

平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書

東京電力福島第一原子力発電所
燃料デブリの臨界評価手法の整備

日本原子力研究開発機構

平成 31 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 29 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 臨界マップデータベースの整備.....	13
3.1 臨界マップデータベースシステムの改良.....	13
3.2 ICSBEP ベンチマーク計算による臨界解析コードの検証.....	23
参考文献.....	37
第 4 章 臨界安全解析コードシステムの整備.....	39
4.1 燃焼計算コードのシステム化.....	39
4.2 新規モンテカルロ計算ソルバーの開発.....	53
4.3 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発.....	61
4.4 感度・代表性指標計算手法の開発.....	70
4.5 まとめ.....	71
参考文献.....	72
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.....	73
5.1 概要.....	73
5.2 使用済燃料試料の採取.....	74
5.3 使用済燃料試料の分析方法.....	76
5.4 使用済燃料試料の分析結果.....	88
5.5 燃焼度の決定.....	93
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.....	105
5.7 ^{156}Eu の核データに JENDL-4.0u1 を使用した解析結果.....	110
5.8 まとめ.....	115
参考文献.....	116

第 III 編 臨界条件評価手法の整備（実験に関する部分）	117
第 6 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備	119
6.1 溶液系 STACY の解体撤去	119
6.2 STACY 更新炉原子炉本体の設計	131
6.3 STACY 更新炉の基本炉心検討	191
6.4 STACY 更新炉の実験炉心の検討	202
6.5 実験準備室の整備	210
6.6 高精度水位計のモックアップ試験	218
第 7 章 デブリ模擬臨界実験用燃料の調達	237
7.1 デブリ模擬臨界実験用燃料輸送容器の詳細検討	237
7.2 棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作	243
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	259
8.1 デブリ模擬体調製設備の整備	259
8.2 デブリ模擬体分析設備の整備	314
第 IV 編 臨界挙動評価手法の整備	333
第 9 章 臨界挙動評価精度に関する解析	335
9.1 目的と概要	335
9.2 AGNES-P コードの改良手順	341
9.3 AGNES-P コードへの球形状計算モデルの組み込み	342
9.4 AGNES-P コードへの平板形状計算モデルの組み込み	344
9.5 AGNES-P コードの試計算	346
9.6 まとめ	358
第 10 章 燃料デブリ形状の反応度効果に係る解析	359
10.1 目的及び概要	359
10.2 解析方法及び解析条件	360
10.3 TWODANT を用いた解析	372
10.4 MCNP を用いた解析	426
10.5 まとめ	445
第 11 章 取出し時を想定した臨界事故挙動評価の試行	447
11.1 目的及び概要	447
11.2 空間線量率に係る予備調査	450
11.3 燃料デブリ取り出し時の影響評価	477
11.4 まとめ	513
参考文献	515

第Ⅴ編 専門家の意見聴取	517
第12章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会	519
12.1 第9回会合	519
12.2 第10回会合	528
12.3 第11回会合	539
第Ⅵ編 まとめ	551
第13章 平成29年度事業の成果	553
13.1 臨界条件評価手法の整備	553
13.2 臨界挙動評価手法の整備	554
13.3 専門家の意見聴取	555

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。

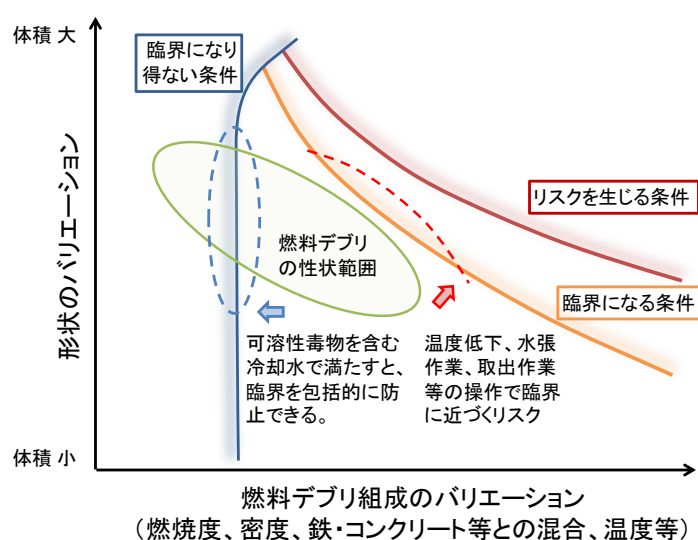
参考文献

- 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⁾。

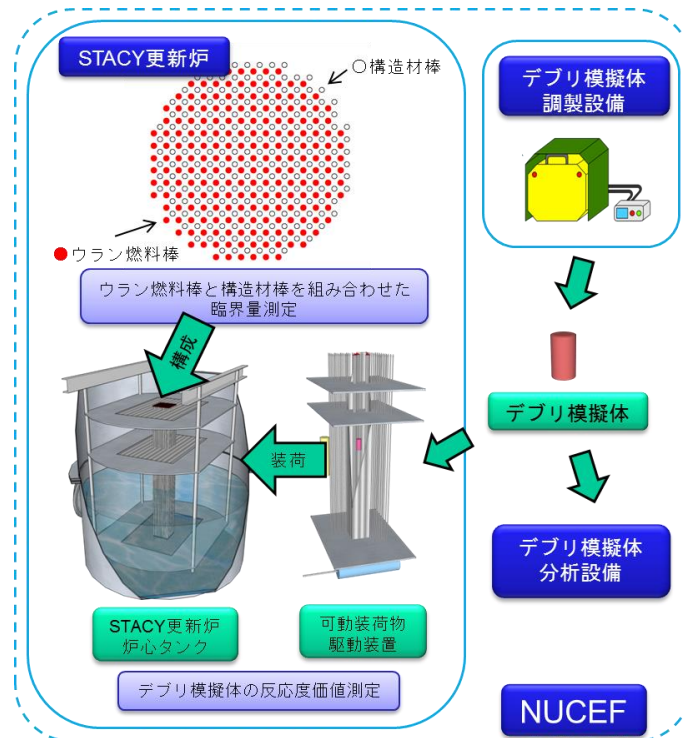


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

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。

平成 32 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 更新炉の実験は平成 33 年度までに 12 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。

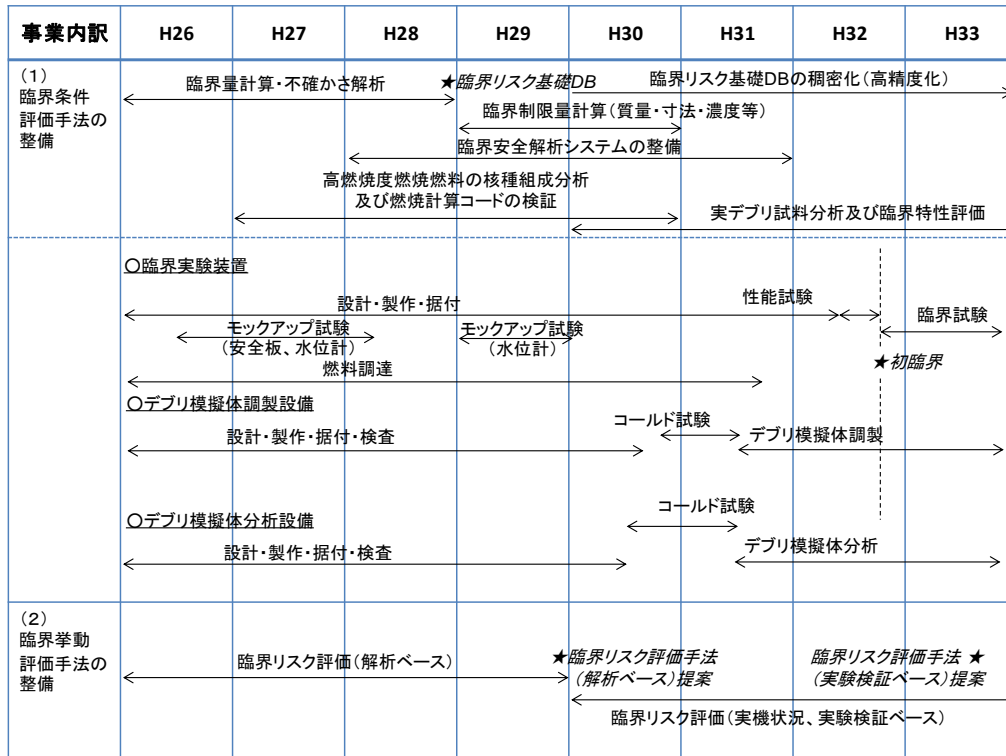


図 2-3 事業全体のスケジュール (計画)

2.2 平成 29 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 4 年度である平成 29 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 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軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定を実施する。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 26～28 年事業に引き続き、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、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 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、燃焼計算コードのシステム化及び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、軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定を実施する。
- ⑤ 燃料デブリを模擬した臨界実験の実施に向けて、上記②により集積した燃料デブリが取り得る性状範囲に関する知見を参考とし、実験炉心の構成を検討する。また、平成 26～28 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、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・28 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を改良する。また、燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを検討する。また、上記評価モデルを取り入れた支援ツールを拡張し、拡張部分の検証を目的とした典型的な事象に対する評価を試みる。

- ① 平成 27 年度に検討した放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題のうち、平成 28 年度に検討したもの以外の項目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を改良する。また、平成 28 年度に引き続き、燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを検討する。
- ② 上記①で評価モデルを取り入れた支援ツールを拡張し、拡張部分の検証を目的とした典型的な事象に対する評価を試みる。

(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29年度	平成30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 △ M&C2017 △ OECD/NEA-ICSBEP	
	② 臨界制限量評価	
	③ 計算コードシステム整備	
	④ 燃焼燃料組成測定	
	⑤ 臨界実験装置整備	旧STACY解体撤去
	新STACY製作 据付(H28より継続)	
	高精度水位計モックアップ	
⑥ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備	実験準備室整備	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・試分析	
	原料調達検討調査	分析設備既存装置等解体撤去
	ウラン粉末調達・燃料製造(H28より継続)、輸送容器詳細設計	輸送容器詳細設計
(2) 臨界挙動評価手法の整備	① 技術整備 球形状等のモデル検討/試作 デブリ形状の特性把握(2次元、単独) 改良モデル 検証計算	
	② 支援ツール実装/評価試行 支援ツールの実装(空間線量率評価機能追加)	
	性能評価(被ばく評価精度の検証/取出し想定)の被ばく評価試計算	
(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 29 年度事業のスケジュール
(平成 29 年度内及び平成 30 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 臨界マップデータベースの整備

3.1 臨界マップデータベースシステムの改良

3.1.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料デブリの性状を幅広く想定し、臨界計算コードと核データライブラリを用いて燃料デブリの無限増倍率や臨界量を系統的に解析する作業を進めている。平成 26、27 年度事業では MCCI 生成物と鉄含有燃料デブリの解析を、平成 28 年度事業では燃焼度をパラメータとした解析を行い、膨大な量の解析結果が得られた。

将来、東京電力福島第一原子力発電所（1F）で実際に燃料デブリが見出され、その多様な性状が明らかとなるごとに、これらの解析結果と照合し、臨界になる可能性の有無、質量制限値、寸法制限値等の臨界管理に必要な情報を迅速に取得しなければならない。また、解析を行っていない性状条件の燃料デブリが見出された場合、迅速に解析を行い新たな結果を得る必要がある。

このような臨界管理に必要な情報の迅速な取得、及び解析の省力化に資するデータベースシステムについて、平成 27 年度事業において、データベースの構造やモデルを開発し、解析図示のためのインターフェースの試作を行った。本年度は解析作業の結果を収録、閲覧するためのユーザーインターフェースを構築した。

(2) 概要

ユーザーインターフェースの構築のため、以下の機能を有する GUI 画面を設計・開発した。GUI は Web アプリケーションとし、平成 28 年度までに開発したデータベースシステムで採用されている PHP 言語と CakePHP フレームワークに適合したものである。

① ログイン管理機能

ユーザー情報の登録・削除などを管理する。

② データ管理機能

入力データテンプレートの生成に利用する組成や形状などの情報を作成、編集及びその内容を検索、表示する。

③ 入力データテンプレート生成機能

解析する入力データを生成するために用いる入力データテンプレートを作成、編集及びその内容を表示する。

④ 臨界計算管理機能

入力テンプレートを用いて解析する入力データを生成する。また、生成した入力データを表示、編集する。入力データを基に計算を発注し、計算状況や計算結果を表示する。また、計算された結果を基に基準値（実効増倍率 $k_{\text{eff}}=1.0$ 、0.98、0.95 など）となるパラメータ（寸法など）の条件値（Criticality）を内挿する。

⑤ 臨界マップ管理機能

複数の Criticality のデータに対して関連する任意のパラメータを縦軸、横軸にとってプロットしたグラフ（MapGroup）を生成、編集及び表示する。また、複数の MapGroup を重ねて表示したグラフの集合（MapPlot）を生成、編集及び表示する。

⑥ 解析リクエスト機能

解析結果に対し追加の解析等を依頼するリクエストの生成、編集やリクエストの確認、リクエストへの回答を行う。

3.1.2 ユーザーインターフェースの構築

上記の機能を持ったユーザーインターフェースの構築のため、各機能において複数のアプリケーションを追加した。以下では追加したアプリケーションと実装した画面の一例を示す。

(1) ログイン管理機能

データベースにおいてデータの削除や編集、閲覧などの権限はユーザーごとに管理されている。ログイン管理機能の構築に当たっては以下の機能が利用できるようにアプリケーションを開発した。

- ログイン管理
- ユーザー情報の登録
- ユーザー情報の表示
- ユーザー情報の編集・削除

以下では開発したアプリケーションの一例を示す。図 3.1-1 にログイン画面を示す。

「Username」と「Password」を入力し、認証を受けることでデータベースシステムの操作が可能となる。このとき、ユーザーの権限によって操作できる内容が異なる。

図 3.1-2 にユーザー情報を表示した画面を示す。この画面ではデータベースに登録されているユーザーの一覧を確認することができる。画面中央の「View」、「Edit」、「Add」のボタンを押すことにより、それぞれ詳細閲覧、編集、新規追加の画面に遷移することができる。

(2) データ管理機能

データベースには組成や形状、材料、パラメータ等の情報が登録されており、これらのデータを組み合わせることで入力テンプレートを作成している。したがって、データの管理機能ではこれら基本的なデータの作成、編集が必要となる。またデータを組み合わせる際に必要なデータ（管理データ）を選択するためにデータの絞り込み機能が必要となる。そこで、データ管理機能の構築では以下の機能を持つアプリケーションを開発した。

- 組成情報の作成・編集
- 形状情報の作成・編集
- 材料情報の作成・編集
- 核データライブラリ情報の作成・編集
- 管理データの表示
- 管理データ絞り込み表示

例として図 3.1-3 に管理データの絞り込み表示を示す。（ここでは組成情報の新規追加を行っている。）名前によるデータの絞り込みが可能となっており、多くのデータの中から目的のデータの検索が容易になっている。

(3) 入力データテンプレート生成機能

入力データテンプレートは入力データの生成に利用される。テンプレートはデータ管理機能によって登録された組成や形状、パラメータなどのデータを複数組み合わせることで

生成されている。したがってテンプレート作成のためには、これらデータを過不足なく選択または入力していくことが必要となる。そこで、入力データテンプレート生成機能の構築では以下の機能を持つアプリケーションを開発した。

- 入力データテンプレートの作成・編集
- 入力データテンプレートの表示

例として図 3.1-4 に入力データテンプレートの生成画面の一部を示す。この画面はテンプレート生成に必要な項目を選択、入力できるように設計されており、ユーザーは画面の内容を入力していくことでテンプレートを生成できるようになっている。

(4) 臨界計算管理機能

臨界計算管理では、入力データの生成から計算結果を内挿し Criticality を導出するまでの過程を管理している。入力データは入力データテンプレートを基にテンプレート内のパラメータを任意に設定することで生成される。次に入力データは計算サーバーへ送られ、順次計算される。得られた計算結果を複数集めることにより Criticality を導出する。したがって、臨界計算管理においては、テンプレートのパラメータを入力すること、入力データの計算状況を把握すること、計算結果を内挿することなどが求められる。そこで、臨界計算管理機能として以下のアプリケーションを開発した。

- 入力データ生成
- 入力データ一覧表示
- 入力データ編集
- 計算監視
- 計算結果表示
- 計算結果内挿

例として、図 3.1-5 に入力データ生成の画面を示す。画面のパラメータ値入力欄に数値を入力することで入力した数値の入れられた入力データが生成される。図のように数値を「,」で区切って入力することにより複数の入力データを一括して作成することもできる。

また、図 3.1-6 に計算結果の内挿画面を示す。各計算点を集約し、内挿することで基準値（この図の場合は $k_{\text{eff}}=1$ となる値）を導出することができる。

(5) 臨界マップ管理機能

臨界マップ管理では、臨界計算管理で導出した複数の Criticality のデータを任意パラメータに従って整理した情報 (MapGroup) の生成、編集と、それらの集合 (MapPlot) の生成、編集を行う。したがって、MapGroup を生成するための Criticality データの検索、閲覧が必要であり、MapPlot 生成のために MapGroup の検索機能も求められる。そこで、臨界マップ管理機能として以下のようなアプリケーションを開発した。

- 臨界データの表示
- マップグループの生成・編集
- マップグループの表示
- マッププロットの生成・編集
- マッププロットの表示

以下に追加したアプリケーションの一例を示す。図 3.1-7 に臨界データの表示画面を示す。組成 (Composition) や体系 (Geometry) の情報やパラメータの値で臨界データの検索が可

能となっている。MapGroup を生成したいデータを選択して「Make Group」ボタンを押すと MapGroup の生成画面に遷移する。遷移した画面において整理したい2つパラメータをそれぞれ x 軸、y 軸に割り当てることで図 3.1-8 のようなグラフが得られる。

MapPlot の生成画面を図 3.1-9 に示す。生成した MapGroup を MapGroup 生成時と同様に選択することで複数の MapGroup が集まった MapPlot を生成できる。

(6) リクエスト管理

実際の運用では、ユーザーが臨界マップのデータを閲覧することで、データ点を増やしたい場合や似た種類のデータを必要とする場合が起こり得る。その場合、データの作成者に追加の解析を依頼する機能が必要であり、リクエストされた者が確認、回答する機能が求められる。そこでリクエスト管理機能として以下のようなアプリケーションを開発した。

- リクエストの生成・編集
- リクエストの表示
- リクエストの確認
- リクエストへの回答

リクエストの生成例を示す。各データの表示画面には図 3.1-10 で示すような「Add Request」ボタンが用意されており、これを押すことで、図 3.1-11 のようなリクエストの入力画面へ遷移する。このページに要求する内容などを入力することでリクエストに記録される。リクエストはリクエスト表示画面で確認し、リクエストを受け取った者は必要に応じて回答することができる。



図 3.1-1 ログイン画面

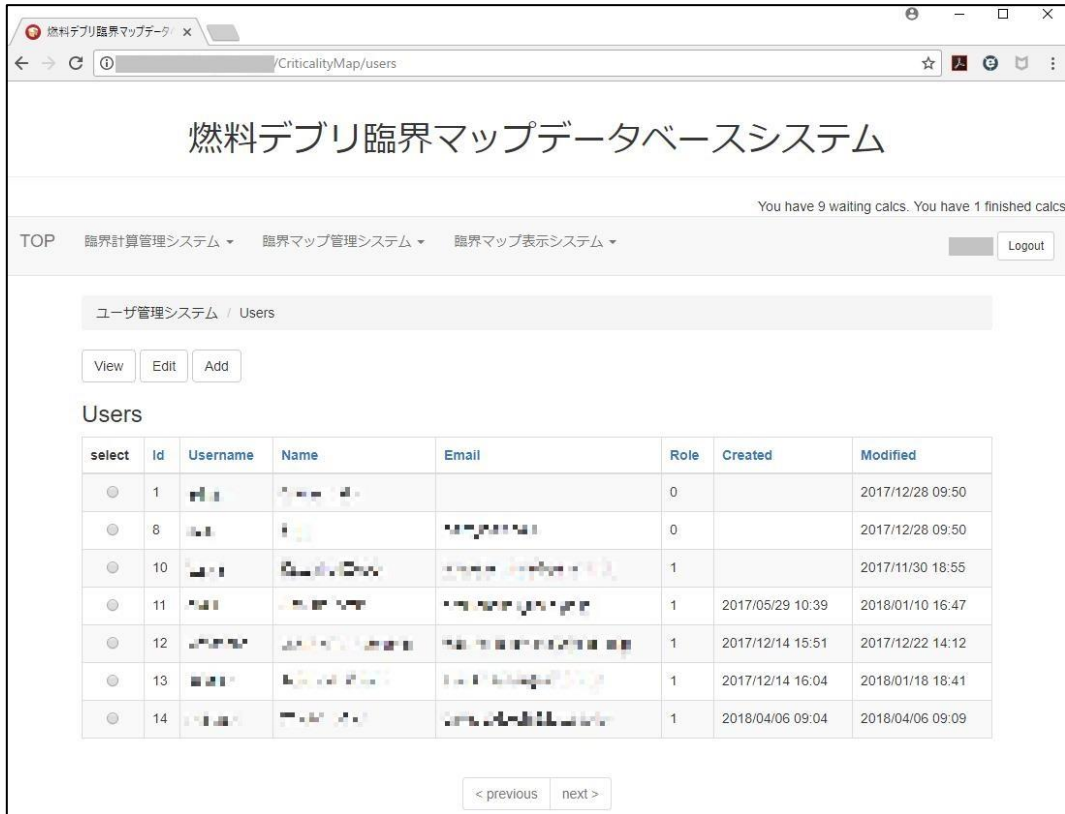


図 3.1-2 ユーザー一覧画面例

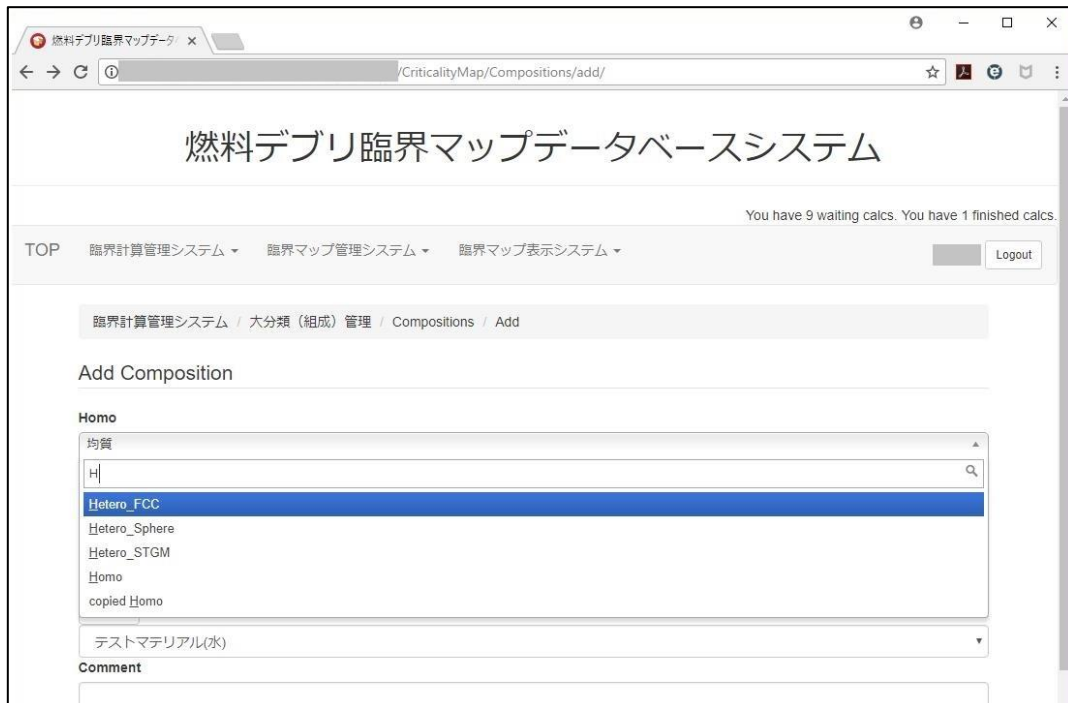


図 3.1-3 組成情報の生成の画面においてデータの絞り込みを行っている様子

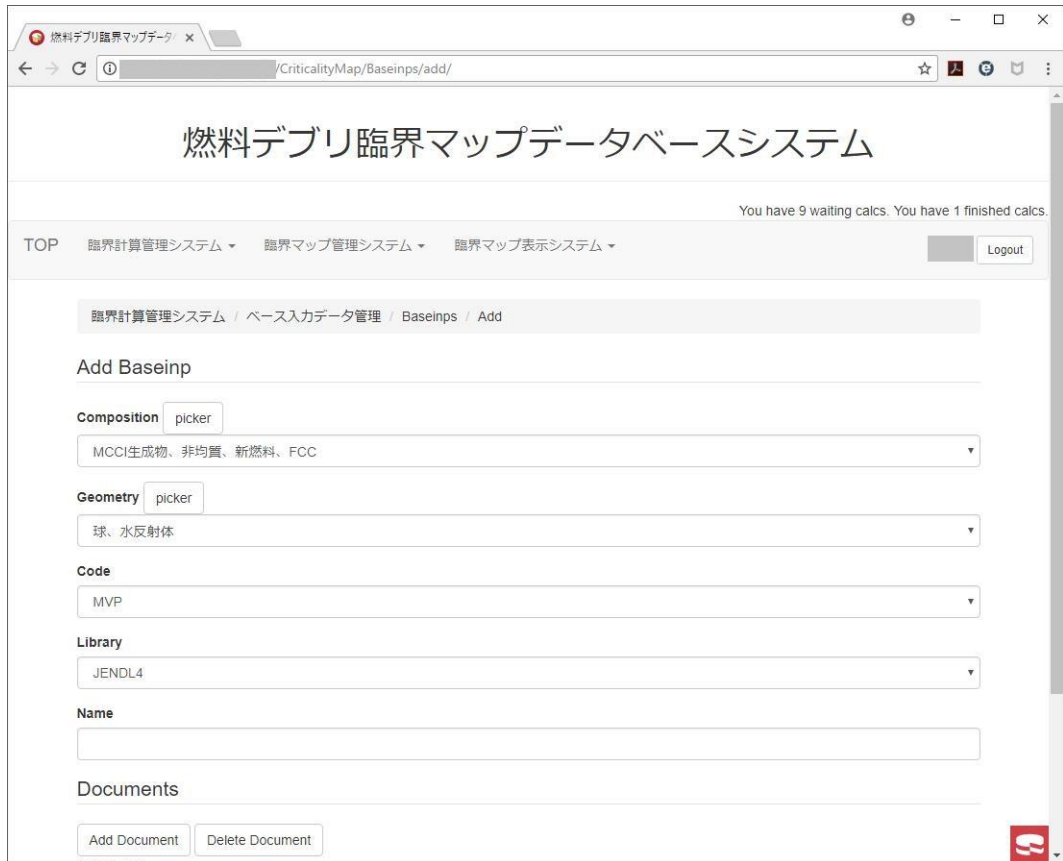


図 3.1-4 入力テンプレートの生成画面例

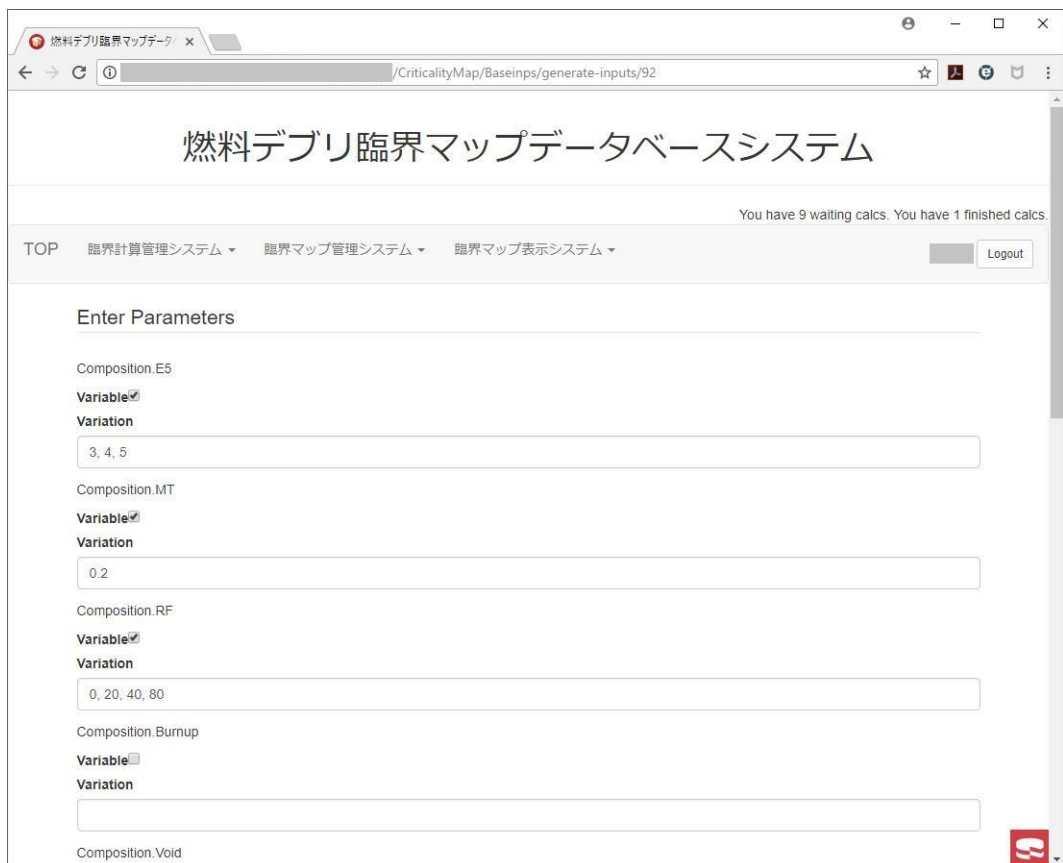


図 3.1-5 入力データ生成画面例

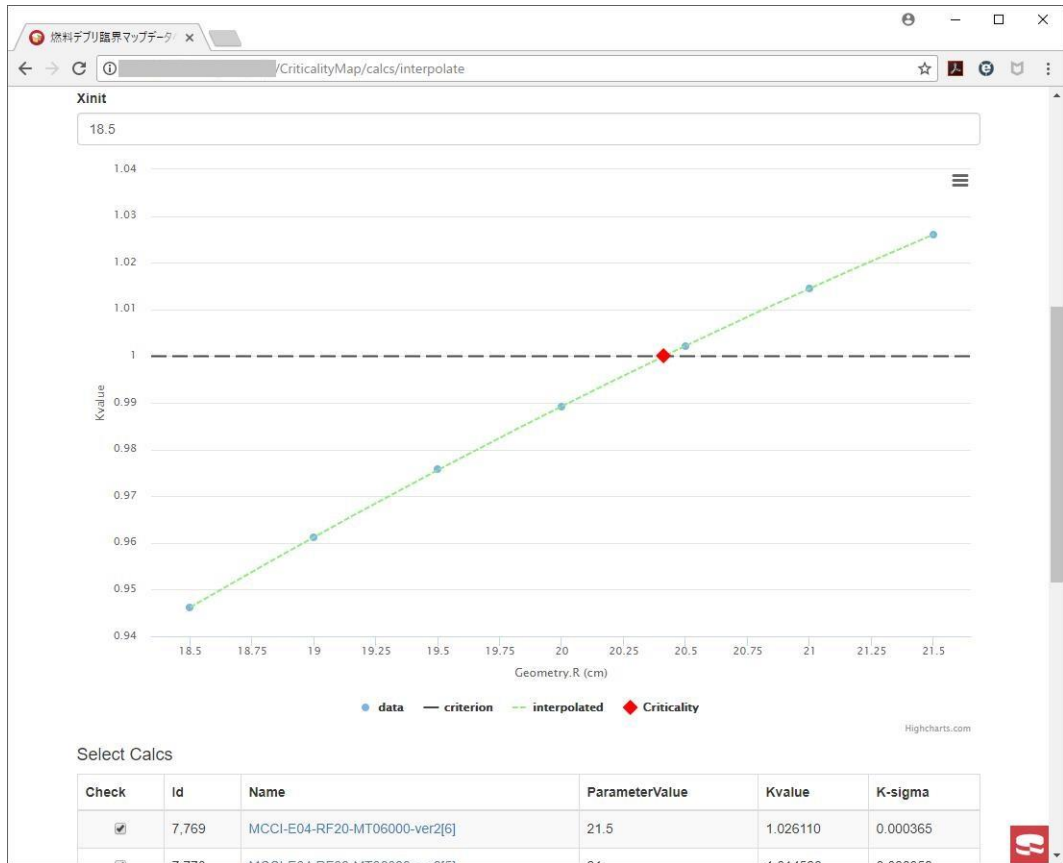


図 3.1-6 Criticality 導出の画面例

The interface displays the title '燃料デブリ臨界マップデータベースシステム' and a status message: 'You have 9 waiting calcs. You have 1 finished calcs.' The breadcrumb trail is '臨界マップ管理システム / 臨界マップ用データ管理 / Criticalities'. The 'Composition' is set to 'MCCI(Spent_BWR_STEP3+Concrete), Hetero_FCC' and 'Geometry' is 'Sphere, Water reflector'. Below the table are 'Add Parameter Condition' and 'Delete Parameter Condition' buttons.

select	Check	Id	Composition	Geometry	Parameter Ref Name	Parameter Value	Interpolation Method	Kvalue	Criterion	User
<input type="radio"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	1,153	MCCI(Spent_BWR_STEP3+Concrete), Hetero_FCC	Sphere, Water reflector	Geometry.R	45.089	Linear, Degree 2	0.950000	0.95	

図 3.1-7 Criticality データ表示画面例

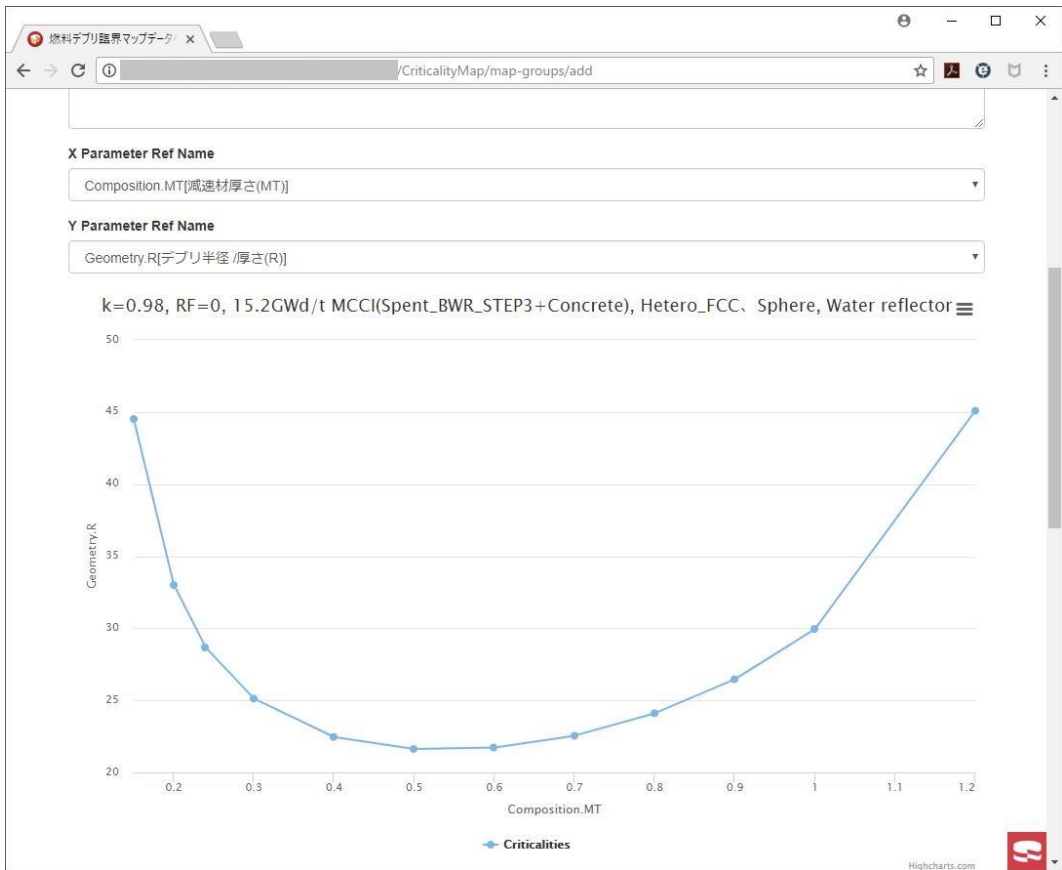


図 3.1-8 MapGroup 生成画面例

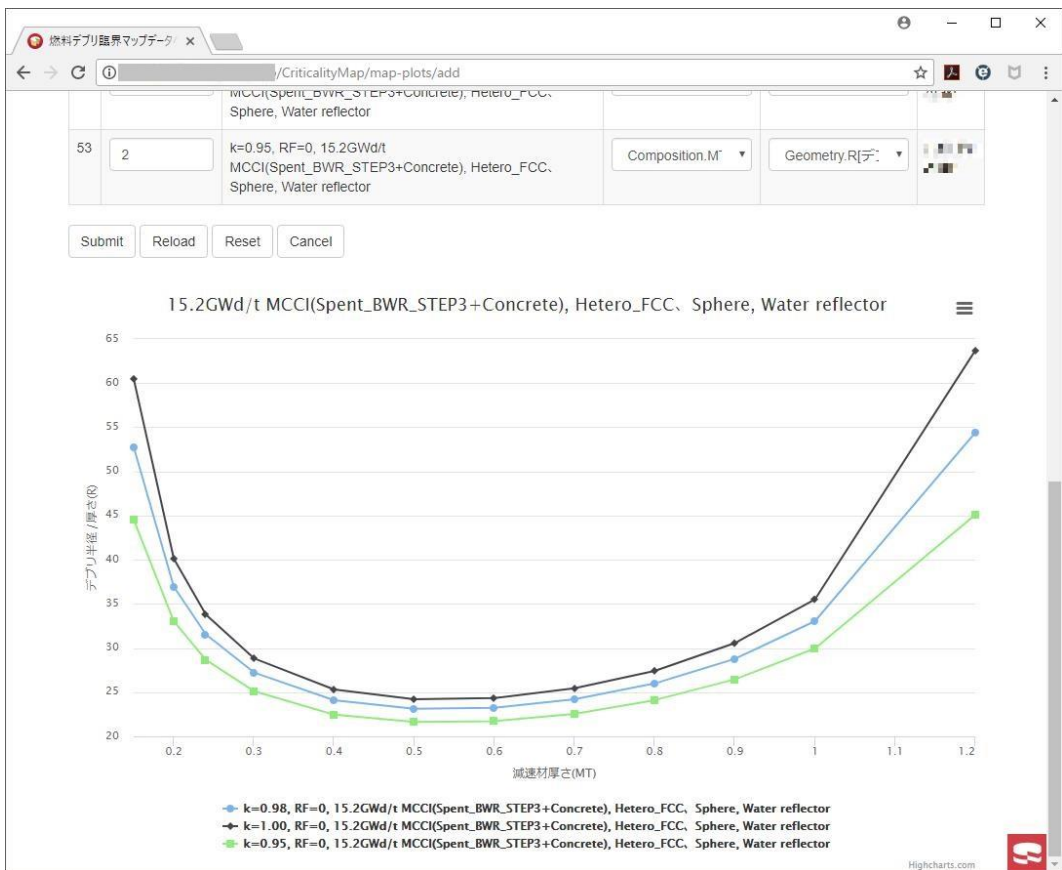


図 3.1-9 MapPlot 生成画面例

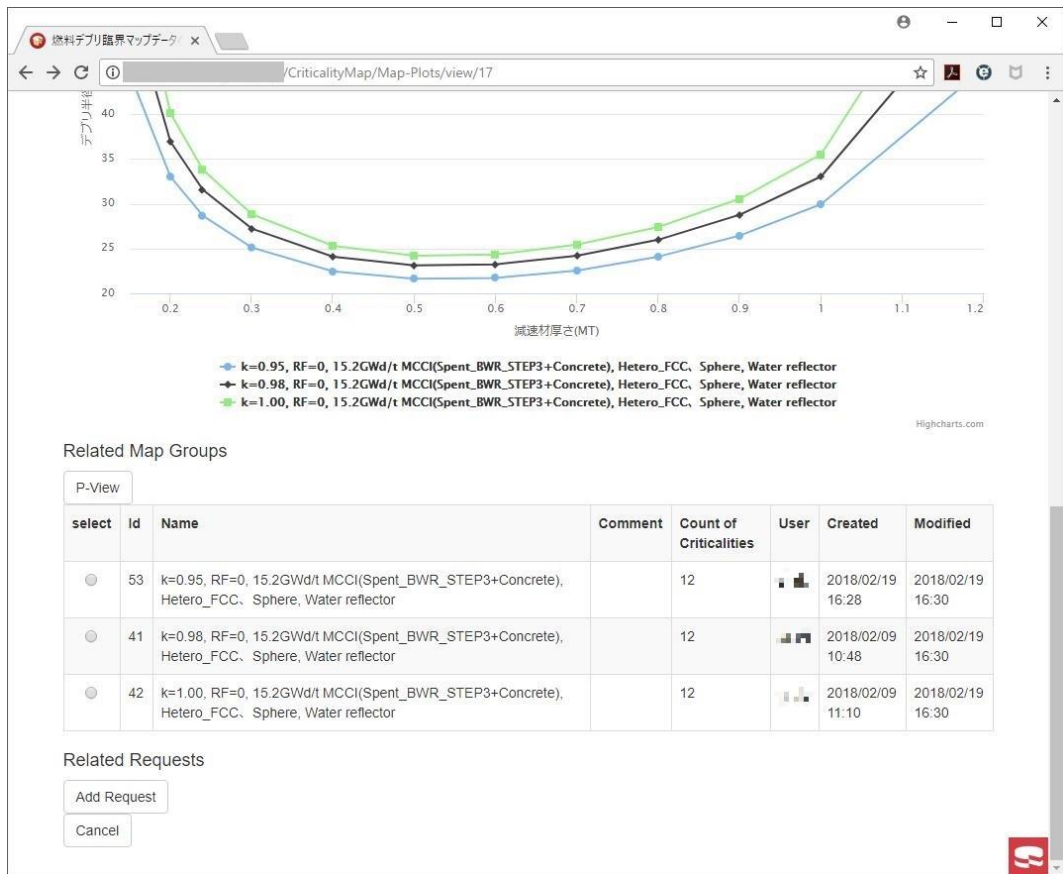


図 3.1-10 リクエストの発行ボタンの例（マッププロットの表示のページ）

Figure 3.1-11 shows the 'Add Request' form in the '燃料デブリ臨界マップデータベースシステム' (Fuel Debris Criticality Map Database System). The page title is '燃料デブリ臨界マップデータベースシステム'. At the top right, it says 'You have 9 waiting calcs. You have 1 finished calcs.' The breadcrumb trail is 'TOP 臨界計算管理システム > 臨界マップ管理システム > 臨界マップ表示システム > 臨界マップ管理システム / 臨界マップ用データ管理 / Requests / Add'. The form contains the following fields:

- Request for**: 15.2GWd/t MCCI(Spent_BWR_STEP3+Concrete), Hetero_FCC、Sphere、Water reflector17
- Subject**:
- Body**:

At the bottom of the form are buttons for 'Submit', 'Reset', and 'Cancel'.

図 3.1-11 リクエストの入力画面例

3.1.3 まとめ

1F における燃料デブリ臨界管理に必要な情報の迅速な取得、及び臨界解析の省力化に資する臨界マップデータベースシステムのユーザーインターフェースの構築を行った。ユーザーインターフェースの GUI 画面は Web アプリケーションとして設計開発されており、既存のシステムと適合したものとなった。利用に必要な機能を持ったアプリケーションを開発することでデータベースに登録されるデータの迅速な収録、閲覧が可能となるとともに操作性が大きく向上した。

今後は JAEA 内で実用に供しつつ、そこから得られる改善要求や新機能提案を発掘、追加することでより利便性を向上させるとともに格納するデータを拡充させる。

3.2 ICSBEP ベンチマーク計算による臨界解析コードの検証

3.2.1 概要

将来、1F における燃料デブリサンプルの取得等によりその性状が明らかになった際には、臨界になる可能性の有無、質量制限値、寸法制限値等の臨界管理に必要な情報を迅速に取得できることが望ましい。そのために必要なデータとして、現在、燃料デブリがとり得る幅広い性状を想定して臨界計算コードと核データライブラリを用いて無限増倍率や臨界量を系統的に解析し、臨界マップデータベースに蓄積する作業を進めている。取得した解析結果を実際の臨界安全評価に利用するためには、あらかじめ解析結果の信頼性、すなわち用いている解析コード及び核データに起因する不確かさを明らかにしておく必要がある。そのため、本検討では、燃料デブリの臨界解析作業に用いている連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0¹⁾と核データライブラリ JENDL-4.0²⁾を用いて、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³⁾に掲載された実験データについてベンチマーク計算を実施した。

用いた臨界実験データは、臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版⁴⁾の第 6 章「臨界実験ベンチマーク計算」で採用されている臨界実験データから、1F 燃料デブリの条件に近い低濃縮ウラン体系である「均質低濃縮ウラン系」(75 ケース)と「非均質ウラン系」(121 ケース)を用いた。各ケースについて臨界解析を実施し、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系のそれぞれについて、推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を算出した。

3.2.2 ICSBEP ベンチマーク解析結果

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて ICSBEP ハンドブックの均質低濃縮ウラン系 (75 ケース) と非均質ウラン系 (121 ケース) を解析した。表 3.2-1 に均質低濃縮ウラン系の解析結果、表 3.2-2 に非均質ウラン系の解析結果をそれぞれ示す。計算は 1 バッチ当たりのヒストリー数 10000、バッチ数 2100、捨てバッチ数 100 で行った。計算で得られた実効増倍率の標準偏差は全てのケースで 0.05% 以下である。なお、本ベンチマーク解析に用いた MVP の入力ファイルは、全て文献⁴⁾で報告された解析で用いられた入力ファイルの一部 (断面積ファイル、ヒストリー数等) を修正したものである。

表 3.2-1 (1) 均質低濃縮ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料化学式	HU-235	濃縮度 (wt%)	反射体	ベンチマークモデルkeff		MVP-J40		備考
						keff	Iσ	keff	Iσ	
LEU-SOL-THERM-001	1	UO2F2	453.9	4.94		0.9991	0.0029	1.01244	0.00017	
	1	UO2F2	1098.3	4.89		1.0038	0.0040	1.00061	0.00014	
	2	UO2F2	1001.3	4.89		1.0024	0.0037	0.99643	0.00013	
LEU-SOL-THERM-002	3	UO2F2	1001.3	4.89		1.0024	0.0044	1.00135	0.00015	
	1	UO2(NO3)2	770.3	10.07		0.9997	0.0039	0.99292	0.00014	
	2	UO2(NO3)2	877.6	10.07		0.9993	0.0042	0.99226	0.00013	
LEU-SOL-THERM-003	3	UO2(NO3)2	897	10.07		0.9995	0.0042	0.99651	0.00014	
	4	UO2(NO3)2	913.2	10.07		0.9995	0.0042	0.99005	0.00013	
	5	UO2(NO3)2	1173.4	10.07		0.9997	0.0048	0.99509	0.00011	
	6	UO2(NO3)2	1213.1	10.07		0.9999	0.0049	0.99556	0.00011	
	7	UO2(NO3)2	1239.8	10.07		0.9994	0.0049	0.99382	0.00010	
	8	UO2(NO3)2	1411.6	10.07		0.9993	0.0052	0.99782	0.00008	
	9	UO2(NO3)2	1437.5	10.07		0.9996	0.0052	0.99513	0.00008	
	1	UO2(NO3)2	719	9.97	水	0.9994	0.0008	0.99703	0.00016	
LEU-SOL-THERM-004	29	UO2(NO3)2	771.3	9.97	水	0.9999	0.0009	0.99834	0.00016	
	33	UO2(NO3)2	842.2	9.97	水	0.9999	0.0009	0.99629	0.00015	
	34	UO2(NO3)2	895.8	9.97	水	0.9999	0.0010	0.99871	0.00015	
	46	UO2(NO3)2	941.7	9.97	水	0.9999	0.0010	0.99849	0.00014	
	51	UO2(NO3)2	983.6	9.97	水	0.9994	0.0011	0.99699	0.00014	
	54	UO2(NO3)2	1017.6	9.97	水	0.9996	0.0011	0.99761	0.00013	
	1	UO2(NO3)2	972.2	5.64	水	1.0000	0.0042	0.99458	0.00012	B4C 吸収棒
	2	UO2(NO3)2	972.2	5.64	水	1.0000	0.0051	0.99475	0.00012	B4C 吸収棒
LEU-SOL-THERM-005	3	UO2(NO3)2	972.2	5.64	水	1.0000	0.0064	0.99535	0.00011	B4C 吸収棒
	1	UO2(NO3)2	531.5	10.07	水	1.0000	0.0037	0.99750	0.00019	B4C 吸収棒
	2	UO2(NO3)2	531.5	10.07	水	1.0000	0.0038	1.00409	0.00018	B4C 吸収棒
LEU-SOL-THERM-006	3	UO2(NO3)2	531.5	10.07	水	1.0000	0.0041	0.99733	0.00018	B4C 吸収棒
	4	UO2(NO3)2	531.5	10.07	水	1.0000	0.0041	0.99844	0.00018	B4C 吸収棒
	5	UO2(NO3)2	531.5	10.07	水	1.0000	0.0047	1.00123	0.00017	B4C 吸収棒
	14	UO2(NO3)2	709.2	9.97		0.9961	0.0009	0.99198	0.00014	
	30	UO2(NO3)2	770	9.97		0.9973	0.0009	0.99369	0.00014	
LEU-SOL-THERM-007	32	UO2(NO3)2	842.2	9.97		0.9985	0.0010	0.99311	0.00013	
	36	UO2(NO3)2	896	9.97		0.9988	0.0011	0.99543	0.00013	
	49	UO2(NO3)2	942.2	9.97		0.9983	0.0011	0.99438	0.00012	
	74(C50)	UO2(NO3)2	954.8	9.97	コンクリート	1.0002	0.0015	0.99782	0.00012	
LEU-SOL-THERM-008	76(C100)	UO2(NO3)2	954.8	9.97	コンクリート	0.9999	0.0014	0.99872	0.00012	
	78(C200)	UO2(NO3)2	950.7	9.97	コンクリート	0.9999	0.0014	0.99936	0.00013	
	72(C300)	UO2(NO3)2	956.4	9.97	コンクリート	0.9999	0.0014	0.99980	0.00013	

表 3.2-1 (2) 均質低濃縮ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料化学式	H/U-235	濃縮度 (wt%)	反射体	ベンチマークモデル		MVP-J40		備考
						keff	1σ	keff	1σ	
LEU-SOL-THERM-009	92(B010)	UO2(NO3)2	935.8	9.97	ホ ⁺ ウソコクリート	0.9998	0.0014	0.99746	0.00013	
	93(B050)	UO2(NO3)2	934.1	9.97	ホ ⁺ ウソコクリート	0.9999	0.0014	0.99775	0.00012	
	94(B155)	UO2(NO3)2	933.5	9.97	ホ ⁺ ウソコクリート	0.9999	0.0014	0.99808	0.00013	
	83(P30)	UO2(NO3)2	946.2	9.97	ポリエチレン	0.9999	0.0015	0.99728	0.00013	
	85(P60)	UO2(NO3)2	944.8	9.97	ポリエチレン	0.9999	0.0014	0.99796	0.00013	
LEU-SOL-THERM-010	86(P100)	UO2(NO3)2	943.6	9.97	ポリエチレン	1.0000	0.0014	0.99769	0.00014	
	88(P200)	UO2(NO3)2	941.7	9.97	ポリエチレン	1.0001	0.0014	0.99782	0.00014	
	105	UO2(NO3)2	468.7	9.97	水	0.9996	0.0013	1.00312	0.00019	
	113	UO2(NO3)2	514.2	9.97	水	0.9999	0.0013	1.00367	0.00019	
	125	UO2(NO3)2	608.4	9.97	水	0.9994	0.0014	1.00270	0.00018	
LEU-SOL-THERM-016	129	UO2(NO3)2	650.2	9.97	水	0.9996	0.0014	1.00220	0.00017	
	131	UO2(NO3)2	699.1	9.97	水	0.9995	0.0014	1.00121	0.00017	
	140	UO2(NO3)2	738.9	9.97	水	0.9992	0.0015	0.99980	0.00016	
	196	UO2(NO3)2	771.8	9.97	水	0.9994	0.0015	1.00080	0.00017	
	104	UO2(NO3)2	468.7	9.97		0.9981	0.0013	1.00091	0.00017	
LEU-SOL-THERM-017	122	UO2(NO3)2	510.8	9.97		0.9986	0.0013	1.00033	0.00017	
	123	UO2(NO3)2	610.9	9.97		0.9989	0.0014	0.99940	0.00016	
	126	UO2(NO3)2	650.1	9.97		0.9992	0.0014	1.00012	0.00016	
	130	UO2(NO3)2	699.2	9.97		0.9987	0.0015	0.99926	0.00015	
	147	UO2(NO3)2	729	9.97		0.9996	0.0015	0.99946	0.00015	
LEU-COMP-THERM-049	1	UO2(粉末)	39.94	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0034	0.99833	0.00017	
	2	UO2(粉末)	39.94	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0034	0.99889	0.00018	
	3	UO2(粉末)	39.94	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0034	0.99841	0.00017	
	4	UO2(粉末)	39.94	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0034	0.99962	0.00017	
	5	UO2(粉末)	49.95	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0042	0.99796	0.00018	
	6	UO2(粉末)	49.95	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0042	1.00009	0.00018	
	7	UO2(粉末)	49.95	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0042	0.99803	0.00018	
	8	UO2(粉末)	49.95	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0042	0.99866	0.00017	
	9	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0037	0.99767	0.00018	
	10	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0037	0.99961	0.00018	
	11	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0037	0.99811	0.00018	
	12	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0037	0.99822	0.00018	
	13	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0036	0.99841	0.00018	
	14	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0036	0.99860	0.00018	
	15	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0036	1.00006	0.00018	
	16	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0036	0.99899	0.00018	
	17	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0036	0.99877	0.00018	
	18	UO2(粉末)	59.68	4.98	ポリエチレン	1.0000	0.0030	1.00110	0.00018	

表 3.2-2 (1) 非均質ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料棒直径 (cm)	水対燃料体積比	濃縮度 (wt%)	燃料棒本数	ベンチマークモデル		MVP-J40		備考
						keff	Iσ	keff	Iσ	
LEU-COMP-THERM-002	1	1.265	3.882	4.31	10x11+5	0.9997	0.0020	0.99688	0.0020	
	2	1.265	3.882	4.31	9x13+3	0.9997	0.0020	0.99808	0.0020	
	3	1.265	3.882	4.31	8x16+3	0.9997	0.0020	0.99731	0.0019	
	4	1.265	3.882	4.31	15x8x3	0.9997	0.0018	0.99700	0.0019	
	5	1.265	3.882	4.31	13x8x3	0.9997	0.0019	0.99496	0.0019	
LEU-COMP-THERM-006	1	1.25	1.447	2.596	19x19	1.0000	0.0020	0.99889	0.0018	
	2	1.25	1.447	2.596	20x20	1.0000	0.0020	0.99966	0.0018	
	3	1.25	1.447	2.596	21x21	1.0000	0.0020	0.99957	0.0018	
	4	1.25	1.766	2.596	17x17	1.0000	0.0020	0.99918	0.0019	
	5	1.25	1.766	2.596	18x18	1.0000	0.0020	0.99936	0.0019	
	6	1.25	1.766	2.596	19x19	1.0000	0.0020	0.99949	0.0018	
	7	1.25	1.766	2.596	20x20	1.0000	0.0020	0.99946	0.0018	
	8	1.25	1.766	2.596	21x21	1.0000	0.0020	0.99910	0.0018	
	9	1.25	2.392	2.596	16x16	1.0000	0.0020	0.99903	0.0018	
	10	1.25	2.392	2.596	17x17	1.0000	0.0020	0.99912	0.0019	
LEU-COMP-THERM-007	11	1.25	2.392	2.596	18x18	1.0000	0.0020	0.99929	0.0018	
	12	1.25	2.392	2.596	19x19	1.0000	0.0020	0.99932	0.0018	
	13	1.25	2.392	2.596	20x20	1.0000	0.0020	0.99890	0.0018	
	14	1.25	2.891	2.596	15x15	1.0000	0.0020	0.99916	0.0018	
	15	1.25	2.891	2.596	16x16	1.0000	0.0020	0.99907	0.0018	
	16	1.25	2.891	2.596	17x17	1.0000	0.0020	0.99920	0.0018	
	17	1.25	2.891	2.596	18x18	1.0000	0.0020	0.99880	0.0017	
	18	1.25	4.13	2.596	19x19	1.0000	0.0020	0.99915	0.0018	
LEU-COMP-THERM-007	1	0.79	1.82	4.738	22 x 22	1.0000	0.0016	0.99627	0.0020	boron (5,0e-5 wt%)
	2	0.79	3.81	4.738	16 x 17	1.0000	0.0016	0.99773	0.0020	
	3	0.79	7.58	4.738	15 x 15	1.0000	0.0016	0.99712	0.0018	
	4	0.79	11.54	4.738	18 x 17	1.0000	0.0016	0.99698	0.0017	

注) 燃料の化学式は全て UO_2 である。

表 3.2-2 (2) 非均質ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料棒直径 (cm)	水対燃料体積比	濃縮度 (wt%)	燃料棒本数	ベンチマークモデル		MVP-J40		備考
						keff	1 σ	keff	1 σ	
LEU-COMP-THERM-016	1	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (68.8mm)*	1.0000	0.0031	0.99781	0.00017	
	2	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (76.4mm)*	1.0000	0.0031	0.99713	0.00017	
	3	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (75.1mm)*	1.0000	0.0031	0.99777	0.00016	
	4	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (74.2mm)*	1.0000	0.0031	0.99671	0.00017	
	5	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (77.6mm)*	1.0000	0.0031	0.99759	0.00017	
	6	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (104.4mm)*	1.0000	0.0031	0.99790	0.00016	
	7	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (114.7mm)*	1.0000	0.0031	0.99784	0.00017	
	8	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (75.6mm)*	1.0000	0.0031	0.99819	0.00017	304L steel (1.1% B)
	9	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (96.2mm)*	1.0000	0.0031	0.99857	0.00017	
	10	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (73.6mm)*	1.0000	0.0031	0.99809	0.00017	304L steel (1.6% B)
	11	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (95.2mm)*	1.0000	0.0031	0.99867	0.00017	
	12	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (63.3mm)*	1.0000	0.0031	0.99740	0.00017	Boral
	13	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (90.3mm)*	1.0000	0.0031	0.99832	0.00017	Boral
	14	1.12	2.918	2.35	20 x 16, 22 x 16 x 2	1.0000	0.0031	0.99432	0.00017	Boral
	15	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (66.2mm)*	1.0000	0.0031	0.99720	0.00017	
	16	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (77.2mm)*	1.0000	0.0031	0.99523	0.00018	

