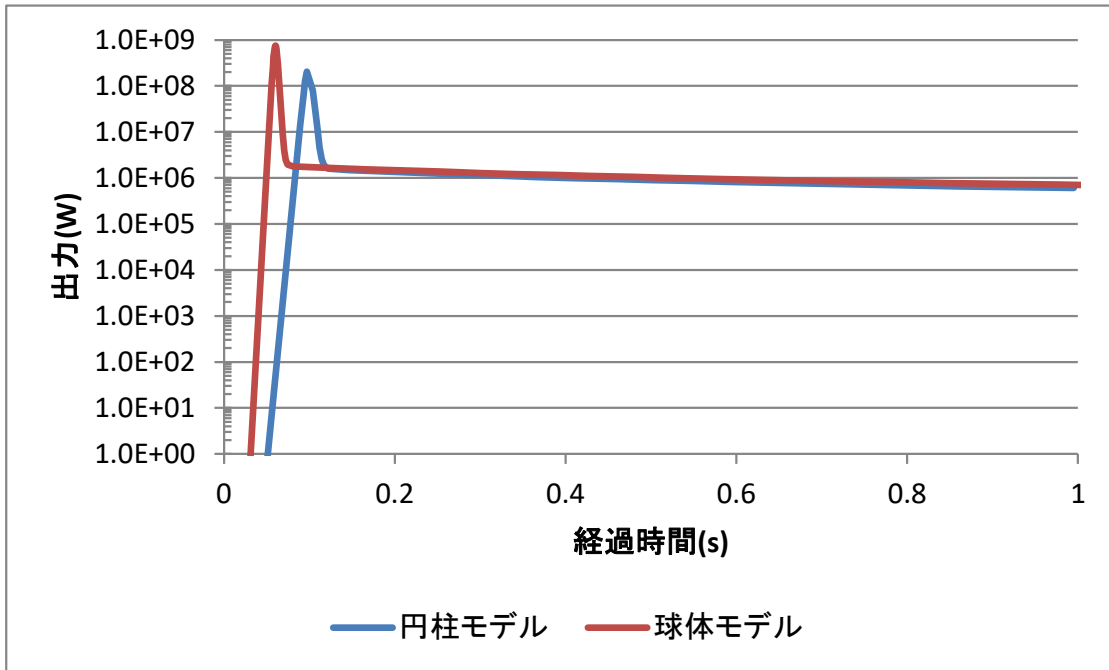
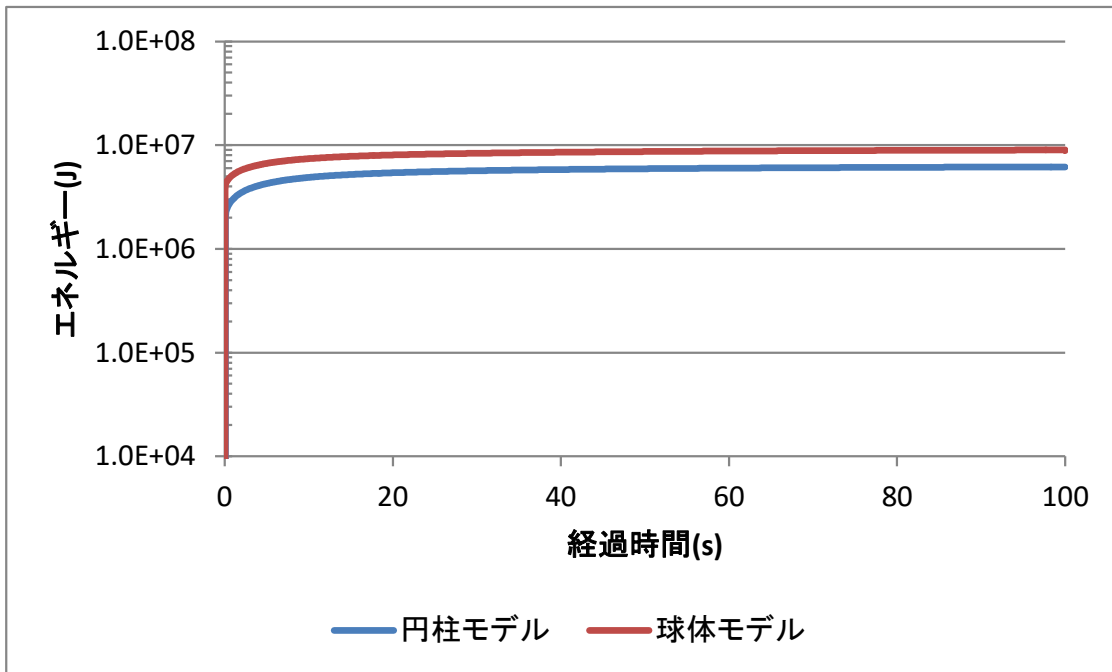


図 9.2-9 疑似球での出力(W)の時間変化
(注)球体モデル：本作業、円柱モデル:平成 27 年度作業

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

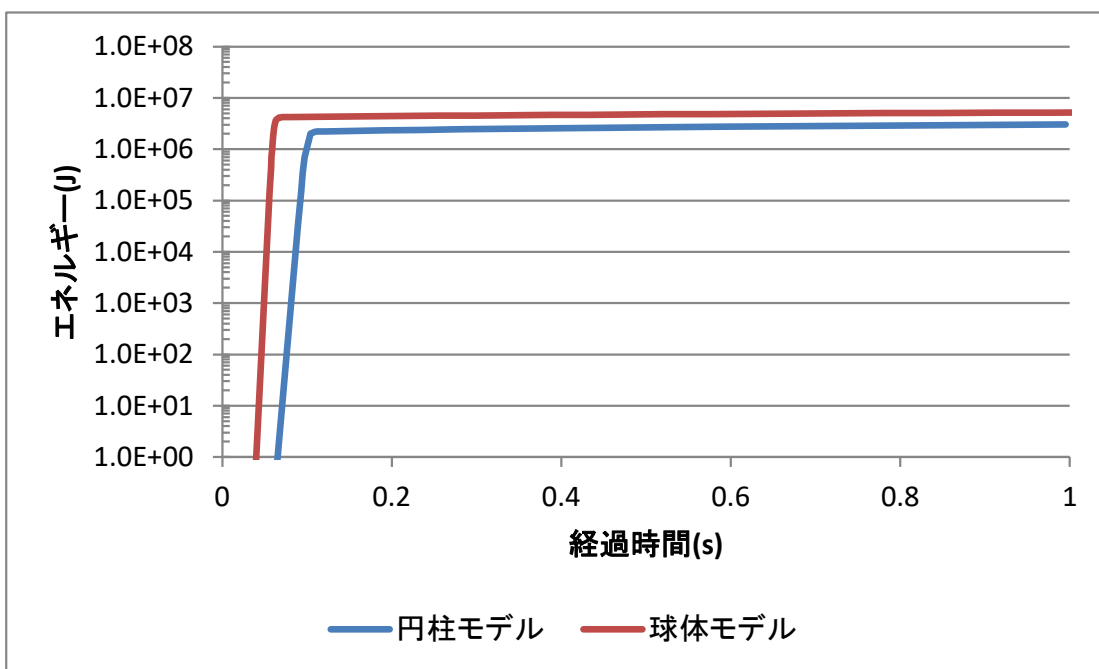
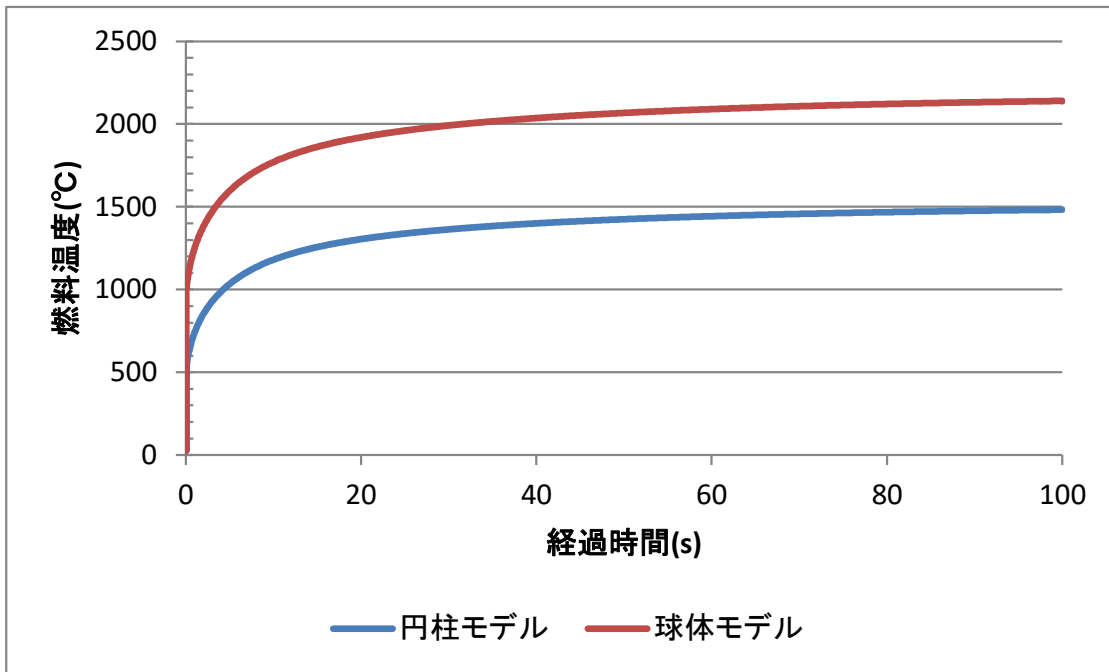


図 9.2-10 疑似球でのエネルギー(J)の時間変化

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

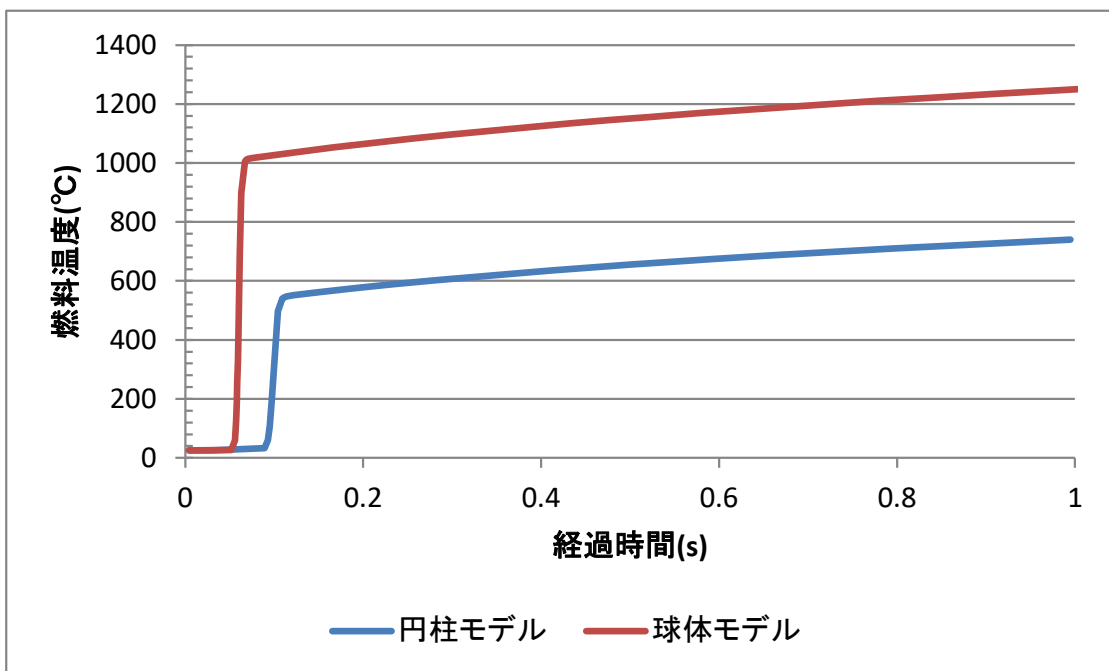


図 9.2-11 疑似球での温度(°C)の時間変化

表 9.2-8 出力、エネルギー、温度の最大値及びエネルギーから導出した核分裂数

	球体モデル	円柱モデル
出力(W)	7.44E+08	2.04E+08
エネルギー(J)	7.42E+06	4.89E+06
燃料温度(°C)	1.77E+03	1.18E+03
核分裂数	2.32E+17	1.53E+17
温度上昇(°C)	1.75E+03	1.16E+03

(備考)

- ・ 出力 POWER(W)はピーク。エネルギーENERGY(J)と温度 FUEL-TMP(°C)は 10 秒での値。
- ・ U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 200 (MeV)⇒ 3.2×10^{-11} (J)で換算して核分裂数算出
- ・ 文献値 (LA-13638(2000) p.93) 5~10 秒後に未臨界になるまでに $3 \sim 4 \times 10^{16}$ fissions が発生したとの記述及び当該金属ウランの平均温度を 200°C以上上昇させたとの記述。

表 9.2-9 疑似球での球体モデル及び円柱モデル計算結果と文献値の比較

文献の記述	球体モデル	円柱モデル	備考
5~10 秒の核分裂数が $3 \sim 4 \times 10^{16}$	約 6 倍 過大評価	約 4 倍 過大評価	
200°C上昇	1747°C上昇 過大評価	1156°C上昇 過大評価	ウラン融点 1132°Cを超 えるので適切な計算範囲 外

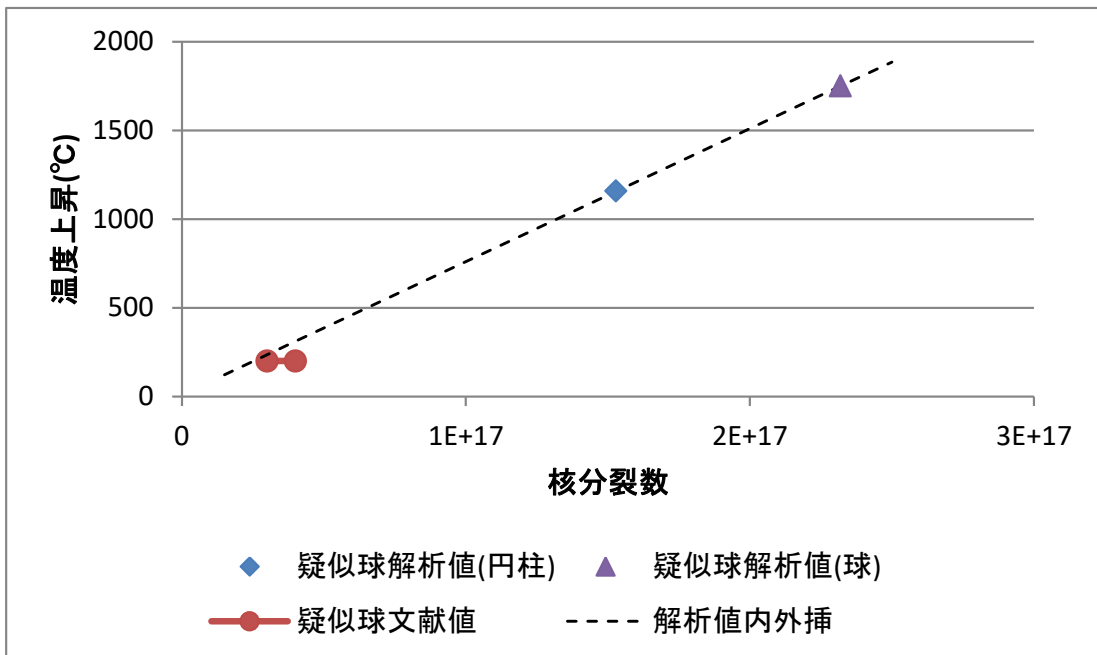


図 9.2-12 疑似球での核分裂数と温度上昇の関係を解析値と文献値で比較

3) サーベイ計算の結果

上述のように添加反応度が2\$とした場合の、動特性解析の結果はかなり過大な核分裂数を生じた。文献を再現するような条件が存在するか確認するために、以下のような検討を行った。

水が流入して臨界になることから、反応度添加率は小さいと考えられ、1\$を少し上回った程度で出力バーストが生じると考えられる。また、文献に5~10秒後に未臨界となるまでに $3\sim 4 \times 10^{16}$ の核分裂が生じたとの記述がある。

これらを考慮し、1~1.1\$の範囲の反応度を瞬時に添加する条件で動特性解析を行い、5秒後及び10秒後までに生じた核分裂数を求めた。結果は図9.2-13に示すように、1\$添加で5秒後の核分裂数が文献値とよく合うことを示している。図9.2-14に出力挙動を示す。

この結果から、反応度添加条件（添加反応度及び添加率）を正しく評価できれば、文献記載の核分裂数を精度よく評価できる見通しが得られた。

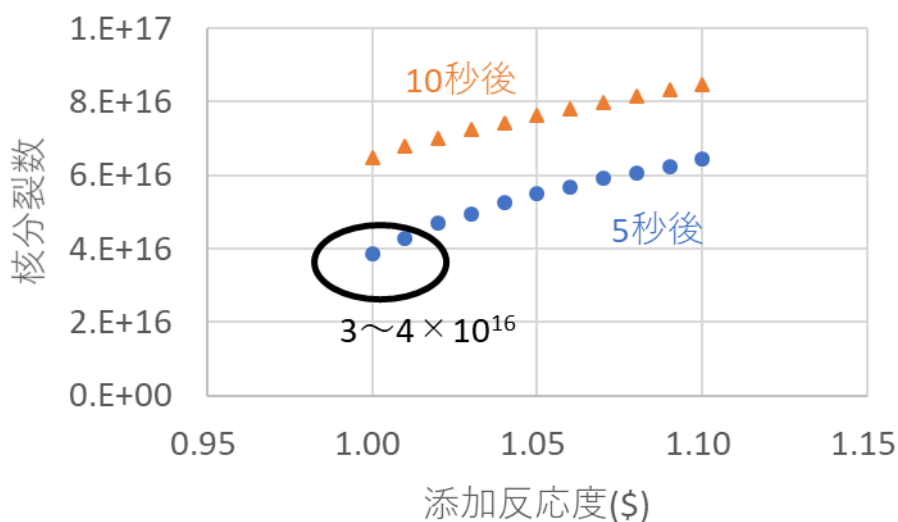


図 9.2-13 1~1.1\$添加条件での動特性解析結果

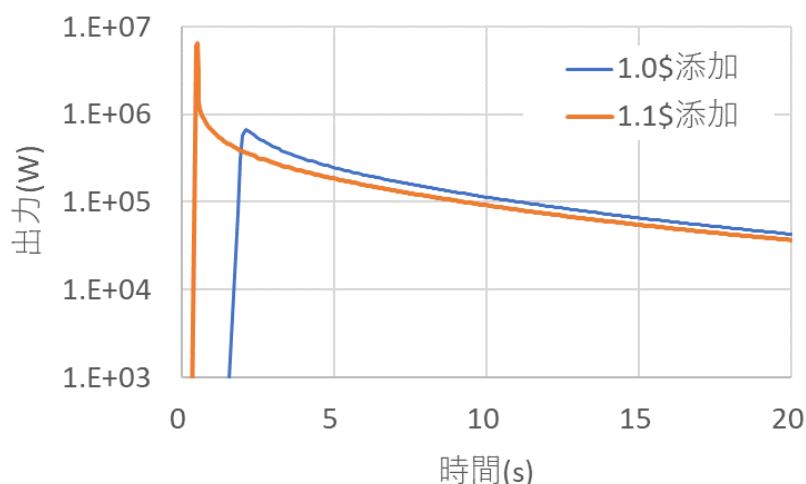


図 9.2-14 1\$及び 1.1\$添加条件での動特性解析結果（出力挙動）

(5) 簡易評価式による評価

簡易評価式(式 9.2-1)、(式 9.2-2)、(式 9.2-3)を用いて疑似球を評価した。評価式に代入するパラメータ値を表 9.2-10、評価結果を表 9.2-11 に示す。2.3 節(式 9.2-3)に当てはめると温度反応度 2 次係数 α_2 が負の数となり、エネルギー式、第一ピーク出力式ともに平方根に負数が入ることとなり計算が成立しないという結果となった。これらの式は燃料溶液系の臨界事故を対象として開発されたため、2 次係数の正負が異なる固体などの体系への適用は難しいと考えられる。

表 9.2-10 疑似球に対する簡易評価式に代入するパラメータ

パラメータ	値	備考
比熱(J/(g・K))	0.12	理科年表(1983) 丸善
質量(kg)	35.4	LA-13638(2000) p.93
熱容量(J/K)	4.25E+03	比熱×質量
K: 熱容量の逆数(K/J)	2.35E-04	
ρ_0 : 添加反応度(\$)	2.08E+00	本作業
2 次温度反応度係数(\$/K ²)	3.48E-07	本作業(表 9.2-6 で示した反応度温度 1 次係数と反応度温度 2 次係数のうちの 2 次係数) (式 9.2-3)に当てはめると $\alpha_2 < 0$
ℓ : 中性子再生時間(s)	1.00E-05	本作業
β : 実効遅発中性子割合(-)	7.06E-03	本作業

表 9.2-11 疑似球に対する簡易評価式での計算結果

算出値	値	備考
E_p : エネルギー(J)	成立せず	平方根に $\alpha_2 < 0$ が入るため不成立。
\hat{n} : 第一ピーク出力(W)	成立せず	同上

続いて、Nordheim-Fuchs (式 9.2-4)で評価を行った。表 9.2-12 に使用するパラメータと表 9.2-13 に算出したエネルギー(J)及び、そのエネルギー(J)から換算した核分裂数を示す。

表 9.2-12 Nordheim-Fuchs 式に代入するパラメータ (疑似球)

パラメータ	値	備考
ρ_0 :反応度(-)	1.47E-02	
β :実効遅発中性子割合(-)	7.06E-03	
α :反応度温度係数(1/K)	1.66E-05	本作業 (図 9.2-8 の過程で、一次関数の最小二乗法フィッティングで算出)
K: 熱容量の逆数(K/J)	2.35E-04	

表 9.2-13 Nordheim-Fuchs 式による評価結果

算出値	値	備考
E:エネルギー(J)	3.89E+06	
核分裂数	1.22E+17	

核分裂数は AGNES-P 動特性解析の 2.32×10^{17} と同じ 10^{17} の桁の値となった。文献値の $3 \sim 4 \times 10^{16}$ より過大評価である。Nordheim-Fuchs の式は、反応度が瞬時に添加されることを前提としているために結果が過大となると考えられ、上述(4)3)のサーベイ計算の結果と合わせ、水の流入により、ゆっくりと反応度が添加されたと想定することが合理的であると考えられる。

以上のことから、静解析により評価された反応度が瞬時に添加される場合には、総核分裂数の評価値は文献値よりも過大となること、水の流入により反応度がゆっくりと流入すると想定すれば、文献値を再現できることがわかった。また、これらの結果が妥当であると考えられることから、AGNES-P コードの球体モデルによる解析は期待される結果を示していると考えられる。

9.3 まとめ

AGNES-P コードでは燃料デブリの取り出し時の臨界事象を想定して、固体状燃料の周りに水などの液体が存在するような体系の解析が出来るように開発を進めている。このような体系では、固体燃料の温度上昇に伴って、周囲の水の温度が上昇するとともに、水が相変化(蒸発)する場合があります、水が減少することによって反射体として与える影響が変化することを考慮しなければならない。

主に次の2つの計算処理を実装することで、AGNES-P コードへ第2領域の相転移効果を取り入れた。

1つ目の処理は、「第2領域の蒸発計算処理」で、これは、第2領域の伝熱計算後の温度分布から、液相(水)の蒸発質量や水位などを計算して、最終的に気・液相の識別値(液相割合)の分布を求める処理になっている。この処理の動作確認として、まず単体テストによる計算を行い、解析解と一致していることを確認し、それから、この処理を行うサブルーチンをAGNES-P コードへ実装(移植)した。

2つ目の処理は、「第2領域の温度フィードバック反応度の計算処理」で、これは上述の液相割合の分布と温度分布、およびフィードバック反応度に関するパラメータを与えて、加重平均した反応度を計算する処理になっている。この処理の動作確認として、球形状、円筒形状、平板形状に対して試計算を実施し、計算が異常終了することなく流れていること、および第2領域の温度変化に伴って、第2領域の温度フィードバック反応度が変化していることを確認した。

球体モデルの計算をできるようにした AGNES-P コードの検証のため、過去の臨界事故の解析を行った。平成27年度に円柱モデルで行ったロスアラモス臨界事故評価を、球体モデルで再評価した。解析結果の比較により、形状により冷却率が異なることから生じる出力挙動の計算結果の相違等を確認した。

静解析により評価された反応度が瞬時に添加される場合には、総核分裂数の評価値は文献値よりも過大となること、水の流入により反応度がゆっくりと流入すると想定すれば、文献値を再現できることがわかった。また、これらの結果が妥当であると考えられることから、AGNES-P コードの球体モデルによる解析は期待される結果を示していると考えられる。

今度の課題としては、熱伝達計算精度の向上のため、膜状沸騰に対応することが挙げられる。計算コードの検証においては、添加反応度の評価を詳細に行って、実際の条件に近い反応度添加条件で動特性解析を実施すべきである。

参考文献

- 1) A Review of Criticality Accidents 2000 Revision, LA-13638 (2000)
- 2) 山根祐一、「非線形の温度フィードバック反応度に基づく臨界事故時の第1ピークエネルギーの近似式」日本原子力学会 2015 春の年会予稿集 J25 (2015).
- 3) Reactivity Feedback and Reactor Excursions, p.166
- 4) Hayes, D. F. A Summary of Accidents and Incidents Involving Radiation in Atomic Energy Activities, June 1945 through December 1955. U. S. Atomic Energy Commission TID-5360,(1956). p.10-12

第 10 章 感度解析用データの整備

本章では、臨界挙動評価におけるパラメータの感度解析を実施する上で必要となるデータについて整備した内容について報告する。

10.1 物性値

10.1.1 目的と概要

(1) 目的

燃料デブリの臨界挙動評価に必要な、密度、比熱、熱伝導率等の物性値を整備することを目的とする。

(2) 概要

燃料デブリそのものの組成は未知であるため、建屋内に存在すると想定される物質の主なものについて、密度、比熱、熱伝導率を調査した。

10.1.2 物性値の調査

物性値のデータとして、密度と熱的特性である比熱・熱伝導率を調査した。結果を以下のように分類した。

(1) 核燃料

核燃料の中で UO_2 に関しては、「MOX 粉体系の過渡臨界事象評価のための物性値データ」¹⁾に、詳細データが記載されている。273K～3000K までの各温度に対する密度、比熱、熱伝導率が載っている。

各燃料の酸化物については、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) が作成した報告書²⁾のデータを参照した。

(2) 炉内構成材

核燃料以外に炉（及び格納容器）内に存在する構成材について調査した。IRID の公開情報にある原子炉のデータをもとにして構成材を探し、その他の一般的な物質に関しても文献調査を行った。原子炉で使用されている部材の一部は、一般的な建築で使用されることもあり、密度、比熱、熱伝導率が記載されているため、それらを利用した。

また、産業技術総合研究所のホームページでは、「分散型熱物性データベースシステム」がまとめられている。これらのデータも利用した。

前述の IRID 報告書²⁾も参照した。

(3) 混合物

混合物は、MCCI 生成物である。MCCI とは、熔融した炉心燃料と格納容器床面のコンクリートとの反応を指している。MCCI 生成物に関しても、前述の IRID 報告書²⁾も参照した。

(4) その他

上記にあてはまらなかった水、海水をその他に分類した。

10.1.3 調査結果

上記の調査した結果について、表に取りまとめた。(表 10.1-1)

記載した項目は、物質名、密度、比熱、熱伝導率である。測定時の温度が記載されていたものは、表に掲載した。各単位は、密度 (g/cm³)、比熱 (J/kg K)、熱伝導率 (W/m K)、温度 (K) とした。

表 10.1-1(1) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
核燃料	UO2	10.970	—	—	273.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.961	235.5	8.790	300.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.929	265.8	6.581	400.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.897	282.1	5.784	500.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.865	292.2	5.140	600.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.832	299.1	4.610	700.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.800	304.2	4.166	800.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.766	308.3	3.790	900.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.733	311.7	3.467	1000.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.664	317.6	2.948	1200.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.590	323.6	2.562	1400.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.511	332.3	2.290	1600.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.423	347.3	2.124	1800.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.327	372.5	2.061	2000.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.220	411.5	2.092	2200.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	10.101	466.2	2.201	2400.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	9.970	537.5	2.373	2600.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	9.824	—	2.591	2800.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾
核燃料	UO2	9.664	—	2.838	3000.00	JAEA-Data/Code 2006-021 (2006) ¹⁾

表 10.1-1(2) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
核燃料	Oxide (酸化物) (U,Zr)O2-C	6～11	300～600	1～10	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
核燃料	Oxide (酸化物) (U,Zr)O2-M	6.000	600	1～3	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
核燃料	Oxide (酸化物) (U,Zr)O2-T	6～11	500～600	1～3	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
核燃料	Oxide (酸化物) UO2	11.000	280	10	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
核燃料	Oxide (酸化物) ZrO2-T	6.000	610	1～3	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
核燃料	ウラン	18.700	117	29	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
核燃料	トリウム	11.600	142	38	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
核燃料	プルトニウム	19.800	134	—	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	Metallic Fe	8.000	400	80	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Metallic Fe2(Zr,U)	7～8	400	80	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Metallic Zry-2	7.000	300	10～25	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Metallic α-Zr(O)	7.000	300	23	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Other Ceramic B4C	2.500	2300	29	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Other Ceramic Fe2B	7.400	600	24	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	Other Ceramic ZrB2	6.100	700	24	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
炉内構成材	アスファルト	2.120	920	0.74	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	アルミナ (Al2O4)	3.900	750～850	25～35	293.15	ファイレンセラミックス資料 ⁵⁾

表 10.1-1(3) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
炉内構成材	アルミニウムセラミック 93%	3.600	800	16	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	アルミニウムセラミック 99.7%	3.900	800	29	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	アルミニウム	2.700	900	204	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	カドミウム	8.650	230	93	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	ガドリニウム	7.901	230	10.6	—	分散型熱物性データベース ⁶⁾
炉内構成材	カルシウム	1.550	624	106	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム	7.100	419	66.9	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	クロムニッケル鋼 (18Cr 8Ni)	7.820	502	16	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロムニッケル鋼 (20Cr 15Ni)	7.850	470	15	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロムニッケル鋼 (25Cr 20Ni)	7.860	463	13	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム鋼 (10Cr)	7.790	461	31	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム鋼 (1Cr)	7.870	461	60	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム鋼 (23Cr)	7.680	461	22	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム鋼 (2Cr)	7.870	461	52	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	クロム鋼 (5Cr)	7.830	461	38	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾

表 10.1-1(4) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
炉内構成材	ケイ素	2.330	678	83.7	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ケイ素 (1Si)	7.770	461	42	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ケイ素 (2Si)	7.670	461	31	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ケイ素 (5Si)	7.420	461	19	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	コニクリート	1.9~2.3	880	0.8~1.4	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	コニクリート (乾燥)	2.000	879	0.9	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	ジルコニア (ZrO2)	6.000	470	3~4	293.15	ファイレンセラミックス資料 ⁵⁾
炉内構成材	ジルコニウム	6.400	285	22.6	300.00	素材物性一覧表 ⁷⁾
炉内構成材	ステンレス鋼 SUS304	7.930	590	16.3	293.15	ステンレスの物理的性質 ⁸⁾
炉内構成材	ステンレス鋼 SUS316	7.980	590	16.3	293.15	ステンレスの物理的性質 ⁸⁾
炉内構成材	ステンレス鋼 SUS444	7.750	460	25.9	293.15	ステンレスの物理的性質 ⁸⁾
炉内構成材	炭素	2.200	691	23.9	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	炭素鋼 (0.5C)	7.830	461	53	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	炭素鋼 (1.5C)	7.750	461	36	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	炭素鋼 (1C)	7.800	461	45	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	チタン	4.540	528	17	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	純鉄	7.870	460	67	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	鑄鉄	7.280	461	48	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル 99.2%	8.900	440	59	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル 99.9%	8.900	440	90	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾

表 10.1-1(5) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
炉内構成材	ニッケルクロム合金 (80Ni 15CrNi)	8.570	461	17	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケルクロム合金 (40Ni 15CrNi)	8.070	461	12	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル鋼 (10Ni)	7.950	461	26	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル鋼 (20Ni)	7.990	461	19	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル鋼 (30Ni)	8.070	461	12	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル鋼 (40Ni)	8.170	461	10	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ニッケル鋼 (50Ni)	8.270	461	14	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	ハフニウム (Hf)	13.310	140	23.0	—	分散型熱物性データベース ⁶⁾
炉内構成材	ホウ素	2.330	1290	—	293.15	各種物質の性質金属 (固体) ³⁾
炉内構成材	炭化ホウ素(B4C)	2.440	950	37	293.15	素材物性一覧表 ⁷⁾
炉内構成材	鋳鉄	7.280	461	48	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	鉄	7.870	461	67	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
炉内構成材	二酸化ケイ素(SiO2)	2.200	750~770	1.38	293.15	ファイレンセラミックス資料 ⁵⁾
混合物	MCCI product (U,Zr)SiO4	4~9	500~800	6	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
混合物	MCCI product Cr rich oxide	5.000	700	10~33	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾

表 10.1-1(6) 物性値調査表

分類	物質名	密度 (g/cm ³)	比熱 (J/kg・K)	熱伝導率 (W/m・K)	温度 (K)	文献
混合物	MCCI product Si rich oxide (incl. Ca, Cr)	3.000	10000	1	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
混合物	MCCI product Si rich oxide (mainly SiO ₂)	3.000	10000	1	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
混合物	MCCI product U rich oxide	6～11	300～600	1～10	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
混合物	MCCI product Zr rich oxide	6～7	500～600	1～3	—	平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業 ²⁾
その他	水	0.998	4182	0.602	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾
その他	海水	1.028	394	—	293.15	物体の物理的性質一覧 ⁴⁾

10.2 無限体系の反応度温度係数

10.2.1 目的と概要

(1) 目的

燃料デブリの臨界挙動評価に必要な、反応度温度フィードバックの係数についての目安となる値を整備することを目的とする。

(2) 概要

燃料デブリの内部構造や外部形状が不明であるために中性子実効増倍率を計算することが現状ではできないことから、目安としての値とフィードバックの傾向を調べるために中性子無限増倍率を用いて反応度温度フィードバック係数を計算した。

10.2.2 手順と入力設定

(1) 計算体系

計算体系は、図 10.2-1 に示すように、半径 1.0 cm の燃料デブリ球の周りを厚さ t (cm) の水が球状に囲んだ形状であり、外側境界は完全反射である。表 10.2-1 に燃料デブリとして設定する燃料の条件を、表 10.2-2 に各燃料条件における水の厚さ t (cm) をそれぞれ示す。燃料デブリとしては、 UO_2 とコンクリートを混合した物質を用いた。

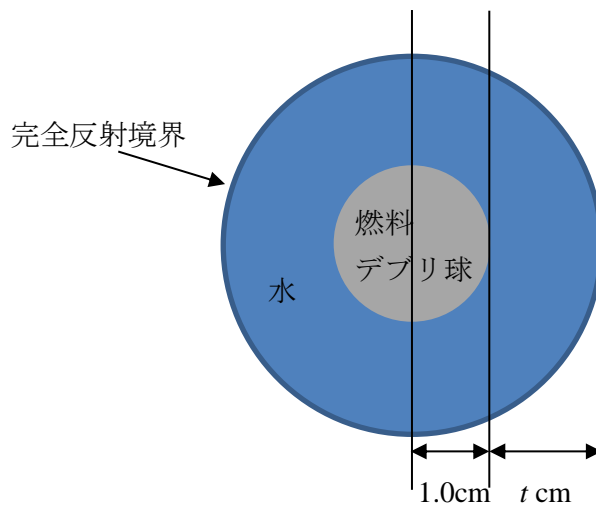


図 10.2-1 計算体系

表 10.2-1 燃料条件

燃料条件	燃料	コンクリート体積割合
D1	U-235 濃縮度 4wt%	0%
D2	U-235 濃縮度 4wt%	60%
D3	U-235 濃縮度 4wt%	80%
D4	U-235 濃縮度 4wt%	90%

※燃料については表 10.2-4 を参照

表 10.2-2 各燃料条件における水の厚さ t (cm)

燃料条件	水の厚さ t (cm)
D1	1.5
D2	1.0
D3	0.7
D4	0.4

(2) 設定温度

燃料デブリと水の設定温度を表 10.2-3 に示す。

表 10.2-3 燃料デブリと水の設定温度

	設定温度
燃料デブリ	25°C、50°C、100°C、200°C、300°C
水	25°C、40°C、80°C、90°C

(3) 解析項目

図 10.2-1 に示した体系において、表 10.2-1 の燃料条件、表 10.2-2 の水の厚さ、表 10.2-3 の設定温度における無限増倍率と動特性パラメータを算出する。

(4) 物質組成 (原子個数密度)

図 10.2-1 に示した体系における計算に用いる原子個数密度として、 UO_2 、コンクリート、水の値をそれぞれ表 10.2-4、表 10.2-5 及び表 10.2-6 に示す。また、燃料条件 D2~D4 の燃料デブリ (UO_2 とコンクリートの混合物) の原子個数密度を表 10.2-7 に示す。

表 10.2-4 UO_2 原子個数密度 (25°C) (燃料条件 D1 はこの値を使用した。)

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

表 10.2-5 コンクリートの原子個数密度 (25°C)

核種	同位体	密度(g/cm ³) ()内は存在比(at%)	原子個数密度 (x10 ²⁴ atoms/cm ³)
H		0.023	1.3742E-02
O		1.22	4.5921E-02
C		0.0023	1.1532E-04
Na		0.0368	9.6397E-04
Mg		0.005	1.2389E-04
	Mg-24	(78.99)	9.7858E-05
	Mg-25	(10.00)	1.2389E-05
	Mg-26	(11.01)	1.3640E-05
Al		0.078	1.7409E-03
Si		0.775	1.6617E-02
	Si-28	(92.23)	1.5326E-02
	Si-29	(4.67)	7.7605E-04
	Si-30	(3.10)	5.1515E-04
K		0.0299	4.6054E-04
	K-39	(93.2581)	4.2949E-04
	K-40	(0.0117)	5.3883E-08
	K-41	(6.7302)	3.0995E-05
Ca		0.1	1.5026E-03
	Ca-40	(96.941)	1.4566E-03
	Ca-42	(0.647)	9.7218E-06
	Ca-43	(0.135)	2.0285E-06
	Ca-44	(2.086)	3.1344E-05
	Ca-46	(0.004)	6.0104E-08
	Ca-48	(0.187)	2.8099E-06
Fe		0.032	3.4507E-04
	Fe-54	(5.8)	2.0014E-05
	Fe-56	(91.72)	3.1650E-04
	Fe-57	(2.2)	7.5917E-06
	Fe-58	(0.28)	9.6622E-07
合計		2.302	

表 10.2-6 水の原子個数密度

温度 (°C)	基準値	密度換算値		
	25	40	80	90
温度 (K)	2.9815E+02	3.1315E+02	3.5315E+02	3.6315E+02
水密度 (g/cm ³)*	0.997045	0.99222	0.9718	0.96532
H-1 原子個数密度 (×10 ²⁴ atoms/cm ³)	6.6658E-02	6.6335E-02	6.4970E-02	6.4537E-02
O-16 原子個数密度 (×10 ²⁴ atoms/cm ³)	3.3329E-02	3.3168E-02	3.2485E-02	3.2269E-02

* 40°C、80°C、90°Cの水密度は、理科年表（平成 22 年度版）から引用。

表 10.2-7 燃料デブリ (UO₂とコンクリートの混合物) の原子個数密度 (25°C)

物質	核種	各コンクリート体積割合の原子個数密度 (×10 ²⁴ atoms/cm ³)		
		燃料条件 D2 コンクリート 60%	燃料条件 D3 コンクリート 80%	燃料条件 D4 コンクリート 90%
UO ₂	U-235	3.84152E-04	1.92076E-04	9.60381E-05
	U-238	9.10320E-03	4.55160E-03	2.27580E-03
	O-16	1.89747E-02	9.48736E-03	4.74368E-03
コンクリート	H-1	8.24520E-03	1.09936E-02	1.23678E-02
	O-16	2.75526E-02	3.67368E-02	4.13289E-02
	C-12	6.91920E-05	9.22560E-05	1.03788E-04
	Na-23	5.78382E-04	7.71176E-04	8.67573E-04
	Mg-24	5.87148E-05	7.82864E-05	8.80722E-05
	Mg-25	7.43340E-06	9.91120E-06	1.11501E-05
	Mg-26	8.18400E-06	1.09120E-05	1.22760E-05
	Al-27	1.04454E-03	1.39272E-03	1.56681E-03
	Si-28	9.19560E-03	1.22608E-02	1.37934E-02
	Si-29	4.65630E-04	6.20840E-04	6.98445E-04
	Si-30	3.09090E-04	4.12120E-04	4.63635E-04
	K-39	2.57694E-04	3.43592E-04	3.86541E-04
	K-40	3.23298E-08	4.31064E-08	4.84947E-08
	K-41	1.85970E-05	2.47960E-05	2.78955E-05
	Ca-40	8.73960E-04	1.16528E-03	1.31094E-03
	Ca-42	5.83308E-06	7.77744E-06	8.74962E-06
	Ca-43	1.21710E-06	1.62280E-06	1.82565E-06
	Ca-44	1.88064E-05	2.50752E-05	2.82096E-05
	Ca-46	3.60624E-08	4.80832E-08	5.40936E-08
	Ca-48	1.68594E-06	2.24792E-06	2.52891E-06
Fe-54	1.20084E-05	1.60112E-05	1.80126E-05	
Fe-56	1.89900E-04	2.53200E-04	2.84850E-04	
Fe-57	4.55502E-06	6.07336E-06	6.83253E-06	
Fe-58	5.79732E-07	7.72976E-07	8.69598E-07	

(5) 使用コード及びライブラリ

1) 実効断面積作成

コード：SRAC-2006

ライブラリ：SRACLIB-JDL40

2) 断面積変換 (SRAC 形式から DANTSYS 形式への変換)

xsec2

3) 臨界計算

DANTSYS 3.0 (1次元用 ONEDANT を使用)

4) 動特性パラメータ計算

fr3dv2

(6) コードの入力設定

1) SRAC-2006

SRAC の入力は、図 10.2-2 に示すサンプル入力 (debris_twodant_d1_24.sh) に従い、今回の計算体系に依存する部分について変更した。入力設定として、燃料条件 D1 の場合の例を以下に示す。

① ケース 1：衝突確率法による固定源計算 (ケース 2 の ANISN 用実効断面積作成)

・一般制御 Block-3 (IC1~IC20)：図 10.2-2 (固定源問題で衝突確率法ルーチンを使用、PEACO 使用)

・一般制御 Block-4 BSQ (幾何形状バックリング) =1.0E-15：図 10.2-2

・一般制御 Block-6 (エネルギー群指定)：図 10.2-2

・衝突確率法 Block-1

1. IGT=1 1次元球

2. NZ=25 Sub-region 数 (燃料球、水ともにメッシュ幅は全燃料条件で 0.1cm。燃料球半径 1cm、水厚さ 1.5cm のため、メッシュ数=(1.0+1.5)/0.1=25。)

3. NR=25 T-region 数

4. NRR=25 R-region 数

5. NXR=2 X-region 数 (燃料球、水の 2 領域)

6. IBOUND=1 外部境界完全反射

7. NX=25 径方向分割数

8. NY=0 (無効)

9. NTPIN=0 (無効)

10. NAPIN=0 (無効)

11. NCELL=10 (無効)

12. IEDPIJ=0 (衝突確率プリントなし)

13. NGR=10 ガウス積分次数 (マニュアル推奨値 10。サンプルと同じ。)

14. NDA=0 (無効)

15. NDPIN=0 (無効)

16. IDIVP=0 (無効)

17. IBETM=0 (無効)

18. IPLOT=0 幾何形状プロットなし

・衝突確率法 Block-2：反復計算パラメータ（実数データの RELC と OVERX 以外は図 10.2-2）

4. RELC=1.2 加速因子の初期値（マニュアルデフォルト値）

5. OVERX=100.0 最大外挿値（マニュアルデフォルト値）

サンプル入力では、RELC=1.0、OVERX=10.0 となっているが、ここを上記のように変えても TNS 計算機における PARTISN の無限増倍率の結果は変わらなかった。

・衝突確率法 Block-5：各 R-region に対する X-region 番号

IXR=10(1) 15(2)

・衝突確率法 Block-6：各 R-region に対するマテリアル番号

MAR=10(1) 15(2)

・衝突確率法 Block-8：中心からの径方向分割位置

RX=0.0 10*0.1 15*0.1

・マテリアル指定 Block-1：マテリアル数

NMAT=2（燃料デブリと水の 2 つ）

TEMP：表 10.2-3 の設定温度を絶対温度（K）で指定

XL（共鳴物質の mean chord length）= $4a/3$ （a は球半径）

燃料球（半径 1.0cm）： $4 \times 1.0/3 = 4/3 = 1.333$

水：0.0

IRES（実効共鳴断面積の扱い）：U-235 と U-238 は 2（共鳴核種指定）、他は 0。

DN：各核種の原子個数密度

② ケース 2：ANISN による固有値計算（DANTSYS 用 16 群巨視的実効断面積作成）

・一般制御 Block-3（IC1～IC20）：図 10.2-2（固有値問題で ANISN を使用、固有値計算の後で群縮約を実行）

・一般制御 Block-4 BSQ（幾何形状バックリング）= $1.0E-15$ ：図 10.2-2

・ANISN Block-15&：整数型制御変数 下記以外は図 10.2-2

4. ISN=16（角度分割の次数。サンプル入力では 8）

8. IZN=25（ゾーン数。ケース 1 の R-region と同じ）

11. IGM=107（エネルギー群数。自動設定のため 0 でもよい。サンプル入力では 16。）

・ANISN Block-16*：実数型制御変数 図 10.2-2

・ANISN Block-04*：メッシュ境界位置（ケース 1 の RX と同じ）

・ANISN Block-08&：メッシュ間隔ごとのゾーン番号（燃料デブリ=1、水=2）

10(1) 15(2)

・ANISN Block-09&：ゾーンごとのマテリアル番号（燃料デブリ=1、水=2）

1 2

・ANISN Block-19&：ゾーンごとの散乱次数（ゾーン 1、2 とともに 1）

2(1)

・ANISN Block-27&：ゾーンごとの X-region 番号（燃料デブリ=1、水=2）

- マテリアル指定 **Block-1** : マテリアル数
NMAT=2 (燃料デブリと水の2つ)

2) DANTSYS

DANTSYS の入力は、図 10.2-3 に示すサンプル入力 (debris_twodant_d1_24.sh) を基にして、今回の計算体系である 1 次元球用に作成した。サンプルと異なる部分を以下に示す。

- **Block-1** : Dimension データ
 igeom=sphere (1次元球体系)
 isn=16 (角度分割次数)
 niso=2 (断面積ファイル中の物質数)
 mt=2 (物質数)
 nzone=2 (ゾーン数)
 im=2 (粗メッシュ数)
 it=25 (詳細メッシュ数。燃料球、水ともにメッシュ幅は全燃料条件で 0.1cm。燃料球半径 1cm、水厚さ 1.5cm のため、メッシュ数=(1.0+1.5)/0.1=25。)
- **Block-2** : 形状データ
 xmesh=0.0 1.0 2.5 (粗メッシュ区切り位置)
 xints= 10 15 (詳細メッシュ数)
 zones= 1 2 (ゾーン番号)
- **Block-3** : 断面積指定 (図 10.2-3)
- **Block-4** : 断面積ミキシング指定 (図 10.2-3)
- **Block-5** : ソルバー入力
(不要な 2 次元用上下境界条件と kcalc=0 以外は図 10.2-3)
- **Block-6** : 編集入力 (図 10.2-3)

```

1 | # *** SRAC input ***
2 | debris dl 24.00cm
3 | 1 1 1 1 2 1 4 3 -2 0 0 0 1 0 2 1 1 0 0 0 / SRAC CONTROL
4 | 1.0E-15 / buckling
5 | 70 37 10 6 / NEF NET NERF NERT (JAERI-1302 18P)
6 | 70(1) / NEGF (THERMAL CUT ENERGY = 0.6825 EV)
7 | 37(1) / NEGT
8 | 5 5 5 5 8 8 9 8 9 8 /
9 | 4 6 6 6 6 9 /
10 | 2 98 98 98 2 0 98 0 0 0 0 0 10 0 0 0 0 0 / Pij Control
11 | 0 100 100 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10.0 0.5
12 | 48(1) 50(2) / M-R
13 | 48(1) 50(2) / X-R
14 | 0.0 48*0.50 50*1.00 / RX
15 | 2 / NMAT
16 | DEB1X01X 0 27 2.9815E+02 48.00 1.0 / MAT 1 : debris
17 | XU050001 2 0 9.6040E-05
18 | XU080001 2 0 2.2760E-03
19 | XO060001 0 0 4.7330E-03
20 | XH01H001 0 0 1.2366E-02
21 | XO060001 0 0 4.1229E-02
22 | XC020001 0 0 1.0377E-04
23 | XNA30001 0 0 8.6760E-04
24 | XMG40001 0 0 8.8074E-05
25 | XMG50001 0 0 1.1151E-05
26 | XMG60001 0 0 1.2276E-05
27 | XAL70001 0 0 1.5669E-03
28 | XSI80001 0 0 1.3797E-02
29 | XSI90001 0 0 6.9849E-04
30 | XSI00001 0 0 4.6368E-04
31 | XK090001 0 0 3.8655E-04
32 | XK000001 0 0 4.8492E-08
33 | XK010001 0 0 2.7900E-05
34 | XCA00001 0 0 1.3113E-03
35 | XCA20001 0 0 8.7498E-06
36 | XCA30001 0 0 1.8261E-06
37 | XCA40001 0 0 2.8206E-05
38 | XCA60001 0 0 5.4090E-08
39 | XCA80001 0 0 2.5290E-06
40 | XFE40001 0 0 1.8009E-05
41 | XFE60001 0 0 2.8485E-04
42 | XFE70001 0 0 6.8328E-06
43 | XFE80001 0 0 8.6958E-07
44 | WAT2X02X 0 2 2.9815E+02 0.10 1.0 / MAT 2 : water
45 | XH01H001 0 0 6.6650E-02
46 | XO060001 0 0 3.3250E-02
47 | 0 /PEACO
48 | MATR
49 | debris dl 24.00cm
50 | 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 -2 1 0 2 3 -1 0 0 0 / SRAC Control
51 | 1.0e-15 / buckling
52 | 15&
53 | 1 0 1 8 1 1 0 2 98 1 16 0 0 0 0 0 0 0 0 0
54 | 0 0 0 35 0 0 0 0 100 0 0 0 0 0 1 0
55 | 16*
56 | 0.00 0.00 0.0001 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.5 0.0002 0.05
57 | 0.0001 0.75
58 | 00T
59 | 04*
60 | 0.0 48*0.50 50*1.00
61 | 08&
62 | 48(1) 50(2)
63 | 09&
64 | 1 2
65 | 19&
66 | 2(1)
67 | 27&
68 | 1 2
69 | 00T
70 | 2 /NMAT
71 | PEACA011 0 0 0.0 0.0 0.0
72 | PEACA021 0 0 0.0 0.0 0.0

```

図 10.2-2 SRAC 入力データサンプル

```

1 | # *** twodant input ***
2 |     2     0     0
3 | debris d1 24.00cm
4 | Cross sections from file
5 | /
6 | / block 1
7 | /
8 |   igeom=x-y ngroup=16 isn=8
9 |   niso=2 mt=2 nzone=2
10 |   im=1 it=4 jm=2 jt=98
11 |   maxscm=800000 maxlcm=1200000
12 | T
13 | /
14 | / block 2
15 | /
16 |   xmesh=-1.0 1.0
17 |   xints= 4
18 |   ymesh= 0.0 24.00 74.00
19 |   yints= 48 50
20 |   zones= 1 ;
21 |         2 ;
22 | T
23 | /
24 | / block 3
25 | /
26 |   lib=xlib
27 |   ihm=23 iht=5 ihs=12           / 1 activity position in slot 1
28 |   maxord=1
29 |   ititl=1 ifido=0 i2lpl=0
30 |   names= debris water
31 | T
32 | /
33 | /
34 | / block 4
35 | /
36 |   matls=isos
37 |   assign=matls
38 | T
39 | /
40 | / block 5
41 | /
42 |   ievt=1 ith=0 ibl=1 ibr=1 ibb=1 ibt=0
43 |   norm=1 iitl=35 iitm=3000 oitm=300 xsectp=2
44 |   epsi=1.0e-6 fluxp=1
45 |   chi=
46 |   CHI_SPECTRA
47 |   kcalc=0 isct=1 fissrp=1 rmflux=1
48 | T
49 | /
50 | / block 6
51 | /
52 |   pted=1 zned=0 edoutf=0
53 |   resdnt=0
54 | T
55 | END_DATA
56 |

```

図 10.2-3 DANTSYS 入力データサンプル

10.2.3 計算結果

(1) 無限増倍率

各燃料条件、各温度における無限増倍率を表 10.2-8 及び図 10.2-4～図 10.2-11 に示す。

表 10.2-8 各燃料条件の無限増倍率

温度 (°C)		無限増倍率 k_{∞}							
		D1 (コンクリート 0%)		D2 (コンクリート 60%)		D3 (コンクリート 80%)		D4 (コンクリート 90%)	
燃料 デブリ	水	forward	adjoint	forward	adjoint	forward	adjoint	forward	adjoint
25	25	1.00095	1.00104	1.05657	1.05659	1.03853	1.03854	1.04846	1.04847
25	40	1.00942	1.00950	1.06167	1.06168	1.04183	1.04184	1.05013	1.05014
25	80	1.03432	1.03440	1.07736	1.07735	1.05325	1.05325	1.05726	1.05726
25	90	1.04082	1.04090	1.08169	1.08167	1.05625	1.05624	1.05935	1.05935
50	25	1.00045	1.00055	1.05473	1.05475	1.03589	1.03590	1.04573	1.04574
50	40	1.00907	1.00915	1.05992	1.05994	1.03941	1.03942	1.04759	1.04760
50	80	1.03397	1.03405	1.07586	1.07585	1.05093	1.05093	1.05472	1.05474
50	90	1.04043	1.04050	1.08019	1.08018	1.05405	1.05405	1.05699	1.05700
100	25	0.99972	0.99982	1.05117	1.05119	1.03095	1.03096	1.04071	1.04073
100	40	1.00845	1.00853	1.05634	1.05636	1.03450	1.03451	1.04269	1.04269
100	80	1.03342	1.03349	1.07253	1.07253	1.04630	1.04632	1.05007	1.05009
100	90	1.03978	1.03986	1.07698	1.07698	1.04954	1.04955	1.05248	1.05250
200	25	0.99859	0.99869	1.04379	1.04381	1.02108	1.02109	1.03090	1.03091
200	40	1.00708	1.00716	1.04927	1.04929	1.02484	1.02485	1.03318	1.03320
200	80	1.03202	1.03210	1.06581	1.06581	1.03709	1.03710	1.04099	1.04101
200	90	1.03858	1.03866	1.07045	1.07046	1.04075	1.04077	1.04333	1.04334
300	25	0.99734	0.99744	1.03676	1.03677	1.01150	1.01150	1.02172	1.02174
300	40	1.00600	1.00609	1.04240	1.04242	1.01560	1.01561	1.02422	1.02424
300	80	1.03095	1.03103	1.05930	1.05931	1.02860	1.02860	1.03241	1.03243
300	90	1.03745	1.03753	1.06409	1.06409	1.03219	1.03219	1.03492	1.03493

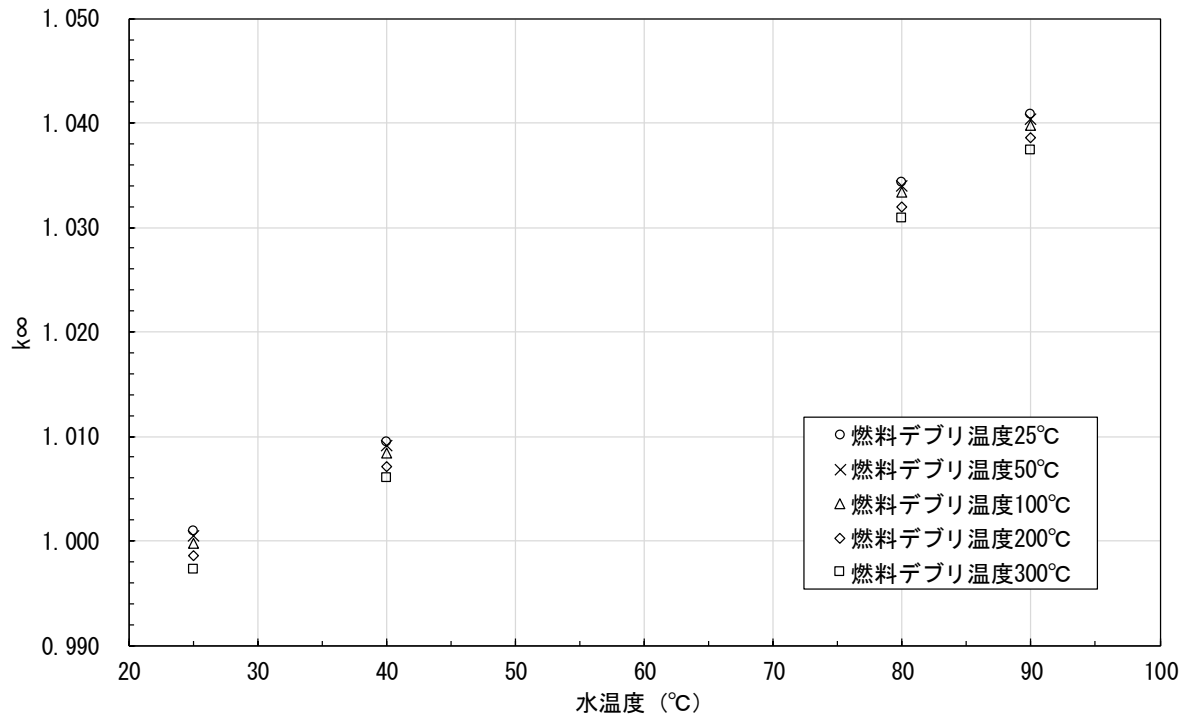


図 10.2-4 燃料条件 D1 の無限増倍率 (forward)

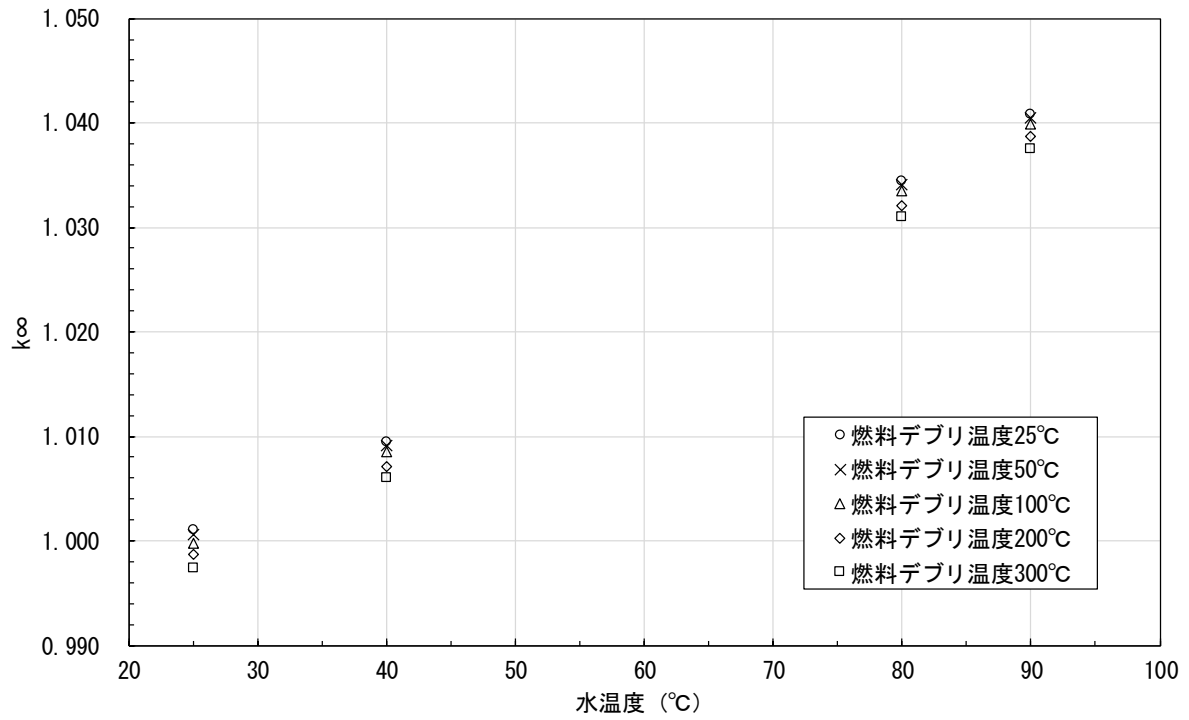


図 10.2-5 燃料条件 D1 の無限増倍率 (adjoint)

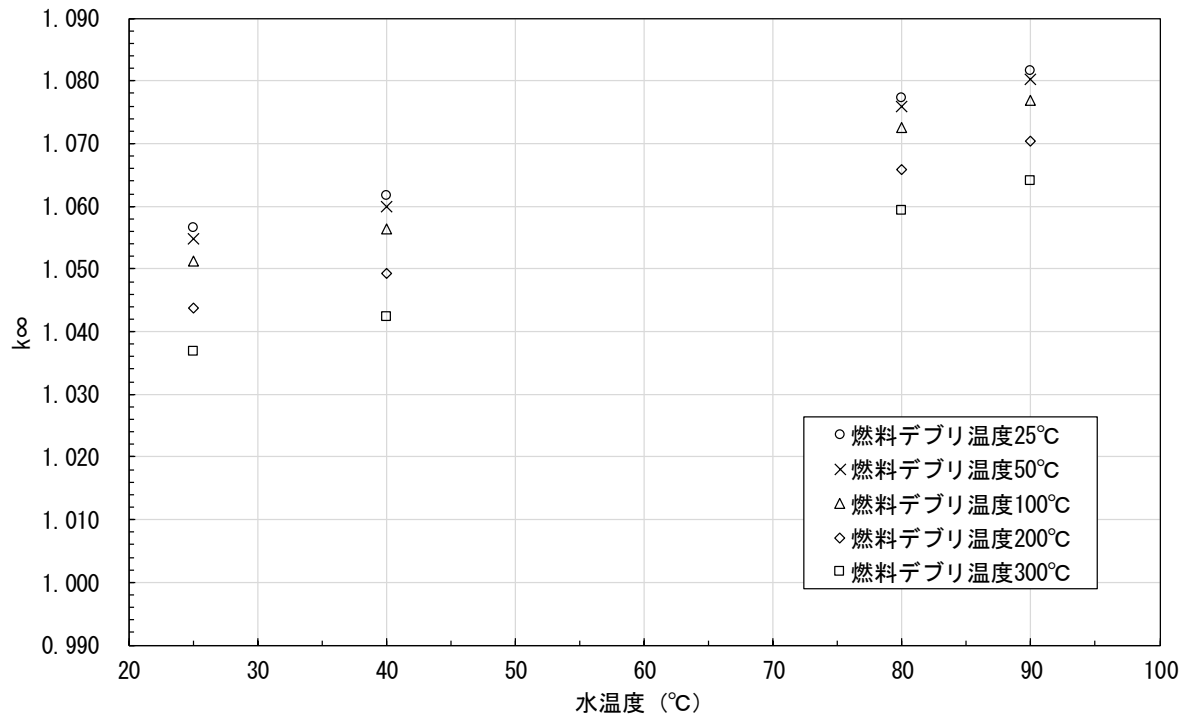


図 10.2-6 燃料条件 D2 の無限増倍率 (forward)

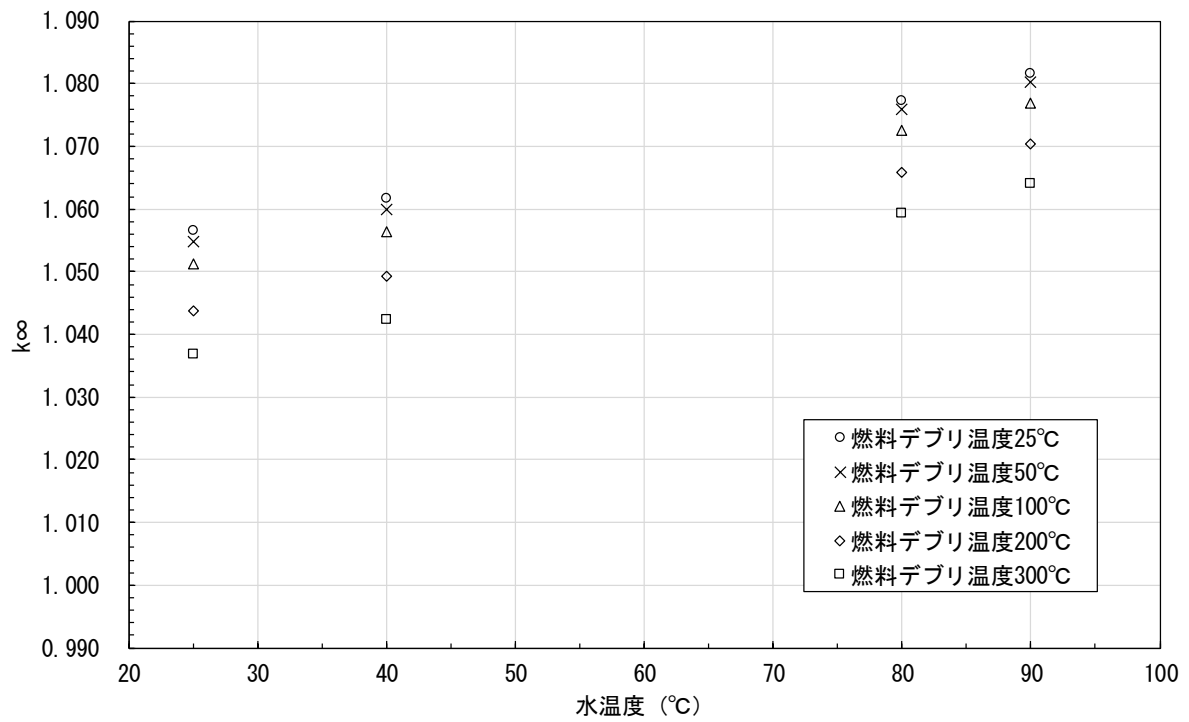


図 10.2-7 燃料条件 D2 の無限増倍率 (adjoint)

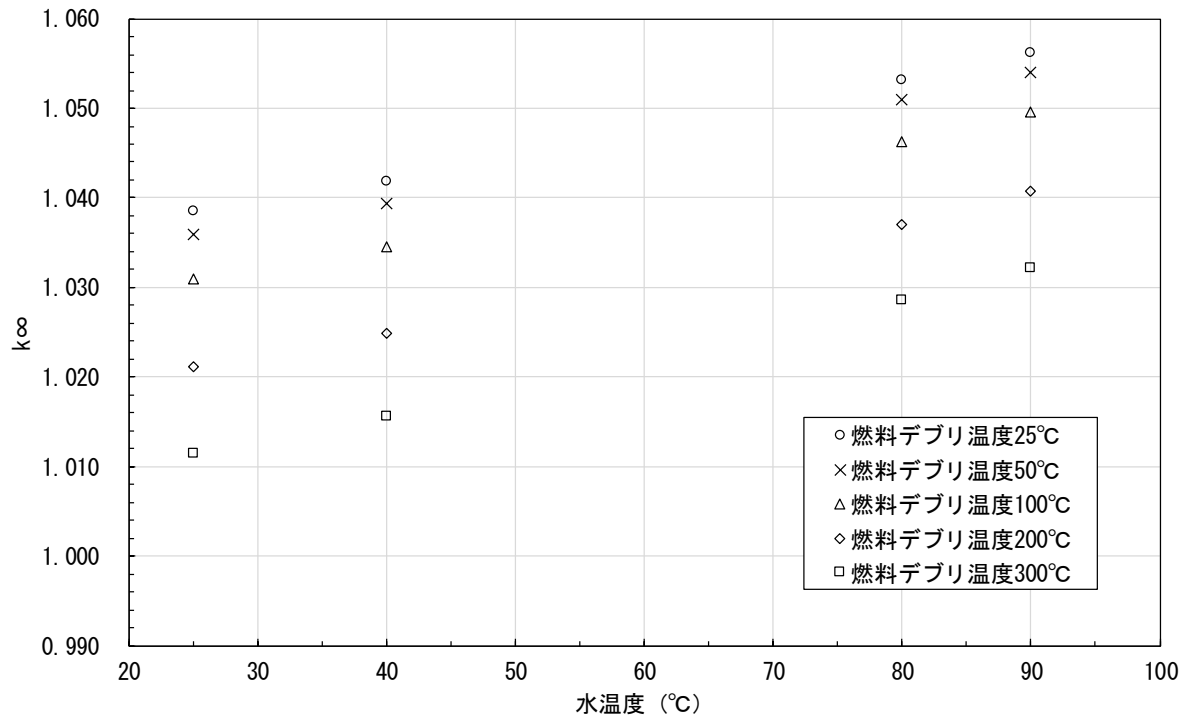


図 10.2-8 燃料条件 D3 の無限増倍率 (forward)

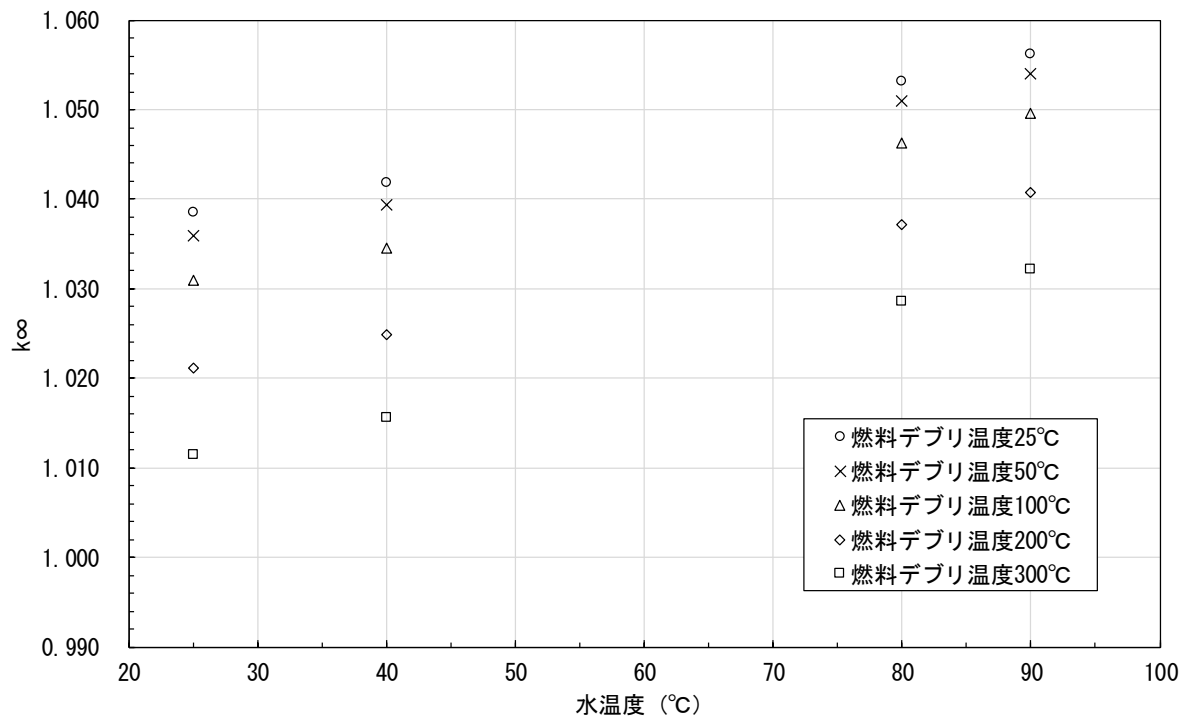


図 10.2-9 燃料条件 D3 の無限増倍率 (adjoint)

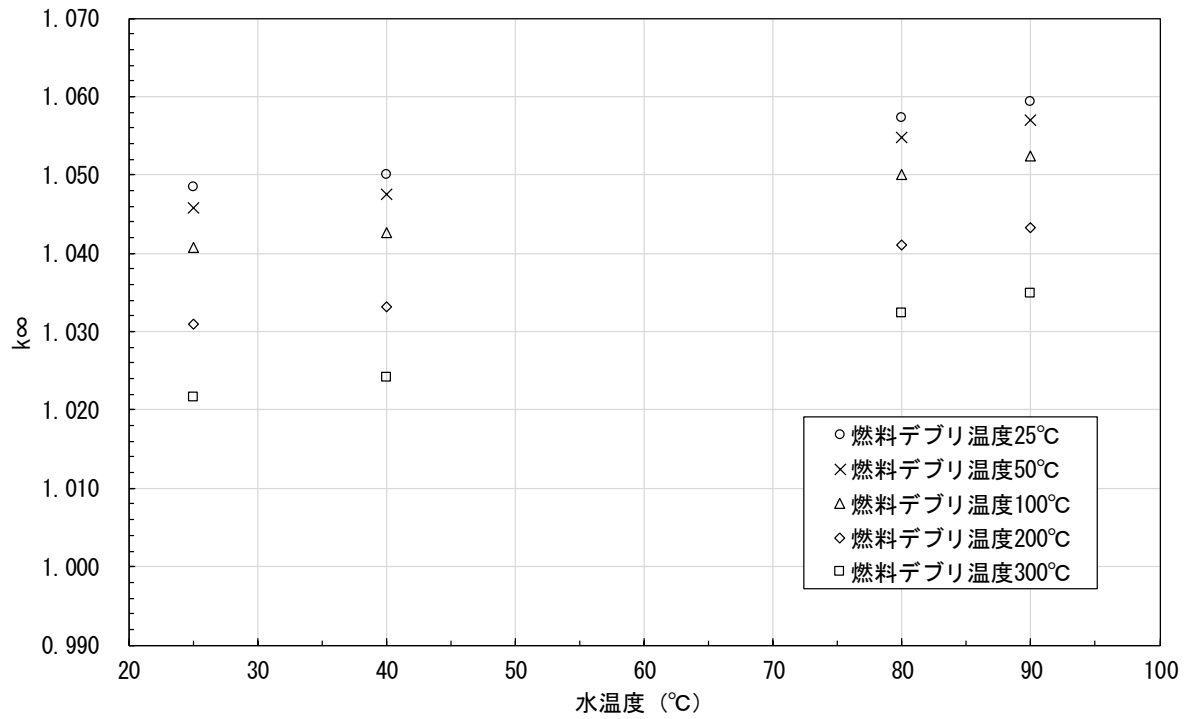


図 10.2-10 燃料条件 D4 の無限増倍率 (forward)

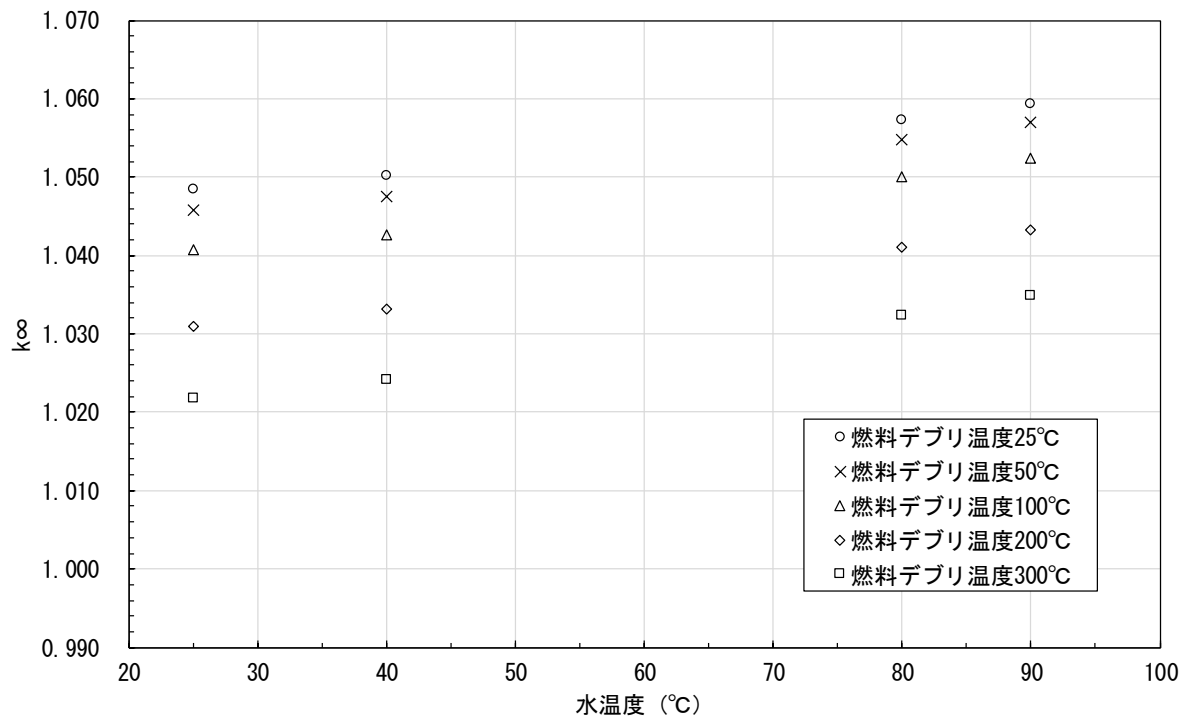


図 10.2-11 燃料条件 D4 の無限増倍率 (adjoint)

(2) 反応度温度係数

10.2.3(1)に示した forward 計算の無限増倍率を用いて求めた反応度温度係数 ($\Delta\rho = \alpha_1\Delta T + \alpha_2\Delta T^2$) のフィッティング結果を、水温度固定の場合について表 10.2-9 に、燃料デブリ温度固定の場合について表 10.2-10 にそれぞれ示す。また、各温度におけるフィッティングを表 10.2-11～表 10.2-46 及び図 10.2-12～図 10.2-47 に示す。

表 10.2-9 燃料温度の変化に対する反応度温度係数

水温度 (°C)	D1 (コンクリート割合 0%)		D2 (コンクリート割合 60%)		D3 (コンクリート割合 80%)		D4 (コンクリート割合 90%)	
	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$
25	-1.60127E-05	1.08845E-08	-6.59165E-05	3.15390E-10	-9.50569E-05	5.46030E-09	-9.66579E-05	2.14878E-08
40	-1.39125E-05	5.84469E-09	-6.36932E-05	1.21125E-09	-9.15105E-05	4.79623E-09	-9.20491E-05	1.61938E-08
80	-1.26151E-05	3.84694E-09	-5.59990E-05	-5.96546E-09	-8.60553E-05	1.16863E-08	-8.77622E-05	1.82396E-08
90	-1.31414E-05	6.62763E-09	-5.39856E-05	-6.17645E-09	-8.08482E-05	2.05754E-09	-8.43638E-05	1.17519E-08

表 10.2-10 水温度の変化に対する反応度温度係数

燃料デブリ温度 (°C)	D1 (コンクリート割合 0%)		D2 (コンクリート割合 60%)		D3 (コンクリート割合 80%)		D4 (コンクリート割合 90%)	
	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$	$\alpha 1$	$\alpha 2$
25	5.55433E-04	5.27800E-07	2.94282E-04	6.78096E-07	1.98512E-04	7.92910E-07	9.18227E-05	9.22821E-07
50	5.67020E-04	3.79222E-07	3.01936E-04	6.50595E-07	2.11147E-04	7.00512E-07	1.00375E-04	8.68115E-07
100	5.77615E-04	2.49657E-07	3.01152E-04	7.71388E-07	2.14078E-04	7.87276E-07	1.06755E-04	8.97745E-07
200	5.58147E-04	5.51052E-07	3.22495E-04	6.84281E-07	2.24734E-04	9.20336E-07	1.32979E-04	6.91616E-07
300	5.72888E-04	3.72153E-07	3.35629E-04	6.93164E-07	2.57841E-04	7.31505E-07	1.47343E-04	6.81530E-07

表 10.2-11 燃料条件 D1 の水温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.00095	0	0
50	25	1.00045	25	-4.99402E-04
100	25	0.99972	75	-1.22481E-03
200	25	0.99859	175	-2.35814E-03
300	25	0.99734	275	-3.61799E-03