注) 燃料の化学式は全て UO₂ である。
* クラスタ間の距離を示す。

表 3.2-2 (3) 非均質ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料棒直径 (cm)	水対燃料体積比	濃縮度 (wt%)	燃料棒本数	ベンチマークモデル keff		MVP-J40		備考
						keff	1σ	keff	1σ	
LEU-COMP-THERM-016	17	1.12	2.918	2.35	20 x 16 x 3 (75.1mm)*	1.0000	0.0031	0.99616	0.00017	
	18	1.12	2.918	2.35	20 x 15, 24 x 15 x 2	1.0000	0.0031	0.99775	0.00017	
	19	1.12	2.918	2.35	20 x 15, 24 x 15 x 2	1.0000	0.0031	0.99846	0.00017	
	20	1.12	2.918	2.35	20 x 15, 24 x 15 x 2	1.0000	0.0031	0.99838	0.00017	Cu (Cd)
	21	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (67.4mm)*	1.0000	0.0031	0.99881	0.00017	Cd
	22	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (76.0mm)*	1.0000	0.0031	0.99870	0.00017	Cd
	23	1.12	2.918	2.35	20 x 17 x 3 (93.7mm)*	1.0000	0.0031	0.99858	0.00017	Cd
	24	1.12	2.918	2.918	20 x 17 x 3 (77.8mm)*	1.0000	0.0031	0.99841	0.00018	Cd
	25	1.12	2.918	2.918	20 x 17 x 3 (94.0mm)*	1.0000	0.0031	0.99815	0.00017	Cd
	26	1.12	2.918	2.918	20 x 17 x 3 (75.4mm)*	1.0000	0.0031	0.99883	0.00017	Cd
	27	1.12	2.918	2.918	20 x 17 x 3 (93.9mm)*	1.0000	0.0031	0.99844	0.00017	Cd
	28	1.12	2.918	2.918	20 x 16 x 3 (86.7mm)*	1.0000	0.0031	0.99758	0.00017	
	29	1.12	2.918	2.918	20 x 16 x 3 (87.8mm)*	1.0000	0.0031	0.99742	0.00017	
	30	1.12	2.918	2.918	20 x 16 x 3 (88.3mm)*	1.0000	0.0031	0.99730	0.00017	
	31	1.12	2.918	2.918	20 x 16 x 3 (87.9mm)*	1.0000	0.0031	0.99799	0.00017	
	32	1.12	2.918	2.918	20 x 16 x 3 (87.8mm)*	1.0000	0.0031	0.99773	0.00017	

注) 燃料の化学式は全て UO₂ である。

* クラスタ間の距離を示す。

表 3.2-2 (4) 非均質ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料棒直径 (cm)	水対燃料体積比	濃縮度 (wt%)	燃料棒本数	ベンチマークモデル		MVP-J40		備考
						keff	1σ	keff	1σ	
LEU-COMP-THERM-018	1	0.743	2.764	7	376	1.0000	0.0020	0.99801	0.00020	
	1	0.436	1.527	5	3937	1.0000	0.0063	1.01455	0.00019	
	2	0.436	2.397	5	2124	1.0000	0.0058	1.00816	0.00019	
LEU-COMP-THERM-019	3	0.436	10.054	5	1319	1.0000	0.0061	1.00540	0.00016	
	1	0.46	7.048	5	3267	1.0000	0.0061	0.99518	0.00019	
	2	0.46	7.048	5	1305	1.0000	0.0061	1.00067	0.00019	
	3	0.46	7.048	5	1051	1.0000	0.0061	1.00292	0.00019	
	4	0.46	7.048	5	952	1.0000	0.0061	1.00287	0.00019	
	5	0.46	7.048	5	842	1.0000	0.0061	1.00335	0.00019	
	6	0.46	7.048	5	785	1.0000	0.0061	1.00351	0.00019	
LEU-COMP-THERM-020	7	0.46	7.048	5	654	1.0000	0.0061	1.00730	0.00019	
	1	0.46	3.453	5	2612	1.0000	0.0072	1.01267	0.00018	Boric Acid
	2	0.46	3.453	5	2300	1.0000	0.0072	1.01228	0.00018	Boric Acid
	3	0.46	3.453	5	2128	1.0000	0.0072	1.01273	0.00018	Boric Acid
	4	0.46	7.048	5	3267	1.0000	0.0050	1.01238	0.00016	Boric Acid
	5	0.46	7.048	5	2865	1.0000	0.0050	1.01206	0.00016	Boric Acid
	6	0.46	7.048	5	2307	1.0000	0.0050	1.01191	0.00016	Boric Acid
LEU-COMP-THERM-021	1	0.416	1.619	10	1969	1.0000	0.0046	1.00068	0.00019	
	2	0.416	2.575	10	1151	1.0000	0.0046	1.00507	0.00020	
	3	0.416	4.869	10	629	1.0000	0.0036	1.00518	0.00021	
	4	0.416	7.981	10	462	1.0000	0.0037	1.00598	0.00019	
	5	0.416	10.986	10	410	1.0000	0.0038	1.00153	0.00019	
	6	0.416	19.835	10	483	1.0000	0.0046	1.00498	0.00018	
	7	0.416	20.352	10	504	1.0000	0.0046	1.00222	0.00017	
LEU-COMP-THERM-022	1	0.416	10.986	10	1503	1.0000	0.0044	0.99424	0.00019	
	2	0.416	10.986	10	901	1.0000	0.0044	0.99702	0.00019	
	3	0.416	10.986	10	745	1.0000	0.0044	0.99808	0.00020	
	4	0.416	10.986	10	619	1.0000	0.0044	1.00075	0.00019	
	5	0.416	10.986	10	523	1.0000	0.0044	1.00074	0.00019	
	6	0.416	10.986	10	445	1.0000	0.0044	1.00102	0.00019	
	7	0.416	10.986	10	445	1.0000	0.0044	1.00102	0.00019	
LEU-COMP-THERM-023	1	0.416	10.986	10	1503	1.0000	0.0044	0.99424	0.00019	
	2	0.416	10.986	10	901	1.0000	0.0044	0.99702	0.00019	
	3	0.416	10.986	10	745	1.0000	0.0044	0.99808	0.00020	
	4	0.416	10.986	10	619	1.0000	0.0044	1.00075	0.00019	
	5	0.416	10.986	10	523	1.0000	0.0044	1.00074	0.00019	
	6	0.416	10.986	10	445	1.0000	0.0044	1.00102	0.00019	
	7	0.416	10.986	10	445	1.0000	0.0044	1.00102	0.00019	

注) 燃料の化学式は全て UO₂ である。

表 3.2-2 (5) 非均質ウラン系ベンチマーク解析結果

ICSBEP ID number	ケース番号	燃料棒直径 (cm)	水対燃料体積比	濃縮度 (wt%)	燃料棒本数	ベンチマークモデル keff		MVP-J40		備考
						keff	1σ	keff	1σ	
LEU-COMP-THERM-024	1	0.416	1.325	10	2625	1.0000	0.0054	0.99966	0.00019	
	2	0.416	4.153	10	1297	1.0000	0.0040	1.00636	0.00020	
LEU-COMP-THERM-025	1	0.416	1.619	7.5	2410	1.0000	0.0041	0.98619	0.00019	
	2	0.416	2.575	7.5	1433	1.0000	0.0044	0.99371	0.00020	
	3	0.416	4.869	7.5	831	1.0000	0.0047	0.99861	0.00020	
	4	0.416	7.981	7.5	661	1.0000	0.0052	1.00018	0.00018	
LEU-COMP-THERM-031	1	0.46	1.577	5	3717	1.0000	0.0045	0.99050	0.00020	
	2	0.46	1.577	5	3710	1.0000	0.0045	0.99479	0.00020	
	3	0.46	1.577	5	3011	1.0000	0.0045	0.99578	0.00020	
	4	0.46	1.577	5	2903	1.0000	0.0045	0.99075	0.00020	
	5	0.46	1.577	5	2877	1.0000	0.0045	0.99120	0.00019	
	6	0.46	1.577	5	2649	1.0000	0.0045	0.99214	0.00020	
LEU-COMP-THERM-032	1	0.416	1.619	10	2002	1.0000	0.0045	0.99955	0.00019	
	4	0.416	1.619	10	421	1.0000	0.0037	1.00134	0.00019	
	7	0.416	1.619	10	523	1.0000	0.0045	1.00314	0.00017	
LEU-COMP-THERM-039	1	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99591	0.00020	
	2	0.79	1.8231	4.738	448	1.0000	0.0014	0.99691	0.00020	
	3	0.79	1.8231	4.738	420	1.0000	0.0014	0.99838	0.00020	
	4	0.79	1.8231	4.738	392	1.0000	0.0014	0.99524	0.00020	
	5	0.79	1.8231	4.738	320	1.0000	0.0014	0.99656	0.00020	
	6	0.79	1.8231	4.738	363	1.0000	0.0014	0.99677	0.00020	
	7	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99564	0.00020	
	8	0.79	1.8231	4.738	448	1.0000	0.0014	0.99596	0.00021	
	9	0.79	1.8231	4.738	448	1.0000	0.0014	0.99603	0.00020	
	10	0.79	1.8231	4.738	420	1.0000	0.0014	0.99644	0.00020	
	11	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99447	0.00020	
	12	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99493	0.00021	
	13	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99498	0.00020	
	14	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99565	0.00020	
	15	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99567	0.00020	
	16	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99574	0.00020	
	17	0.79	1.8231	4.738	459	1.0000	0.0014	0.99546	0.00020	

注) 燃料の化学式は全て UO₂ である。

3.2.3 推定臨界下限増倍率の算出

得られたベンチマーク計算結果を用いて、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれの推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を算出した。推定臨界増倍率は臨界状態であると推定される確率が最も高い中性子増倍率の値であり、類似の臨界実験体系のベンチマーク計算で得られた実効増倍率（標本）の平均値に相当する。推定臨界下限増倍率は未臨界であると判断してよいと考えられる中性子増倍率の上限であり、臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5%として算出した。本報告書では、文献⁴⁵⁾に倣い、得られた値が 0.98 より大きい場合は、安全側の判断に基づき、0.98 を推定臨界下限増倍率として扱うこととした。

(1) 推定臨界増倍率の算出

上記のように、推定臨界増倍率はベンチマーク計算で得られた実効増倍率の平均値で与えられる。ただし、各ベンチマーク体系でベンチマークモデル実効増倍率（ベンチマークモデルと実験体系のバイアスを考慮したベンチマークモデル自身の持つ実効増倍率）が異なることから、単に計算値を用いるのではなく、ベンチマークモデル実効増倍率で補正した値を用いている。すなわち、補正後の実効増倍率計算値 C' は、補正前の実効増倍率計算値を C 、ベンチマークモデル実効増倍率を E とすると、 $C' = C + (1 - E)C$ で与えられる。この補正後の実効増倍率の平均値をとることで、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれの推定臨界増倍率が得られる。

(2) 標準偏差の算出

推定臨界下限増倍率の算出には、まず均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれの標準偏差を求める必要がある。標準偏差の算出には、ベンチマークモデル実効増倍率の不確かさと実効増倍率計算値の不確かさ（モンテカルロ法臨界計算の統計誤差）を考慮した。以下に、算出手順を示す。

1. ベンチマークケース毎に、ベンチマークモデル実効増倍率で補正した実効増倍率の分散を計算する（ベンチマークモデル実効増倍率の標準偏差と実効増倍率計算値の標準偏差の二乗和）。
2. 1.で得られた各分散の均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれの平均を求める。
3. 2.で得られた分散とは別に、各ケースの補正後の実効増倍率のばらつきから、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれで分散（不偏分散）を求める。
4. 2.と 3.で得られた分散の和の平方根をとることで、標準偏差を求める。

(3) 推定臨界下限増倍率の算出

文献⁵⁶⁾を参考に推定臨界下限増倍率を算出した。具体的な算出方法は Appendix 3.2.A1 に示した。推定臨界下限増倍率は、信頼度 97.5%として非心 t 分布の性質より得たパラメータ μ を用いて、手順(1)で求めた平均 m 、手順(2)で求めた標準偏差 s を用いて、 $m - \mu s$ により求められる。このようにして得られた値と 0.98 を比較して、より小さい方を推定臨界下限増倍率とした。

以上より得られた結果を表 3.2-3 にまとめる。表 3.2-3 から分かるように、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系の $m - \mu$ はどちらも 0.98 を上回ったため、推定臨界下限増倍率はどちらも 0.98 と設定された。最後に、均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系それぞれについて、ベンチマークモデルのバイアス補正後の実効増倍率の頻度分布を参考までに図 3.2-1 示す。全てのケースで実効増倍率が推定臨界下限増倍率 0.98 を上回っていることから、十分な余裕をもって推定臨界下限増倍率が設定されていることが確認できる。

表 3.2-3 MVP-2.0 と JENDL-4.0 の組合せによる臨界計算不確かさ評価結果

	平均 m	標準偏差 s	標本数	パラメータ μ	$m - \mu$	推定臨界 増倍率	推定臨界 下限増倍率
均質低濃縮 ウラン系	0.9985	0.0044	75	2.411	0.9879	0.9985	0.98
非均質 ウラン系	0.9991	0.0059	121	2.303	0.9854	0.9991	0.98

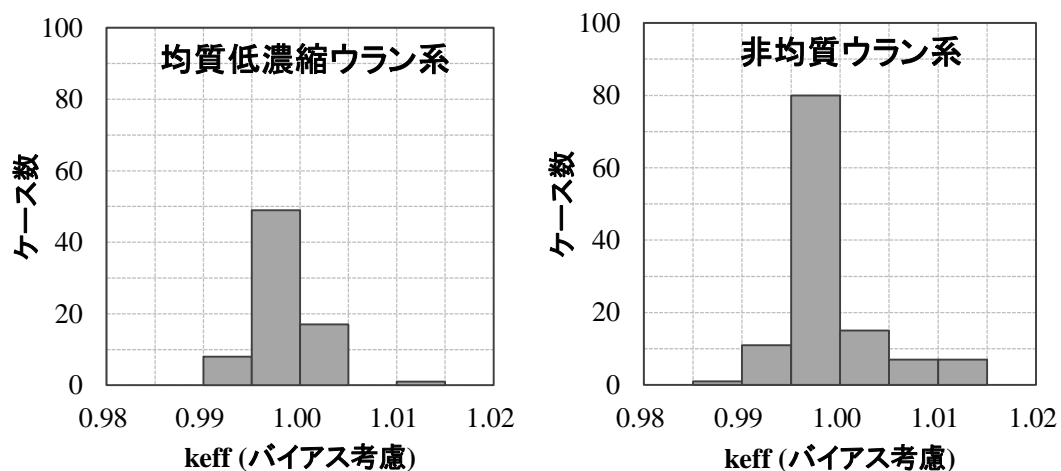


図 3.2-1 MVP-2.0 と JENDL-4.0 の組合せによる臨界ベンチマーク解析結果の頻度分布

3.2.4 推定臨界下限増倍率に基づく臨界量解析例

平成 26 年度から平成 28 年度にかけて報告した燃料デブリの臨界特性解析では、無限増倍率が 1 を超える組成範囲において、臨界量として実効増倍率が 1 となる球半径及び質量を示してきた。ここでは、推定臨界下限増倍率に基づく臨界量解析例として、上で得られた推定臨界下限増倍率 0.98 を用いて、実効増倍率が 0.98 となる球半径を算出し、図示した。図 3.2-2 に平成 28 年度報告書に示した非均質体系の ^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2 新燃料の MCCI 生成物（コンクリート混合物）の球半径を示す。また、図 3.2-3 に、同じく平成 28 年度報告書に示した燃焼度 15.2 GWd/t 燃焼燃料の MCCI 生成物の球半径を示す。これらのような解析結果は、現在開発中の臨界マップデータベースを用いることにより、予め解析しておいた臨界特性について任意の推定臨界下限増倍率に対して迅速に取得することが可能となる予定である。

なお、ここで示したのはあくまで推定臨界下限増倍率が得られた場合の臨界量評価への適用例であり、これをあらゆる燃料デブリ性状に対してそのまま適用できるわけではないことに注意する。例えば多量のコンクリート含む MCCI 生成物のような特殊な燃料条件の場合は、従来の臨界実験とは臨界特性への感度の大きい核データが異なると考えられることから、別途、近い燃料条件での臨界実験等によって解析手法の妥当性を検討する必要がある。

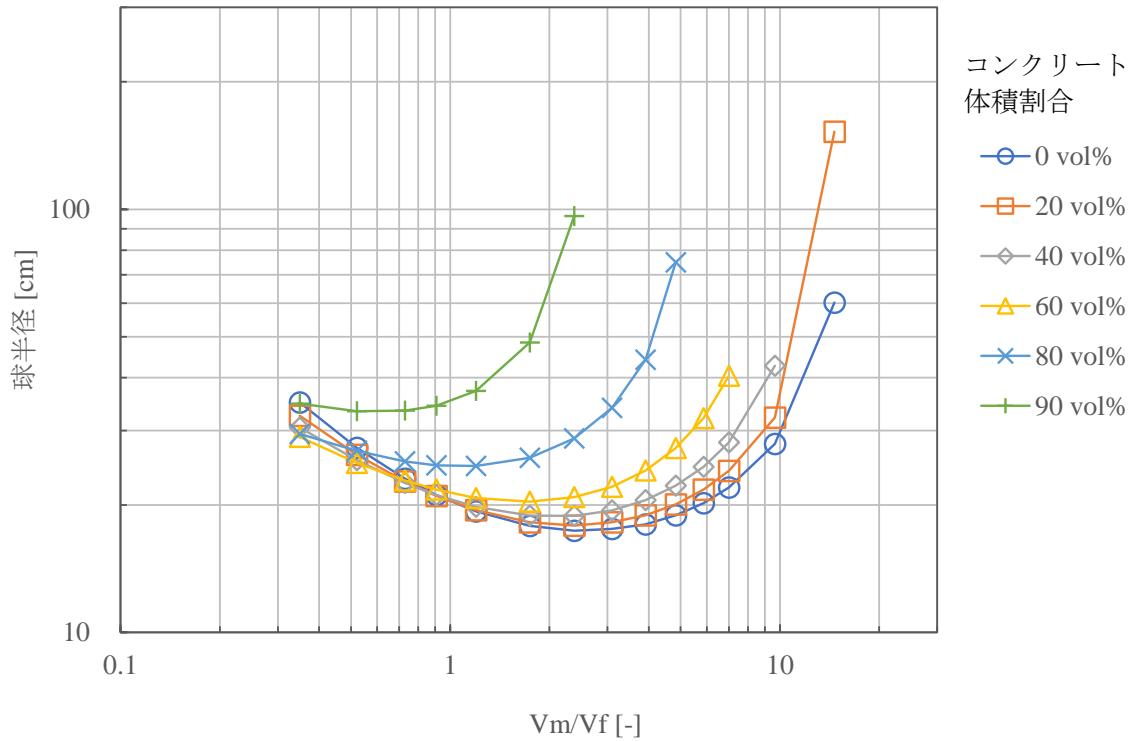


図 3.2-2 MCCI 生成物 (^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2) ・水非均質球体系の臨界半径 ($k_{\text{eff}} = 0.98$)

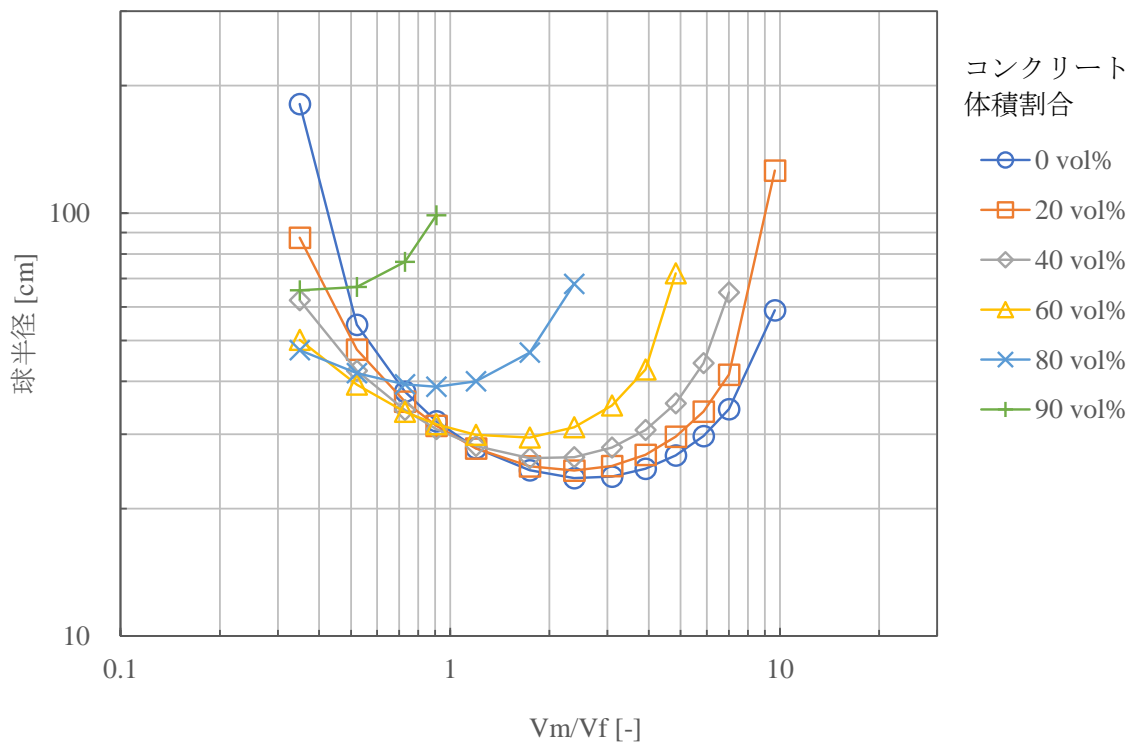


図 3.2-3 MCCI 生成物 (燃焼度 15.2 GWd/t 燃焼燃料) ・水非均質球体系の臨界半径 ($k_{\text{eff}} = 0.98$)

3.2.5 まとめ

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて ICSBEPハンドブックの均質低濃縮ウラン系 75 ケースと非均質ウラン系 121 ケースを解析し、推定下限増倍率を算出することにより、本事業で実施している燃料デブリの臨界特性解析の不確かさを評価した。臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5% で算出された推定臨界下限増倍率は均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系ともに 0.98 を上回ったことから、安全側の判断として推定臨界下限増倍率を 0.98 と設定できることが示された。そして、推定臨界下限増倍率 0.98 とした場合の臨界量評価例を示した。ただし、燃料デブリ性状が従来の臨界実験の燃料条件と大きく異なる場合は、別途燃料条件の近い臨界実験によって解析手法の妥当性が評価されるべきである。また、本検討で評価された不確かさは、あくまで解析コード及び核データに起因するものである。燃料デブリの解析においては、さらに、デブリ組成及びその分布が未知であることによる不確かさを考慮する必要がある。

Appendix 3.2.A1 推定臨界下限増倍率の計算手順

ここでは、文献⁶⁾を基に推定臨界下限増倍率の具体的な計算手順を示す。なお、ここでの説明において使用する記号は文献⁶⁾を踏襲しており、本編で使用している記号（文献⁴⁾を踏襲している）と整合していないことに注意する。

まず、推定臨界下限増倍率の算出にあたり必要となる統計学的知識を記述する。 n 個の臨界実験の解析により実効増倍率 k_{eff} の標本として $k_i (i = 1, \dots, n)$ を得たとする。 k_{eff} の標本平均 \bar{k} および不偏分散 s^2 は以下で推定できる。

$$\bar{k} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n k_i \quad (3.2-1)$$

$$s^2 = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (k_i - \bar{k})^2 \quad (3.2-2)$$

ここで、 k_{eff} の母集団が平均 μ 、標準偏差 σ の正規分布に従うと仮定すると、以下の(1)～(3)が成り立つ。

- (1) 標本平均 \bar{k} は、平均 μ 、標準偏差 σ/\sqrt{n} の正規分布に従う。
- (2) 不偏分散 s^2 について、

$$z = (n-1) \frac{s^2}{\sigma^2} = \sum_{i=1}^n \frac{(k_i - \bar{k})^2}{\sigma^2} \quad (3.2-3)$$

- という量が自由度 $(n-1)$ のカイ二乗分布に従う。カイ二乗分布の性質より、 z の平均は $n-1$ 、分散は $2(n-1)$ となる。したがって、 s^2 の平均は σ^2 、分散は $2\sigma^4/(n-1)$ となる。
- (3) 変数 X を平均 λ 、分散 1 の正規分布に従う量とし、変数 Y を自由度 ν のカイ二乗分布に従う量とする。 X と Y が統計的に独立である場合、以下で定義される量 T は、自由度 ν 、非心パラメータ λ の非心 t 分布に従う。

$$T = \frac{X}{\sqrt{Y/v}} \quad (3.2-4)$$

一般的に、 k_{eff} の母集団の平均 μ と標準偏差 σ はどちらも未知量である。このような場合、推定臨界下限増倍率は上記の統計的知識を用いて以下の手順で算出できる。

1. n 個の標本から \bar{k} と s^2 を求める。
2. 臨界超過確率 p を設定し、 k_{eff} が平均 μ 、標準偏差 σ の正規分布に従うとして、正規分布の下側累積確率 p に対応するパーセント点 $-\alpha_p$ を求める。
3. $\bar{k} - \alpha s \leq \mu - \alpha_p \sigma$ を満足するように、 α の値を設定することを考える。ここで、この条件式は以下のように式変形できる。

$$\frac{\frac{\bar{k} - \mu}{\sigma/\sqrt{n}} + \alpha_p \sqrt{n}}{\sqrt{\frac{(n-1)s^2}{\sigma^2} \frac{1}{n-1}}} \leq \alpha \sqrt{n} \quad (3.2-5)$$

(3.2-5)式左辺の分子は、上記(1)に示した \bar{k} の統計的性質より、平均が $\alpha_p \sqrt{n}$ 、標準偏差が1の正規分布に従う。また、(3.2-5)式左辺の分母の左側部分 $(n-1)s^2/\sigma^2$ は上記(2)に示した s^2 の統計的性質より、自由度 $(n-1)$ のカイ二乗分布に従う。ゆえに、このそれぞれを X 、 Y と置くと、(3.2-5)式左辺は $X/\sqrt{Y/(n-1)}$ となり、(3.2-4)式と同じ形になっていることから、(3.2-5)式左辺は自由度が $(n-1)$ 、非心パラメータが $\alpha_p \sqrt{n}$ の非心 t 分布に従うことが分かる。よって、信頼度 γ とすると、非心 t 分布の下側累積確率が γ となる値 α_γ に対応するパーセント点から求められる。

$$\frac{X}{\sqrt{Y/(n-1)}} \leq \alpha_\gamma \quad (3.2-6)$$

4. (3.2-5)式右辺と(3.2-6)式右辺を比較することで、 $\bar{k} - \alpha s \leq \mu - \alpha_p \sigma$ を満足するためには、パラメータ α を以下のように設定すればいいことが分かる。

$$\alpha = \frac{\alpha_\gamma}{\sqrt{n}} \quad (3.2-7)$$

5. (3.2-7)式により得られた α を使用して、推定臨界下限増倍率 k_{sub} は次式で求められる。

$$k_{sub} = \bar{k} - \alpha s \quad (3.2-8)$$

参考文献

- 1) Y. Nagaya, et al., “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI-1348 (2005).
- 2) K. Shibata, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48[1], pp.1-30 (2011).
- 3) “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments,” NEA/NSC/DOC(95)03, September 2003 Edition (2003).
- 4) 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).
- 5) 奥野浩、内藤倅孝、”臨界安全解析コードシステム JACS の計算誤差評価”、JAERI-M87-057、日本原子力研究所 (1987).
- 6) “第44回炉物理夏期セミナーテキスト”、一般社団法人日本原子力学会炉物理部会、pp.54-63 (2012).

第4章 臨界安全解析コードシステムの整備

4.1 燃焼計算コードのシステム化

4.1.1 目的及び概要

本作業では、開発したコード群を統合的に使用するための環境を整備に資するため、現在開発中の新しいモンテカルロソルバーと置き換える事を念頭に置いて、原子個数密度算出プログラム AND と既存の連続エネルギーモンテカルロコード MVP を、核計算プラットフォーム MARBLE を活用して組み合わせ、統合的な解析が実施可能とする実装を行ってきた。本年度は、FACILE システムの臨界計算への適用性の検討と、核燃料物質と構造材が混合した物質の同位体組成を自動的に作成する機能の実装を行った。

4.1.2 FACILE システムの臨界計算適用性検証

FACILE の統合機能テストとして、OECD/NEA/NSC 臨界安全性ワーキングパーティー 燃焼度クレジット臨界安全性専門家会合が実施した、使用済燃料輸送容器を対象としたベンチマーク問題¹⁾を参照に検証した。この問題は、使用済燃料 21 体を輸送する容器を対象に、端部効果の評価結果の比較を実施するために行われたものである。計算を行ったのは以下の 9 ケースである。

Case A：軸方向に平均燃焼度を用いたケース、30 GWd/t 冷却 5 年

Case A'：Case A で FP を考慮しないケース

Case B：Case A に対して軸方向を 9 つの領域に分けて各々の燃焼度を考慮したケース

Case B'：Case B で FP を考慮しないケース

Case C：軸方向に平均燃焼度を用いたケース、50 GWd/t 冷却 5 年

Case C'：Case C で FP を考慮しないケース

Case D：Case C に対して軸方向を 9 つの領域に分けて各々の燃焼度を考慮したケース

Case D'：Case D で FP を考慮しないケース

Case E：新燃料を用いたケース

(1) ORIGEN 計算結果ファイルの作成

このベンチマークでは、ユーザーが使用すべき原子個数密度データが与えられているが、ORIGEN2 の計算結果を自在に扱える事を確認するために、与えられた燃焼度と冷却時間を入力データとして ORIGEN2 を動かし、その結果をつかって臨界計算を行うこととした。ORIGEN の計算に使用したライブラリは、計算対象が U-235 初期濃縮度 4.5 wt% の PWR 17 × 17 燃料集合体であることから、ORIGEN22-UPJ コードに内蔵されている PWR45J32.LIB (PWR 17 × 17 UO₂ 燃料集合体、U-235 初期濃縮度 4.5 wt%、燃焼度 < 60 GWd/THM 用ライブラリ) を用いて、12 種類の燃焼結果を得た。

- 1) Case A 用 比出力 40.0 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 30 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの (ファイル名 : PWR45J32_30G.out)
- 2) Case B 領域 1,9 用 比出力 16.440 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 12.33 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_30G_1.out)
- 3) Case B 領域 2,8 用 比出力 18.720 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 14.04 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_30G_2.out)
- 4) Case B 領域 3,7 用 比出力 24.013 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 18.01 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_30G_3.out)
- 5) Case B 領域 4,6 用 比出力 32.013 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 24.01 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_30G_4.out)
- 6) Case B 領域 5 用 比出力 43.813 MW/t で、250 日照射を 3 回繰り返し 32.86 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_30G_5.out)
- 7) Case C 用 比出力 40.0 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 50 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの (ファイル名 : PWR45J32_50G.out)
- 8) Case D 領域 1,9 用 比出力 17.248 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 21.56 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_50G_1.out)
- 9) Case D 領域 2,8 用 比出力 19.216 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 24.02 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_50G_2.out)
- 10) Case D 領域 3,7 用 比出力 24.464 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 30.58 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_50G_3.out)
- 11) Case D 領域 4,6 用 比出力 32.336 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 40.42 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_50G_4.out)
- 12) Case D 領域 5 用 比出力 43.680 MW/t で、250 日照射を 5 回繰り返し 54.60 GWd/t 照射後 5 年間冷却したもの(ファイル名 : PWR45J32_50G_5.out)

新燃料を用いた Case E については、FACILE 入力ファイルのコマンド指定において燃焼ステップ=1 とすることで燃焼前の組成を取り出すことができるので Case A と共通のファイルを使用した。

ORIGEN で指定する燃料の初期組成は、参考文献 2)に掲載の初期濃縮度 4.5 wt%のウランの同位体組成データを使用することとした。そのデータを表 4.1-1 に示す。

表 4.1-1 初期濃縮度 4.5 wt%のウランの同位体組成 (重量%)

^{234}U	0.0358
^{235}U	4.5000
^{236}U	0.0278
^{238}U	95.4364

また、また FACILE において燃焼後重量を抽出してそれを原子数密度に変換するために、燃焼初期の重元素密度を入力する必要がある。同報告書に表 4.1-2 に示す初期燃料原子数密度が記載されていたので、そこからウラン密度 ρ を求めた。

表 4.1-2 初期濃縮度 4.5 wt%のウランの同位体組成（原子個数密度）(atoms/barn-cm)

^{234}U	8.4100E-06
^{235}U	1.0526E-03
^{236}U	6.4752E-06
^{238}U	2.2042E-02

初期燃料の総重量の和が 1 トンに規格化されているので体積を $V(\text{cm}^3)$ とすると

$$\rho = \frac{1.0 \times 10^6}{V}$$

原子数密度 N 、核種の質量 $W(\text{g})$ からアボガドロ数を A_v 、核種の原子質量を A_{tw} とすると

$$N = \frac{A_v \times W}{A_{tw} \times V}$$

上記の表よりウラン密度を 9.1295 g/cm^3 とした。Case A 用の ORIGEN 入力を以下の図 4.1-1 に示す。

```

-1
-1
-1
BAS TEST OF PWR41J32
LIP 0 0 0
LIB 0 1 2 3 753 754 755 9 0 0 1 96
PHO 101 102 103 10
RDA *** -1 = FRESH MATERIALS *****
INP -1 1 -1 -1 4 4
RDA *** IRRADIATION MODULES *****
TIT WORK FOR SIGMA EIG-WG

```

図 4.1-1 Case A で必要とされる燃焼燃料組成を得るための ORIGEN2 の入力データ

これら、ORIGEN の計算結果ファイルを \$HOME/FACILE/data/origen の下に格納した。

(2) 核種 ID ファイルの作成

ORIGEN の計算結果ファイルから重量データを抽出する対象となる核種 ID を定義したもので、キーワードにより複数の核種 ID と対応づける。

このキーワードを使用することにより、パターン化された種類の核種を繰り返し入力する煩雑さと入力ミスを未然に防ぐことができる。

アクチノイド核種にキーワード `spflact` として、 ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{237}Np を定義した。

FP 核種にキーワード `spflfp` として、 ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{153}Eu , ^{155}Gd を定義した。

核種 ID ファイルは、`$HOME/FACILE/data/facile/nuclideids.dat` に格納し、その内容を以下の図 4.1-2 示す。

```
spflact: [922340, 922350, 922360, 922380, 942380, 942390, 942400, 942410, 942420, 952410, 952430, 932370]
spflfp: [420950, 430990, 441010, 451030, 471090, 551330, 621470, 621490, 621500, 621510, 621520, 601430, 601450, 631530, 641550]
```

図 4.1-2 原子個数密度を求める同位体の核種 ID データ

(3) FACILE 入力ファイルの作成

FACILE の入力ファイルは、MVP コードの入力と、ORIGEN の計算結果ファイルのパス（複数指定可能）と、核種 ID ファイルのパスを指定する。構造材の原子数密度は、参考文献 1) の APPENDIX 1 に記載されている値を用いた。FACILE の入力サンプルとして CASE B の抜粋を図 4.1-3 に示した。

(4) 計算結果の確認

原子力機構所有の PC クラスタ上で機能テストを行った。実行環境は、Python のバージョンは 2.7 であり、MVP 実行時の並列数は 8 とした。FACILE で計算した k_{eff} を以下の表 4.1-3 に示す。MCNP-4A(J3.2) はベンチマークレポートに報告された値であり、MVP(J3.2) は、MVP 単体をつかってベンチマークのスペック通りに計算した結果である。

MVP と FACILE の結果を比較すると、FP を考慮したケースでは、FACILE で計算した方が 1~2% 高い値となったが、FP を考慮しない場合は逆に FACILE で計算した方が 1% 程度低い値となった。これは使用済燃料の組成を与えた、ORIGEN2 の結果によるものである。

そこで、MVP と FACILE (ORIGEN の出力) で用いた燃料の原子数密度を比較した。Case A の原子数密度の比較を表 4.1-4 に示す。表から ^{155}Gd の値の相違が目立ったため、 ^{155}Gd の値のみを入れ替えて計算した。MVP に ORIGEN の ^{155}Gd を適用した場合 $k_{\text{eff}} = 0.8988$ となり、FACILE に MVP の ^{155}Gd を適用した場合 $k_{\text{eff}} = 0.8957$ となった。このことから、MVP と FACILE の結果の相違は、主に ^{155}Gd の生成量の違いからくるものと推測される。

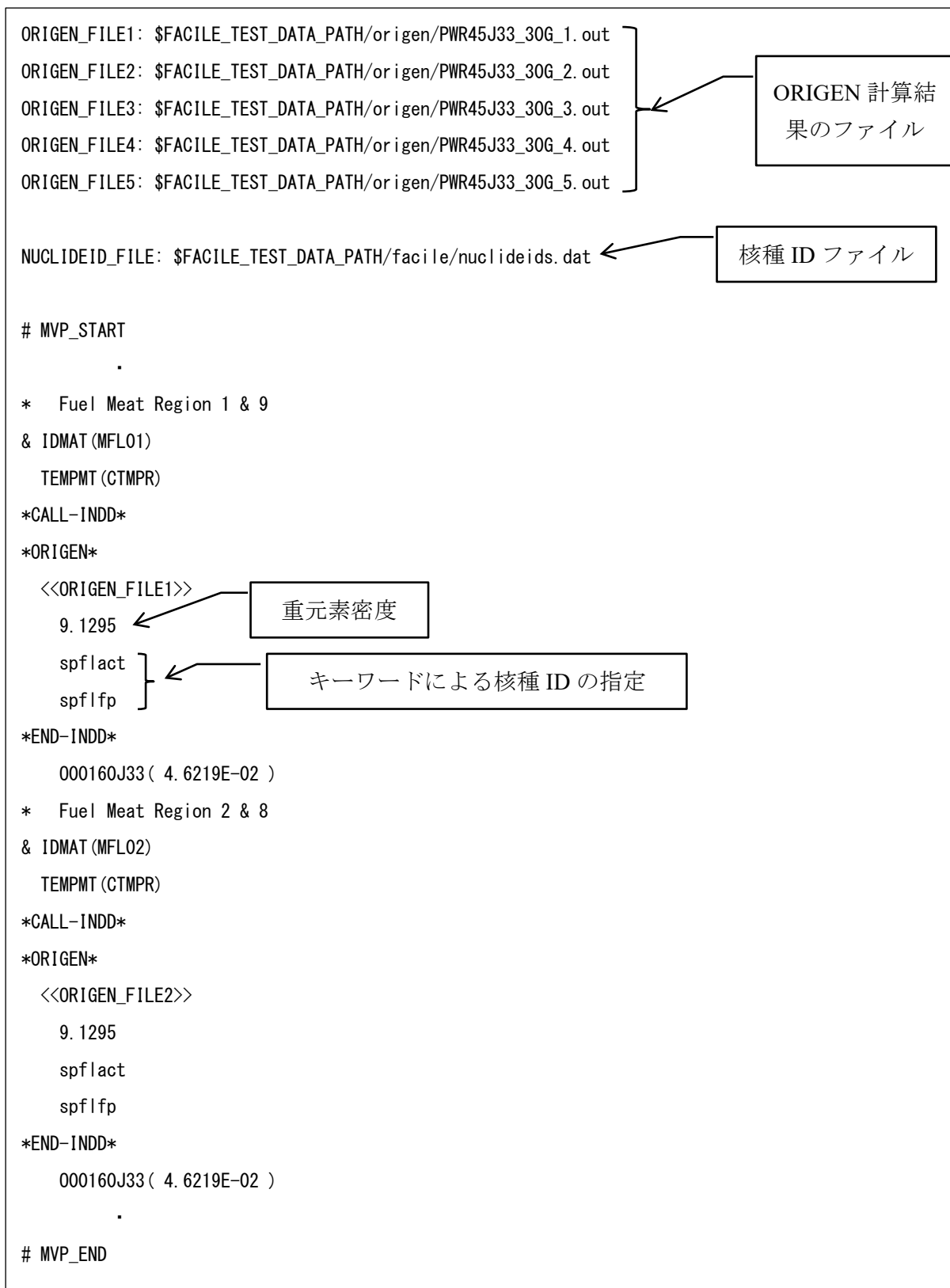


図 4.1-3 FACILE の入力データの抜粋

表 4.1-3 FACILE と他のコードによる計算結果の比較

	MCNP-4A J3.2 (旧原研による結果)	MVP(J3.2) (MVP 単体を使用し、ベンチマークのスペック通りに計算した結果)	FACILE(J3.2) (FACILE を使い燃料組成を ORIGEN2 の結果から得た場合)
Case A	0.8923	0.8943	0.9006
Case A' NoFP	0.9718	0.9724	0.9673
Case B	0.8919	0.8965	0.9021
Case B' NoFP	0.9629	0.9656	0.9599
Case C	0.7650	0.7645	0.7765
Case C' NoFP	0.8733	0.8728	0.8641
Case D	0.7923	0.7957	0.8032
Case D' NoFP	0.8771	0.8801	0.8735
Case E	1.1291	1.1277	1.1277

表 4.1-4 Case A 30.0 GWd/t 燃料の原子数密度(atoms/barn-cm)の比較

	Reference	Origen	Origen/Ref.
U234	5.8288E-06	5.7686E-06	0.990
U235	4.3275E-04	4.3483E-04	1.005
U236	1.1637E-04	1.0983E-04	0.944
U238	2.1595E-02	2.1617E-02	1.001
Pu238	2.6014E-06	2.1073E-06	0.810
Pu239	1.4175E-04	1.3280E-04	0.937
Pu240	3.8367E-05	3.9590E-05	1.032
Pu241	2.1376E-05	1.9316E-05	0.904
Pu242	5.3890E-06	5.4169E-06	1.005
Am241	6.4992E-06	5.8088E-06	0.894
Am243	9.0995E-07	7.2869E-07	0.801
Np237	1.0678E-05	9.0306E-06	0.846
Mo95	4.2421E-05	4.2090E-05	0.992
Tc99	4.0847E-05	4.0845E-05	1.000
Ru101	3.8040E-05	3.8038E-05	1.000
Rh103	2.3009E-05	2.2678E-05	0.986
Ag109	3.0914E-06	3.0290E-06	0.980
Cs133	4.4521E-05	4.4233E-05	0.994
Sm147	7.9467E-06	7.8450E-06	0.987
Sm149	1.9919E-07	1.3700E-07	0.688
Sm150	1.0286E-05	9.1621E-06	0.891
Sm151	6.5663E-07	4.2713E-07	0.650
Sm152	4.1139E-06	4.1288E-06	1.004
Nd143	3.3064E-05	3.1764E-05	0.961
Nd145	2.4862E-05	2.4649E-05	0.991
Eu153	3.1728E-06	3.1236E-06	0.984
Gd155	2.1404E-07	9.7188E-08	0.454

4.1.3 デブリ標準組成作成機能の検証

平成 28 年度までの作業で以下の機能の実装、すなわち、

- 原子個数密度データベース AND に内蔵されたデータを MVP 入力形式に変換して、MVP の入力にファイルに与えること
- 複数の ORIGEN2 の結果を MVP の入力に変換し、MVP の入力にファイルに与えること
- 複数の ORIGEN2 の結果を指定した重みで混合し MVP の入力に変換し、MVP の入力にファイルに与えること

を行った。これにより、様々な燃焼履歴を有する燃焼燃料組成を MVP の入力として使用する事を可能としたが、燃料デブリの場合には構造材と燃料が混合しているため、ORIGEN2 の計算結果と AND 内蔵データを混合する機能の実装が欠かせないと考えられる。そのため、複数の ORIGEN2 の結果と AND に内蔵されたデータを任意の重みで混合、MVP の入力に変換する機能を設計し、実装した。その概要を図 4.1-4 に示す。すなわち、

- カード 1 には原子個数密度の合成に用いる重みをスペースで区切り、必要な数だけ指定する。カード 1 に指定した重みの数だけカード 2 以降に原子個数密度計算コマンドの入力カードを指定する。
- カード 2 には原子個数密度計算コマンドのコマンド識別子を指定する。これは、各原子個数密度計算コマンドのカード 1 と同じである。
- カード 3 以降には、カードで指定した原子個数密度計算コマンドの入力カードを指定する。これは、各原子個数密度計算コマンドのカード 2 と同じである。
- 既存の原子個数密度計算コマンドは全て指定可能とする。例えば、AND コマンドと ORIGEN コマンドで計算した原子個数密度の合成や、複数の AND コマンドで計算した原子個数密度の合成などを可能にする。

```
*CALL-INDD*
0.95 0.04 0.01 <-- カード1
*command*      <-- カード2 (1つ目のコマンド)
:              <-- カード3~
*command*      <-- カード2 (2つ目のコマンド)
:              <-- カード3~
*command*      <-- カード2 (3つ目のコマンド)
:              <-- カード3~
*END-INDD*
```

図 4.1-4 FACILE 原子個数密度合成機能の入力データ

二つの AND コマンドの計算結果を合成する例を、以下の図 4.1-5 及び図 4.1-6 に示す。

```

# MVP_START
$XSEC
& IDMAT(<MMIX>)
  TEMPMT(<TEMP>)
*CALL-INDD*
0.98 0.02      <-- カード 1
*UO2-PELLET*   <-- カード 2 (1つ目のコマンド)
95.0 2.00      <-- カード 3 ~
0.0 4.5 0.0 95.5
*H2O*          <-- カード 2 (2つ目のコマンド)
  20           <-- カード 3
*END-INDD*
$END XSEC
# MVP_END
# MVP_START
$XSEC

```

図 4.1-5 二つの原子個数密度を合成する例(a)

(一つ目の*UO2-PELLET*で求める個数密度の重みを 0.98、*H2O*の重みを 0.02 とする)

```

ORIGEN_FILE1: $FACILE_TEST_DATA_PATH/origen/PWR41J33.out

# MVP_START
$XSEC
& IDMAT(<MMIX>)
  TEMPMT(<TEMP>)
*CALL-INDD*
0.98 0.02      <-- カード 1
*ORIGEN*       <-- カード 2 (1つ目のコマンド)
  <<ORIGEN_FILE1>> <-- カード 3 ~
  8.46190
  922350 922380
*H2O*          <-- カード 2 (2つ目のコマンド)
  20           <-- カード 3
*END-INDD*
$END XSEC
# MVP_END

```

図 4.1-6 二つの原子個数密度を合成する例(b)

(一つ目の*ORIGEN*で求める個数密度の重みを 0.98、*H2O*の重みを 0.02 とする。ORIGEN の計算結果から ^{235}U 及び ^{238}U の結果のみを取りだし、原子個数密度に変換して合成)

FACILE の原子数密度合成機能テストを燃料デブリ臨界安全評価計算にて検証した。検証計算に用いたデータセットは、BWR STEP3 型燃料に対して 70%のボイド率を想定し、集合体平均の出力を 25.0 MW/t で燃焼度 14 GWd/t まで燃焼させたものとした。計算モデルは、球形のデブリ燃料領域に 30 cm 厚の水反射体で囲った形状とした。計算体系図を図 4.1-7 に示す。

ORIGEN の計算に使用したライブラリは、BS370J33.LIB : BWR STEP-3 VR=70 $\text{UO}_2 < 60 \text{ GWd/TIHM}$ で、4 wt% Fuel 14 Gwd/t 冷却 5 年の燃焼結果ファイルと同照射コンクリートの計算結果ファイルを作成した。ORIGEN の入力ファイルを以下の図 4.1-8 に示す。

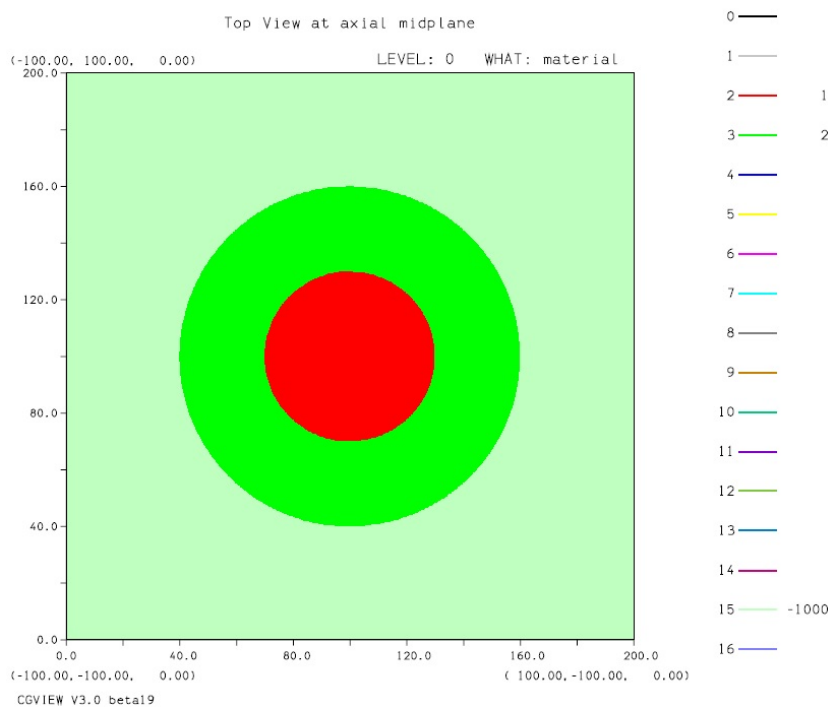


図 4.1-7 計算体系図

```

-1
-1
-1

BAS 4.0wt% Fuel 14Gwd/t Cool 5y BS370J33.LIB

LIP 0 0 0

LIB 0 1 2 3 783 784 785 9 0 0 1 106

PHO 101 102 103 10

RDA *** -1 = FRESH MATERIALS *****

INP -1 1 -1 -1 4 4

RDA *** IRRADIATION MODULES *****

TIT WORK FOR SIGMA EIG-WG

MOV -1 1 0 1.0

HED 1 * Initial
  
```

図 4.1-8 使用済燃料組成を評価するための ORIEGN2 入力データ

ORIGEN の計算結果ファイルから重量データを抽出する対象となる核種 ID を定義したもので、キーワードにより複数の核種 ID と対応づける。このキーワードを使用することにより、パターン化された種類の核種を繰り返し入力する煩雑さと入力ミス未然に防ぐことができる。アクチノイド核種にキーワード `spflact` として、 ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{237}Np を定義した。FP 核種にキーワード `spflfp` として、 ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{153}Eu , ^{155}Gd を定義した。コンクリートの組成にキーワード `spflcon` として、O, Na, ^{24}Mg , ^{25}Mg , ^{26}Mg , Al, ^{28}Si , ^{29}Si , ^{30}Si , ^{39}K , ^{40}K , ^{41}K , ^{40}Ca , ^{42}Ca , ^{43}Ca , ^{44}Ca , ^{46}Ca , ^{48}Ca , ^{54}Fe , ^{56}Fe , ^{57}Fe , ^{58}Fe を定義した。

核種 ID ファイルは、`$HOME/facile/data/facile/nuclideids.dat` に格納し、その内容を以下の図 4.1-9 に示す。

```

spflact: [922340, 922350, 922380, 942380, 942390, 942400, 942410, 942420, 952410]
spflfp:  [420950, 430990, 451030, 551330, 601430, 601450, 621470, 621490, 621500, 621520, 631530,
641550]
spflcon: [ 10010,  80160, 110230, 120240, 120250, 120260, 130270, 140280, 140290, 140300, 190390,
190400, 190410, 200400, 200420, 200430, 200440, 200460, 200480, 260540, 260560, 260570, 260580]

```

図 4.1-9 MVP で使用する同位体セット

FACILE の入力ファイルは、MVP コードの入力データと、ORIGEN の計算結果ファイルのパス（複数指定可能）と、核種 ID ファイルのパスを指定する。原子数密度の合成機能テストとして、ORIGEN コマンドで燃焼燃料と、照射コンクリート、AND コマンドで水の原子数密度を合成して臨界計算を行った。原子数密度の合成割合を燃料 : 0.255、水 : 0.725、コンクリート : 0.020 とした時の FACILE 入力サンプル抜粋を以下の図 4.1-10 に示す。そして、FACILE の入力で指定した割合で原子数密度が合成されていることを確認した。その結果を表 4.1-5、表 4.1-6、表 4.1-7 に示した。

燃料デブリ臨界テスト計算として、デブリ燃料の球体半径を、23 cm、25 cm、27 cm の各ケースについて、水の割合を 0.725 で固定し、デブリ燃料とコンクリートの割合を変化させた場合の計算結果を行った。計算結果を以下の表 4.1-8、図 4.1-11、図 4.1-12、図 4.1-13 に示す。

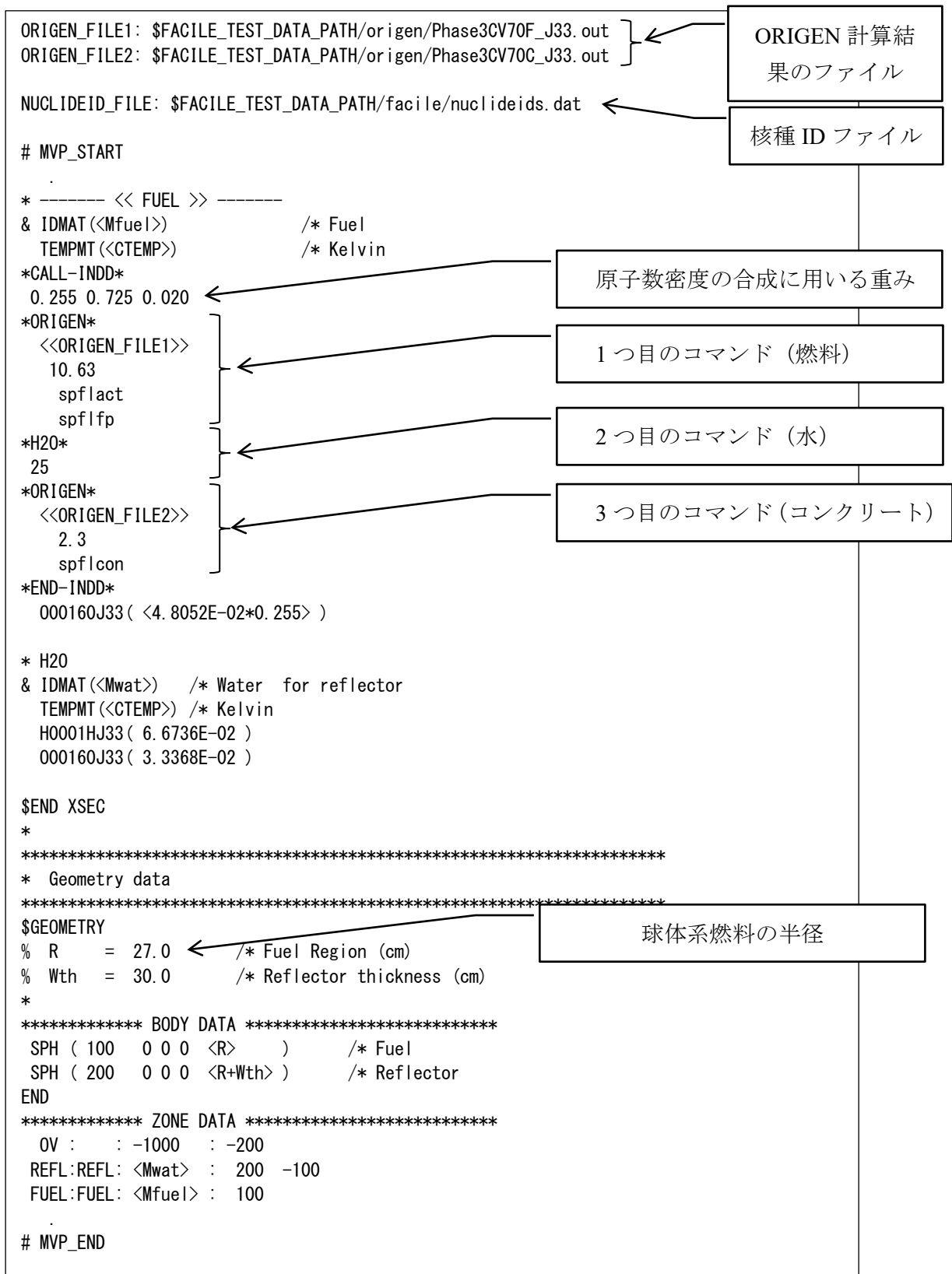


図 4.1-10 燃料デブリの組成を作成する FACILE の入力例

表 4.1-5 FACILE が作成したデブリの組成 (燃料物質)

	単体での値	合成後の値	割合
²³⁴ U	6.78941E-06	1.73130E-06	0.255
²³⁵ U	6.93911E-04	1.76947E-04	0.255
²³⁸ U	2.55838E-02	6.52386E-03	0.255
²³⁸ Pu	4.19374E-07	1.06940E-07	0.255
²³⁹ Pu	1.20257E-04	3.06655E-05	0.255
²⁴⁰ Pu	2.07590E-05	5.29355E-06	0.255
²⁴¹ Pu	8.13282E-06	2.07387E-06	0.255
²⁴² Pu	1.00548E-06	2.56397E-07	0.255
²⁴¹ Am	2.39909E-06	6.11769E-07	0.255
⁹⁵ Mo	2.38338E-05	6.07761E-06	0.255
⁹⁹ Tc	2.30945E-05	5.88910E-06	0.255
¹⁰³ Rh	1.34668E-05	3.43404E-06	0.255
¹³³ Cs	2.53656E-05	6.46823E-06	0.255
¹⁴³ Nd	1.99263E-05	5.08120E-06	0.255
¹⁴⁵ Nd	1.42231E-05	3.62690E-06	0.255
¹⁴⁷ Sm	5.35286E-06	1.36498E-06	0.255
¹⁴⁹ Sm	1.29224E-07	3.29522E-08	0.255
¹⁵⁰ Sm	4.65463E-06	1.18693E-06	0.255
¹⁵² Sm	2.23148E-06	5.69028E-07	0.255
¹⁵³ Eu	1.44282E-06	3.67919E-07	0.255
¹⁵⁵ Gd	4.37306E-08	1.11513E-08	0.255

表 4.1-6 FACILE が作成したデブリの組成 (水の原子数密度 *)

	単体での値	合成後の値	割合
H	6.66580E-02	4.83270E-02	0.725
O	3.33290E-02	2.41635E-02	0.725

* H と O に関して、FACILE 作成の合成原子数密度は水とコンクリートに含まれる値の合算となる。水の原子数密度の単体の値は、FACILE が作成した値からコンクリート本来に含まれる H, O の原子数密度に 0.02 を掛けたものを引いた値とした。