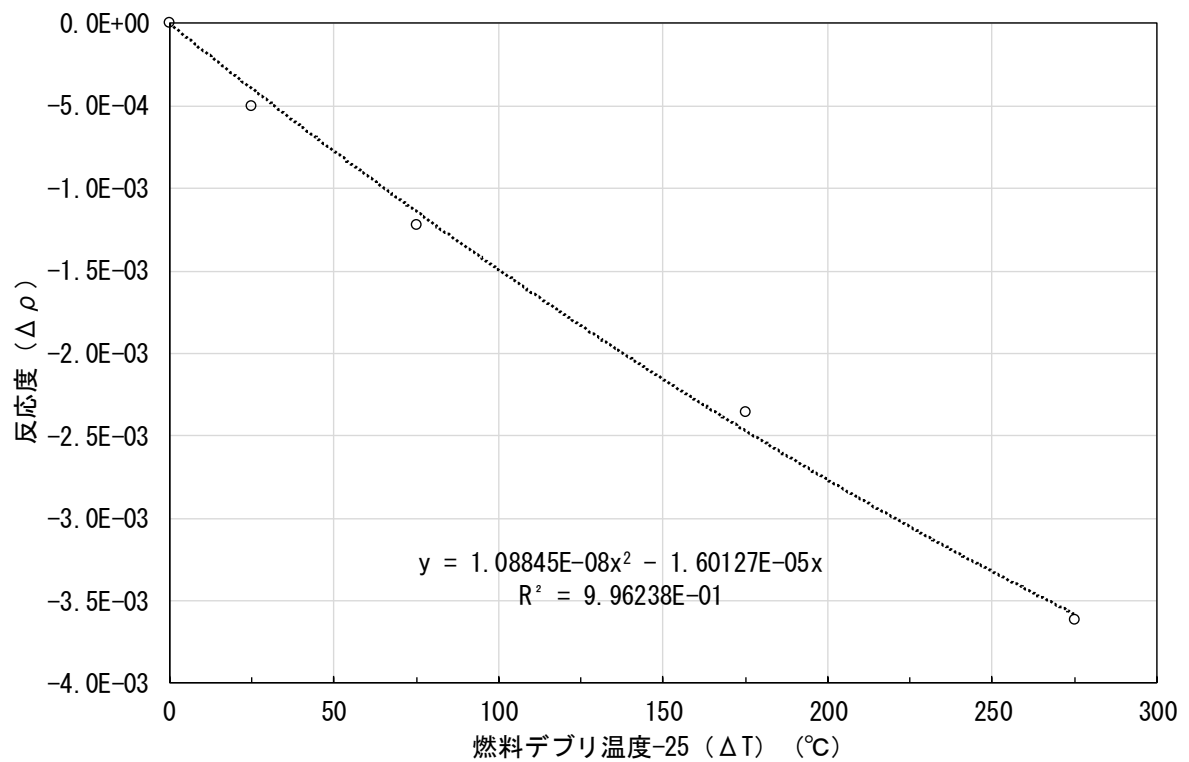


図 10.2-12 燃料条件 D1 の水温度 25°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-12 燃料条件 D1 の水温度 40°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	40	1.00942	0	0
50	40	1.00907	25	-3.49313E-04
100	40	1.00845	75	-9.55942E-04
200	40	1.00708	175	-2.30068E-03
300	40	1.00600	275	-3.36975E-03

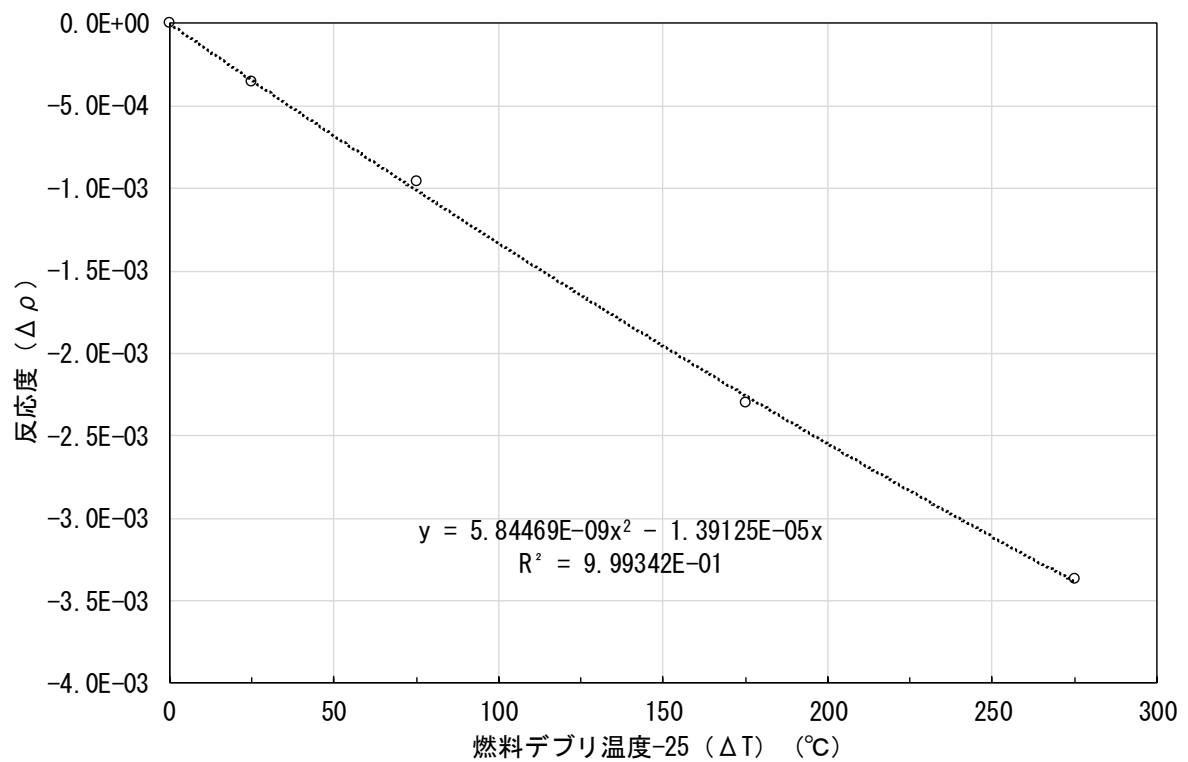


図 10.2-13 燃料条件 D1 の水温度 40°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-13 燃料条件 D1 の水温度 80°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	80	1.03432	0	0
50	80	1.03397	25	-3.24837E-04
100	80	1.03342	75	-8.44431E-04
200	80	1.03202	175	-2.15422E-03
300	80	1.03095	275	-3.15801E-03

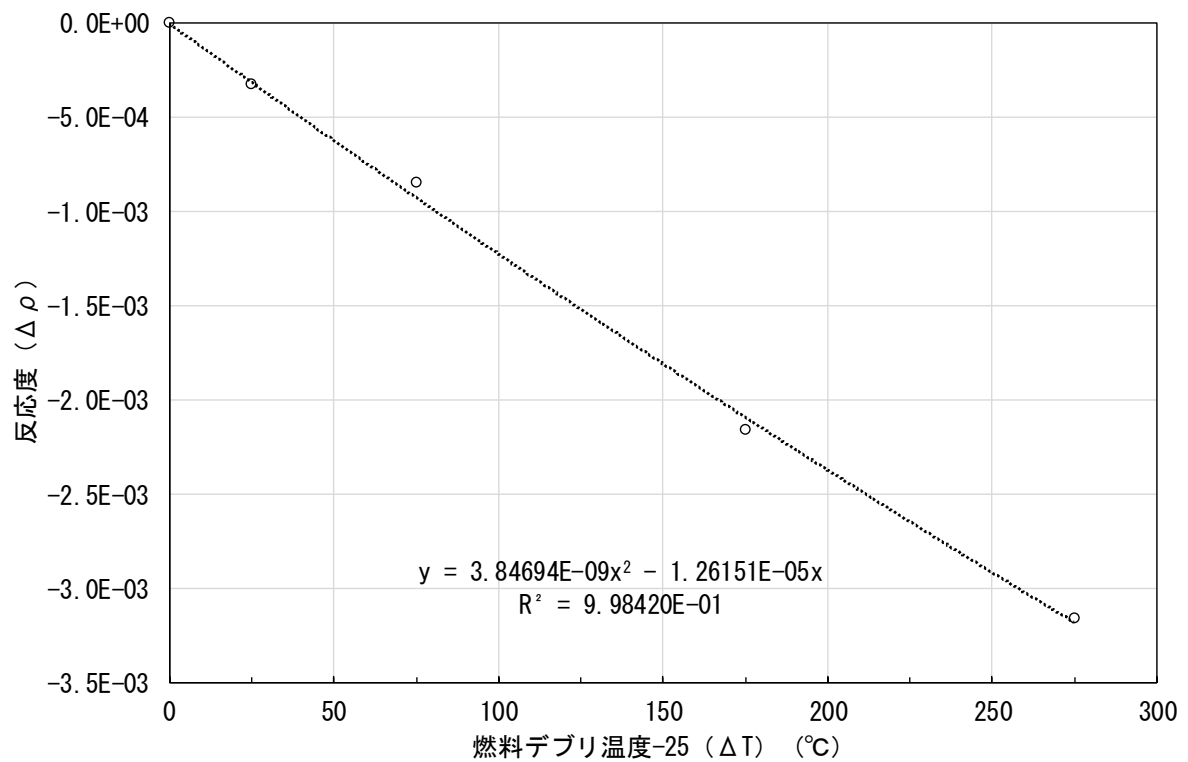


図 10.2-14 燃料条件 D1 の水温度 80°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-14 燃料条件 D1 の水温度 90°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	90	1.04082	0	0
50	90	1.04043	25	-3.65039E-04
100	90	1.03978	75	-9.59315E-04
200	90	1.03858	175	-2.07284E-03
300	90	1.03745	275	-3.12122E-03

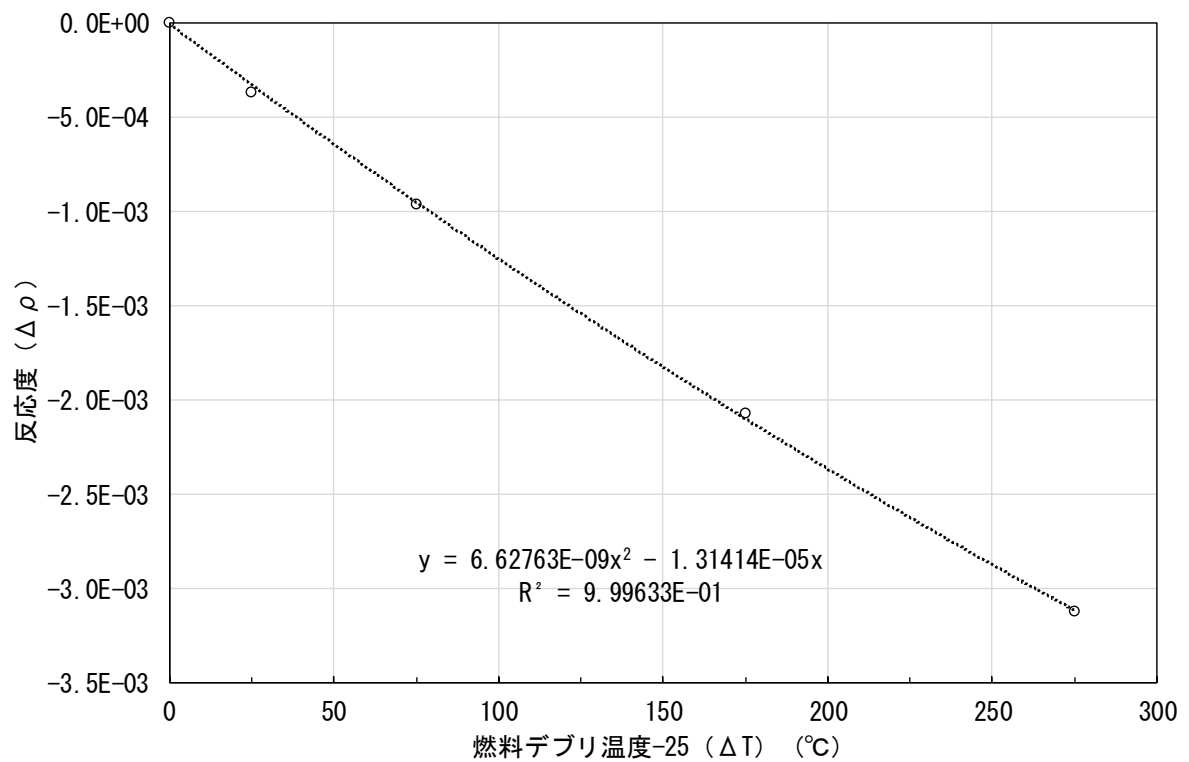


図 10.2-15 燃料条件 D1 の水温度 90°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-15 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.00095	0	0
25	40	1.00942	15	8.38537E-03
25	80	1.03432	55	3.22339E-02
25	90	1.04082	65	3.82732E-02

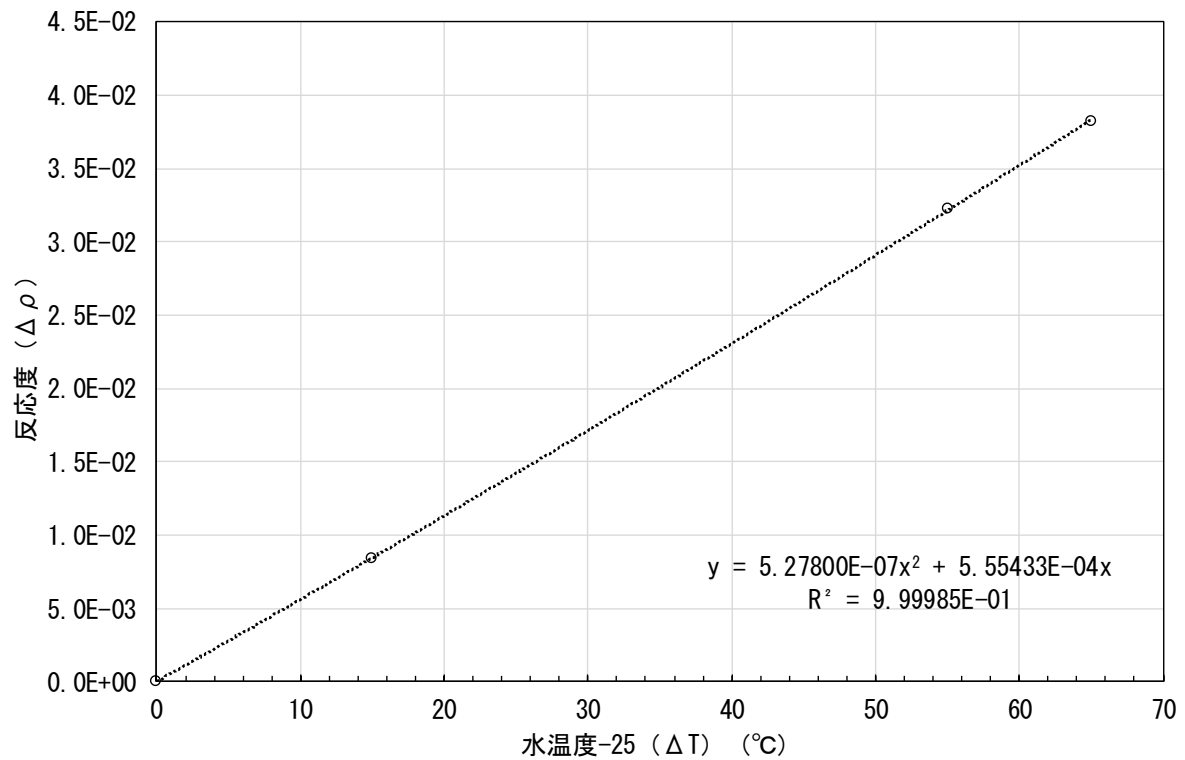


図 10.2-16 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-16 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
50	25	1.00045	0	0
50	40	1.00907	15	8.53546E-03
50	80	1.03397	55	3.24084E-02
50	90	1.04043	65	3.84076E-02

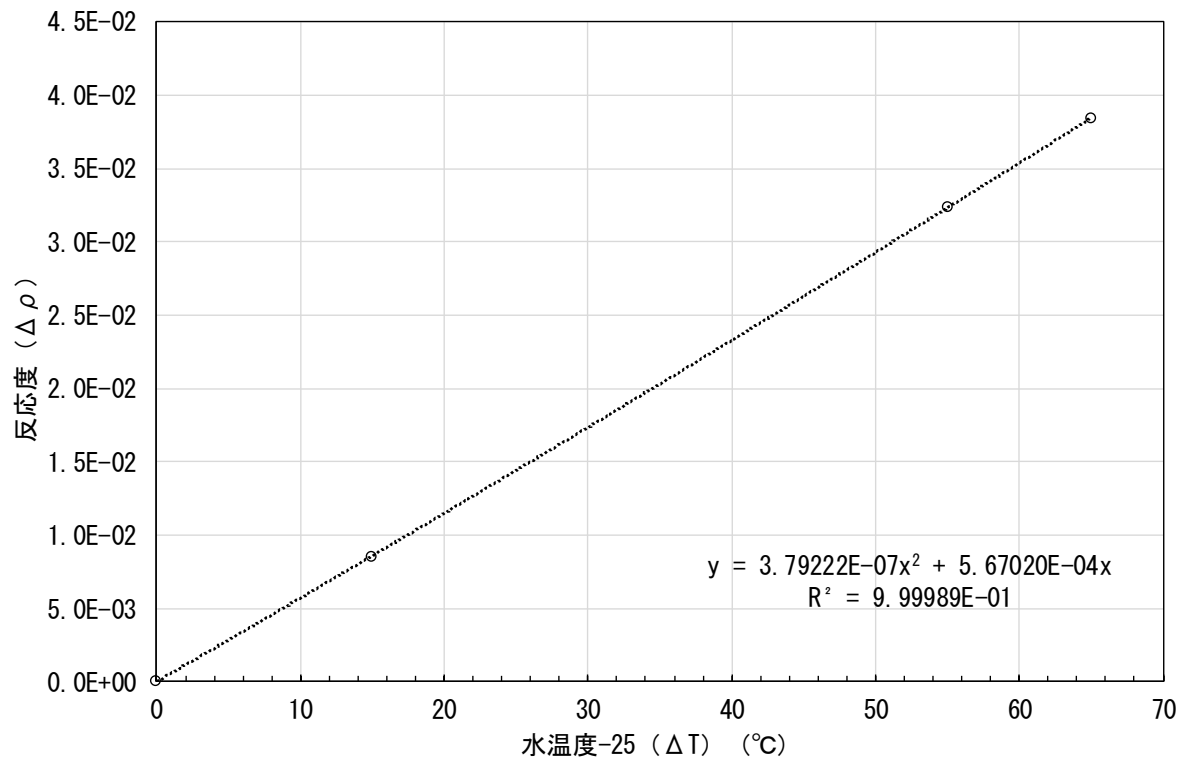


図 10.2-17 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-17 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 100℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
100	25	0.99972	0	0
100	40	1.00845	15	8.65423E-03
100	80	1.03342	55	3.26143E-02
100	90	1.03978	65	3.85387E-02

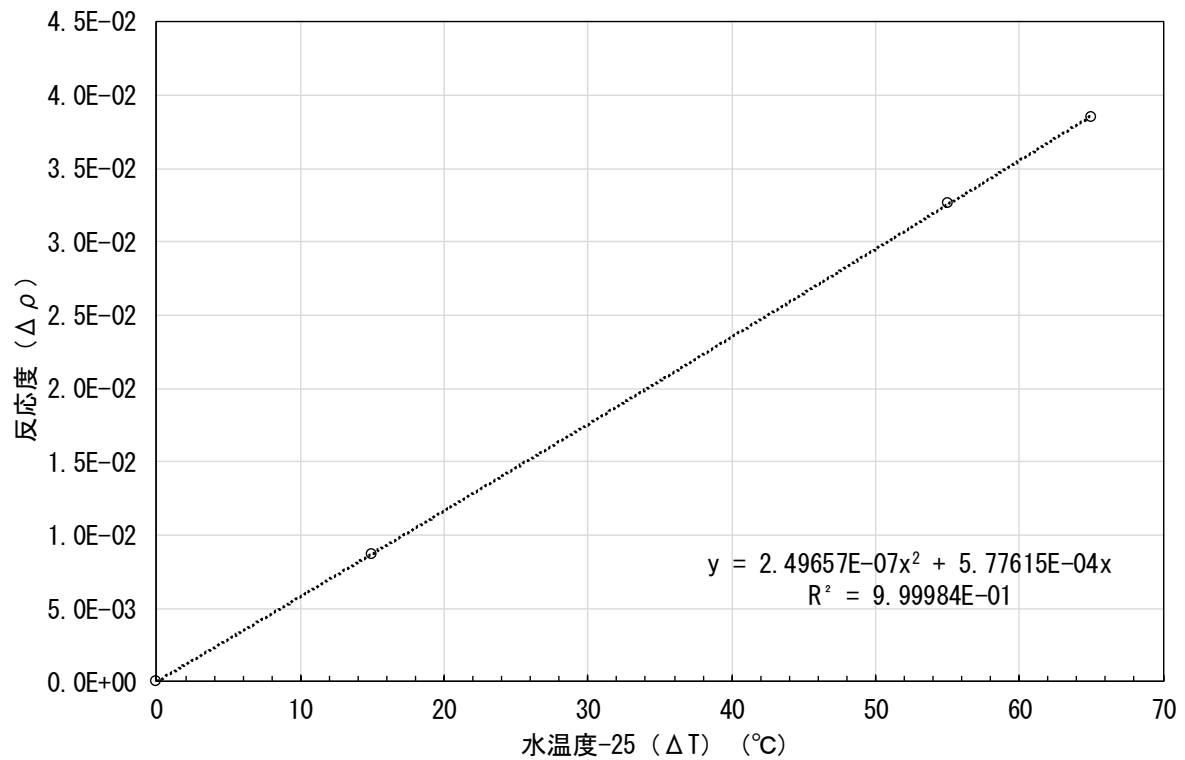


図 10.2-18 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 100℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-18 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 200℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
200	25	0.99859	0	0
200	40	1.00708	15	8.44283E-03
200	80	1.03202	55	3.24378E-02
200	90	1.03858	65	3.85585E-02

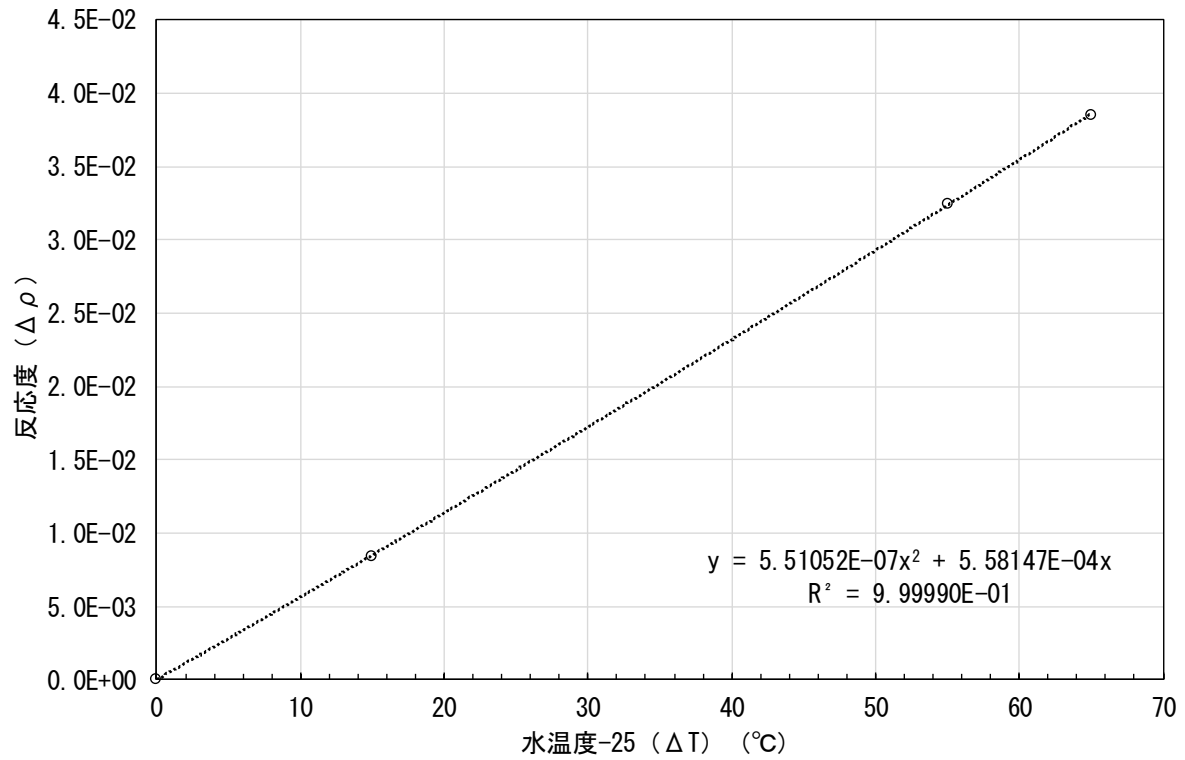


図 10.2-19 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 200℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-19 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 300℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
300	25	0.99734	0	0
300	40	1.00600	15	8.63361E-03
300	80	1.03095	55	3.26939E-02
300	90	1.03745	65	3.87700E-02

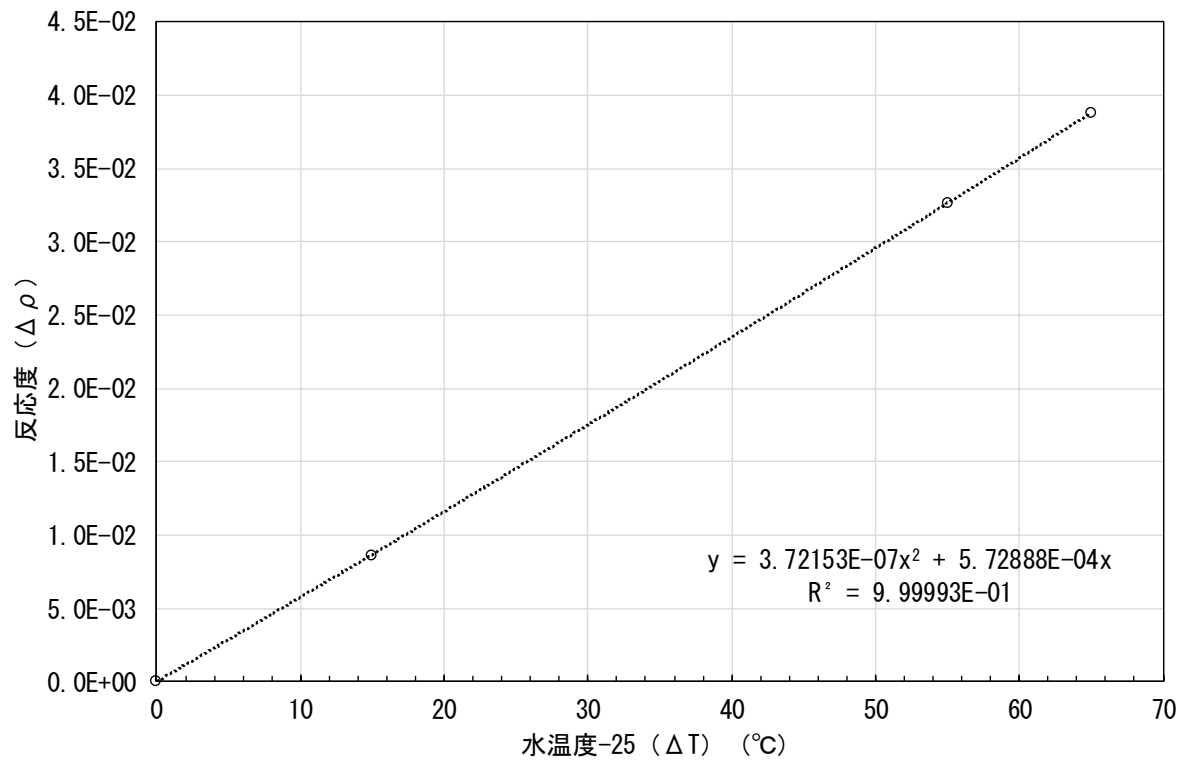


図 10.2-20 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 300℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-20 燃料条件 D2 の水温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.05657	0	0
50	25	1.05473	25	-1.65102E-03
100	25	1.05117	75	-4.86497E-03
200	25	1.04379	175	-1.15906E-02
300	25	1.03676	275	-1.80826E-02

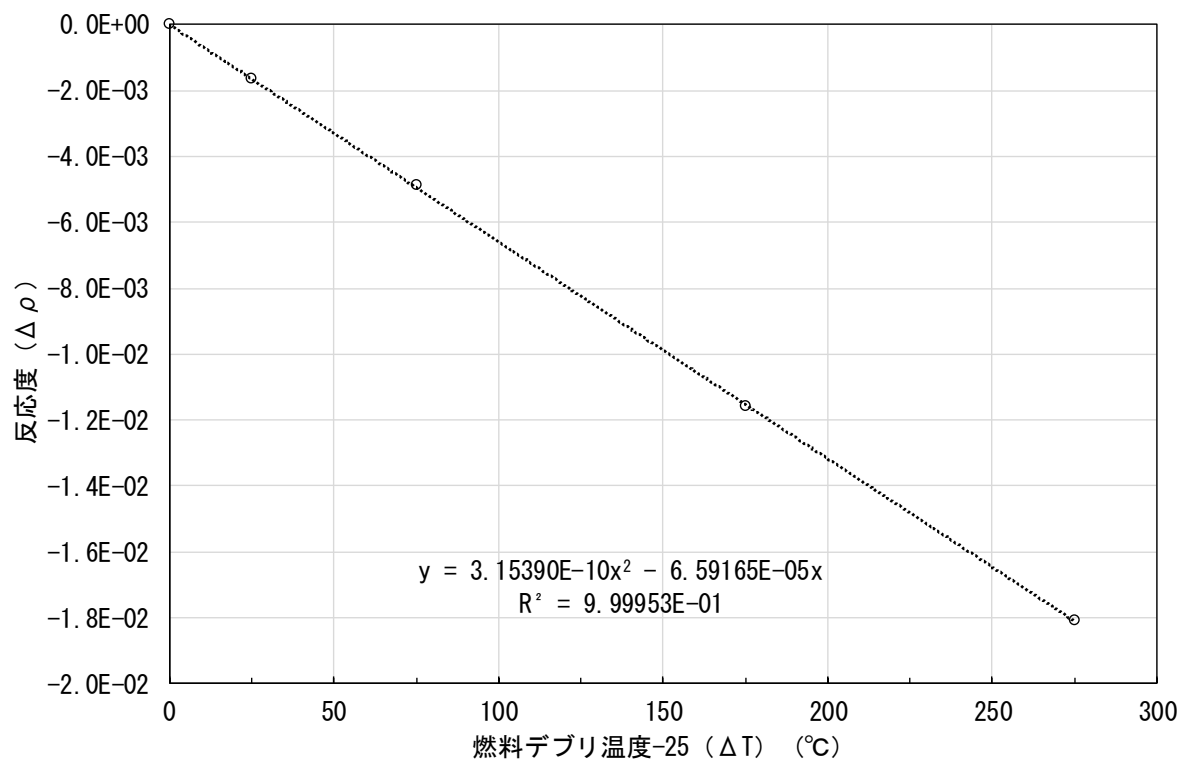


図 10.2-21 燃料条件 D2 の水温度 25°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-21 燃料条件 D2 の水温度 40°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	40	1.06167	0	0
50	40	1.05992	25	-1.55435E-03
100	40	1.05634	75	-4.75619E-03
200	40	1.04927	175	-1.11345E-02
300	40	1.04240	275	-1.74151E-02

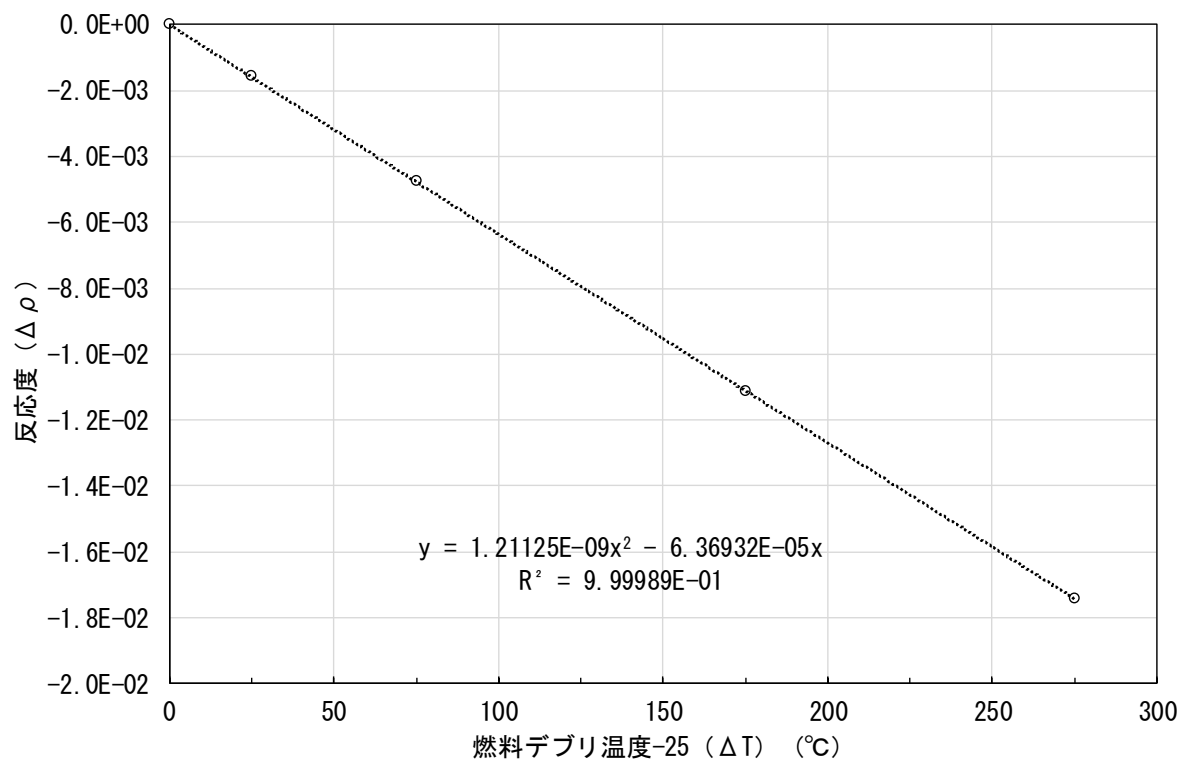


図 10.2-22 燃料条件 D2 の水温度 40°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-22 燃料条件 D2 の水温度 80°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	80	1.07736	0	0
50	80	1.07586	25	-1.29688E-03
100	80	1.07253	75	-4.18409E-03
200	80	1.06581	175	-1.00630E-02
300	80	1.05930	275	-1.58228E-02

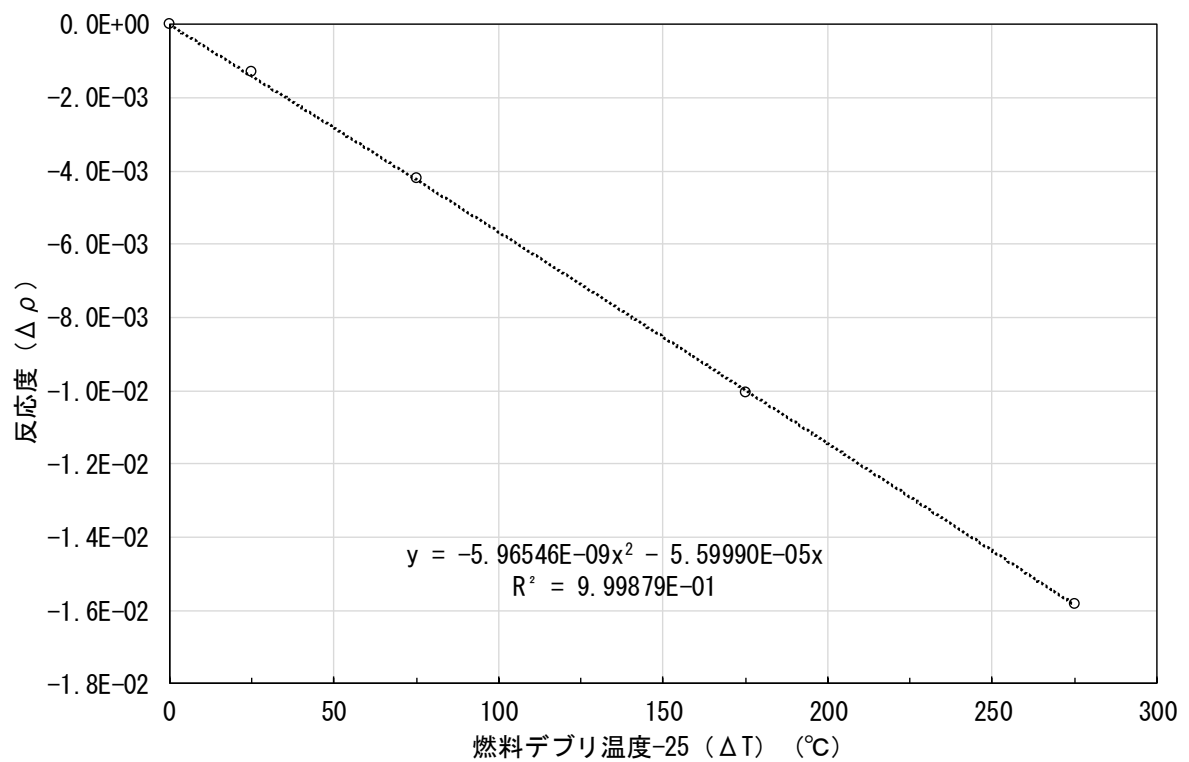


図 10.2-23 燃料条件 D2 の水温度 80°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-23 燃料条件 D2 の水温度 90°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	90	1.08169	0	0
50	90	1.08019	25	-1.28070E-03
100	90	1.07698	75	-4.03834E-03
200	90	1.07045	175	-9.70148E-03
300	90	1.06409	275	-1.52908E-02

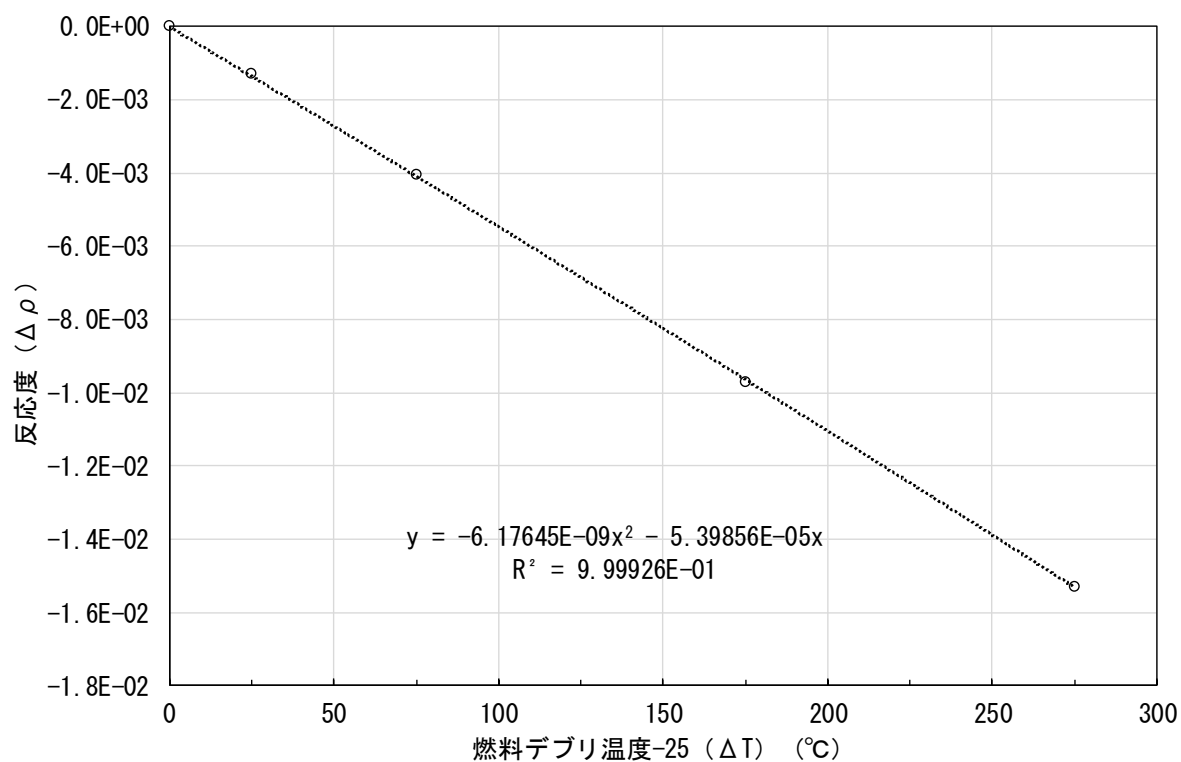


図 10.2-24 燃料条件 D2 の水温度 90°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-24 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.05657	0	0
25	40	1.06167	15	4.54761E-03
25	80	1.07736	55	1.82629E-02
25	90	1.08169	65	2.19755E-02