表 4.1-7 FACILE が作成したデブリの組成（コンクリートの原子数密度）

	単体での値	合成後の値	割合
H	1.37249E-02	2.74498E-04	0.020
O	4.57686E-02	9.15372E-04	0.020
Na	9.62753E-04	1.92551E-05	0.020
²⁴ Mg	9.81402E-05	1.96280E-06	0.020
²⁵ Mg	1.25188E-05	2.50376E-07	0.020
²⁶ Mg	1.36447E-05	2.72895E-07	0.020
Al	1.73913E-03	3.47825E-05	0.020
²⁸ Si	1.53115E-02	3.06229E-04	0.020
²⁹ Si	7.77155E-04	1.55431E-05	0.020
³⁰ Si	5.14169E-04	1.02834E-05	0.020
³⁹ K	4.28279E-04	8.56557E-06	0.020
⁴⁰ K	1.22300E-06	2.44601E-08	0.020
⁴¹ K	3.09382E-05	6.18765E-07	0.020
⁴⁰ Ca	1.45413E-03	2.90826E-05	0.020
⁴² Ca	9.74307E-06	1.94861E-07	0.020
⁴³ Ca	1.94083E-06	3.88167E-08	0.020
⁴⁴ Ca	3.13754E-05	6.27508E-07	0.020
⁴⁶ Ca	5.25220E-08	1.05044E-09	0.020
⁴⁸ Ca	2.85048E-06	5.70097E-08	0.020
⁵⁴ Fe	1.99929E-05	3.99858E-07	0.020
⁵⁶ Fe	3.15753E-04	6.31505E-06	0.020
⁵⁷ Fe	7.97286E-06	1.59457E-07	0.020
⁵⁸ Fe	1.01235E-06	2.02470E-08	0.020

表 4.1-8 デブリ燃料とコンクリートの割合を変化させた場合の計算結果

球体半径(cm)	コンクリート割合	デブリ燃料割合	k _{eff}	統計誤差
23.0	0.000	0.275	0.95032	0.0358%
	0.020	0.255	0.95003	0.0347%
	0.050	0.225	0.94720	0.0359%
	0.100	0.175	0.93752	0.0350%
25.0	0.000	0.275	0.98078	0.0333%
	0.020	0.255	0.98072	0.0348%
	0.050	0.225	0.97964	0.0321%
	0.100	0.175	0.96919	0.0325%
27.0	0.000	0.275	1.00626	0.0305%
	0.020	0.255	1.00755	0.0318%
	0.050	0.225	1.00652	0.0334%
	0.100	0.175	0.99762	0.0313%

水の割合は 0.725 固定、有効 MVP 総ヒストリ数 400 万 (10,000 粒子/cycle; 全 500 サイクル、初期 100 サイクルは統計計算から除外)

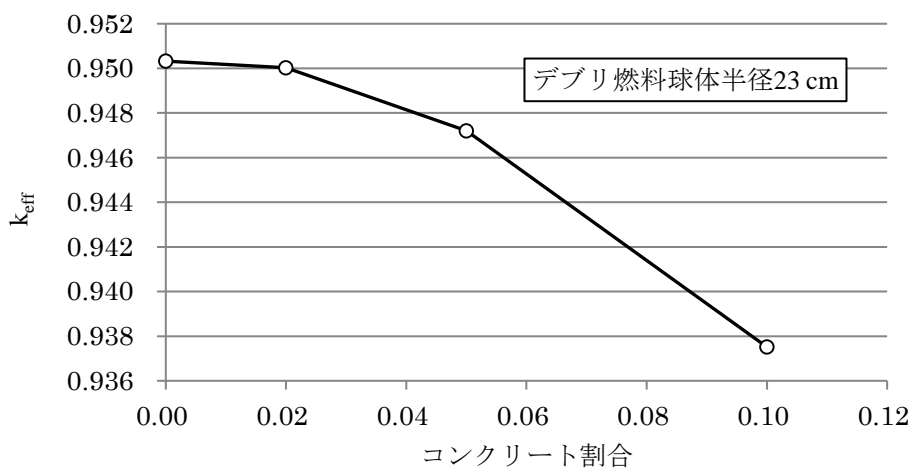


図 4.1-11 コンクリート割合とデブリ燃料球体の中性子増倍率の関係（半径 23 cm）

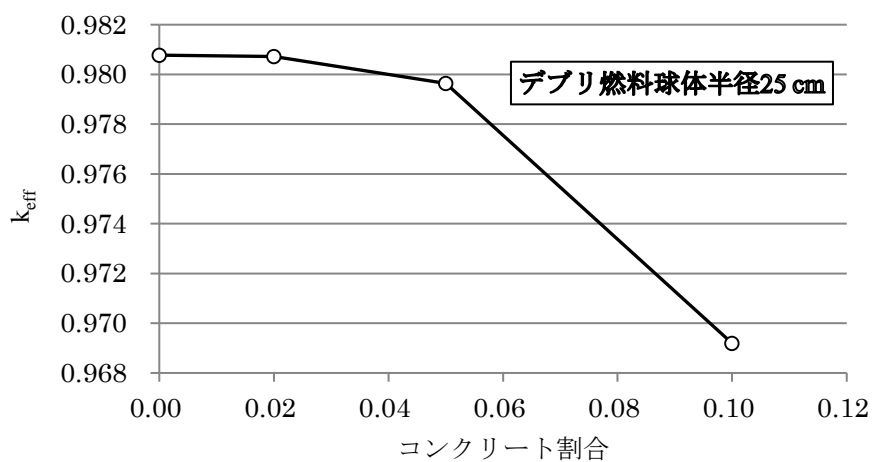


図 4.1-12 コンクリート割合とデブリ燃料球体の中性子増倍率の関係（半径 25 cm）

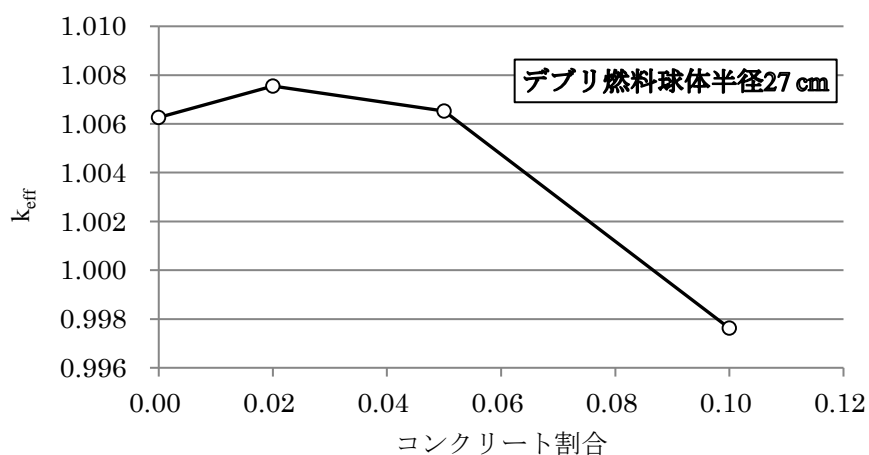


図 4.1-13 コンクリート割合とデブリ燃料球体の中性子増倍率の関係（半径 27 cm）

4.2 新規モンテカルロ計算ソルバーの開発

4.2.1 目的及び概要

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料と炉内構造物やコンクリート等が溶融し再度固化した状態、いわゆる燃料デブリが発生していると考えられている。従来の臨界安全解析システムは、核燃料の幾何形状や性状が判明している体系を想定しており、燃料デブリのように幾何形状が不定で、物質組成が不均一の体系を想定していない。燃料デブリを含む体系に対して適切な臨界評価を行うためには、燃料デブリ計算体系モデルと新しい計算手法を開発する必要がある。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、燃料デブリ臨界マップの整備・拡充に適用するためには、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。今年度は、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 つである自由ガスモデルの実装と検証を行った。以下では、これらの項目に関する設計と実装、処理の流れ、検証結果について説明する。

4.2.2 複数領域体系計算機能の拡張

(1) Surface クラスとその派生クラスの設計と実装

MCNP と同様の幾何形状表現を採用する。すなわち、まず面を定義し、各 Zone はその面の外側と内側で定義される領域の集合演算によって定義することにする。オブジェクト指向的には、抽象クラスとしての Surface クラスを定義し、そこから継承した派生クラスにより様々な曲面を表現する。

一般的な面を表す抽象クラス Surface と、これを継承した派生クラス(Sphere, Plane, Cylinder, InfCylinder)の関係を図 4.2-1 に示す。一般的な面としての最小限の属性は、名前 (std::string 型)、ID 番号 (int 型)、面の原点となる 3 次元座標 (std::vector<double>型) とする。また、粒子が横切る通過面としての役割を果たすためには、隣接している領域 (Zone オブジェクト) の情報を保持しておく効率的である。よって、隣接領域の Zone ID 番号 (int 型) を格納するコンテナ (vector<int>型) をメンバ変数に追加する。

Surface クラスが境界面としての機能を持つためには、始発点 (std::vector<double>型) とそこからの方向ベクトル (std::vector<double>型) が与えられた際、直線と面との交点の方程式を解いて交点座標 (std::vector<double>型) および始発点から交点までの距離 (double 型) を求めるメンバ関数が必要になる。さらに、飛行解析を行う際には、粒子が面を横切った後、この面に対してどちらの側のセンスに存在するのかを判定しなければならないので、その機能を持つメンバ関数も必要となる。

この Surface クラスから、次の 4 つの派生クラスを作成する。

- A) Sphere クラス
- B) Plane クラス

C) Cylinder クラス

D) InfCylinder クラス

これらの派生クラスでは、それぞれが表現する曲面の方程式において必要な変数がメンバ変数として付加されている。

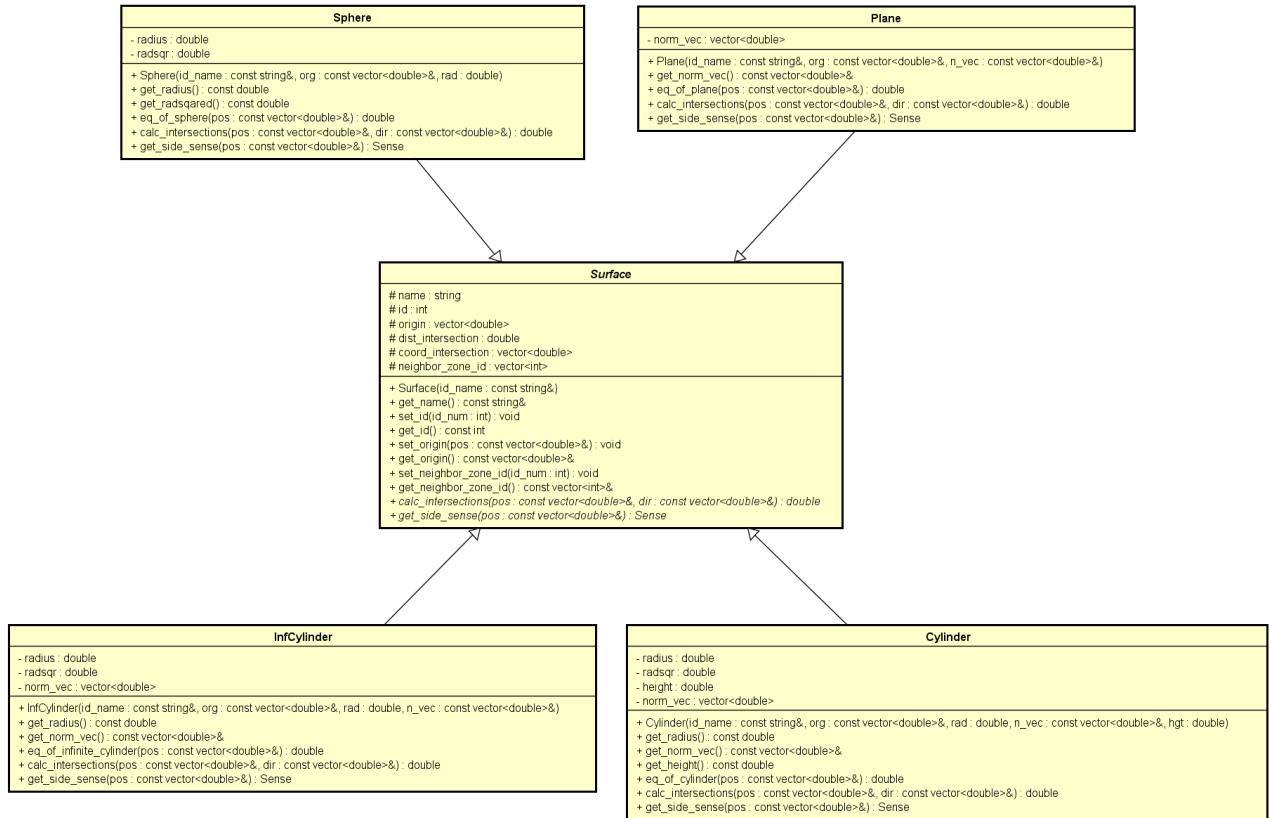


図 4.2-1 Surface クラスとその派生クラスの関係

表 4.2-1 MCNP と Solomon での面に付与するセンスの比較

定義する領域	MCNP での表現	Solomon での表現
Sphere の外側	+1	s1, Sense::OUTER
Sphere の内側	-1	s1, Sense::INNER
Plane の上側	+1	p1, Sense::UPPER
Plane の下側	-1	p1, Sense::LOWER
InfCylinder の外側	+1	c1, Sense::OUTER
InfCylinder の内側	-1	c1, Sense::INNER

ここで、オブジェクト指向的に面オブジェクトに付与するセンスの概念を導入するために、列挙型クラス (enum class) enum class Sense を以下のように定義する。

```
enum class Sense : char {
    BOUND='b', INNER='i', OUTER='o', LOWER='l', UPPER='u'
};
```

これを MCNP のように符号で表すセンスと対比させてみると、表 4.2-1 のようになる。例えば、Zone オブジェクト zone の幾何形状を Sphere オブジェクト s1 の外側 (Sense::OUTER) と Plane オブジェクト p1 の上側 (Sense::UPPER) の論理積として定義するには、次のように書く。

```
zone->set_boundary_surfaces(GeoDefOpe::INTER,
                             s1,Sense::OUTER,
                             p1,Sense::UPPER);
```

ここで、論理積演算子に当たるものが GeoDefOpe::INTER であり、論理和演算子に当たるものが GeoDefOpe::UNION である。この GeoDefOpe もまた列挙型クラスであり、次のように定義する。

```
enum class GeoDefOpe : char {
    INTER='i', UNION='u'
};
```

(2) Zone クラスの拡張

これまでの Solomon では、幾何形状に関して 1 領域あるいは 2 領域までの体系しか扱えず、飛行粒子が領域の境界を横切った際にどのゾーンに入ったのかを判定する境界交差判定の機能が無いに等しかった。より一般的な幾何形状と複雑な境界面を持った領域が複数存在する体系における粒子輸送を目的として、Zone クラスの仕様拡張を行う。さらに、複数の Zone オブジェクトを格納するためのコンテナ ZoneContainer クラスを設計し、速やかに指定した Zone オブジェクトを取り出すことができるようにする。

各 Zone オブジェクトは複数の境界面の情報を保持する必要があるので、Surface 派生クラスのインスタンスを複数格納する SurfaceContainer クラスというコンテナを作成し、Zone クラスから境界面の管理を委譲されるメンバ変数として付加する。そして、複数の Zone オブジェクトを格納するためのコンテナとなる ZoneContainer クラスを新規に作成する。また、それぞれの Zone オブジェクトには一種類の Material オブジェクトを保持する従来の仕様とすると、これらの関係は図 4.2-2 のクラス図で表される。

このコンテナ ZoneContainer クラスの設計は比較的単純なものであるが、新たなメンバ変数として nullptr を shared_ptr<Zone> の const 参照型として追加した。これは、ユーザーが指定したゾーン名を持つ Zone オブジェクトがコンテナの中に格納されていない場合、戻り値として nullptr を型の合った戻り値として返すという例外処理を想定しているからである。



図 4.2-2 拡張した Zone クラスとそれぞれのコンテナおよび物質クラスとの関係図

(3) 飛行解析時の境界交差判定

前節までに用意した幾何形状カテゴリーのクラスを組み合わせ、粒子が運動する体系の任意の幾何学的な配置を定義できる。粒子はその配置の中を運動するが、その際、粒子がどの境界面を通過して、どの隣接 Zone に入るのかを常に知る必要がある。これが境界交差判定であり、この処理の流れを表す UML のアクティビティ図を図 4.2-3 に掲載する。

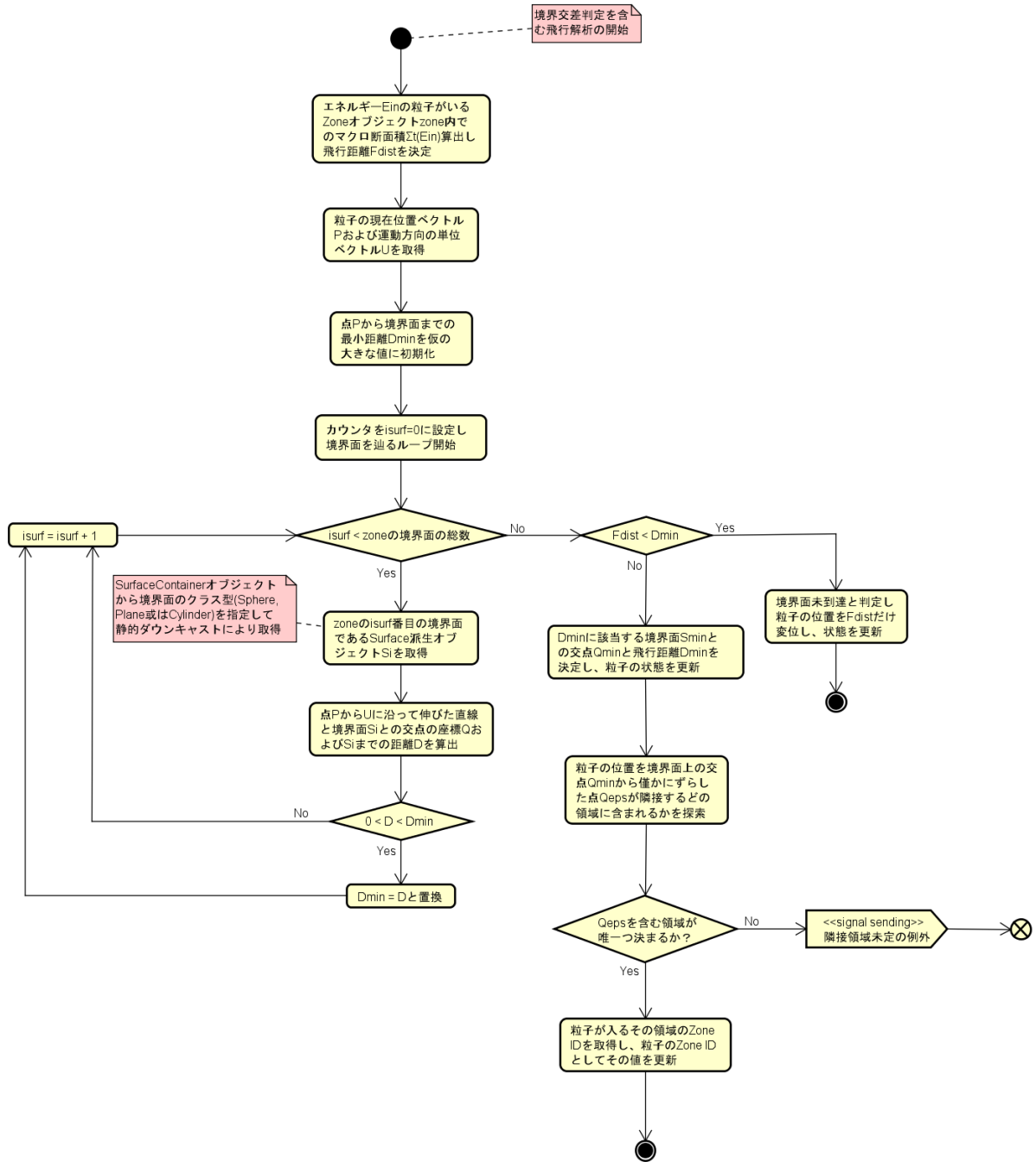


図 4.2-3 飛行解析時における境界交差判定の処理の流れを表すアクティビティ図。

(4) 検証計算

これまでに設計・実装してきたクラス群の機能をテストするため、BigTen 炉心 (ICSBEP ハンドブックのベンチマーク問題 IEU-MET-FAST-007) の実効増倍率を計算し、MCNP の計算結果と比較する。この体系は複数の円筒領域で構成されており、計算体系を図 4.2-4 に示す。

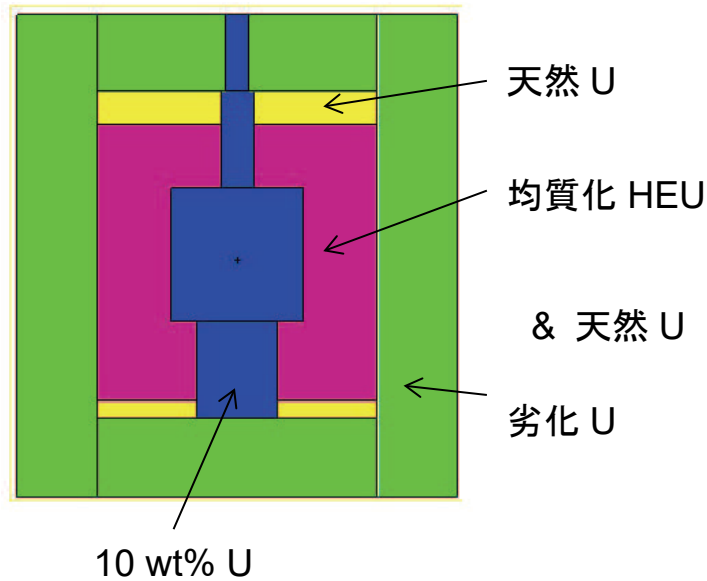


図 4.2-4 BigTen 炉心に対する計算体系

表 4.2-2 に 2 つのコード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 AceJlib-4.0 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、10,000 サイクルの計算を行った。Solomon と MCNP5 とともに飛程長エスティメータで実効増倍率を評価した。確率テーブルを使用しない及び使用した場合、いずれの場合も 1 標準偏差の統計誤差の範囲内では一致する値が得られた。

表 4.2-2 BigTen 炉心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。いずれも有効ヒストリー数は 10,000 histories × 10,000 cycles。

確率テーブル法	Solomon での実効増倍率	MCNP5 での実効増倍率
無し (無限希釈断面積)	0.99655 ± 0.00005*	0.99661 ± 0.00006*
有り (自己遮蔽断面積)	0.99890 ± 0.00005*	0.99895 ± 0.00006*

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

4.2.3 熱中性子散乱モデルの実装

熱炉体系の中性子輸送を正確に取り扱うためには、標的原子核の熱振動や化学結合を考慮する必要がある。今年度は、標的原子核の熱振動を考慮する自由気体モデルを Solomon に実装し、検証する。自由気体モデルの詳細は、参考文献 3) の第 2 章, IV 節, C.2 “Free Gas Thermal Treatment” (p.2-28) に記述されており、MCNP コードと同じアルゴリズムを実装した。自由気体モデルを処理する FreeGasThermalTreatment クラスを新たに作成した。この FreeGasThermalTreatment クラスを含めたクラス間の関係を表現するクラス図を図 4.2-5 に示す。



図 4.2-5 自由気体熱的処方に関連したクラス間の関係を示すクラス図

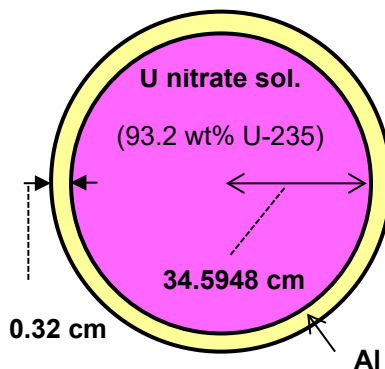


図 4.2-6 ICSBEP ハンドブックの HEU-SOL-THERM-013-001 で扱う体系

自由気体モデルの実装を検証するため、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 4.2-6 に示す。表 4.2-3 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 AceJlib-4.0 を使い、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、10,000 サイクルの計算を試みた。ただし、Solomon の確率テーブル法を使用しないケース（無限希釈計算）においては、O-16 のブレイクアップ反応を表現する DLW ブロックの LAW=9 および LAW=9 の断面積データが未実装であるため、7,471 サイクルまでの計算とした（7,471 サイクルで計算ストップ）。Solomon と MCNP5 とともに飛程長エスティメータで実効増倍率を評価した。確率テーブル法を使用しない場合も、使用する場合も 1 標準偏差の統計誤差の範囲内では一致せず、約 0.1%程度の差異が生じた。今後、詳しく原因を究明する必要がある。

表 4.2-3 HST-013-001 炉心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 の確率テーブル法無しのケースのみ有効ヒストリー数は 10,000 ヒストリー×7,471 サイクル、その他の 3 ケースはいずれも 10,000 ヒストリー×10,000 サイクル。

確率テーブル法	Solomon での実効増倍率	MCNP5 での実効増倍率
無し（無限希釈断面積）	0.980657 ± 0.000096*	0.979366 ± 0.000084*
有り（自己遮蔽断面積）	0.980848 ± 0.000083*	0.979239 ± 0.000086*

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

4.3 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発

4.3.1 緒言

平成 27 年度事業においては、二酸化ウラン・コンクリート系燃料デブリの酸化物混合体⁴⁾に予想される乱雑な連続空間分布に対処するため、デルタ追跡法によるモンテカルロ臨界計算を検討した。平成 28 年度事業においては、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的検討を実施した。また、ステンレス鋼のような金属構造材が酸化物混合体中で析出する傾向がある⁴⁾ことを考慮し、連続的・断続的空間変動の混在に対処可能なモデルの検討も実施した。平成 29 年度事業においては、デルタ追跡法を Solomon 暫定版 (平成 28 年度版) に実装し、乱雑な連続空間変動媒質の臨界計算を連続エネルギーにより実施した。また、正規分布ノイズによる乱雑化モデルの提案も行った。

4.3.2 デルタ追跡法と Solomon 開発

新規モンテカルロ計算ソルバー Solomon は、ACE 形式の核データ・ライブラリを読み込んで連続エネルギー中性子輸送計算を実施し臨界性を評価するコードである。ここで、ACE 形式とは、ロスアラモス研究所の MCNP コード、原子力機構の PHITS コード等で採用されている核データ形式である。本小節では、平成 28 年度事業にて開発済みの Solomon 暫定版へのデルタ追跡法の実装について報告する。

モンテカルロ法では、シミュレーション粒子としての中性子 (以下、粒子と略す) の移動・散乱を、捕獲反応または体系からの漏洩が起こるまで、追跡する。粒子の単位移動距離あたりの反応数は、巨視的全断面積と呼ばれ、 Σ_T で表される。 Σ_T が連続的に空間変動する場合には、デルタ追跡法 (delta tracking) により、粒子の移動を追跡する。この手法の要点は、空間的に変動する巨視的断面積 Σ_T に仮想的な巨視的断面積 Σ_δ を加え、空間的に一定な巨視的断面積 Σ_D を導入することである。

$$\Sigma_D(E) = \Sigma_T(\mathbf{r}, E) + \Sigma_\delta(\mathbf{r}, E) \quad (\text{空間的に一定}) \quad (4.3.1)$$

ここで、 E はエネルギー、 \mathbf{r} は位置ベクトルを表す。通常

$$\Sigma_D(E) = \max_r \Sigma_T(\mathbf{r}, E) \quad (4.3.2)$$

である。衝突までの直線移動距離 d は、区間(0,1)における一様乱数 ξ を用い、下式に倣ってサンプリングする。

$$d = -\frac{\ln(\xi)}{\Sigma_D(E)} \quad (4.3.3)$$

次に、粒子を速度方向に対して距離 d だけ移動させる。移動先が体系内であれば、どの領域にいるかを判断し、確率 Σ_T/Σ_D で物理現象としての衝突を、確率 $1-\Sigma_T/\Sigma_D$ で速度変化の全くない仮想上のデルタ衝突を処理する。移動の途中で領域横断の有無のチェックを行わない。この効率化は、平成 28 年度事業において実施したように、計算体系にボクセル・メッシュを重ね合わせることにより、粒子がどの領域にいるかを判定できることによる。ただし、今年度は、ボクセル・メッシュ重ね合わせなしの場合について、連続空間変動下でのデルタ追跡法計算およびその応用を報告する。平成 30 年度事業において、一般化幾何形状・熱中性子散乱機能等の平成 29 年度開発成果を実装した Solomon に、ボクセル・メッシュの重ね合わせ機能を導入する予定である。

デルタ追跡法の Solomon 暫定版での検証計算を、2 領域の高速スペクトル体系として ICSBEP ハンドブックに掲載されている Topsy 炉心 (HEU-MET-FAST-002) に対して、JENDL-4.0 核データ・ライブラリ⁵⁾を使用して実施した。表 4.3-1 に確率テーブル法なしの無限希釈による結果を、表 4.3-2 に確率テーブル法により自己遮蔽を考慮した結果を示す。デルタ追跡法により正しい結果が得られていることが分かる。

表 4.3-1 2 領域高速スペクトル体系炉心に対する無限希釈断面積による実効増倍率計算値の比較。いずれも有効ヒストリー数は 10,000 ヒストリー×10,000 サイクル。

実効増倍率		
MCNP5	Solomon	Solomon + デルタ追跡法
0.99751 ± 0.00007*	0.99760 ± 0.00007*	0.99752 ± 0.00007*
*統計誤差は1標準偏差をあらわす		

表 4.3-2 2 領域高速スペクトル体系炉心に対する確率テーブル法による自己遮蔽考慮の断面積による実効増倍率計算値の比較。いずれも有効ヒストリー数は表 4.3-1 と同じ。

実効増倍率		
MCNP5	Solomon	Solomon + デルタ追跡法
0.99716 ± 0.00006*	0.99705 ± 0.00006*	0.99714 ± 0.00007*
*統計誤差は1標準偏差をあらわす		

4.3.3 モンテカルロ計算実行時材料混合機能の Solomon への実装

乱雑化媒質では、構成物質の体積割合が連続的に空間変動するため、モンテカルロ計算実行時には、粒子の移動先で物質混合割合を評価し巨視的断面積を計算する必要がある。このため、本小節では、モンテカルロ計算実行時の物質混合機能について報告する。

乱雑化媒質が 2 種類の物質 A と B で構成されているとする。物質 A と B は、高濃縮ウランと低濃縮ウラン、燃料とコンクリートなどである。物質 A が 100% の場合の巨視的断面積を $\Sigma^A(E)$ 、物質 B が 100% の場合の巨視的断面積を $\Sigma^B(E)$ とする。ここで、 Σ^A と Σ^B は位置 \mathbf{r} に依存しないことに注意する。式(4.3.3)で移動距離 d を決める際に使う巨視的断面積 Σ_D は、式(4.3.2)の代わりに

$$\Sigma_D(E) = \max(\Sigma^A(E), \Sigma^B(E)) \quad (4.3.4)$$

となる。式(4.3.3)により粒子を距離 d 移動させ、次式により巨視的断面積を計算する。

$$\Sigma_R = V_A \Sigma_R^A + (1 - V_A) \Sigma_R^B, \quad 0 \leq V_A \leq 1 \quad (4.3.5)$$

上式で、添え字 R は反応 R を意味し、 V_A は物質 A の移動先での体積割合である。式(4.3.4)の Σ_D と式(4.3.5)の Σ_T ($R=T$ の場合で式(4.3.1)の第 1 項)を用いて衝突の種類を判定する。物理現象としての衝突と判定された場合には、式(4.3.5)で計算した個々の反応 R についての Σ_R を用いて衝突を処理する。この手順は、 V_A の空間依存の有無にかかわらず通用する手法である。そこで、本小節では、 V_A が空間的に一定の場合についての検証計算を報告する。次の小

節で、 V_A に確率的乱雑化の式を適用して空間依存を導入する場合について報告する。なお、通常計算と計算実行時混合機能の比較を、図 4.3-1 に示す。

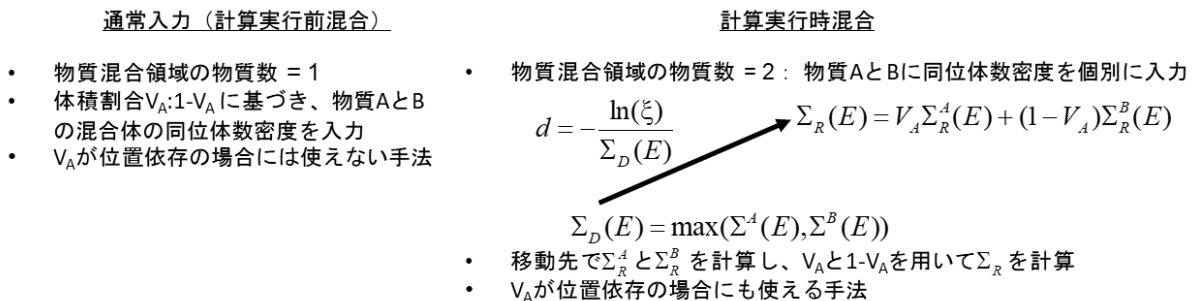


図 4.3-1 通常計算とモンテカルロ計算実行時の物質混合機能

ICSBEP ハンドブックに掲載されている Topsy 炉心 (HEU-MET-FAST-002) に基づき、検証計算用の問題を構成した。具体的には、図 4.3-2 に示されているように、中心部の高濃縮ウラン球 (Core=物質 A) の外側の球殻部分 (半径 5 cm-6.0509 cm) を低濃縮ウラン部分 (Reflector=物質 B) と一様に混合することにより構成される未臨界化仮想炉心について、図 4.3-1 の 2 つの手法による臨界計算を、Solomon 暫定版で JENDL-4.0 核データ・ライブラリ⁵⁾を使用して実施した。半径 5 cm-6.0509 cm 部分の高濃縮ウランの半径 5 cm-26.3709 cm 部分に対する体積割合が V_A である。検証計算結果を表 4.3-3 に示す。計算実行時混合機能による処理が正しく実行されていることが分かる。

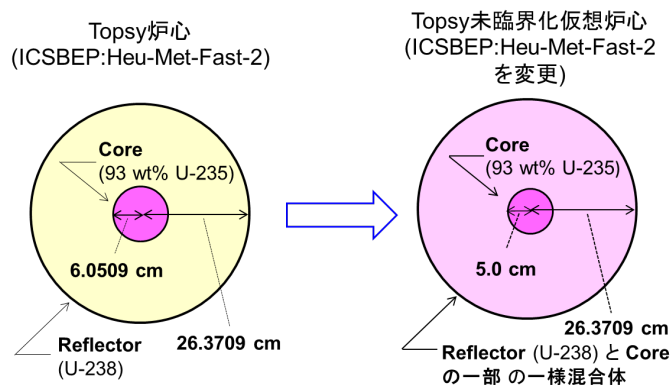


図 4.3-2 Topsy 炉心の仮想上の未臨界化に基づく検証問題

表 4.3-3 通常入力計算と実行時混合機能による計算における実効増倍率の比較

混合体取扱様式	確率テーブル無し(無限希釈)	確率テーブル法(自己遮蔽考慮)
	実効増倍率	実効増倍率
通常入力計算	0.85896 ± 0.00006*	0.85853 ± 0.00006*
計算実行時混合	0.85898 ± 0.00006*	0.85845 ± 0.00006*
*統計誤差は1標準偏差をあらわす		

4.3.4 Solomon による確率的乱雑化媒質の臨界計算の実施

本小節では、前小節の計算実行時材料混合機能の確率的乱雑化媒質への適用に関する結果を報告する。具体的には、前節と同じく、高濃縮ウラン (Core) が物質 A、U-238 (Reflector) が物質 B であるが、物質 A の体積割合 V_A を位置依存とし、平成 27-28 年度で検討した確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を V_A に適用する。

$$V_A = V_A(\mathbf{r}/S) = V_{AVE} (1 + f\sigma \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-\alpha j} B_j \sin(\lambda^j \langle \mathbf{r}/S, \mathbf{\Omega}_j \rangle + A_j)) \quad (4.3.6)$$

ここで、 \mathbf{r} は位置ベクトル、 S はスケーリング因子、 V_{AVE} は混合領域(半径 5 cm-26.3709 cm)における物質 A の平均体積割合で $0.0053 = (6.0509^3 - 5^3) / (26.3709^3 - 5^3)$ 、 $0 < f < 1$ 、 σ は正の定数、 $\lambda > 1$ 、 $0 < \alpha \leq 0.5$ 、 $\mathbf{\Omega}_j$ は単位長さで等方サンプリングされた確率ベクトル、 A_j は区間 $[0, 2\pi)$ における一様確率変数、 $\langle \cdot, \cdot \rangle$ はベクトルの内積、 B_j は等確率で ± 1 になるベルヌーイ確率変数である。また、すべての確率変数・ベクトルは独立である。式(4.3.6)における和を $j=M$ で打ち切ったときには、 $\sigma = (\lambda^\alpha - 1) / (1 - \lambda^{-\alpha M})$ とすれば、 $|V_A(\mathbf{r}/S) - V_{AVE}| \leq V_{ave}$ が満たされる。式(4.3.6)の V_A は、図 4.3-1 の右図におけるように使われる。

計算の概要は以下の通りである。まず、100 組の B_j , $\mathbf{\Omega}_j$, A_j を独立にサンプリングして生成し、確率的乱雑化混合領域(半径 5 cm-27.3709 cm)を 100 個作り、乱雑化 Topsy 未臨界化仮想炉心のレプリカを 100 個生成した。その後、レプリカそれぞれについて、前小節の Solomon 暫定版で JENDL-4.0 核データ・ライブラリ⁵⁾を使用し、臨界計算を実施した。なお、 $(\alpha, \lambda) = (0.5, 1.5)$ とし、式(4.3.6)が、ブラウン運動の定常近似となるようにした。また、 $\lambda^{-22\alpha} = 0.0116$ 、 $\lambda^{-23\alpha} = 0.0094$ なので、展開項数を 23 ($M=23$) とした。変動幅に関しては、 $f=0.5$ として、 $|V_A(\mathbf{r}/S) - V_{AVE}| \leq 0.5V_{ave}$ となるようにした。図 4.3-3 に、スケーリング因子 S が混合領域の厚さと同じ場合 ($S=21.3709$ cm) と 2 倍の場合 ($S=42.7418$ cm) についての結果を示す。スケーリング因子が大きい場合の方が、変動が大きくなることが読み取れる。図には、標準的な正規性テストとして IMSL 統計ライブラリ等にも収められている Royston の拡張 Shapiro-Wilk テストにおける p-値も示されており、100 個の実効増倍率計算値が正規分布に従っていることが分かる。レプリカごとの標準偏差は約 0.00006 であり、マーカーのサイズの半分以下であるので、省略した。

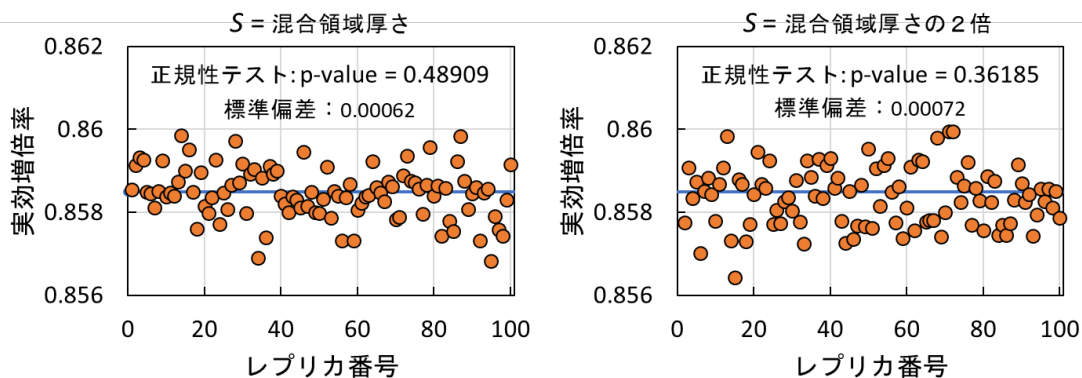


図 4.3-3 確率的乱雑化を伴う Topsy 未臨界化仮想炉心の実効増倍率

4.3.5 正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化

前小節および平成 27 年度と 28 年度報告書に示されているように、ワイエルシュトラス関数に基づく確率的乱雑化媒質のモンテカルロ法計算は、臨界性の揺らぎ評価に有効である。一方、正規分布ノイズ起因の有界空間変動に基づく乱雑化手法の開発は未着手であった。そこで、本小節では、確率過程の Karhunen-Loève 展開⁶⁾による重ね合わせブラウン運動の近似に基づく乱雑化手法を報告する。

空間変数を x 、確率を P_R で表すと、ブラウン運動の定義は、その軌跡 $B_M(x)$ に関する 3 法則にまとめられる。

(A) $0 \leq x_0 < x_1 < \dots < x_m$ に対して、 $B_M(x_0)$ 、 $B_M(x_1) - B_M(x_0)$ 、 $B_M(x_2) - B_M(x_1)$ 、 \dots 、 $B_M(x_m) - B_M(x_{m-1})$ は独立、

(B) $P_R(B_M(x+h) - B_M(x) \leq z) = (2\pi h)^{-1/2} \int_{-\infty}^z \exp(-u^2 / (2h)) du$ 、 $t \geq 0$ 、 $h > 0$ 、

(C) $P_R(B_M(0) = 0) = 1$ 、 $t \geq 0$ 、 $h > 0$ 。

ここで、次の 2 点に着目する。法則(A)より、異なる x と h の組に対して、区間 $(x, x+h]$ が重なり合わなければ、差分 $\Delta B_M(x, h) \equiv B_M(x+h) - B_M(x)$ は独立である。また、法則(B)の正規性により、差分 $\Delta B_M(x, h) = \Delta Y$ と $\Delta B_M(x, h) = -\Delta Y$ は、等確率で起こりうる。したがって、軌跡 $B_M(x)$ と $Y = B_M(x)$ で反射させて得られる軌跡は、等確率で実現する。これは、厳密には、次の強マルコフ性⁷⁾と呼ばれる性質に因っている。

(強マルコフ性定理) $Y > 0$ にたいして、 $S_Y = \inf\{x > 0; B_M(x) = Y\}$ とする。新たに、

$B'_M(x) \equiv B_M(S_Y + x) - B_M(S_Y)$ とすると、 $B'_M(x)$ は法則(A)、(B)、(C)を満たす。(本定理

は、 $Y < 0$ の時も成立する。)

以上により、 $\pm Y$ における反射により $-Y$ と $+Y$ の間に閉じ込められた軌跡は、反射前の軌跡 $B_M(x)$ と同じ確率で実現可能である。

次に、期待値の記号を $E[\]$ とすると、ブラウン運動の軌跡の共分散は、法則(A-C)により、次式で表される。

$$E[B_M(x)B_M(y)] = \min(x, y) \quad (4.3.7)$$

ここで、体系の大きさを L とし、独立な前進ブラウン運動 $B_M^F(x)$ と後退ブラウン運動 $B_M^B(L-x)$ を位置 x で重ね合わせることを考える。この重ね合わせブラウン運動の分散は、 $B_M^F(x)$ と $B_M^B(L-x)$ の独立性および法則(C)を考慮すると、式(4.3.7)により空間的に一定となる。

$$E[(B_M^F(x) + B_M^B(L-x))^2] = E[(B_M^F(x))^2 + (B_M^B(L-x))^2] = x + L - x = L \quad (4.3.8)$$

したがって、独立な前進・後退ブラウン運動の重ね合わせを、 $\pm|Y|$ での反射と組み合わせることで有限の範囲に閉じ込めることにより、正規分布ノイズ駆動の有界空間変動を得る。つまり、正負の無限大まで続くという正規分布の実用面での不都合な点が克服される。この重ね合わせ手法を体積割合の空間変動に適用することにより、正規分布ノイズに基づく確率的乱雑化媒質を生成することができる。そこで、便宜的に、 $L=1$ として初期値を $H(x) = B_M^F(x) + B_M^B(1-x)$ で算出し、以下のアルゴリズムで反射を計算する。

アルゴリズム (反射): $H(x) = B_M^F(x) + B_M^B(1-x);$
while ($|H(x)| > Y$) {
if ($H(x) > Y$) { $H(x) = 2Y - H(x);$ }
else if ($H(x) < -Y$) { $H(x) = -2Y - H(x);$ } }

実際には、 $\pm 2Y - (B_M^F(x) + B_M^B(1-x)) = \pm 2(Y/2) - B_M^F(x) \pm 2(Y/2) - B_M^B(1-x)$ により、前進・後退ブラウン運動の各々についての $\pm Y/2$ での反射になっている。

アルゴリズム(反射)の初期値算出のためのブラウン運動の軌跡 $B_M(x)$ の計算方法について述べる。まず、確率過程の軌跡 $G(x)$ の共分散関数 $C_G(x,y)$ に対して、次の固有値・固有関数問題を考える。

$$\int_{x_{\min}}^{x_{\max}} C_G(x_1, x_2) g_m(x_2) dx_2 = e_m g_m(x_1) \quad (4.3.9)$$

共分散関数は対称なので、上式の左辺はコンパクト・エルミートと演算子であり、 $e_1 \geq e_2 \geq \dots \geq 0$ で、0が唯一の集積点である。また、 $g_m(x)$ は直交規格化された関数列である。軌跡 $G(x)$ は、Karhunen-Loève展開として知られる次式で表されることが知られている³⁾。

$$G(x) = \sum_{m=1}^{\infty} \sqrt{e_m} g_m(x) \xi_m \quad (4.3.10)$$

上式で、 ξ_m は期待値0で分散1の独立な確率変数である。ブラウン運動の場合には、 ξ_m は正規分布確率変数であり、式(4.3.9)で $C_G(x,y) = E[B_M(x)B_M(y)] = \min(x,y)$ (式(4.3.7))として固有値・固有関数問題を解くことにより、次式を得る。

$$B_M(x) = \sqrt{2} \sum_{m=1}^{\infty} \xi_m \frac{\sin((m-0.5)\pi x)}{(m-0.5)\pi}, 0 \leq x \leq 1. \quad (4.3.11)$$

図 4.3-4 に、式(4.3.11)による $B_M(x)$ の計算を有限項で打ち切った場合の結果を示している。10項で打ち切った場合で全体的な傾向は再現されており、50項で打ち切った場合でジグザグ変動を除き $B_M(x)$ がほぼ再現されている。図 4.3-4 で 5,000 展開項を参照ケースとしたのは以下の理由による。 $B_M(x)$ のパワースペクトルは周波数の2乗に反比例する。一方、図 4.3-5 に示すように、Karhunen-Loève 展開によるブラウン運動の軌跡のパワースペクトルの両対数グラフの傾きは、2,000 項以上の展開項での打ち切りで-2にほぼ収束する。したがって、5,000 展開項での打ち切りによる $B_M(x)$ 計算値は、ブラウン運動の軌跡の実現とみなすことができる。

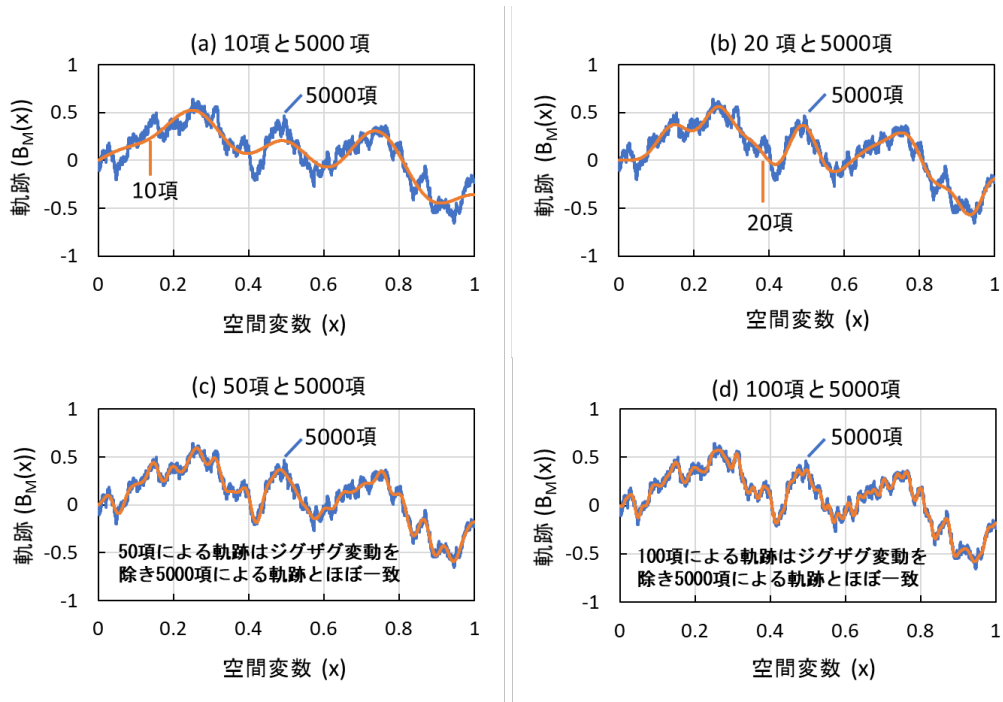


図 4.3-4 ブラウン運動の軌跡の Karhunen-Loève 展開による計算の展開項数依存性

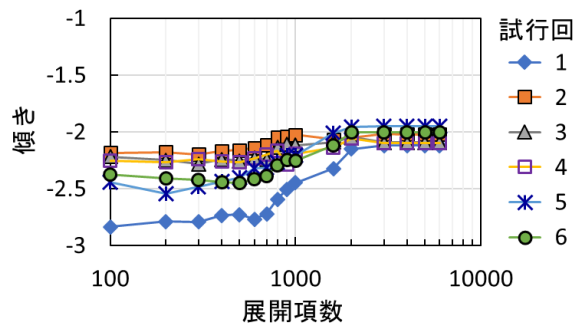


図 4.3-5 Karhunen-Loève 展開によるブラウン運動の軌跡のパワースペクトルの両対数グラフの傾き

上記手法の平成 28 年度報告書記載のコンクリート・燃料・ステンレス鋼体系への適用結果を示す。最初に、臨界計算の開始前処理として、式(4.3.11)による $B_M^F(x)$ と $B_M^B(1-x)$ の計算に必要な 2 系列の正規分布確率変数列 $\{\xi_m^F\}$ と $\{\xi_m^B\}$ を独立にサンプリングし保存する。また、混合体部分にサイズ 1.0 cm^3 のボクセル・メッシュを重ね合わせ、サンプリングによりステンレス鋼占有メッシュの位置を決めておく。これらの処理は、コンクリート・燃料・ステンレス鋼混合体部分のレプリカ生成に相当する。このレプリカを固定し、デルタ追跡法による中性子輸送により臨界計算を実施する。中性子輸送の過程で、位置 $\mathbf{r}=(x_1, x_2, x_3)$ で衝突が起こったとする。この衝突地点が、周囲のコンクリート、混合体部分のステンレス鋼、混合体部分の確率的乱雑化部分かどうかを判定する。確率的乱雑化部分と判定された場合には、式(4.3.11)により $B_M^F(x_1/L)$ と $B_M^B(1-x_1/L)$ を計算し $H(x_1/L)$ に初期値を与え、アルゴリズム (反射) により $H(x_1/L)$ を計算する。ここで、 $0 \leq x_1 \leq L$ と仮定している。この $H(x_1/L)$ を用い、式(4.3.5)の Σ_R に相当する断面積に関して、 Σ_T のみを計算する。

$$\Sigma_T(x_1, x_2, x_3) = V_{mean}^F (1 + fH(x_1/L)/Y) \Sigma_T^F + [1 - V_{mean}^F (1 + fH(x_1/L)/Y)] \Sigma_T^C, \quad 0 \leq f \leq 1. \quad (4.3.12)$$

上式において、 $0 \leq x_1, x_2, x_3 \leq 100$ 、 $L=100$ cm、 $f=0.5$ 、 $0 \leq H(x_1/L)/Y \leq 1$ であり、 x_1 軸方向にのみ乱雑化を適用する。また、 V_{mean}^F は、燃料 (fuel) の体積割合の期待値、つまり、混合体部分のレプリカを無限に多く生成したときの乱雑化部分における燃料体積割合の平均値である。巨視的断面積 Σ の上添え字 F と C は燃料とコンクリートを意味する。反射レベルに関しては $Y=3$ 、つまり、 $H(x_1/L)$ の標準偏差の3倍に相当するレベルとした。衝突地点の位置に係わらず、 Σ_T/Σ_D を用い、デルタ衝突が起こったかどうかを判定し、その後の処理に進む。ただし、混合体部分の確率的乱雑化部分で物理的な衝突が起きた場合には、式(4.3.12)に相当する断面積計算を、個々の反応 (Reaction) についても行う。

$$\Sigma_R(x_1, x_2, x_3) = V_{mean}^F (1 + fH(x_1/L)/Y) \Sigma_R^F + [1 - V_{mean}^F (1 + fH(x_1/L)/Y)] \Sigma_R^C, \quad R \neq T. \quad (4.3.13)$$

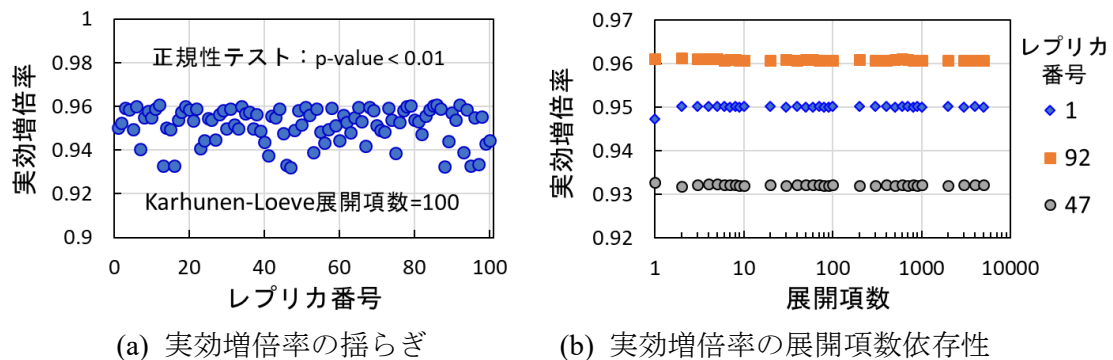


図 4.3-6 コンクリート・燃料・ステンレス鋼混合体系の実効増倍率（展開項数は前進・後退ブラウン運動のそれぞれに対する Karhunen-Loève 展開の項数）

図 4.3-6(a)に実効増倍率の揺らぎを示す。平成 28 年度報告書記載のワイエルシュトラス関数の場合と比較して、大きな揺らぎになっている。これは、スケール因子に相当するパラメータ L を乱雑化部分のサイズと同じ 100 cm にしたことによると考えられる。（平成 28 年度報告書でのスケール因子は 25 cm であった。）また、図 4.3-3 と同じ正規性テストの結果は、実効増倍率の揺らぎが正規分布から全く外れていることを示している。これは、上記例題で、コンクリートと燃料の平均体積比が 1:7 でありコンクリートと燃料の体積比が 1:7 から 1:13 の間で減速効果がゆるやかな最適効果⁸⁾を示すことによる実効増倍率の最大値抑え込みによると考えられる。図 4.3-6(b)に、実効増倍率の Karhunen-Loève 展開の項数依存性を示す。なお、レプリカ番号 1、92、47 は、図 4.3-6(a)における実効増倍率のほぼ中央値、最小値、最大値に相当する。数項の展開項数で十分な精度の計算が可能であることが分かる。

4.3.6 国際会議における技術動向調査

米国原子力学会 Mathematics & Computation Division が隔年で開催する国際会議 M&C に 2017 年 4 月に参加し、デルタ追跡法および乱雑化モデリングに関して、技術動向調査を行った。計算技法としてのデルタ追跡法の検討に関して、Molnar 氏らによる 1 件の発表があった (Molnar B., Legrady D., “Variance analysis of Woodcock type tracking,” M&C 2017 - International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering, Jeju, Korea, April 16-20, 2017, on USB (2017))。放射線遮蔽における深層透過問題へのデルタ追跡法適用に関するサーベイ結果の発表であり、臨界計算への適用を目標とする内容ではなかった。また、Stochastic Behavior and Transport というセッションが 2 回あり、ランダムな体系での粒子輸送計算についての発表が 8 件あった。注目すべきは、atomic mix および binary stochastic media についての発表であり、モーメント情報・次元削減によるランダム体系表現の簡素化に利用可能な内容であった。福島第一原子力発電所の臨界管理への適用可能性の観点からは、Dubi 氏による発表「Modeling Zero Power Reactor Noise and Neutron Count distribution: A Stochastic Differential Equations Approach」が注目に値する。熱的フィードバックがない場合の炉雑音解析法に確率微分方程式を取り入れて拡張する内容であり、同様のトピックについての文献調査が有意義であると予想される。

4.4 感度・代表性指標計算手法の開発

新規に開発しているモンテカルロ計算ソルバーは、燃料デブリの組成が不確かな体系を取り扱う必要がある。このような場合、ある平均的な組成に対する実効増倍率に加えて、その組成が変化したときの実効増倍率の感度が分かっているならば、組成の不確かさに起因する実効増倍率の不確かさを計算することができる。また、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、代表性指標を計算できれば有益である。この代表性指標は感度係数を用いて計算することが可能であり、今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。

連続エネルギーモンテカルロ法で感度係数を計算するために最もよく用いられている手法は、随伴中性子束重みタリーを用いて感度係数を計算するものである。随伴中性子束重みタリーは、随伴中性子束を反復核分裂確率 (IFP = Iterated Fission Probability) と解釈することによって、随伴中性子束重みの反応率を計算する。この手法はロスアラモス研究所の Kiedrowski 氏ら⁹⁾、電中研の名内氏ら¹⁰⁾によって開発され、炉心解析用モンテカルロコード MCNP³⁾、KENO¹¹⁾、TRIPOLI¹²⁾、Serpent¹³⁾、McCARD¹⁴⁾、RMC¹⁵⁾などに実装されている。

最近、Aufiero 氏らによって感度係数を計算するための新しい手法¹⁶⁾が提案された。これは衝突ヒストリーに基づいて感度係数を計算する手法である。断面積に対する感度係数の計算方法は、相関サンプリング法に類似しており、断面積をある一定量だけ変化させたときの重みを補正することによって感度係数を計算する。つまり、感度係数を摂動系で計算するという点は類似している。しかし、相関サンプリング法と異なり、摂動系は非摂動系と同じ飛行パスとなるように重みを補正するのではなく、衝突ヒストリー法では採択・棄却法により確率的に重みを補正する。例えば、ある反応断面積の変化量を2倍にしたときは、1/2の確率でその反応を採択(accept)し、1/2の確率でその反応を棄却(reject)する。摂動系での重みは、確率的に揺らいでいるが、期待値としてみれば非摂動系と同じ重みになるということである。この衝突の履歴(衝突ヒストリー)を記憶しておき、この情報を、世代間を超えて伝播させることにより、最終的に感度係数を計算する。

CLUTCH 法¹¹⁾という感度係数計算手法も提案されている。CLUTCH は、Contributon-Linked eigenvalue sensitivity/Uncertainty estimation via Track length importance Characterization を省略したものであり、「コントリブトン(Contributon)理論」に基づいて随伴中性子束重み反応率を計算する手法である。コントリブトン理論では、衝突が起きて二次中性子が発生し、その二次中性子が生成する核分裂中性子数によりインポートランス(随伴中性子束)を計算する。CLUTCH 法では、二次中性子を生成することなく、中性子のランダムウォークの履歴(衝突と飛程長)を記憶しておき、事後分析によりインポートランス重みの反応率を計算する方法である。CLUTCH 法は、IFP による随伴中性子束重みタリーに比べてメモリ使用量が非常に小さいというメリットがある。

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を調査した。IFP による随伴中性子束重みタリー、衝突ヒストリー法、CLUTCH 法があることが分かった。新規開発モンテカルロ計算ソルバーでは、多くのモンテカルロコードで用いられているという実績のある IFP による随伴中性子束重みタリーの方法を採用する予定である。

4.5 まとめ

燃料デブリ臨界マップの整備・拡充に資するため、臨界安全解析コードシステムの開発を昨年度に引き続き継続した。今年度得られた成果は以下の通りである。

FACILE システムの設計と燃焼計算コードのシステム化では、FACILE 上で一点炉燃焼計算コード ORIGEN2 の結果から原子個数密度を算出し、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を使った燃焼度クレジットを適用した臨界安全計算を実施できる事を確認した。また、複数の原子個数密度計算コマンドによって計算された原子個数密度を合成する機能を追加し、AND コマンドと ORIGEN コマンドで計算した原子個数密度の合成や複数の AND コマンドで計算した原子個数密度の合成を可能にした。これにより、当初開発を計画した燃料デブリの臨界安全評価に必要とされる、燃焼計算から臨界計算までを一貫して行うことを可能とする、臨界安全評価システムを完成させた。

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、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 つである自由気体モデルの実装と検証を行った。複数領域体系計算機能の拡張では、BigTen 炉心の実効増倍率を Solomon と MCNP で計算し、1 標準偏差の範囲内で一致することを確認した。自由気体モデルの実装では、2 領域球体系炉心 (HEU-SOL-THERM-013-001) の実効増倍率を Solomon と MCNP で計算したが、0.1%程度の差異が生じ、今後原因を調査する予定である。

燃料デブリ体系トラッキング機能の開発では、燃料デブリ体系の臨界性評価に対応するためのモンテカルロ法計算の原理的側面の検討を、連続エネルギーC++コードの枠組みで実施した。具体的には、平成 28 年度に開発済みの 2 領域高速体系炉心用 C++コード (Solomon 暫定版) にデルタ追跡法を実装し、平成 27 および 28 年度に導入した確率的乱雑化機能による臨界性揺らぎ評価が、Solomon コードの枠組みでも可能であることを示した。また、確率的乱雑化機能に関して、正規分布ノイズによる有界空間変動モデルを開発し、臨界性揺らぎ評価のオプションを拡張した。

感度・代表性指標計算手法の開発では、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い、IFP による随伴中性子束重みタリーによって感度係数を計算する方法が多くのモンテカルロコードで用いられていることが判明した。Solomon では、IFP による随伴中性子束重みタリーによって感度係数を計算する方法を採用する予定である。

参考文献

- 1) Nouri, A., *Burnup credit criticality benchmark Analysis of Phase II-B results: conceptual PWR spent fuel transportation CASK*, NEA/NSC/DOC(98)01 (1998).
- 2) Takano, M., Okuno, H., *OECD/NEA BURNUP CREDIT CRITICALITY BENCHMARK - RESULT OF PHASE IIA -*, JAERI-Research 96-003 (1996).
- 3) 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).
- 4) Foit J.J., et al., “Experiments on MCCI with oxide and steel,” *Ann. Nucl. Energy*, **74**, 100-109 (2014).
- 5) Shibata K, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1-30, (2011).
- 6) Sullivan T.J. *Introduction to Uncertainty Quantification*. Cham (Switzerland): Springer International Publishing AG (2015).
- 7) Karatzas I, Shreve S.E. *Brownian Motion and Stochastic Calculus, 2nd Ed.* New York NY (USA): Springer, (1998).
- 8) Izawa K., et al., “Infinite multiplication factor of low-enriched UO₂-concrete system,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 1043-1047 (2012).
- 9) Kiedrowski B.C., et al., “Adjoint-Weighted Tallies for k-Eigenvalue Calculations with Continuous-Energy Monte Carlo,” *Nucl. Sci. Eng.*, **168**, 226-241 (2011).
- 10) Nauchi K, Kameyama T., “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetic Parameters Using Continuous-Energy Monte Carlo Method,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **47**, 977-990 (2010).
- 11) Perfetti C.M., et al., “SCALE Continuous-Energy Eigenvalue Sensitivity Coefficient Calculations,” *Nucl. Sci. Eng.*, **182**, 332–353 (2016).
- 12) Truchet G., et al., “Computing adjoint-weighted kinetics parameters in Tripoli-4[®] by the Iterated Fission Probability method,” *Ann. Nucl. Energy*, **85**, 17-26, (2015).
- 13) Leppänen J., et al., “Calculation of effective point kinetics parameters in the Serpent 2 Monte Carlo code,” *Ann. Nucl. Energy*, **65**, 272-279, (2014).
- 14) Shim H.J., Kim C.H., “Adjoint Sensitivity and Uncertainty Analyses in Monte Carlo Forward Calculations,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1453-1461 (2011).
- 15) Qiu Y. et al., “Calculation of adjoint-weighted kinetic parameters with the reactor Monte Carlo code RMC,” *Ann. Nucl. Energy*, **101**, 424-434, (2017).
- 16) Aufiero M., et al., “A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT,” *Ann. Nucl. Energy*, **85**, 245-258, (2015).