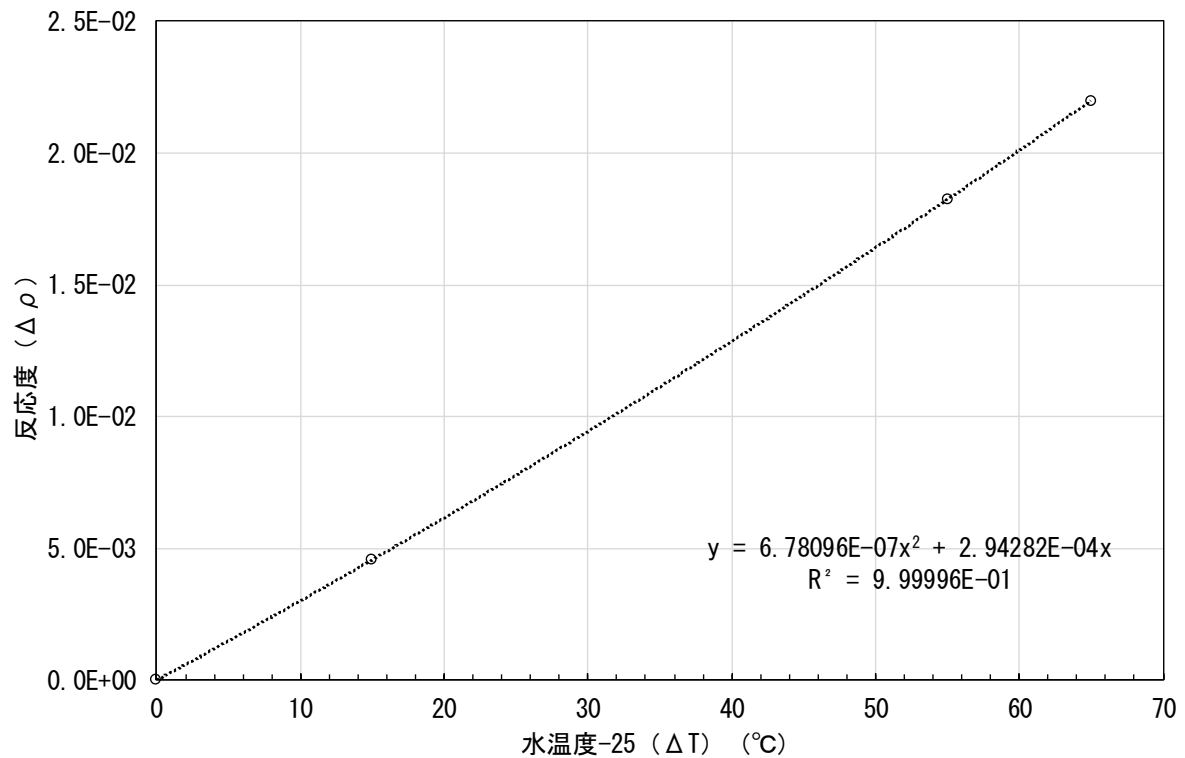


図 10.2-25 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-25 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
50	25	1.05473	0	0
50	40	1.05992	15	4.64428E-03
50	80	1.07586	55	1.86170E-02
50	90	1.08019	65	2.23459E-02

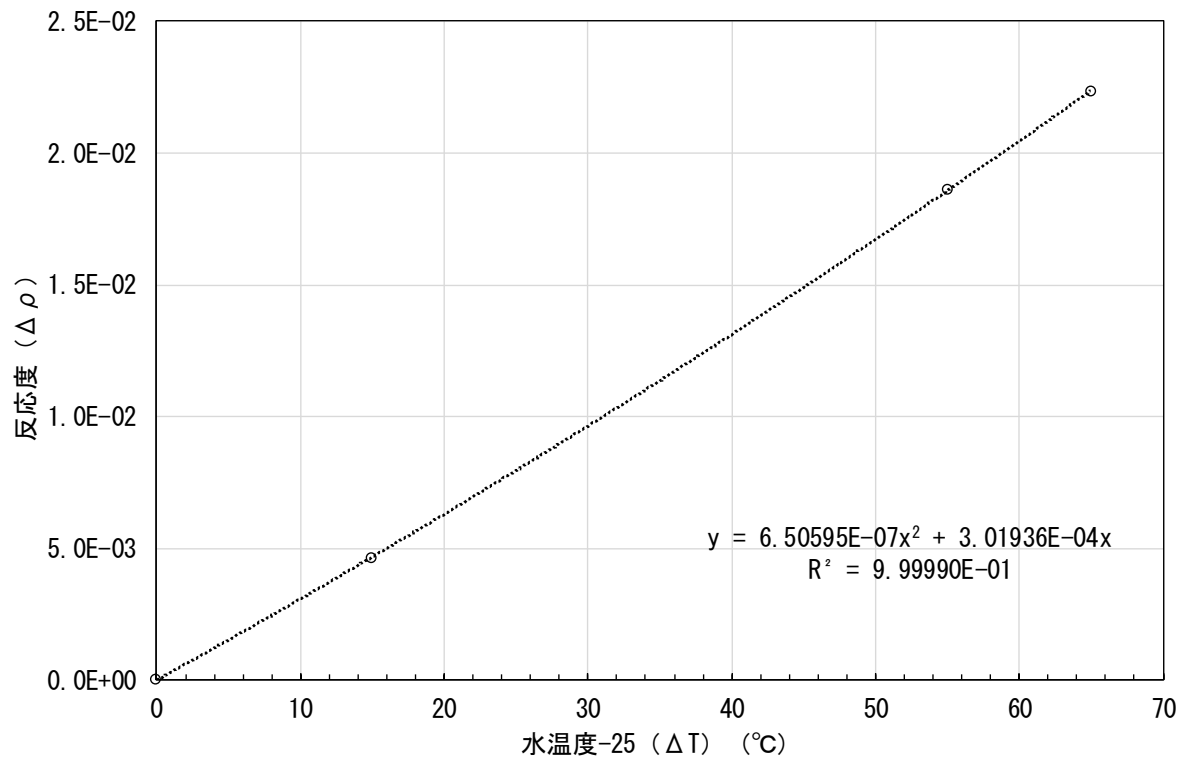


図 10.2-26 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-26 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 100℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
100	25	1.05117	0	0
100	40	1.05634	15	4.65638E-03
100	80	1.07253	55	1.89438E-02
100	90	1.07698	65	2.28022E-02

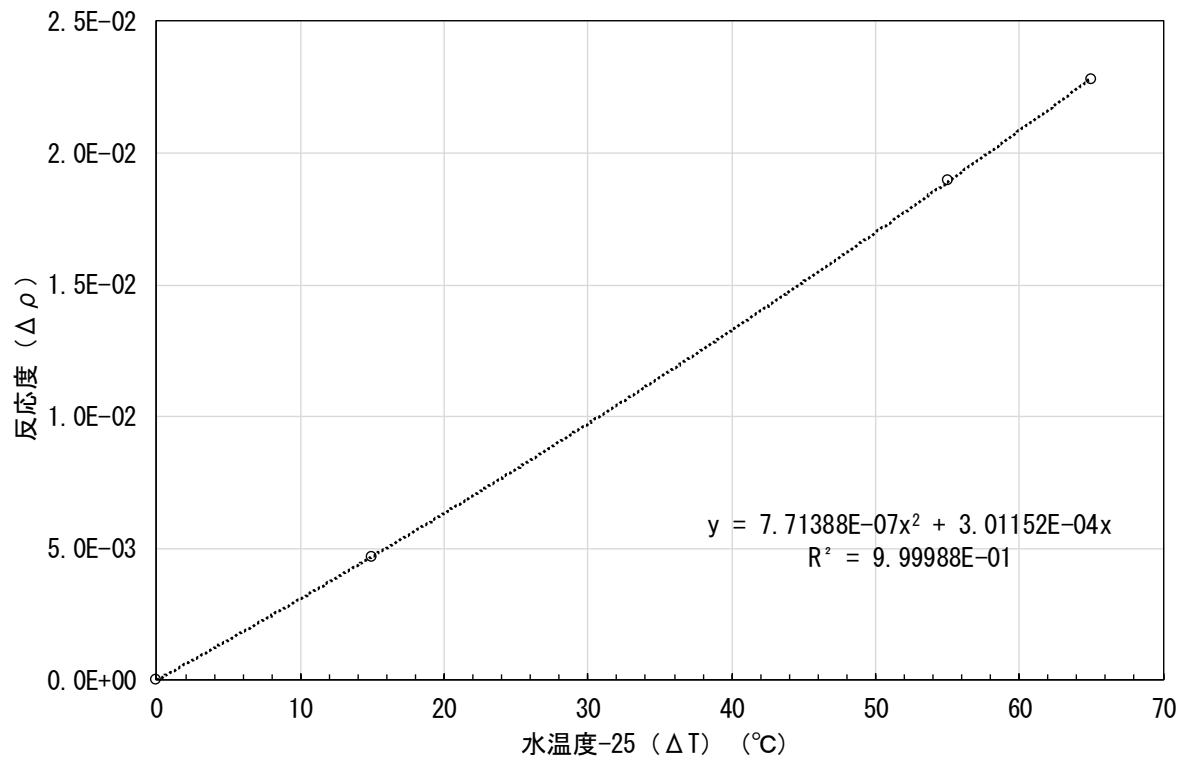


図 10.2-27 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 100℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-27 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 200°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
200	25	1.04379	0	0
200	40	1.04927	15	5.00367E-03
200	80	1.06581	55	1.97905E-02
200	90	1.07045	65	2.38646E-02

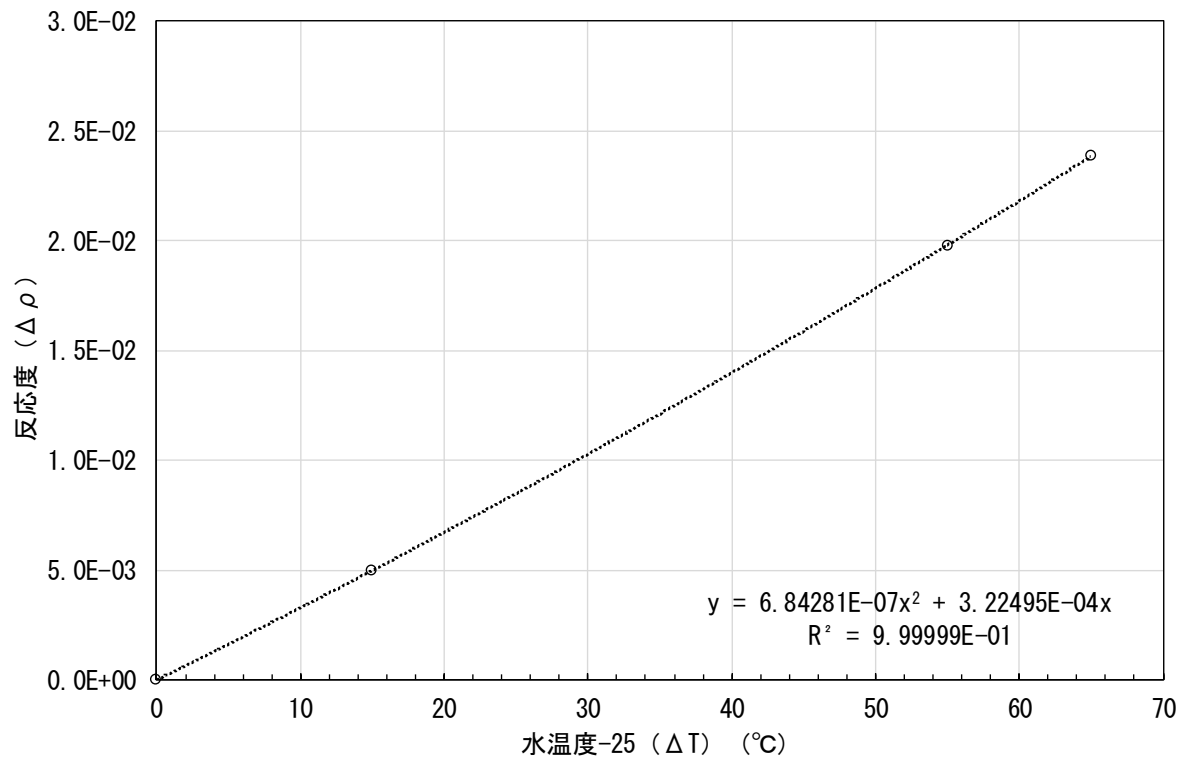


図 10.2-28 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 200°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-28 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 300°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
300	25	1.03676	0	0
300	40	1.04240	15	5.21513E-03
300	80	1.05930	55	2.05227E-02
300	90	1.06409	65	2.47673E-02

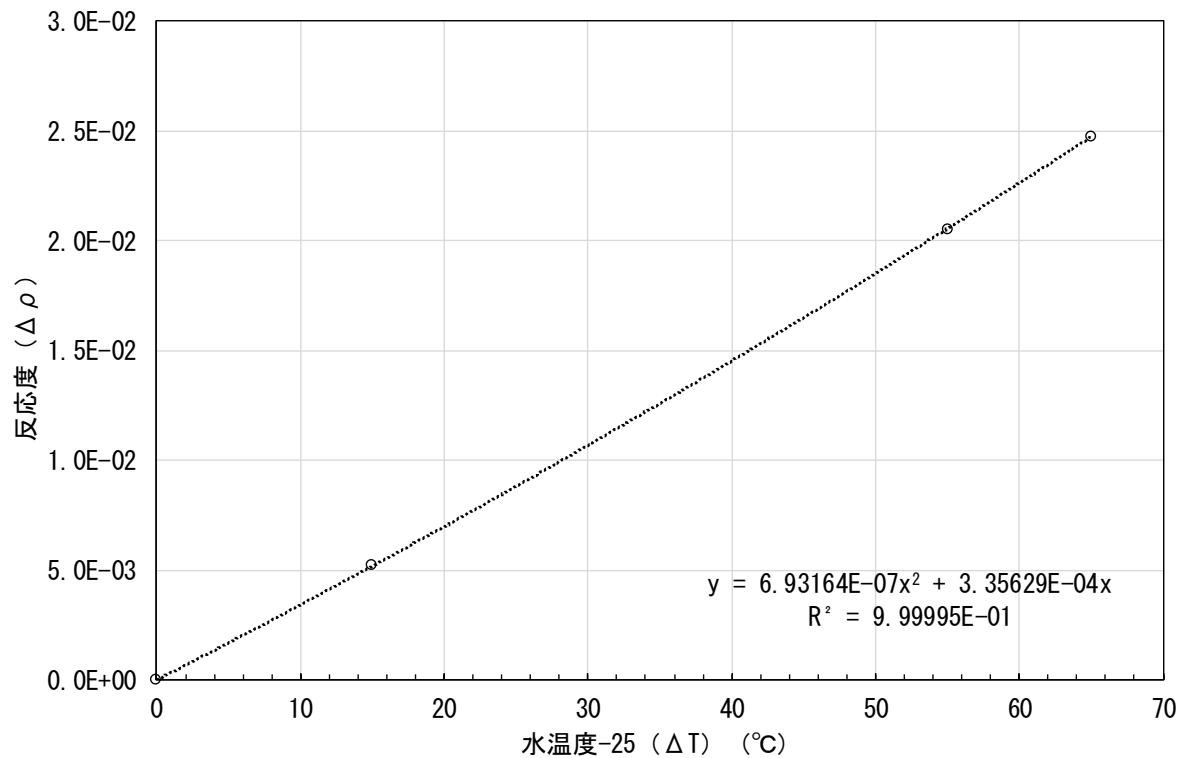


図 10.2-29 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 300°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-29 燃料条件 D3 の水温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.03853	0	0
50	25	1.03589	25	-2.44877E-03
100	25	1.03095	75	-7.08195E-03
200	25	1.02108	175	-1.64549E-02
300	25	1.01150	275	-2.57335E-02

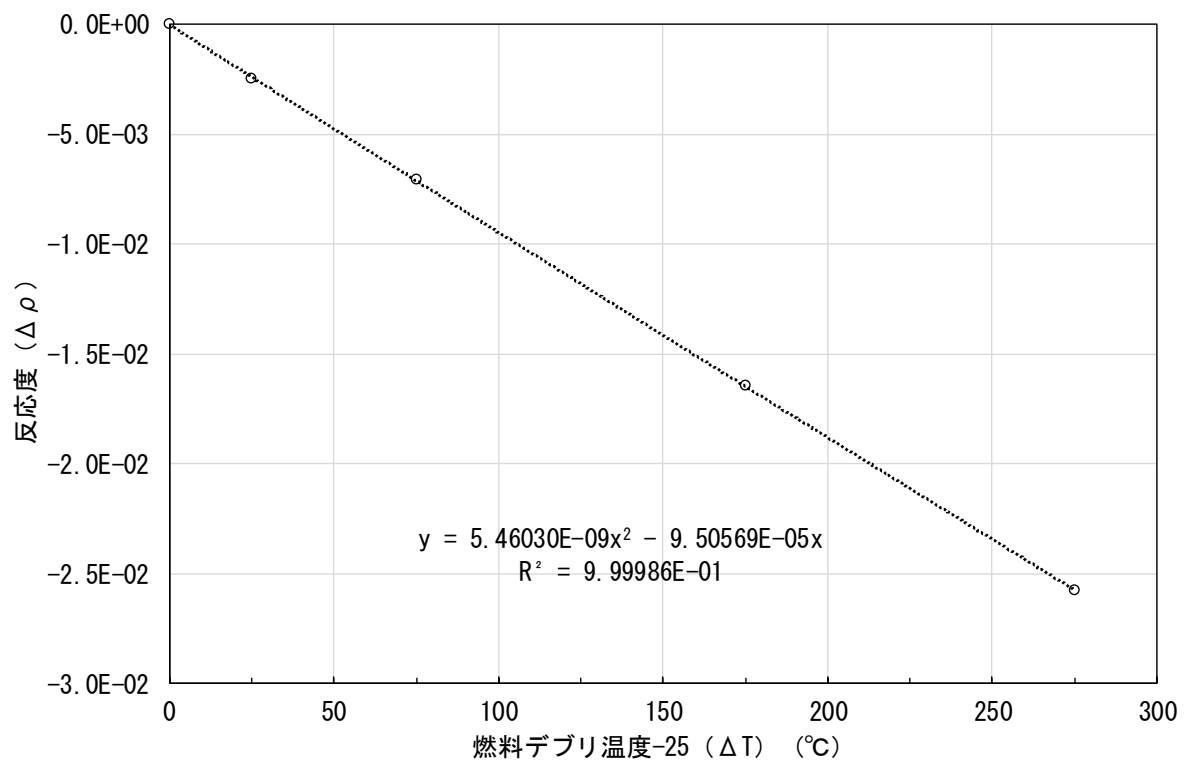


図 10.2-30 燃料条件 D3 の水温度 25°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-30 燃料条件 D3 の水温度 40°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	40	1.04183	0	0
50	40	1.03941	25	-2.23735E-03
100	40	1.03450	75	-6.80525E-03
200	40	1.02484	175	-1.59110E-02
300	40	1.01560	275	-2.47877E-02

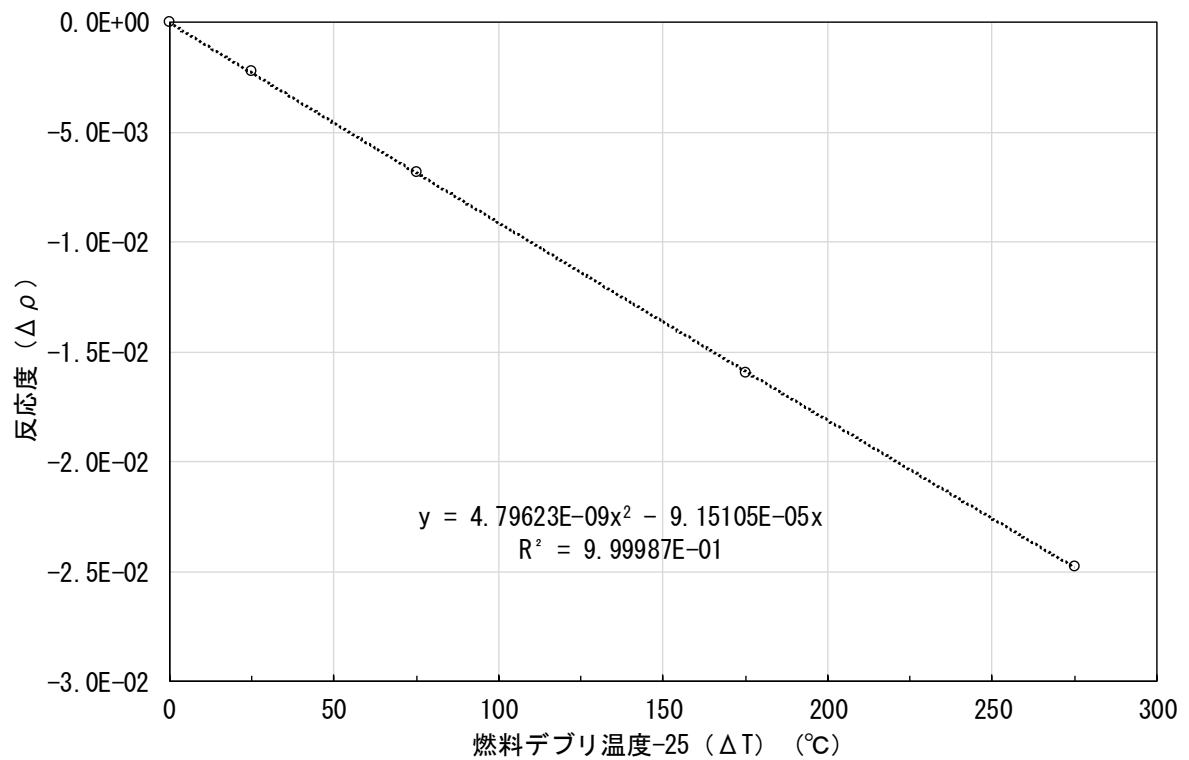


図 10.2-31 燃料条件 D3 の水温度 40°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-31 燃料条件 D3 の水温度 80°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	80	1.05325	0	0
50	80	1.05093	25	-2.09153E-03
100	80	1.04630	75	-6.30345E-03
200	80	1.03709	175	-1.47934E-02
300	80	1.02860	275	-2.27511E-02

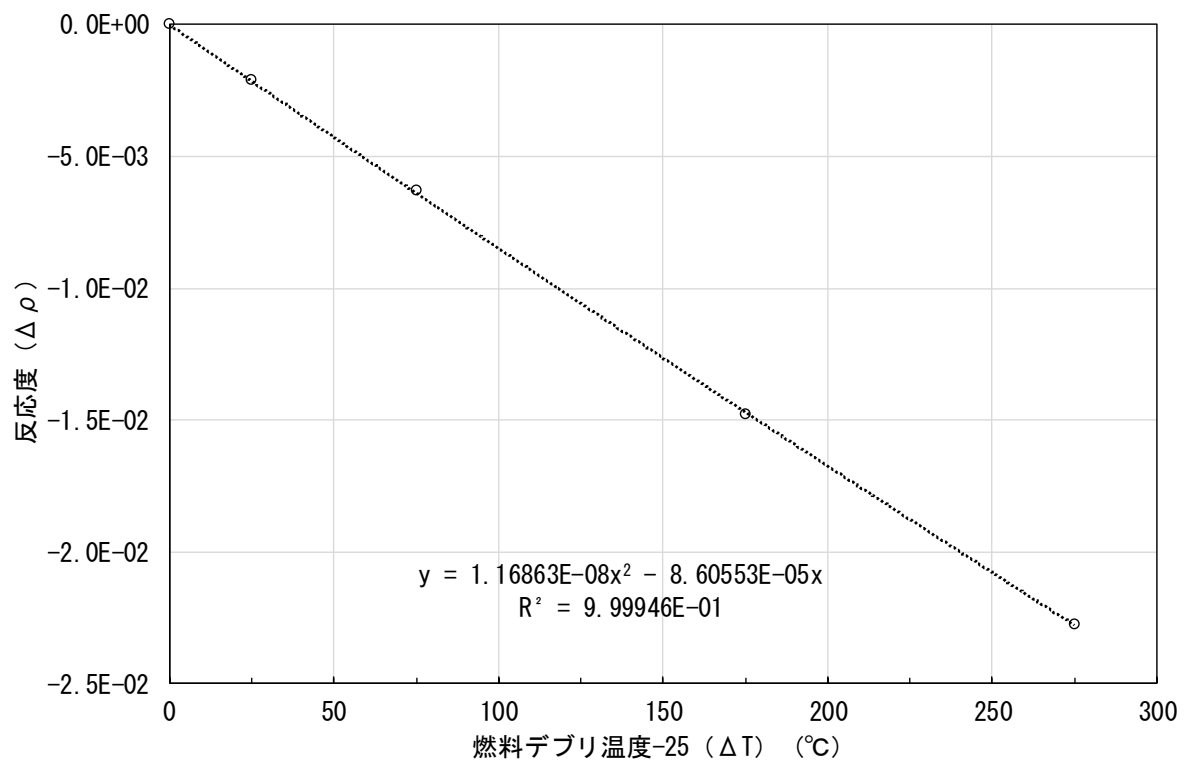


図 10.2-32 燃料条件 D3 の水温度 80°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-32 燃料条件 D3 の水温度 90℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	90	1.05625	0	0
50	90	1.05405	25	-1.97846E-03
100	90	1.04954	75	-6.05287E-03
200	90	1.04075	175	-1.40995E-02
300	90	1.03219	275	-2.20722E-02

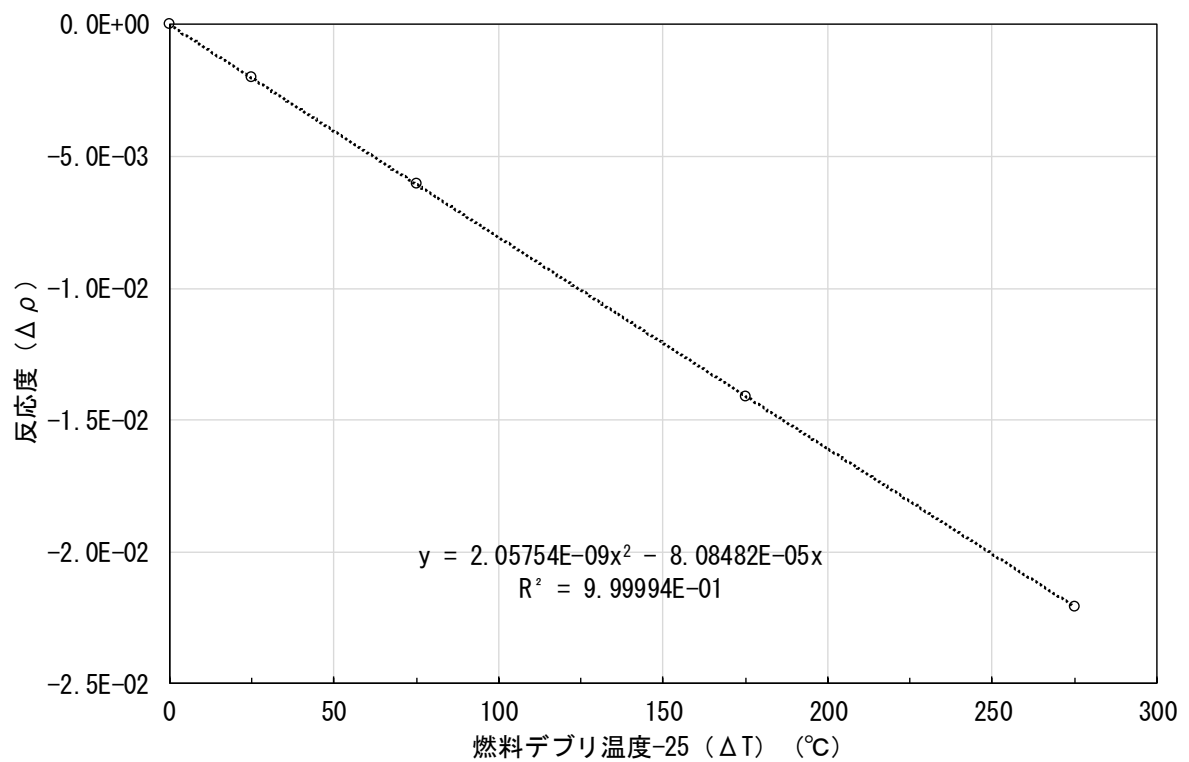


図 10.2-33 燃料条件 D3 の水温度 90℃における反応度温度係数フィッティング

表 10.2-33 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.03853	0	0
25	40	1.04183	15	3.05295E-03
25	80	1.05325	55	1.34573E-02
25	90	1.05625	65	1.61581E-02

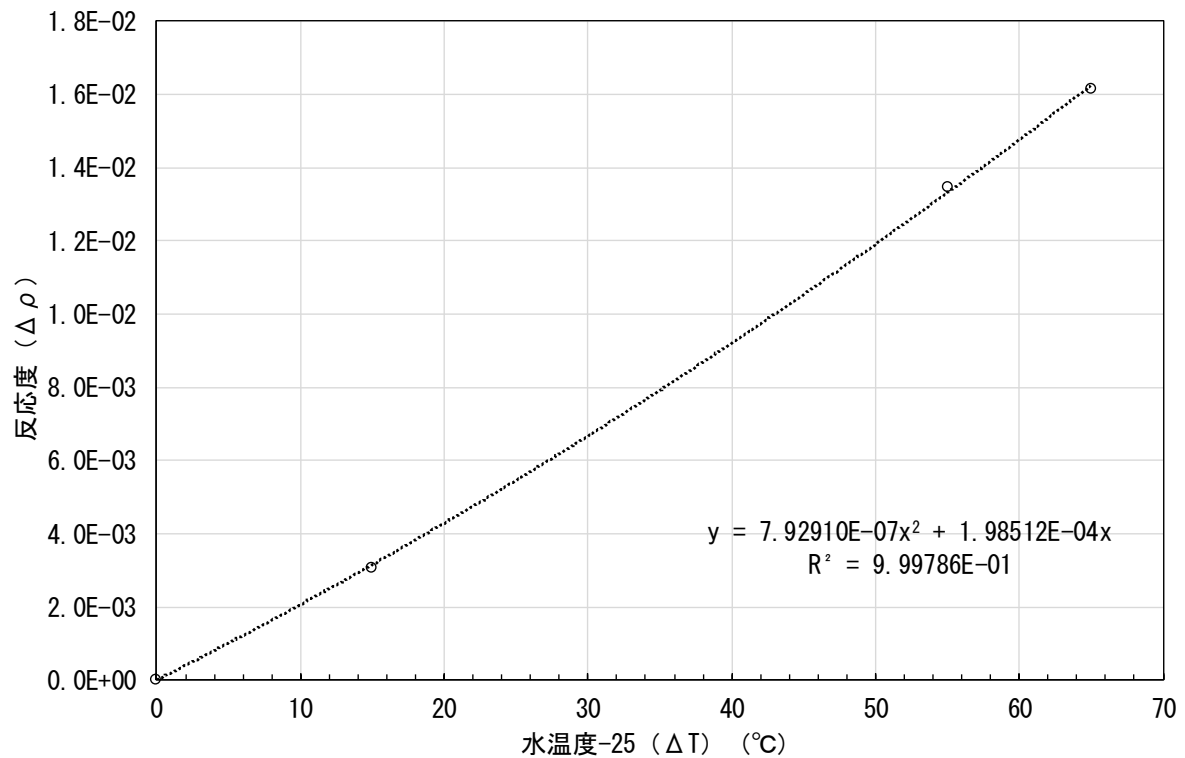


図 10.2-34 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-34 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 50℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
50	25	1.03589	0	0
50	40	1.03941	15	3.26437E-03
50	80	1.05093	55	1.38146E-02
50	90	1.05405	65	1.66284E-02

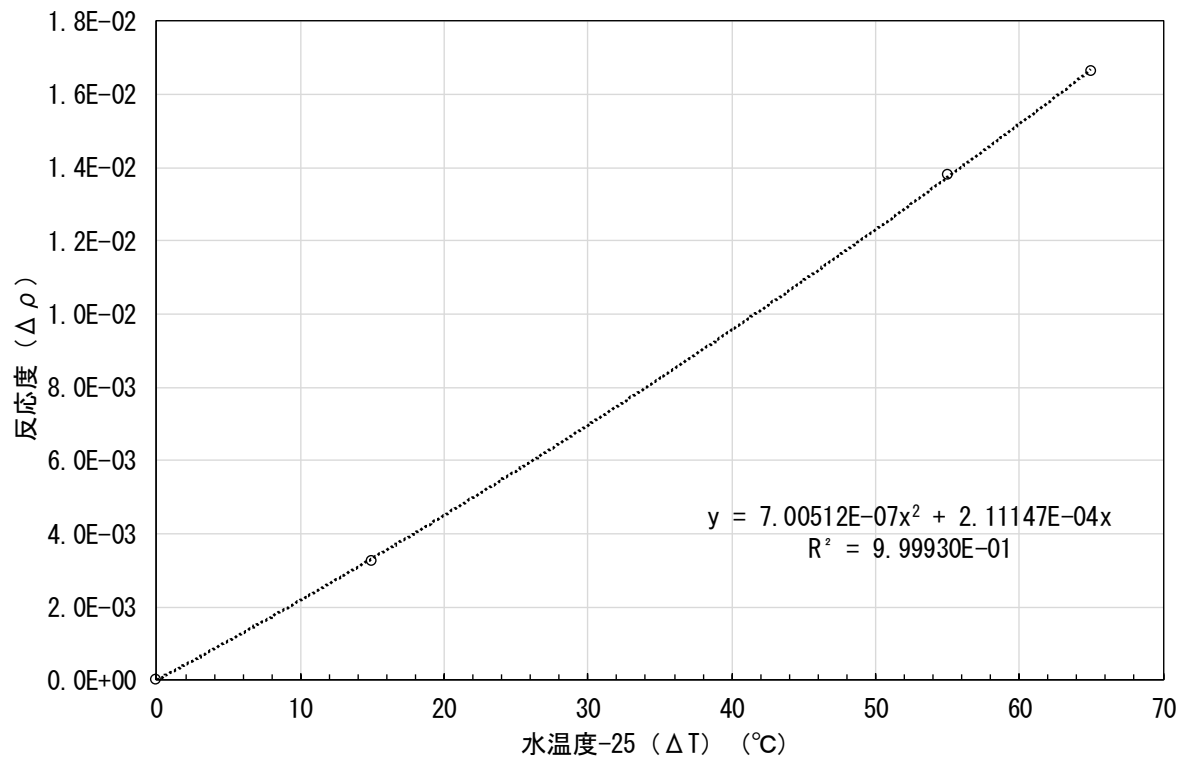


図 10.2-35 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 50℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-35 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 100°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
100	25	1.03095	0	0
100	40	1.03450	15	3.32964E-03
100	80	1.04630	55	1.42358E-02
100	90	1.04954	65	1.71872E-02

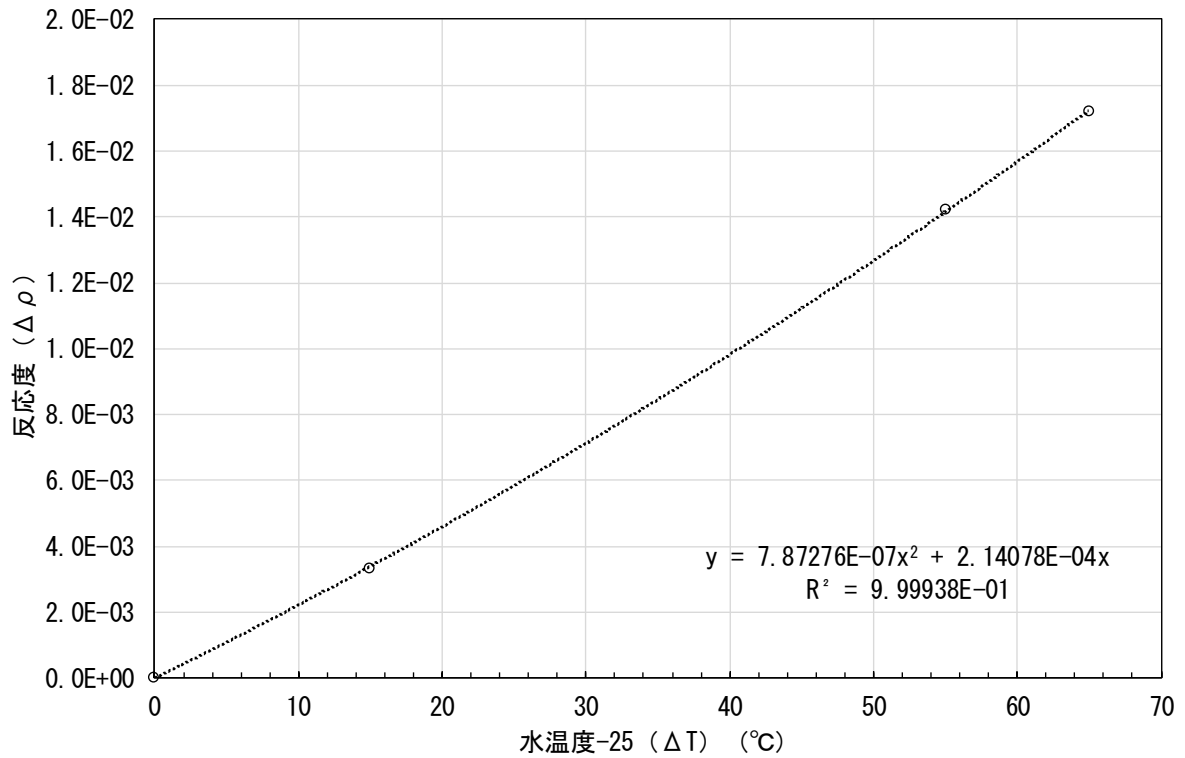


図 10.2-36 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 100°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-36 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 200°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
200	25	1.02108	0	0
200	40	1.02484	15	3.59684E-03
200	80	1.03709	55	1.51188E-02
200	90	1.04075	65	1.85135E-02

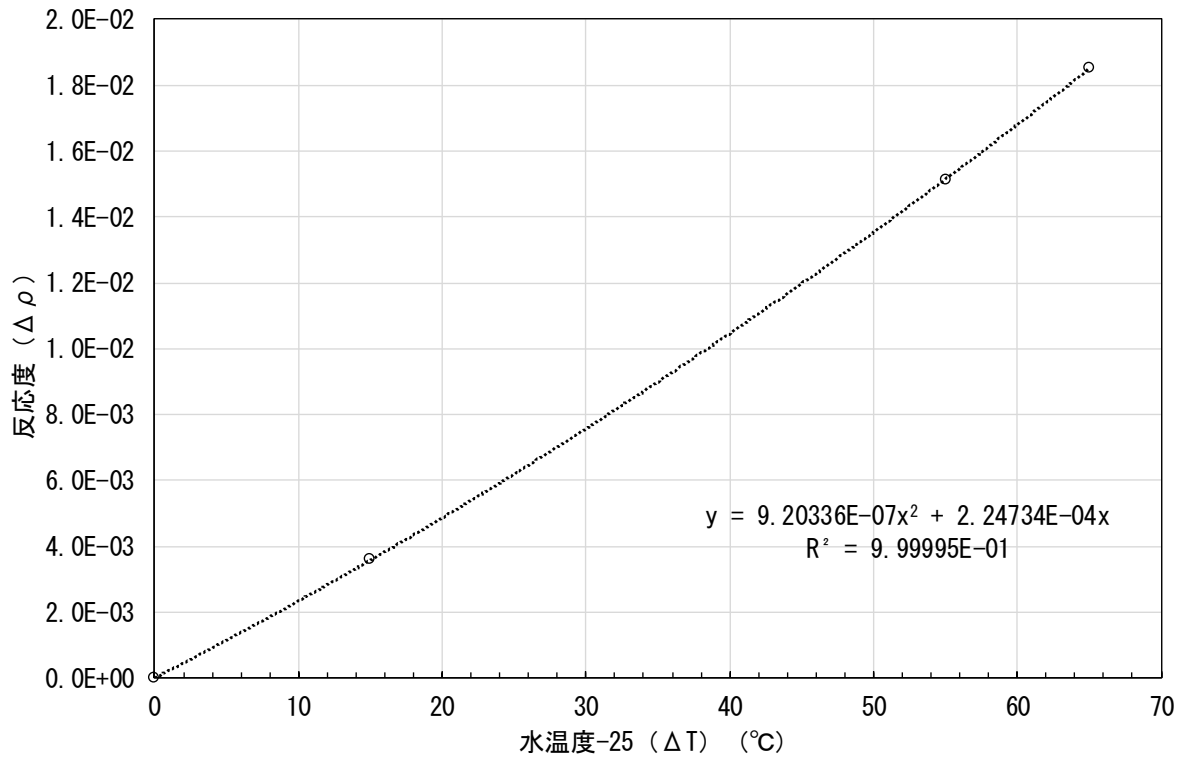


図 10.2-37 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 200°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-37 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 300°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
300	25	1.01150	0	0
300	40	1.01560	15	3.99872E-03
300	80	1.02860	55	1.64397E-02
300	90	1.03219	65	1.98194E-02

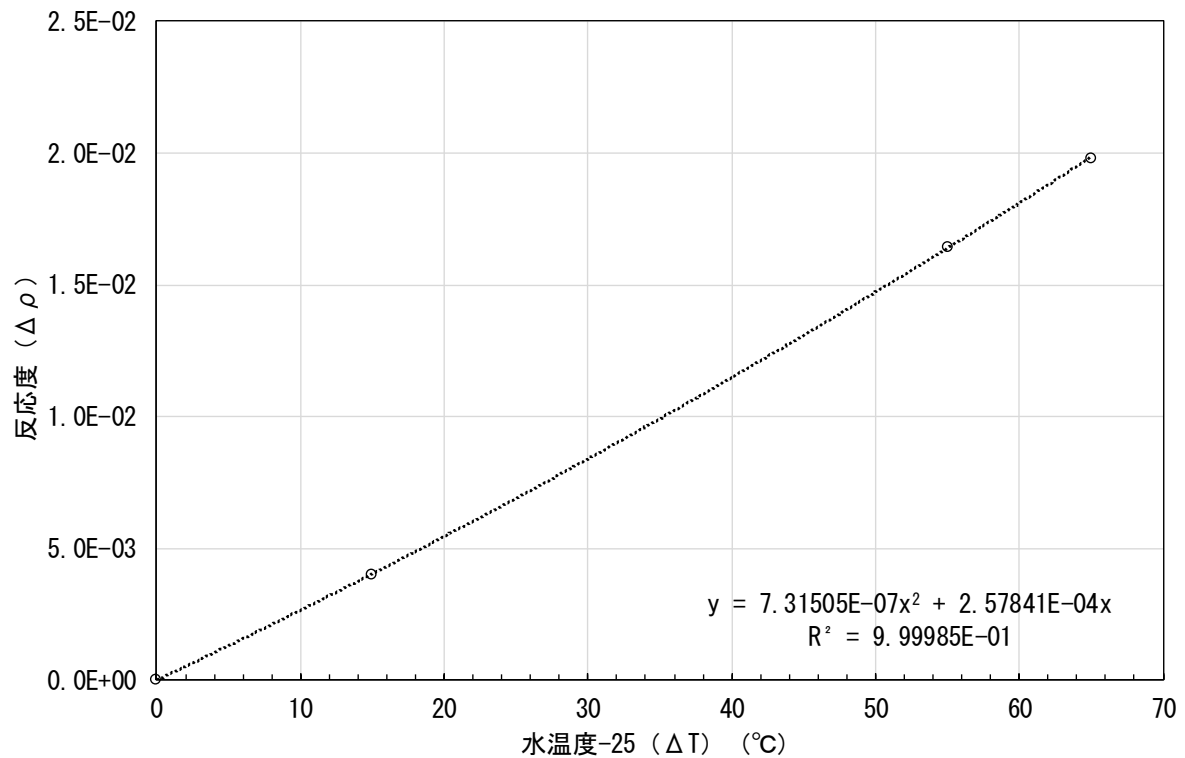


図 10.2-38 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 300°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-38 燃料条件 D4 の水温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.04846	0	0
50	25	1.04573	25	-2.48977E-03
100	25	1.04071	75	-7.10033E-03
200	25	1.03090	175	-1.62502E-02
300	25	1.02172	275	-2.49601E-02

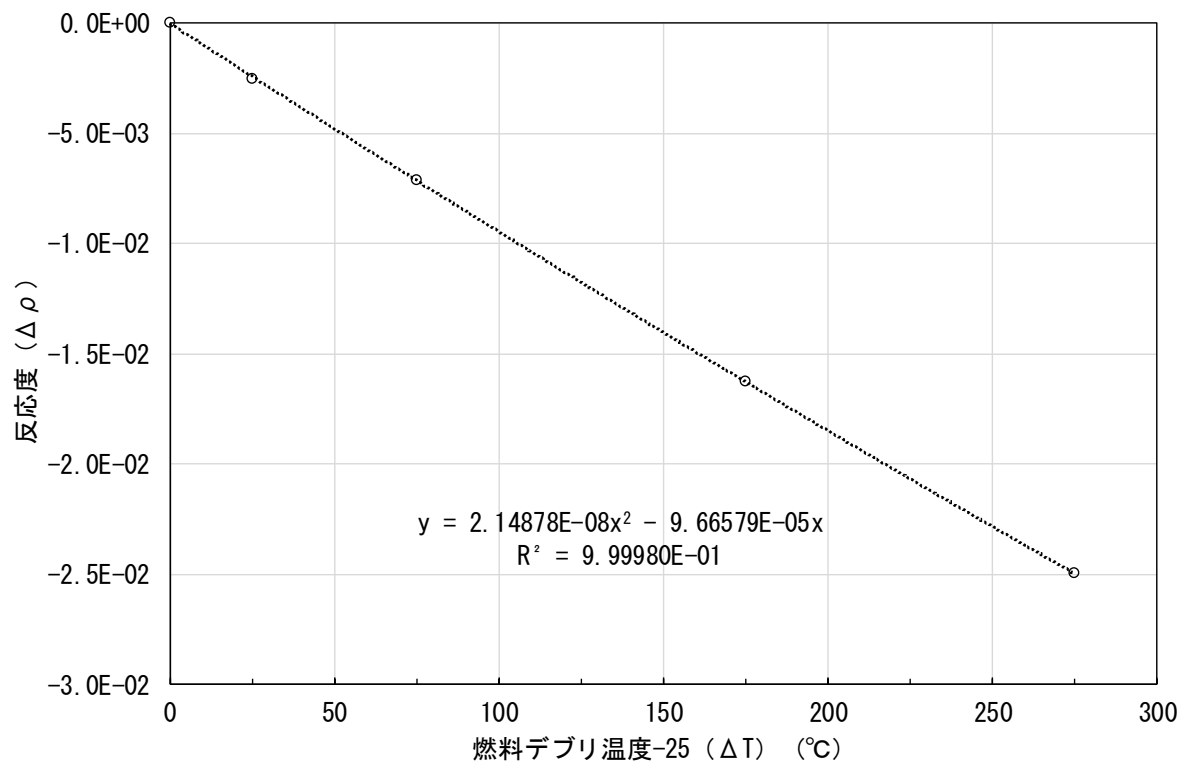


図 10.2-39 燃料条件 D4 の水温度 25°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-39 燃料条件 D4 の水温度 40°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	40	1.05013	0	0
50	40	1.04759	25	-2.31060E-03
100	40	1.04269	75	-6.79790E-03
200	40	1.03318	175	-1.56183E-02
300	40	1.02422	275	-2.40875E-02

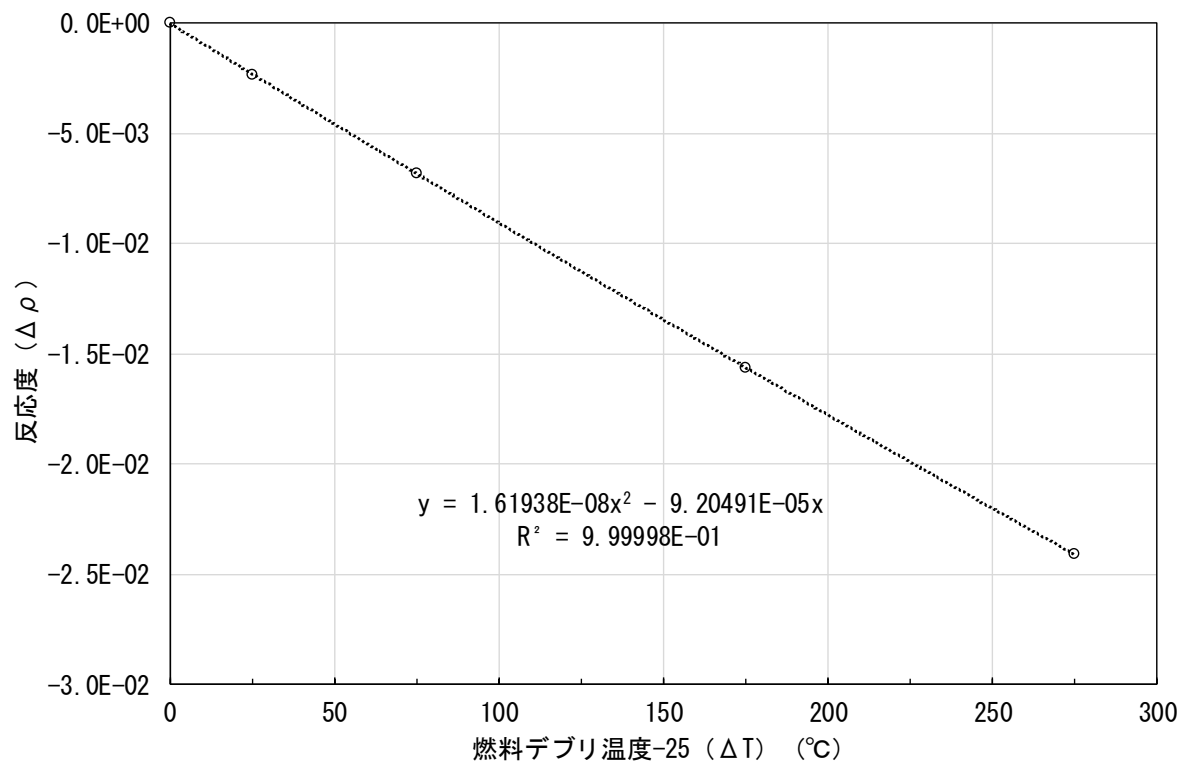


図 10.2-40 燃料条件 D4 の水温度 40°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-40 燃料条件 D4 の水温度 80°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	80	1.05726	0	0
50	80	1.05472	25	-2.27107E-03
100	80	1.05007	75	-6.46956E-03
200	80	1.04099	175	-1.47768E-02
300	80	1.03241	275	-2.27646E-02

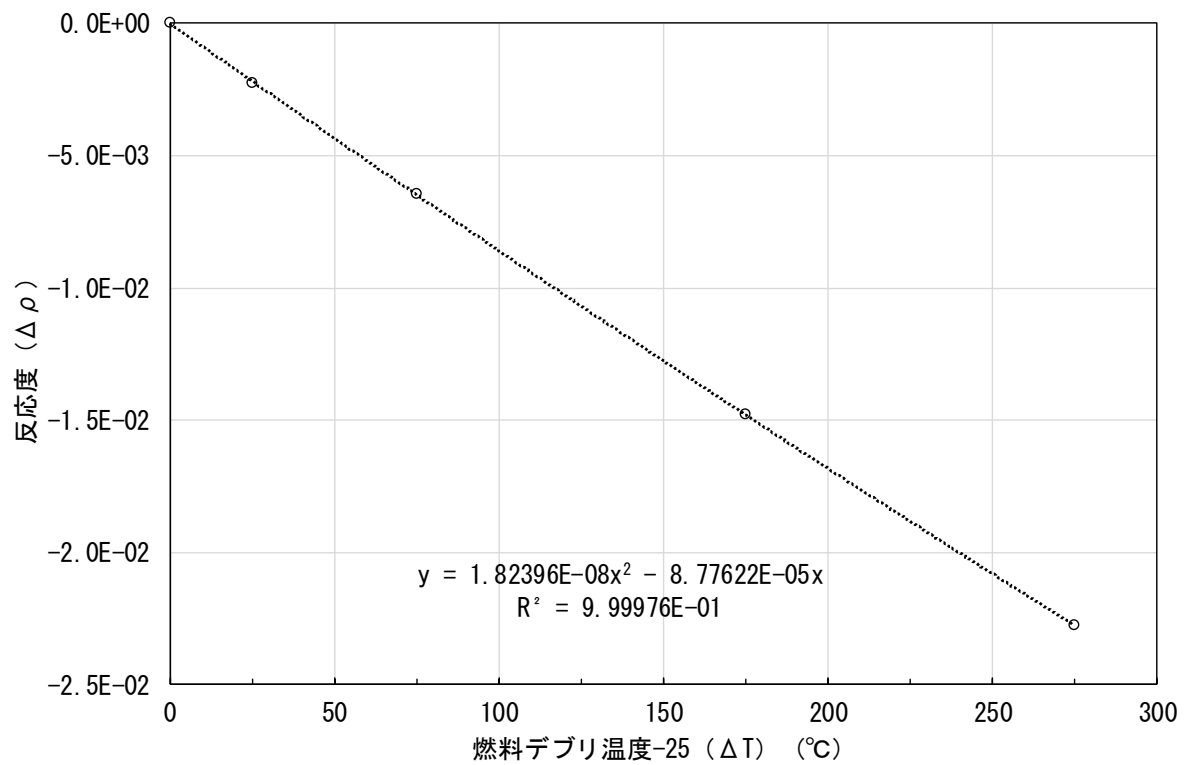


図 10.2-41 燃料条件 D4 の水温度 80°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-41 燃料条件 D4 の水温度 90°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	90	1.05935	0	0
50	90	1.05699	25	-2.10668E-03
100	90	1.05248	75	-6.15805E-03
200	90	1.04333	175	-1.44904E-02
300	90	1.03492	275	-2.22839E-02

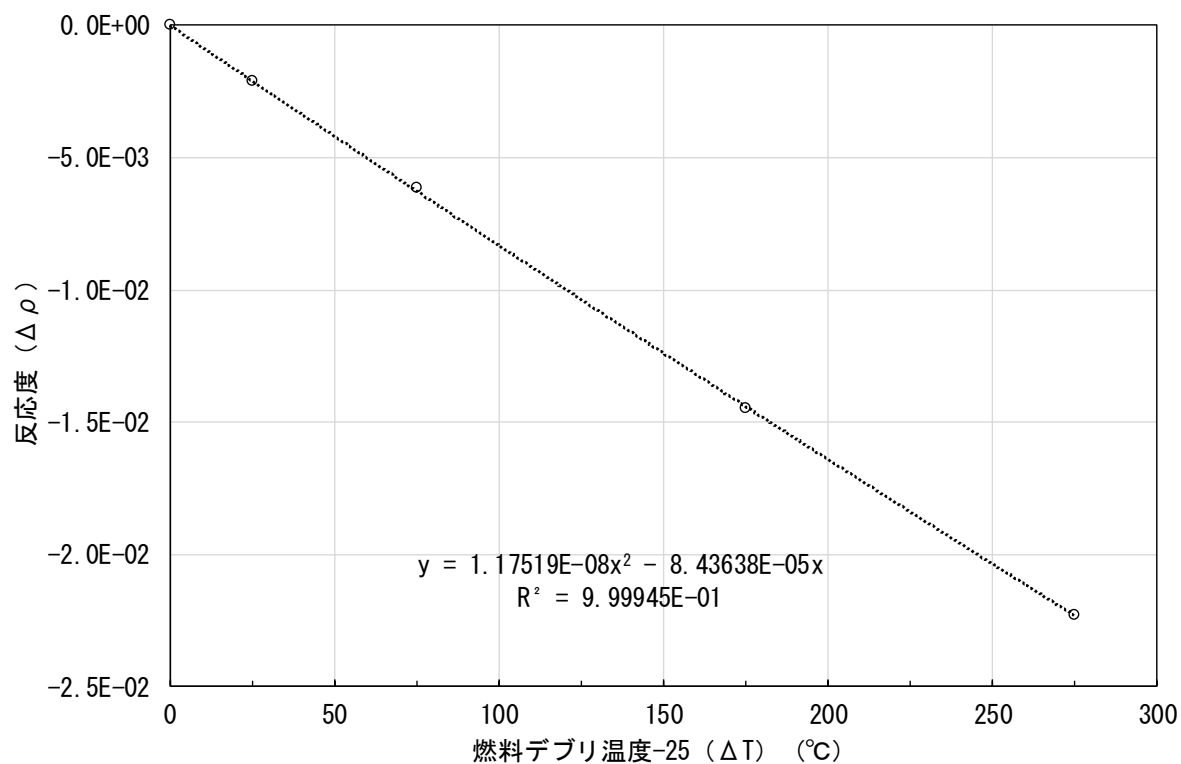


図 10.2-42 燃料条件 D4 の水温度 90°Cにおける反応度温度係数フィッティング

表 10.2-42 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
25	25	1.04846	0	0
25	40	1.05013	15	1.51614E-03
25	80	1.05726	55	7.93565E-03
25	90	1.05935	65	9.80385E-03

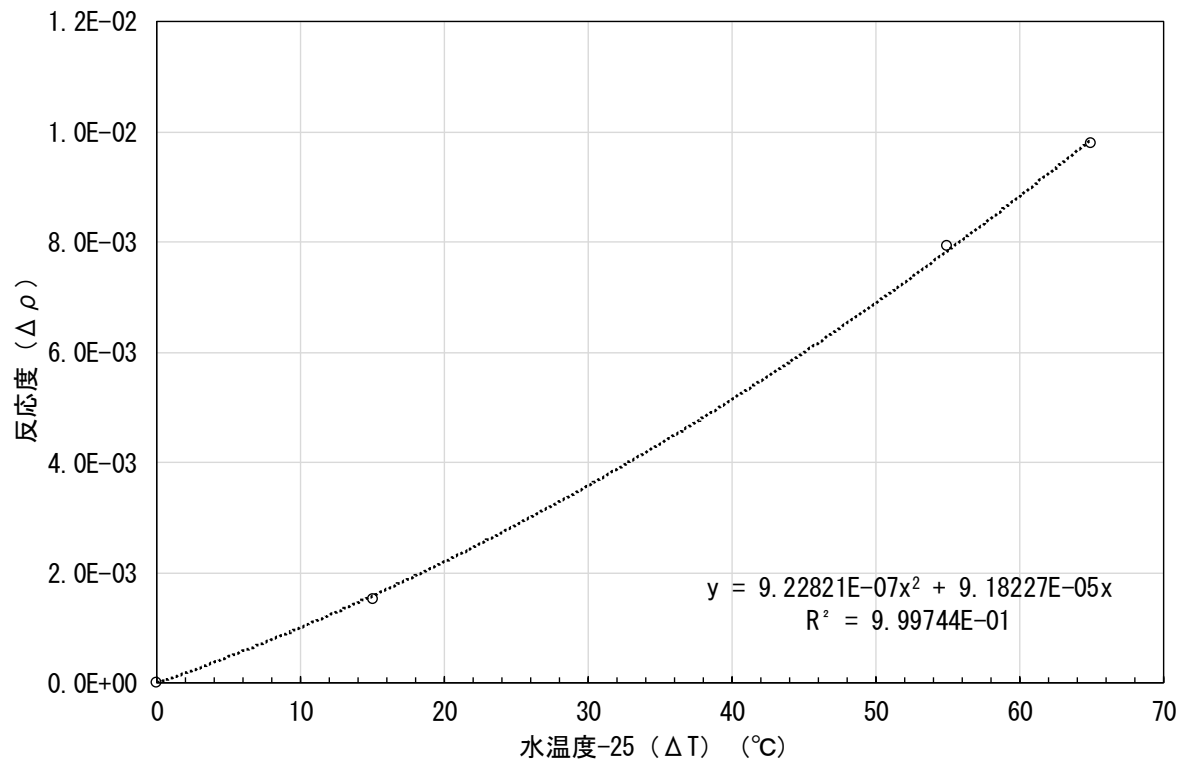


図 10.2-43 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 25°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-43 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
50	25	1.04573	0	0
50	40	1.04759	15	1.69531E-03
50	80	1.05472	55	8.15435E-03
50	90	1.05699	65	1.01869E-02

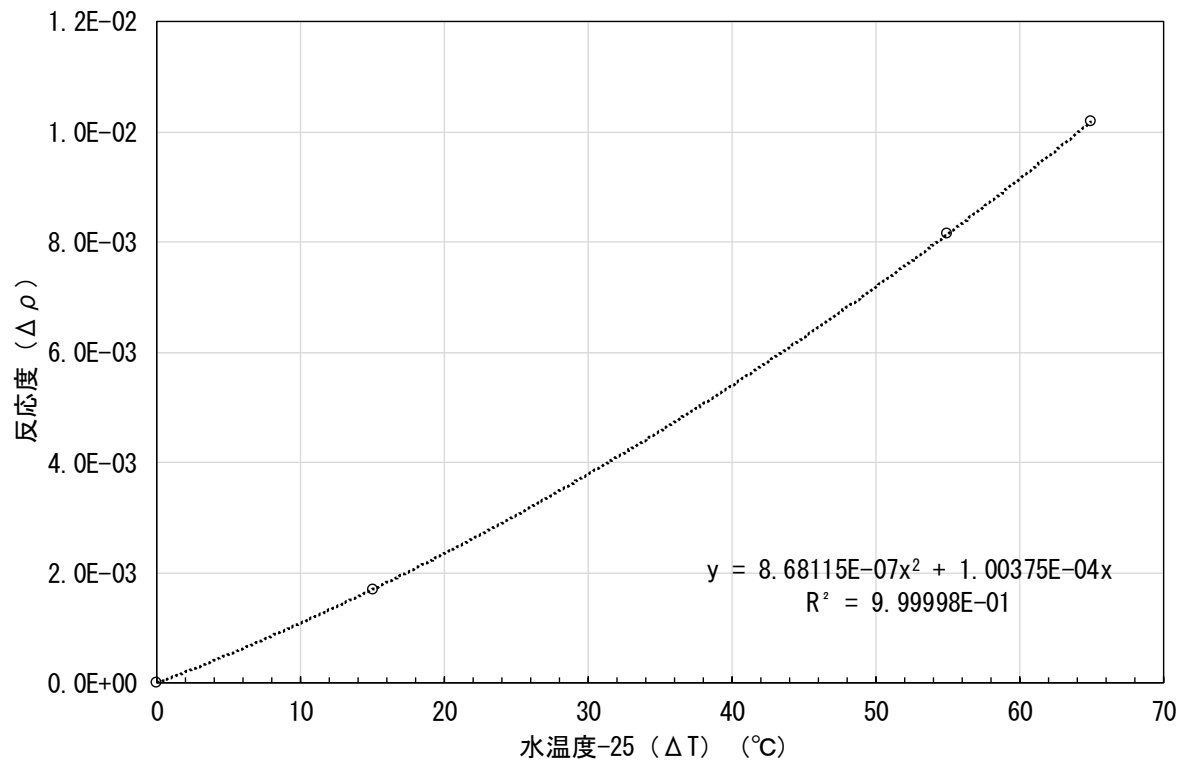


図 10.2-44 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 50°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-44 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 100°Cにおける無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
100	25	1.04071	0	0
100	40	1.04269	15	1.81857E-03
100	80	1.05007	55	8.56641E-03
100	90	1.05248	65	1.07461E-02

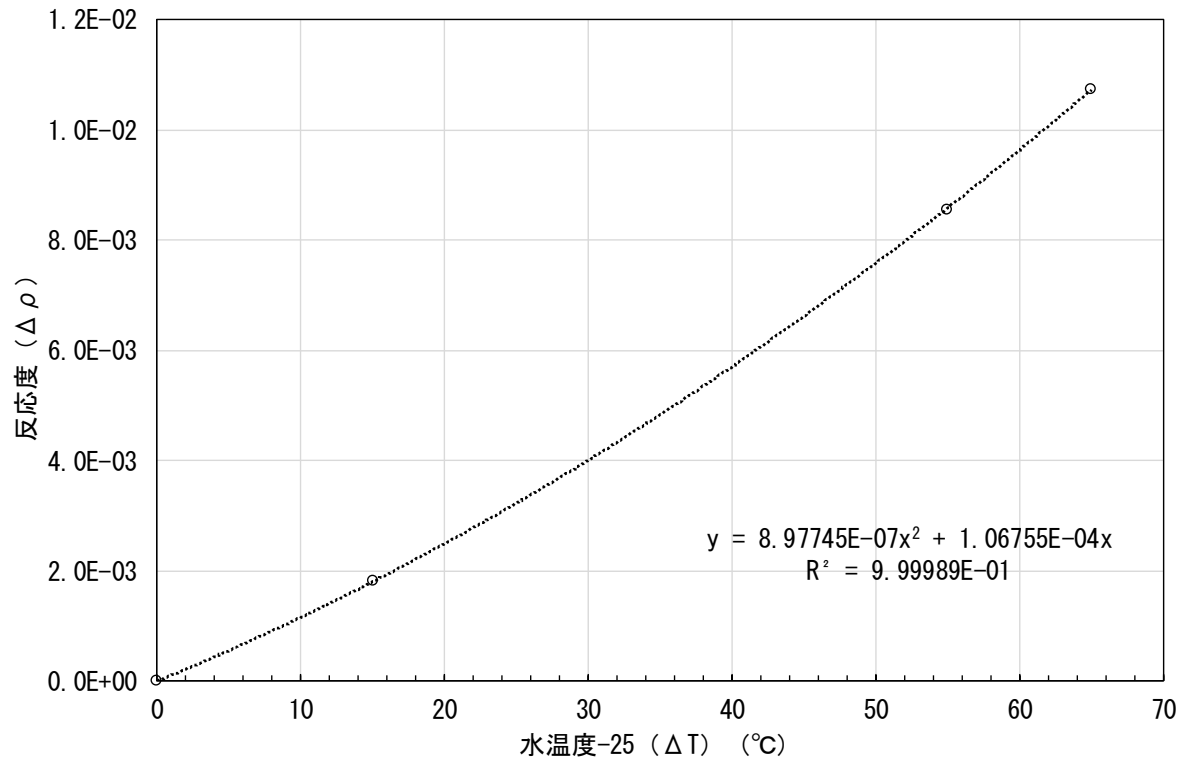


図 10.2-45 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 100°Cにおける無限増倍率と反応度

表 10.2-45 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 200℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
200	25	1.03090	0	0
200	40	1.03318	15	2.14805E-03
200	80	1.04099	55	9.40907E-03
200	90	1.04333	65	1.15636E-02

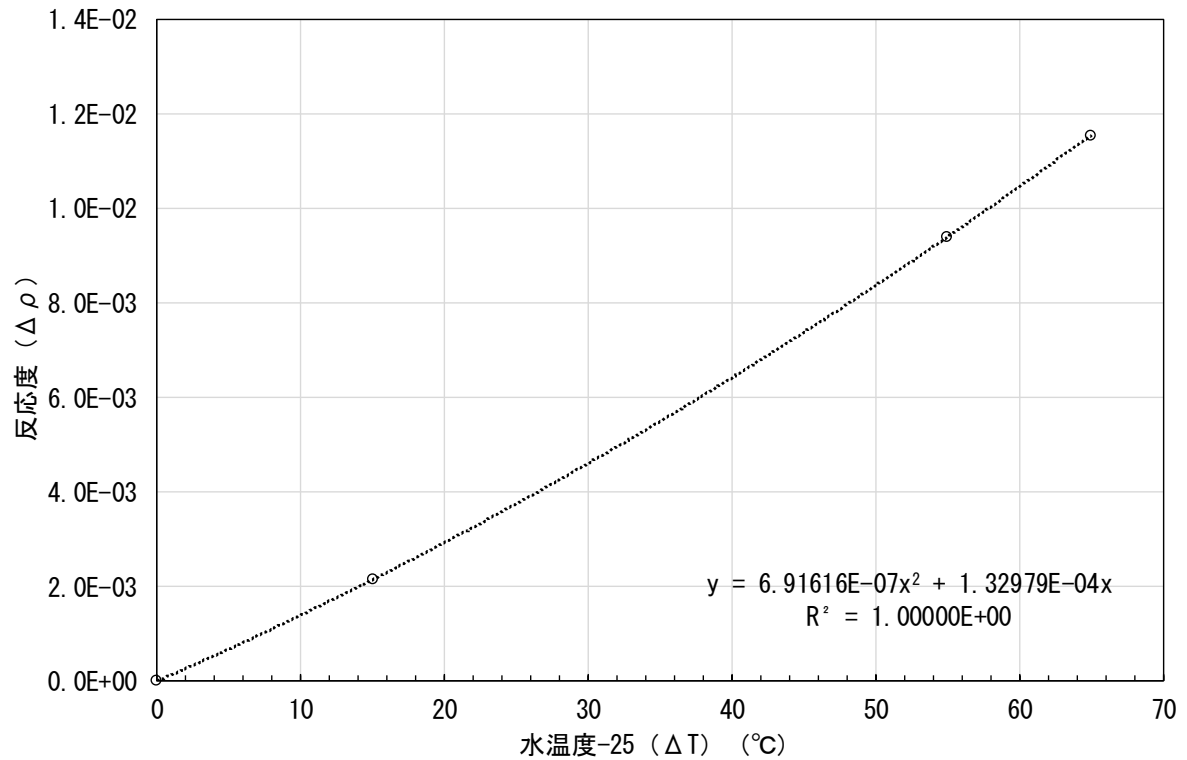


図 10.2-46 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 200℃における無限増倍率と反応度

表 10.2-46 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 300℃における無限増倍率と反応度

燃料デブリ温度 (°C)	水温度 (°C)	無限増倍率 k_{∞}	ΔT (°C)	$\Delta \rho$
300	25	1.02172	0	0
300	40	1.02422	15	2.38870E-03
300	80	1.03241	55	1.01312E-02
300	90	1.03492	65	1.24801E-02

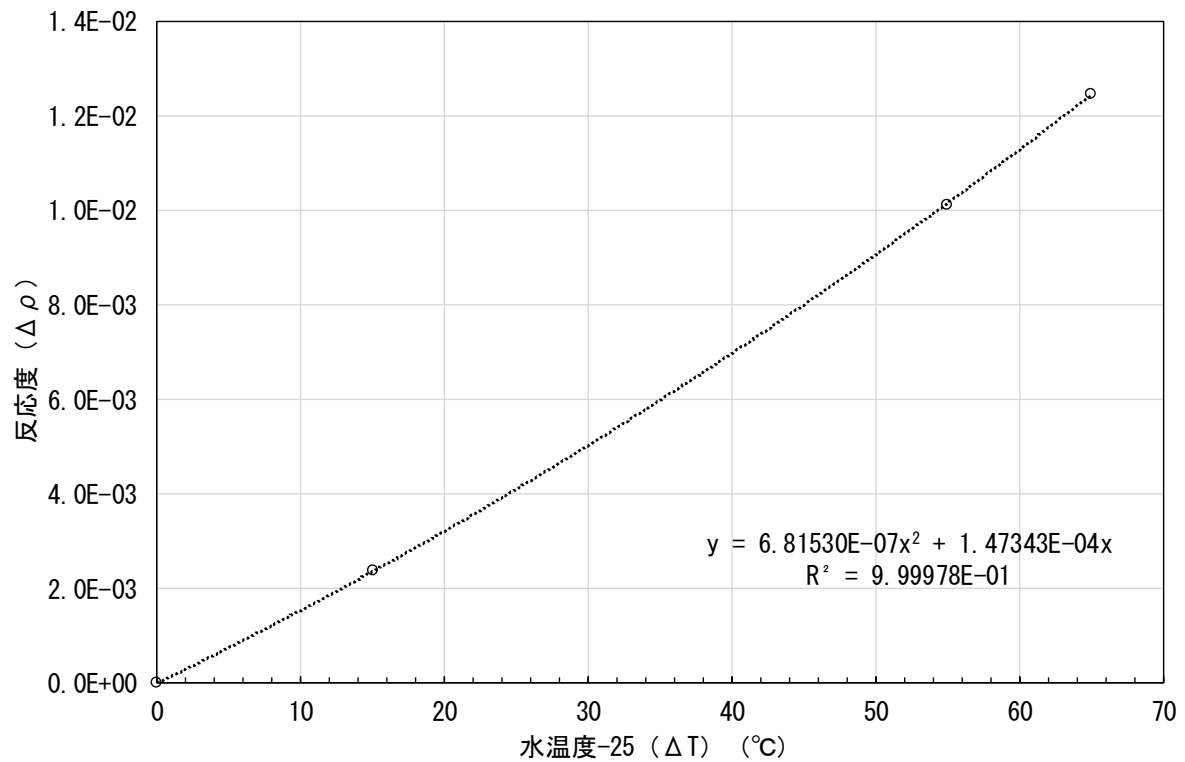


図 10.2-47 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 300℃における無限増倍率と反応度

(3) 動特性パラメータ

動特性パラメータの計算結果を表 10.2-47～表 10.2-66 に示す。

表 10.2-47 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 25℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.51299E-05	9.39580E-05	9.11154E-05	9.04621E-05
Life Time (s)	9.52202E-05	9.48432E-05	9.42425E-05	9.41550E-05
β 1	2.09743E-04	2.09798E-04	2.09920E-04	2.09944E-04
β 2	1.41873E-03	1.41899E-03	1.41961E-03	1.41975E-03
β 3	1.29864E-03	1.29876E-03	1.29918E-03	1.29929E-03
β 4	2.65027E-03	2.65032E-03	2.65084E-03	2.65100E-03
β 5	8.44615E-04	8.44332E-04	8.44056E-04	8.44058E-04
β 6	3.02529E-04	3.02449E-04	3.02382E-04	3.02386E-04
β eff	6.72453E-03	6.72464E-03	6.72599E-03	6.72642E-03
λ 1 (1/s)	1.24717E-02	1.24715E-02	1.24714E-02	1.24713E-02
λ 2 (1/s)	3.06285E-02	3.06281E-02	3.06275E-02	3.06275E-02
λ 3 (1/s)	1.13224E-01	1.13216E-01	1.13204E-01	1.13203E-01
λ 4 (1/s)	3.05869E-01	3.05850E-01	3.05822E-01	3.05818E-01
λ 5 (1/s)	1.17547E+00	1.17532E+00	1.17508E+00	1.17506E+00
λ 6 (1/s)	3.13557E+00	3.13507E+00	3.13434E+00	3.13425E+00

表 10.2-48 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 50℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.51875E-05	9.40078E-05	9.11633E-05	9.05086E-05
Life Time (s)	9.52302E-05	9.48601E-05	9.42604E-05	9.41676E-05
β 1	2.09731E-04	2.09783E-04	2.09907E-04	2.09930E-04
β 2	1.41852E-03	1.41876E-03	1.41940E-03	1.41953E-03
β 3	1.29828E-03	1.29842E-03	1.29884E-03	1.29895E-03
β 4	2.64939E-03	2.64952E-03	2.65002E-03	2.65019E-03
β 5	8.43955E-04	8.43757E-04	8.43453E-04	8.43462E-04
β 6	3.02321E-04	3.02267E-04	3.02192E-04	3.02198E-04
β eff	6.72219E-03	6.72251E-03	6.72380E-03	6.72427E-03
λ 1 (1/s)	1.24716E-02	1.24714E-02	1.24712E-02	1.24712E-02
λ 2 (1/s)	3.06280E-02	3.06277E-02	3.06271E-02	3.06271E-02
λ 3 (1/s)	1.13214E-01	1.13207E-01	1.13196E-01	1.13194E-01
λ 4 (1/s)	3.05846E-01	3.05831E-01	3.05801E-01	3.05798E-01
λ 5 (1/s)	1.17528E+00	1.17515E+00	1.17491E+00	1.17489E+00
λ 6 (1/s)	3.13496E+00	3.13456E+00	3.13380E+00	3.13371E+00

表 10.2-49 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 100℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.52925E-05	9.41159E-05	9.12604E-05	9.06016E-05
Life Time (s)	9.52661E-05	9.49110E-05	9.43101E-05	9.42061E-05
β 1	2.09708E-04	2.09762E-04	2.09885E-04	2.09909E-04
β 2	1.41814E-03	1.41839E-03	1.41904E-03	1.41919E-03
β 3	1.29767E-03	1.29780E-03	1.29826E-03	1.29839E-03
β 4	2.64796E-03	2.64805E-03	2.64866E-03	2.64888E-03
β 5	8.42898E-04	8.42652E-04	8.42451E-04	8.42496E-04
β 6	3.01988E-04	3.01919E-04	3.01875E-04	3.01893E-04
β eff	6.71837E-03	6.71858E-03	6.72017E-03	6.72076E-03
λ 1 (1/s)	1.24713E-02	1.24711E-02	1.24709E-02	1.24709E-02
λ 2 (1/s)	3.06273E-02	3.06269E-02	3.06264E-02	3.06264E-02
λ 3 (1/s)	1.13199E-01	1.13192E-01	1.13181E-01	1.13180E-01
λ 4 (1/s)	3.05809E-01	3.05791E-01	3.05766E-01	3.05764E-01
λ 5 (1/s)	1.17498E+00	1.17483E+00	1.17462E+00	1.17461E+00
λ 6 (1/s)	3.13400E+00	3.13355E+00	3.13288E+00	3.13284E+00

表 10.2-50 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 200℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.54919E-05	9.43051E-05	9.14388E-05	9.07781E-05
Life Time (s)	9.53574E-05	9.49730E-05	9.43668E-05	9.42804E-05
β 1	2.09674E-04	2.09727E-04	2.09850E-04	2.09875E-04
β 2	1.41762E-03	1.41787E-03	1.41851E-03	1.41865E-03
β 3	1.29683E-03	1.29697E-03	1.29742E-03	1.29754E-03
β 4	2.64598E-03	2.64609E-03	2.64666E-03	2.64687E-03
β 5	8.41435E-04	8.41219E-04	8.40983E-04	8.41017E-04
β 6	3.01525E-04	3.01466E-04	3.01412E-04	3.01426E-04
β eff	6.71306E-03	6.71333E-03	6.71483E-03	6.71538E-03
λ 1 (1/s)	1.24709E-02	1.24708E-02	1.24706E-02	1.24706E-02
λ 2 (1/s)	3.06263E-02	3.06259E-02	3.06254E-02	3.06253E-02
λ 3 (1/s)	1.13178E-01	1.13172E-01	1.13160E-01	1.13159E-01
λ 4 (1/s)	3.05758E-01	3.05742E-01	3.05715E-01	3.05713E-01
λ 5 (1/s)	1.17456E+00	1.17442E+00	1.17420E+00	1.17418E+00
λ 6 (1/s)	3.13267E+00	3.13226E+00	3.13155E+00	3.13149E+00

表 10.2-51 燃料条件 D1 の燃料デブリ温度 300°Cにおける動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.56747E-05	9.44858E-05	9.16051E-05	9.09416E-05
Life Time (s)	9.54200E-05	9.50526E-05	9.44405E-05	9.43475E-05
β 1	2.09646E-04	2.09699E-04	2.09823E-04	2.09848E-04
β 2	1.41722E-03	1.41747E-03	1.41812E-03	1.41827E-03
β 3	1.29623E-03	1.29635E-03	1.29682E-03	1.29695E-03
β 4	2.64455E-03	2.64464E-03	2.64527E-03	2.64547E-03
β 5	8.40417E-04	8.40181E-04	8.39988E-04	8.40014E-04
β 6	3.01204E-04	3.01139E-04	3.01097E-04	3.01110E-04
β eff	6.70926E-03	6.70949E-03	6.71112E-03	6.71166E-03
λ 1 (1/s)	1.24706E-02	1.24705E-02	1.24703E-02	1.24703E-02
λ 2 (1/s)	3.06255E-02	3.06252E-02	3.06247E-02	3.06246E-02
λ 3 (1/s)	1.13164E-01	1.13157E-01	1.13146E-01	1.13145E-01
λ 4 (1/s)	3.05722E-01	3.05706E-01	3.05681E-01	3.05678E-01
λ 5 (1/s)	1.17427E+00	1.17413E+00	1.17392E+00	1.17390E+00
λ 6 (1/s)	3.13178E+00	3.13133E+00	3.13067E+00	3.13060E+00