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「 ^{156}Eu の核データに JENDL-4.0u1 を使用した解析結果」、第5.8節「まとめ」にわけて報告する。

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と予想されている。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 燃料集合体と東京電力福島第二原子力発電所1号機で照射された 2F1ZN3 燃料集合体から試料を取得し、照射後試験を実施した。図5.1-1に示すように、原子力科学研究所の燃料試験施設で使用済燃料試料を切断し、廃棄物安全試験施設で切断した試料片の溶解と希釈操作を行い、バックエンド研究施設と第4研究棟で化学分離と質量分析を行った。それにより、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。

平成28年度は、大飯発電所4号機の NO4F69 燃料集合体由来の試料 F5-1、F2-2、F2-3 の合計3試料について報告した。平成29年度は同燃料集合体由来の試料 J6-2、J6-3、F5-2、F5-3 の4試料と福島第二原子力発電所1号機の 2F1ZN3 燃料集合体由来の試料 g3 の合計5試料について報告する。なお、F5-2、F5-3 については分析作業の一部を平成30年度に繰り越したため、5.4節以降に示す分析結果及び解析結果との比較については平成30年度に報告する。

平成29年度は分析及び解析に関する一部の評価方法を平成28年度から変更した。まず、分析に関する変更点を以下に挙げる。

(1) 分析結果の不確かさ¹評価へのモンテカルロ・シミュレーションの適用

(2) 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

(1)の詳細は5.3.4項「(3) 不確かさの評価」に示す。(2)の詳細は5.3.7項「(2) 検量線法による Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Cs 定量分析」に示す。次に SWAT4.0 の燃焼計算に関する変更点を以下に挙げる。

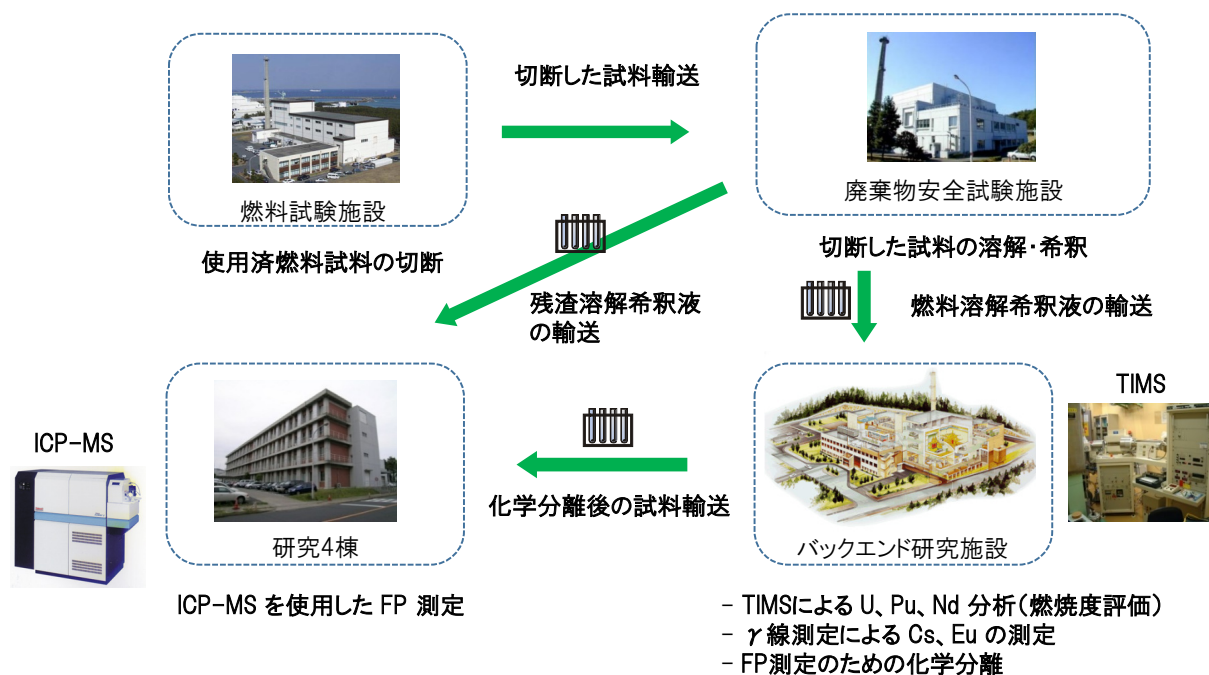
(1) 被覆管等の構造材の組成

(2) 冷却期間の設定と燃焼組成の半減期による補正方法

¹ 平成28年度報告書では値のばらつきの程度を一貫して「誤差」と表現していたが、本報告書ではより適切な表現である「不確かさ」で統一した。

(3) ^{156}Eu の核データに JENDL-4.0u1 を使用した解析を追加で実施

(1)の詳細は 5.5.2 項「(1) NO4F69 燃料集合体」、(2)の詳細は 5.6 節、(3)の詳細は 5.7 節にそれぞれ示す。



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

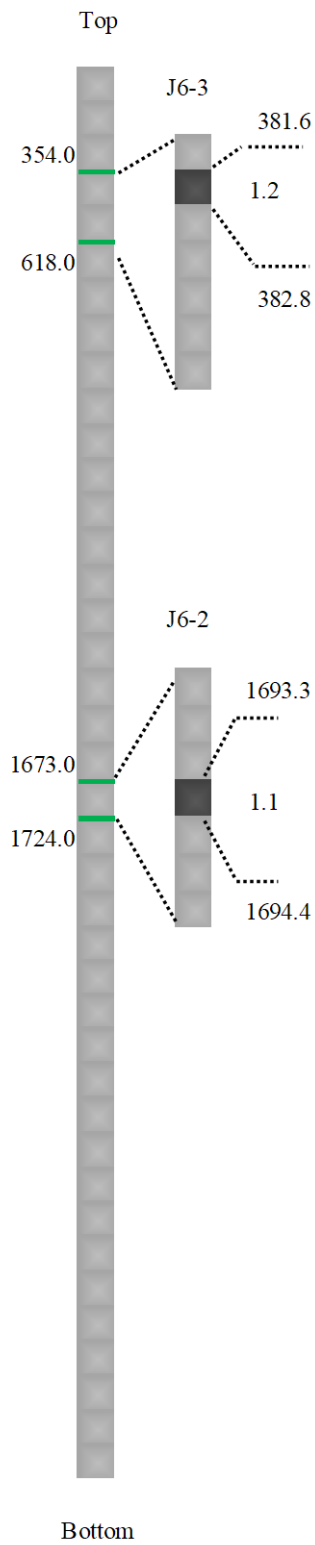
分析に使用した燃料試料は、大飯発電所 4 号機で使用された NO4F69 燃料集合体の集合体内位置 J-6 から J6-2 と J6-3 の 2 試料、加えて集合体内位置 F-5 から F5-2 と F5-3 の 2 試料、また福島第二原子力発電所 1 号機で使用された 2F1ZN3 燃料集合体の集合体内位置 g3 から 1 試料の計 5 試料である。関西電力株式会社及び原子燃料工業株式会社から提供された燃料情報（開示情報）より、J-6 燃料棒の平均燃焼度は 56.2 GWd/t、F-5 燃料棒の平均燃焼度は 56.7 GWd/t に達している。また、東京電力ホールディングス株式会社及び原子燃料工業株式会社からの開示情報より、g3 燃料棒の平均燃焼度は 56.5 GWd/t に達している。

5.2.2 使用済燃料試料の切断

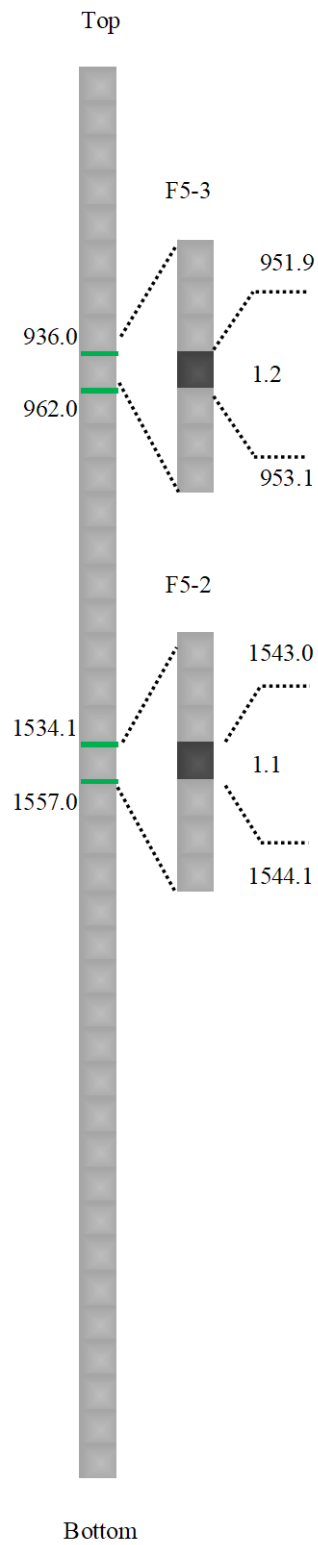
燃料試料採取位置の詳細を図 5.2-1 に示す。燃料棒の上部端栓を 0 mm 位置として寸法を出した。試料切断位置の通りに、低速精密切断機にて湿式で切断した。まずはそれぞれ短尺に切断し、その後短尺から各試料を厚さ 1 mm 程度の輪切りに切断して採取した。表 5.2-1 に厚さ 1 mm 程度で採取した各試料の被覆管重量を除いた燃料重量と容器表面の線量当量率を示す。

単位：[mm]

集合体内位置 J-6



集合体内位置 F-5



集合体内位置 g3



*この燃料棒は、Bottom側をゼロ位置として寸法測定を行った。

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]
J6-2	0.5334	70
J6-3	0.5740	60
F5-2	0.5143	150
F5-3	0.5397	140
g3	0.8092	155

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 について精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。

こ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。

5.3.2 燃料溶解試料、不溶性残渣溶解試料の分離手法の紹介

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。

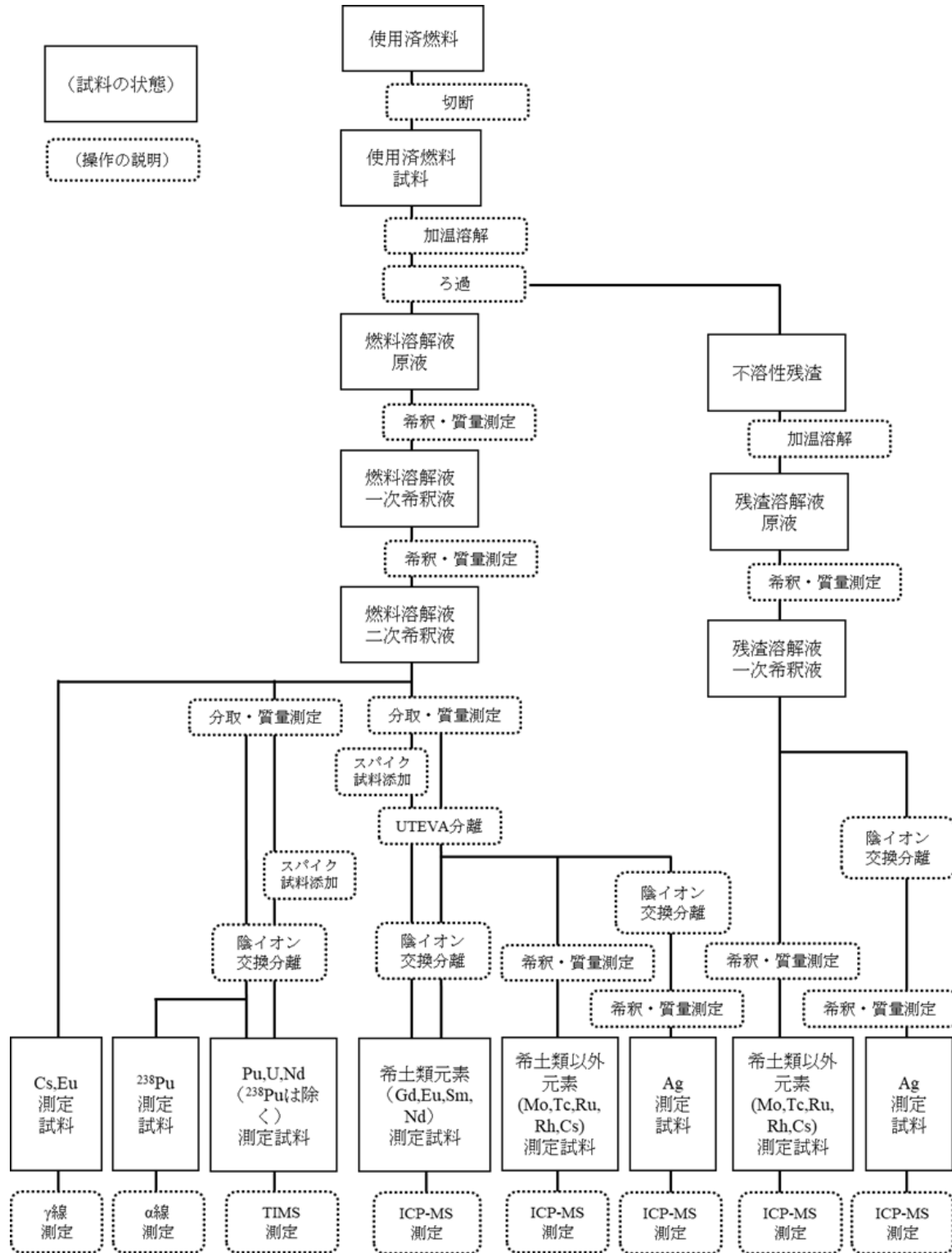


図 5.3-1 燃料溶解試料、不溶性残渣溶解試料の分離・測定全工程

(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 の同位体組成測定

廃棄物安全試験施設にて希釈し、バックエンド研究施設へ輸送した燃料溶解試料の燃焼度を得るため、U、Pu、Nd の同位体組成を測定した。

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適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 2 mL 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 1 mL 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。各組成の分離液を通液し、それぞれの試料について U、Pu、Nd を化学分離した。

各分離液を蒸発乾固後、再溶解し、TIMS による測定を行った。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。

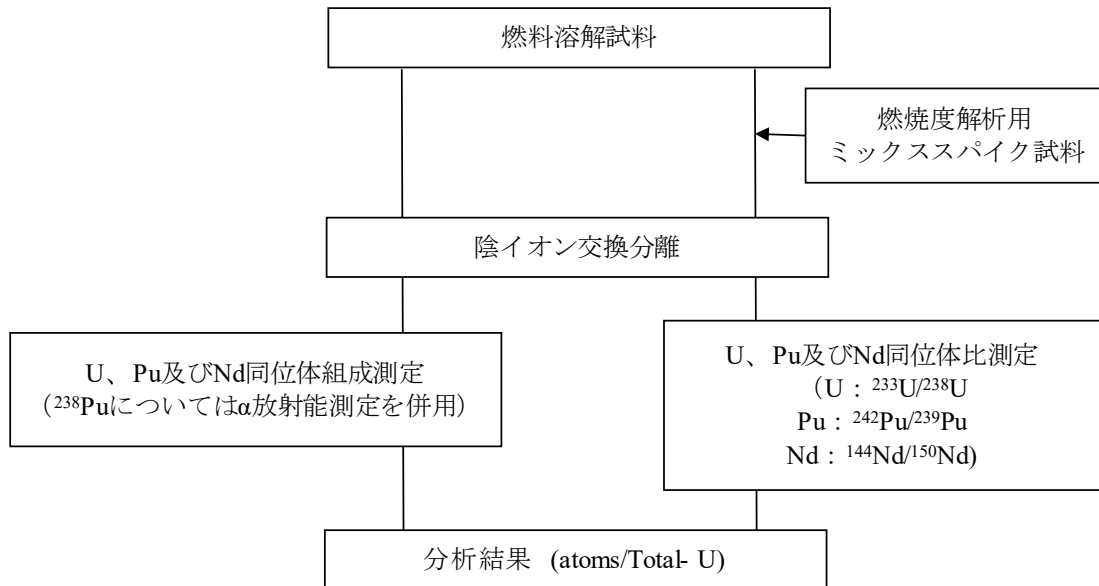


図 5.3-2 分離・分析操作工程

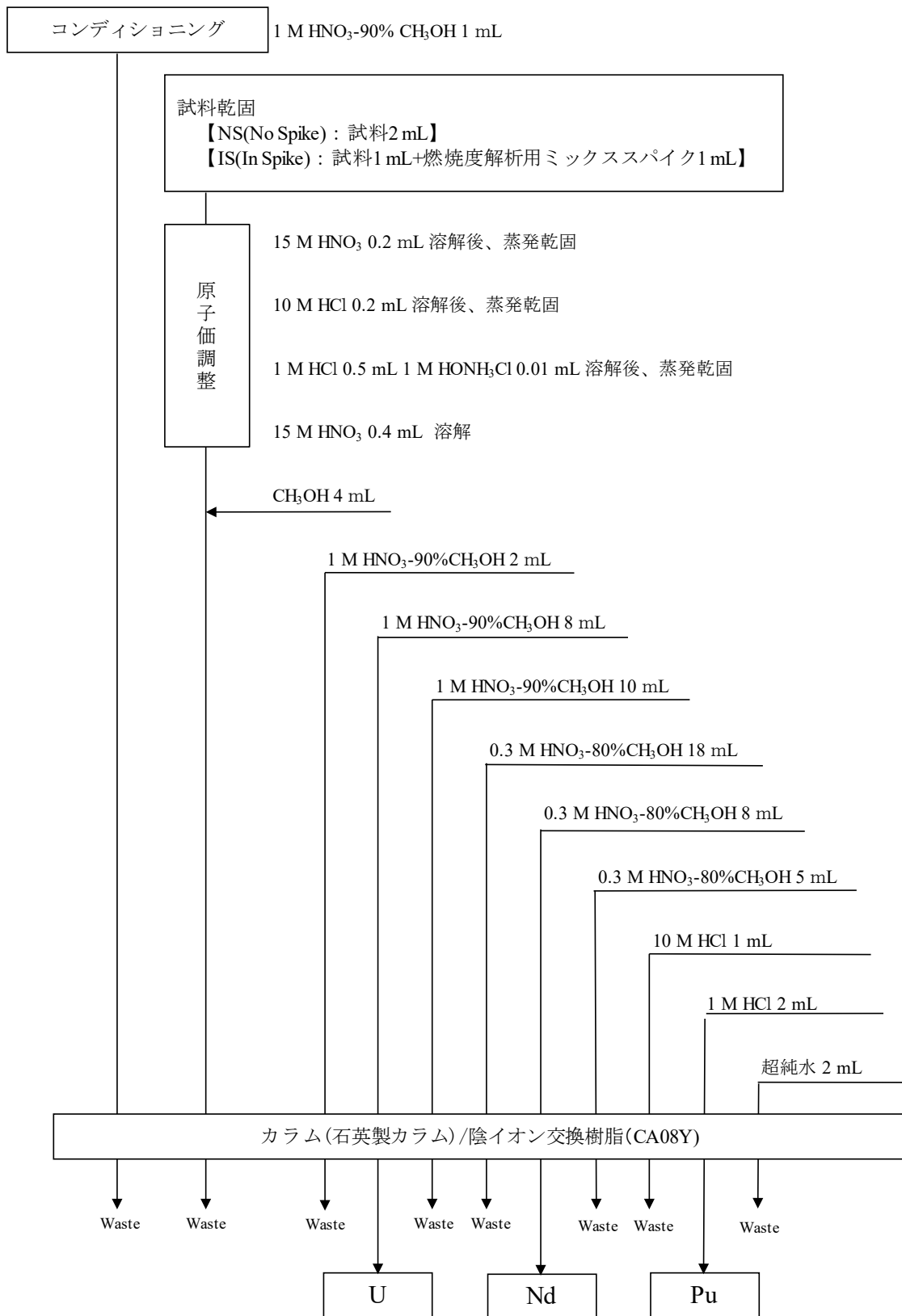


図 5.3-3 陰イオン交換分離工程

5.3.4 TIMS 分析装置の紹介

U、Pu、Nd の測定には、フィニガン・マツ社製の 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 1M 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にセットされ、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。

(1) 同位体希釈質量分析法による定量分析 (U、Pu、Nd)

本法では、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 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。ここで、平成 28 年度では同位体希釈質量分析法の算出式に基づいた不確かさの伝播則によって定量結果に付随する不確かさを評価したが、計算過程の複雑さにより変数間の相関を考慮した適切な伝播計算が行えていなかった。そこで、平成 29 年度はモンテ

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 の測定

γ 線測定試料は、燃料溶解液希釈液の一部を分取し、1M 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。この場合に、複数の γ 線が検出器内で同時に相互作用を起こしたとき、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、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っていない。

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

燃料溶解試料から U、Pu を UTEVA 分離操作した後、FP を測定した。以下の 3 つ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、2 つに分けて FP 同位体の相互分離及び ICP-MS 測定を行った。

- ・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。燃料溶解試料から一定量を 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一定量添加して、もう一方には酸濃度を調整するため 1 M 硝酸を一定量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 に示すように、燃料溶解試料の分取量や希土類ミックススパイク試料の添加量が試料によって異なっている。当初、発生する放射性廃棄物の低減、分離操作者への放射線被曝量低減の観点から、想定濃度を見積もった上で必要最小量にて一連の分析操作を行った。J6-2、J6-3、g3 試料の ICP-MS 測定値を評価した結果、存在量が少ない核種についてより十分な信号強度と精度を得るために、燃料溶解試料から分取する量および UTEVA 分離後の希土類元素分析試料の量を増やす調整を F5-2、F5-3 で行った。

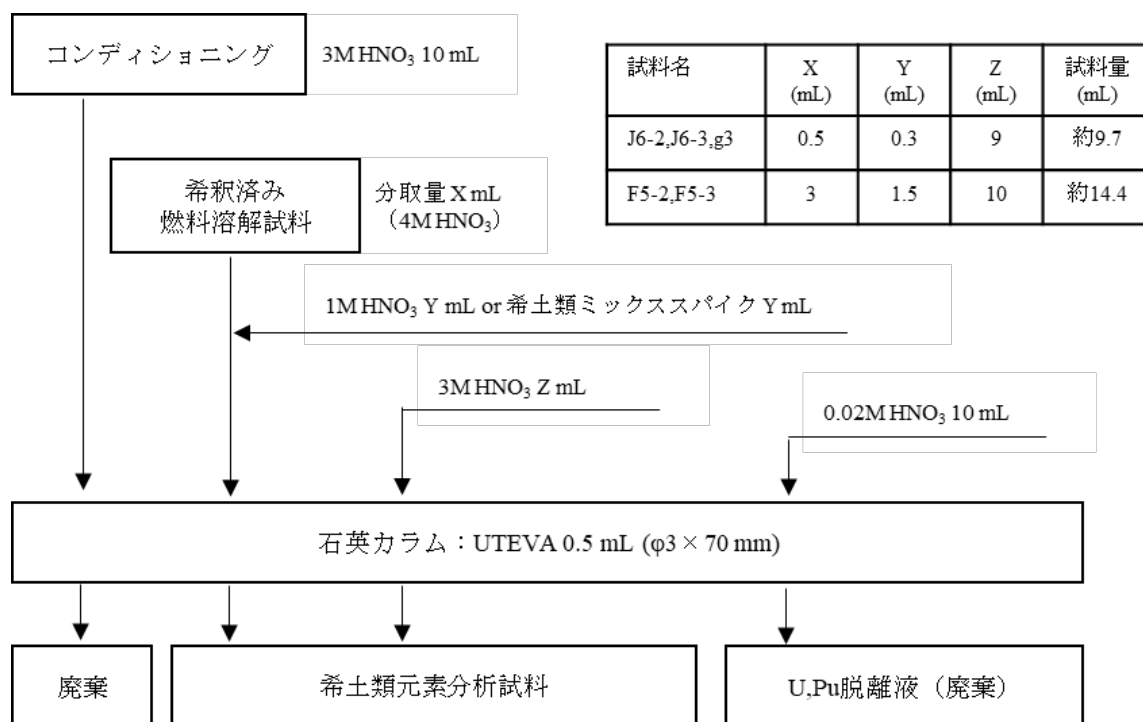


図 5.3-4 UTEVA 分離工程

(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、既を取得し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。

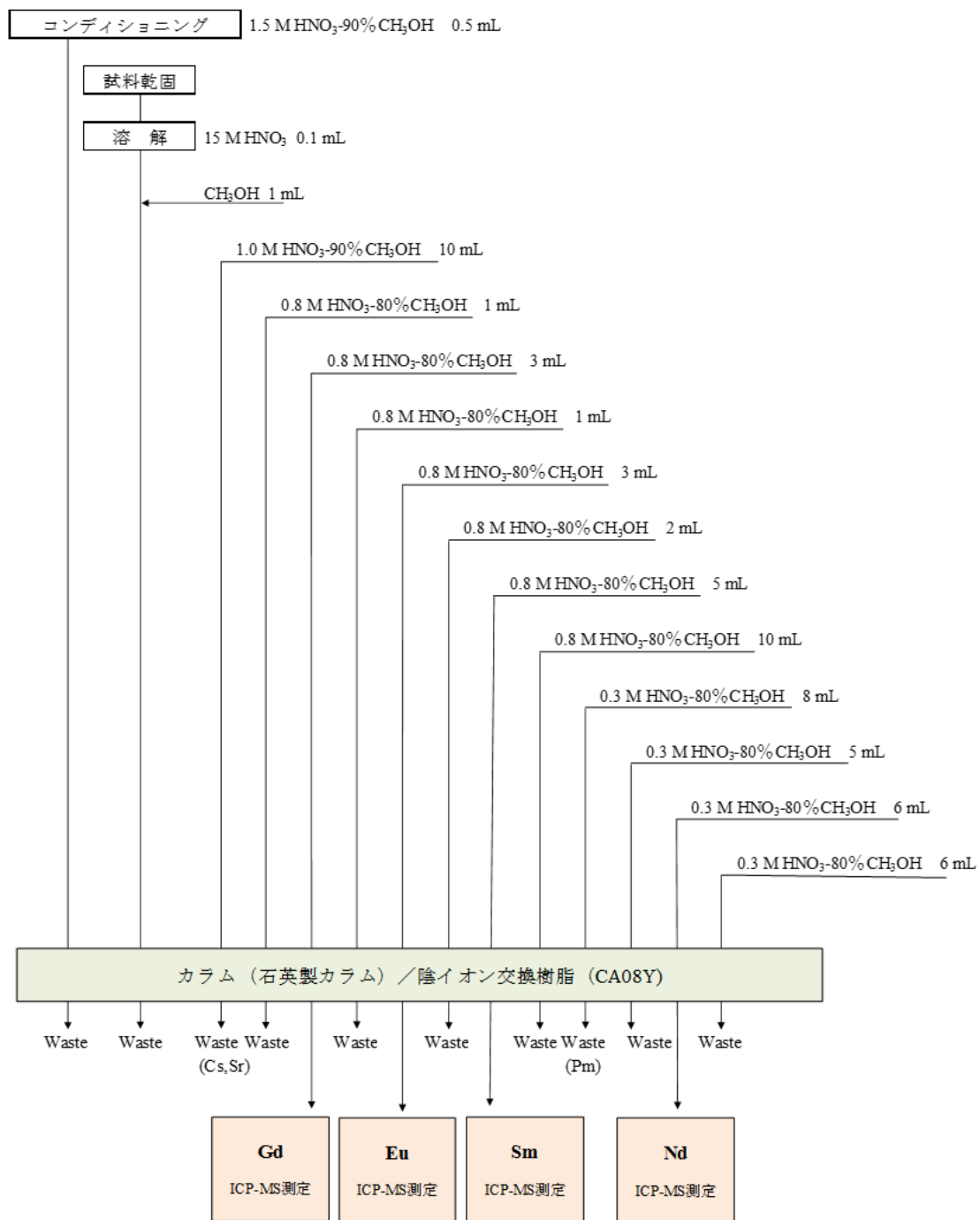


図 5.3-5 陰イオン交換分離(希土類分離)工程

(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。

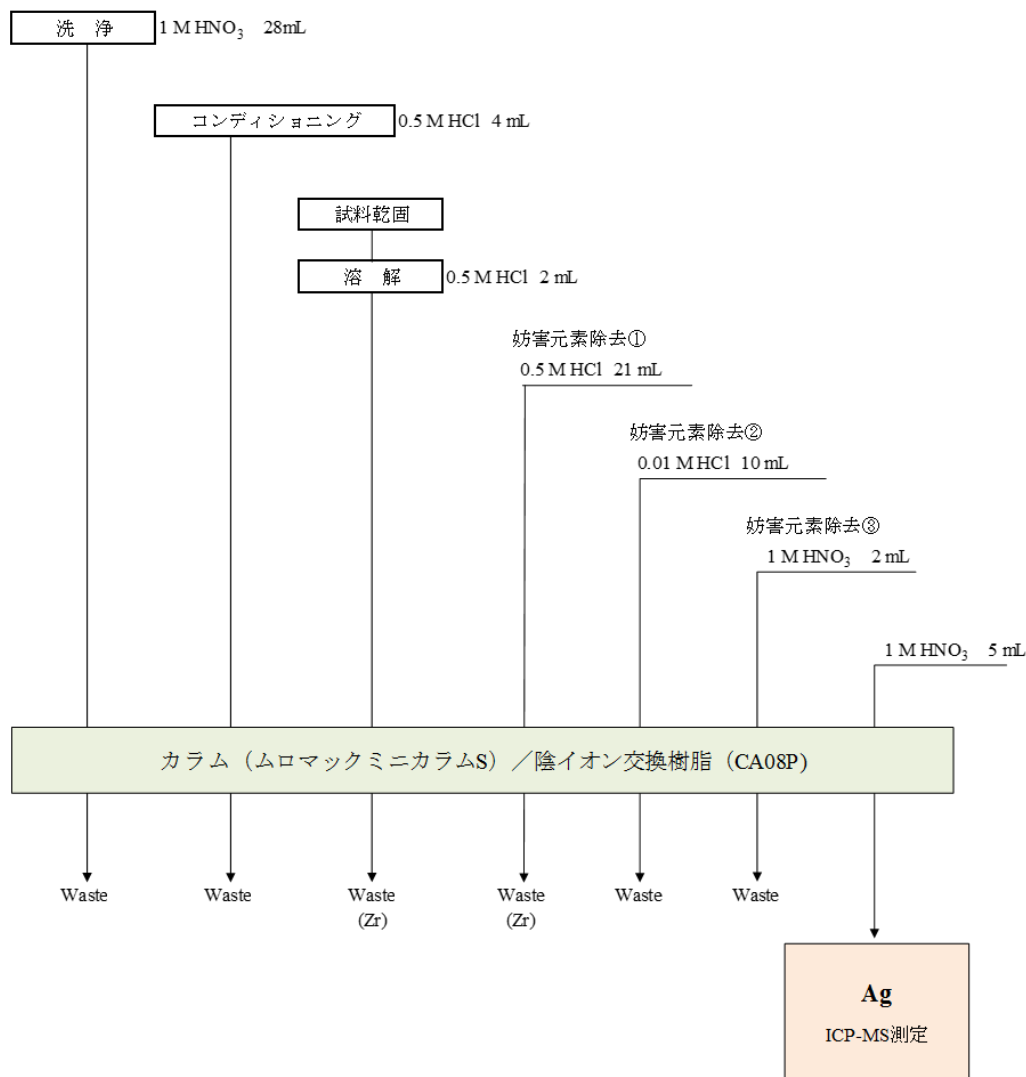


図 5.3-6 陰イオン交換分離(Ag 分離)工程

5.3.7 ICP-MS 分析装置の紹介

FP 測定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。

$$N_{\text{smp}} = N_{\text{s}} \cdot (B_{\text{s}} - A_{\text{s}}) / (A_{\text{smp}} - ((A_{\text{mix}} / B_{\text{mix}}) \times B_{\text{smp}})) \cdot A_{\text{mix}} / B_{\text{mix}} \quad (5.3.1)$$

ここで、 N_{smp} 及び N_{s} 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_{s} 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_{s} 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_{s} と B_{s} 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值からずれを生ずる。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 ($K = R_{\text{TIMS}} / R_{\text{ICP-MS}}$) を求めた。ここで、 R_{TIMS} 及び $R_{\text{ICP-MS}}$ 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 (50~5000 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。ここで、平成 28 年度は繰り返し測定により得られた計数の平均値のみを用いて回帰線を作成して定量値を求めており、各測定値の標準偏差の大きさの違いが考慮されていなかった。そこで、平成 29 年度は各測定値の標準偏差を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を示す。ただし、F5-2 と F5-3 については、図 5.3-2 および 5.3.4 項「(1) 同位体希釈質量分析法による定量分析 (U、Pu、Nd)」で示している燃焼度解析用ミックススパイク試料の TIMS 測定を平成 30 年度に持ち越したため、この測定値を用いて行う燃料溶解試料中の U、Pu 及び ^{148}Nd の原子個数の確定値を得ることが出来ていない。F5-2 と F5-3 の分析結果については平成 30 年度報告書にて扱う。

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 [%]
J6-2	1.117E+16	1.1357	9.835E+15	0.05
J6-3	1.195E+16	1.1302	1.057E+16	0.06
g3	1.786E+16	1.1457	1.559E+16	0.05

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	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	0.08	1.209E-02	0.09	6.691E-03	0.13
²³⁶ U	6.954E-03	0.08	6.267E-03	0.15	7.772E-03	0.11
²³⁸ U	9.866E-01	0.08	9.816E-01	0.08	9.854E-01	0.07
²³⁸ Pu※	5.040E-04	0.41	2.880E-04	3.91	5.073E-04	0.49
²³⁹ Pu	6.053E-03	0.07	6.405E-03	3.90	5.541E-03	0.07
²⁴⁰ Pu	3.351E-03	0.07	2.778E-03	3.90	3.651E-03	0.34
²⁴¹ Pu	9.812E-04	0.36	8.586E-04	3.90	8.852E-04	0.26
²⁴² Pu	1.292E-03	0.08	7.107E-04	3.90	1.133E-03	0.07
¹⁴² Nd	9.624E-05	0.21	4.782E-05	0.15	1.037E-04	0.10
¹⁴³ Nd	2.047E-03	0.19	1.829E-03	0.12	2.078E-03	0.10
¹⁴⁴ Nd	4.514E-03	0.19	3.082E-03	0.12	4.707E-03	0.10
¹⁴⁵ Nd	1.940E-03	0.19	1.528E-03	0.12	1.998E-03	0.10
¹⁴⁶ Nd	2.285E-03	0.19	1.597E-03	0.12	2.364E-03	0.10
¹⁴⁸ Nd	1.130E-03	0.19	8.232E-04	0.12	1.153E-03	0.10
¹⁵⁰ Nd	5.466E-04	0.19	3.872E-04	0.12	5.524E-04	0.11

※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	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	1.77	2.349E-04	3.14
¹⁴³ Nd	2.079E-03	2.21	1.875E-03	1.66	2.103E-03	3.03
¹⁴⁴ Nd	3.513E-03	2.55	3.110E-03	1.69	4.788E-03	3.06
¹⁴⁵ Nd	1.732E-03	1.39	1.553E-03	1.32	2.005E-03	2.45
¹⁴⁶ Nd	1.827E-03	2.25	1.606E-03	1.69	2.398E-03	3.08
¹⁴⁸ Nd	9.391E-04	2.22	8.329E-04	1.86	1.175E-03	3.08
¹⁵⁰ Nd	4.429E-04	2.29	3.920E-04	1.69	5.629E-04	3.10
¹³³ Cs	2.745E-03	2.37	1.921E-03	1.11	3.455E-03	1.38
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	0.90	5.298E-06	1.01
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	3.11	1.101E-06	4.97	1.091E-06	5.79
¹⁴⁷ Sm	6.630E-04	0.69	5.990E-04	0.46	6.988E-04	0.25
¹⁴⁸ Sm	4.147E-04	3.35	3.777E-04	1.37	6.110E-04	1.82
¹⁴⁹ Sm	8.476E-06	2.71	6.706E-06	1.02	5.332E-06	0.95
¹⁵⁰ Sm	7.012E-04	3.68	6.435E-04	1.13	8.812E-04	1.70
¹⁵² Sm	2.471E-04	3.93	2.231E-04	1.36	2.755E-04	1.18
¹⁵⁴ Sm	9.004E-05	4.22	8.030E-05	1.08	1.167E-04	2.11
¹⁵² Gd	7.765E-07	5.85	1.224E-06	3.71	3.294E-07	5.07
¹⁵⁴ Gd	4.238E-05	0.65	3.791E-05	0.79	5.284E-05	0.67
¹⁵⁵ Gd	2.394E-05	2.14	1.675E-05	1.88	2.026E-05	1.29
¹⁵⁶ Gd	2.828E-04	2.95	2.727E-04	2.46	4.361E-04	1.86
¹⁵⁷ Gd	3.267E-06	3.30	1.908E-06	2.22	1.231E-06	1.53
¹⁵⁸ Gd	4.752E-05	3.41	4.260E-05	2.72	6.049E-05	1.58
¹⁶⁰ Gd	5.855E-06	3.22	3.180E-06	2.10	4.214E-06	1.56
⁹⁵ Mo	2.746E-03	3.91	1.850E-03	2.42	3.461E-03	1.29
⁹⁹ Tc	9.956E-04	3.44	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	0.90
¹⁰³ Rh	1.517E-03	1.83	9.668E-04	1.63	1.622E-03	0.65
¹⁰⁹ Ag	3.225E-04	1.43	1.882E-04	1.70	3.281E-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。また、不確かさについては、モンテカルロ・シミュレーションにより求めた各核種の原子個数の不確かさと全ウラン

原子個数の不確かさを、両者が互いに独立として不確かさ伝播式により伝播させて算出した。ただし、この方法では、特にウラン同位体については、ウラン同位体原子個数と全ウラン原子個数には大きな相関があるものの、それらが互いに独立として考慮されていることにより、表 5.4-2 に記載の不確かさは過大評価されている可能性がある。平成 30 年度の報告書にて、全ウラン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求めたものを報告する予定である。

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

			J6-2	J6-3	g3	F5-2	F5-3	
冷却開始	冷却開始日		2002/3/17	2002/3/17	2003/1/7	2002/3/17	2002/3/17	
燃料切断	燃料切断日		2013/9/13-9/24	2013/9/13-9/24	2012/6/29-7/23	2015/7/6-7/16	2015/7/6-7/16	
燃料溶解	WASTE1にて 燃料溶解日		2013/11/12-12/6	2013/11/12-12/6	2013/7/29-8/9	2016/9/5-9/16	2016/10/11-10/21	
燃料溶解液	WASTE1→BECKY	輸送日	2013/12/20 2016/5/10	2013/12/20 2016/5/10	2015/2/19 2016/5/10	2017/10/12	2017/10/12	
	陰イオン交換分離	U	分離日	2016/6/29	2016/8/31	2016/6/29	2017/10/18	2017/10/18
			TIMS測定日	2016/8/10	2016/10/6	2016/12/20	2017/12/20*	2017/12/25,26*
	Pu	分離日	2016/7/7	2016/9/9	2016/7/7	2017/10/27	2017/10/27	
		α線測定日	2017/1/19	2017/1/23	2017/1/25	2017/12/1	2017/12/8	
	Nd	TIMS測定日	2017/1/20	2017/1/18	2017/1/18	2017/11/15*	2017/11/17*	
		分離日	2016/7/5	2016/9/6	2016/7/5	2017/10/24	2017/10/24	
	Eu	TIMS測定日	2016/10/26	2016/10/28	2016/10/28	2017/12/13,18*	2017/12/15,27*	
		γ線測定開始日	2017/1/5	2017/1/23	2017/1/16	2017/12/4	2017/12/6	
	Cs	γ線測定開始日	2017/1/5	2017/1/23	2017/1/16	2017/12/4	2017/12/6	
	UTEVA分離	分離日	2015/5/15	2015/4/30	2015/5/21	2017/11/1	2017/11/1	
	BECKY→4棟	輸送日	2015/5/26	2015/5/26	2015/5/26	2017/11/9	2017/11/9	
	陰イオン交換分離	Gd	分離日	2015/7/27	2015/6/1	2015/6/22	2017/11/27	2017/11/27
			ICP-MS測定日	2015/7/29	2015/6/8	2015/6/26	2017/12/7	2017/12/7
		Eu	分離日	2015/7/28	2015/6/2	2015/6/23	2017/11/28	2017/11/28
			ICP-MS測定日	2015/7/30	2015/6/8	2015/7/8	2017/12/8	2017/12/8
		Sm	分離日	2015/7/30	2015/6/4	2015/6/25	2017/11/30	2017/11/30
			ICP-MS測定日	2015/8/4	2015/6/11	2015/6/30	2017/12/21	2017/12/21
		Nd	分離日	2015/8/5	2015/6/10	2015/7/1	2017/12/6	2017/12/6
			ICP-MS測定日	2015/8/7	2015/6/12	2015/7/3	2017/12/25	2017/12/25
検量線法	Mo	ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
	Tc	ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
	Ru	ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
	Rh	ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
	Cs	ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
Ag分離	Ag	分離日	2016/2/3	2016/4/22	2016/4/22	2018/2/1	2018/2/1	
		ICP-MS測定日	2016/2/8	2016/7/1	2016/7/1	2018/2/5	2018/2/5	
不溶性残渣	WASTE1→4棟	輸送日	2013/12/20	2013/12/20	2013/9/19	2017/10/12	2017/10/12	
	検量線法	Mo	ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/25	2018/1/25
		Tc	ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/25	2018/1/25
		Ru	ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/25	2018/1/25
		Rh	ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/25	2018/1/25
		Cs	ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/25	2018/1/25
	Ag分離	Ag	分離日	2016/2/8	2016/4/27	2016/4/27	2018/1/23	2018/1/23
			ICP-MS測定日	2016/2/9	2016/6/30	2016/6/30	2018/1/31	2018/1/31

* : 燃焼度解析用ミックススパイク試料のTIMS測定はH30年度に行う。それゆえ記載の測定日での原子個数値の確定は行っていない。

5.5 燃焼度の決定

J6-2、J6-3 及び g3 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。

5.5.2 燃料集合体の計算モデル

(1) NO4F69 燃料集合体

SWAT4.0 の計算モデルは測定のため取得された燃料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 燃料の組成を表 5.5-2 に示す。燃料棒被覆管、制御棒案内シングル管及び計装用案内シングル管の組成を表 5.5-3 に示す。これらの組成は平成 28 年度と平成 29 年度とで条件を変更している。平成 28 年度の NO4F69 燃料集合体の制御棒案内シングル管、計装用案内シングル管、燃料棒被覆管は全て共通の Cr、Fe、Zr から成るジルコニウム合金を仮定していた。しかし、燃料棒被覆管の仕様については、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。そのため、平成 29 年度の解析では全ての 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 8) と参考文献 9) 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¹⁰⁾。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 であるとすると、燃料有効長下端からの高さ z における冷却材温度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。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 5.5-6²の通りである。試験対象である J-6 燃料棒の平均燃焼度は 56.2 GWd/t であり、燃料が装荷された炉心内位置の情報はあつものの、周囲の集合体の素性や制御棒位置の履歴は不明である。このため、試験対象位置の燃料棒平均燃焼度に達するまで、 33.20 MW/t の常に一定の出力で燃焼したものと仮定した。この間、燃料温度は 900 K 、被覆管温度は 600 K とした。

NO4F69 燃料集合体は 1/8 対称性を有するため、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、合計 67 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。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。

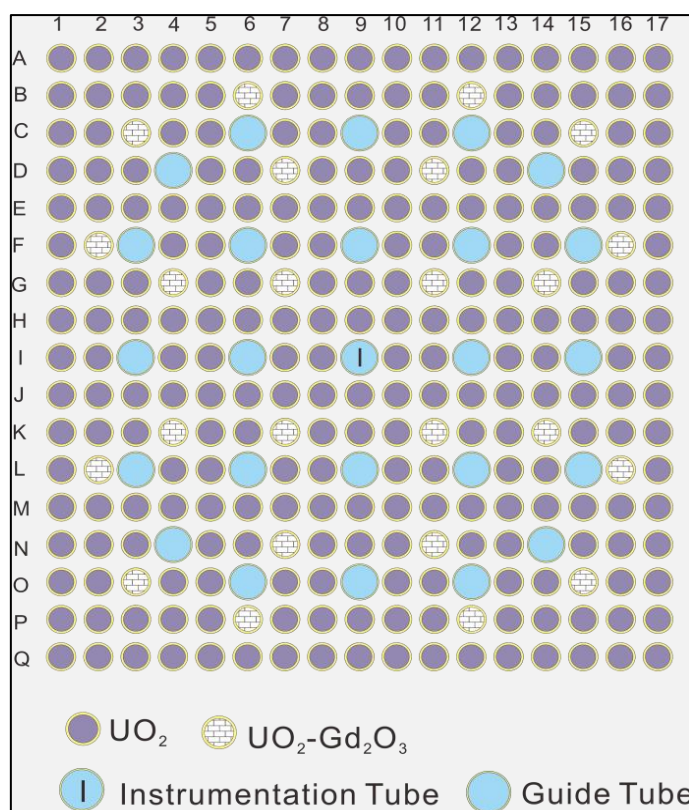


図 5.5-1 NO4F69 燃料集合体の解析モデル (平面図)

² 平成 28 年度報告書では表 5.5-6 に記載されている NO4F69 燃料集合体運転履歴のサイクル数を第 1 サイクル-第 4 サイクルと表記していたが、本報告書では開示情報の表記に合わせて第 4 サイクル-第 7 サイクルに修正した。

表 5.5-1 NO4F69 燃料集合体の解析モデル寸法

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 燃料集合体の燃料組成

	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	J6-2	J6-3
¹ H	4.583E-02	4.457E-02
¹⁶ O	2.292E-02	2.228E-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]
J6-2	1694.4	2167.6	590.93	590.94
	1693.3	2168.7	590.94	
J6-3	382.8	3479.2	597.90	597.91
	381.6	3480.4	597.91	

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	—

(2) 2F1ZN3 燃料集合体

SWAT4.0 の計算モデルは測定のため取得された燃料試料と同じ高さ位置の 2 次元無限配列の 2F1ZN3 燃料集合体とした。2F1ZN3 燃料集合体の平面図を図 5.5-2 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、高さ方向は無限長さを仮定している。2F1ZN3 燃料集合体の計算モデルの寸法を表 5.5-7 に示す。計算モデルは開示情報、9×9 B 型 BWR 燃料集合体に対する燃焼ベンチマーク問題 (Phase III-C)¹¹⁾、使用済燃料照射後試験データベース SFCOMPO¹²⁾に登録されている 2F1ZN3 燃料集合体情報を使用した。

UO₂ 燃料と UO₂-Gd₂O₃ 燃料の組成を表 5.5-8 に示す。燃料棒被覆管、チャンネルボックス及び水管の組成を表 5.5-9 に示す。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 5.5-10 の値を使用した。冷却材の温度は 2F1ZN3 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¹⁰⁾。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 5.5-11 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、 $T_{inlet} = 551$ K、 $\Delta T = 559 - 551 = 8$ K、 $H = 3710$ mm とし

た。ここで、炉心入り口部の冷却材温度 (T_{inlet}) 及び炉心出口での冷却材温度上昇 (ΔT) の算出に使用した炉心出口の冷却材温度、燃料有効長 (H) は SFCOMPO の数値を使用した。冷却材のボイド率は図 5.5-3 の典型的なボイド率分布を参考に、チャンネルボックス内側を 70% に設定した。チャンネルボックス外側及び水管内のボイド率は 0% とした。

2F1ZN3 燃料集合体の 5 サイクル燃焼の運転履歴は表 5.5-12 の通りである。g3 燃料棒の軸方向の内、試験対象試料を含むノード 18 の燃焼度は 60.5 GWd/t であり、燃料が装荷された炉心内位置の情報はあるものの、周囲の集合体の素性や制御棒位置の履歴は不明である。このため、ノード 18 の燃焼度に達するまで、30.91 MW/t の常に一定の出力で燃焼したものと仮定した。この間、燃料温度は 900 K、被覆管温度は 558.23 K とした。

2F1ZN3 燃料集合体は 1/8 対称性を有するため、燃焼領域は UO_2 燃料棒毎にそれぞれ 1 領域、 $UO_2-Gd_2O_3$ 燃料棒毎にそれぞれ 8 領域、合計 26 領域を設定した。 $UO_2-Gd_2O_3$ 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。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。

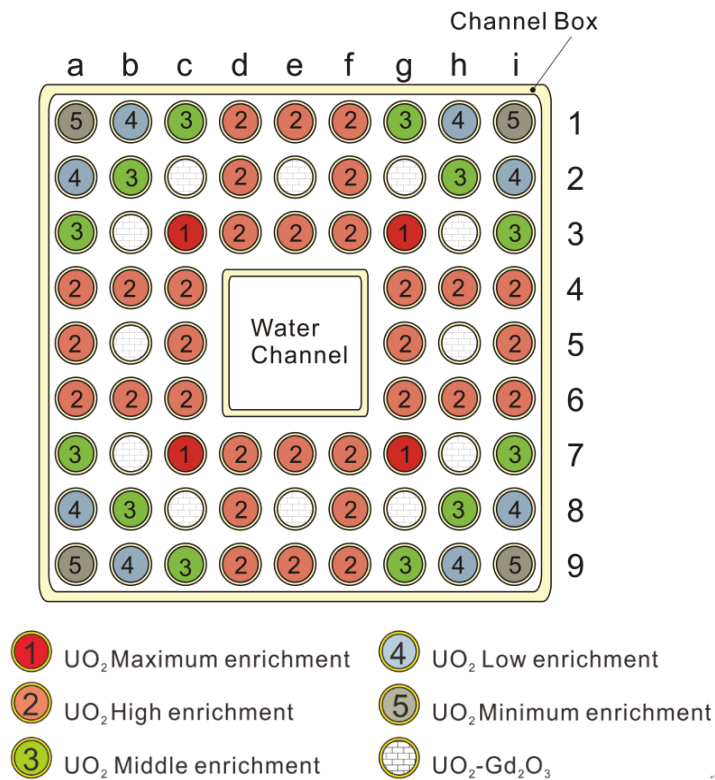


図 5.5-2 2F1ZN3 燃料集合体の解析モデル (平面図)

表 5.5-7 2F1ZN3 燃料集合体の解析モデル寸法

燃料棒		チャンネルボックス (Channel Box)	
被覆管内径 (ペレット外径に等しい。空隙なし。)	9.4 mm ^{*1}	内寸	約 134 mm ^{*2}
被覆管外径	11.04 mm ^{*1}	厚さ	2.5 mm ^{*2}
配列格子間隔	約 14.5 mm ^{*1}	集合体 配列格子間隔	約 152 mm ^{*2}
水管 (Water Channel)			
外寸	38.5 mm ^{*2}		
厚さ	0.75 mm ^{*2}		

*1：開示情報

*2：Phase III-C（ただし、チャンネルボックス内寸と集合体配列格子間隔については、燃料棒に関する寸法に開示情報記載値を使用した影響により、Phase III-C の寸法と異なっている。）

表 5.5-8 2F1ZN3 燃料集合体の燃料組成

Rod ID	UO ₂ 燃料					UO ₂ -Gd ₂ O ₃ 燃料
	1	2	3	4	5	G
密度 [g/cm ³]	10.52	10.52	10.52	10.52	10.52	10.35
²³⁵ U 濃縮度 [wt%]	4.9	4.2	3.6	3.0	2.1	3.0
Gd ₂ O ₃ 濃度 [wt%]	—	—	—	—	—	5.0

(注) 開示情報には燃料ペレットのディッシュ及びチャンファの形状について記載されていたが、本解析では燃料ペレットは単純な円柱形であると仮定し、その分燃料密度が低くなるよう補正した。Rod ID 1 及び G の ²³⁵U 濃縮度及び Gd₂O₃ 濃度は開示情報の記載値を使用した。Rod ID 2~5 の ²³⁵U 濃縮度は SFCOMPO に登録されている 2F1ZN3 燃料集合体の ²³⁵U 濃縮度を使用した。

表 5.5-9 燃料棒被覆管、チャンネルボックス、水管の原子個数密度

単位：[atoms/barn-cm]

核種	燃料棒被覆管	チャンネルボックス、水管
	Zry-2	Zry-2
Sn	4.444E-04	4.980E-04
Fe	8.190E-05	9.178E-05
Cr	6.770E-05	7.586E-05
Ni	3.597E-05	4.031E-05
Zr	3.789E-02	4.247E-02

(注) 燃料棒被覆管、チャンネルボックス、水管の原子個数密度は Phase III-C のジルカロイ 2 を使用した。ただし、燃料棒被覆管の原子個数密度については、燃料棒被覆管と燃料ペレット間の空隙を燃料棒被覆管でスミアした分、原子個数密度が低くなるよう補正した。

表 5.5-10 冷却材の原子個数密度

単位：[atoms/barn-cm]

核種	チャンネルボックス		水管内 (0%)
	内側 (70%)	外側 (0%)	
¹ H	1.656E-02	4.932E-02	4.932E-02
¹⁶ O	8.279E-03	2.466E-02	2.466E-02

()内の数値はボイド率を表す

表 5.5-11 試料の取得位置と冷却材温度

サンプル No.	燃料下端	冷却材	冷却材
	からの 距離 [mm]	温度 [K]	平均温度 [K]
g3	2664.9	558.23	558.23
	2666.1	558.23	