表 10.2-52 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 25°Cにおける動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	8.82914E-05	8.77472E-05	8.64558E-05	8.61650E-05
Life Time (s)	9.32862E-05	9.31588E-05	9.31440E-05	9.32036E-05
β 1	2.12565E-04	2.12581E-04	2.12610E-04	2.12617E-04
β 2	1.42611E-03	1.42620E-03	1.42644E-03	1.42652E-03
β 3	1.29322E-03	1.29330E-03	1.29359E-03	1.29369E-03
β 4	2.62497E-03	2.62509E-03	2.62570E-03	2.62592E-03
β 5	8.06643E-04	8.06648E-04	8.06989E-04	8.07124E-04
β 6	2.91148E-04	2.91152E-04	2.91263E-04	2.91306E-04
β eff	6.65466E-03	6.65498E-03	6.65659E-03	6.65717E-03
λ 1 (1/s)	1.24581E-02	1.24581E-02	1.24582E-02	1.24582E-02
λ 2 (1/s)	3.05910E-02	3.05909E-02	3.05912E-02	3.05912E-02
λ 3 (1/s)	1.12456E-01	1.12455E-01	1.12459E-01	1.12461E-01
λ 4 (1/s)	3.04000E-01	3.03998E-01	3.04008E-01	3.04012E-01
λ 5 (1/s)	1.15966E+00	1.15964E+00	1.15972E+00	1.15975E+00
λ 6 (1/s)	3.08612E+00	3.08607E+00	3.08631E+00	3.08642E+00

表 10.2-53 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 50℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	8.85757E-05	8.80221E-05	8.67120E-05	8.64111E-05
Life Time (s)	9.34236E-05	9.32968E-05	9.32897E-05	9.33405E-05
β 1	2.12537E-04	2.12561E-04	2.12593E-04	2.12589E-04
β 2	1.42581E-03	1.42596E-03	1.42622E-03	1.42621E-03
β 3	1.29281E-03	1.29295E-03	1.29324E-03	1.29328E-03
β 4	2.62402E-03	2.62429E-03	2.62488E-03	2.62498E-03
β 5	8.06018E-04	8.06092E-04	8.06399E-04	8.06519E-04
β 6	2.90948E-04	2.90976E-04	2.91077E-04	2.91113E-04
β eff	6.65214E-03	6.65283E-03	6.65441E-03	6.65470E-03
λ 1 (1/s)	1.24580E-02	1.24580E-02	1.24580E-02	1.24581E-02
λ 2 (1/s)	3.05906E-02	3.05906E-02	3.05908E-02	3.05909E-02
λ 3 (1/s)	1.12448E-01	1.12448E-01	1.12451E-01	1.12453E-01
λ 4 (1/s)	3.03980E-01	3.03980E-01	3.03987E-01	3.03993E-01
λ 5 (1/s)	1.15948E+00	1.15947E+00	1.15954E+00	1.15959E+00
λ 6 (1/s)	3.08557E+00	3.08556E+00	3.08576E+00	3.08590E+00

表 10.2-54 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 100℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	8.91682E-05	8.85905E-05	8.72299E-05	8.69237E-05
Life Time (s)	9.37308E-05	9.35816E-05	9.35563E-05	9.36153E-05
β 1	2.12516E-04	2.12531E-04	2.12562E-04	2.12569E-04
β 2	1.42547E-03	1.42556E-03	1.42583E-03	1.42589E-03
β 3	1.29225E-03	1.29234E-03	1.29266E-03	1.29275E-03
β 4	2.62273E-03	2.62289E-03	2.62356E-03	2.62376E-03
β 5	8.05058E-04	8.05103E-04	8.05479E-04	8.05610E-04
β 6	2.90645E-04	2.90662E-04	2.90784E-04	2.90826E-04
β eff	6.64867E-03	6.64909E-03	6.65087E-03	6.65141E-03
λ 1 (1/s)	1.24578E-02	1.24577E-02	1.24578E-02	1.24579E-02
λ 2 (1/s)	3.05901E-02	3.05899E-02	3.05901E-02	3.05902E-02
λ 3 (1/s)	1.12434E-01	1.12434E-01	1.12438E-01	1.12440E-01
λ 4 (1/s)	3.03946E-01	3.03946E-01	3.03955E-01	3.03960E-01
λ 5 (1/s)	1.15918E+00	1.15918E+00	1.15926E+00	1.15930E+00
λ 6 (1/s)	3.08464E+00	3.08463E+00	3.08491E+00	3.08502E+00

表 10.2-55 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 200℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.03560E-05	8.97425E-05	8.82892E-05	8.79577E-05
Life Time (s)	9.43126E-05	9.41641E-05	9.40991E-05	9.41546E-05
β 1	2.12459E-04	2.12475E-04	2.12511E-04	2.12507E-04
β 2	1.42487E-03	1.42496E-03	1.42525E-03	1.42525E-03
β 3	1.29142E-03	1.29151E-03	1.29184E-03	1.29188E-03
β 4	2.62087E-03	2.62102E-03	2.62169E-03	2.62179E-03
β 5	8.03845E-04	8.03873E-04	8.04221E-04	8.04334E-04
β 6	2.90258E-04	2.90269E-04	2.90383E-04	2.90418E-04
β eff	6.64372E-03	6.64411E-03	6.64589E-03	6.64617E-03
λ 1 (1/s)	1.24575E-02	1.24575E-02	1.24575E-02	1.24576E-02
λ 2 (1/s)	3.05892E-02	3.05891E-02	3.05893E-02	3.05894E-02
λ 3 (1/s)	1.12418E-01	1.12418E-01	1.12421E-01	1.12423E-01
λ 4 (1/s)	3.03907E-01	3.03906E-01	3.03914E-01	3.03919E-01
λ 5 (1/s)	1.15884E+00	1.15883E+00	1.15890E+00	1.15894E+00
λ 6 (1/s)	3.08359E+00	3.08355E+00	3.08378E+00	3.08392E+00

表 10.2-56 燃料条件 D2 の燃料デブリ温度 300℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.15329E-05	9.08788E-05	8.93467E-05	8.90027E-05
Life Time (s)	9.48980E-05	9.47320E-05	9.46452E-05	9.47067E-05
β 1	2.12411E-04	2.12416E-04	2.12465E-04	2.12475E-04
β 2	1.42442E-03	1.42445E-03	1.42481E-03	1.42489E-03
β 3	1.29085E-03	1.29087E-03	1.29126E-03	1.29136E-03
β 4	2.61961E-03	2.61965E-03	2.62042E-03	2.62064E-03
β 5	8.03080E-04	8.03090E-04	8.03446E-04	8.03566E-04
β 6	2.90012E-04	2.90016E-04	2.90134E-04	2.90174E-04
β eff	6.64038E-03	6.64049E-03	6.64254E-03	6.64311E-03
λ 1 (1/s)	1.24573E-02	1.24573E-02	1.24573E-02	1.24574E-02
λ 2 (1/s)	3.05887E-02	3.05887E-02	3.05888E-02	3.05888E-02
λ 3 (1/s)	1.12409E-01	1.12408E-01	1.12411E-01	1.12413E-01
λ 4 (1/s)	3.03884E-01	3.03883E-01	3.03890E-01	3.03894E-01
λ 5 (1/s)	1.15864E+00	1.15863E+00	1.15869E+00	1.15872E+00
λ 6 (1/s)	3.08296E+00	3.08296E+00	3.08315E+00	3.08324E+00

表 10.2-57 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 25℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.59134E-05	9.56460E-05	9.50359E-05	9.49062E-05
Life Time (s)	9.96088E-05	9.96470E-05	1.00096E-04	1.00245E-04
β 1	2.13678E-04	2.13685E-04	2.13697E-04	2.13700E-04
β 2	1.42901E-03	1.42906E-03	1.42921E-03	1.42925E-03
β 3	1.29099E-03	1.29104E-03	1.29126E-03	1.29133E-03
β 4	2.61492E-03	2.61502E-03	2.61552E-03	2.61569E-03
β 5	7.91518E-04	7.91549E-04	7.91896E-04	7.92022E-04
β 6	2.86615E-04	2.86627E-04	2.86737E-04	2.86776E-04
β eff	6.62674E-03	6.62698E-03	6.62831E-03	6.62876E-03
λ 1 (1/s)	1.24528E-02	1.24528E-02	1.24529E-02	1.24530E-02
λ 2 (1/s)	3.05763E-02	3.05762E-02	3.05764E-02	3.05766E-02
λ 3 (1/s)	1.12152E-01	1.12152E-01	1.12157E-01	1.12158E-01
λ 4 (1/s)	3.03254E-01	3.03254E-01	3.03266E-01	3.03271E-01
λ 5 (1/s)	1.15307E+00	1.15307E+00	1.15317E+00	1.15322E+00
λ 6 (1/s)	3.06581E+00	3.06582E+00	3.06615E+00	3.06627E+00

表 10.2-58 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 50℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.63454E-05	9.60586E-05	9.54215E-05	9.52837E-05
Life Time (s)	9.98036E-05	9.98441E-05	1.00282E-04	1.00434E-04
β 1	2.13662E-04	2.13665E-04	2.13681E-04	2.13682E-04
β 2	1.42878E-03	1.42882E-03	1.42899E-03	1.42901E-03
β 3	1.29062E-03	1.29069E-03	1.29091E-03	1.29097E-03
β 4	2.61406E-03	2.61422E-03	2.61470E-03	2.61485E-03
β 5	7.90889E-04	7.91002E-04	7.91310E-04	7.91430E-04
β 6	2.86416E-04	2.86452E-04	2.86551E-04	2.86589E-04
β eff	6.62442E-03	6.62486E-03	6.62614E-03	6.62654E-03
λ 1 (1/s)	1.24527E-02	1.24527E-02	1.24528E-02	1.24528E-02
λ 2 (1/s)	3.05758E-02	3.05759E-02	3.05761E-02	3.05761E-02
λ 3 (1/s)	1.12143E-01	1.12144E-01	1.12148E-01	1.12150E-01
λ 4 (1/s)	3.03231E-01	3.03235E-01	3.03245E-01	3.03250E-01
λ 5 (1/s)	1.15287E+00	1.15290E+00	1.15299E+00	1.15303E+00
λ 6 (1/s)	3.06520E+00	3.06531E+00	3.06558E+00	3.06571E+00

表 10.2-59 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 100℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.72077E-05	9.68996E-05	9.61953E-05	9.60442E-05
Life Time (s)	1.00216E-04	1.00242E-04	1.00649E-04	1.00802E-04
β 1	2.13628E-04	2.13635E-04	2.13649E-04	2.13651E-04
β 2	1.42836E-03	1.42842E-03	1.42859E-03	1.42863E-03
β 3	1.29000E-03	1.29008E-03	1.29033E-03	1.29039E-03
β 4	2.61264E-03	2.61279E-03	2.61338E-03	2.61354E-03
β 5	7.89908E-04	7.89987E-04	7.90394E-04	7.90517E-04
β 6	2.86105E-04	2.86131E-04	2.86260E-04	2.86299E-04
β eff	6.62064E-03	6.62104E-03	6.62260E-03	6.62303E-03
λ 1 (1/s)	1.24525E-02	1.24525E-02	1.24526E-02	1.24526E-02
λ 2 (1/s)	3.05751E-02	3.05752E-02	3.05755E-02	3.05756E-02
λ 3 (1/s)	1.12129E-01	1.12130E-01	1.12135E-01	1.12137E-01
λ 4 (1/s)	3.03198E-01	3.03199E-01	3.03214E-01	3.03219E-01
λ 5 (1/s)	1.15257E+00	1.15258E+00	1.15271E+00	1.15275E+00
λ 6 (1/s)	3.06428E+00	3.06433E+00	3.06472E+00	3.06485E+00

表 10.2-60 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 200℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	9.89302E-05	9.85673E-05	9.77473E-05	9.75712E-05
Life Time (s)	1.01016E-04	1.01016E-04	1.01373E-04	1.01548E-04
β 1	2.13573E-04	2.13580E-04	2.13597E-04	2.13600E-04
β 2	1.42776E-03	1.42783E-03	1.42800E-03	1.42805E-03
β 3	1.28918E-03	1.28924E-03	1.28949E-03	1.28956E-03
β 4	2.61078E-03	2.61092E-03	2.61147E-03	2.61163E-03
β 5	7.88678E-04	7.88748E-04	7.89104E-04	7.89222E-04
β 6	2.85712E-04	2.85736E-04	2.85850E-04	2.85887E-04
β eff	6.61568E-03	6.61605E-03	6.61750E-03	6.61794E-03
λ 1 (1/s)	1.24522E-02	1.24522E-02	1.24523E-02	1.24523E-02
λ 2 (1/s)	3.05744E-02	3.05744E-02	3.05746E-02	3.05747E-02
λ 3 (1/s)	1.12112E-01	1.12113E-01	1.12118E-01	1.12119E-01
λ 4 (1/s)	3.03157E-01	3.03159E-01	3.03170E-01	3.03175E-01
λ 5 (1/s)	1.15220E+00	1.15222E+00	1.15232E+00	1.15236E+00
λ 6 (1/s)	3.06316E+00	3.06321E+00	3.06354E+00	3.06364E+00

表 10.2-61 燃料条件 D3 の燃料デブリ温度 300°Cにおける動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.00620E-04	1.00208E-04	9.92599E-05	9.90537E-05
Life Time (s)	1.01776E-04	1.01772E-04	1.02099E-04	1.02242E-04
β 1	2.13522E-04	2.13530E-04	2.13553E-04	2.13557E-04
β 2	1.42730E-03	1.42736E-03	1.42757E-03	1.42762E-03
β 3	1.28858E-03	1.28865E-03	1.28892E-03	1.28899E-03
β 4	2.60948E-03	2.60962E-03	2.61021E-03	2.61039E-03
β 5	7.87897E-04	7.87959E-04	7.88317E-04	7.88440E-04
β 6	2.85460E-04	2.85481E-04	2.85596E-04	2.85635E-04
β eff	6.61224E-03	6.61259E-03	6.61416E-03	6.61463E-03
λ 1 (1/s)	1.24520E-02	1.24520E-02	1.24521E-02	1.24521E-02
λ 2 (1/s)	3.05739E-02	3.05739E-02	3.05741E-02	3.05742E-02
λ 3 (1/s)	1.12103E-01	1.12103E-01	1.12107E-01	1.12109E-01
λ 4 (1/s)	3.03134E-01	3.03135E-01	3.03146E-01	3.03150E-01
λ 5 (1/s)	1.15199E+00	1.15201E+00	1.15210E+00	1.15214E+00
λ 6 (1/s)	3.06252E+00	3.06255E+00	3.06285E+00	3.06297E+00

表 10.2-62 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 25°Cにおける動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.01673E-04	1.01650E-04	1.01656E-04	1.01668E-04
Life Time (s)	1.06600E-04	1.06746E-04	1.07476E-04	1.07702E-04
β 1	2.14564E-04	2.14565E-04	2.14575E-04	2.14576E-04
β 2	1.43245E-03	1.43245E-03	1.43258E-03	1.43262E-03
β 3	1.29146E-03	1.29148E-03	1.29167E-03	1.29173E-03
β 4	2.61278E-03	2.61281E-03	2.61328E-03	2.61342E-03
β 5	7.84270E-04	7.84290E-04	7.84626E-04	7.84730E-04
β 6	2.84506E-04	2.84512E-04	2.84618E-04	2.84651E-04
β eff	6.62002E-03	6.62011E-03	6.62136E-03	6.62173E-03
λ 1 (1/s)	1.24500E-02	1.24500E-02	1.24501E-02	1.24501E-02
λ 2 (1/s)	3.05683E-02	3.05682E-02	3.05684E-02	3.05686E-02
λ 3 (1/s)	1.11985E-01	1.11986E-01	1.11991E-01	1.11992E-01
λ 4 (1/s)	3.02845E-01	3.02846E-01	3.02858E-01	3.02862E-01
λ 5 (1/s)	1.14940E+00	1.14940E+00	1.14951E+00	1.14955E+00
λ 6 (1/s)	3.05458E+00	3.05460E+00	3.05493E+00	3.05503E+00

表 10.2-63 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 50℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.02107E-04	1.02070E-04	1.02053E-04	1.02061E-04
Life Time (s)	1.06776E-04	1.06927E-04	1.07638E-04	1.07877E-04
β 1	2.14548E-04	2.14549E-04	2.14558E-04	2.14561E-04
β 2	1.43220E-03	1.43223E-03	1.43236E-03	1.43240E-03
β 3	1.29107E-03	1.29114E-03	1.29131E-03	1.29138E-03
β 4	2.61185E-03	2.61204E-03	2.61244E-03	2.61260E-03
β 5	7.83596E-04	7.83741E-04	7.84025E-04	7.84129E-04
β 6	2.84292E-04	2.84338E-04	2.84428E-04	2.84461E-04
β eff	6.61755E-03	6.61804E-03	6.61912E-03	6.61952E-03
λ 1 (1/s)	1.24498E-02	1.24498E-02	1.24499E-02	1.24499E-02
λ 2 (1/s)	3.05677E-02	3.05678E-02	3.05681E-02	3.05681E-02
λ 3 (1/s)	1.11976E-01	1.11978E-01	1.11982E-01	1.11984E-01
λ 4 (1/s)	3.02822E-01	3.02827E-01	3.02836E-01	3.02841E-01
λ 5 (1/s)	1.14918E+00	1.14923E+00	1.14932E+00	1.14935E+00
λ 6 (1/s)	3.05392E+00	3.05406E+00	3.05433E+00	3.05444E+00

表 10.2-64 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 100℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.02964E-04	1.02907E-04	1.02841E-04	1.02836E-04
Life Time (s)	1.07156E-04	1.07300E-04	1.07991E-04	1.08234E-04
β 1	2.14519E-04	2.14518E-04	2.14529E-04	2.14533E-04
β 2	1.43180E-03	1.43181E-03	1.43197E-03	1.43201E-03
β 3	1.29045E-03	1.29049E-03	1.29074E-03	1.29080E-03
β 4	2.61043E-03	2.61052E-03	2.61111E-03	2.61126E-03
β 5	7.82583E-04	7.82657E-04	7.83076E-04	7.83185E-04
β 6	2.83971E-04	2.83994E-04	2.84127E-04	2.84162E-04
β eff	6.61376E-03	6.61399E-03	6.61555E-03	6.61596E-03
λ 1 (1/s)	1.24496E-02	1.24496E-02	1.24497E-02	1.24497E-02
λ 2 (1/s)	3.05670E-02	3.05671E-02	3.05674E-02	3.05674E-02
λ 3 (1/s)	1.11961E-01	1.11962E-01	1.11968E-01	1.11970E-01
λ 4 (1/s)	3.02786E-01	3.02789E-01	3.02804E-01	3.02807E-01
λ 5 (1/s)	1.14886E+00	1.14888E+00	1.14902E+00	1.14905E+00
λ 6 (1/s)	3.05292E+00	3.05300E+00	3.05342E+00	3.05353E+00

表 10.2-65 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 200℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.04633E-04	1.04544E-04	1.04382E-04	1.04358E-04
Life Time (s)	1.07866E-04	1.08013E-04	1.08661E-04	1.08880E-04
β 1	2.14468E-04	2.14472E-04	2.14484E-04	2.14487E-04
β 2	1.43120E-03	1.43125E-03	1.43140E-03	1.43144E-03
β 3	1.28960E-03	1.28966E-03	1.28988E-03	1.28995E-03
β 4	2.60848E-03	2.60861E-03	2.60913E-03	2.60929E-03
β 5	7.81249E-04	7.81338E-04	7.81697E-04	7.81811E-04
β 6	2.83547E-04	2.83575E-04	2.83690E-04	2.83726E-04
β eff	6.60854E-03	6.60890E-03	6.61028E-03	6.61070E-03
λ 1 (1/s)	1.24493E-02	1.24493E-02	1.24494E-02	1.24494E-02
λ 2 (1/s)	3.05661E-02	3.05662E-02	3.05665E-02	3.05666E-02
λ 3 (1/s)	1.11943E-01	1.11944E-01	1.11949E-01	1.11951E-01
λ 4 (1/s)	3.02740E-01	3.02743E-01	3.02756E-01	3.02760E-01
λ 5 (1/s)	1.14844E+00	1.14847E+00	1.14858E+00	1.14862E+00
λ 6 (1/s)	3.05166E+00	3.05174E+00	3.05209E+00	3.05220E+00

表 10.2-66 燃料条件 D4 の燃料デブリ温度 300℃における動特性パラメータ

水温度 (°C)	25	40	80	90
Generation Time (s)	1.06214E-04	1.06094E-04	1.05848E-04	1.05805E-04
Life Time (s)	1.08522E-04	1.08664E-04	1.09279E-04	1.09500E-04
β 1	2.14429E-04	2.14432E-04	2.14445E-04	2.14449E-04
β 2	1.43079E-03	1.43083E-03	1.43098E-03	1.43103E-03
β 3	1.28902E-03	1.28907E-03	1.28929E-03	1.28937E-03
β 4	2.60718E-03	2.60730E-03	2.60782E-03	2.60799E-03
β 5	7.80399E-04	7.80478E-04	7.80840E-04	7.80955E-04
β 6	2.83275E-04	2.83300E-04	2.83416E-04	2.83452E-04
β eff	6.60509E-03	6.60541E-03	6.60680E-03	6.60724E-03
λ 1 (1/s)	1.24490E-02	1.24491E-02	1.24492E-02	1.24492E-02
λ 2 (1/s)	3.05656E-02	3.05656E-02	3.05659E-02	3.05660E-02
λ 3 (1/s)	1.11932E-01	1.11932E-01	1.11937E-01	1.11939E-01
λ 4 (1/s)	3.02712E-01	3.02715E-01	3.02727E-01	3.02732E-01
λ 5 (1/s)	1.14819E+00	1.14821E+00	1.14832E+00	1.14836E+00
λ 6 (1/s)	3.05089E+00	3.05096E+00	3.05131E+00	3.05141E+00

10.3 まとめ

臨界リスク評価に必要な物性値について整理した。核燃料、炉内構成材料、混合物、その他の物質について、物質名、密度、比熱、熱伝導率を取りまとめた。これらの値は動特性解析で用いられる。

動特性パラメータを整備する目的で、無限体系の反応度温度係数を計算により求めた。半径 1 cm の燃料デブリの球の周りを球殻状の水で囲み、その外側を完全反射境界とした体系について、燃料デブリと水の温度を変えて臨界計算を行い、無限増倍率、動特性パラメータを算出した。燃料デブリとしては、 UO_2 とコンクリートを混合した物質を用いた。

反応度温度係数は、燃料デブリ温度を固定し水温度を変化させた場合と、その逆の水温度を固定し燃料デブリ温度を変化させた場合の両方について求めた。

結果として、燃料の反応度温度係数は負で、水のそれは正であった。1次係数の大きさはコンクリート割合に依存するが、燃料で $-1.3 \sim -9.7 \times 10^{-5}$ の程度、水で $5.7 \times 10^{-4} \sim 9.2 \times 10^{-5}$ の程度であった。これら係数の絶対値は燃料の方が小さいが、臨界事故時の温度の上昇は燃料の方が数倍大きいと予想されるため、結果として負のフィードバックが勝ると予想される。

参考文献

- 1) 山根祐一、他、「MOX 粉体系の過渡臨界事象評価のための物性値データ」、JAEA-Data/Code2006-021 (2006)
- 2) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)、「平成 25 年度発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業」報告書 (2015)
- 3) サンワ・エンタープライズ株式会社、技術資料「各種物質の性質金属 (固体) 資料」、<https://www.sanwa-ent.co.jp/sanwahps/datasheet/metal_spec.pdf>(参照 2018/10/15)
- 4) オーム電機株式会社、技術資料「物体の物理的性質一覧」、<https://www.ohm.jp/download/technical/tech_05.pdf>(参照 2018/8/31)
- 5) 英興株式会社、技術資料「ファインセラミックス資料」、<https://eikoh-kk.co.jp/tecdata/ceramics_data.html>(参照 2018/8/30)
- 6) 産業技術総合研究所 物質計測標準研究部門 熱物性標準研究グループ、「分散型熱物性データベース」、<<https://tpds.db.aist.go.jp/>>(参照 2018/7/26)
- 7) 株式会社センスビー、技術情報「素材物性一覧表」、<<http://www.sensbey.co.jp/pdf/materialproperty.pdf>>(参照 2018/10/10)
- 8) ステンレス協会、製品・規格「ステンレスの物理的性質」、<<http://www.jssa.gr.jp/contents/faq-article/q6/>>(参照 2018/9/7)

第Ⅴ編 専門家の意見聴取

第 11 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」として組織し、平成 29 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助教、東京都市大学の村松健特任教授、及び大阪大学の黒崎健准教授が専門委員に就いた。平成 30 年 6 月、平成 30 年 10 月及び平成 31 年 2 月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。

いずれの会合も、事務局である JAEA 事業担当者から説明し、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た。

本章はこれらの会合の議事録を転載したものである。

11.1 第 12 回会合

11.1.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成 30 年 6 月 21 日 14:00～17:30

航空会館 2F 204 会議室

(2) 出席者（敬称略）

中島（健）部会長、遠藤専門委員、村松専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、郡司、渡邊、長家、井澤

オブザーバー原子力規制庁 山本、藤田、中島（鐵）、酒井

(3) 配布資料

資料 12-1 委員名簿

資料 12-2 前回議事録（案）

資料 12-3 全体計画

資料 12-4 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

資料 12-5 臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム

資料 12-6 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定

資料 12-7 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 12-8 臨界挙動評価手法の整備

11.1.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 委員留任

資料 12-1 のとおり部会長及び専門委員の 4 名全員が留任され、平成 29 年度に引き続き、平成 30 年度も本専門部会を担当して頂く。

(2) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 12-2）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(3) 事業の計画・進捗

資料 12-3 に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗・計画を説明した。平成 29 年度事業のうち臨界実験の準備について繰り越して実施中である。「臨界マップデータベース」から「臨界リスク基礎データベース」と呼称を改めた。大きなマイルストーンとして、第 2 四半期に STACY 更新の新装置の設工認取得を見込んでいる。

Q（中島部会長）「臨界リスク基礎データベース」は名前が変わっただけで、中身は同じか？

A その通りである。

資料 12-4 に基づいて、JAEA から、臨界条件評価手法の整備のうち臨界リスク基礎データベースを拡充・改良する計画と臨界制限量評価の計画を説明した。解析では燃焼度の異なる燃料集合体の混合パターンを増やして解析を進めるとともに、臨界特性をよく特徴づける残留 ^{235}U 濃縮度や $^{155,157}\text{Gd}$ 濃度などの指標を見出す。データベースの改良では、デブリ分析結果からデータを検索する機能や、ベンチマークデータを関連付ける機能を検討する。臨界制限量評価では、ICSBEP のデータを用いてベンチマーク解析を行うとともに、推定臨界下限増倍率の寸法の算出を進める。

Q（遠藤委員）ICSBEP を用いたベンチマーク解析作業について、類似体系を選択する作業は既に終えているのか？ 何ケースぐらい選んでいるのか？

A 今回選出しているのは、臨界安全ハンドブックに使われているもののうち、低濃縮ウラン体系で均質・非均質のものである。臨界安全ハンドブック第 2 版データ集を見ると、低濃縮ウラン体系は均質で 75 ケース、非均質で 121 ケースである。

C（遠藤委員）MCNP6.2 が今年度に入って公開されており、米国で言うところの臨界下限増倍率に相当する upper subcritical limit を自動評価するツールが入っている。Whisper と呼ばれる。Whisper には ICSBEP に登録されている 1,100 ケースほどの臨界実験ベンチマークの k_{eff} 、MCNP の入力ファイルと k_{eff} 計算結果、 k_{eff} 感度係数などが収録されている。臨界安全設計をしたい対象の MCNP の入力を 1 個作っておけば、それに類似したベンチマークデータを自動的に調べる機能もある。手作業ないし経験的に選ぶなら、その選び方が妥当か確認をするために、Whisper を 1 回流すことを勧める。

Q（JAEA）Whisper は類似のものを選ぶときに、感度解析に基づく評価をするのか？ 新しい類似性の指標を導入しているのか？

C（遠藤委員） k_{eff} 感度係数と核データ共分散行列に基づいた代表性因子を利用して、1 に近いものから順に選ぶ。TSUNAMI とほぼ同じ定義のものである。RIST からコードを入手しインストールして、非常に容易に作業できる。

A JAEA 独自のツールでやってみたい。

- C (遠藤委員) 国産のものを使うことは大事だが、MCNP と ENDF/B-VII を使った場合と整合する結果となることも重要である。
- A 推定下限増倍率を導出する統計処理の知識が失われつつあったり、あるいはデータ集の表と図で異なったデータを示していることに気付いても直ぐに正せなかったりした。そこで、遠藤先生が寄稿された炉物理夏季セミナーのテキストを読んで、我々で統計処理を再現できるところまで知識を回復した。さらに、ご紹介のツールを導入するなどして知識を拡げたい。
- Q (村松委員) 増倍率 0.95 等の寸法の算出という説明がある一方で、 $k = 0.9x$ に相当する点線の図示があり「この x はこれから決定する」という説明だった。0.95 以下であることを確実にする寸法を決めようという戦略か？ それとも、データが持つ不確かさ、コードが持つ不確かさなどを考えて、確実に臨界を防ぐために $0.9x$ の x を決める戦略か？
- A 後者である。臨界安全の研究において、未臨界と信じてよい増倍率の基準を定めるところにかなりの努力が割かれている。核データが信頼できる核種組成か否かにより、同じ計算コード・核データのセットでも、0.98 で判断して良い体系と 0.95 で判断しなければならない体系に分けてアプローチする。燃料デブリもまた同様である。資料では表現を $0.9x$ に統一すべきであった。これが、ベンチマーク解析の主題である。
- Q (村松委員) そうすると、例えば 0.95 と決めた数字、いわばピン止めするためのポイントの数字と計算方法はパッケージなのか？
- A そのとおりパッケージである。
- Q (中島部会長) 対象が同じでも、組成の判明の度合いによって増倍の不確かさは異なる。同じような塊を取りだした場合でも、経験や簡単な測定で組成が分かれば未臨界の判定値を 1 に近づけてもよいかもしれないが、最初は相当余裕を必要とせざるを得ない。
- Q (村松委員) ICSBEP は非常に綺麗に体系が定義されているものだが、デブリの場合には体系のバラつきの情報を得なければならない。
- A そのとおりである。極めて詳細に組成・ジオメトリがわかっている ICSBEP の臨界体系を解析すれば、純粋に計算手法だけが持つ不確かさを決定できる。その計算手法に燃料デブリのモデルを入れるに際して、モデルの不確かさが議論となる。これは、計算コード・核データとは独立した議論であり、まず、燃料デブリの性状を知っているかが問題であり、次に、性状を知ってもなお乱雑さが問題となる。平均のウラン濃度がよくわかっている、乱雑さがゆえに、ウランの濃淡の分布、ウランと水分の比の分布が、似たような複数の塊で違う。その違いゆえに増倍率も%オーダーで変わり得るので、不確かさとして考慮しなければならない。
- Q (村松委員) 事業者は、自身のプラントを管理するときに、測定できている量と管理方法を関連づける必要がある。実行可能な管理との関係で、安全側の要素が入ってしまうと思うが。
- A どの組成の情報を押さえて管理するか、乱雑さとは置いておいて、まず決めることになると思う。さらに乱雑さを振ってみて、管理で考慮すべき裕度の情報を出さないといけない。逆に、デブリを分析すればこのような情報も得られると考えられるので、

本事業でデブリの分析手法を検討することとしている。その結果、デブリのサンプリングと分析に対して提案できるようにしたい。

- Q (中島部会長) 少量のサンプルが採れたら JAEA で分析することも検討されている。その量の制限自体が、効率の観点で議論になっている。臨界管理の観点からも、要求事項として、必要な測定項目と精度を示すべきであり、それに対して必要な技術開発がされているか、取出し手順が整っているかが判断要素となろう。
- C (JAEA) 個人的な見解だが、大熊ホット施設がその役割を果たすべきではないかと考えている。測るべき核種が絞られれば分析は可能かもしれない。本事業では燃焼計算コードの検証という観点で様々な核種の分析を一度にやっているが、1F デブリに最適化して測定対象を決めることもできよう。化学的な分離を伴うと、分析結果が出るまでに最低でも1週間や1週間半を要し、ボトルネックである。
- C (中島部会長) 個人的には、臨界管理が必要なものと不要なものの弁別も必要と考えている。工程にも関連する。
- C (JAEA) 測定ベースの弁別作業は必要だろうし、臨界管理要否の判定に定量性を持たせることは大きな課題であると思われる。測定の不確かさとその増倍率との関係が、まさに問題となろう。OECD/NEA では各国の廃炉と安全研究の関係者が集まってデブリ分析について PreADES というプロジェクトを進めている。臨界管理の観点での議論は今まで無かったが、JAEA の本事業担当者と電中研の担当者も加わって、今年から臨界に関する議論も始まった。臨界の観点で、例えば残留 ^{235}U 濃縮度や ^{155}Gd や ^{157}Gd を提案して、化学の専門家とも協議して、今後の取出工程を念頭にどういう優先度で分析していくか、検討する。まだ本事業に組み込んでいないが、連携すべきと考えている。

資料 12-5 に基づいて JAEA から、臨界安全解析システム FACILE (Flexible Analysis Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) の開発・整備について進捗状況を説明した。平成 29 年度に得られた成果をレビューし、平成 29 年度に外部発表した発表リストを報告した。また、平成 30 年度実施予定の開発計画を報告した。新規モンテカルロ計算ソルバーの開発では、熱中性子散乱モデルの一種であるフリーガスモデルの検証、熱中性子散乱モデルの一種である熱中性子散乱則モデルの実装と検証、未実装の散乱モデルの実装と検証を予定している。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタ追跡法・確率的乱雑化とボクセル体系モデルの融合、デルタ追跡法・確率的乱雑化の多領域体系版への実装、デルタ追跡法の加速を予定している。感度・代表性指標計算手法開発では、随伴中性子束重みタリー計算機能の新規モンテカルロ計算ソルバーへの実装を予定している。

- Q (村松委員) 前出の未臨界と判定する k_{eff} の値を決定する話は、この計算手法開発の仕事においては、どういう筋道になるのか？
- A この開発中の計算機能が実現すると、統計的には同じ平均濃度や乱雑さのパラメータに基づいて、複数の分布をサンプリングして増倍率計算を繰返すことができる。そうすると増倍率が相当に変動することを昨年度にも報告したが、簡易なエネルギーモデ

ル・計算手法なものであった。これを連続エネルギーモデルでも計算できるようにして、増倍率の変動幅を統計的に計算して目安をつける流れになる。

- Q (村松委員) それは、分布を表す母数が決まっているときに得られる k_{eff} のばらつきを示すものだが、不確かさ因子のある部分でしかないと思われる。したがって、例えば、組成に関する測定の不確かさ、真の分布に対する 1 回の測定の不確かさをベイズ法で評価するなどして、加算する必要があるのではないか。加算を要する重要なものは提示されるべきである。また、線形な加え合せができるなら、繰り返し臨界計算をやる必要はないかもしれない。
- A 線形ではない可能性が高いので、臨界計算を繰り返す必要があると思われる。燃料デブリが乱雑に混ざっていることから生じる増倍率の不確かさを明らかにしたい。その時に用いる乱雑化モデルも仮定したものであり、妥当性は検証されるべきだが、現時点では、考案する乱雑化モデルと計算結果の不確かさの関係を把握しているところである。
- C (JAEA) 既存の MVP コードに実装されている乱雑な分布を取扱う機能との違いも強調したい点である。この MVP の機能で燃料デブリの乱雑さを表現しようとする試みもあるが、MVP の乱雑なモデルは中性子の平均自由行程に比べてはるかに小さい寸法スケールで二重非均質性を考慮するためのものである。モンテカルロ法としての不確かさの値は一緒に示されるものの、増倍率の値が 1 つだけ示される。本事業で開発中の計算機能は中性子の平均自由行程と同じかより大きな寸法スケールの乱雑さ考慮できるものであり、これが増倍率に大きく変化を与えると考えている。
- Q (中島部会長) 本事業でコード開発はひとつのターゲットだが、最終的にそれを使ってデータベースを拡充するのか？ その点が計画で判然としない。妥当性評価という工程はあるが、検証だけなのか？ データベース拡充のための計算も含むのか？
- A 妥当性評価の工程は、性状とジオメトリがよくわかった ICSBEP のベンチマークデータを用いて行う。また、STACY 更新炉で新たに実験が行われたら、このコードを使って実験解析をすることは考えている。平成 32 年度以降は実用する。
- Q (中島部会長) 今年度で予定している熱中性子散乱モデルの検証は、具体的にどのように行うものか？ デルタ追跡法についてはどうか？
- A 熱中性子散乱モデルについては、MCNP や MVP のようによく検証されているコードと比較して、統計誤差の範囲で結果が一致することを確認する。デルタ追跡法については、同じ体系を普通の手法とデルタ追跡法で解いて比べる。速さも比べる。
- Q (中島部会長) 平成 31 年度が終わったらコードとしては独立した完成版になる予定か？ どこかの計算コードプールに登録されるのか？ 公開になるか？ マニュアルはできるのか？ 委託元への納品物になるのか？
- A 納品や公開の可否は委託元とも相談したい。ただし、平成 31 年度が終わった段階で基本的な機能はできるが、ユーザーにとって使い勝手が良くない。まだ、MVP や MCNP のように使えるものではなく、ユーザーに相当な負担をかける。マニュアルは作る。現在のところ、他のコードシステムに組み込んで使うことを想定して作業を進めており、インターフェイスは他システムに依る。そのため、Solomon はソルバーと位置付けている。

資料 12-6 に基づいて、JAEA から、燃焼燃料組成測定の見聞を説明した。今年度は PWR 由来の 2 試料を分析する予定で、既にこれらの試料を廃棄物安全試験施設 WASTEF から NUCEF や研究 4 棟に輸送して、分離・分析作業に着手している。また、昨年度までに出そろった分析結果に対して解析を行った結果を示した。

Q (中島部会長) 10% ぐらいだが重核が合っていない。FP もばらつきが大きい。ここに挙げられているものは、中性子吸収断面積が大きくて臨界管理上考慮するものか？

A 奇数核も偶数核も挙げられており、中性子吸収が多いのは一部である。

C (中島部会長) 燃焼チェーンの前後の繋がりがあがる。

A 分析をして燃焼計算もやっているが、これをベンチマークとして SFCOMPO に入れられるレベルにまで評価を詰めるにはまだ作業を要する。一部の試料は再測定になるかもしれない。評価は一種の技芸であり、これまで取組んだ人は燃焼計算に深い造詣があり根気もある。燃焼チェーンのどこを調整すると結果がどう変わるかを把握して、遡って個々の分析結果の良否を検討し、場合によっては再測定にもなる。そのようにしてベンチマークにまとめ上げる知識と技芸と根気を継承しなければならない、ということで、研究 Gr の若手が取組み始めたところである。基礎工部門で燃焼計算に詳しい若手研究者にも助力してもらっている。

C (中島部会長) 海外では複数の機関が分析して比較する。国内でも同じようなことができれば良いのだが。

A 国内の他機関で分析能力を整備するよりは、例えば IRSN に試料を送った方が早いかもしれない。

C (中島部会長) 基礎工部門のベテランの研究者にも意見を聴きたい。

A その人は、JNES の MOX 研究会に参画して、SFCOMPO に登録された結果をレビューしていた。同じようなことを JAEA 内でやるべきかもしれない。一方で、レビューには燃料メーカーと電力事業者の協力も得ている。試料の譲渡にあたり、燃料メーカーである原燃工と、燃料の所有者である関西電力・東京電力と覚書を交わしている。規制庁に分析結果を示す前にも、燃料メーカーと電力事業者がレビューする。特に燃料メーカーは直ぐに燃焼計算をして疑問点を指摘してくれるので、議論を深めながら進めたい。

Q (中島部会長) 電中研は関与しないのか？

A 関与していない。

Q (遠藤委員) 分析結果にどれぐらいの精度を求めているのか？ 現状の C/E 値はよくないが、このバイアスを考慮しても保守的になるように臨界安全評価しようとしているのか？それとも PIE 燃焼解析との比較に十分納得せず、測定と解析をやり直すのか？

A もう少し詰めたい。原燃工の独自の計算手法では、 ^{235}U がかなり合うのだが、計算に用いる燃焼度の値が我々の分析値に基づく値と少し違う。我々は燃焼度をやや過小評価しているかもしれない。

Q (中島部会長) 原燃工は炉心管理データから燃焼度を出しているのか？

Q (遠藤委員) 同じ照射履歴の条件を使ってない、ということか？

- A そのとおりである。照射履歴の形は同じだが、絶対値が違う。
- C (遠藤委員) なるほど。ここで示された結果は、 ^{148}Nd の分析結果に合うように出力の絶対値を決めているが、すると ^{235}U の量がうまく再現できないと理解した。
- A 燃料メーカーの計算では、炉全体でバランスさせて ^{235}U が合うようにしていると推測する。一方で、我々の方法は、ある試料の ^{148}Nd の分析結果から、まったくローカルな情報に基づいて燃焼度を決めている。それで燃焼度が違うようだとすると、Nd 法の良否にも疑問が出る。
- C (遠藤委員) 3次元炉心計算で得られた照射履歴に基づいて燃焼計算を実施した場合には、 ^{235}U は比較的よく合うと経験上理解している。
- Q (中島部会長) 逆に Nd は合わなくなるのか？ 同じ収率を使えば一致するはずだが。
- A 若干合わない。Nd 法による燃焼度決定の前提である、Nd のリニアな生成も見直すべきかもしれない。
- Q (中島部会長) 断面積の小さな差異が、照射が長くなると見える差に蓄積するかもしれない。
- C (遠藤委員) 本事業の計算は ^{235}U を過大評価し ^{238}U を若干過小評価しているように見える。 ^{148}Nd ではなく fissile 量が合うようにして、他の核種の C/E 値が改善されるか見てみるべきである。
- A 拝承。
- C (遠藤委員) いずれにせよ、精度をどこまで求めるかという点と、見出される C/E のずれを今後はどう活かすかという点で、戦略が必要である。
- A まだ私見の範囲を超えないが、燃焼計算検証の観点で要求精度を定めることは難しいが、SFCOMPO に登録するというデータ公開の方法からすると、SFCOMPO に登録されているデータの精度が目安になり得ると考える。
- C (遠藤委員) SFCOMPO の登録という観点ではそうだが、1F 燃料デブリの臨界安全評価の観点もある。燃焼組成を使った評価で、例えば、中性子吸収する核種を考慮したり省いたりいろいろなパターンがあるが、それぞれのパターンでどの核種の精度がどれぐらい評価に影響するかは重要である。
- A その点では、現時点で言えることは、 ^{155}Gd や ^{157}Gd である。しかし、前回もご説明したが、合わない。Gd のこれら奇数核が非常に少ないからだが、60 GWd/t という高燃焼燃料で PIE をしている限り避け難い。規制庁の事業担当者からは、海外の低燃焼度燃料の PIE データを活用すべきとの示唆ももらっている。

資料 12-7 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を説明した。STACY 本体については、旧 STACY の解体工事に係る設工認を平成 30 年 3 月 29 日付けで取得し、解体工事に着手している。また、新設に係る工事は平成 29 年 8 月 10 日付けで設工認を申請し、審査を受けて平成 30 年 4 月 9 日付けで補正申請を行ったが、さらに追加のコメントを受けているため、現在も審査中である。燃料製作については、平成 30 年 5 月 30 日付けで設工認を取得し、製作に着手したほか、輸送実施に向けた輸送容器調達契約の準備中である。デブリ模擬体調製設備／分析設備の整備については、それぞれ設備のコード試験運転を完了し、ホット試験に向けた課題抽出を行った。その他施設

整備に関しては、レーザー干渉計を使用した高精度水位計のモックアップ試験を行い、実機製作に向けた課題抽出を行った。

Q (遠藤委員) IRSN と共同で設計した炉心が、メーカーの設計と整合しないというのは、安全板や未臨界板がうまく収まらないという意味か？

A そのとおりである。IRSN と作業した際には、安全板はドライバ領域に配置できると仮定したが、実際には、安全板同士が近づけられないなどの制約がある。また、核的な条件も昔の TCA や NCA と似たものを仮定して IRSN と作業したが、今回の STACY の安全板は、メーカーの設計では非常に薄く、1枚あたりのワースが非常に小さい。1.27 cm 間隔の格子板では、メーカーが設計した厚さ 2 mm の安全板でぎりぎり入る。同じ設計の未臨界板を中心の試験領域に挿そうとすると、IRSN との設計では格子間隔が 1.15 cm で入らない。試験領域を小さくするか未臨界板が入る部分はスリットにして試験領域を分割するしかない。TCA に比べて安全板に対する耐震要求が大幅に厳しくなっており、安全板駆動装置に太い部材があって安全板を押さえる設計である。このため安全板駆動装置の設置間隔が制限される。駆動装置から切り離して、安全板を炉心に残すことができないことも制限である。駆動装置と安全板が一体で、駆動装置を取り除くときには板を引き上げて、板ごと取り除く。それで、津波冠水時の臨界を防ぐため、別の未臨界板を挿すこととしている。さらに、これらの吸収材が全部抜けている局面を作らないという制限もあり、駆動装置と安全板の設置位置とは別のスリットに未臨界板を入れる設計にしようとしている。

C (中島部会長) 中性子吸収材の棒を挿せばよいのではないか？

A それも良いかもしれない。しかし、安全板と同じ場所に同じ仕様の未臨界板を入れるのであれば、評価は 1 回で済む。挿す場所が違えば別の評価になるし、中性子吸収材棒を入れるとさらに別の評価になる。そのような違う仕様・評価のものを挿すとして、ワース測定の実用性も課題である。安全板のワース測定はするが、違う場所に入れたものは測定が難しい。

C (中島部会長) 貯蔵扱いであれば、測定は要らないのではないか？ 貯蔵設備の固定吸収体と同じ位置づけであれば、増倍率 0.95 というような深い未臨界であれば、測定はしてない。

A STACY は B クラス原子炉であり、設計基準では津波は敷地に達しない。津波冠水は設計基準を超えたものであり、解析評価だけで良いとも考えられる。

Q (中島部会長) 設工認はどれだけ分割して進めるのか？

A STACY 本体の更新は 4 分割で考えている。最初が旧設備の解体撤去、次が炉心タンクと主要機器であり、今、審査中である。3 つ目が格子板も含めて炉心と給排水系であり、夏に申請したい。最後が貯蔵設備や新規制基準対応である。これらとは別に、棒状燃料の調達と、新規制基準のための耐震改修があり、全部で 6 つである。

Q (中島部会長) 格子間隔は小さいもので 1.27 cm だが、体積比はいくらか？

A V_m (ペレット) / V_f (水) は、1.09 cm 間隔で 0.91、1.27 cm 間隔で 1.7、1.5 cm 間隔で 2.9 である。

Q (中島部会長) 燃料の径は何 cm か？

- A ペレット径は 0.8 cm、燃料棒外径が 0.95 cm であり、PWR 燃料棒とほぼ同じである。
- Q (中島部会長) 格子間隔が狭いとき、水の表面張力の影響はどうか? TCA でも水位を上げるときと下げるときで微妙に反応度差があった。
- A 影響はあるはずだ。旧 STACY の 1.5 cm 間隔非均質炉心でも明瞭に影響が見られた。その効果を測定した上で、測定データのまとめのときに反映しなければならない。水位を上げる方向での測定結果と下げる方向での測定結果を比較する。1.27 cm 格子間隔ではより明瞭に効果がでると思われる。
- C (中島部会長) 2 領域炉心のテスト領域をもっと稠密にしたら、さらに影響が大きいかもかもしれない。周りは水位が下がっているのに、中心は下がらないなど。燃料棒だから燃料板ほどではなかろうが。それに対して、高精度水位計の 0.2 mm の精度はもう少し高い方がよいかもしれない。また、水温が 40 度以上だと、湯気が出るであろう。
- A レーザー干渉計の場合、湯気で光が一旦遮られると、その間の変位が判らなくなり、回復できない。光コムを使ったものであれば、変位を測定するのではなく、その場その場の絶対測定であり、光が一旦遮られた後でも回復できる。出来れば次の水位計の設計で採用を考えたい。
- Q (中島部会長) 格子板を最初に 2 種類製作するうち、狭い格子間隔の板に 1 本おきに燃料棒を挿せば体積比は許可の最大値だと理解している。中間的な燃料棒の装荷も可能か? 例えば 2 本、1 本、2 本、1 本というように繰り返す。
- A TCA では、四角い装荷範囲外形と装荷燃料棒本数だけを決めて、外形内にランダムに燃料棒を挿す炉心構成があった。同じことができる。STACY 更新炉では体積比が 0.9 から 1.1 の間であることだけが制限である。
- Q (中島部会長) 最初はいろんな体積比での様々な臨界水位で水位ワースを測定し、再現性も確認しなければならない。それだけでも何百ものデータになる。1 日 5 run ぐらい運転するのか?
- A 今は 4 run を目標にしている。慣れたら増やしたい。
- Q (JAEA) 4 ~ 5 run 運転するとして、その都度、安全板駆動装置の上の構造物を動かすことになるのか? 燃料棒の配置換えがある場合に。構造物を少し動かして燃料棒配列を微修正することはできるか?
- C (中島部会長) 小さな炉心から徐々に大きくすることになるだろう。
- A 耐震設計が制限の元であるが、燃料棒配列の微修正は可能である。
- C (中島部会長) 安全板を炉心に残して、駆動装置だけを移動させる方法が理想ではある。耐震設計を過度になることは好ましくない。小さな揺れで安全板が落ちるから、大きな揺れが来たときには挿入は完了していると説明しないのか?
- A そのように説明している。
- Q (中島部会長) 安全板は燃料にガイドされて落ちるのか?
- A ガイド用のピンを別に入れる。
- C (JAEA) 実験のターンアラウンドタイム、1 日の実験回数は、完成後の運用上、外部利用に供する観点で、重要なファクターである。
- C (中島部会長) TCA は共同実験で 1 日 10 run 程度運転した実績もある。そこまでいなくても、午前 2 回、午後 2 回ぐらいは運転できると良い。

Q (中島部会長) 燃料製造工程で、現地の使用前検査はないのか？

A 立会検査はない。我々が行った検査の記録を確認する。

資料 12-8 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、進捗と平成 30 年度の計画の説明を行った。平成 29 年度までに燃料デブリ取出しなどを想定した臨界時出力挙動評価と臨界リスク評価の手順を整理したが、添加反応度の期待値の見積り方や臨界時出力挙動の評価精度が課題として残っている。このため、今年度は AGNES-P を改良し、Los Alamos の 1945 年の臨界事故を解析し初期バーストが再現できるようにする。また、燃料デブリの反応度温度係数を評価するとともに、燃料デブリの比熱、熱伝達率などの物性値等を整理する。

C (中島部会長) 取出し時に万一に臨界になったときの影響の程度を検討することが、臨界挙動評価の目的だが、実際には、添加反応度の大きさやどこで起きるかなど様々な条件を決める必要がある。結局は要求される精度の議論となる。逆に、例えば、周辺公衆が 5 mSv 被ばくする規模の核分裂数であれば、比較的容易に評価できるのではないか？ このようにアプローチして、そのような規模になり得ないと結論する方法もあるのではないか？ 個別の解析技術の開発も良いが、最終的にデブリ取出しの安全評価の中にどう位置づけるかが問われる。六ヶ所再処理施設では、設計基準で臨界は起きないと結論しつつ、臨界事故もまた設計基準事故にしている。原子炉内ないしは格納容器内で冠水した状態で臨界になり、水が沸騰して終息するならば、過度な影響はないだろうという印象はあるので、そこを定量的に説明するアプローチするなど、少し視点を変えた取組みが必要と思う。

A 公衆に対する影響の観点は重要だが、ソースをどれぐらい正確に評価できるかを、まず押さえてからだと思う。臨界になった固体のデブリから出てくる核分裂片は溶液系とは異なるであろうし、情報が要る。建家外への放出割合によっても結果が大きく変わる。したがって、アプローチを変えても、大雑把にしか言えない範囲では、現状と大差ないかもしれない。

C (中島部会長) 新燃料を扱っている加工施設の臨界事故であれば、核分裂した分だけの希ガスやヨウ素を評価すれば良い。しかし、既に燃焼した燃料が融けた燃料デブリが臨界になって周りの温度が急激に変わると、吸着していた FP が遊離するかもしれず、その影響の方が大きいかもしれない。こういう類のことを考慮することは難しい課題である。取出しのときに確実に臨界を防止する方針であれば考慮しなくて良いが、現実的には予定が立たないと思われる。したがって、臨界となった場合の影響の有無を評価しておくべき。それで影響はないと結論できればよいのだが。

A 終息させる手段と組み合わせて初めて、評価できるのではないか。密閉した閉じ込めでなければ、fission 数が大きくなれば多少なりとも影響が出る。したがって、fission 数の上限を定めて、終息操作の性能を求める形になるのではないか？

C (中島部会長) 取出しに際しては閉じ込めバウンダリーを設けるのではないか？ フィルターを通したベントになろうが、臨界事故でベントを止めれば良いのではないか？ 短半減期の FP は、数日から 1 週間止めておけば良いのではないか。ただ、fission 数

が大きすぎると、やはり難しいが。評価上はベントを止めなくとも、事故対応としてはあり得る。

Q (中島部会長) 本事業で検討するロスアラモスの事故は、今日の説明では、ポリエチレンの容器の中はウランと空気のはずが、そこに水が入って臨界になったとのことだが、ブロックの隙間に入った水も影響したのではないか？ その場合、モデルは複雑になる。

A そうかもしれない。ハンセンの評価では、水に接したウランの周辺部で核分裂が多く表面だけ温度が高くなったとしている。AGNES ではそこまで考慮できないが、現実には確かにそういうこともあるかと思う。

Q (中島部会長) 今年度やることは、これを解析できるように改良し、核分裂数などを再現できるようにすることだと理解している。その場合、反応度の与え方で結果が大幅に変わるし、フィードバックの与え方も課題であろう。終息した状況によって解析条件が変わるであろう。人の介入はあったのか？ 勝手に止まったのか？

A 5~10 秒後に操作ができた旨の記述があるので、何らかの操作があったと思われる。水抜きが、バルブが結構遠いところにあり、すぐにはできなかった、という記述もある。しかし、具体的に何をしたかが説明されていない。ハンセンは、金属が 200 度を超えるほどの fission 数だと評価しており、その温度上昇で未臨界になったと考えられる。そうすると、金属表面で水は沸騰するし、10 秒で常温に戻ったとは考えにくい。急激な出力バーストの後、しばらく落ち着いたと考えている。もち 20 秒なら何か変化があるかもしれない。AGNES ではとりあえずそのようなバーストを確認できるようにして、それが出来れば、次に仮に放置したらどうなるか追えるようになれば、デブリの解析でも役立つこともあるだろう。

Q (中島部会長) 周りに水が多量にあって次々浸入してくると、全量蒸発に必要なエネルギーを計算することになるかもしれない。

Q (村松委員) 1F の場合、冷却水の給水が続いている。すると大きな規模になるのではないか？

A 放置するとそうなる。したがって中性子毒物の投入が必要になるが、確実に止まるかどうかは、起きた場所にも依る。取出し作業の場合には、手を加えて状態が変わる場所が明確であり、そこに中性子毒物を入れることは工学的に意味があると思う。消火器構えながら不安定な化学物質を扱うようなものである。どう評価するかは課題だが、取出し作業は、そのような割り切りで決心すれば、出来るかもしれない。最初から中性子毒物を満たして確実に臨界を防止しようとする、中性子毒物濃度が非現実的に高くなったり、取出作業範囲が制限されたり難しいと思われる。

C (中島部会長) 燃料デブリが存在する空間が大きすぎる。

A ^{235}U 濃縮度も、部分的に、TMI-2 の時代よりかなり高くなっており、確実な臨界防止に必要な中性子毒物濃度を押し上げる。

C (中島部会長) 厳密に言えば、自発核分裂も中性子源もあるから、どこかで fission は起きている。その規模をどこまでに抑えられるか、許容できるか、という視点になろう。

C (村松委員) 格納容器に落ちている燃料デブリは様々なものが混ざっていて、実際に臨界に非常になりにくい状態になっているのではないか。炉心で燃料集合体の形がほと

んど残っているような場合なら、制御棒が先に溶けて抜けているかもしれず臨界になりやすいかもしれない。これらの 2 パターンしかないのではないか。デブリを取出すときには、これらの状況は判明しているので、それに応じて評価すれば良いと思う。

C (中島部会長) 取出すときにどこまでわかるかが問題である。現時点ではまだ、それらしきものがやっと見えたという段階である。

A 溶融プールが形成され固まった大きな塊は調べにくい。そこに 1 年目燃料に由来する $^{155,157}\text{Gd}$ が均一に分布していれば臨界にまずならない。しかし、もし不均一だと、 $^{155,157}\text{Gd}$ が薄い部分を水中で砕く操作が要注意である。ウランに対して水分量が多いスラリーが出来るかもしれない。燃料棒の形を視覚的に確認して評価するタイプと、形がまったく変わった大きな塊を分析して評価するタイプなど、評価のポイントになる調査の仕方が、取出す場所やデブリの性状によってパターン化できると思われる。また、この事業の成果として提案できるようにしたい。

(4) その他

次回の第 13 回会合は、原子力科学研究所で開催することを前提とし、10 月 17 日前後で調整する。

11.2 第13回会合

11.2.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成30年10月17日 10:00～15:00

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

NUCEF 管理棟 101号室/NUCEF 実験棟

(2) 出席者（敬称略）

中島（健）部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、郡司、渡邊、長家、井澤、深谷

オブザーバー原子力規制庁 山本、藤田

(3) 配布資料

（資料13-1 欠番）

資料13-2 前回議事録（案）

資料13-3 全体計画

資料13-4 臨界条件評価手法の整備—臨界リスク基礎データベース

資料13-5 臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム

資料13-6 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定

資料13-7 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料13-8 臨界挙動評価手法の整備

11.2.2 施設見学

STACY 更新に係る施設のうち、更新炉本体が設置される炉室（S）について、旧 STACY 溶液体系の設備が解体撤去された様子を見学した。また、NUCEF 管理棟モックアップ室で STACY 更新炉のモックアップ設備、及びこれと連動させる運転シミュレータの準備状況を見学した。

11.2.3 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料13-2）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(2) 事業の進捗・成果

資料13-3に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗・計画を説明した。平成29年度事業のうち臨界実験の準備について繰り越して実施中である。平成30年度事業の臨界条件評価手法の整備のうち臨界リスク基礎データベースの整備、臨界安全解析システムの整備などは進捗しているが、STACY 更新の新装置の設工認取得が遅れている。臨界挙動評価手法の整備については外注の準備中である。

Q (中島部会長) 設工認がいつ下りるか、見通しはあるか？

A 8 月初旬に最終の補正申請を行うことで規制庁殿と一度合意した。しかし NSRR で、設工認が下りた後に、使用前検査担当部署から情報が足りないとコメントがついて、設工認を変更することになった。一度認可したものを変更させたことは審査担当部署でも衝撃だった模様である。そのためか STACY については、使用前検査担当部署からコメントがありそうな内容で 44 件のコメントが一気に追加された。現在これに対応している。10 月 10 日から審査のやり方を変えるという状況も設工認取得に影響すると思われ、12 月半ばに下りると見込んでいる。ただ、どういう審査態勢になるのかまだ見えないところもあり、「？」をつけた。メーカーからは、スケジュールに余裕はなく、認可が 1 日遅れると初臨界が 1 日遅れると思って欲しい、とも言われている。なるべく工程は縮めたいが厳しい。研究の観点からは、使いにくい設備になっては困るので、規制庁殿のコメントを拙速に拝承することも避けたい。

資料 13-4 に基づいて、JAEA から、臨界条件評価手法の整備のうち臨界リスク基礎データベースの拡充・改良作業と臨界制限量評価の進捗を説明した。燃焼度の異なる燃料集合体の混合パターンを増やして解析を進め、解析結果を $^{155,157}\text{Gd}$ 濃度と残留 ^{235}U 濃縮度の比で整理したところ明確な特徴付けが可能なのである。

Q (中島部会長) 計算モデルについて、装荷パターンから 3×3 の集合体配列を切り取っているが、その範囲で燃料棒が概ね正方格子配列していて、さらに、制御棒やチャンネルボックスをモデル化して臨界計算を行っているのか？ 減速材はどうなっているのか？ その後に、減速材厚さを振って計算する球を配列したモデルとの関係がよくわからない。

A まず、 9×9 のステップ 3 燃料の設計を参考にした OECD/NEA Phase 3C モデルを使って、集合体単体の燃焼計算を行っている。5.2、15.2、24 GWd/t 等、それぞれの燃焼度の組成を計算している。そして、酸化物の部分つまりペレットだけの異なる燃焼度の組成を用いて、混合する操作をしている。装荷パターンから 3×3 等の集合体配列を切り取ったものは、臨界計算のモデルではなく、混合操作のパターンを決定するためのものである。

Q (中島部会長) ウランとガドリニウムの比を見て、組成にどのようなパターンがあるか調べたのか？

A 実際には、混合して得られた燃料デブリ組成を使って MVP で無限増倍率を計算した結果を見て、ウランとガドリニウムの比で結果を整理することを着想した。混合操作で得た組成を燃料デブリとし、燃料デブリ球に水減速材を球殻状に巻いて、体系境界を全反射条件にして無限体系としている。

Q (遠藤委員) 補足の説明で半径 200 cm の球の有限体系で増倍率が 0.97 で未臨界と判定できると書いてあるが、どういうモデルか？

A 無限増倍率を計算した小球が水中に多数配列しているところを半径 200 cm の大きな球で切り取り、その大きな球を水反射体で覆ったモデルである。

- Q (中島部会長) バックリングで評価しているのではなく臨界計算をしている。また、その時に減速材厚さと表現しているものは、単位セルの燃料デブリ球の周りを覆う水の厚さである、と理解している。単位セルの燃料デブリ球の直径はいくらか？
- A 半径が 1 cm、増倍が最大になるものを選んでいる。
- C (中島部会長) : 燃料デブリ球の中には水分が入っておらず、燃料デブリ球が疎に並んでいるなら、軽石状のモデルと考えられる。
- Q (村松委員) 炉心の中からある部分を 3×3 集合体配列分だけを取り出したわけで、同じ組成のものが半径 200 cm に相当する量、炉心に存在するわけではあるまい？ 非常に厳しい条件の組成のもので、半径 200 cm の球で存在したとしても、という仮定の話か？
- A 仰るとおりである。要するに、その組成では臨界にならないと主張したい。
- Q (遠藤委員) もっとシンプルな炉心全体を平均化した組成の場合はどうか？
- A 平成 29 年度事業の成果で報告済みだが、全炉心を混合したら臨界にならない。
- Q (遠藤委員) それよりも保守的つまり k_{eff} が大きくなる条件で、半径 200 cm ぐらい並んで、周りが反射という条件でも未臨界だということが、これで押さえられているのか？
- A 1 年目燃料つまり 1 サイクルを満たさなかった 3 ~ 5 GWd/t 程度の燃料集合体は、72 本の燃料棒があり、その中の 12 本が可燃性毒物のガドリニウムが入った燃料棒である。そのガドリニウムが溶けて均質に広がった場合、非常に強く中性子を吸収する効果を燃料デブリ全体にもたらして全部を未臨界にもっていく。そのガドリニウムが溶けて込んでいる範囲は大丈夫という結論になる。燃料棒に局在しているガドリニウムは、集中しすぎていて、中性子を吸収できない。それが広く分布すると中性子がより多く吸収されて、非常に強力な効果を持つ典型例である。 ^{155}Gd と ^{157}Gd がこの効果を持つが、中性子吸収により ^{155}Gd が ^{156}Gd に、 ^{157}Gd が ^{158}Gd になると効果は失せる。燃焼度の高い燃料には ^{156}Gd 、 ^{158}Gd が入っており元素分析では見分けがつかない。引き続き年度後半は、ここには紹介していないが、ベンチマーク解析等を進めていく。
- Q (村松委員) 円柱体系の臨界半径で示したグラフもある。そこで例えば、3 cm というようなかなり小さい数字がある。では、格納容器の中に散乱した燃料デブリの厚さが 50 cm ぐらいなっているとすると、半径で 25 cm ぐらいまでしか取り出せない、という量的なイメージになるのか？ 横方向への広がりでも、グラフに示された一番薄い寸法で作業が制限されると考えてよいのか？
- A 今回、臨界球寸法で結果を例示した。臨界安全分野では、ほかに、無限平板で臨界厚さを示したり、無限円柱で臨界直径を示したりする。そのような形状モデルの計算もデータベースシステムで進めているところである。無限平板で示せ、臨界厚さはどれくらいか？ と問われると、20 数 cm というようにやや異なる寸法にはなるが、オーダーとしては似たような数値になる。
- C (村松委員) 炉心全体の平均組成では臨界にならないという結論に対して、どれぐらいの確率で臨界になり得るかを考えるとする。格納容器中に広がっている燃料デブリ組成には濃淡があろう。30 cm とか 40 cm というような、臨界管理の観点で意味を持つ、平均をとるべき大きさがある。その大きさでもって燃料デブリを区分して、それぞれ

の部分における平均というものが定義できるが、その平均値は燃料デブリの場所によってばらつくはずであり、そのばらつきの平均が炉心全体の平均である。何個か燃料デブリ試料を採取してその組成のばらつきを測定したときに、その結果が上述のばらつきを何かしら代表していると考えられるなら、臨界管理の観点で条件が厳しくなる領域を示す、統計的に意味のある確率を導けるのではないか？

- A まったく同様に考えており、そのような情報を得るためのサンプリング・分析を提案することが当面の目標である。格納容器に落ちている燃料デブリをランダムにサンプリングしたところ、どのサンプルのガドリニウム対ウラン比も全炉心平均に近い値を示すとなれば、臨界の可能性は大変低いと考えられる。しかし、ところどころ比が小さいところがある、1年目燃料が混ざっていないところがあるならば、そこは管理が必要であろう。
- C (中島部会長) まだ具体的にまとまっていない考えだが、基本的に現状が未臨界ならば、仮にそのまま全部取り出せば未臨界のままである。細かく分けて取ろうとするから、組成の局所的な濃淡があるゆえの懸念が生じるとも考えられる。濃いところを加工して水が入るから臨界の可能性が高まるなどの状況である。作業領域を小さくするよりも、大きく切り取った方がリスクは減るかもしれない。技術的な成立性は度外視して、臨界にだけ着目した場合のブレーンストーミングだが。
- A 水の中で砕いてスラリーになるなど、急激に材料バックリングや形状バックリングが変わる操作がリスクを伴う。
- C (中島部会長) 気中で取り出せば良いが、下部には冷却水の溜まりもあろう。立方 cm オーダーの最小臨界量だけで制限すると、取出しに必要な年月が見積もれない。組成の濃淡に応じて、ここは大きく取り出して良いと判断できれば良いのだが。

資料 13-5 に基づいて JAEA から、臨界安全解析システム FACILE (Flexible Analysis Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) の開発・整備について進捗状況を説明した。新規モンテカルロ計算ソルバーの開発では、熱中性子散乱モデルの一種であるフリーガスモデルを検証中であることを報告した。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタ追跡法・確率的乱雑化とボクセル体系モデルの融合したモデルを実装し、検証したことを報告した。

- Q (遠藤委員) 説明されたボクセル無しと鉛ボクセルありのモデルでは、平均的な鉛の割合がそもそも異なっていると理解している。もし、ボクセル無しで乱雑モデルだけの場合とボクセルありのモデルで平均的な鉛の割合を同じにすると、結果はほぼ同じになるのか？
- A 関与している材料が鉛なので、ほぼ同じになると考えられる。
- Q (中島部会長) ボクセル無しとボクセル有りを比較したとき増倍率は上昇している。これは定性的に説明がつくのか？ ウランが鉛に置き換わったと理解している。
- A 燃料の部分は変わらず、反射体の部分が鉛に変わる。微妙な統計誤差の範囲の変化とも考えられるし、有意に中性子のバランスが変化しているかもしれない。
- Q (中島部会長) 量を1桁減らすと極限に近づくというのは確かか？

- A ^{238}U と鉛を比べて反射効果が増えることも減ることもあり得ると考えている。どちらになるかは、乱雑に置き換えるこのモデルで言うことは難しい。置き換える量をこれほど少なくしている理由は、極限で一致するまで確認するためであって、鉛の反射効果を評価する目的ではなかった。
- C (中島部会長・遠藤委員) 平成 30 年度の実施予定内容は多い。優先順位の高いものから進捗させるなど工夫し、未達にならないようにされたい。
- A 拝承。

資料 13-6 に基づいて、JAEA から、燃焼燃料組成測定を進捗を説明した。PWR 由来の 2 試料の分析に着手したが、6 月に大洗におけるトラブルが原因で作業が中断した。研究 4 棟での作業は再開することができたが、NUCEF は分離作業中の中断だったため試料が失われた。このため、WASTEF から NUCEF へ試料を再度輸送し分析をやり直している。

Q (中島部会長) 研究 4 棟の分析結果はこれから出てくるのか？

A ガドリニウム、サマリウムなど対象核種ごとに見ると作業が完了したものがいくつかある。分析結果は対ウラン比で整理するので、研究 4 棟で測定した結果と NUCEF でウランやプルトニウムを測定した結果が揃わなければならない。

Q (中島部会長) 次回会合では示せるか？

A 対ウラン比の濃度測定結果は示せると思う。解析評価は示せるかわからない。

Q (規制庁) 希釈輸送を繰り返しているが、まったく同じ試料か？

A WASTEF では、溶かした後に一回希釈している。これを一次希釈液と呼び、ある程度の量を継続して保管している。運ぶ前に、ここから少量分取しさらに希釈する。これを二次希釈と呼ぶ。希釈・輸送を繰り返したのは、同じ一次希釈液を用いているが、二次希釈と輸送をやり直したものである。厳密に言えば二次希釈操作の差は発生し得る。

Q (遠藤委員) 濃度は変わらないか？

A 全ての元素・核種の濃度が変わるが、対ウラン比の濃度表示ではキャンセルアウトして変わらない。

資料 13-7 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を説明した。STACY 本体については、旧 STACY の解体工事に係る設工認を平成 30 年 3 月 29 日付けで取得し、解体工事を行い、平成 30 年 11 月を目処に使用前検査を受検する予定である。また、新設に係る工事は平成 29 年 8 月 10 日付けで設工認を申請し、審査を受けて平成 30 年 4 月 9 日付けで補正申請を行ったが、さらに追加のコメント (8 月に 44 件追加) を受けているため、現在も審査中であり、審査終了の目処が立っていない。燃料製作については、ペレット製作が完了したため、9 月 23 日～30 日の日程でロシアに出張し、事業者検査を実施し、要求する仕様を満足することを確認した。また、輸送実施に向けた輸送容器調達を 6 月 19 日付けで GNF-J と締結し、作業を開始するとともに、平成 30 年 10 月を目処に輸送契約締結に向けた準備を進めている。デブリ模擬体調製設備／分析設

備の整備については、従来までの試験で得られた課題に向け、実試料の製作及び分析に向けた性能確認及び試分析を実施する予定である。

Q (中島部会長) ペレットを収めた燃料棒鞘管の端は溶接か？

A 溶接である。

Q (中島部会長) 輸送容器に燃料棒は何本収めるのか？ 何回に分けて運ぶのか？

A 一度に 900 本全数を運ぶ。輸送容器は軽水炉燃料集合体を運べるタイプのものであり、STACY の短尺燃料を運ぶために 4 体の輸送容器でよい。

Q (JAEA) この輸送容器について落下試験などは必要なのか？

A 解析のみで評価し、実際に落下させる試験は不要となる見通しである。過去に行われている落下試験の条件範囲に包絡される、という説明が了承されている。

C (村松委員) 計測の不確かさについて、JIS が改定されたり新しいガイドが出たりしている。最近の傾向として、単に測定結果の値のばらつきだけが測定の精度を表すのではなくて、測定方法に本来伴わざるを得ないであろう不確かさを自ら評価して記録することが求められるようになった。リスク評価をやっていると、評価の不確かさはどれぐらいかと常に問われるので、PRA のグループで調べていたところである。そこで、この臨界実験ではどのようにしているのか、と気になった。検討して、どういう項目があると自ら評価できたところ、まだ疑問があるところ、これらの情報を何らかの形で整理して資料に残すべきである。リスク評価や臨界解析のモデルを検証するとき、実験側に存在する不確かさが明確ならば、誤ってコード側の問題とされることを避けられる。この取り組みで実験データの信頼性が非常に増すし、国際的な比較をする場合にも、実験データを提供する側が、ここまで不確かさを評価してであると主張できる。

A 燃料の分析は溶かして測る。希釈などの操作はみな重量を把握しながら行い、結果の示し方も重量ベースのものになる。そこで起こり得る誤差は、天秤に由来するものや、測定器自体が持つバラツキに由来するものなどがあるが、誤差要因になる項目を挙げて、項目ごとに効き具合を議論して進めている。

A STACY で得られるデータは、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) に提供される。臨界量を測定する機器の設計から測定に用いる試料まで、すべてトレーサビリティを持つデータを用意している。ドライバ燃料製造に関しても、焼結工程から出てきたペレットをランダムにサンプリングして測定している。誤差要因も系統誤差成分と偶然誤差成分を分類して整理している。

A 上述の燃料の分析はデブリ模擬体の話である。自ら試行錯誤してデータを採れる。ロシアで作っているドライバ燃料の出来具合にも STACY の実験精度は依存する。燃料メーカーが出荷する燃料棒の仕上がり具合は、普通は、メーカーのデータを信用せざるを得ない。しかし、900 本の燃料棒を発注しているところに、もう 1 本余分に発注している。この 1 本は、納品されたら分解して中のペレットを我々自身でも測るためのものである。ロシアのメーカーが提供するデータに、万一、疑義が生じた場合に備えている。

Q (遠藤委員) 差異があった場合はどちらを採用するか？

- A 具体的には決めていない。決着がつくまで両者のデータを保全することになる。ドライバ燃料については、ペレットの素になる粉末も端栓なども全て 1 バッチで作っている。焼結や研磨の操作も全部 1 バッチである。ただ、焼結の際に場所によって温度差があるかもしれないので、ランダムサンプリングするようにしている。
- Q (遠藤委員) 余分の 1 本は、900 本の燃料棒からランダムにサンプリングしたペレットが入っているようなものか？ 非常によいベンチマークデータが得られると期待している。
- A そのとおりである。これまで ICSBEP に参加してきたことが大きく影響している。そこで求められそうなところを先取りして、STACY 更新に全部反映させている。
- Q (村松委員) 非常に重要なポイントであって、品質保証に当然含まれるべき話ではないか？
- A 古い臨界実験では重要視されていなかった。検証したい計算コードの能力が全く低かったときには、実験の精度をそこまで気にしなくても検証できた。今や驚くほどの計算精度があるので、その検証に供する実験データを得ることは技術的にチャレンジングである。検証の精度は数十 pcm 程度になろう。未臨界判定には 0.95 や 0.98 を使うことが多いが、計算コードと実験を比較するときには、小数点以下 3 桁目や 4 桁目で比較する。
- Q (遠藤委員) これだけ燃料棒ごとのデータがあると、ICSBEP に登録するときに難しくならないか？ 実体系からどれだけ簡略化してベンチマーク体系にしているかの説明が難しくならないか？ ベンチマーク体系として STACY を忠実に記述することは可能で、MVP の入力も作れる。そのような考えはないか？
- A 忠実体系と簡略体系を 2 種類用意することも考えられる。しかし、燃料棒の個体差を記述するところまでは行わないかもしれない。ICSBEP の中には、燃料が塊になって数か所に存在するような体系もある。それぞれの塊の質量が測られていて少しずつ異なっており、忠実体系はその違いがそのまま記述されている。簡略体系は平均した値が用いられる。燃料棒が曲がっているかも、という点も気になるが、忠実に記述するには測定データが要る。
- C (遠藤委員) 測定データがない場合には、炉心構成、臨界量測定、炉心解体を繰り返して、再現性から不確かさを確認するべきではないか。
- A そのとおりである。安全に関する検査が全部終わったら、本格的な燃料デブリ模擬実験に入るのと同時に、並行して STACY の再現性を確認する実験も行う。作業の習熟のためにも、格子板の解体・再構成も含めて、同じ炉心を繰り返し構成する作業を行う。フランスの IRSN も、STACY を使う決心をするために必要な性能確認であると言っている。IRSN は類似した作業・実験を行っている。
- Q (中島部会長) TCA では毎年同じ炉心で定期検査を受けていた。その間は別の炉心が構成されていたわけで、再現性のデータはあると言える。

資料 13-8 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、H30 年度の進捗の説明を行った。AGNES-P で固体燃料の周りに水が存在する条件での計算ができるようにする改良と、これを用いた Los Alamos の 1945 年の臨界事故の初期バーストの解析、燃

料デブリの反応度温度係数の評価、いずれも外注分は順調に進んでおり、1 月中に納品される予定である。燃料デブリの比熱、熱伝達率などの物性値等の整備も順調に進んでいる。

Q (中島部会長) 年度内に完了するか？

A 昨年度には、まったく新規の業者が参入し、短い納期だが可能か問い質すと「可能」と返事がきたものの、結局、納期遅延になった例があった。仕事の内容は適切だったが。逆に、受注可能性を相談したところ技術者としては「やりたくない」という返事だったが、応札してきた例もあった。技術者と営業担当者とのスタンスが違うことがあるようだが、適切に発注していきたい。

C (JAEA) これまで大抵の年度で受託事業を繰り越して実施してきているが、STACY 更新以外の事業内容は繰り越していない。しかし、委託元の規制庁殿とも相談の上で、場合によっては、解析の仕事も 2 ヶ月ないし 3 か月繰り越して実施することはできないだろうか？ 解析の品質の観点で適切な業者に発注する、品質の劣る業者は排除することが必要だと考える。検収条件を満たさない場合は検収しない。その上で再契約して他の業者に発注することも必要かと思う。ただ、これを単年度という制限でやろうとすると無理が生じる。適切なお説明とご判断に基づいて解析も繰り越しできないだろうか？

C (規制庁) 繰り越しは財務省との折衝が必要であり、STACY 更新の許認可などは繰り越しの理由として了解される。解析についても同様に折衝が必要で、財務省が了解できる理由がなければならない。また、概算要求段階でも繰り越しがあり得ることを理由とともに示す必要がある。この点で解析の繰り越しは難しい。

(4) その他

次回の第 14 回会合は、東京で開催するが、2 月 27 日前後で調整する。

11.3 第14回会合

11.3.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成31年2月27日 13:30～17:00

航空会館2F 204会議室

(2) 出席者（敬称略）

中島（健） 部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員
事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、植木、石井、深谷
オブザーバー 原子力規制庁 山本、藤田、中島（鐵）、酒井

(3) 配布資料

- 資料 14-1 前回議事録（案）
- 資料 14-2 全体計画
- 資料 14-3 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 14-4 臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム
- 資料 14-5 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定
- 資料 14-6 臨界条件評価手法の整備—臨界実験
- 資料 14-7 臨界挙動評価手法の整備

11.3.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 14-1）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(2) 事業の進捗と成果

資料 14-2 に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗・成果を説明した。平成 29 年度事業のうち臨界実験の準備を繰り越して実施しているが、まだ新規設備の着工に至っていない。平成 30 年度事業も臨界実験の準備について繰り越す方向で手続き中である。その他の臨界条件評価手法の整備と臨界挙動評価手法の整備は、予定どおり完了しつつあり本会合で成果をご説明する。STACY 更新炉の初臨界予定は平成 32 年度末になる。

Q（中島部会長）平成 30 年度事業もまた平成 31 年度に繰り越すようだが、手続きはどうなっているのか？

A 規制庁と協議し、財務省の了解も得ている。その上で、繰り越す契約変更の準備を続けている。

Q（中島部会長）STACY 更新の設工認の遅れについては、どうか？

A この後、STACY 更新を紹介するところで詳しく説明する。

Q（中島部会長）PreADES については、どうか？

A 臨界特性解析を紹介するところで説明する。

資料 14-3 に基づいて、JAEA から、臨界条件評価手法の整備のうち臨界リスク基礎データベースの拡充・改良作業と臨界制限量評価の進捗・成果を説明した。可燃性毒物の^{155,157}Gd が残留している 1 年目燃料集合体を溶融・混合で巻き込んだ燃料デブリは臨界になる可能性が低い。1 年目燃料集合体を含まずに溶融・混合する状況は、炉心装荷パターンに基づけば、数体分の燃料集合体でしか起きない。このような性状及び量の燃料デブリが臨界となる条件は $V_m/V_f > 1.0$ に限られる。国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP のデータを用いて、MVP-JENDL4 の検証を行ったところ、推定臨界下限増倍率は 0.98 として良い。

Q (黒崎委員) 炉心に装荷された集合体の燃焼度を 4 段階で示している。炉心の中の 5×5 の領域では 4 段階の燃焼度の集合体が含まれているが、2×2、3×3、4×4 の場合はなぜ 3 段階の集合体しか含まれないのか？

A 全ての段階の燃焼度の集合体を含み得るが、ここでは、必ず 1 年目燃料集合体を含ませた上で、できるだけ燃焼度の低い燃料集合体が多いものを代表として示した。言い換えると、1 年目燃料集合体が入って、かつ、増倍が最大になるもので代表している。