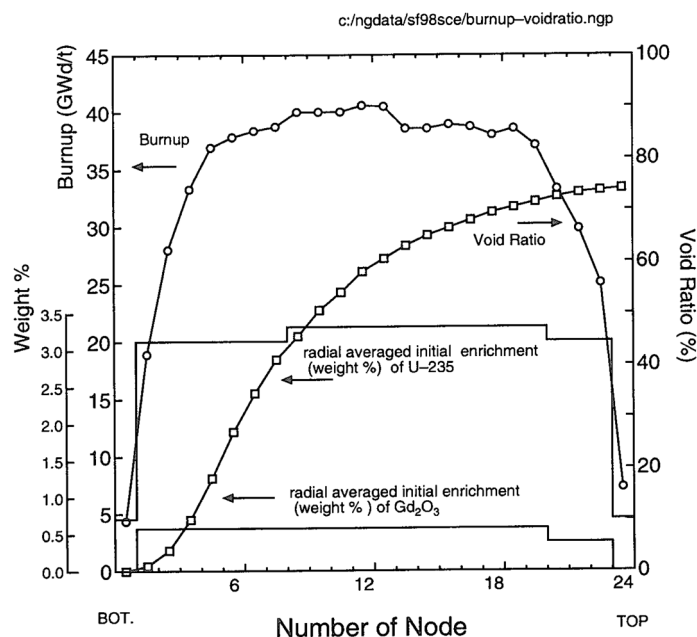


図 5.5-3 BWR 燃料の典型的な軸方向ボイド率分布¹⁰⁾

表 5.5-12 2F1ZN3 燃料集合体の運転履歴

	開始日	終了日	実効照射日数
運転 (第 12 サイクル)	1996/7/26	1997/9/23	409
定検	1997/9/23	1997/10/31	38
運転 (第 13 サイクル)	1997/10/31	1998/12/17	333
定検	1998/12/17	1999/3/12	85
運転 (第 14 サイクル)	1999/3/12	2000/5/9	418
定検	2000/5/9	2000/6/15	37
運転 (第 15 サイクル)	2000/6/15	2001/8/13	380
定検	2001/8/13	2001/11/9	88
運転 (第 16 サイクル)	2001/11/9	2003/1/7	417
	照射日数合計		1957

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 13)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 の量が用いられるが、 ^{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 燃料集合体及び 2F1ZN3 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 量に対する補正値を求める。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 5.5-13 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 5.5-14 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 3 つの試料の補正量 C を表 5.5-15 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 5.5-16 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 5.5-17 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 5.5-18 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 5.5-19 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 5.5-20 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 5.5-15 に示した ${}^{148}\text{Nd}$ 分析値に対する補正值、 Y は表 5.5-17 に示した ${}^{148}\text{Nd}$ の実効核分裂収率である。 ${}^{148}\text{Nd}$ 、 U 、 Np 、 Pu 、 ${}^{241}\text{Am}$ 及び ${}^{244}\text{Cm}$ は表 5.5-20 に掲げた数値を用いる。評価された燃焼率 (%FIMA) を表 5.5-21 に示す。

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

$$F = 100 \times \frac{10^6}{M} \times N_a \times \frac{E \times 1.6022 \times 10^{-19}}{3600 \times 24} \quad (5.5.7)$$

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 5.5-19 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、 ${}^{234}\text{U}$ の原子量 234.0410、 ${}^{235}\text{U}$ の原子量 235.0439、 ${}^{236}\text{U}$ の原子量 236.0456 及び ${}^{238}\text{U}$ の原子量 238.0508 を用いて M を算出した。表 5.5-22 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 5.5-23 に示す。また、表 5.5-21 に示した燃焼率 (%FIMA) に表 5.5-23 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 5.5-24 に示す。

表 5.5-13 試料の ${}^{147}\text{Nd}$ 及び ${}^{148}\text{Nd}$ 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]	${}^{147}\text{Nd}$	${}^{148}\text{Nd}$	
			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]
J6-2	1832	56.2	2.837E+22	2.519E+24	3.420E+22
J6-3	1832	56.2	2.854E+22	2.519E+24	3.455E+22
g3	2205	60.5	2.890E+22	2.710E+24	4.223E+22

表 5.5-14 試料の ${}^{235}\text{U}$ 、 ${}^{238}\text{U}$ 、 ${}^{239}\text{Pu}$ 及び ${}^{241}\text{Pu}$ 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]			
			${}^{235}\text{U}$	${}^{238}\text{U}$	${}^{239}\text{Pu}$	${}^{241}\text{Pu}$
J6-2	1832	56.2	7.891E+25	1.063E+25	4.752E+25	1.014E+25
J6-3	1832	56.2	7.834E+25	1.081E+25	4.785E+25	1.017E+25
g3	2205	60.5	8.848E+25	1.254E+25	4.772E+25	9.841E+24

表 5.5-15 ${}^{148}\text{Nd}$ 分析値に対する補正值 C

試料	補正值 C
J6-2	1.002
J6-3	1.002
g3	1.005

表 5.5-16 ^{148}Nd の核分裂収率 (England and Rider, 1994)

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 5.5-17 ^{148}Nd の実効核分裂収率 Y

試料	実効収率 Y [%]
J6-2	1.713
J6-3	1.713
g3	1.715

表 5.5-18 一核分裂あたりの放出エネルギー (JAERI-1320)

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 5.5-19 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]
J6-2	206.03
J6-3	206.05
g3	205.78

表 5.5-20 試料の燃焼度の評価に用いる原子個数比

試料	単位 : [atoms/Total-U]		
	J6-2	J6-3	g3
^{148}Nd	1.130E-03	8.232E-04	1.153E-03
U	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00
Np	<u>9.315E-04</u>	<u>9.421E-04</u>	<u>9.247E-04</u>
Pu	1.218E-02	1.080E-02	1.172E-02
^{241}Am	<u>7.640E-05</u>	<u>7.911E-05</u>	<u>7.156E-05</u>
^{244}Cm	<u>1.495E-04</u>	<u>1.530E-04</u>	<u>1.576E-04</u>

(注) 下線の数値は SWAT4.0 の計算値である。

表 5.5-21 試料の燃焼率の評価結果

試料	J6-2	J6-3	g3
燃焼率 [%FIMA]	6.120	4.543	6.254

表 5.5-22 燃料初期組成時の重元素の原子量 M

試料	J6-2	J6-3	g3
重元素の原子量	237.9117	237.9117	237.8998

表 5.5-23 試料の換算係数 F

試料	J6-2	J6-3	g3
換算係数 [MWd/t/%FIMA]	9670.7	9672.0	9659.9

表 5.5-24 燃焼度の評価結果

試料	J6-2	J6-3	g3
燃焼度 [GWd/t]	59.19	43.94	60.41

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、出力履歴を考慮した NO4F69 燃料集合体及び 2F1Z3 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 5.6-1⁹⁾に示す。ここで、図中の Rod7 が集合体内位置 J-6 に対応している。燃焼計算では、図 5.6-1 の Rod7 の出力履歴に対して 5.5.3 項の Nd 法で決定した J6-2 及び J6-3 の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 28 年度から一部の設定を変更した。平成 28 年度の SWAT 燃焼計算では冷却期間を全ての核種で 2014 年 8 月 1 日まで (4520 日) に設定し、実際の測定日との差は核種毎に半減期で補正していた。しかし、この方法では着目核種における他の核種の崩壊による生成を十分に考慮できていなかった。そのため、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³⁾。その他の核種については他核種の崩壊による生成の影響が小さいため、平成 28 年度と同様の取扱いとした。

2F1Z3 燃料集合体における g3 燃料棒のノード 18 の出力履歴を図 5.6-2 に示す。燃焼計算では、図 5.6-2 の出力履歴に対して 5.5.3 項の Nd 法で決定した g3 の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 の冷却期間は、上記 J6-2 及び J6-3 試料の場合と同様、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設定し、その他の核種については運転終了日から 2015 年 6 月 1 日まで (4528 日) を設定した。そして、冷却終了日からそれぞれの核種の測定日までは核種毎の半減期で補正した。

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 5.6-3、図 5.6-4 に示す。

²³⁵U について、J6-2 及び J6-3 の C/E 値はそれぞれ 1.10、1.06 であり、平成 28 年度に報告した同じ NO4F69 燃料集合体の試料である F5-1、F2-2 及び F2-3 と同様に、測定値に対して計算値が過大評価する傾向となった。g3 の C/E 値は 1.06 であることから、PWR、BWR に関わらず ²³⁵U は過大評価の傾向にある。これらの結果から、何らかの原因により燃焼度を過小評価している可能性が考えられる。

FP については、C/E 値の 1 からの差異が大きい核種が多く見られた。特に、J6-2、J6-3 は、F5-1、F2-2 及び F2-3 よりも C/E 値の 1 からの差異が大きい傾向が見られた。この原因としては、J6-2、J6-3 及び g3 の測定では 5.3.6 項「(1) UTEVA 分離操作」で示したように燃料溶解試料の分取した試料量が少なく、測定時に十分な信号強度を得られなかったことが影響を与えた可能性がある。

³⁾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。

^{156}Gd 、 ^{157}Gd 、 ^{158}Gd については、JENDL-4.0 における ^{156}Eu の(n, γ)断面積の過大評価¹⁴⁾の影響があると考えられる。そこで、5.7 節において ^{156}Eu の(n, γ)断面積が更新された JENDL-4.0u1 を用いた解析を実施した。

^{99}Tc は J6-2、J6-3、g3 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、F5-1、F2-2 及び F2-3 と同様の傾向であった。この原因として、Tc は酸化状態によっては揮発し易く、使用済燃料試料の溶解操作時に発生するガスと共に放出された可能性があり、そのため測定値が実際よりも過小に評価されたことが考えられる。

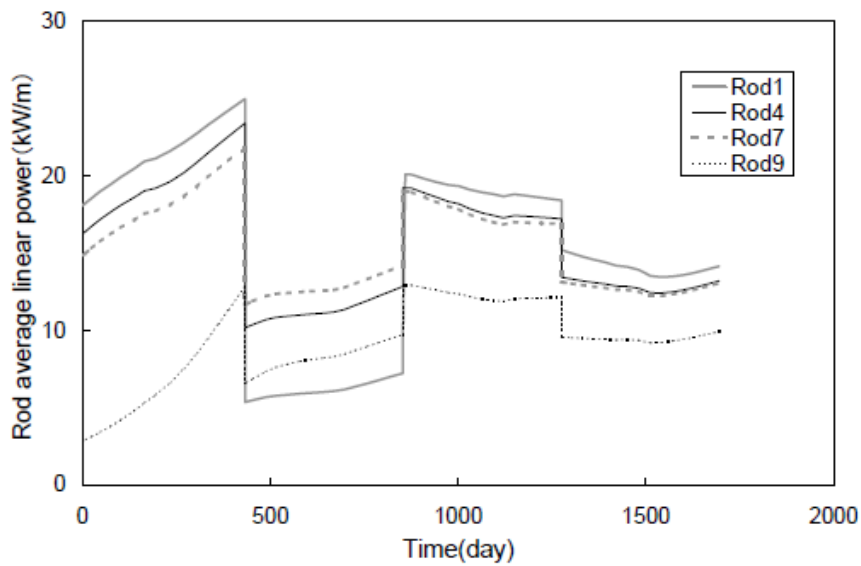


図 5.6-1 NO4F69 燃料集合体の試験対象燃料棒の出力履歴⁹⁾

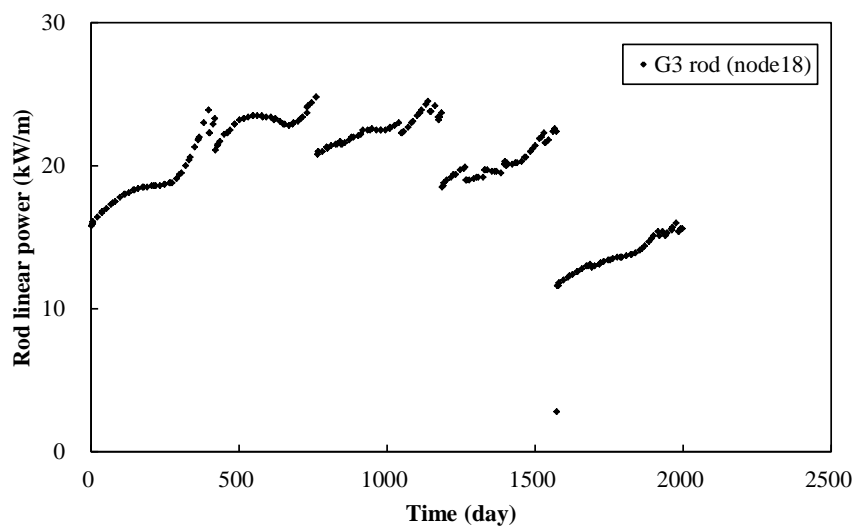


図 5.6-2 2F1ZN3 燃料集合体の試験対象燃料棒の出力履歴

表 5.6-1 計算値と測定値の核種生成量の比較 (U、Pu、Nd)

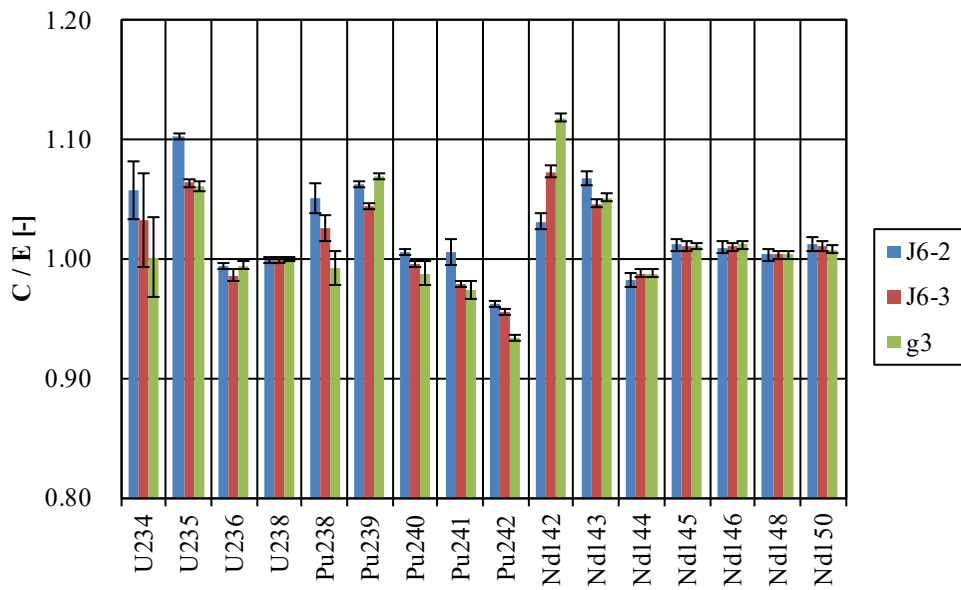
試料名	J6-2	J6-3	g3
燃焼度 [GWd/t]	59.19	43.94	60.41
核種	C/E		
²³⁴ U	1.06	1.03	1.00
²³⁵ U	1.10	1.06	1.06
²³⁶ U	0.99	0.99	0.99
²³⁸ U	1.00	1.00	1.00
²³⁸ Pu	1.05	1.03	0.99
²³⁹ Pu	1.06	1.04	1.07
²⁴⁰ Pu	1.01	1.00	0.99
²⁴¹ Pu	1.01	0.98	0.97
²⁴² Pu	0.96	0.96	0.93
¹⁴² Nd	1.03	1.07	1.12
¹⁴³ Nd	1.07	1.05	1.05
¹⁴⁴ Nd	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 5.6-2 計算値と測定値の核種生成量の比較 (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	1.10	1.30
^{137}Cs *	1.18	1.12	1.13
^{151}Eu	0.13	0.35	0.43
^{153}Eu	1.17	0.97	0.99
^{154}Eu *	1.30	1.20	1.30
^{155}Eu *	1.16	1.11	1.13
^{144}Sm **	—	—	—
^{147}Sm	0.95	0.96	0.96
^{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	1.00	0.92	0.91
^{154}Sm	1.24	0.92	0.93
^{152}Gd	0.10	0.08	0.25
^{154}Gd	1.53	1.15	1.17
^{155}Gd	0.92	0.86	1.04
^{156}Gd	1.16	0.59	0.78
^{157}Gd	0.22	0.20	0.50
^{158}Gd	2.57	1.19	1.91
^{160}Gd	0.58	0.64	0.74
^{95}Mo	1.26	1.44	1.03
^{99}Tc	3.56	2.84	2.11
^{101}Ru	1.23	1.38	0.99
^{103}Rh	1.21	1.51	1.10
^{109}Ag	1.04	1.16	0.98

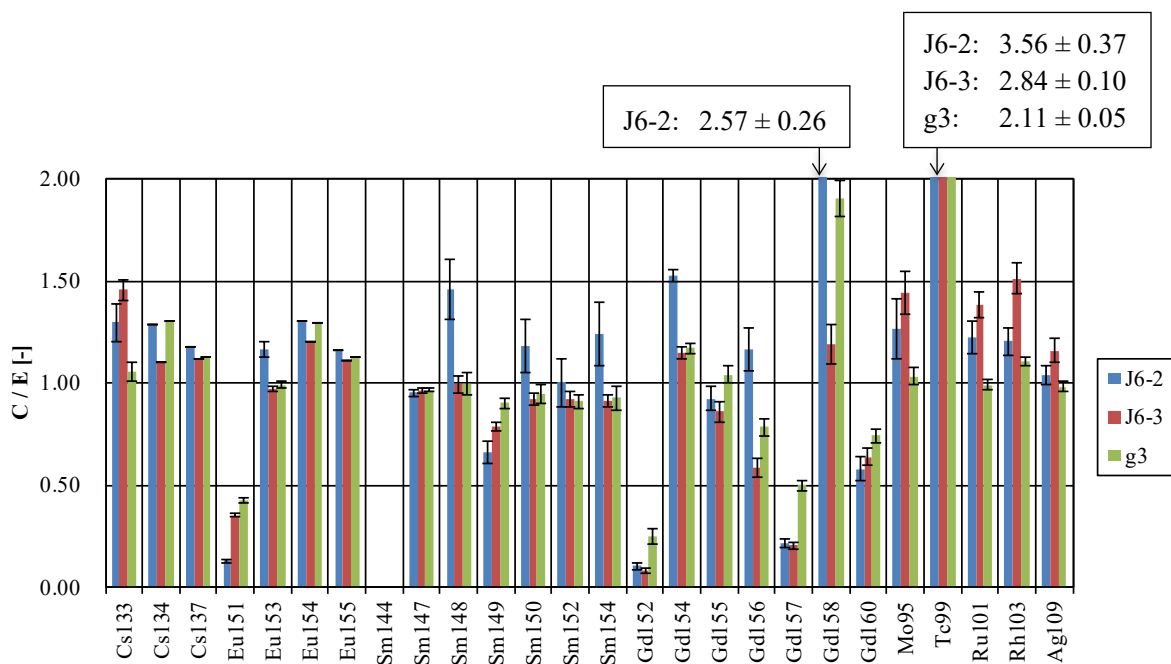
* γ 線測定核種

** ^{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 5.6-3 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 5.6-4 計算値と測定値の核種生成量の比較 (FP)

5.7 ^{156}Eu の核データに JENDL-4.0u1 を使用した解析結果

5.5 節及び 5.6 節で実施した SWAT 燃焼計算では、核データとして JENDL-4.0 を使用していた。しかし、JENDL-4.0 において ^{156}Eu 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¹⁴⁾、JENDL-4.0 の修正ファイルである JENDL-4.0u1 では ^{156}Eu の(n, γ)断面積が更新されている。そこで、本節では ^{156}Eu の核データのみ JENDL-4.0u1 を使用し、その他の核種の核データは従来の JENDL-4.0 を使用する条件で 5.5 節及び 5.6 節の解析を再度実施した。

5.7.1 Nd 法による燃焼度評価

再計算により得られた燃焼度評価の結果を表 5.7-1 から表 5.7-9 に示す。燃焼度評価に必要な ^{148}Nd の核分裂収率、一核分裂あたりの放出エネルギー及び燃料初期組成時の重元素の原子量 M は 5.5.3 項の表 5.5-16、表 5.5-18 及び表 5.5-22 に掲載しているため、ここでの掲載は省略した。

表 5.7-1 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]
J6-2	1832	56.2	2.838E+22	2.519E+24	3.417E+22
J6-3	1832	56.2	2.854E+22	2.519E+24	3.454E+22
g3	2205	60.5	2.888E+22	2.710E+24	4.222E+22

表 5.7-2 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
J6-2	1832	56.2	7.893E+25	1.062E+25	4.751E+25	1.014E+25
J6-3	1832	56.2	7.836E+25	1.080E+25	4.784E+25	1.017E+25
g3	2205	60.5	8.850E+25	1.252E+25	4.772E+25	9.836E+24

表 5.7-3 ^{148}Nd 分析値に対する補正值 C

試料	補正值 C
J6-2	1.002
J6-3	1.002
g3	1.005

表 5.7-4 ^{148}Nd の実効核分裂収率 Y

試料	実効収率 Y [%]
J6-2	1.713
J6-3	1.713
g3	1.715

表 5.7-5 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]
J6-2	206.02
J6-3	206.05
g3	205.78

表 5.7-6 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	J6-2	J6-3	g3
^{148}Nd	1.130E-03	8.232E-04	1.153E-03
U	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00
Np	<u>9.302E-04</u>	<u>9.416E-04</u>	<u>9.234E-04</u>
Pu	1.218E-02	1.080E-02	1.172E-02
^{241}Am	<u>7.631E-05</u>	<u>7.891E-05</u>	<u>7.143E-05</u>
^{244}Cm	<u>1.494E-04</u>	<u>1.529E-04</u>	<u>1.572E-04</u>

(注) 下線の数値は SWAT4.0 の計算値である。

表 5.7-7 試料の燃焼率の評価結果

試料	J6-2	J6-3	g3
燃焼率 [%FIMA]	6.120	4.543	6.254

表 5.7-8 試料の換算係数 F

試料	J6-2	J6-3	g3
換算係数 [MWd/t/%FIMA]	9670.7	9671.9	9659.8

表 5.7-9 燃焼度の評価結果

試料	J6-2	J6-3	g3
燃焼度 [GWd/t]	59.19	43.94	60.41

5.7.2 照射履歴を考慮した SWAT4.0 計算結果と測定値との比較

再計算により得られた燃焼度を使用して、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。

核種生成量の計算値と測定値とを比較した結果を表 5.7-10、表 5.7-11 に示す。表 5.7-10 と表 5.7-11 の右側半分は ^{156}Eu を含む全ての核種について JENDL-4.0 を使用した場合 (J40 と表記) と ^{156}Eu のみ JENDL-4.0u1 を使用した場合 (J40u1 と表記) の C/E 値を比較している。 ^{156}Eu に JENDL-4.0u1 を使用した場合、 ^{156}Gd 、 ^{157}Gd 、 ^{158}Gd の C/E 値への影響が大きいことが分かる。図 5.7-1 に Gd の C/E 値の J40 と J40u1 の比較を示す。JENDL-4.0u1 を使用することにより、 ^{156}Gd は C/E 値が大きくなる方向に変化し、 ^{157}Gd と ^{158}Gd は C/E 値が小さくなる方向へ変化した⁴。元々 C/E 値が著しく過小評価傾向であった ^{157}Gd は JENDL-4.0u1 の使用により C/E 値がさらに小さくなるなど、全ての Gd 同位体 C/E 値の根本的な改善とはならなかったものの、C/E 値が 1.0 から大きく外れていた J6-2 と g3 の ^{158}Gd など、一部の C/E 値には大きな改善が見られた。

表 5.7-10 計算値と測定値の核種生成量の比較 (U、Pu、Nd)

試料名 燃焼度[GWd/t]	J6-2	J6-3	g3	J40u1 / J40 - 1 [%]		
	C/E					
核種						
^{234}U	1.06	1.03	1.00	0.24	0.00	-0.04
^{235}U	1.10	1.06	1.06	-0.13	-0.03	-0.16
^{236}U	0.99	0.99	0.99	0.00	0.00	0.01
^{238}U	1.00	1.00	1.00	0.00	0.00	0.00
^{238}Pu	1.05	1.02	0.99	-0.11	-0.06	-0.17
^{239}Pu	1.06	1.04	1.07	-0.11	-0.07	-0.25
^{240}Pu	1.01	1.00	0.99	0.12	0.11	-0.07
^{241}Pu	1.00	0.98	0.97	-0.28	-0.19	-0.22
^{242}Pu	0.96	0.96	0.93	-0.08	0.08	0.05
^{142}Nd	1.03	1.07	1.12	-0.08	-0.01	-0.14
^{143}Nd	1.07	1.05	1.05	-0.05	-0.02	-0.07
^{144}Nd	0.98	0.99	0.99	0.03	0.01	0.04
^{145}Nd	1.01	1.01	1.01	0.01	0.01	-0.01
^{146}Nd	1.01	1.01	1.01	-0.01	-0.01	0.01
^{148}Nd	1.00	1.00	1.00	0.00	0.00	0.00
^{150}Nd	1.01	1.01	1.01	-0.01	0.00	-0.01

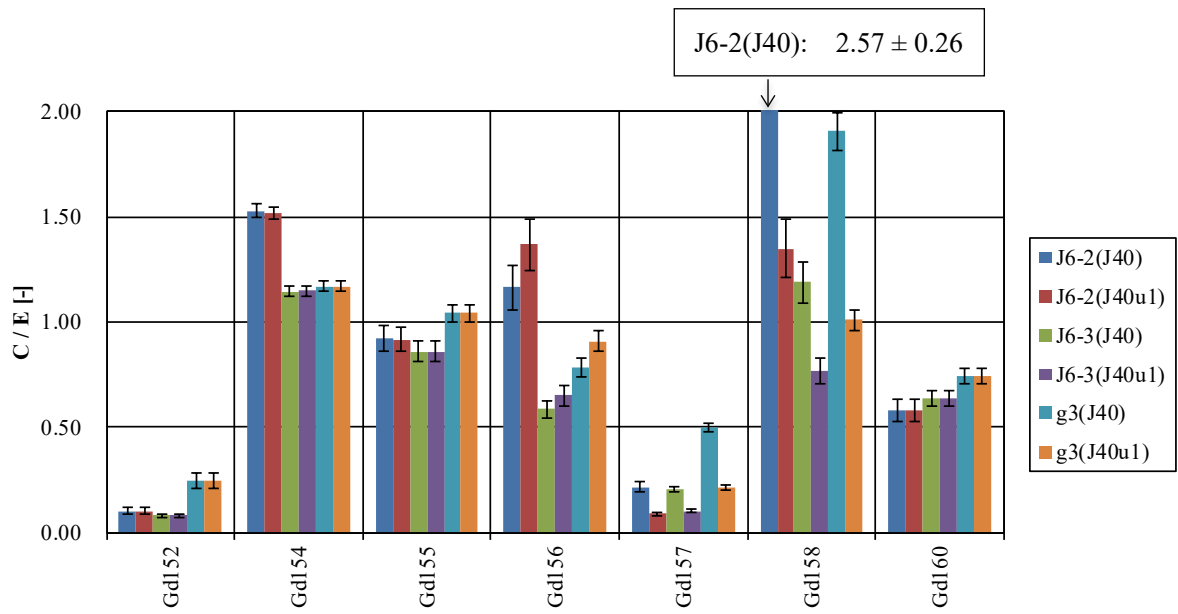
⁴ ^{157}Gd と ^{158}Gd の C/E 値の減少は、 ^{156}Eu の(n, γ)断面積の減少により ^{157}Eu 及び ^{158}Eu の生成量が減少し、それに伴いそれらの β 崩壊による ^{157}Gd 及び ^{158}Gd の生成量が減少したためと考えられる。また、 ^{156}Gd の C/E 値の増加は、 ^{156}Eu の(n, γ)断面積の減少により ^{156}Eu の残存量が増加した結果、 ^{156}Eu の β 崩壊による ^{156}Gd の生成量が増加したためと考えられる。

表 5.7-11 計算値と測定値の核種生成量の比較 (FP)

試料名	J6-2	J6-3	g3	J6-2	J6-3	g3
燃焼度[GWd/t]	59.19	43.94	60.41			
核種	C/E			J40u1 / J40 - 1 [%]		
¹³³ Cs	1.30	1.46	1.06	0.03	0.00	0.03
¹³⁴ Cs *	1.28	1.11	1.30	-0.13	0.11	-0.18
¹³⁷ Cs *	1.18	1.12	1.13	0.00	0.00	0.00
¹⁵¹ Eu	0.13	0.35	0.42	-1.32	-0.13	-0.26
¹⁵³ Eu	1.17	0.97	0.99	-0.02	0.00	0.06
¹⁵⁴ Eu *	1.31	1.20	1.29	1.00	0.10	-0.19
¹⁵⁵ Eu *	1.18	1.11	1.13	2.12	-0.02	0.14
¹⁴⁴ Sm **	—	—	—	—	—	—
¹⁴⁷ Sm	0.95	0.96	0.97	-0.02	0.06	0.06
¹⁴⁸ Sm	1.46	0.99	1.00	0.02	-0.06	-0.07
¹⁴⁹ Sm	0.66	0.79	0.90	-0.19	0.05	-0.20
¹⁵⁰ Sm	1.18	0.92	0.95	-0.01	-0.01	-0.02
¹⁵² Sm	1.01	0.92	0.91	0.19	-0.06	0.04
¹⁵⁴ Sm	1.24	0.92	0.93	-0.02	-0.01	-0.02
¹⁵² Gd	0.10	0.08	0.25	-0.21	-0.07	-0.30
¹⁵⁴ Gd	1.52	1.15	1.17	-0.74	0.08	-0.18
¹⁵⁵ Gd	0.92	0.86	1.04	-0.51	-0.03	0.13
¹⁵⁶ Gd	1.37	0.65	0.91	17.47	11.20	16.08
¹⁵⁷ Gd	0.09	0.10	0.21	-59.35	-49.31	-57.09
¹⁵⁸ Gd	1.35	0.77	1.01	-47.50	-35.22	-47.11
¹⁶⁰ Gd	0.58	0.64	0.74	-0.02	-0.02	-0.01
⁹⁵ Mo	1.26	1.44	1.03	0.00	0.01	0.01
⁹⁹ Tc	3.56	2.84	2.11	-0.01	0.01	0.03
¹⁰¹ Ru	1.23	1.38	0.99	0.00	0.01	0.01
¹⁰³ Rh	1.21	1.51	1.10	0.02	0.01	0.00
¹⁰⁹ Ag	1.04	1.16	0.98	-0.08	0.01	-0.01

* 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 5.7-1 計算値と測定値の核種生成量の比較(Gd)

5.8 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。平成29年度は、大飯発電所4号機のNO4F69燃料集合体の集合体位置J-6（平均燃焼度56.2 GWd/t）からJ6-2とJ6-3の2試料、同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、そして福島第二原子力発電所1号機の2F1ZN3燃料集合の集合体内位置g3（平均燃焼度56.5 GWd/t）から1試料の合計5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、J6-2、J6-3及びg3試料につ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。 ^{235}U については、測定値に対して計算値が過大評価となり、平成28年度に報告したF5-1、F2-2及びF2-3と同様の結果となった。FPについても、C/E値の1からの差異が大きい核種が多く見られた。また、 ^{156}Eu の核データにJENDL-4.0u1を利用した計算の結果、 ^{158}Gd のC/E値に大きな改善が見られた。

平成30年度は、J6-1、F5-2、F5-3、F2-1試料の実試料分析を行い、測定値と計算値の比較を行う予定である。それらの結果も含めて、測定値と計算値の差異の原因分析を進める予定である。また、平成28年度から一部の評価方法を見直した点に関して、今回新たに採用した評価方法を用いて平成28年度に報告したF5-1、F2-2及びF2-3の再評価を行う予定である。他には、SFCOMPOデータベースに収録されている類似のPWR、BWR燃料の測定値と今回の試料の測定値との比較を行い、測定値の妥当性を評価する予定である。

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) 「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.
- 9) 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).
- 10) 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).
- 11) K. Suyama, Y. Uchida, T. Kashima, T. Ito, T. Miyaji, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C,” Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/R(2015)6.
- 12) 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).
- 13) (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.
- 14) 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).

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 年度の事業の結果を報告する。以下、本体施設整備に先だって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、新設設備の設計等について、「6.2 STACY 更新炉原子炉本体の設計」、更新後に構成する炉心に係る検討について「6.3 STACY 更新炉の基本炉心検討」及び「6.4 STACY 更新炉の実験炉心の検討」で述べる。さらに、実験準備室の整理及び光ケーブルの敷設作業の詳細を「6.5 実験準備室の整備」に、高精度水位計モックアップ試験の結果を「6.6 高精度水位計のモックアップ試験」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。

本件は、平成 29 年度事業として実施した内容を報告するものである。STACY 更新に関する既存設備分離・解体撤去作業については、平成 30 年度事業においても引き続き実施する。

6.1.2 成果報告

H29 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。

(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	G/L-RV-11114	600φ非均質炉心タンク	1F 炉室(S) フード内	排気系接続含む。
2	L-GB-11142	安全棒弁ボックス	1F 炉室(S) フード内	内部バルブ、配管、計器も解体撤去。配管ラインは壁際で閉止。
3	14-56-010	GB系排気配管	1F 炉室(S) フード内	作動確認 GB 用配管

4	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。
5	G-LT-11104	サーボ型液位計	1F 炉室(S) フード内	ベントガス配管ラインは炉下室で閉止。
6	G-M-11102A	触針式液位計 A	1F 炉室(S) フード内	排気系接続含む。
7	G-X-11114AB	安全板駆動装置 A, B	1F 炉室(S) フード内	排気系接続含む。
8	G-LP-11112	サーボ型液位計中継箱	1F 炉室(S) フード内	800W×250D×600H 配線も含む。
9	L-LP-11115B	GB 警報盤 B	1F 炉室(S) フード内	400W×300D×700H 配線も含む。
10	—	メンテナンス給排気制御盤	1F 炉室(S) フード内	配線も含む。
11	L-LP-11115D	GB 警報盤 D	炉下室 (S)MB1F	500W×350D×700H 配線も含む。負圧計のみ移設。
12	L-P-11172	配管ヒータ分岐盤	炉下室 (S)MB1F	1000W×450D×1900H 配線はケーブルダクトに収納。チャンネルベースも撤去。
13	—	実験架台 (天板含む)	1F 炉室(S) フード内	
14	G-P-11120	高速給液ポンプ	炉下室 (S)B1F	GB 内ダイヤフラム部分は撤去せず、GB 外側モータ部のみ撤去。配線も撤去。
15	G-P-11121	低速給液ポンプ A	炉下室 (S)B1F	GB 内ダイヤフラム部分は撤去せず、GB 外側モータ部のみ撤去。配線も撤去。
16	L-P-11122	低速給液ポンプ B	炉下室 (S)B1F	GB 内ダイヤフラム部分は撤去せず、GB 外側モータ部のみ撤去。配線も撤去。
17	排気主ダクト	給気フィルタ	炉下室 (S)B1F	

(2) 主な既存設備の分離

	設備名称	系統	作業場所	備考
1	溶液燃料給排液系配管	G-P-11104-S4L-20A	炉室(S)	
2	安全棒弁ボックス	本体座金	炉室(S)	
3	水反射体供給系系統	L-PW-11103-S4-80A	炉下室(S)	
4	炉室(S)換気空調設備系統	L-EXH-11106-S4-80A	炉室(S) 炉下室(S)	

5	槽ベント設備 A 系統	G-VG-11501-S4L-25A	炉室(S) 炉下室(S)	
6	その他の設備	計装用空気系統(IA)	炉室(S)	
7	その他の設備	圧縮空気設備系統 (ELA)	炉室(S)	
8	その他の設備	真空設備系統(HVN)	炉室(S)	
9	実験棟 A 建家換気空調装置	排気主ダクト 給気フィルタ	炉下室(S)	

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 (1m³) 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 (1m³) 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 2 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 (1m³) 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を行った設備・機器及び既存設備との分離の写真を図 6.1-1～図 6.1-26 に示す。



図 6.1-1 600φ 非均質炉心タンク撤去前及び撤去後



図 6.1-2 安全棒弁ボックス撤去前及び撤去後



図 6.1-3 GB 系排気配管撤去前及び撤去後



図 6.1-4 炉室フード（エアロック）撤去前及び撤去後



図 6.1-5 サーボ型液位計撤去前及び撤去後

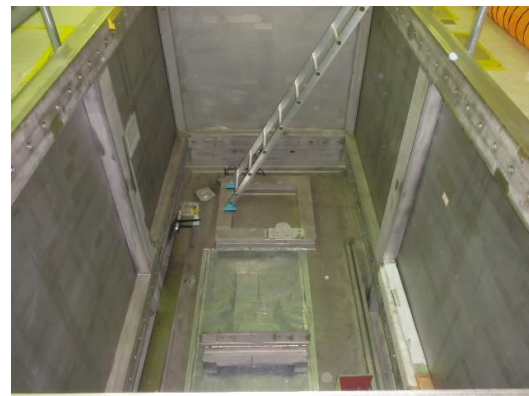
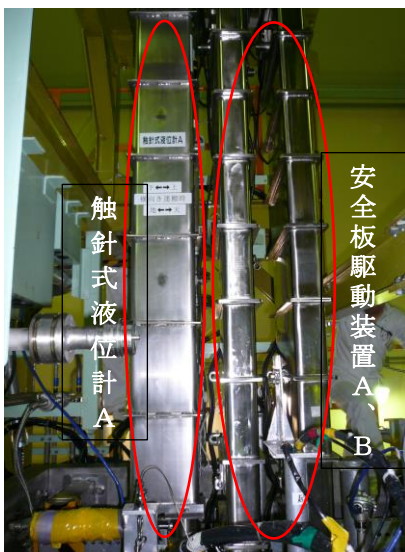


図 6.1-6 触針式液位計 A 及び安全板駆動装置 A, B 撤去前及び撤去後



図 6.1-7 サーボ型液位計中継箱撤去前及び撤去後

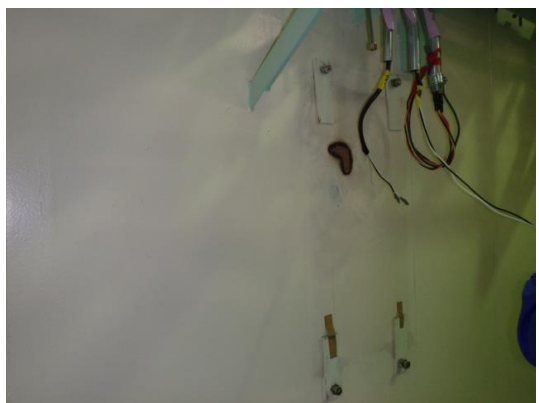


図 6.1-8 GB 警報盤 B 撤去前及び撤去後

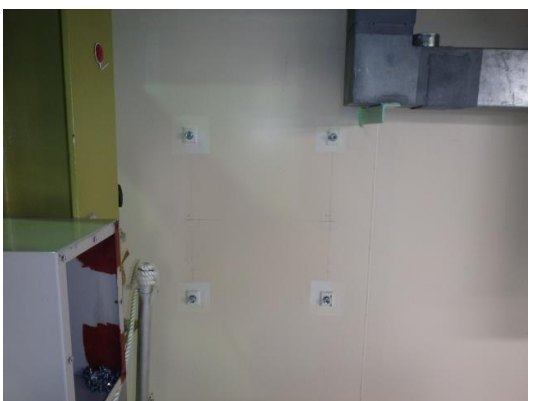


図 6.1-9 メンテナンス給排気制御盤撤去前及び撤去後



図 6.1-10 GB 警報盤 D 撤去前及び撤去後



図 6.1-11 配管ヒータ分岐盤撤去前及び撤去後



図 6.1-12 実験架台（天板含む）撤去前及び撤去後

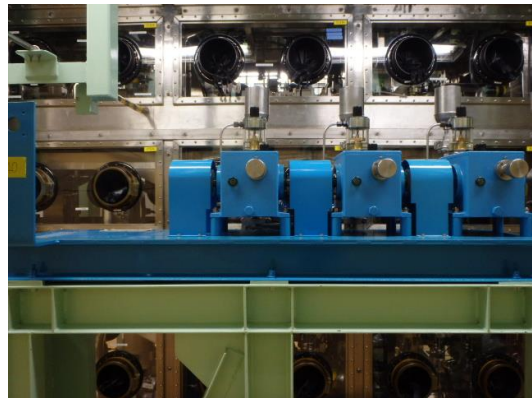
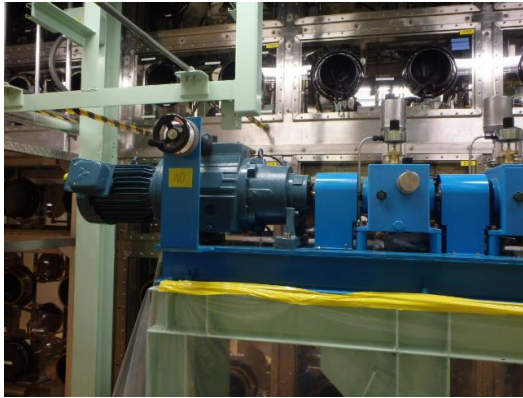


図 6.1-13 高速給液ポンプ撤去前及び撤去後

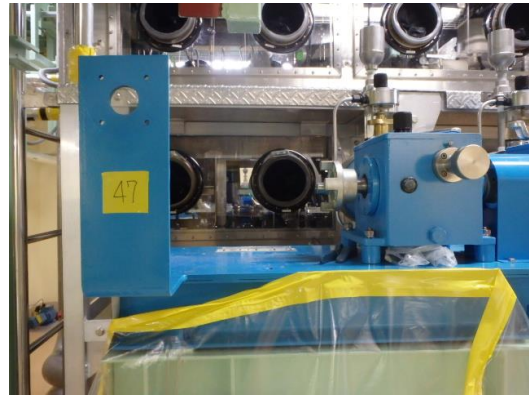


図 6.1-14 低速給液ポンプ A 撤去前及び撤去後

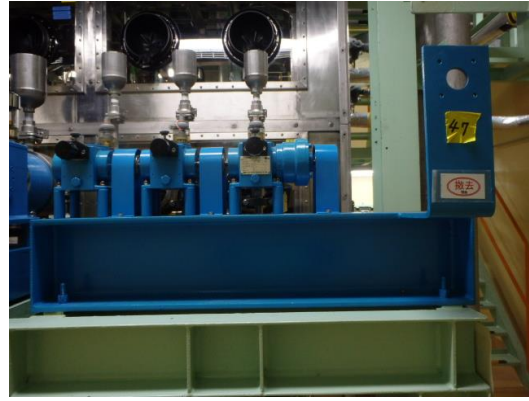


図 6.1-15 低速給液ポンプ B 撤去前及び撤去後



図 6.1-16 給気フィルタ撤去前及び撤去後



図 6.1-17 溶液燃料給排水系配管分離前及び分離後



図 6.1-18 安全棒弁ボックス分離前及び分離後

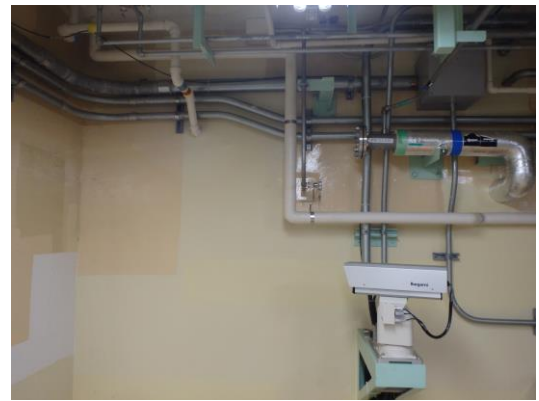


図 6.1-19 水反射体供給系系統分離前及び分離後



図 6.1-20 炉室(S)換気空調設備系統分離前及び分離後



図 6.1-21 槽ベント設備 A 系統分離前及び分離後

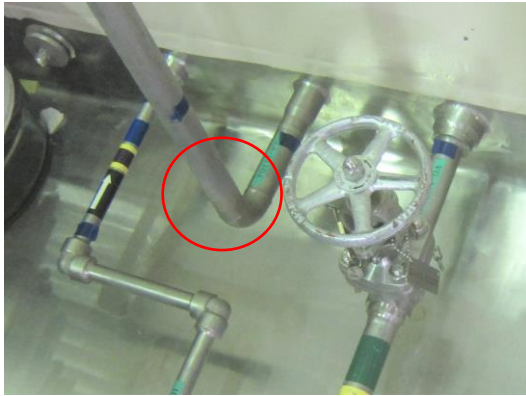


図 6.1-22 その他の設備（計装用空気系統(IA)）分離前及び分離後



図 6.1-23 その他の設備（圧縮空気設備系統(ELA)）分離前及び分離後

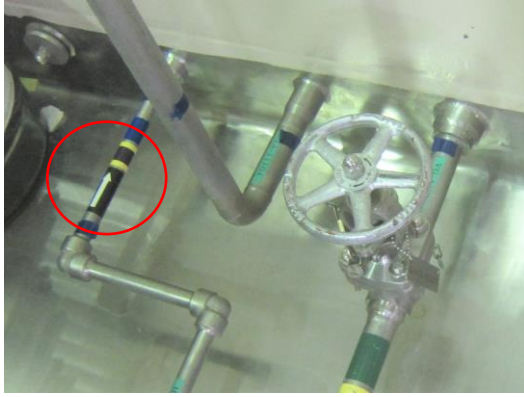


図 6.1-24 その他の設備（真空設備系統(HVN)）分離前及び分離後

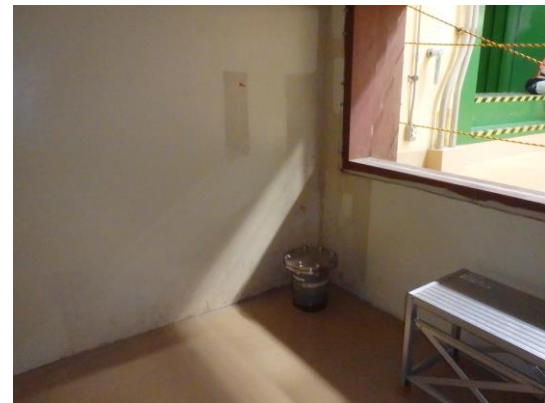


図 6.1-25 実験棟 A 建家換気空調装置（排気主ダクト）分離前及び分離後



図 6.1-26 実験棟 A 建家換気空調装置（給気フィルタ）分離前及び分離後

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）の設置で干渉しうる設備・機器の解体撤去を行った。STACY 更新に関する既存設備分離・解体撤去作業については、平成 30 年度事業においても引き続き実施する。

6.2 STACY 更新炉原子炉本体の設計

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 29 年度事業として以下の作業を行う。

- 主要機器（安全板装置、給水停止スイッチ、最大給水制限スイッチ、給排水系）の一部部品の購入
- 給水停止ポンプ、ヒータ、可動装荷物駆動装置等の各設備の制御盤
- 許認可の進捗に対応した許認可用設計図の改訂
- 実験棟 A の耐震改修

なお、STACY 更新炉原子炉本体の整備は、平成 31 年度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、平成 31 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 29 年度事業計画を平成 30 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 28 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 29 年度事業の概要

平成 28 年度事業に引き続き、整備工程上早期に着手する必要がある以下の 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。これらに加え、STACY 更新炉を設置する実験棟 A の耐震改修工事を実施した。

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又は治具を購入した。

- ・安全板装置
- ・給水停止スイッチ
- ・最大給水制限スイッチ
- ・給排水系主要弁

2) 制御盤等製作

以下に示す盤類について製作及び工場検査を実施した。

- ・給水ポンプ制御盤
- ・ヒータ制御盤
- ・ヒータ制御監視装置
- ・可動装荷物駆動装置中継盤
- ・可動装荷物駆動装置制御盤

3) 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。

- ・炉心タンク、格子板フレーム
- ・実験装置架台、移動支持架台
- ・起動用中性子源
- ・炉室フード
- ・棒状燃料収納容器
- ・その他の主要な計装
- ・給水停止スイッチ
- ・最大給水制限スイッチ
- ・ダンプ槽
- ・安全板駆動装置
- ・可動装荷物駆動装置

4) 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 年度事業及び平成 28 年度事業で見直した更新計画を改定した。

5) 実験棟 A の耐震改修

STACY 更新炉を設置する実験棟 A について、耐震改修工事を行い、STACY 更新炉設置工事の準備を整えた。

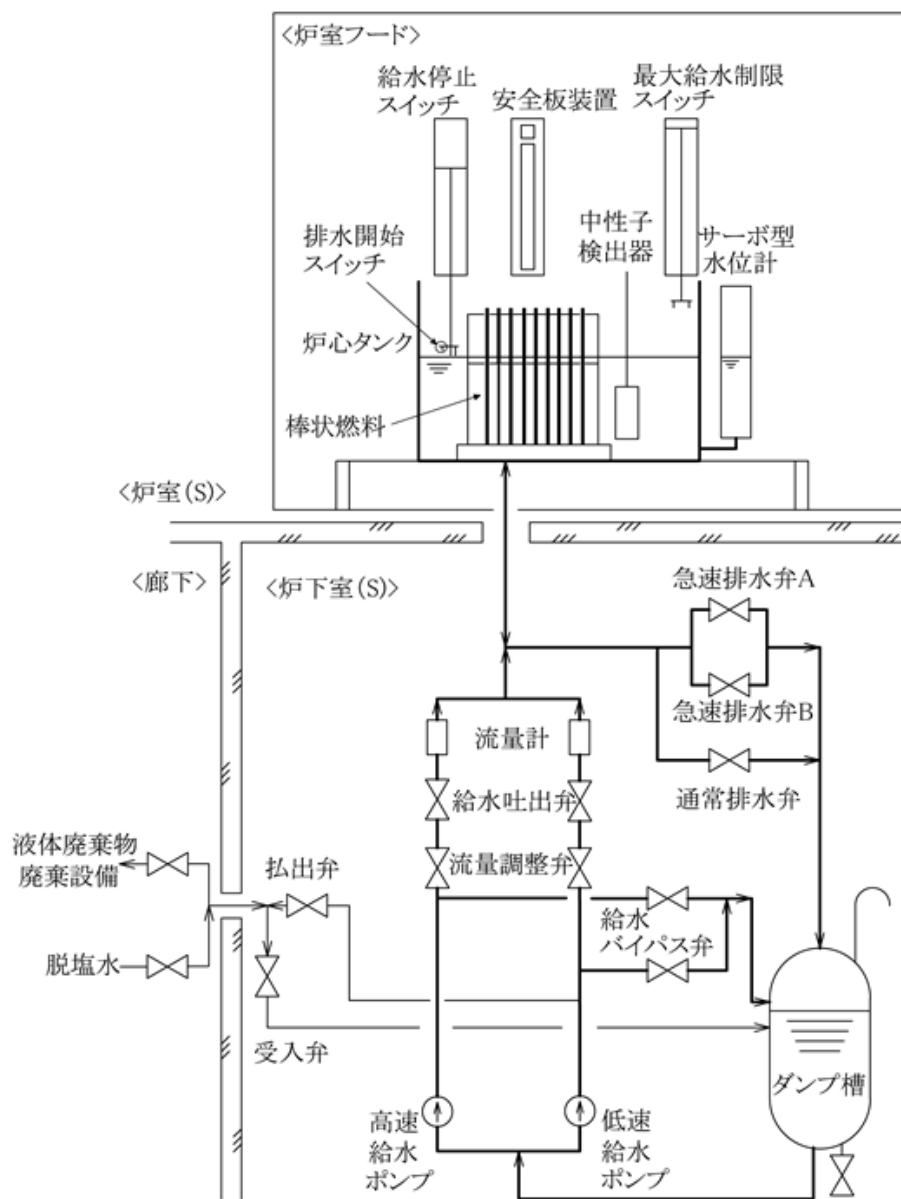


図 6.2.1-1 STACY 更新炉の概略系統図

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

表 6.2.1-1 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
	パルス中性子派生装置
	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) 部品購入

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) 安全板装置の製作に必要な部品の購入

安全板装置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。

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。

3) 給排水系主要弁製作用部材の調達

表 6.2.2-3 に示す給排水系の主要弁（一部）の製作に必要な部材として、木型（鋳造品の鋳型を作成するための木製型）を調達した。調達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。

4) 急速排水弁のモックアップ試験

STACY 更新炉の原子炉停止系である実機弁を想定したモックアップ試験を行い、急速排水弁の許可上の要求性能（開時間 1 秒以内）を満足できることを確認した。

② 実施結果

1) 安全板装置の製作に必要な部品の購入

安全板装置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。

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

平成 31 年 3 月 25 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。

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

平成 31 年 3 月 22 日（金）

iii) 確認結果

合格

3) 給排水系主要弁製作用部材の調達

表 6.2.2-3 に示す給排水系の主要弁（一部）の製作に必要な部材として、木型（鋳造品の鋳型を作成するための木製型）を調達した。調達に当たっては以下の条件で員数検査を行い、員数、仕様等が適切であることを確認した。調達した木型のうち主要なものを図 6.2.2-1 に示す。

i) 確認場所

平田バルブ工業株式会社
新潟県魚沼市田戸 121-1

ii) 確認日

平成 31 年 3 月 22 日 (金)

iii) 確認結果

合格

4) 急速排水弁のモックアップ試験

モックアップ試験として、実機を想定した弁（モックアップ弁）を製作し、許可上の要求性能（開時間 1 秒以内）を満足することを確認した。モックアップ試験の系統図を図 6.2.2-2 に示す。

i) 試験手順

1. 試験用操作盤の操作により、三方電磁弁を励磁状態から非励磁状態に切り替える（スクラム信号の発信を模擬）
2. モックアップ弁の開リミットスイッチが ON になった時間をメモリハイコーダで記録する。
3. 1.の時間と 2.の時間の差から、モックアップ弁開時間を算出する。

ii) 試験ケース

圧力と温度をパラメータとして、以下に示す 7 ケースを実施した。

弁状態	温度条件		
	常温	40℃	70℃
大気圧（無負荷）	①	—	—
水圧 0.34 MPa 以上	②	④	⑥
水圧 0.68 MPa 以上	③	⑤	⑦

丸数字はケース番号

iii) 試験結果

表 6.2.2-4 に急速排水弁モックアップ試験の結果を示す。試験の結果、すべてのケースにおいて判定条件を満足し、急速排水弁の許可上の要求性能（開時間 1 秒以内）を満足できることを確認した。

(2) 制御盤等製作

① 実施内容

設工認取得前に実施できる作業として、以下に示す設工認範囲外の盤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 6.2.2-5 に示す。

盤名称	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	電流表示試験	単体性能試験
給水ポンプ制御盤	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	◎	◎
ヒータ制御盤	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	◎	—	◎
ヒータ制御監視盤	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	◎	—	◎
可動装荷物駆動装置中継盤 A	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	—	◎
可動装荷物駆動装置制御盤	—	◎	◎	○	◎	◎	○	◎	—	—	◎

◎：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。

盤名称	試験結果（実施日*及び結果）										
	材料検査	外観検査	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―プ試験	電流表示試験	単体性能試験
給水ポンプ制御盤	—	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	—	3/22 良	3/22 良
ヒータ制御盤	—	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	—	3/22 良
ヒータ制御監視盤	—	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	—	3/22 良
可動装荷物駆動装置中継盤 A	—	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	—	—	3/22 良
可動装荷物駆動装置制御盤	—	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	3/22 良	—	—	3/22 良

※日付はいずれも平成 31 年

(3) 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、系統図及び当該機器の工事の方法を示す工事フローシート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) 架台申請図の詳細化対応

STACY 更新炉の炉心本体及び棒状燃料収納容器を設置する架台については溶液系 STACY の設工認申請においては耐震評価のみ実施し、詳細設計は申請範囲に含まれていなかったが、新規制基準対応として新たに詳細設計を申請に含めることとした。

2) 改造後の炉室フード申請図の詳細化対応

炉室(S)内の炉室フードは耐震クラス C（一般産業設備レベル）であり、また炉心を設置する実験装置架台及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱを設置する架台とは耐震上独立しているため重要度の低い設備としていたが、新規制基準対応として、重要度にかかわらず詳細な設計を設工認申請書に含めることとした。

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、使用前検査対象以外の詳細寸法、構造等を構造図に追加することとし、詳細化した構造図を作成した。

4) 工事フローシートへの炉心の性能検査との関連性追記

STACY の改造に当たっては、解体撤去、耐震改修等、工事のホールドポイント毎に使用前検査が可能となったときに受検するものとして設工認及び使用前検査の申請を行っていたが、運転再開時の炉心の使用前検査（性能検査）を実施する時期に全使用前検査をまとめて実施することとなり、各設備の工事フローシートを改定し、炉心の性能検査との関連を記載した。

② 実施結果

1) 架台設計の詳細化

詳細化した実験装置架台申請図について、図 6.2.2-3 に示す。また、移動支持架台及び棒状燃料収納容器架台の図をそれぞれ図 6.2.2-4 及び図 6.2.2-5 に示す。

2) 改造後の炉室フード構造の詳細化

詳細化した炉室フードの構造図を図 6.2.2-6 に示す。

3) その他の機器の構造図の詳細化

構造図を詳細化した主要な機器の申請用図面を図 6.2.2-7(1)~(7)に示す。

- (1) 炉心タンク
- (2) 格子板フレーム
- (3) 最大給水制限スイッチ
- (4) 給水停止スイッチ
- (5) 安全板駆動装置
- (6) ダンプ槽
- (7) 可動装荷物駆動装置

4) 工事フローシートへの炉心の性能検査との関連性追記

炉心の性能検査との関連性を追記した主要な機器の工事フローシートを図 6.2.2-8(1)~(7)に示す。

- (1) 炉心タンク、格子板フレーム等の工事フローシート

- (2) 炉室フード改造の工事フローシート
- (3) 棒状燃料収納容器及び棒状燃料収納容器架台の工事フローシート
- (4) 最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチの工事フローシート
- (5) 安全板及び安全板駆動装置の工事フローシート
- (6) ダンプ槽の工事フローシート
- (7) 可動装荷物駆動装置の工事フローシート

(4) 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 年度事業及び平成 28 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 30 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 年度事業及び平成 28 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 6.2.2-6 に示す。

(5) 実験棟 A 耐震改修

STACY 更新炉を設置する実験棟 A は、平成 19 年の建築基準法改正に対応するため、建家壁の 1 カ所に耐震スリット（加振時に破壊されることで構造を守る）を作成する必要がある。耐震スリットの構造を図 6.2.2-9 に示す。当該工事は平成 29 年 11 月 29 日に設計及び工事の方法の認可を申請し、平成 30 年 7 月 5 日付けで認可を取得して工事を行い、平成 30 年 12 月 21 日に完了した。

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 29 年度事業は、平成 29 年及び平成 30 年の 2 箇年にわたり、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一部制御盤等の製作を実施したほか、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、計算書、工事フローシート等）の改訂を行った。また、平成 28 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、給排水系主要弁）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) 制御盤等製作

- ・STACY 更新炉で使用する盤類（給水ポンプ制御盤、ヒータ制御盤、ヒータ制御監視装置、可動装荷物駆動装置制御盤、可動装荷物駆動装置中継盤）について、一部の製作を行い、受け入れ検査を行った。

(3) 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及び計算書の改訂を行った。

- ・炉心タンク、格子板フレーム
- ・実験装置架台、移動支持架台
- ・起動用中性子源
- ・炉室フード
- ・棒状燃料収納容器
- ・その他の主要な計装
- ・給水停止スイッチ
- ・最大給水制限スイッチ
- ・ダンプ槽
- ・安全板駆動装置
- ・可動装荷物駆動装置

(4) 整備工程表の見直し

- ・平成 26 年度事業で作成し、平成 27 年度事業及び平成 28 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。

(5) 実験棟 A の耐震改修

- ・STACY 更新炉を設置する実験棟 A について、耐震改修工事を実施し、STACY 更新炉を設置する準備を整えた。

表 6.2.2-1 安全板装置の製作に必要な部品

No.	品名	仕様	員数
1	電磁ホルダ	KE-6B-U-S、カネテック	4
2	ショックアブソーバ	WS-M1,0-0TAPVA、エアレジジョン	8

表 6.2.2-2 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品
給水停止スイッチ駆動装置の部品（電装品を除く）

No.	品名	仕様	員数
1	AC サーボモータ	BNR-II-012BC	1
2	サーボアンプ	〃	1
3	アブソリュート式エンコーダ	MXH-36-256-1024GC5N	2
4	サポートユニット	〃	1
5	カップリング	〃	1
6	ケーブルベア	〃	1
7	作動トランス	LT1-060L+SADM（アンプ）	1
8	近接スイッチ	E2EM-X4C2 2N	2
9	ボルト類□他	〃	1 式
10	水位計シグナルコンディショナー	SA-DM	1

最大給水制限スイッチ駆動装置の部品（電装品を除く）

No.	品名	仕様	員数
1	AC サーボモータ	BNR-II-012BC	1
2	サーボアンプ	〃	1
3	アブソリュート式エンコーダ	MXH-36-256-1024GC5N	2
4	サポートユニット	〃	1
5	カップリング	〃	1
6	ケーブルベア	〃	1
7	作動トランス	LT1-060L+SADM（アンプ）	1
8	近接スイッチ	E2EM-X4C2 2N	2
9	ボルト類□他	〃	1 式
10	水位計シグナルコンディショナー	SA-DM	1

表 6.2.2-2 給水停止スイッチ等の製作に必要な部品 (つづき)

給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチの部品 (電装品)

No.	品名	仕様	員数
1	PLC	MICREX-SX (富士電機)	2
2	モータ動力ケーブル	1.25×6C 難燃ノロゲン仕様 (住電日立ケーブル)	100m
3	アブソルダ用ケーブル	0.2×10P 難燃ノロゲン仕様 (住電日立ケーブル)	200m
4	LSケーブル	0.75×3C 難燃ノロゲン仕様 (住電日立ケーブル)	500m
5	KHV電線	難燃低塩酸仕様 (フジクラ・ダイヤケーブル)	300m
6	水中コネクタ	—	52 個
7	その他配線材料	—	1 式
8	水中コネクタ締結用工具	—	1 式

表 6.2.2-3 部材調達の対象とした給排水系の主要弁等

No.	型式	弁番号	個数	呼び径
1	手動ボール弁	D-VL-51105,06,08,09	1	25A
2	手動ボール弁	D-VL-51101,04,07	1	50A
3	自動ボール弁	D-VP-51102	1	25A
4	自動ボール弁	D-VP-51105	1	40A
5	自動ボール弁	D-VP-51104	1	50A
6	自動ボール弁	D-VP-51101A,B	1	80A
7	自動グローブ弁	D-VP-51103	1	15A
8	スイングチャッキ弁	D-VC-51102	1	40A
9	スイングチャッキ弁	D-VC-51101	1	50A
10	Y型ストレーナ	D-F-51121	1	50A
11	Y型ストレーナ	D-F-51120	1	65A

表 6.2.2-4 急速排水弁モックアップ試験結果

ケース	負荷	水温	開時間 (秒)			判定 <0.7 秒
			1 回目	2 回目	3 回目	
①	大気圧	15℃※	0.360	0.344	0.344	良
②	0.34MPa	18℃	0.352	0.344	0.360	良
③	0.68MPa	15℃	0.360	0.352	0.336	良
④	0.34MPa	40℃	0.344	0.352	0.352	良
⑤	0.68MPa	40℃	0.352	0.344	0.360	良
⑥	0.34MPa	71℃	0.352	0.336	0.344	良
⑦	0.68MPa	71℃	0.352	0.352	0.360	良

※水無しのケースであるので弁箱の温度

表 6.2.2-5 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>	平成 29 年度事業では該当なし
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 29 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>	平成 29 年度事業では該当なし
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>	平成 29 年度事業では該当なし

表 6.2.2-5 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にあること。 ・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にあること。 ・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にあること。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"> ・給水ポンプ制御盤 ・ヒータ制御盤 ・ヒータ制御監視盤 ・可動装荷物駆動装置中継盤 ・可動装荷物駆動装置制御盤
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"> ・給水ポンプ制御盤 ・ヒータ制御盤 ・ヒータ制御監視盤 ・可動装荷物駆動装置中継盤 ・可動装荷物駆動装置制御盤
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 29 年度事業では該当なし</p>

表 6.2.2-5 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>	平成29年度事業では該当なし
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"> ・給水ポンプ制御盤 ・ヒータ制御盤 ・ヒータ制御監視盤 ・可動装荷物駆動装置中継盤 ・可動装荷物駆動装置制御盤
10	絶縁抵抗検査	<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"> ・給水ポンプ制御盤 ・ヒータ制御盤 ・ヒータ制御監視盤 ・可動装荷物駆動装置中継盤 ・可動装荷物駆動装置制御盤
11	耐電圧検査	<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"> ・給水ポンプ制御盤 ・ヒータ制御盤 ・ヒータ制御監視盤 ・可動装荷物駆動装置中継盤 ・可動装荷物駆動装置制御盤

表 6.2.2-5 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"> ・ 給水ポンプ制御盤 ・ ヒータ制御盤 ・ ヒータ制御監視盤 ・ 可動装荷物駆動装置中継盤 ・ 可動装荷物駆動装置制御盤
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"> ・ ヒータ制御盤 ・ ヒータ制御監視盤
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"> ・ 給水ポンプ制御盤 ・ ヒータ制御盤 ・ ヒータ制御監視盤 ・ 可動装荷物駆動装置中継盤 ・ 可動装荷物駆動装置制御盤
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"> ・ 給水ポンプ制御盤 ・ ヒータ制御盤 ・ ヒータ制御監視盤 ・ 可動装荷物駆動装置中継盤 ・ 可動装荷物駆動装置制御盤
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にあることを確認する。	平成 29 年度事業購入品について実施

表 6.2.2-5 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 29 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 29 年度事業では該当なし

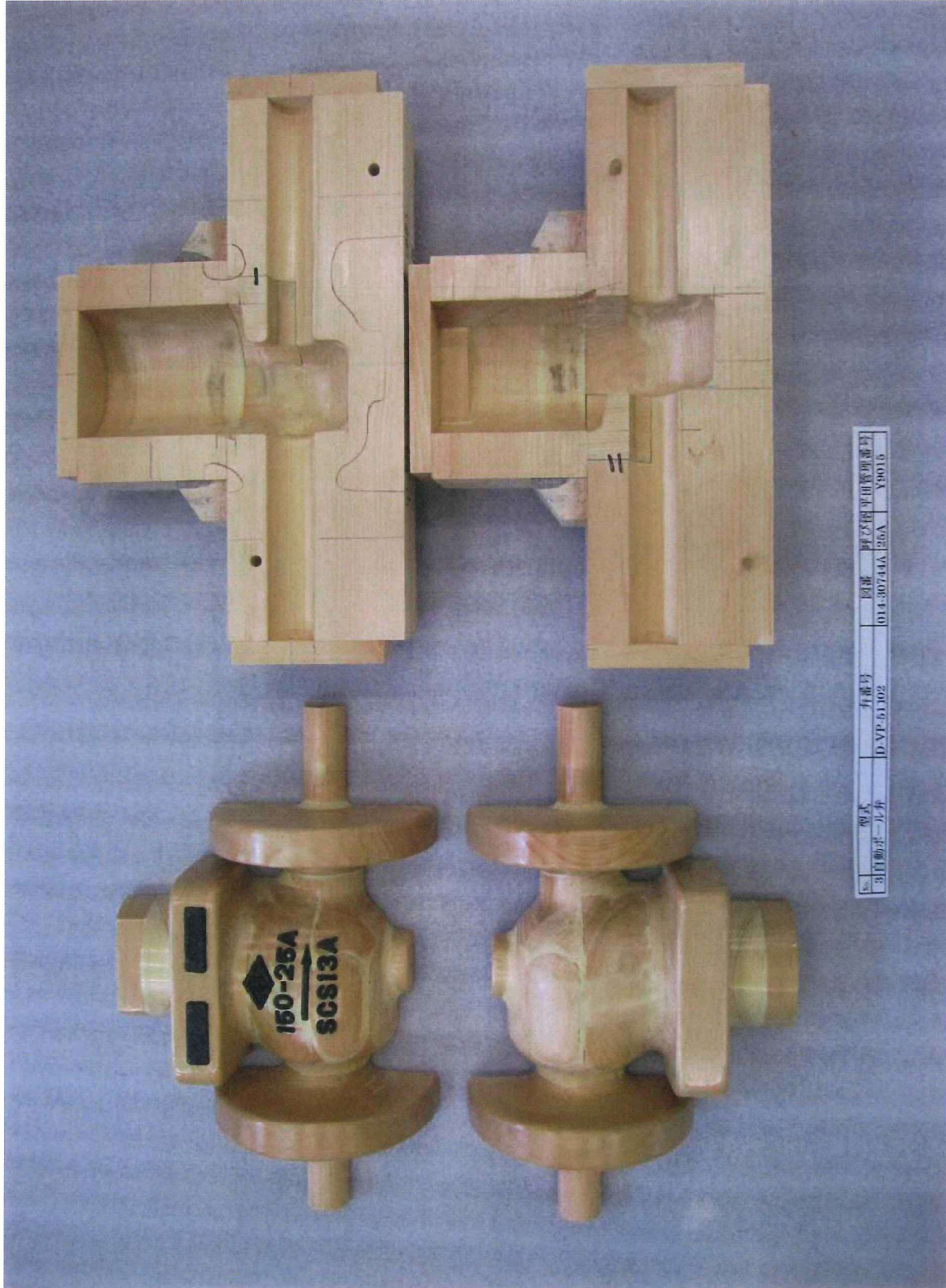
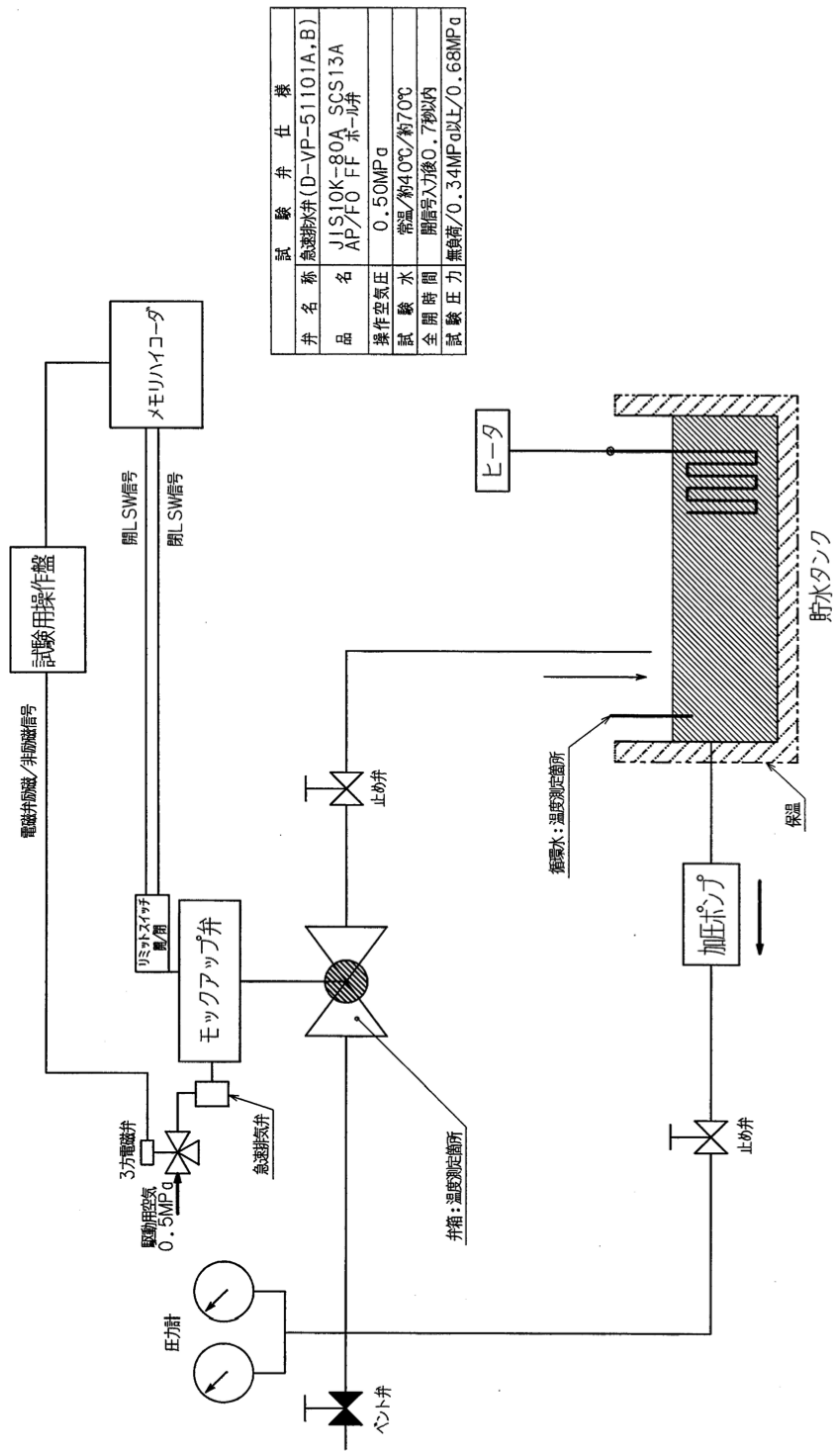


図6.2.2-1(1) 給排水系主要弁（通常排水弁）の木型



図6. 2. 2-1 (2) 給排水系主要弁 (急速排水弁) の木型



井名	試験弁仕様
名称	急速排水弁(D-VP-51101A,B)
品名	JIS10K-80A SCS13A AP/FO FF ホール弁
操作空気圧	0.50MPa
試験水	常温/約40℃/約70℃
全開時間	開信号入力後0.7秒以内
試験圧力	無負荷/0.34MPa以上/0.68MPa

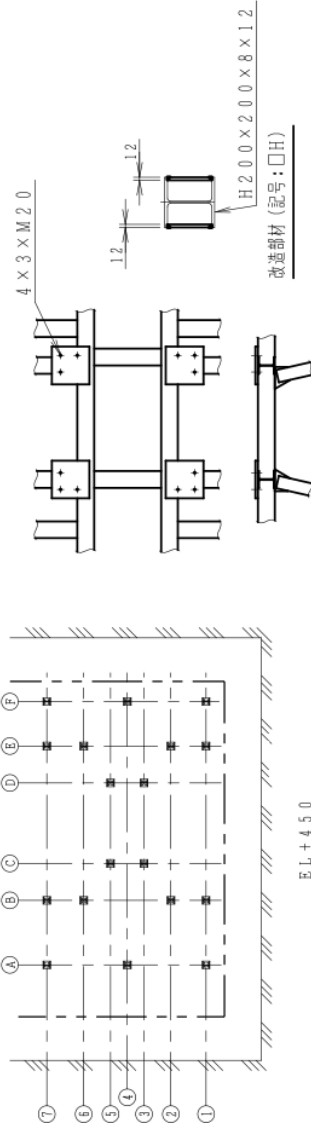
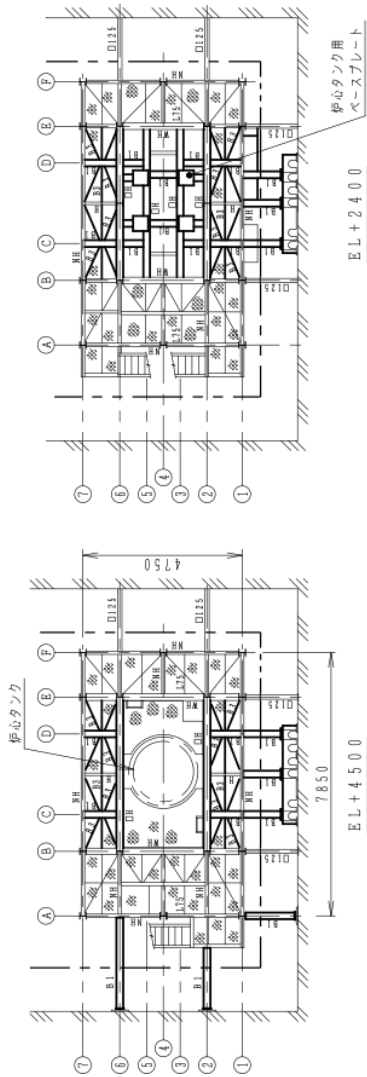
図 6.2.2-2 急速排水弁モックアップシステム図

記号	材料	サイズ	層数	備考
□H	SS400	H200×200×8×12 (補強)	1式	改造
□I50	STR400	□150×150×9	1式	追加
V1	SS400	C150×75×6.5×10	1式	追加
B3	SS400	L75×75×9	1式	追加
B2	SS400	H100×100×6×8	1式	追加
B1	SS400	H200×200×8×12	1式	追加
□I25	STR400	□125×125×6	1式	既設
L75	SS400	L75×75×9	1式	既設
C15	SS400	C150×75×6.5×10	1式	既設
C18	SS400	C180×75×7×10.5	1式	既設
H	SS400	H150×75×5×7	1式	既設
NH	SS400	H200×100×5.5×8	1式	既設
WH	SS400	H200×200×8×12	1式	既設

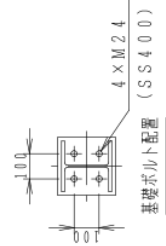
部品表

各部材の形状・寸法は、以下による。

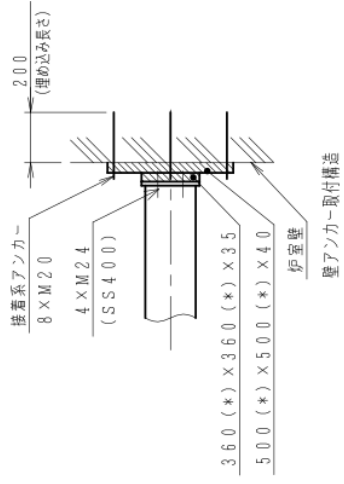
- 1) JIS G 3101 一般構造用圧延鋼材
- 2) JIS G 3466 一般構造用角形鋼管



炉心タンク用ベースプレート詳細



注記：既存部材の腐付状態等により、本図のとおり施工できない場合は、腐付状態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。
*：参考寸法



壁アンカー取付構造

図 6.2.2-3(1) 実験装置架台申請図(1/5)

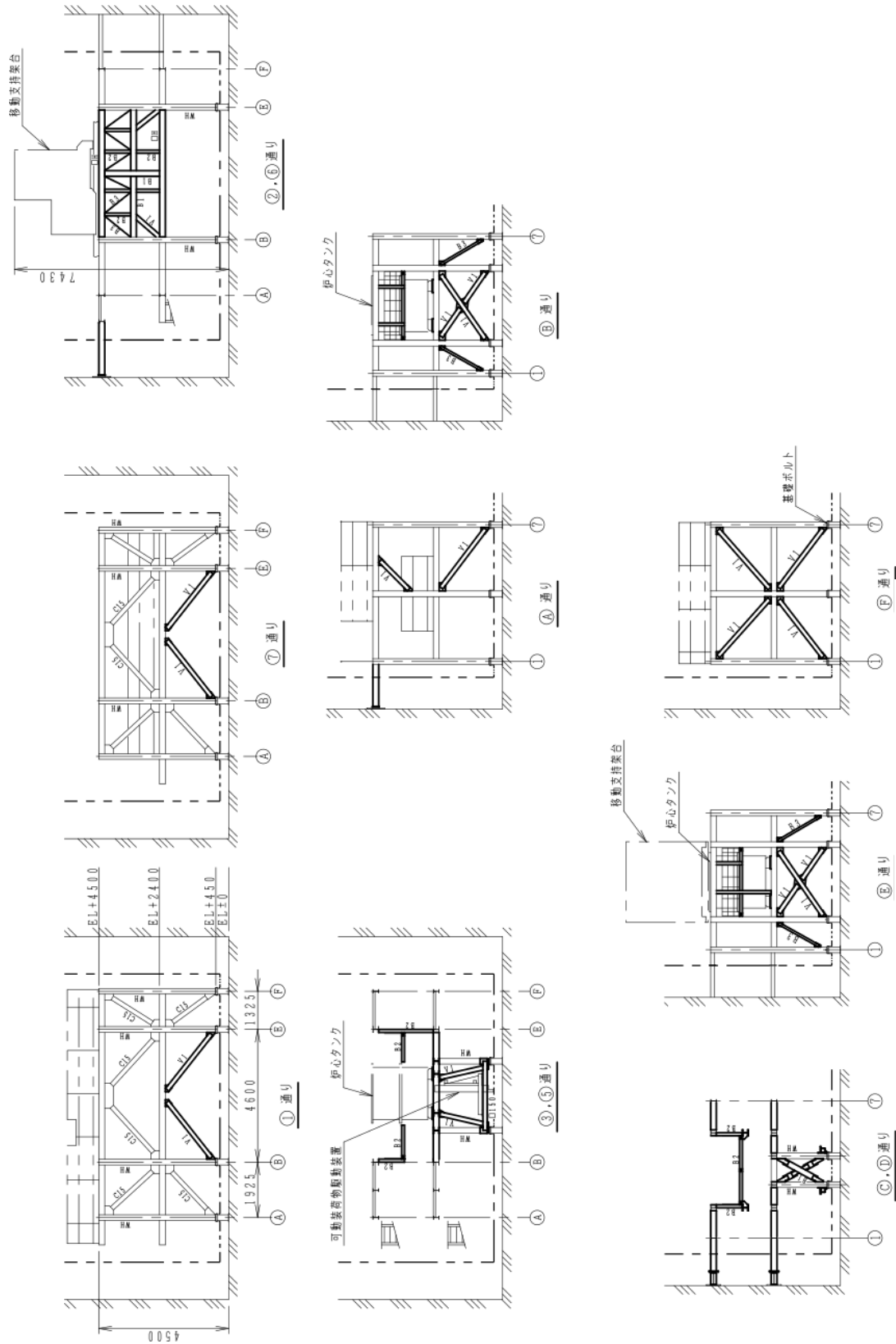


図 6.2.2-3(2) 実験装置架台申請図(2/5)

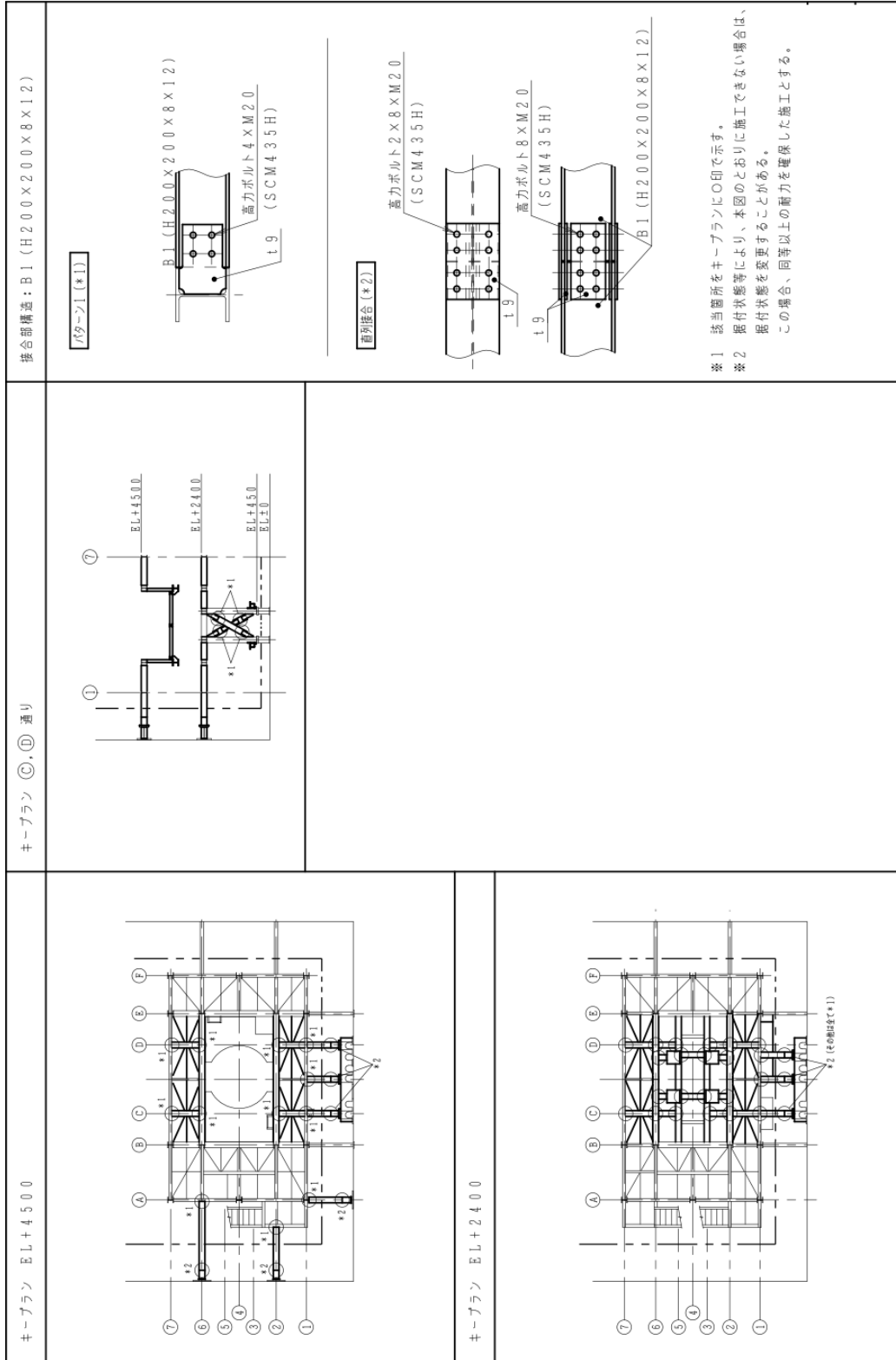


図 6.2.2-3(3) 実験装置架台申請図(3/5)

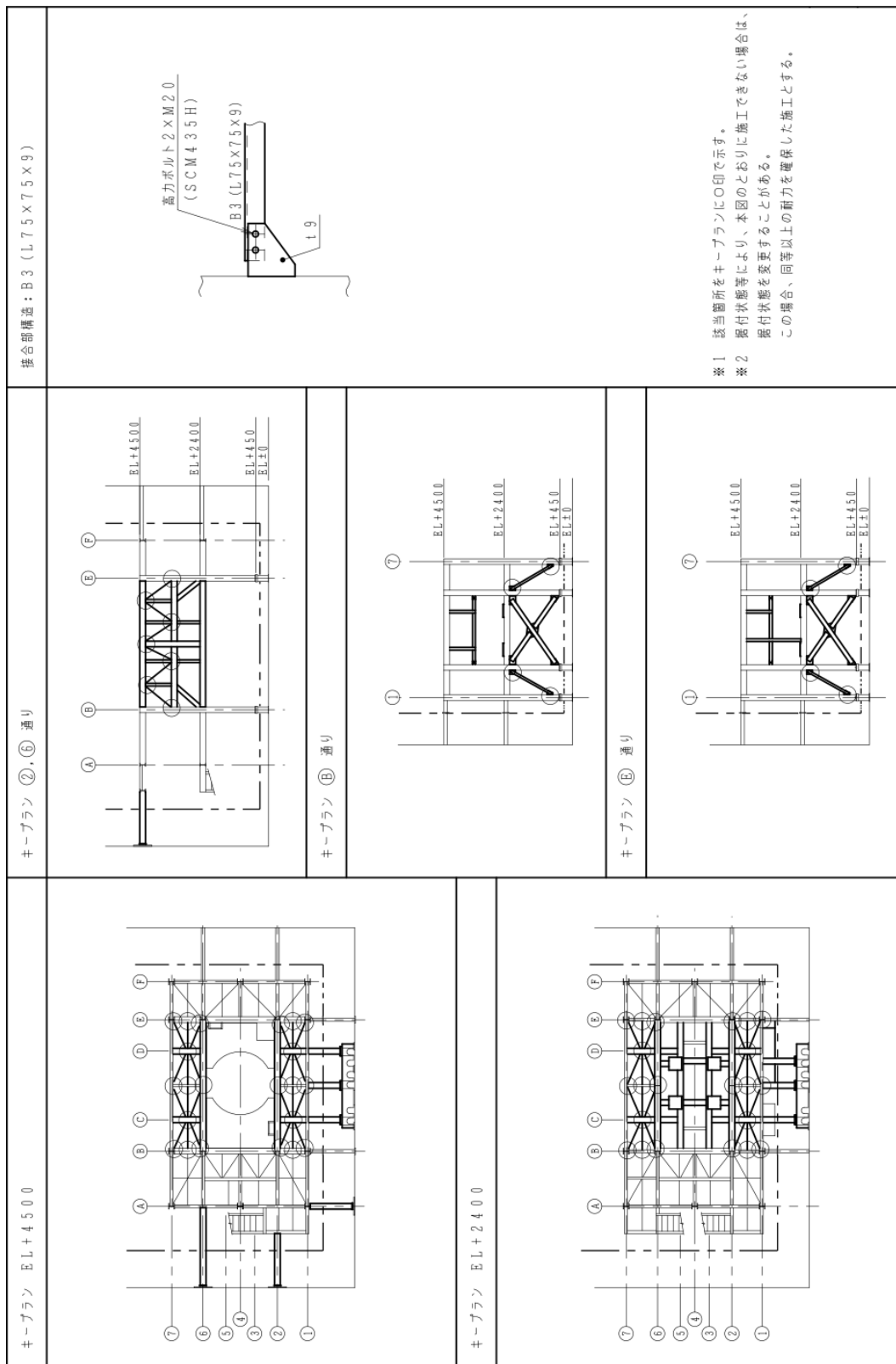


図 6.2.2-3(4) 実験装置架台申請図(4/5)

キープラン ① 通り	キープラン ② 通り	キープラン ③ 通り
キープラン ⑦ 通り	キープラン ⑥ 通り	接合部構造: V1 (C150×75×6・5×10)
キープラン ③, ⑤ 通り	キープラン ⑤ 通り	<p>※1 該当箇所をキープランに○印で示す。 ※2 据付状態等により、本図のとおりには施工できない場合は、据付状態を要することがある。 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。</p>

図 6.2.2-3(5) 実験装置架台申請図(5/5)

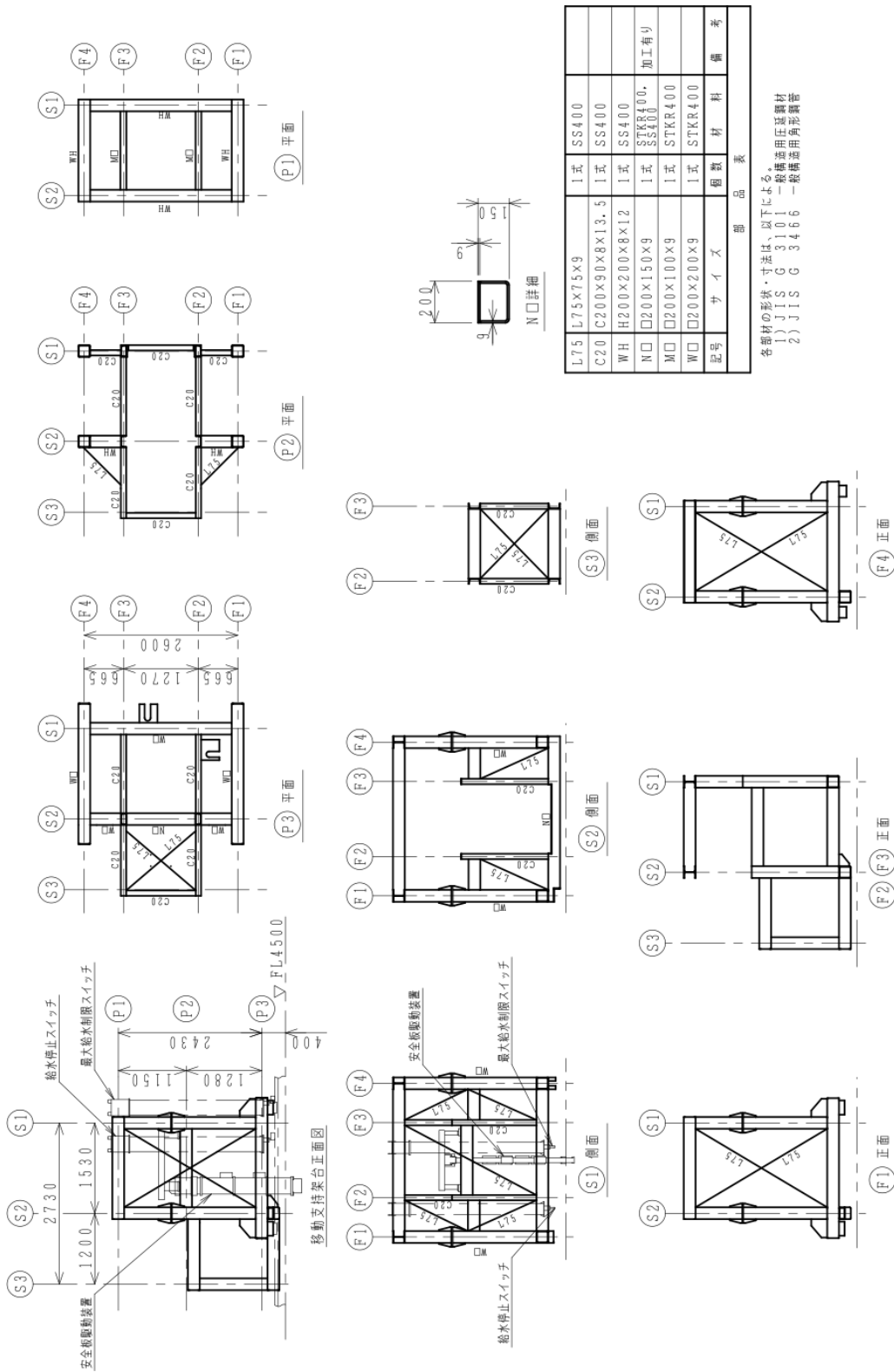
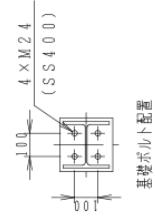
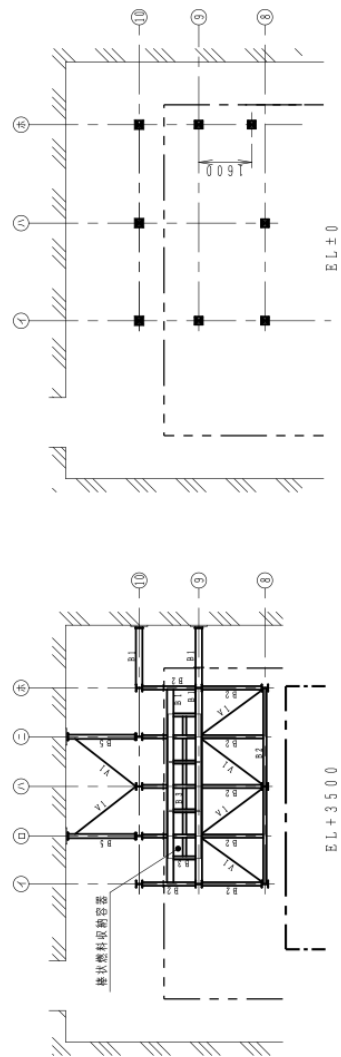
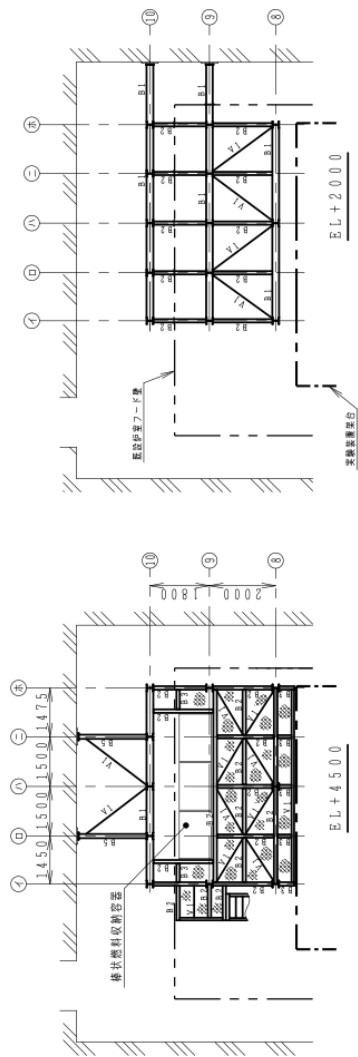


図 6.2.2-4 移動支持架台申請図

記号	材料	部 品 表	備 考
V1	SS400	L75×75×9	1式
B5	STKR400	□125×125×6	1式
B4	SS400	C150×75×6, 5×10	1式
B3	SS400	H100×100×6×8	1式
B2	SS400	H200×100×5, 5×8	1式
B1	SS400	H200×200×8×12	1式

各部材の形状・寸法は、以下による。
 1) JIS G 3101 一般構造用圧延鋼材
 2) JIS G 3466 一般構造用形鋼管



注記：既存部材の耐力状態等により、本図のとおり施工できない場合は、耐力状態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 6.2.2-5(1) 棒状燃料収納器架台申請図(1/9)

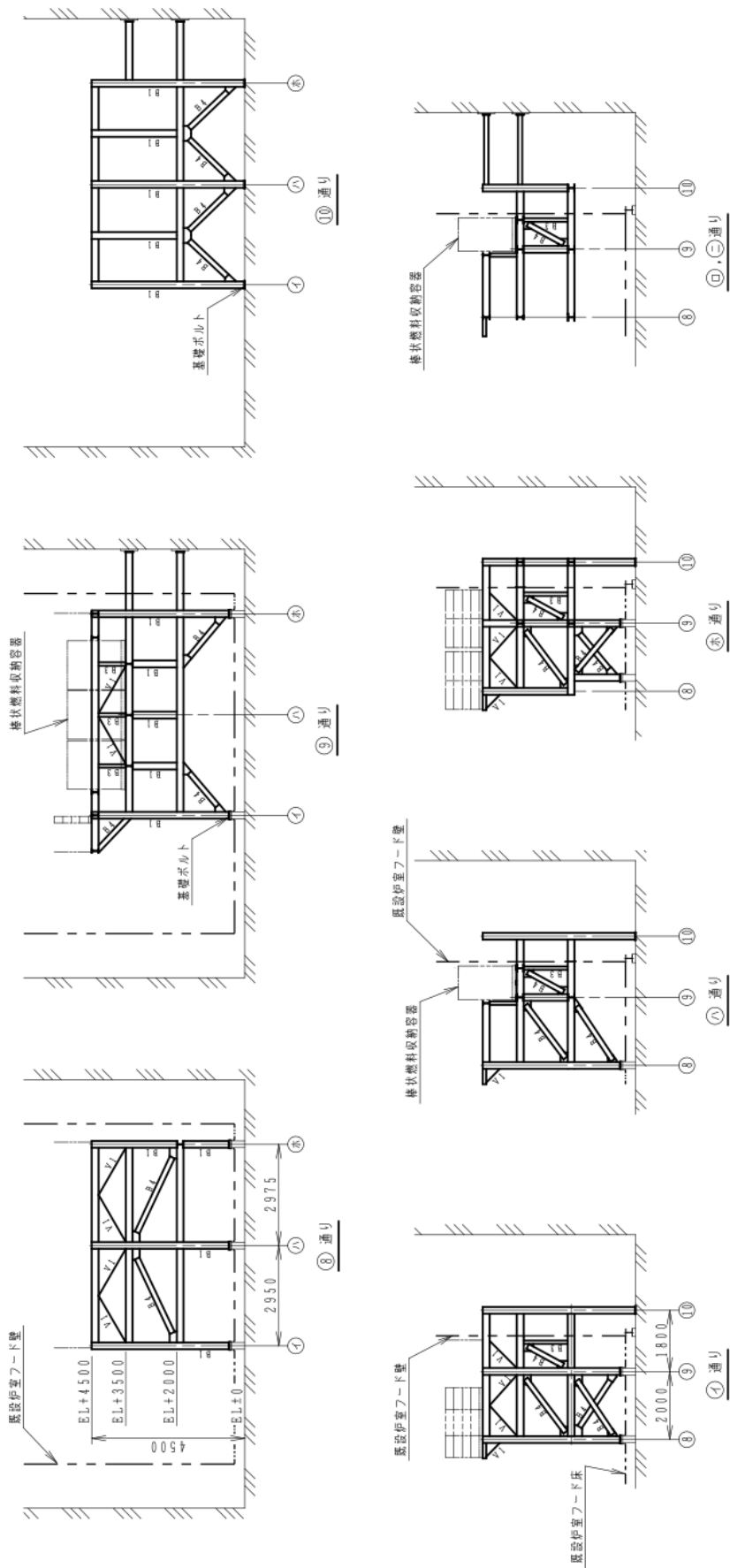
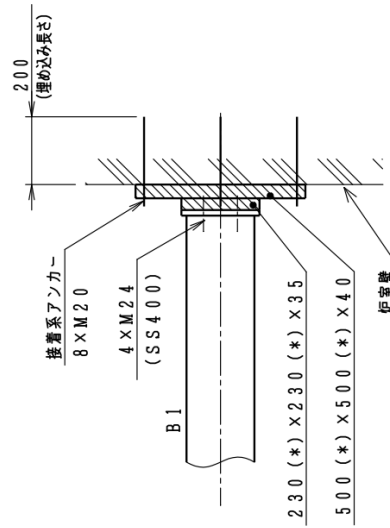
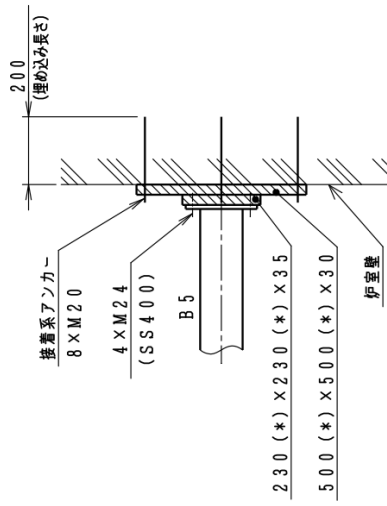
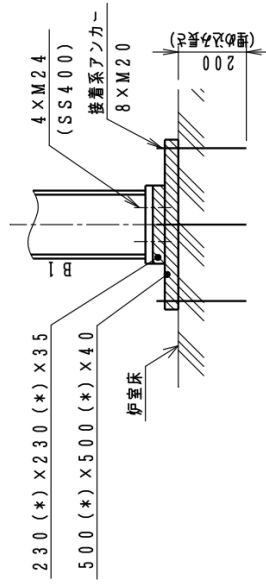
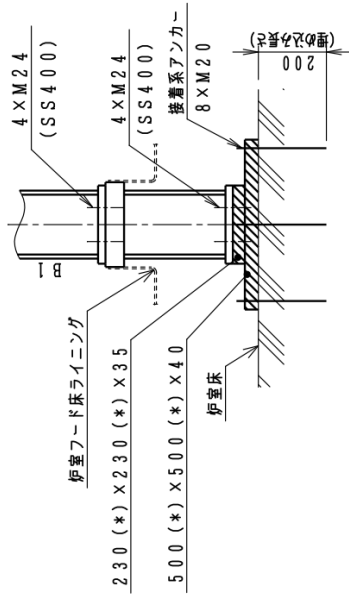


図 6.2.2-5(2) 棒状燃料収納容器架台申請図(2/9)



壁アングル取付構造



増設架台基礎

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、据付状態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。
*：参考寸法

図 6.2.2-5(3) 棒状燃料収納容器架台申請図(3/9)

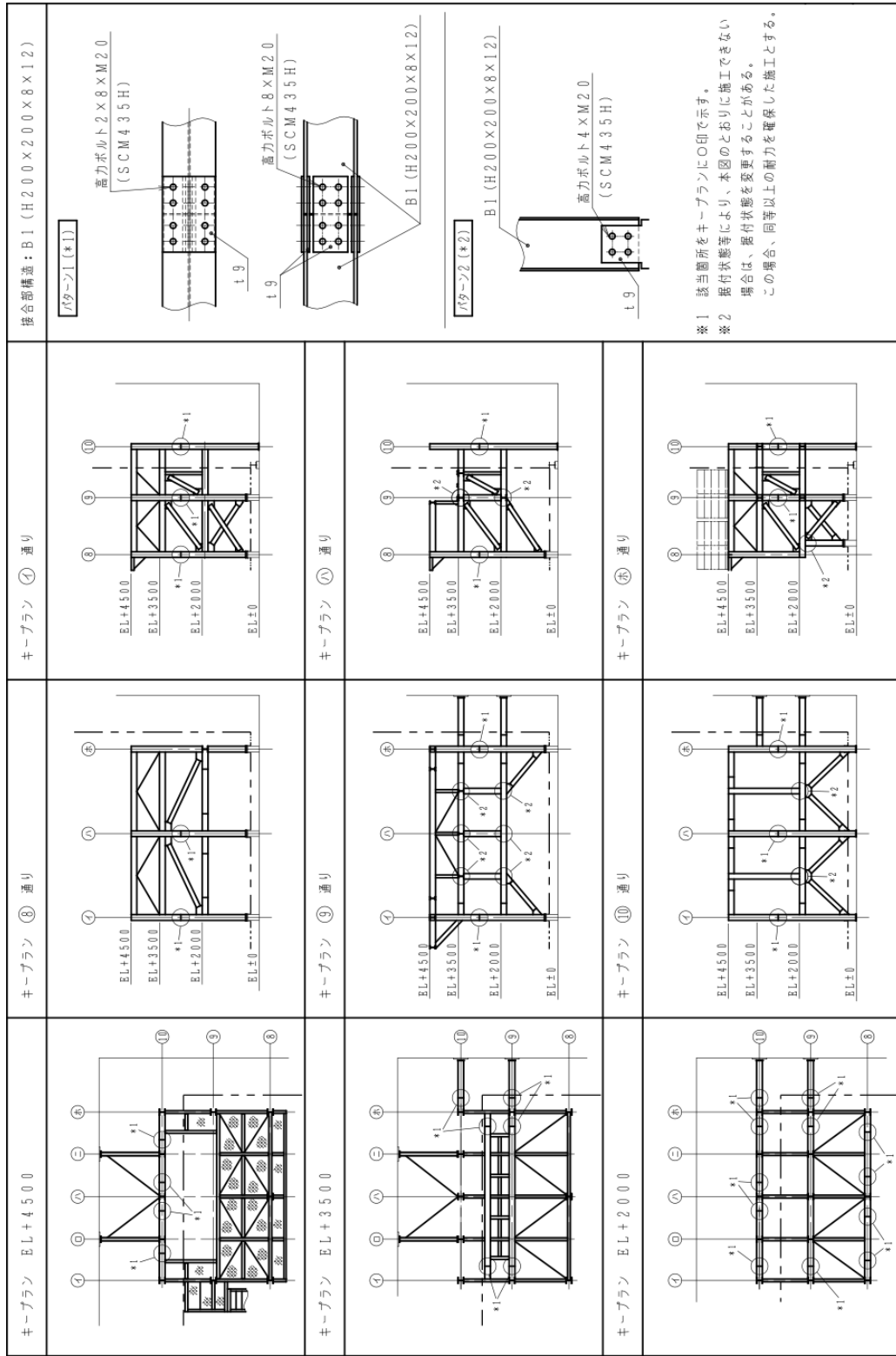


図 6.2.2-5(4) 棒状燃料収納器架台申請図(4/9)

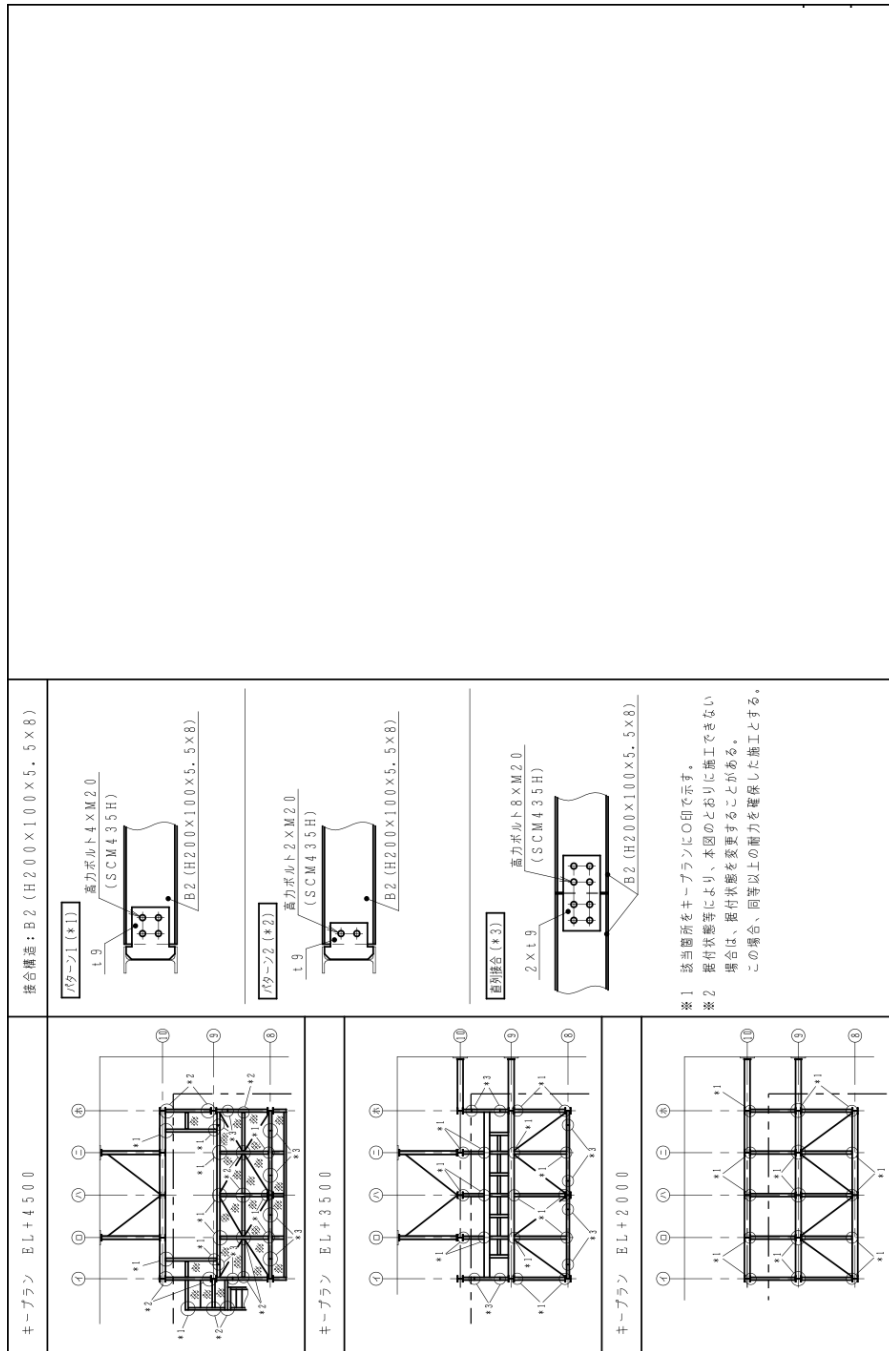


図 6.2.2-5(5) 棒状燃料収納器架台申請図(5/9)

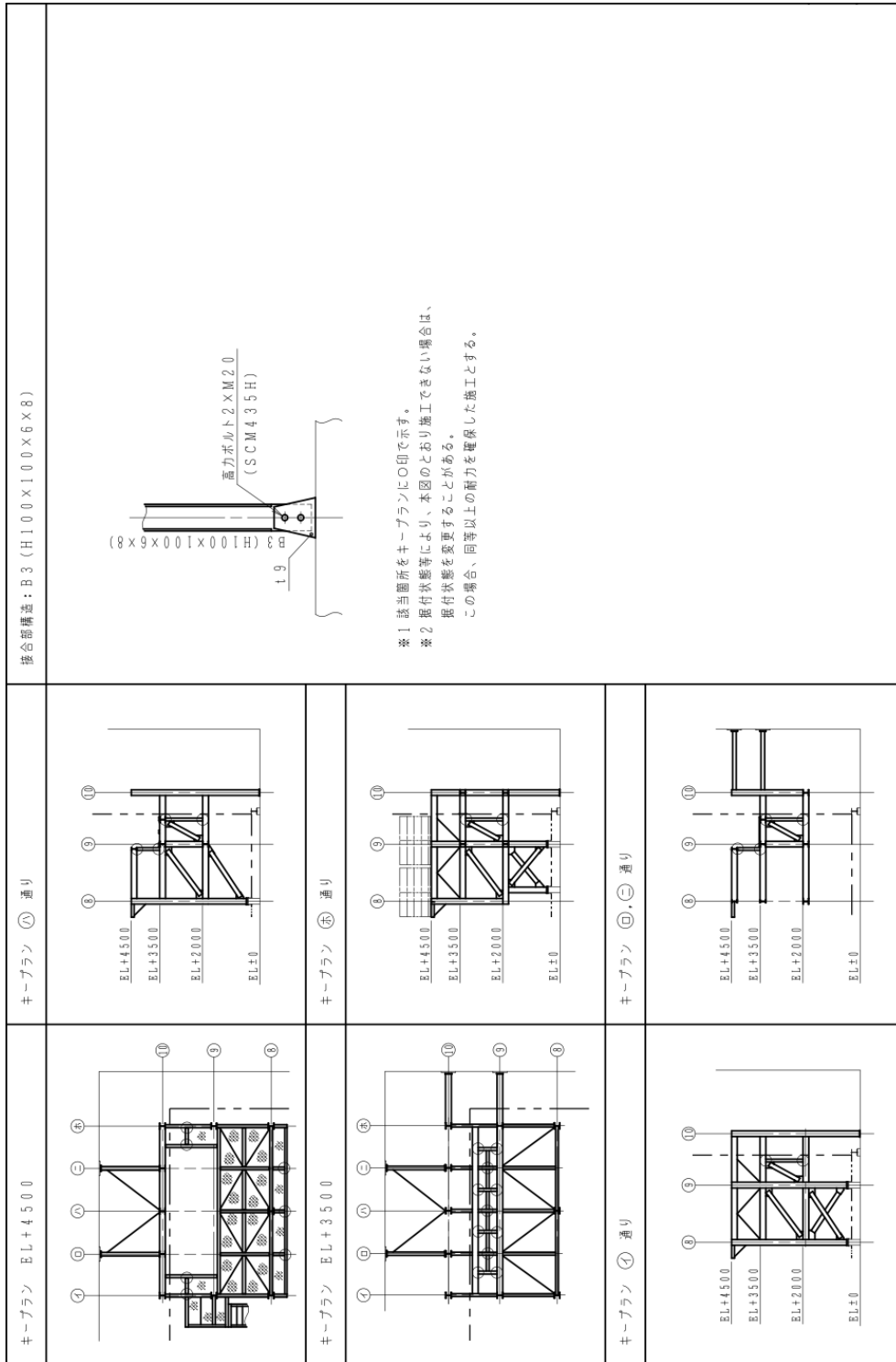


図 6.2.2-5(6) 棒状燃料収納器架台申請図(6/9)

<p>キープラン ⑧ 通り</p>	<p>キープラン ① 通り</p>	<p>キープラン ② 通り</p>	<p>キープラン ③ 通り</p>	
<p>キープラン ④ 通り</p>	<p>キープラン ⑤ 通り</p>	<p>キープラン ⑥ 通り</p>	<p>キープラン ⑩ 通り</p>	
<p>接合部構造：B4 (C150×75×6.5×10)</p>				<p>※1 該当箇所をキープランに○印で示す。 ※2 据付状態等により、本図のとおり施工できない場合は、据付状態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。</p>

図 6.2.2-5(7) 棒状燃料収納器架台申請図(7/9)

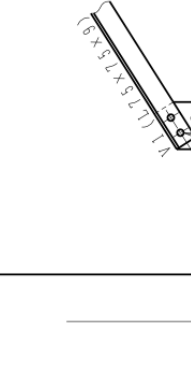
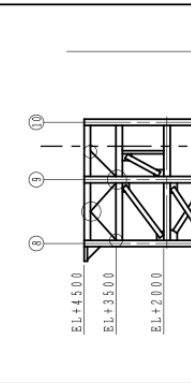
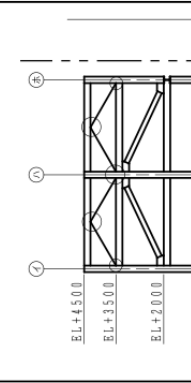
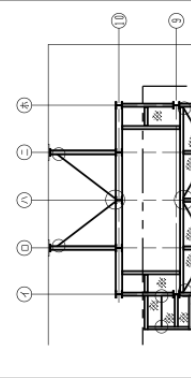
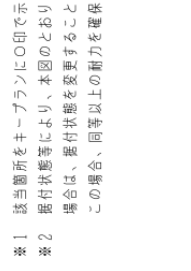
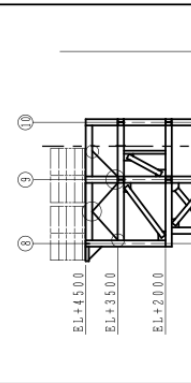
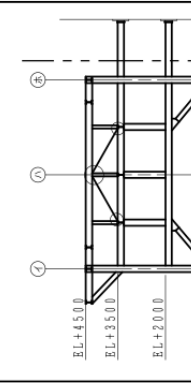