Q (黒崎委員) 集合体の燃料棒が全て溶ける前提であると理解している。その場合、集合体の間にある制御棒と一緒に溶け込むと、さらに臨界になりにくいのか？

A 実際に制御棒が融け込んでいけば、おっしゃる通りである。ここで、制御棒を考慮せずにガドリニウムだけに着目しているのは、ホウ素の化学的特性から分離する可能性があるのではないか、ガドリニウムは、以前に黒崎先生に教示頂いた通り、固溶体を形成して共存する可能性が高い、と考えているからである。

Q (黒崎委員) 制御棒だけが先に崩落するという説もあるが、実際はホウ素も少なからず燃料デブリの近くに存在すると思われる。したがって、ここに示されたモデルはかなり厳しい条件と言える。

Q (中島部会長) 構造材もモデルに入っていないのか？燃料組成としては、燃焼計算に基づいて FP や MA を入れているのか？

A 構造材は含めない一方で、臨界安全ハンドブックで考慮してよいとされる FP や MA は入っている。つまり、燃焼計算の結果のうち不揮発なものが入っている。セシウムは入っていない。

Q (黒崎委員) 鉄が入ると臨界になりにくくなるか、解析してみたか？

A 今回は酸化物だけを含む計算結果を示したが、MCCI 生成物や鉄を含む燃料デブリについても計算している。鉄が入れば、臨界管理の制限は緩くなる。MCCI 生成物の場合は水分含有率に対する変化が大幅に変わるが、それでも、全体の増倍の変化はガドリニウム奇数核と ²³⁵U の比を見て把握できる、という状況は変わらない。

Q (黒崎委員) 要するに、かなり保守的な条件で評価してもなお、無限増倍率が 1 を超えるケースは稀ということか？

A 稀というわけでもない。ただ、1 年目燃料集合体を含まずに 30 体も 40 体もの燃料集合体が混合することはあり得ない。1 年目燃料を含まない混合は数体程度でしか起き

ない。それ以上の数が混ざるときには必ず、1年目燃料集合体が含まれる。そこで、燃料集合体が数体分の燃料デブリ量に限定する前提を置けば、臨界になる条件は相当に限定される。

Q (中島部会長) 無限増倍率の計算では自己遮蔽効果はどのように考慮しているのか？燃料と水は均質な媒質になっているのか？燃料デブリは水の中で小さな球なのか？

A 燃料デブリは水の中に配列した直径 2 cm 球である。非均質効果による自己遮蔽が一番大きくなる、増倍が高くなる直径でモデル化している。先日撮影された燃料デブリとされるものの大きさも、同程度の様子である。

Q (中島部会長) 原理的には、炉心が全部溶けたとして、制御棒を考慮しなければ、無限増倍率が 1 を超える条件が必ず発生するのではないか？

A 以前に平成 29 年度事業の成果を紹介したが、全炉心が融けて燃料デブリになったとして、そこに ^{155}Gd と ^{157}Gd が均質に溶け出していれば、自己遮蔽がなくなり中性子吸収がより多くなり、無限増倍率は 1 を下回り、未臨界となる。

Q (中島部会長) そこで、むしろ局所的に、 2×2 ぐらいの領域で溶けて混合した場合に、臨界となる組成が現れるか調べたということか？

A そのとおりである。

Q (遠藤委員) 優先的に 2 号機の燃料装荷パターンを採り上げた理由は何か？

A 2 号機の情報しか得ていなかったためである。集合体の燃焼履歴ではなく、残留濃縮度で分類した情報しか得ておらず、これに基づいてモデル化してきた。他に理由はない。

Q (遠藤委員) どの号機から取り出しが始まるか、どの号機から PreADES の結果が使えるようになるか、と言ったことから戦略を考えているのか？

A 3 号機の MOX 燃料集合体を除けば、号機によって特に難しいという点はない。どの号機も同時に作業できる。

Q (遠藤委員) PreADES では、装荷パターンの情報しか開示されていないのか？

A 装荷パターンは東京電力の知財であり、東京電力の判断で開示できる情報である。PreADES、ARC-F、その他 OECD/NEA のシビアアクシデント関連プロジェクトで協力している機関には開示されている。一方、燃料設計は、燃料メーカーの知財であり、東京電力としては開示できないとのことである。

Q (遠藤委員) 崩壊熱分布の情報はないのか？

A 燃料集合体 1 体 1 体について、東京電力がプロセスコンピュータで評価した燃焼度と崩壊熱の情報が一緒に開示されている。

Q (遠藤委員) 崩壊熱分布に基づいて重みづけして、検討すべきではないか？

C (中島部会長) 炉心溶融はジルコニウム・水反応の発熱で起こる。

C (遠藤委員) なるほど。

A アイデアは拝承する。

Q (遠藤委員) 最外周の燃焼が最も進んだ集合体を検討対象にすることは合理的か？

A 最外周は溶けず、切株燃料が残っている状態を考慮すべきという説がある。溶けていない状態で再冠水することは考慮すべきである。

- Q (遠藤委員) 再冠水したとしても、最外周の燃料集合体はそもそも無限増倍率が低いので問題ないと思われる。
- A 最外周から 2 列目、3 列目には要注意な低い燃焼度の集合体がある。いずれにしても溶融・混合した燃料デブリについては、結構、知見を得て来た。一方で、溶けない燃料、例えば、切り株燃料や、被覆管が損傷しペレットは散乱したが溶けなかった、というような状態については、別のモデルを考えて評価しなければならない。
- Q (村松委員) MVP-JENDL4 の検証としては、増倍率 0.98 以下であれば十分正確に未臨界と言える。しかしこれは、実物の性状がよく分かっている、計算モデルとよく一致している場合の話である。燃料デブリについての計算結果は、計算モデル通りに実物の燃料デブリもウランとガドリニウムが均質に混合し、水の中に均一に配列していると仮定すれば、増倍率 0.98 を目安に判断できるという理解でよいか？
- A その通りである。
- Q (村松委員) 解析手法のベストの精度について議論しているのであって、計算モデルが良くなければ、その精度は得られない。均質な混合、均一な配列というような仮定は増倍率が最も高くなるのだろうか？ 逆だろうか？
- A ベンチマーク問題により検証済みの計算コードを使うにしても、燃料デブリの臨界評価を進めるにあたって、モデルの不確かさは必ず考慮しなければならない。例えば、不確かさの範囲で増倍率が最も大きくなるモデルで計算して、増倍率が 0.98 を下回るものであれば未臨界と判断できる。
- C (村松委員) そうであれば、計算モデルの作り方のガイドが、この事業のアウトプットとして必要である。
- Q (村松委員) 今回の説明の要点を再確認したいが、炉心全体が溶融して混合すれば臨界にならないが、局所的な混合に留まった場合には、臨界になり得る場所が存在するということか？
- A その通りである。もし、分析で $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ を測ることができれば、理想としては、この比を測るセンサーがあつて、デブリ表面をスキャンして、値が例えば 0.01 を下回れば、注意を要すると言えるかもしれない。
- C (村松委員) スラリーにして作業するような場合、 $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ の値が小さい場所から取り出したものはリスクが高いと理解した。
- A PreADES は燃料デブリ試料が採取できた場合に、どのような分析をするべきかを議論している。そこで $^{155,157}\text{Gd}/^{235}\text{U}$ の分析を提案している。別の観点として、 ^{155}Gd と ^{157}Gd はもともと 1 年目燃料集合体に圧倒的に沢山含まれている。これが燃料デブリの中に分布している様子を測定できれば、炉心溶融が起きた規模を知ることができると思われる。この点も説明している。
- Q (中島部会長) ベンチマーク問題に FP や MA を含むものはあるか？
- A ガドリニウムを含むものはあるが、FP や MA を含むものはない。
- C (中島部会長) FP や MA を含む解析手法の検証の必要性は当然議論になると思われる。一方で、臨界評価に用いるべき燃料デブリ性状を特徴づける指標は見えてきたように思われる。ただし、指標の分析精度の把握が課題となろう。

資料 14-4 に基づいて JAEA から、臨界安全解析システム FACILE (Flexible Analysis Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) の開発・整備について進捗状況を説明した。新規モンテカルロ計算ソルバーの開発では、熱中性子散乱モデルの一種であるフリーガスモデルを検証したことを報告した。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタ追跡法の多領域一般幾何形状への拡張を検証し、確率的乱雑化のホワイトノイズモデル機能を実装した。感度・代表性指標計算手法開発では、SCALE コードで計算されている代表性因子計算手法を調査し、本手法に基づいて代表性因子を計算する予定であることを報告した。

Q (黒崎委員) Big-Ten 未臨界化仮想炉心の計算結果として示されている 0.99627 ± 0.00030 の意味は何か？

A グラフにオレンジ色の○で示した、複数レプリカの増倍率計算結果の平均値と分散である。

Q (黒崎委員) ± 0.00030 という値に比べて、オレンジ色の○はもっとばらついているように見えるがなぜか

A 1σ の値で示しているので、この範囲内に 3 分の 2 ほどの結果が分布する。残りの 3 分の 1 ほどは範囲外になる。

Q (中島部会長) 参照解の意味は何か？

A 乱雑化せずに、一様に混合させたモデルについて、1 回モンテカルロ計算を行った結果と標準偏差である。

Q (中島部会長) 乱雑化した計算は、乱雑な分布を計算機が選んでいる。いろいろな分布が生じて、それぞれ計算結果が出てくる、という意味か？

A その通りである。

Q (遠藤委員) ホワイトノイズとブラウン運動ノイズで、視覚的に分かるような分布の違いは現れるのか？

A どちらも乱雑なのだが、ブラウン運動ノイズは、引き伸ばすと、より細かい乱雑な構造で現れる。自己相似と呼ばれる多階層な乱雑さを持つ。ホワイトノイズは、引き伸ばしても細かい構造は現れない。

Q (遠藤委員) 適用先としては、金属相が混じっているようなものか？

A 金属相が分離したり析出したりするような状況は、ボクセルを使って重ね合わせて表現する。

Q (遠藤委員) 実際の燃料デブリをどのモデルで表現するか、どうやって判断するのか？

A より微視的に観察して同じ模様が表れてくる自己相似の傾向があればブラウン運動ノイズを選ぶ。 $1/f^2$ の周波数特性を持ち、流体力学でいう乱流に相当する。ただ乱雑に分布している場合はホワイトノイズを選ぶ。コルモゴロフの乱流速のスペクトル $1/f^{1.67}$ 、流体が激しく混ざるような場合に相当する。

A 実際の燃料デブリを観察して決めることになる。異なる相の物質が非均質に混合している場合、酸化物相に金属相が非均質に混ざっているような場合はボクセルで表現する。同じ相の中にガドリニウムや ^{235}U が乱雑に混ざっている場合は解析的な関数で表現する。例えば、燃料デブリ試料を非破壊で元素分析する技術を適用し、分布の周

- 波数特性を観察すれば、どのモデルの分布に似ているか判断できる。実物の観察に基づいてモデルを選択する。逆に、モデルの選択のために観察が必要であるとも言える。
- C (遠藤委員) 今回示されている 2 つの計算結果の分布は、大きな差があるように見えないものの、分布は体系依存であろう。実際の燃料デブリに対してどのモデルを採用するかで計算結果は大きく変わり得る。
- C (中島部会長) 大きな差を生じる例を、予め、解析で知っておけば、分析の着目点のヒントになろう。
- A スペクトル依存のない体系は、 $1/f^2$ のスペクトルであり、標準偏差は $1/f$ のところで大きくなる。周波数分布を持つ例として、 $1/f$ 揺らぎは様々な工学分野で現れるが、 $1/f$ から離れると揺らぎが大きくなる。
- Q (遠藤委員) ここで言う周波数とは、空間的な周波数か？ 時間的なものか？
- A 空間的なものである。
- Q (遠藤委員) 高速炉のように中性子の自由行程が長ければ周波数の依存性は弱いのではないか？ スペクトルがやわらかい熱炉で、自由行程が短ければ周波数の依存性あるのではないか？
- A 自由行程と周波数のオーダーが一致していると、周波数の特徴が大きく効くと考えられる。今回は高速体系について Solomon に実装したもので計算した結果を紹介している。以前、熱体系について少数群で計算した結果を示したが、大きく変化していた。
- A 今回紹介している高速体系の計算結果は、対象に分布し正規性も強い。熱体系だと異なる。特に最適減速に近い状況と離れた状況で大きく異なる。対称な正規分布から離れてくる。
- Q (中島部会長) 来年度まで計画だが、進捗はどうか。来年度に、実装と検証は完了するか？
- A 今年度はマンパワーが不足して遅れている。
- Q (中島部会長) 様々なモデルを実装して整備を終えて、次に、これを使って計算してデータベースに結果を入れて行く。全体として平成 33 年度まで事業は続くので、必要があれば現実に即して計画を見直すことも必要ではないか？
- A 来年度は人的リソースを増強する。ただ、コーディングに強い即戦力の人材に来てもらえるわけでもないので、OJT しながらの作業になる。平成 31 年度より後については、おっしゃるように計画の見直しを相談したい。
- A 時間を要する作業は、中性子散乱則や $S(\alpha, \beta)$ 等の実装だが、避けて通れない作業であり、最優先で進めたい。
- C (村松委員) 乱雑な分布を表現する方法を組み込むことは新しい考え方であり、燃料デブリを解析対象とする際には必須と思われるし、高度なことと感じる。しかし、説明を受ける者は、実際の燃料デブリの解析に適用するとき、どこまで現実をモデル化できるか疑問を抱くと思う。そこで、何を乱雑化しているのか、幾何形状なのか組成分布なのか。そして、乱雑化したときに適用される拘束条件はどういう形で与えるのか。その拘束条件は、現実に燃料デブリを観測して得られる情報にどう対応するのか。この 3 点を最初に示すようにすると分かりやすいと思う。
- A 拝承する。

資料 14-5 に基づいて、JAEA から、燃焼燃料組成測定の見聞を説明した。取り組んできた PWR 燃料 9 試料、BWR 燃料 1 試料の分析作業を全て完了した。分析に用いたスパイク標準試料の分析も終えており、5 月に予定している平成 30 年度事業の中間報告において全ての分析結果が揃う。解析も並行して進めているが、 ^{235}U 量の計算値が過大になる傾向が見られ、何らかの原因で試料の燃焼度を過小評価している可能性がある。JENDL-4.0 を用いた計算では $^{156,157,158}\text{Gd}$ の C/E が 1 から大きく外れている。 ^{156}Eu の (n, γ) 断面積を見直した JENDL-4.0u1 を用いて解析すると改善が見られた。 ^{99}Tc の C/E も大幅に外れており、揮発性のために測定が過小となっている可能性がある。

燃料デブリの分析を念頭に、アルカリ溶融について調査している。

Q (中島部会長) 分析データの取得は完了しているのか? 評価はどうか?

A 分析作業は終えて分析データは出ている。解析評価をこれから行っていくが、もし分析データに疑義が出た場合は、一部再測定も考えられる。

Q (黒崎委員) 燃料デブリの溶解手法の調査に言及しているが、何を行うのか?

A 来年度に本格的に行う計画である。例えば、MCCI 生成物は硝酸で溶かすことが非常に難しく、アルカリ溶融だと可能であるという知見があるので確かめてみる。

Q (黒崎委員) 今年度は調査をしたのか?

A JAEA においてアルカリ溶融を TMI-2 燃料デブリに適用した実績があるので、その内容を JAEA 内で情報共有し、来年度に本事業として試してみることを計画している。まずは模擬物質で試してみるが、もし、スケジュールが許せば TMI-2 燃料デブリでも試してみたい。詳細は未定である。

C (中島部会長) 臨界安全評価に用いる計算コードの精度評価に資することが目的とされており、そのための分析データを採り、JENDL の改定も言及されている。とりあえず分析データが揃ったが、これに対して、燃料デブリ臨界評価に適用しようとしている燃焼解析技術の精度を評価すること、全体計画で言うところの燃焼解析コードの検証までが、今年度中の計画になっているので、この作業がさらに行われると理解している。現有の燃焼解析技術の C/E がわかり、臨界リスク基礎データベースにも入っていくと思うが、そこで臨界解析のベンチマーク問題で FP や MA を考慮しているかという質問に行きつく。当然、その不確かさにも影響し、燃焼度に応じて答えが変わってくるであろう。

A 感度解析により、後段の評価にどう波及するか検討することになる。

C (中島部会長) その戦略もよく考えるべきである。誤差伝播を単純に積み重ねることはよくない。

A 拝承する。

Q (中島部会長) 貴重な分析データだが、JAEA 公刊物等で公開するのか?

A JAEA 公刊物もだが、最終的には OECD/NEA のデータベースに入れることを考えている。ただ、その作業を完遂できる人材、燃焼計算を熟知して、分析データをベンチマーク化できる人材の育成から取り組む必要があり、時間を要する。

資料 14-6 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新の進捗及び運転再開後の実験炉心について説明した。STACY 本体については、旧 STACY の解体工事（平成 30 年 3 月着工）は昨年（H30）中にほぼ終了した。なお、解体工事終了後に予定されていた使用前検査は、規制庁方針により、運転再開と同時期に実施することとなった。また、新設に係る工事は平成 29 年 8 月 10 日付けで設工認を申請し、審査を受けて平成 30 年 4 月 9 日付け及び平成 31 年 1 月 17 日付けで補正申請を行ったが、STACY の棒状燃料貯蔵設備に、製作した燃料を収納することが「先行使用」とみなされることとなったため、現在、設工認の出し直しの準備中である。燃料製作については、金属部材（被覆管、端栓、スプリング）が完成したため、2 月 3 日～11 日の日程でロシアに出張し、事業者検査を実施し、要求する仕様を満足することを確認した。当該検査の合格をもって棒状燃料の組立てが可能となったため、平成 30 年度内に棒状燃料を製造する予定である。輸送実施に向けた輸送容器の許認可について、6 月 19 日付けで GNF-J と契約し、STACY の棒状燃料を輸送する容器の設計承認を申請し、今年度中に認可取得予定である。また、燃料輸送については平成 30 年 10 月 18 日付けでイーエナジー社と契約し、輸送準備を進めている。デブリ模擬体調製設備／分析設備の整備については、従来までの試験で得られた課題に向け、実試料製作に向けた性能確認を実施する予定である。

引き続き資料 14-6 に基づいて、STACY 更新炉の実験炉心策定の進捗について説明した。既報である平成 28 年度事業で実施した仏 IRSN との共同研究において、MCCI 燃料デブリに含まれる Si や Ca の吸収断面積の実効増倍率に対する感度に着目したことを説明した上で、三角格子も導入した場合、コンクリート模擬材としてこれまで棒状燃料要素と同じ形状を想定していたものを、穴あきコンクリート減速材で置き換えた場合、それぞれについて実験炉心の構成案を示し、得られる積分感度の変化量を示した。今後は、実炉心の核的設計の進捗及び、評価用資料の合理的な作成方法の検討などに基づき、実験炉心案を改定していくことを説明した。また、燃料デブリ中に高確率で含まれると考えられるジルコニウムについての感度評価結果について説明し、コンクリート由来のものと比較して大きくないことを示した。実験用機器の整備について、検出器設置時の格子板設計に関する考察を説明したほか、棒状燃料要素と同じ外径の鞘管に収納可能な中性子検出器を異なる格子板ピッチ（1.27、1.50、2.54cm）の炉心外に配置した場合の応答について計算結果を示した。

Q（黒崎委員）先ほど燃料デブリ分析に関してアルカリ溶融という案が示された。デブリ模擬体の分析にも関係するのかわかるとか？

A 関係するところはあるだろう。しかし、デブリ模擬体の分析については、これまでの技術や経験から、余計な混ぜ物はしたくない、アルカリ溶融はしたくない、可能ならば酸でシンプルに溶かしたい、という基本的な方針がある。どうしても溶けない場合はアルカリ溶融も検討することになるだろう。

Q（黒崎委員）今回の説明ではジルコニアはほとんど溶けてない。塩酸やフッ酸で溶ける見込みはあるのかわかるとか？

A 溶けるといふ経験則や文献はあるが、強酸は入れたくないという方針もあるので、バランスも考えながら検討したい。

- Q (黒崎委員) デブリ模擬体を化学分析する意図は何か？
- A デブリ模擬体を臨界実験装置に入れて、その臨界特性を測る。重量ベースで原料を把握してデブリ模擬体のペレットを作るが、仕上がり具合を把握するため、改めてキャラクタライズするために分析する。そのため、デブリ模擬体を調整する設備と分析する設備を並置する。
- Q (遠藤委員) 炉物理実験に用いたものは残しておいて、同じロットのものを分析にかけるのか？ 実験に使ったものを破壊分析すると、同じ模擬体で条件を変えて炉物理実験を行うことができなくなる。
- A 目的に応じてどのような方法でも良い。炉物理実験に使ったものを破壊分析しても構わない。あるいは、同じロットで作ったデブリ模擬体の半分以上を炉物理実験に使って、残りを分析に使うということもできる。
- Q (黒崎委員) 原料を混ぜた割合が分かっているならば、出来上がったものも同じであろう。それでも細かく分析する意図は何か？
- A 逆にデブリ模擬体を調製する際のパラメータだけでキャラクタライズできるアイデアがあれば、それはありがたい。ただ、デブリ模擬体は焼結する。
- C (黒崎委員) 焼結する雰囲気酸素の量が変わり得るので分析する必要がある。分析の意図は理解した。
- Q (中島部会長) 設工認を出し直すになるということだが、いつ頃になるか？
- A 3月か4月にもう一回補正するほか、貯蔵設備の先行使用は新規に独立して申請するように指導されている。1ヶ月程度で認可されるのではないかと期待している。現在、ヒアリングを行っているが、技術的な議論はない、後は手続き論であると言われている。したがって行政手続きを淡々と進めることになろう。
- Q (JAEA) 第2回設工認申請から貯蔵設備を抜いたものと、新たに出す貯蔵設備の設工認は、最近始まった設工認の公開審査会にはかからないのか？
- A それはわからない。ただし、先行使用に係る設工認に関しては、独立性や適用される技術範囲の適切性は、委員会で判断される。したがって、申請したら一回は委員会にかかる。原子炉本体の方は、第2回設工認申請に残すので、こちらは、課題は残っておらず、先行使用の議論と切り離して認可されると期待している。貯蔵設備は、燃料輸送に際して、受け皿として完成していなければならない。
- C (中島部会長) 旧設備の解体の使用前検査を、運転再開時の使用前検査と一緒にやる流れと理解している。使用前検査の具体的な内容や判断基準を議論しているだろうが、おそらく、運転再開時は新検査制度になって使用前検査がなくなっている。事業者使用前検査の内容を整合していることが重要で、後からフリーアクセスで不備を指摘されても工事終わってしまっているという状況は避けるべきだ。
- Q (遠藤委員) STACY で用いる中性子検出器は ^3He か？ ^3He は入手できるか？ 格子板の寸法に合うような検出器を用意しようとしているのか？
- A 入手できるが大変高価である。設工認を取得する観点で燃料棒と寸法がコンパクトなものが簡単なので、そういう寸法のものを作ろうとしている。
- Q (遠藤委員) ファイバー型のシンチレーション検出器を使う考えはないか？

- A まずは、確実な在来型の検出器を使おうと考えている。ただ、ファイバー型の検出器で動かさないものであれば、魅力的である。動くものは、許認可の関係でハードルが高い。
- Q (中島部会長) BF₃ 検出器はどうか？ 国内にメーカーはあるのではないかな？
- A 海外メーカーは、BF₃ 検出器を納品できると言っている。国内のあるメーカーは腐食性ガスを扱いたくないと言っている。感度が低い測定条件では BF₃ で良いので発注することも検討する。
- Q (中島部会長) TCA や FCA に、核分裂電離箱、³He 検出器等、多種多様な検出器がある。在庫を確認しているかな？
- A 確認している。その上で、今回は細径のものを紹介した。
- Q (中島部会長) 許認可の観点で、実験体系の自由度はどの程度あるかな？
- A 許認可では、減速能を V_m / V_f の平均値だけで定めている。また、停止余裕も確保しなければならず、中心に大きな実験領域を設けると安全板を配置できなくなる。初臨界直後は、とりあえず、今回紹介した格子間隔が 1.27 cm と 1.50 cm の正方格子を用いる。その後、高度化して格子間隔を変化させた体系、中心部の実験領域だけでも異なる格子間隔に置き換えた体系ができないか検討している。安全板は最低 2 枚設置できれば良いが、別の場所に津波冠水に備えた中性子吸収板を入れられることが要件となっており、機械設計の最大の制限になっている。来年度はこの点の設計が定まり、核的な実験上の制約も決まるので、実験炉心の構成案をリバイスする。
- C (中島部会長) コンクリートブロックも考えているようだが、重量物である。地震時に燃料や炉心タンクに影響を与えないように設計対応が要る。
- C (中島部会長) 検出器の反応度値が、50 pcm と書かれていたが、容器等も全部込みの反応度値かな？
- A そうである。ここで示した結果はジルカロイの鞘管に入れた場合の値である。スペーサーはほとんど効かないアルミニウムで作るので、ここに示した値を変わらないと考えている。
- C (中島部会長) アルミスペーサーを入れるということは、水-ボイド置換に相当するのではないかな？ 放射化測定では金線や箔を炉心に入れるが、そのための治具は許認可対象外かな？
- A 基本炉心の k_{eff} の計算は中空管の条件であり、そこにアルミスペーサーを入れた条件は水-ボイド置換ではないと考えている。放射化測定のための金線や箔の入れ方と取り出し方は、安全板の位置や動作が確定してから決める。基本的にホルダーごと取り出すことになりそうだ。その反応度値はこれから検討する。炉心タンクの中は設工認を必要とする空間である。そこに自由に実験資機材を入れたり取り換えたりするのなら、設工認をとった鞘管をバウンダリーとして設ける。バウンダリーの炉心側は設工認の空間であり、バウンダリーの反対側は核的制限値だけは守らないといけませんが、何を入れてもいい空間とするのが一つのアイデアである。これに沿えば、検出器を入れる鞘管や箔のホルダーは設工認をとることになるが、実際にはまだ設工認をとる手続きに入っていないので別途検討する。ただ、あまりやりすぎると、何もできなくなる。

- C (中島部会長) 水平方向の中性子束分布を測定する場合など、どうするか検討が必要である。TCA だとアクリル板に線を張り付けて差し込むだけで、非常に簡単にやっていた。
- A 現在この事業に携わる者に、TCA のような燃料棒タイプの臨界実験の経験がない。高出力運転の後、溶液系 SYACY では、溶液燃料が地下へダンプされるので線量はあまり上がらなかったが、燃料棒タイプの場合はその場にあるので線量は高いままである。こういうレベルの議論を、東芝 NCA の経験者が 1 名加わって、今になって改めて行っている状況である。
- C (中島部会長) 燃料棒のガンマ線スキャンの場合も、作業時の線量低減と測定時の線量確保をバランスさせるため、どれだけ手際よく炉心から燃料棒を取り出すかが重要である。
- A 燃料棒の貯蔵設備も、作業効率の観点で良いだろうと考えて、炉室の中に設置することになったのだが、高出力運転を行った燃料もそこ貯蔵するので線量が上がってしまう。このような議論は活発に行っている。

資料 14-7 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、平成 30 年度の成果の説明を行った。AGNES-P で固体燃料の周りに水が存在する条件での計算ができるように改良し妥当な計算結果が得られることを確認した。これを用いて Los Alamos の 1945 年の臨界事故の初期バーストの解析を行い、核分裂数の文献値を再現できる見通しを得た。無限体系での燃料デブリの反応度温度係数の評価と、燃料デブリの比熱、熱伝達率などの物性値等の整備を行い、臨界挙動評価のための動特性解析を実施できる環境を整備した。

- Q (村松委員) AGNES コードを拡張する作業だけでも着実な進捗であると考え。しかし、瞬時に反応度が添加されてバーストが起き反応が止まるシナリオを考えるだけで良いのか？
- A 今回示したものは、臨界になった時の最初のバーストだけを示しているのご理解頂きたい。除熱の様子によってバーストの後の様子が大きく変化するので、今後はその点も考慮したい。燃料部分の温度が数百度上がると、表面の膜状沸騰になり、熱伝達が非常に悪くなる。そういう効果について来年度は取り組みたい。バースト後の、熱の計算することで確認したい。
- Q (村松委員) バーストのような激しい反応にならない場合はどうか？ 例えば、スラリーを操作しているときに、臨界になっているが、大きな発熱はないまま継続する、検出されずに続くというシナリオを考えなくてよいか？
- A そのようなシナリオはあり得る。そのシナリオの評価は現状のコードの機能として対処できる。
- C (村松委員) デブリ臨界リスクの研究という観点で、計算コードの機能を整備するだけでなく、有意な従事者リスクや公衆リスクを生じるシナリオが網羅できていることを確認する作業も必要である。事業者が行うべきこと、という考え方もできるが、本事業でも考えておいた方がよい。

- Q (黒崎委員) 燃料デブリと比熱と熱伝導率はどのように設定するのか？
- A 構成している材料単体ごとの値を、材料の比率で足し合わせることが考えられる。燃料デブリそのものの物性値の情報がないので、それで代替するしかない。
- C (黒崎委員) 比熱はそれでよいかもしれないが、熱伝導率はむずかしい。
- A 実際のデブリ、もしくは模擬体を作って調べてみる必要があるかもしれない。
- Q (黒崎委員) 物性値がよくわからないことが、評価の不確かさに大きく影響するのか？ 正確な物性値が必要ではないか？
- A バーストの規模は熱容量が効く。したがって、熱容量・比熱などの今の情報である程度評価できると考えられる。バーストの後の様子は、物性値がよくわからないと不確かさが大きくなるので正確な値が必要である。
- C (中島部会長) 臨界実験事故解析のバースト評価においても、出力分布に重みをもたせて反応度フィードバックを計算しないと 1.5 倍ぐらいの違いを生じる。バーストの立ち上がりの様子も変わる。ロスアラモスの事故の場合、核分裂数が相当小さく、いわゆるスロートランジェントに近い。反応度が入って温度が上がりフィードバックがかかると終息すると考えられる。この解析においては、ウラン金属の反応度係数を計算して用いたと理解している。
- Q (中島部会長) 検証解析において第 2 領域が液相、気相に分かれているが、解析体系は適切か？
- A 円筒だけ扱えたところに、球体系と平板体系を扱えるように機能を追加した。第 1 領域が燃料、第 2 領域は水が、その外側に気相ができる。
- C (中島部会長) 液相と気相が混在する、つまり液相に泡が混ざっているわけではないと理解した。その上で、フィードバックの反応度係数はどの効果か再確認してもらいたい。村松委員が言われるように、計算機能を整備することを目的として、様々な臨界の状況を解析できるようにすることは良いが、その上で、様々な臨界の状況のリスクをどう評価するか考える必要がある。スケジュール表に示されている実施項目やシナリオ検討の結果、臨界リスク評価手法を最終的にどうまとめ上げ、実際の規制に燃料デブリ取り出しの情報をどう反映するか考えなければならない。
- C (村松委員) そういう意味では、今コンシークェンスの解析を始めたことは良いが、コンシークェンスの解析は最初にやるべきかもしれない。そうすることで、どの程度低い確率に抑えられるか、見通しを得られる面がある。簡単な例でやってみて、反応度の程度に応じた線量の見通しをつけることにより、この程度なら問題ないという条件を明らかにすることは意味がある。緩いトランジェントについて、影響を緩和する設備の要否は大きな判断となる。事業者にとっては、自然にすぐ止まってしまうか、あるいは継続しても大したことがないか、判断は非常に重要だろう。それ見通しをつけるためにも、コンシークェンスの解析の大事なところである。
- A 本事業の経緯として、当初はリスク評価手法整備を進めたが、今は、影響評価を行うことになっている。臨界となっても影響は限定的であることを示そうとしている。
- C (中島部会長) 直感的にはそうだろうが、それを論理的に定量的に説明できることが重要である。

- C (JAEA) 臨界に寄与する体積が小さいと言えれば、核分裂数の評価は抑えられるのではないか？
- A この事業とは別に、検討してみたい。
- C (中島部会長) 燃料デブリ取り出し時に臨界になったとして、寄与する体積は相当に大きいのではないか？ 数十リッターや百リッターという大きさではない。
- A 10 の 20 数乗というような桁違いに大きな核分裂数になる可能性は消去できるのではないか。
- C (中島部会長) 最終的には、予想される核分裂数がこの程度で、この程度の規模の取出作業までは許容できる、というような判断基準が出せるとよいのだが。目安が何もなく、少しずつしか作業できないとなると、燃料デブリ取出しや廃炉が進捗しない。IRID が開発している臨界事故検出でも、希ガス監視では検知に数時間を要する。事象が起きても最終確認をどうするかが難しい。
- C (JAEA) PreADES では、チェルノブイリにおいて現在でも中性子検出器を取り付けてモニタリングを強化する努力が続けられていることが紹介されていた。1F でも中性子検出器を入れられれば良いと思う。ただ、入れれば自発核分裂などで中性子は検出されてしまうだろう。説明の仕方を事前に考えておくことが必要だろう。

(3) その他

部会長・委員に来年度も引き続き留任頂く内諾を得た。

次回の第 15 回会合は、6 月 27 日午後、東京での開催で調整する。相前後して JAEA から規制庁に平成 30 年度事業の中間報告を行う。

来年度は 9 月に臨界安全国際会議 ICNC がフランスで開催される。本事業から 6 件の発表を予定している。全体進捗を説明、臨界特性解析の結果、Solomon の紹介、リスク評価手法整備、IRSN と共同で発表する臨界実験計画、臨界実験の準備、である。

原子力規制庁では、この事業の中間評価として外部評価を受ける予定である。

第 VI 編 まとめ

第 12 章 平成 30 年度事業の成果

12.1 臨界条件評価手法の整備

平成 29 年度事業に引き続き、平成 26 ～ 28 年度事業で整備・拡充した臨界リスク基礎データベースの解析機能を用いて、燃料デブリの臨界特性解析を実施した。2 号機の燃料燃焼度分布に基づく仮想的な燃料装荷パターンを用いて、燃料集合体 2×2 ～ 5×5 の領域で隣接する燃料の組成を均質に混合させて多数の燃料デブリ組成を作成し、燃料対水比を変えて無限増倍率を系統的に解析した。

燃料デブリの予想される特徴として乱雑な組成分布が挙げられる。乱雑さの寸法スケールは、核特性に影響しないような微視的なものから、非均質性を通じて核特性が変化するような数 mm ～ 数 cm のものまで多岐にわたると考えられる。燃料デブリの臨界条件評価においては、このような乱雑な組成分布をモデル化してその反応度効果を解析する必要があるため、これまで新たな連続エネルギーモンテカルロ法ソルバー **Solomon** を開発してきた。今年度事業では、熱中性子散乱モデルの 1 つである自由気体モデルを検証するとともに、確率的乱雑化機能を広範な冪乗則パワースペクトルを模擬できるように拡張した。また、今後実施する臨界実験の類似性を定量的に評価するため、実効増倍率に対する代表性因子計算手法の文献調査を実施した。

燃料デブリの現実的な組成評価では燃焼計算も重要である。その妥当性確認に資するため、燃焼履歴が明らかにされている軽水炉燃焼燃料の組成分析を進めた。PWR 燃料集合体から採取した 4 試料の組成分析を行い、燃焼度の決定に必要なウラン、プルトニウム及びネオジム、並びに臨界評価に重要な中性子吸収効果が有意である希土類元素（Gd を含む）を定量した。あわせて、燃焼計算コードシステムでの追跡計算を行い、組成の実測値と計算値を比較した。平成 28・29 年度事業で評価した 6 試料と合わせて、計画していた 10 試料の評価が完了した。

STACY 更新炉の原子炉本体の整備のため、平成 29 年度事業に引き続き、(1) 溶液系 STACY の解体撤去、(2) STACY 更新炉原子炉本体の新設機器製作、(3) STACY 更新炉の基本炉心の設計、及び(4) STACY 更新炉の燃料デブリ模擬臨界実験の炉心の検討を実施した。(1) では溶液系 STACY の炉心水槽や実験装置架台等、溶液燃料に汚染されていない機器の撤去を行ったほか、溶液燃料取扱設備等、更新後に使用しない設備との系統分離を行い、解体作業を完了した。(2) では STACY 更新炉新設のための許認可の進捗による変更に対応したほか、サーボ型水位計等のプロセス計装の製作を進め、溶接検査準備等、機器製作の準備を整えた。(3) では解析により STACY 更新炉の炉心を設計し、炉心構成に先立ち必要となる国の安全審査を申請した。(4) では熔融炉心コンクリート相互作用 (MCCI) 生成物を含む燃料デブリの臨界特性を把握するための実験炉心の検討として、解析により、広範な減速条件を再現するための三角格子、炉心装荷物として軽水減速材を置換するブロック状のコンクリートを用いた燃料デブリ模擬臨界実験の炉心の予備検討を行った。これにより、STACY 更新炉における実験条件の選定に資する検討結果が得られた。また、燃料被覆管の主原料であるジルコニウムの相互作用の実効増倍率に対する感度を調査した。この結果、

燃料デブリ中に含まれると予想される他の材料（コンクリート、鉄など）に比べて大きな影響はないことがわかった。

燃料デブリ模擬臨界実験用の燃料調達のため、海外工場で棒状燃料の製作を完了し、事業者検査を行うと共に、使用前検査の準備を整えた。

デブリ模擬体調製設備の整備について、平成 29 年度事業で行った圧縮成型機の性能試験から得られた知見を反映し、改良した金型でペレット試作を行い、良好な結果を得た。

デブリ模擬体分析設備の整備について、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、前処理等に使用する分析用器材を整備した。また、デブリ模擬体調製設備で試作したペレットを用いて試分析を実施した。

ICSBEP の定例会合に参画し、近年に実施された臨界実験の実験機器精度、不確かさ評価のための事前測定の頻度等、実験データ・ベンチマークデータとして完成度を高めるための実験方法論に関する知見を得た。

12.2 臨界挙動評価手法の整備

平成 27 ～ 29 年度事業に引き続き、放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した放射性物質環境放出等の臨界挙動評価モデル・評価支援ツールについて、より燃料デブリの条件に近いモデルを導入した。また、これを用いて過去の臨界事故事例・実験データの解析を行って、評価モデルの性能検証を行った。

評価支援ツールに実装されている AGNES-P コードでは燃料デブリの取出し時の臨界事象を想定して、固体状燃料の周りに水などの液体が存在するような体系の解析が出来るように開発を進めている。このような体系で、固体燃料の温度上昇によって、周囲の水が相変化（蒸発）する効果、水が減少することによって反射体として与える影響が変化する効果を考慮して出力挙動を計算できるように改良した。球形状、円筒形状、平板形状に対して、温度フィードバック反応度の時間変化に係る計算結果について、その妥当性を定性的に確認した。

球体モデルの計算をできるようにした AGNES-P コードの検証のため、過去の臨界事故の解析を行った。平成 27 年度事業において円柱モデルで評価を行った、1945 年に発生したロスアラモス臨界事故について、球体モデルで再評価した。添加反応度が 1\$ 程度で 5 秒後に未臨界になる条件で、文献値を再現することを確認した。今後の課題としては、熱伝達計算精度の向上のため、膜状沸騰に対応することが挙げられる。AGNES-P コードの検証においては、添加反応度の評価を詳細に行って、実際の条件に近い反応度添加条件で動特性解析を実施すべきである。

臨界挙動評価に必要な物性値について整理した。核燃料、炉内構成材料、混合物、その他の物質について、物質名、密度、比熱、熱伝導率を取りまとめた。これらの値は動特性解析で利用される。

無限体系の反応度温度係数について、燃料デブリ温度を固定し水温度を変化させた場合と、その逆の水温度を固定し燃料デブリ温度を変化させた場合の両方について計算を行った。いずれのケースにおいても燃料の反応度温度係数は負で、水のものは正であった。また、反応度温度係数の 1 次係数の大きさはコンクリート割合に依存するが、燃料で -1.3×10^{-5}

～ -9.7×10^{-5} 程度、水で $5.7\times 10^{-4}\sim 9.2\times 10^{-5}$ 程度であった。これら1次係数の絶対値は燃料の方が小さいが、臨界事故時の温度の上昇幅は燃料の方が数倍大きいと予想されるため、結果として温度フィードバック反応度は負になることが予想される。

12.3 専門家の意見聴取

臨界管理、リスク評価及び燃料材料の専門家4名で「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」を組織し、3回の会合を持った。1回目の会合では今年度事業の計画を、2回目の会合で今年度事業の進捗を、3回目の会合で今年度事業の成果を検討・議論した。これらの会合には原子力規制庁からもオブザーバーが参加し、コメントしている。

なお、2回目の会合は、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のNUCEFで開催し、STACY更新進捗の視察が行われた。STACY更新炉の炉心構成機器の詳細な設計を取り入れることにより、実験炉心の構想を具体化することが求められた。また、臨界挙動評価でも臨界超過シナリオをより具体的に想定することにより、事象の規模の上限を明らかにできないか、課題が提示された。