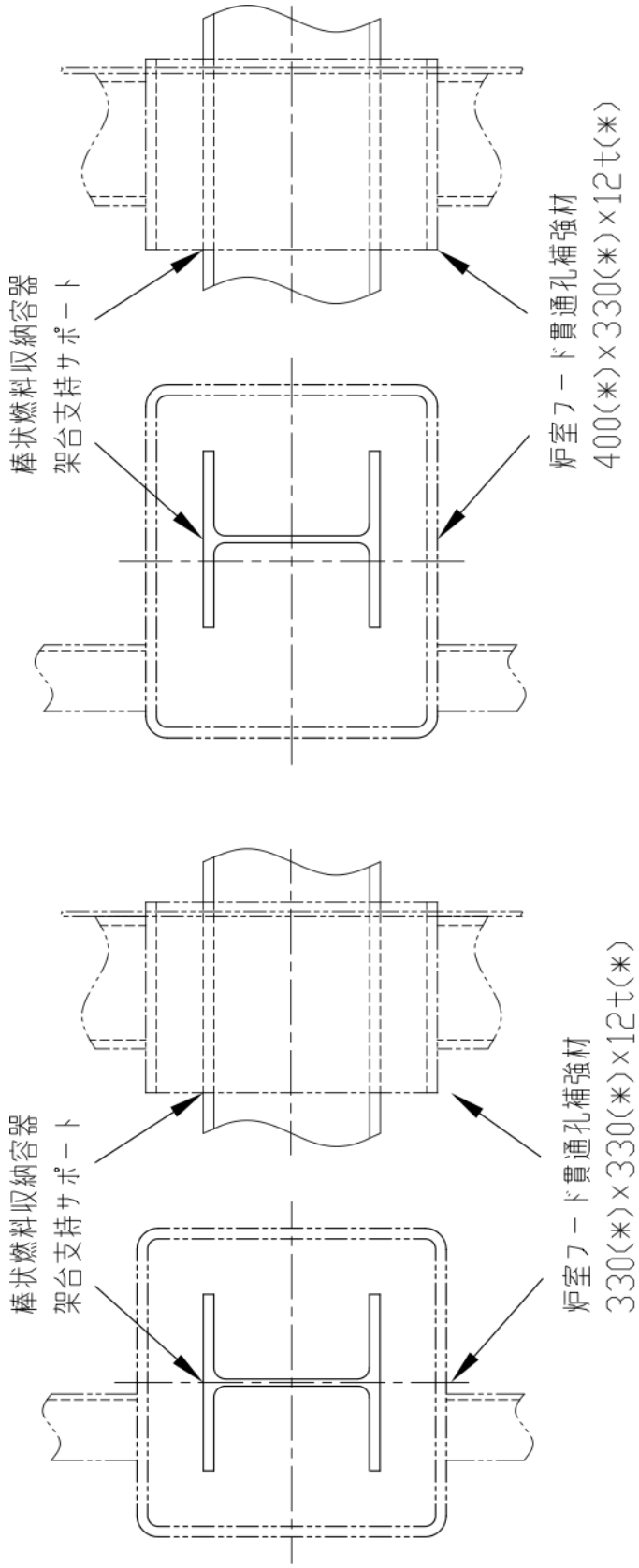
<p>キープラン EL+4500</p> 	<p>キープラン ⑧ 通り</p> 	<p>キープラン ① 通り</p> 	<p>接合部構造：V1 (L175×75×9)</p>  <p>※1 該当箇所をキープランに○印で示す。 ※2 据付状態等により、本図のとおりには施工できない場合は、据付状態を変更することがある。 この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。</p>
<p>キープラン EL+3500</p> 	<p>キープラン ⑧ 通り</p> 	<p>キープラン ① 通り</p> 	
<p>キープラン EL+2000</p> 			

図 6.2.2-5(8) 棒状燃料収納器架台申請図(8/9)

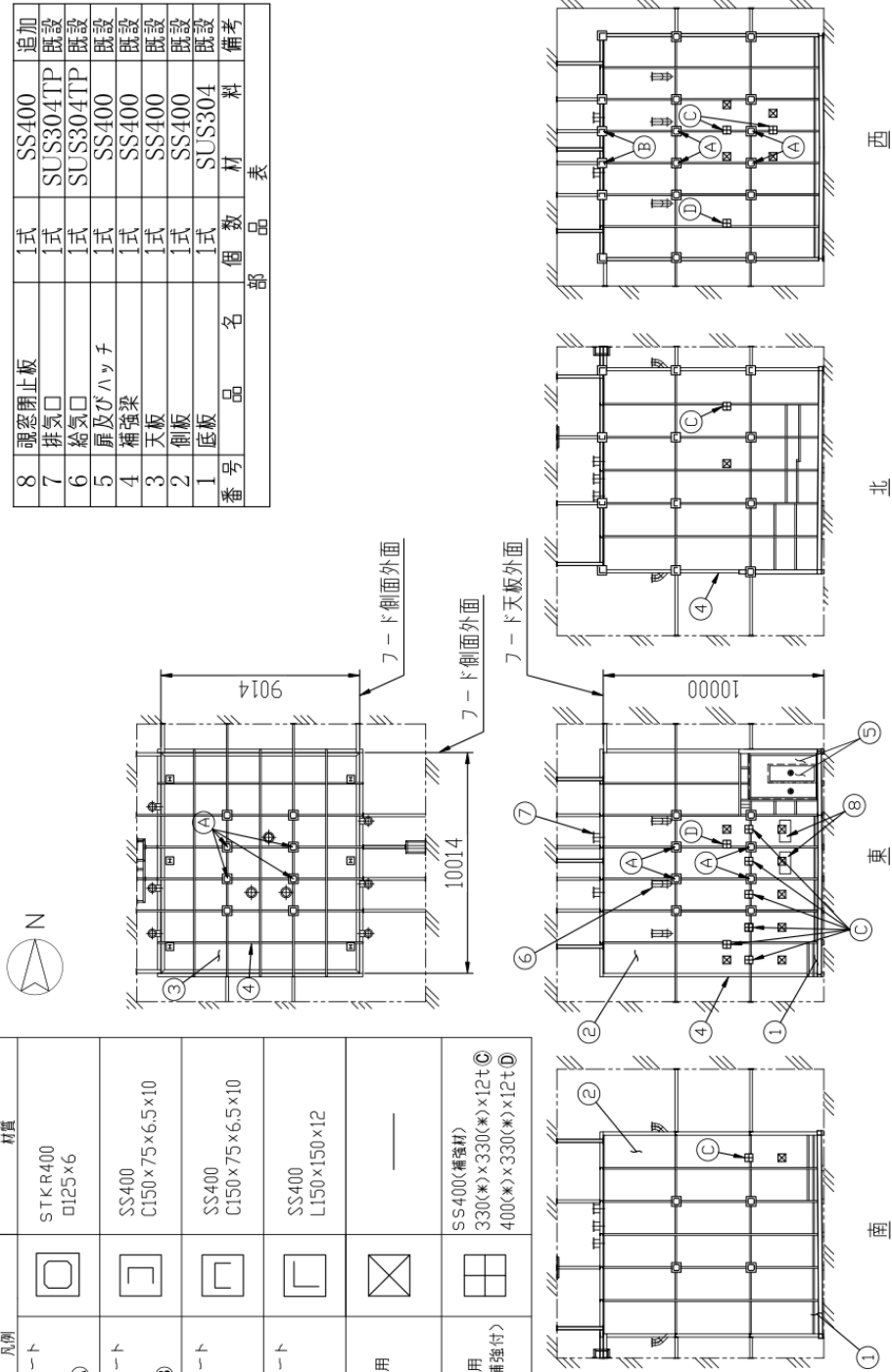


*:参考寸法

図 6.2.2-5(9) 棒状燃料収納容器架台申請図(9/9)

凡例	材質
支持サポート (角型) 追加分(A)	STKR400 □125×6
支持サポート (C縦形) 追加分(B)	SS400 C150×75×6.5×10
支持サポート (C横型) 追加なし	SS400 C150×75×6.5×10
支持サポート (L型) 追加なし	SS400 L150×150×12
架台支持 サポート用 費通孔 全て追加	—
架台支持 サポート用 費通孔(補強付) 全て追加	SS400(補強材) 330(※)×330(※)×12t① 400(※)×330(※)×12t②

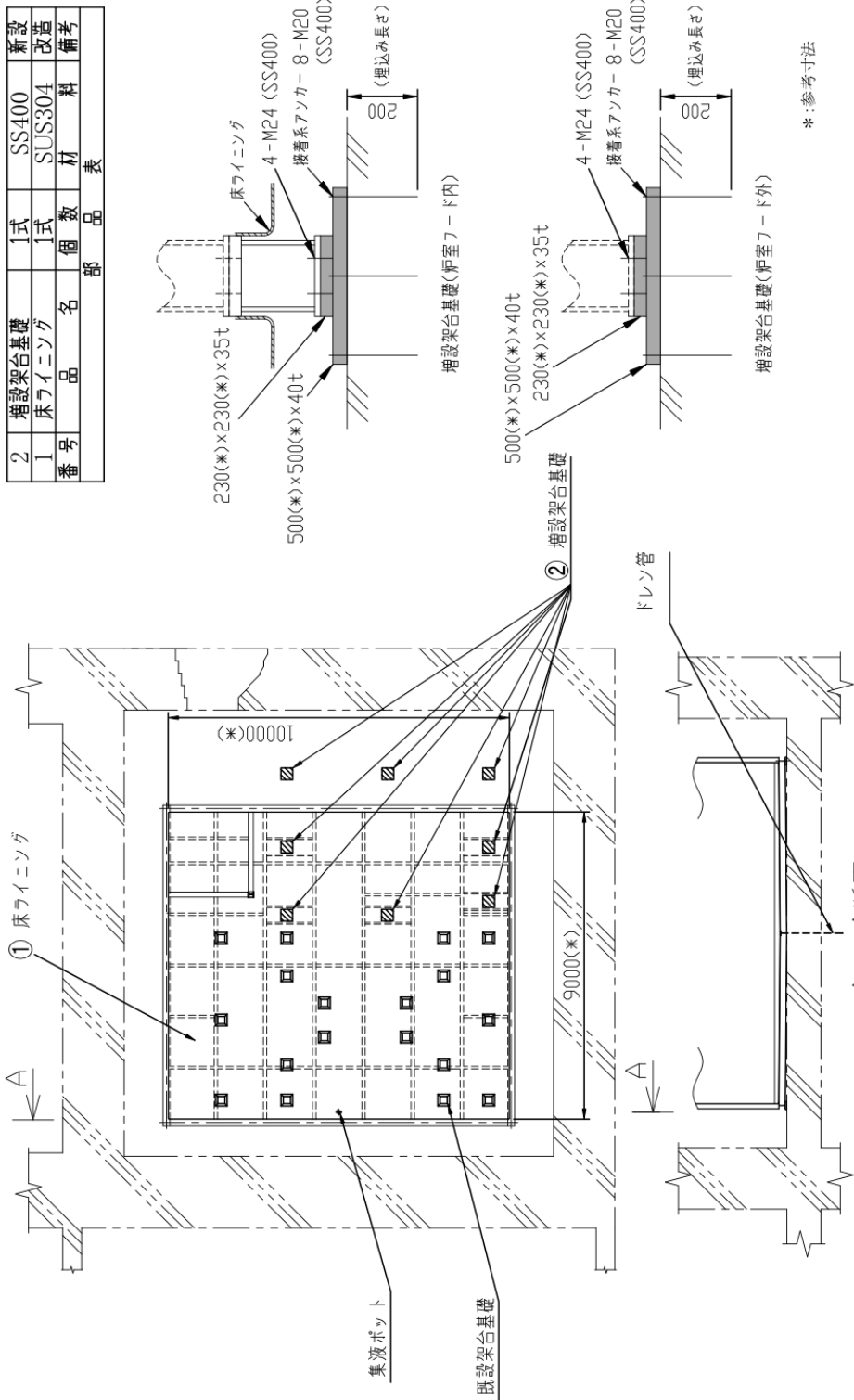
番号	品名	個数	材料	備考
8	暖窓閉止板	1式	SS400	追加
7	排気口	1式	SUS304TP	既設
6	給気口	1式	SUS304TP	既設
5	扉及びハッチ	1式	SS400	既設
4	補強梁	1式	SS400	既設
3	天板	1式	SS400	既設
2	側板	1式	SS400	既設
1	底板	1式	SUS304	既設



注記:追加支持サポートの長さ寸法は、現場合せで決定する必要があるため本図に記載しない。
*:参考寸法

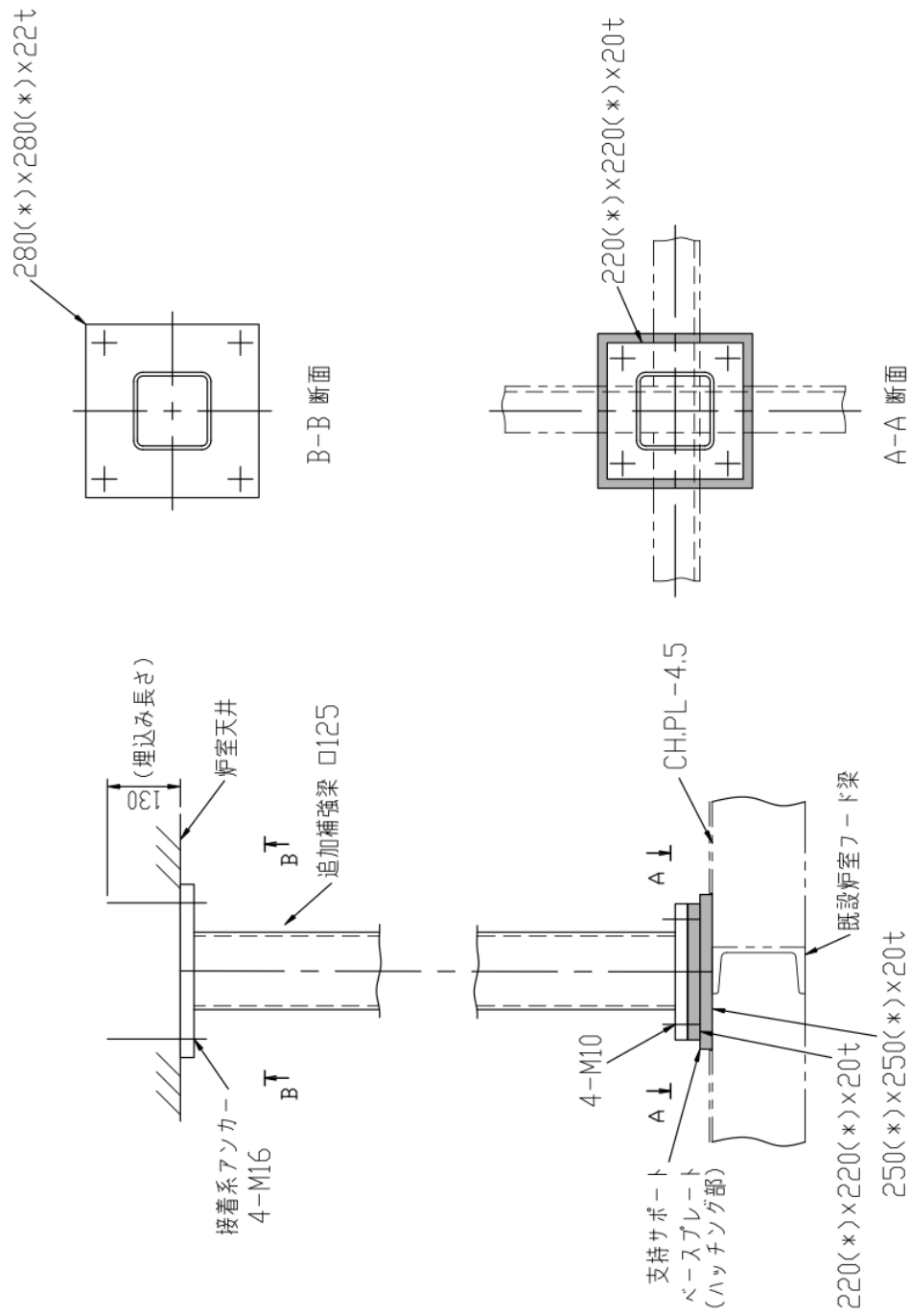
図 6.2.2-6(1) 炉室フールド申請図(1/6)

番号	品名	個数	材料	備考
2	増設架台基礎	1式	SS400	新設
1	床ライニング	1式	SUS304	改造



注記: 既存部材の据付状態等により、本図のとおりにより工事できない場合、据付状態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。

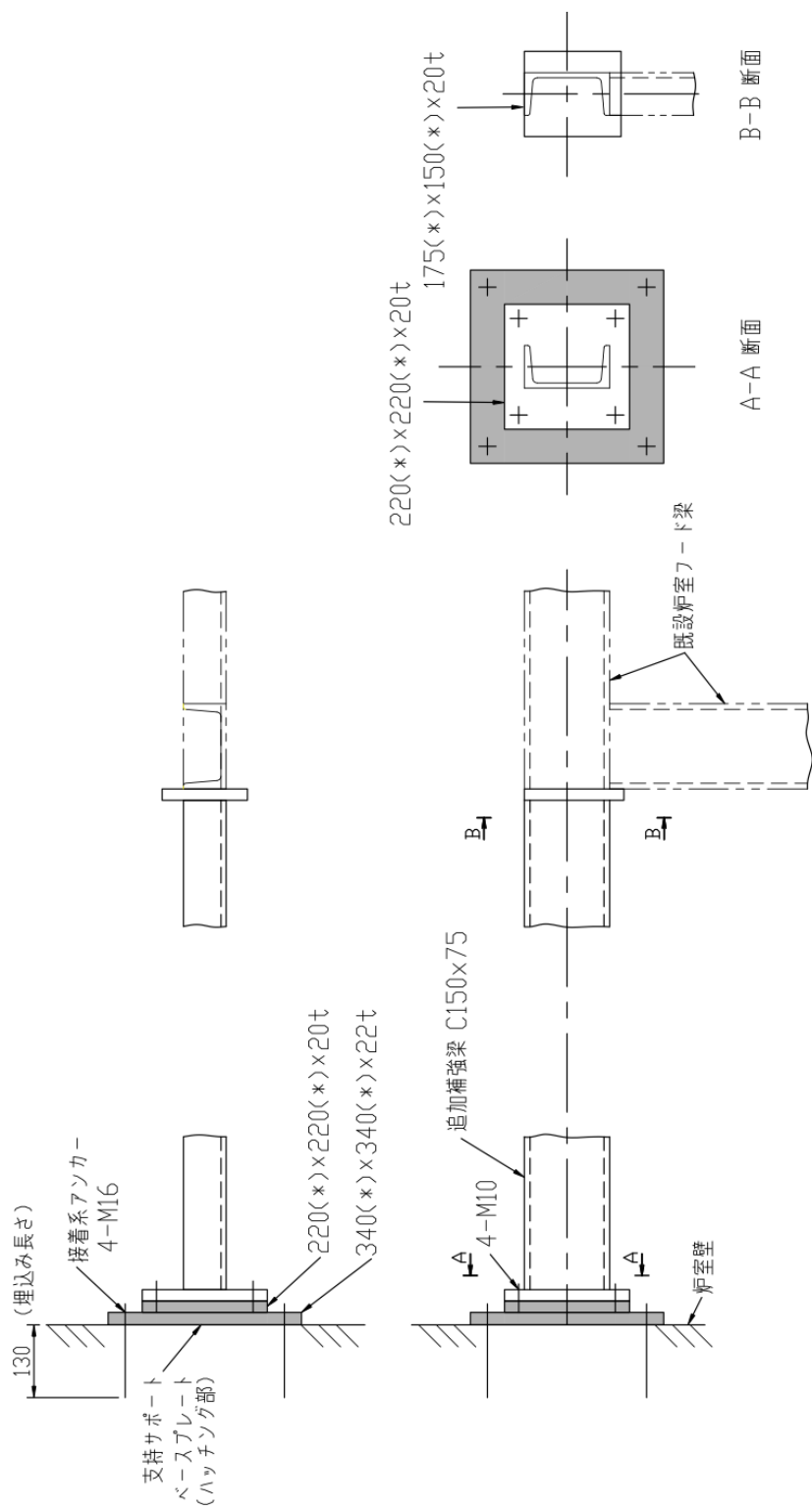
図 6.2.2-6(2) 炉室フード申請図(2/6)



注記: 既存部材の据付状態等により、本図のとおりにより工事できない場合、据付状態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。

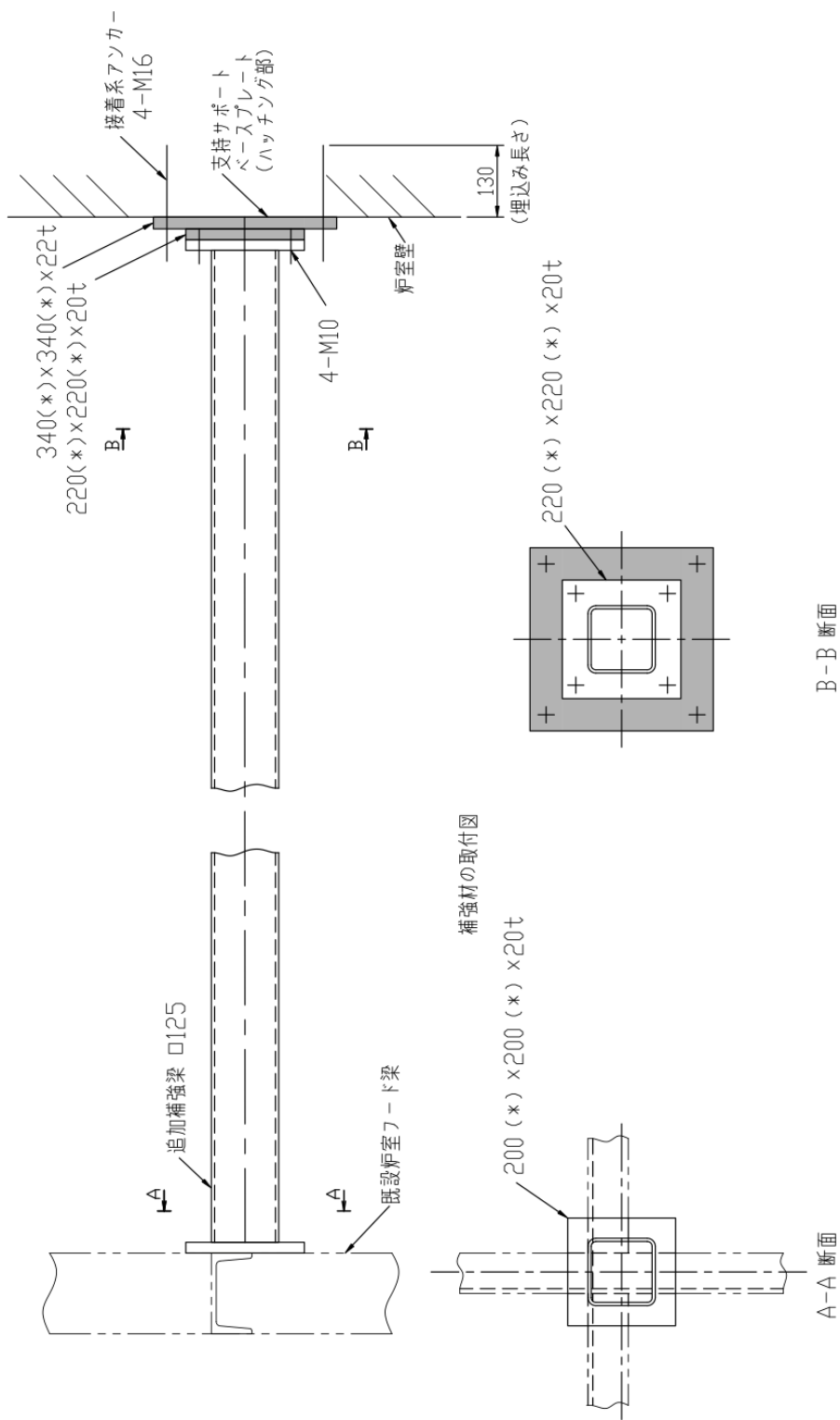
*: 参考寸法

図 6.2.2-6(3) 炉室フード申請図(3/6)



注記: 既存部材の据付状態等により、本図のとおりには工事ができない場合、据付状態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。
*: 参考寸法

図 6.2.2-6(4) 炉室フート申請図(4/6)

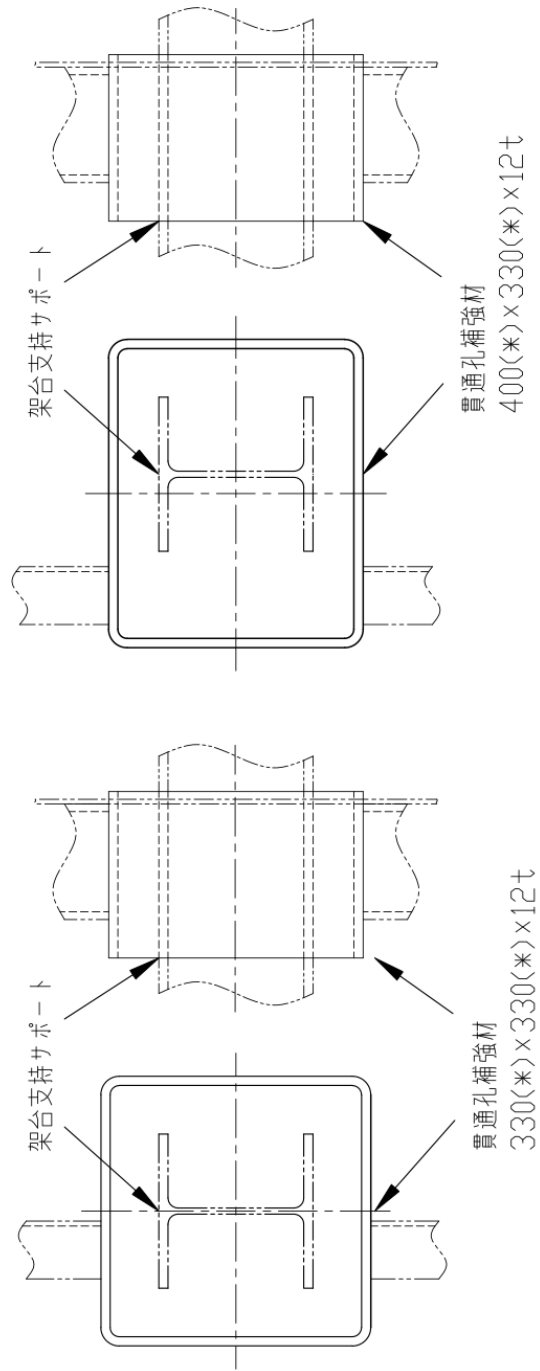


注記: 既存部材の据付状態等により、本図のとおりには工事ができない場合、据付状態を変更することがある。

この場合、同等以上の耐力を確保した施工とする。

*: 参考寸法

図 6.2.2-6(5) 炉室フード申請図(5/6)



注記:既存部材の据付状態等により、本図のとおりにより工事でできない場合、据付状態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。

*:参考寸法

図 6.2.2-6(6) 炉室フーード申請図(6/6)

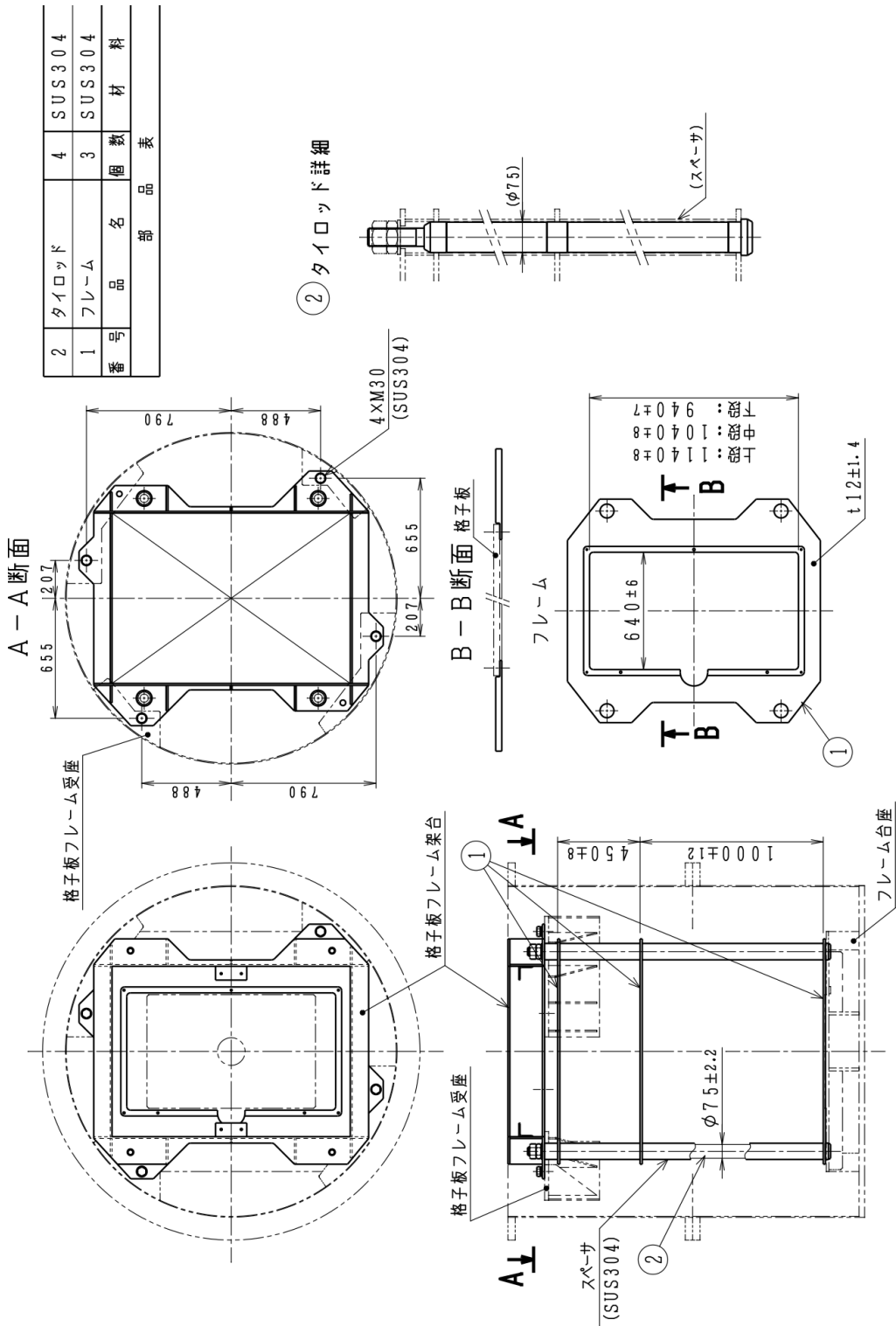


図 6.2.2-7(2) 主要機器の申請図見直し (格子板フレーム) (2/7)

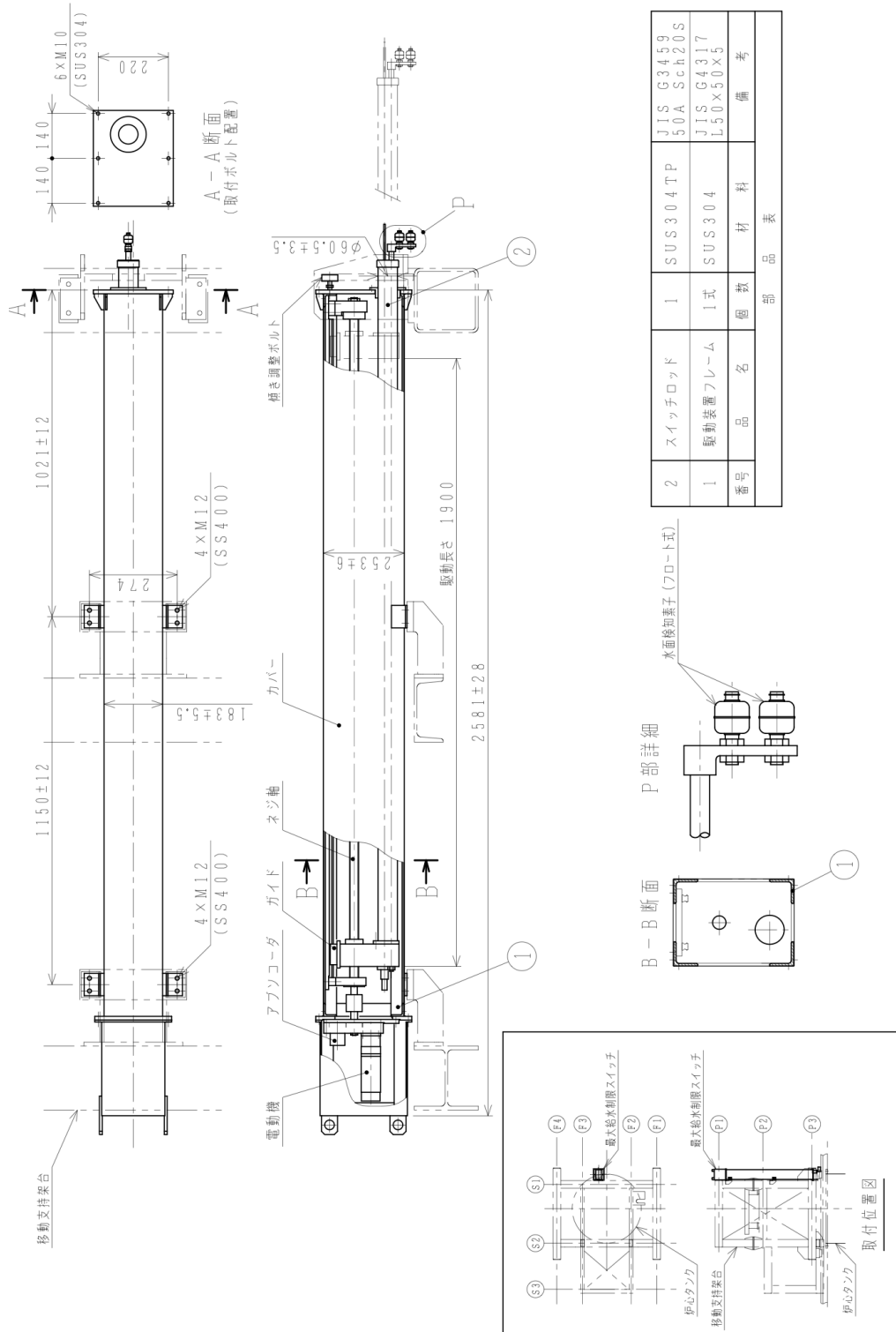


図 6.2.2-7(3) 主要機器の申請図見直し (最大給水制限スイッチ) (3/7)

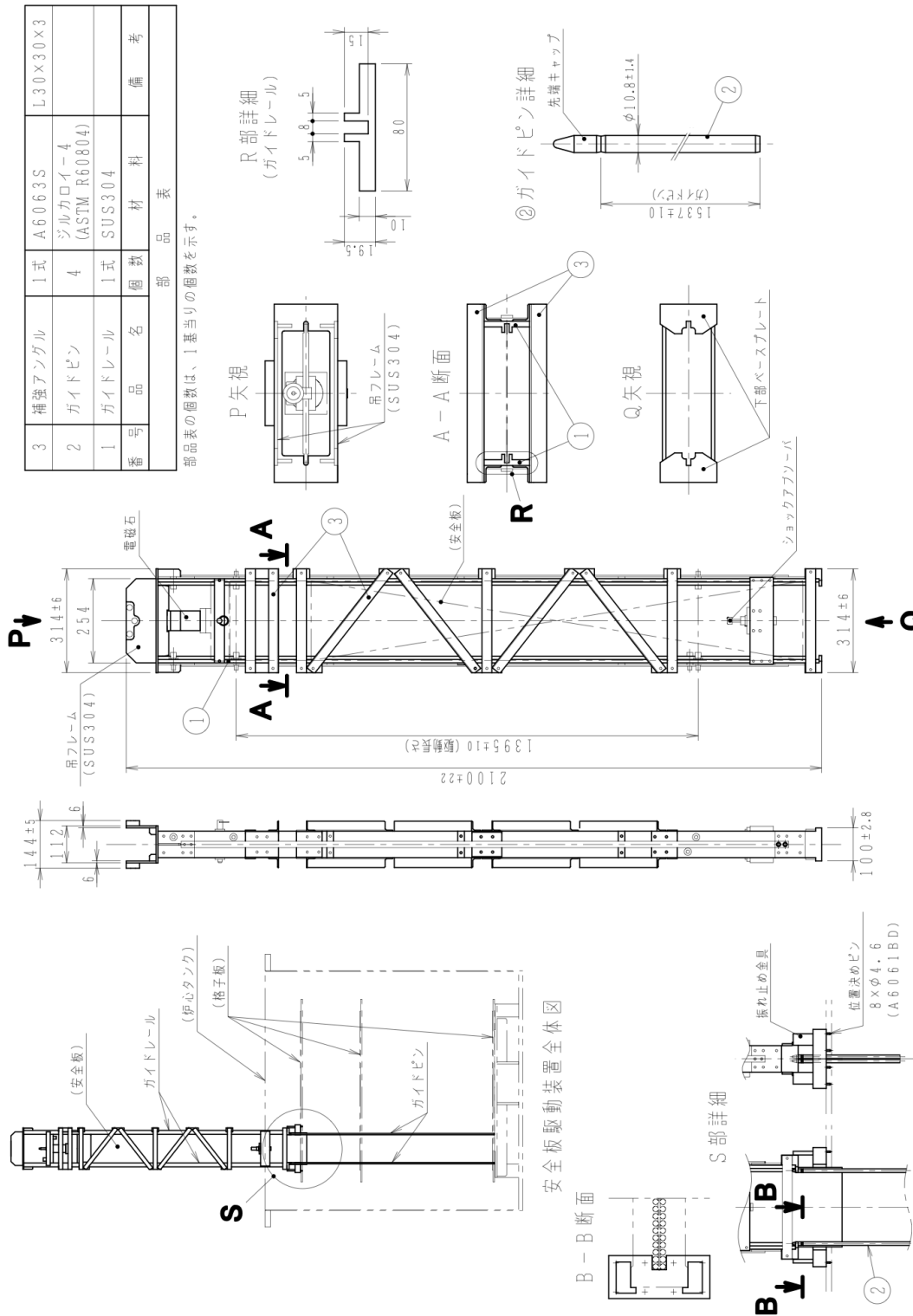
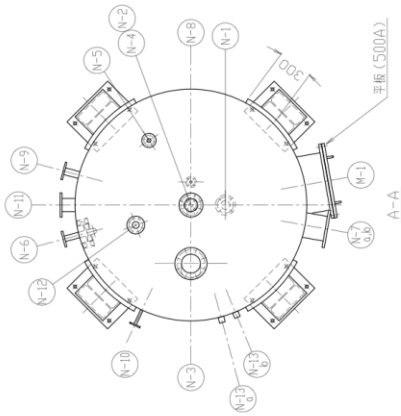


図 6.2.2-7(5) 主要機器の申請図見直し (安全板駆動装置) (57)

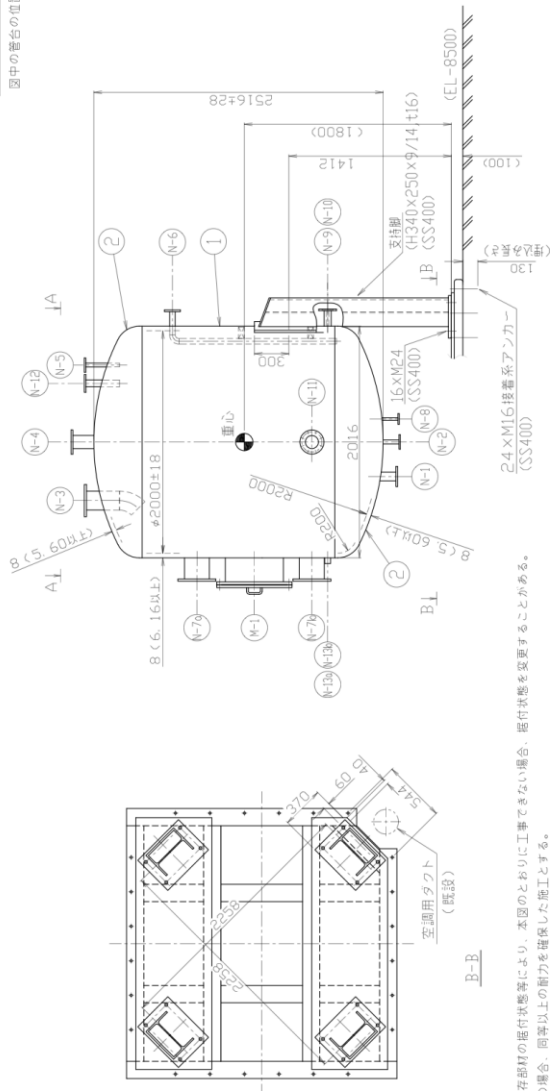
符号	名称	個数	単位	材料	備考
M-1	マンホール	1		SUS304	
N-13a, b	温度計取付座	2		SUS304	L ₁ =7mm
N-12	薬品入口	1		SUS304	JIS G4303
N-11	放射能測定口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-10	サンプル採取口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-9	標準度計取付口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-8	レベル計取付口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-7a, b	ヒータ取付口	2		SUS304TP	JIS G3459
N-6	ハイパス入口	1		SUS304TP	L ₁ =9mm
N-5	脱塩水入口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-4	ベント口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-3	排水入口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-2	フレンド口	1		SUS304TP	JIS G3459
N-1	給水出口	1		SUS304TP	JIS G3459

管台一覧表

図中の管台の位置は参考とする。



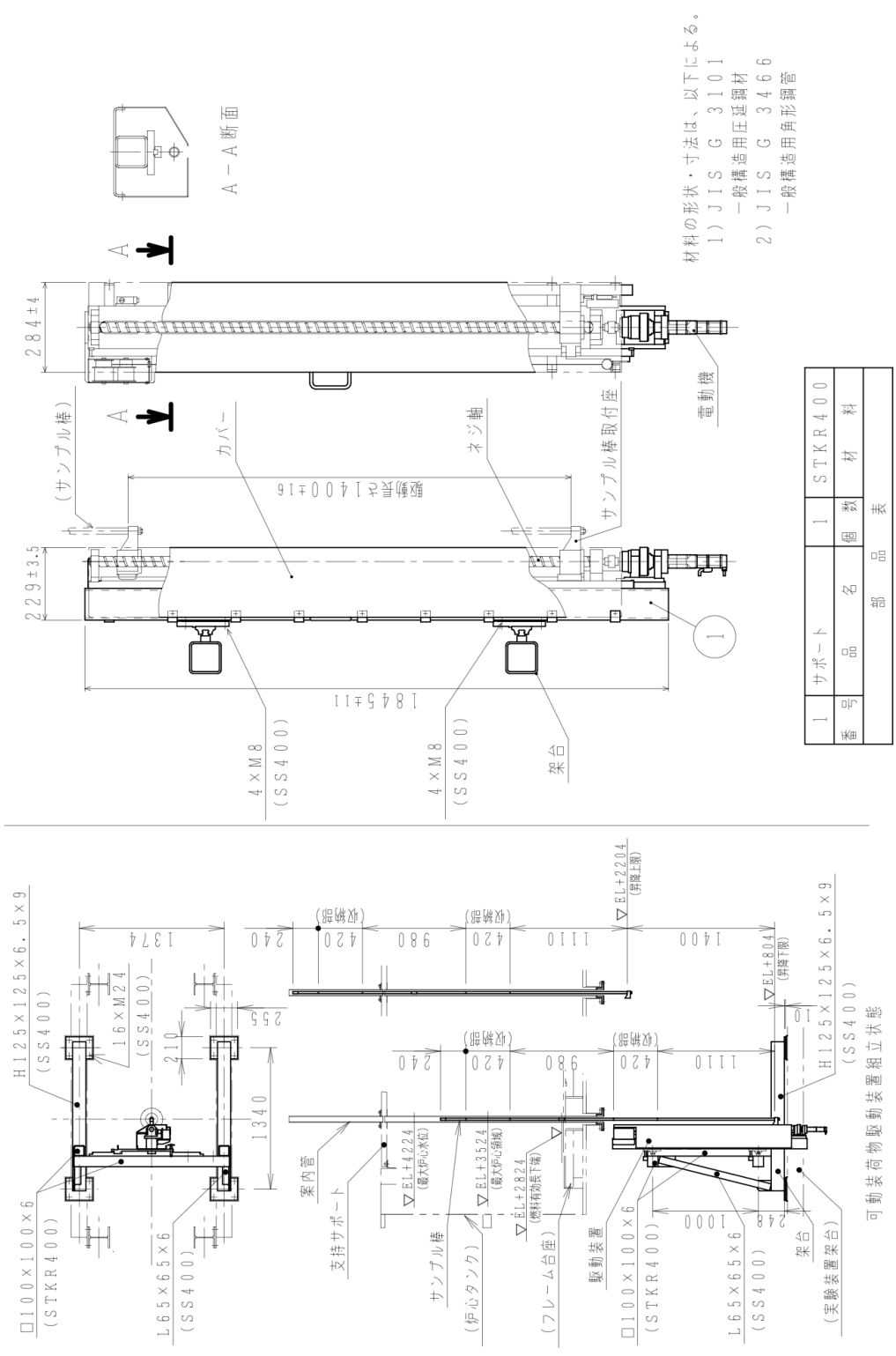
管台取付図



注記：既存部材の取付状態等により、本図のとおりにより工事できない場合、取付状態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。

部	品名	個数	材料
2	覆板	2	SUS304
1	胴板	1	SUS304

図 6.2.2-7(6) 主要機器の申請図見直し (ダンプ槽) (67)



材料の形状・寸法は、以下による。
 1) JIS G 3101
 一般構造用圧延鋼材
 2) JIS G 3466
 一般構造用角形鋼管

1	サポート	1	STKR400
番号	品名	個数	材料
部品表			

図 6.2.2-7(7) 主要機器の申請図見直し (可動装置駆動装置) (77)

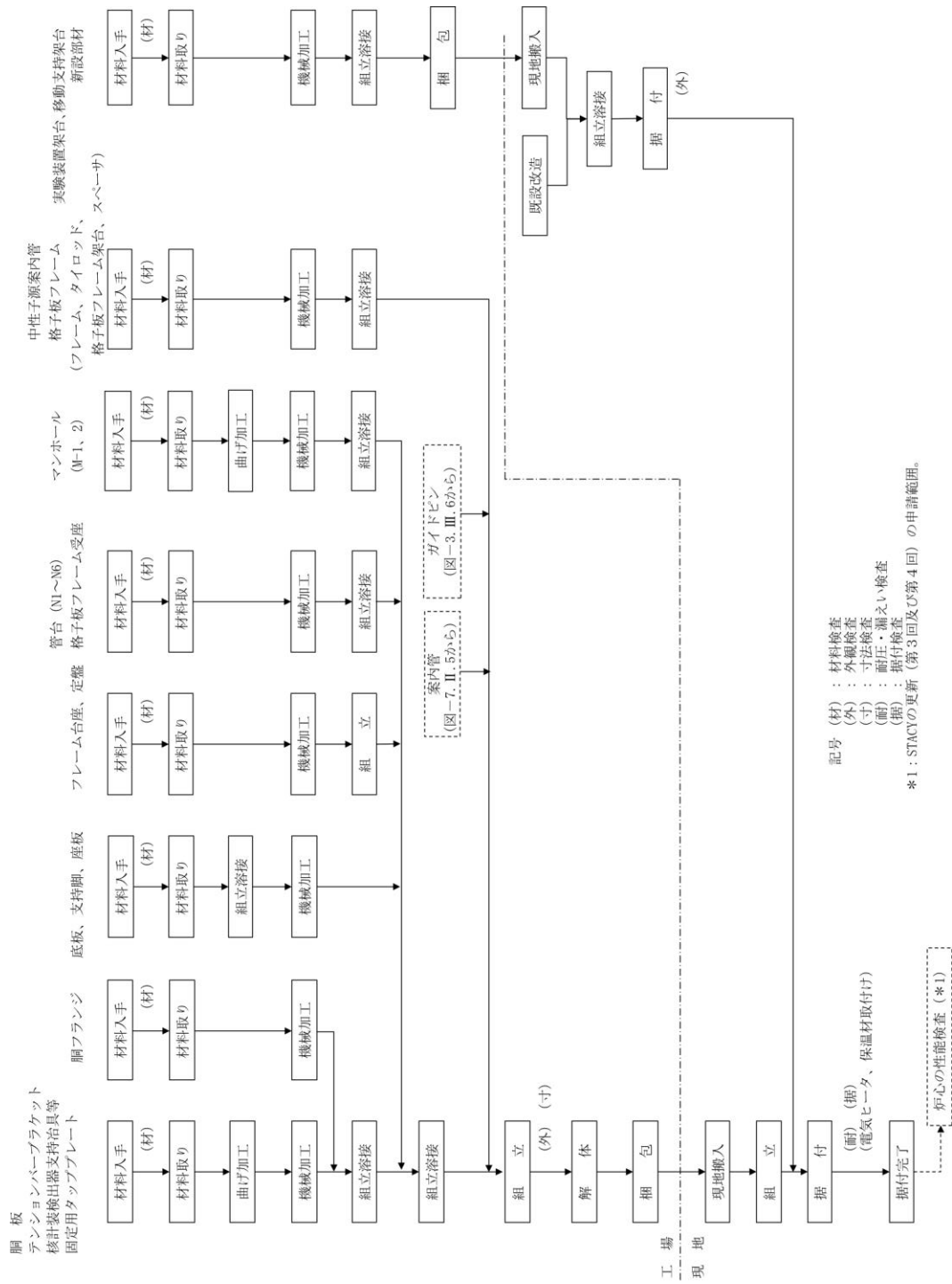


図 6.2.2-8(1) 主要機器の工事フローシート見直し (炉心タンク及び格子板フレーム) (1/7)

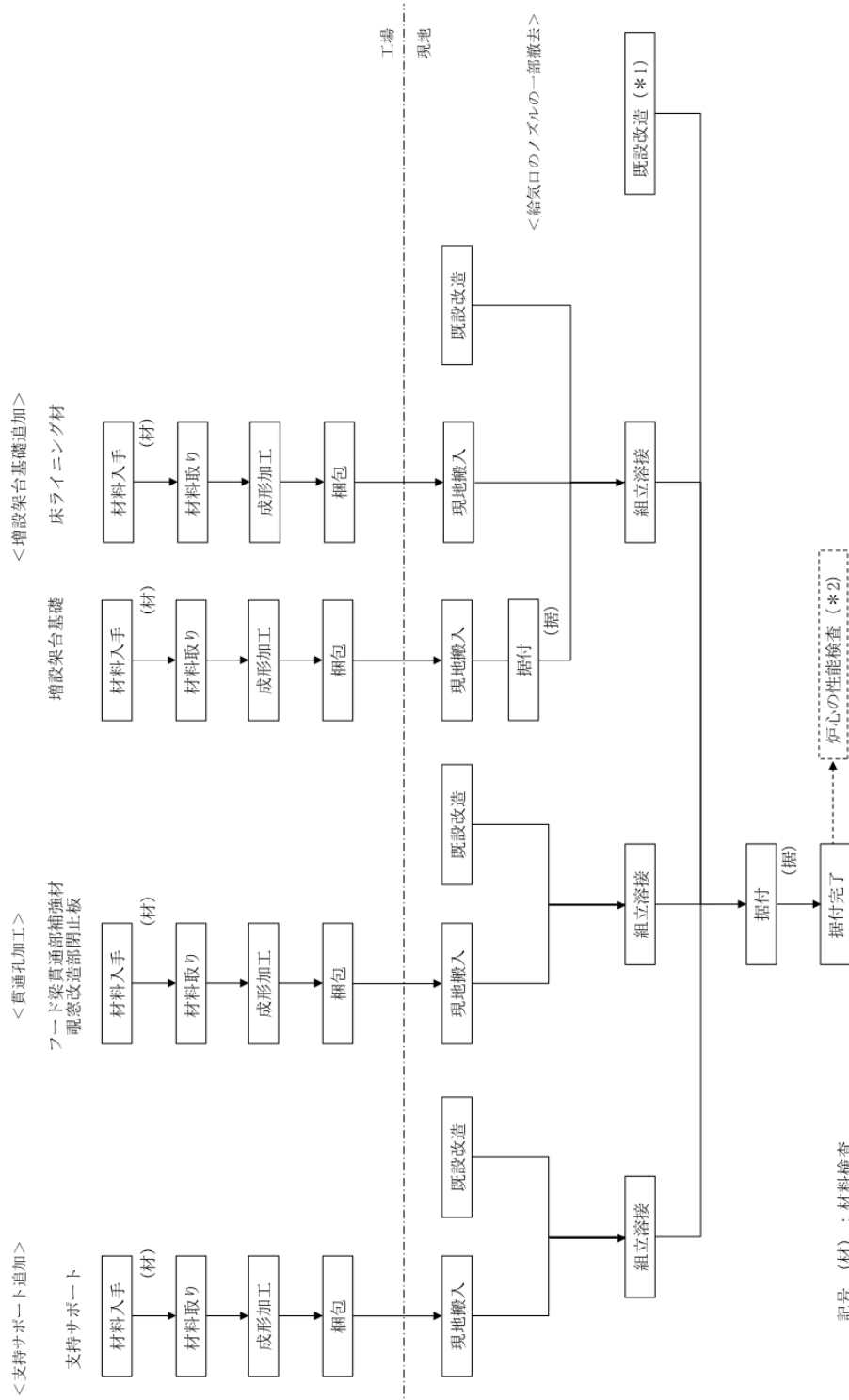


図 6.2.2-8(2) 主要機器の工事フローシート見直し (炉室フード) (2/7)

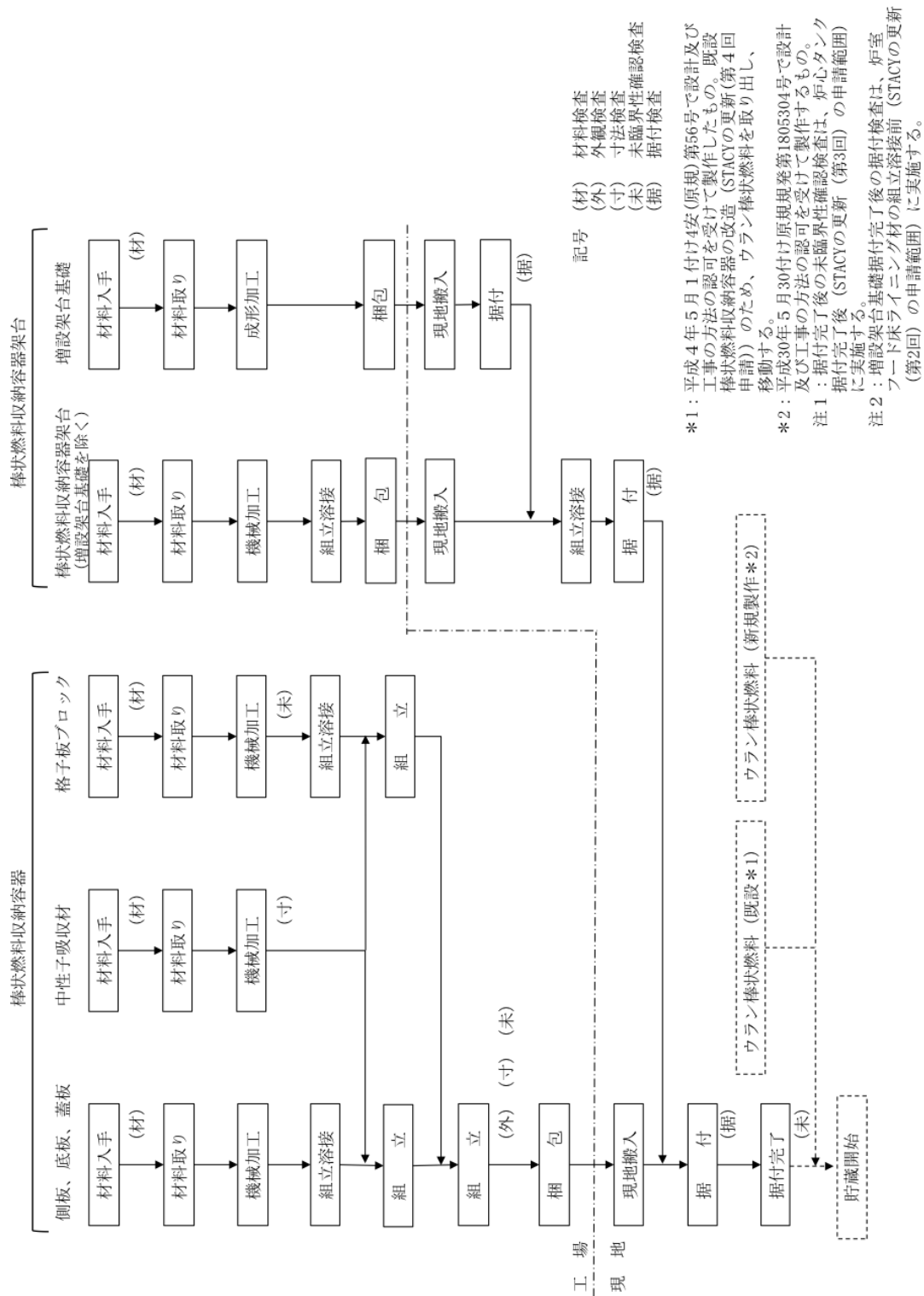


図 6.2.2-8(3) 主要機器の工事フローシート見直し (棒状燃料収納容器及び架台) (3/7)

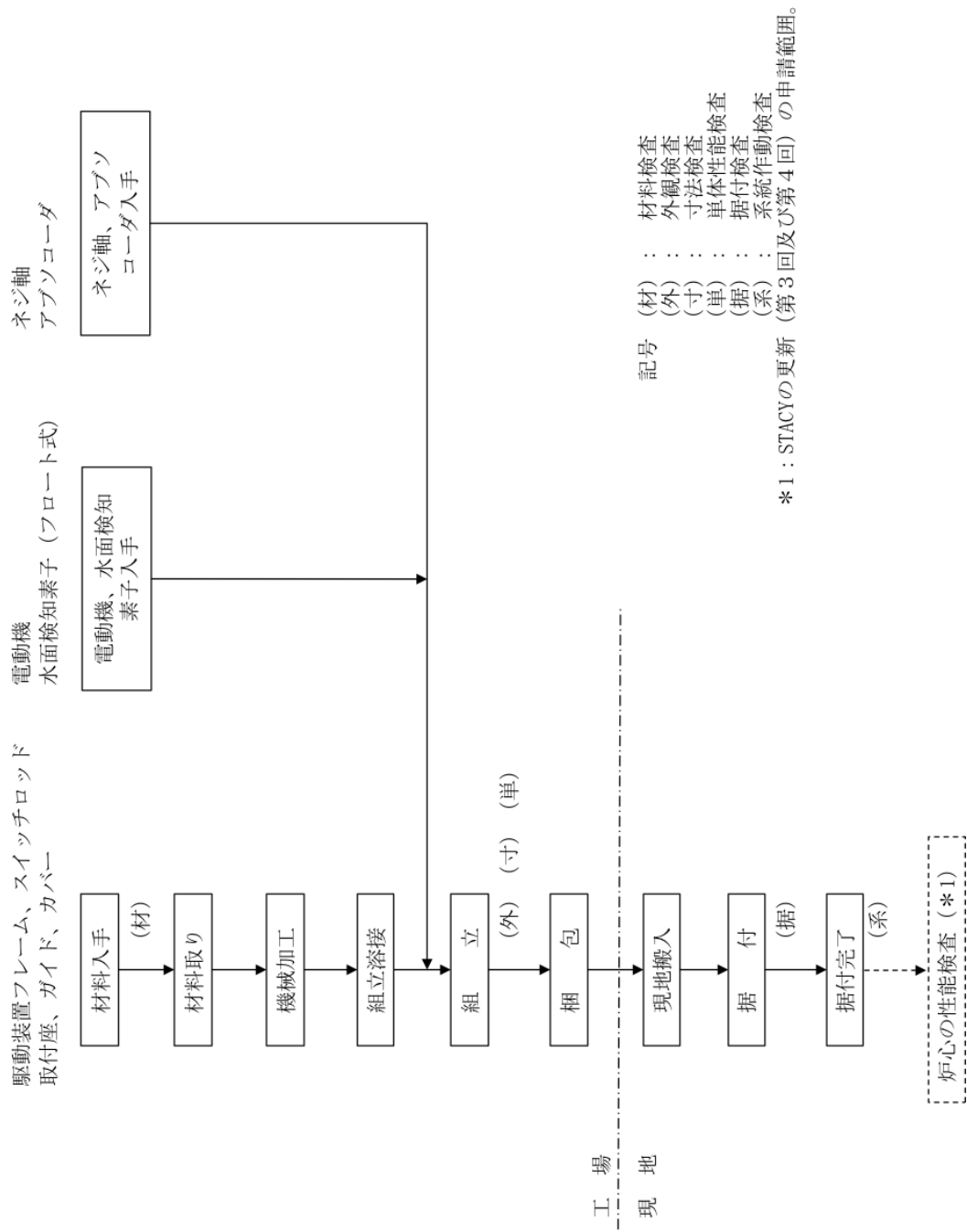


図 6.2.2-8(4) 主要機器の工事フローシート見直し (最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチ) (4/7)

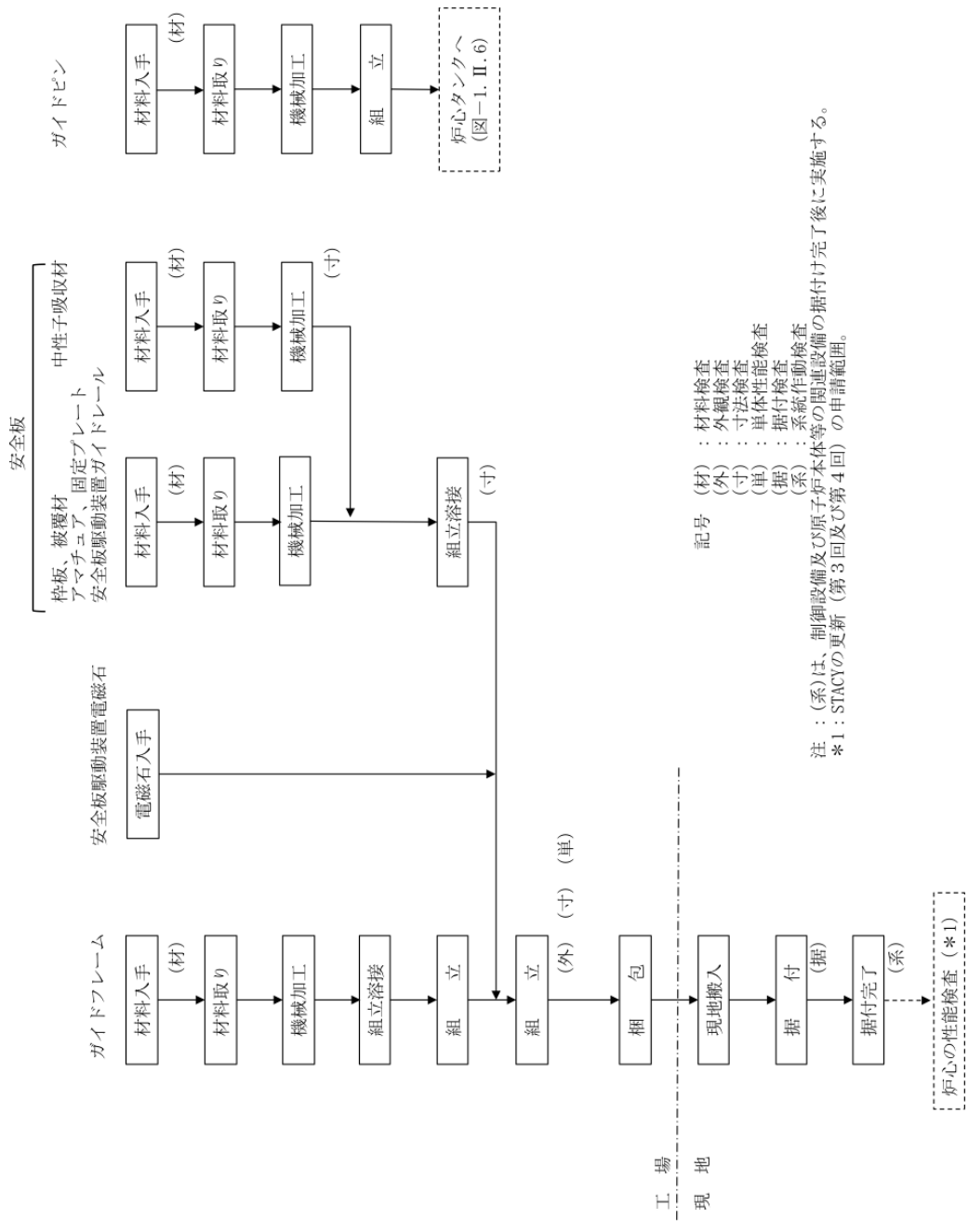


図 6.2.2-8(5) 主要機器の工事フローシート見直し (安全板及び安全板駆動装置) (5/7)

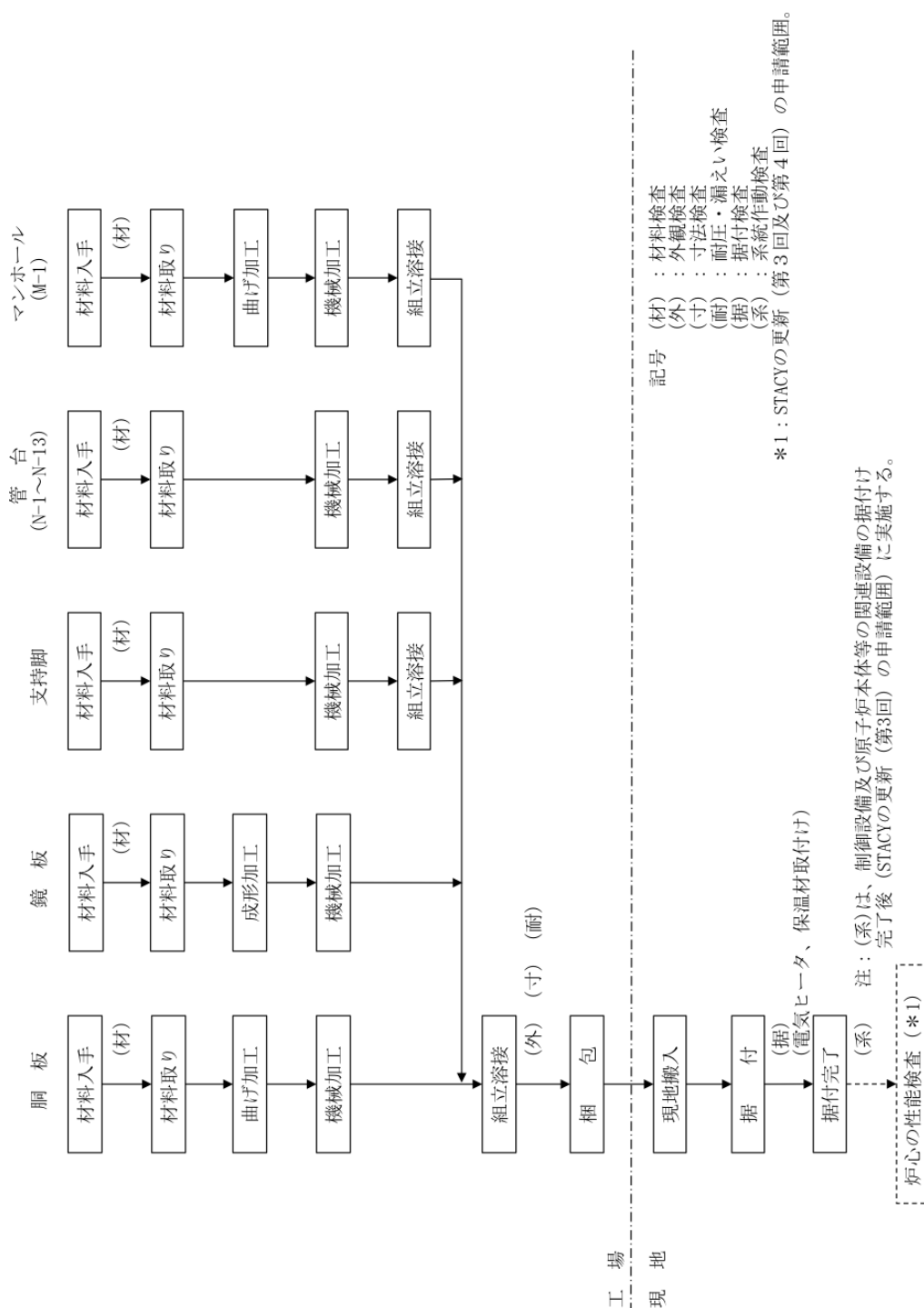


図 6.2.2-8(6) 主要機器の工事フローシート見直し (ダンプ槽) (6/7)

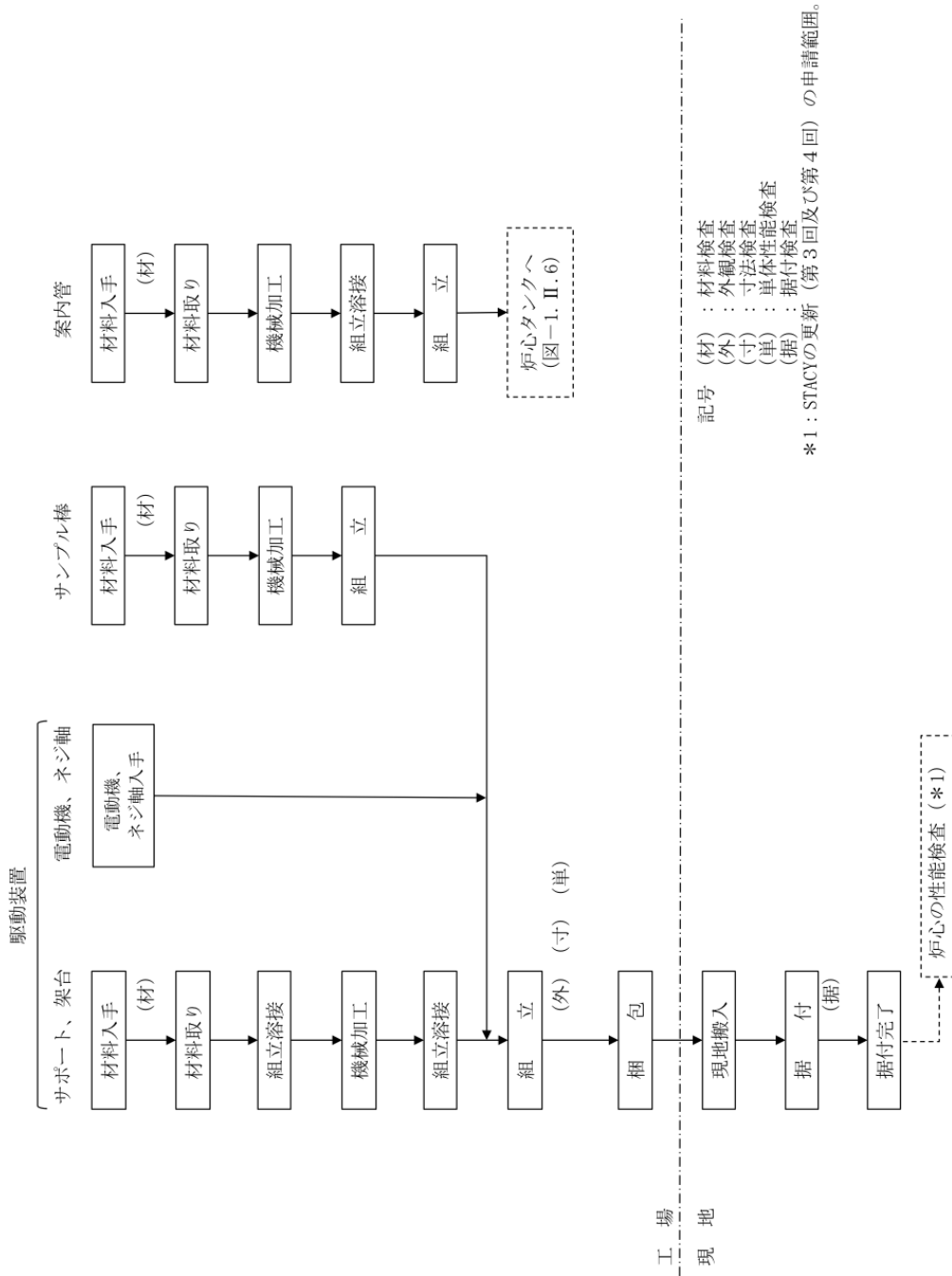
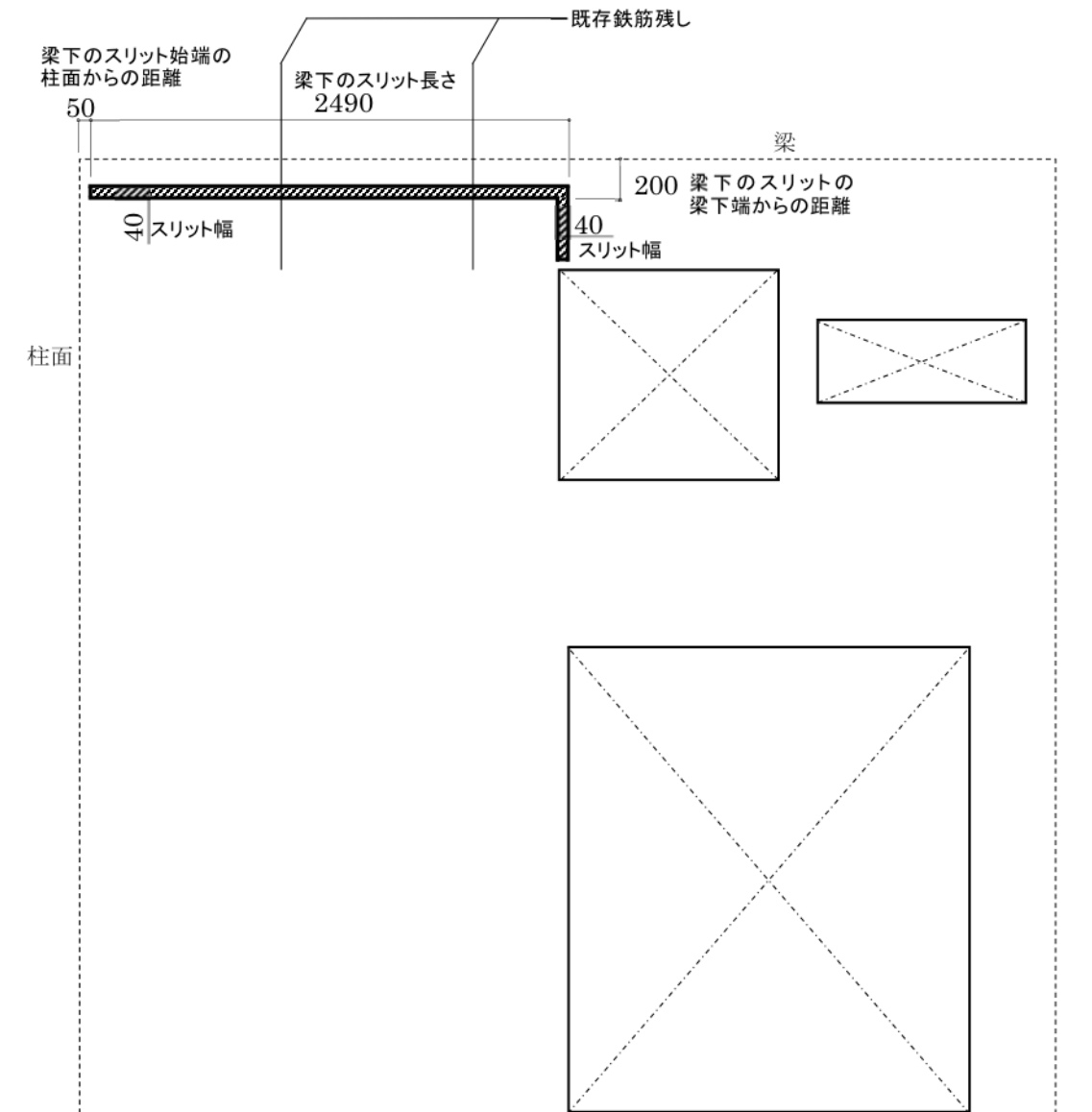


図 6.2.2-8(7) 主要機器の工事フローシート見直し (可動装荷物駆動装置) (7/7)



単位 mm

凡例

開口部



スリット



図 6.6.2-9 耐震改修工事（スリット）詳細図

6.3 STACY 更新炉の基本炉心検討

6.3.1 STACY 更新炉の基本炉心の安全板配置

(1) 目的

STACY 更新炉は、緊急遮断のための停止装置として、カドミウム製の安全板を備えている。カドミウム安全板は、炉心の性状に応じて 2 基以上設置される。適切な停止余裕を確保できる安全板の挿入位置は炉心によって異なるが、格子板の強度を確保する観点からは、安全板を挿入するスリットの数是最小限、かつ相互に適切な距離が確保されていることが望ましい。本章では、STACY 更新炉の格子板を設計するに当たり、機械設計上の要請と核的な要請を両立するための安全板スリット位置を検討する。

(2) 概要

安全板配置検討に当たり、炉心構成の範囲内で、STACY 更新炉の許可条件である原子炉停止余裕を満足できる安全板位置をサーベイする。評価対象は STACY 更新炉で使用する予定である ^{235}U 濃縮度 5 wt% 及び許可上の最大濃縮度である 10 wt% の炉心とし、臨界水位は炉心構成の最小値から最大値まで、40 cm、70 cm、110 cm、140 cm とする。

以上の炉心構成範囲について、MVP2.0 を用いた安全板評価を行い、全炉心について核的制限値を満足できるスリット位置を見いだした。

6.3.2 成果報告

(1) 調査仕様

① 基本炉心評価

STACY 更新炉の炉心構成条件を表 6.3-1 に示す。本検討では、評価対象は STACY 更新炉で使用する予定である ^{235}U 濃縮度 5 wt% 及び許可上の最大濃縮度である 10 wt% の炉心とし、臨界水位は炉心構成の最小値から最大値まで、40 cm、70 cm、110 cm、140 cm の炉心について、臨界となる棒状燃料本数を評価した。また、格子間隔は、基本炉心用に製作予定である格子板として、1.27 cm、1.50 cm 及び 2.54 cm とした。なお、格子間隔 2.54 cm の炉心は、1.27 cm 格子板に棒状燃料を 1 本飛ばしで配列する。減速材には中性子吸収材は加えず、温度は 25°C とした。以下これらの炉心を「基本炉心」という。

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。

炉心形状は正方形とし、正方形に配列して臨界とならない場合は、正方形の周囲に、対称になるよう、1 本ずつ棒状燃料を追加して臨界調整を行った。モンテカルロ計算のヒストリー数は 300 万粒子（1 万粒子×500 バッチのうち 200 バッチ除去；1 標準偏差は約 0.05% 程度）とし、計算結果の中性子実効増倍率が臨界バイアスから 1 標準偏差以内となったときに臨界とした。なお、棒状燃料の本数は離散的であるため、1 標準偏差以内となる計算結果が得られないケースがあるが、その場合は最も臨界バイアスに近い炉心を臨界炉心とした。

② 安全板による原子炉停止余裕評価

前節で求めた炉心に対し、安全板による原子炉停止余裕を評価した。安全板は最小数である 2 基を炉心中央部に並行に挿入するものとし、挿入位置をパラメータとして、ロンロッドスタックマージン及び全数挿入時の中性子実効増倍率を評価、それらの値が核的制限値を満足する挿入位置を探索した。

STACY 更新炉の安全板の設計条件を表 6.3-2 に、構造図を図 6.3-1 に示す。計算では、設計条件より保守的な結果を得るため、以下の条件をおいた。

- (ア) 安全板の厚みは、実機よりも薄く 1.25 mm とする。また、カドミウム部の厚みは、実機よりも薄く 0.3 mm とする。
- (イ) 安全板の幅は、実機よりも狭く、20 cm とする。
- (ウ) 核的制限値である最大過剰反応度 80 セントを考慮する。
- (エ) 安全板挿入時の水位上昇を計算モデルに反映させる。
- (オ) モンテカルロ計算に付随する不確かさを保守的に評価するため、標準偏差の 3 倍を計算結果に加える。

表 6.3-1 STACY 更新炉の炉心構成条件

項目	条件
²³⁵ U 濃縮度	10 wt% 以下
減速材対棒状燃料 体積比	0.9 以上 11 以下 (格子間隔 1.09~2.55 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°C 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

表 6.3-2 安全板の設計条件

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

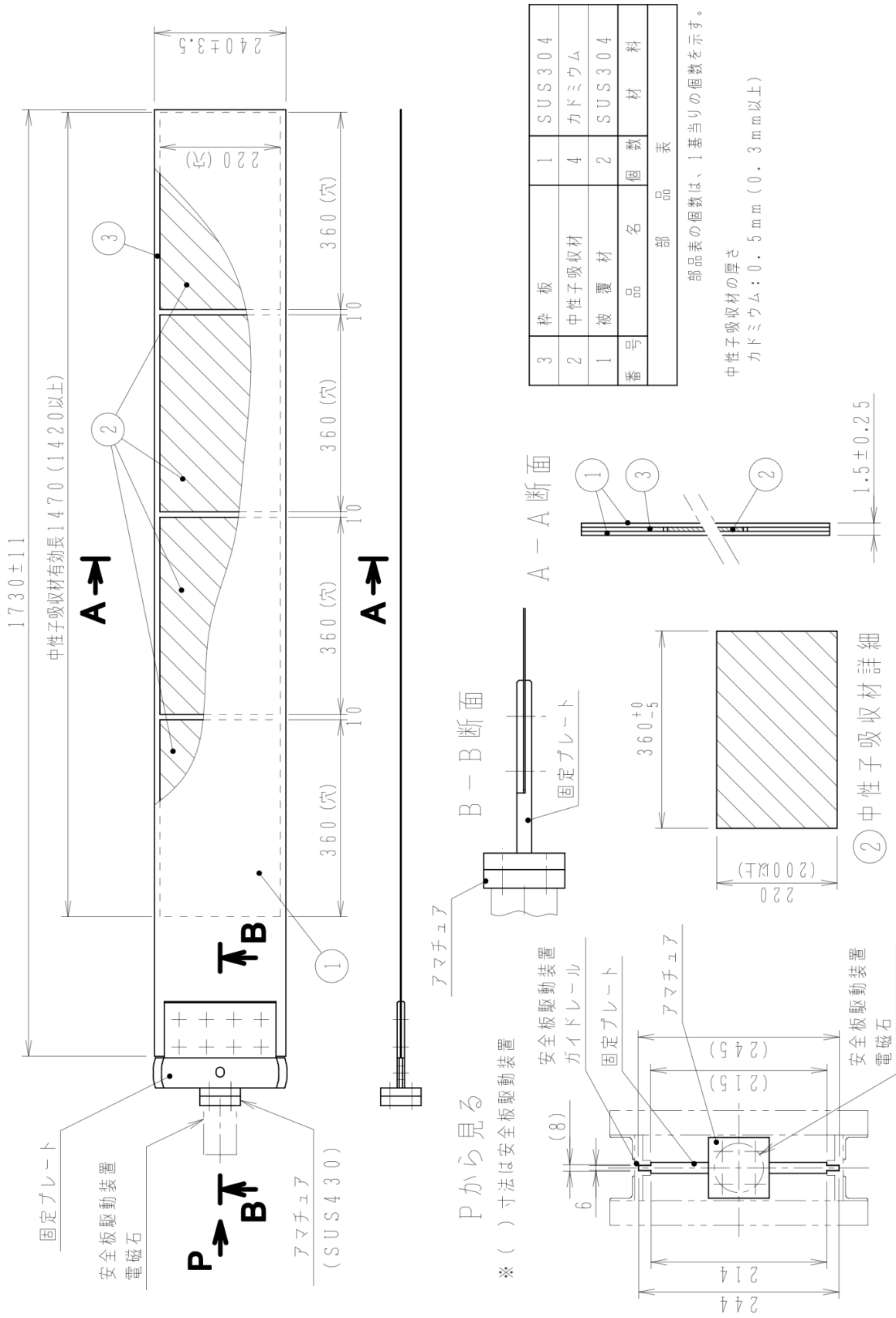


図 6.3-1 安全板構造図

(2) 調査結果

① 基本炉心評価

STACY 更新炉の臨界炉心を表 6.3-3 に示す。また、STACY 更新炉の基本炉心用として製作する 1.27 cm ピッチ格子板及び 1.50 cm ピッチ格子板上で構成する炉心について、臨界水位と棒状燃料本数の関係を図 6.3-2 に示す。

表 6.3-3 STACY 更新炉の臨界炉心

^{235}U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	棒状燃料本数 (本)
5	1.27	140.	404
5	1.27	110.	420
5	1.27	70.	463
5	1.27	40.	647
5	1.5	140.	244
5	1.5	110.	251
5	1.5	70.	277
5	1.5	40.	371
5	2.54	140.	201
5	2.54	110.	210
5	2.54	70.	243
5	2.54	40.	406
10	1.27	140.	292
10	1.27	110.	297
10	1.27	70.	328
10	1.27	40.	441
10	1.5	140.	173
10	1.5	110.	176
10	1.5	70.	190
10	1.5	40.	242
10	2.54	140.	95
10	2.54	110.	97
10	2.54	70.	106
10	2.54	40.	141

② 安全板による原子炉停止余裕評価

前節で評価した臨界炉心について、安全板挿入時の中性子実効増倍率を評価した結果を表 6.3-4 に示す。表中の挿入位置 X は、安全板挿入位置の炉心中央からの距離を表わしている（図 6.3-3 参照）また、これらの評価結果から、臨界水位 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm の 4 水位すべてでワンロッドスタックマージン基準（最大反応度値を有する安全板 1 枚挿入不能時に中性子実効増倍率 0.995 以下）を満足できる最大の挿入位置を評価した結果を表 6.3-5 に示す。これにより、STACY 更新炉の安全板設計に必要なパラメータを取得することができた。

また、安全板挿入枚数が 2 枚の場合、ワンロッドスタックマージン基準を満足できる炉心では原子炉停止余裕に係る制限値（安全板全数挿入時の中性子実効増倍率 0.985 以下）を満足することができるが、原子炉停止余裕についても解析を行った。結果を表 6.3-6 に示す。同表より、全炉心について原子炉停止余裕に係る制限値を満足できることが分かる。

6.3.3 まとめ

STACY 更新炉の炉心について、臨界評価を行い、炉心構成の範囲内で構成できる炉心をサーベイした。また、サーベイで得られた炉心に対して安全板による原子炉停止余裕の評価を行い、格子板に作成する安全板挿入スリットの位置について、必要な性能を得られる設計パラメータを取得した。

今後は、本評価で得られた条件を満足する格子板スリット位置を検討し、実機の設計に反映する。また、STACY 更新炉は太平洋沿岸部に位置するため未臨界板（津波による関す維持に未臨界を維持するための手動挿入タイプの安全板）を必要とするため、未臨界板の位置についても検討し、設計に反映する。

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

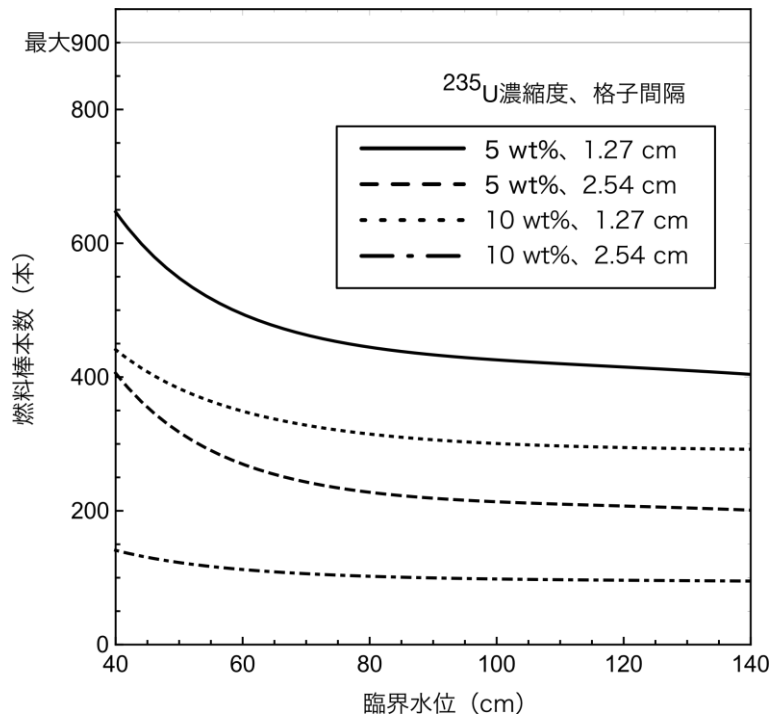


図 6.3-2(1) STACY 更新炉の臨界水位と棒状燃料棒本数
(1.27 cm ピッチ格子板)

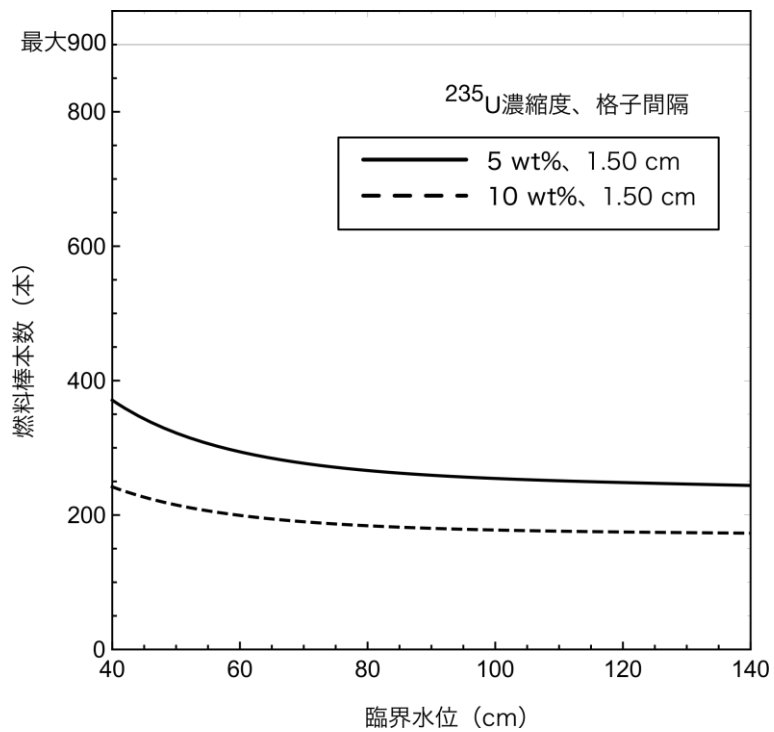


図 6.3-2(2) STACY 更新炉の臨界水位と棒状燃料棒本数
(1.50 cm ピッチ格子板)

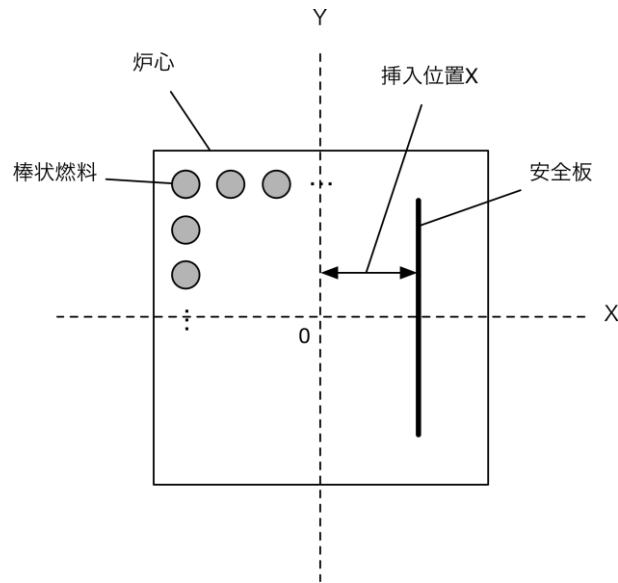


図 6.3-3 安全板の挿入位置 X

表 6.3-4(1) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロッドスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 5 wt%、格子間隔 1.27 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK ($k_{eff}+3\sigma < 0.995$)、- : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
5	1.27	0.635	○	○	○	○
5	1.27	1.905	○	○	○	○
5	1.27	3.175	○	○	○	○
5	1.27	4.445	○	○	○	○
5	1.27	5.715	○	○	○	○
5	1.27	6.985	○	○	○	○
5	1.27	8.255	○	○	○	○
5	1.27	9.525	○	○	○	○
5	1.27	10.8	○	○	○	○
5	1.27	12.07	○	○	○	○
5	1.27	13.34	○	○	○	○
5	1.27	14.61	○	○	○	○
5	1.27	15.88	-	-	○	○

表 6.3-4(2) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロードスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 5 wt%、格子間隔 1.50 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK ($k_{eff}+3\sigma < 0.995$)、- : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
5	1.5	0.75	○	○	○	○
5	1.5	2.25	○	○	○	○
5	1.5	3.75	○	○	○	○
5	1.5	5.25	○	○	○	○
5	1.5	6.75	○	○	○	○
5	1.5	8.25	○	○	○	○
5	1.5	9.75	○	○	○	○
5	1.5	11.25	○	○	○	○
5	1.5	12.75	○	○	○	○
5	1.5	14.25	-	-	○	○

表 6.3-4(3) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロードスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 5 wt%、格子間隔 2.54 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK ($k_{eff}+3\sigma < 0.995$)、- : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
5	2.54	0.635	○	○	○	○
5	2.54	1.905	○	○	○	○
5	2.54	3.175	○	○	○	○
5	2.54	4.445	○	○	○	○
5	2.54	5.715	○	○	○	○
5	2.54	6.985	○	○	○	○
5	2.54	8.255	○	○	○	○
5	2.54	9.525	○	○	○	○
5	2.54	10.8	○	○	○	○
5	2.54	12.07	○	○	○	○
5	2.54	13.34	○	○	○	○
5	2.54	14.61	○	○	○	○
5	2.54	15.88	○	○	○	○
5	2.54	17.15	○	○	○	○

表 6.3-4(4) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロードスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 10 wt%、格子間隔 1.27 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK (keff+3σ < 0.995) 、 - : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
10	1.27	0.635	○	○	○	○
10	1.27	1.905	○	○	○	○
10	1.27	3.175	○	○	○	○
10	1.27	4.445	○	○	○	○
10	1.27	5.715	○	○	○	○
10	1.27	6.985	○	○	○	○
10	1.27	8.255	○	○	○	○
10	1.27	9.525	○	○	○	○
10	1.27	10.8	○	○	○	○
10	1.27	12.07	○	○	○	○
10	1.27	13.34	○	○	○	○
10	1.27	14.61	-	-	-	○

表 6.3-4(5) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロードスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 10 wt%、格子間隔 1.50 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK (keff+3σ < 0.995) 、 - : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
10	1.5	0.75	○	○	○	○
10	1.5	2.25	○	○	○	○
10	1.5	3.75	○	○	○	○
10	1.5	5.25	○	○	○	○
10	1.5	6.75	○	○	○	○
10	1.5	8.25	○	○	○	○
10	1.5	9.75	○	○	○	○
10	1.5	11.25	○	○	○	○
10	1.5	12.75	○	○	○	○
10	1.5	14.25	-	-	-	-
10	1.5	15.75	-	-	-	-

表 6.3-4(6) STACY 更新炉の安全板評価結果 (ワンロードスタックマージン基準)
(²³⁵U 濃縮度 10 wt%、格子間隔 2.54 cm)

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	○ : OK ($k_{eff}+3\sigma < 0.995$)、- : NG			
			臨界水位 40 cm	臨界水位 70 cm	臨界水位 110 cm	臨界水位 140 cm
10	2.54	0.635	○	○	○	○
10	2.54	1.905	○	○	○	○
10	2.54	3.175	○	○	○	○
10	2.54	4.445	○	○	○	○
10	2.54	5.715	○	○	○	○
10	2.54	6.985	○	○	○	○
10	2.54	8.255	○	○	○	○
10	2.54	9.525	○	○	○	○
10	2.54	10.8	○	○	○	○
10	2.54	12.07	○	○	○	○
10	2.54	13.34	○	○	○	○
10	2.54	14.61	-	○	-	-

表 6.3-5 STACY 更新炉の安全板挿入位置評価結果まとめ

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	挿入位置 X (cm)	安全板間隔 (cm)	安全板間隔 (ピッチ)
5	1.27	14.62	29.22	23
5	1.50	12.75	25.50	17
5	2.54	17.15	34.30	27*
10	1.27	13.34	26.68	21
10	1.50	12.75	25.50	17
10	2.54	13.34	26.68	21*

* 格子間隔 2.54 cm の炉心は 1.27 ピッチの格子板を 1 本飛ばしで用いるため、1.27 cm を 1 ピッチとして計算している。

表 6.3-6 安全板全数挿入時の中性子実効増倍率（安全板 2 枚挿入）

²³⁵ U 濃縮度 (wt%)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	燃料棒本数 (本)	keff+3 σ	keff+3 σ <0.985
5	1.27	40.02	647	0.974199	○
5	1.27	70.03	463	0.952682	○
5	1.27	110.04	420	0.948788	○
5	1.27	140.05	404	0.949579	○
5	1.5	40.02	371	0.963881	○
5	1.5	70.03	277	0.951747	○
5	1.5	110.04	251	0.958500	○
5	1.5	140.05	244	0.959656	○
5	2.54	40.02	406	0.952546	○
5	2.54	70.03	243	0.946082	○
5	2.54	110.04	210	0.945534	○
5	2.54	140.05	201	0.945801	○
10	1.27	40.02	441	0.960040	○
10	1.27	70.03	328	0.967081	○
10	1.27	110.04	297	0.970293	○
10	1.27	140.05	292	0.972755	○
10	1.5	40.02	242	0.967332	○
10	1.5	70.03	190	0.974039	○
10	1.5	110.04	176	0.976956	○
10	1.5	140.05	173	0.978505	○
10	2.54	40.02	141	0.961237	○
10	2.54	70.03	106	0.964456	○
10	2.54	110.04	97	0.969748	○
10	2.54	140.05	95	0.969557	○

6.4 STACY 更新炉の実験炉心の検討

ここでは STACY 更新炉の臨界実験で求められる要件について検討し、原子炉本体整備作業に資する要求仕様を策定する。臨界集合体で一般的に考えられる実験項目は、装荷物の違いによる臨界水位の変化を測定することによる反応度測定のほか、放射化検出器による中性子束分布測定、運転後の燃料棒からのガンマ線を測定することによる出力分布測定などがある。これらの測定作業は STACY 更新炉においても当然実現されて然るべきものである。これら実験時に求められる測定作業の概要を示し、要求仕様について簡潔に記す。また、国際会合に参加して実施した海外の臨界集合体に関する情報収集についても報告する。

6.4.1 放射化検出器による中性子束分布測定

(1) 放射化検出器の概要

放射化検出器は、ある検出器物質の中性子捕獲反応((n, γ) 反応)を利用して検出器が置かれた中性子束分布を測定するものである。放射化検出器としては、測定対象である中性子のエネルギーに対して大きな捕獲断面積を持つ検出器物質が選ばれ、熱炉の中性子測定には一般に金が適している。金に熱中性子を捕獲するカドミウムの覆いを設けることで、金に対する熱外中性子のみの寄与を測定することもできる(カドミウム差法)。また、検出器物質ごとの中性子捕獲断面積の違いを利用して、複数種類の検出器物質を設置し、エネルギーごとの中性子束分布を測定することもできる。検出器物質はその放射化断面積の大きさと中性子捕獲反応の結果生成される物質の半減期及び放出ガンマ線のエネルギーによって体系化されており、熱及び熱外中性子検出器として代表的な検出器物質として表 6.4-1 のようなものがある。放射化後の検出器からは、放射化核種に特有のエネルギーを持つ γ 線が放出されるので、これをプラスチックシンチレータなどで測定し放射化量を求めることで、放射化検出器が配置された位置において、その放射化に寄与した中性子束を同定できる。

(2) STACY 更新炉での利用と要求仕様

STACY 更新炉での利用形態としては、臨界状態の炉内中性子束分布の測定が挙げられる。運転前に放射化検出器を炉心内に固定したのち運転を行い、放射化検出器が運転時の中性子束分布を精度良く測定できるよう臨界近接及び臨界調整に時間をかけないように留意することで、臨界前の中性子束分布の影響を低減し、運転中の中性子束を測定することができる。臨界到達後は、数～数十ワットの熱出力で数十分間運転することで十分に放射化される。生成される同位体の中には半減期が数分～数時間と短いものがあることから、運転停止後は直ちに取出す必要がある。そのため、放射化検出器の使用にあたって以下のような要求仕様が考えられる。

- ・取付け及び取出しに際して、安全板(躯体含む)、未臨界板、核計装その他炉内外機器が放射化検出器の設置用治具等と干渉するような配置・構造とならないこと

・運転後の取出しの際、炉室の線量が入室できないほど高いと人の手による回収は不可能であるため、照射後の残留線量を評価の上、入室が困難であるようなら遠隔操作にて取り出す機構及びインターロック等の設計が必要

なお、照射後の γ 線測定には、旧 STACY/TRACY で使用してきた測定装置を再整備の上で活用する予定であり、動作確認を行っている。

(3) STACY 更新炉への設置例

上記要求仕様を格子板の設計等に反映させるため、実験時に想定される代表的な炉心配置に対する放射化検出器設置位置の検討を行った。STACY 更新炉にて初臨界時に整備する予定の格子間隔 1.27 cm ないし 1.50 cm の格子板を用いて構築した矩形炉心 3 種類と、PWR、BWR の軽水炉集合体模擬構成を対象とした。これらの炉心配置と放射化検出器設置用治具の配置例は図 6.4-1 から図 6.4-5 に示される。

図 6.4-1 から図 6.4-3 はそれぞれ格子間隔 1.27 cm、1.50 cm、2.54 cm (1.27 cm 格子上で構築) の矩形炉心の例である。緑色の四角形は水平方向の放射化検出器設置用治具の配置例を示す。いずれも実効水位 130 cm でほぼ臨界となるように燃料棒の数が決定された。これらの炉心で水平方向の中性子束分布を測定するために、任意の炉心高さに放射化検出器(例えば金)の設置用治具を取り付けることを想定すると、少なくとも炉心を横断する長さが必要であると考えられる。放射化のための照射時の積算出力にも依存するが、概して放射化検出器の感度・精度はあまり高くないため、中性子束分布を測定する場合には炉心の線対称性或いは点対称性を利用して 2 点以上測定を行った方が望ましいからである。要求仕様に記したように、このような治具を炉心構成時に取り付けることができ、運転に影響を及ぼさず、なおかつ照射運転後には不要な放射化を防ぎ、作業員の不要な被ばくを防ぐために、運転後直ちに簡単に取り出すことができる設置方法であることが求められる。STACY 更新炉の核的設計が終了後にこのような治具の設計及び取り扱い方法について具体的な検討が必要である。

図 6.4-4 は PWR の 17x17 燃料集合体 1 体相当を炉心に組み込んだ例である。この炉心配置では、STACY 更新炉で最初に導入される ^{235}U 濃縮度 5.0 wt.% の燃料棒のみが用いられ、17x17 領域の外側の燃料棒は臨界にするためのドライバ燃料であり、臨界となる実効水位は約 110 cm である。PWR 燃料集合体の特徴として、制御棒が挿入される案内シンブルを有することが特徴であり、その効果(影響)を見るために放射化検出器は有用である。一方、図 6.4-5 は BWR の 9x9 燃料集合体 4 体相当を炉心に組み込んだ例である。実際には BWR 燃料集合体はチャンネルボックスを有し、濃縮度分布があり、Gd 含有燃料も存在するが、STACY 更新炉では当初 ^{235}U 濃縮度 5.0 wt.% の燃料棒のみを利用する。そのため本炉心配置例では、STACY 更新炉で取り得る最小の臨界水位 40 cm でも超過臨界となってしまうため、構成炉心の大きさなどを参照し設計に反映させるための例である。こちらも同様に集合体を横切るような検出器設置用治具の配置が考えられる。BWR では集合体間に水ギャップが存在するため、そこでの中性子束分布を測定するニーズがある。将来的に濃縮度分布やチャンネルボックス模擬材を用いた模擬炉心を構成する可能性もあり、図 6.4-5 に示した以外にも様々な検出器配置が想定される。

また、上記の例では軸方向の検出器設置については明記していないが、実験目的に応じて集合体中心・外縁部、水ギャップなどの影響を考慮して適宜燃料棒近傍に設置し、取り出すこととなる。この作業についても、短時間で作業できるように核的設計段階からの考慮が必要であると考えられる。

6.4.2 出力分布測定

(1) 出力分布測定の概要

出力分布の測定は、数十ワットの熱出力で数十分間運転した後の燃料棒を測定し、燃料中に生成された核分裂性生成物の量から運転中の出力分布を測定するものである。取り出した燃料棒にコリメータを介してガンマ線の燃料棒軸方向の分布、或いは複数の燃料棒の特定の高さを測定し、炉心装荷位置ごとに照射時の局所出力に換算してマッピングする。測定には NaI シンチレータや Ge 半導体検出器が主に用いられる。

(2) STACY 更新炉での利用と要求仕様

放射化検出器同様、STACY 更新炉においても出力分布の測定は重要な実験測定のひとつと考えられる。実験初期の単純な炉心構成における炉物理実験で、想定通りの出力分布が得られていることを確認するとともに、構造材や水穴、濃縮度分布をつけた炉心構成においては、出力分布測定を行い、計算解析と合致することを確認することは重要なテーマである。出力分布測定を行うにあたり、以下のような要求仕様が考えられる。

- ・ 運転直後の炉室内線量が高い状態で燃料棒を引き抜く必要があるため、容易に燃料棒が引き抜けるような安全板及びその駆動機構の配置、場合により作業員被ばく低減のための炉心遮蔽など
- ・ 燃料棒を回転させた状態で任意の高さでの FP からのガンマ線を測定装置するロードスキャン装置
- ・ 取り出した燃料棒の装荷位置を管理しつつ仮置きして遮蔽を施す設備・場所の整備

(3) STACY 更新炉での測定対象例

出力分布の測定は、主として炉心構成が濃縮度の異なる燃料棒の配置や、水棒配置による局所的な減速条件の変化や Gd などの中性子吸収体が装荷されている場合など非均質な配置となっている場合（代表的なものとして BWR 燃料集合体）の測定ニーズが大きい。出力分布の測定は、全炉心を対象とするのが望ましいが、FP の減衰と測定に関する労力を勘案すると、集合体の対称性を考えて 1/8 炉心（集合体）、1/4 炉心（集合体）、1/2 炉心（集合体）といった単位で行われるのが一般的である。炉心配置の例は、図 6.4-1 から図 6.4-5 に示される。図中のオレンジの三角形で示したエリアが出力分布測定を行う対象となりうる燃料棒である。このうちの全数を測定できれば理想的であるが、解析計算との整合性が良いのであれば、さらに対象となる燃料棒を減らす場合もある。対称性の確認には、当該 1/8 ないし 1/2 炉心（集合体）とは別のエリアから同配置となる燃料棒の測定を行い、結果の整合性を確認する。

6.4.3 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) 会議概要

ICSBEP は OECD/NEA のプロジェクトのひとつであり、世界各国の臨界実験の専門家が集まり、これまでに収録された臨界実験データの結果と不確かさをその要因も含めて評価し、多くの研究者が利用可能なようにベンチマーク化することにより、計算コード開発や核データの整備に資することを目的としている。本事業では、アメリカ合衆国ワシントン D.C. のジョージ・ワシントン大学において平成 29 年（2017 年）10 月 23 日から 27 日に開催された ICSBEP 並びに同じく OECD/NEA の国際炉物理実験ベンチマークプロジェクト IRPhEP の技術レビュー会合に参加した。参加者は米国を中心に 30 名余であった。

(2) 目的

STACY 更新炉の初臨界後の実験では、国際的な貢献の為実験データをベンチマーク化して ICSBEP/IRPhEP に提供する予定としている。その準備のため、現在の施設設計段階、使用前検査の段階からこれらのプロジェクトで求められる設計精度要求、評価対象項目について把握しておく必要がある。そのため、双方の会合への参加を通じ、参加者からベンチマーク化に関する情報、要望を収集した。

(3) 成果

今回の会合においては、平成 13 年に実施した過渡臨界実験装置 TRACY の過渡運転時の実験データ（臨界状態及び臨界超過状態）をベンチマーク用に評価して提出した。実際に評価書を作成して参加者からのレビューを受けることで、不確かさ評価、ベンチマーク化の手順やノウハウを吸収した。例えば、炉内機器の構成材料・寸法、測定に用いた機器などの詳細は、確認できる製造時や据え付け時のタイミングで可能な限り集めておくことが、ベンチマークにおける最終的な実効増倍率に対する不確かさを削減することに貢献する。また、実験後は計算コードによる解析を行うことが常であるが、計算モデルの構築にあたりどのような不確かが積み上げられているのかなど、他機関・他施設の評価も参考に知り得ることができた。得られた情報を施設設計時の管理に活用するほか、燃料棒の現地検査、受入検査等にも役立てていく。

6.4.4 まとめ

中性子束分布を測定するための放射化検出器、運転時の出力分布測定についてその概要と STACY 更新炉における実施例を検討し、炉心タンク周りの機器等に対する要求仕様を抽出した。また、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）の会合に参加し、将来の実験データのベンチマーク化に際しての情報・要望を収集した。

参考文献

- 1) 中村尚司、「放射線物理と加速器安全の工学[第 2 版]」、地人書館、2001

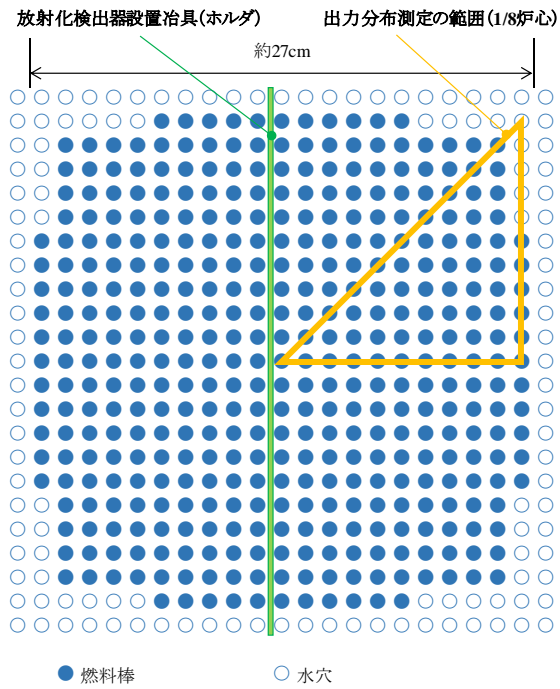


図 6.4-1 矩形炉心の炉心配置の例 (格子間隔 1.27 cm)

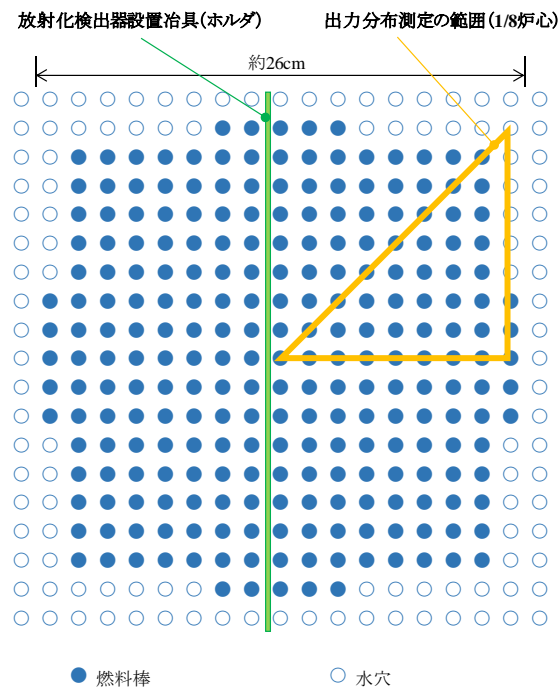


図 6.4-2 矩形炉心の炉心配置の例 (格子間隔 1.50 cm)

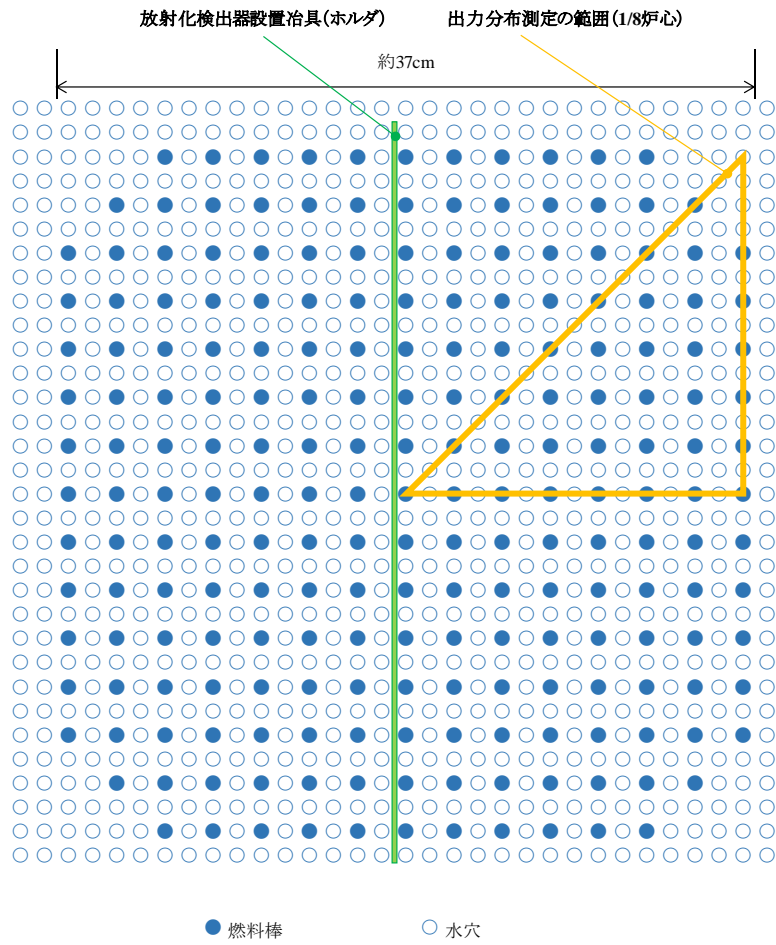


図 6.4-3 矩形炉心の炉心配置の例 (格子間隔 2.54 cm)

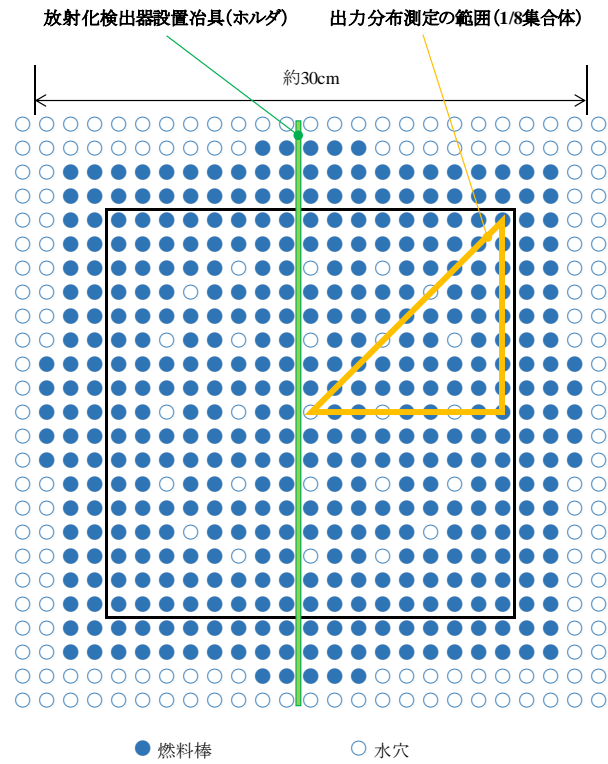


図 6.4-4 PWR 燃料集合体配置を組み入れた炉心配置の例 (格子間隔 1.27 cm)

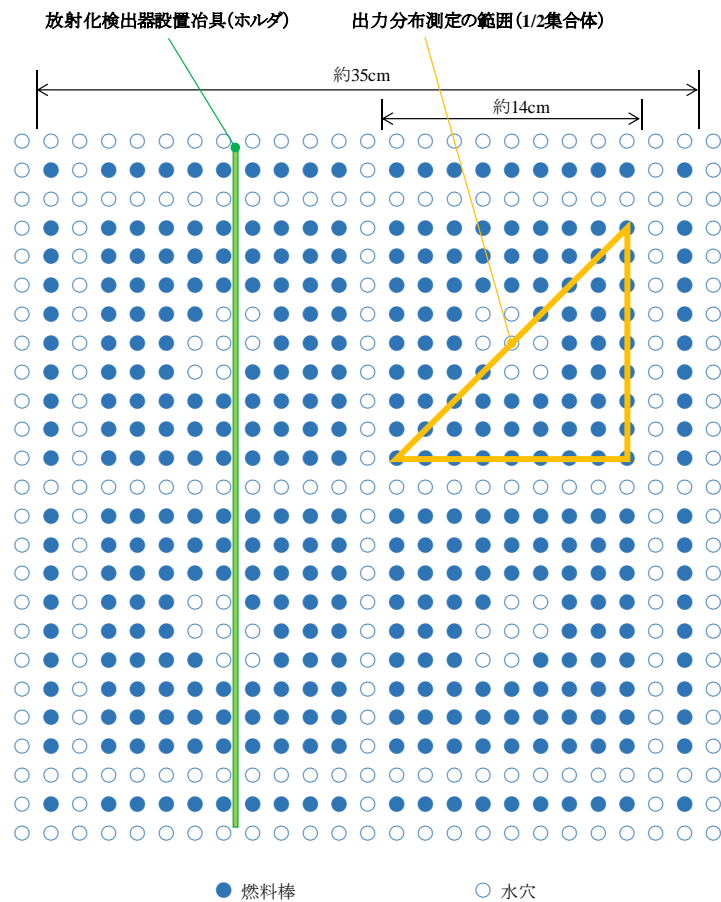


図 6.4-5 BWR 燃料集合体配置を組み入れた炉心配置の例 (格子間隔 1.50 cm)

表 6.4-1 主な放射化検出器の種類と特性⁽¹⁾

元素	検出器物質			放射性生成物質		
	熱中性子放射化断面積 [barn]	共鳴エネルギー [eV]	共鳴放射化積分 [barn]	生成核種	半減期	主なγ線エネルギー [MeV]
In	145	1.45	2640	¹¹⁶ In	54.1 分	0.417 (29 %), 1.097 (56 %), 1.294 (84 %), 他
Au	96	4.9	1555	¹⁹⁸ Au	2.7 日	0.412 (96 %), 他
I	5.5	20-200	140	¹²⁸ I	24.99 分	0.443 (17 %), 他
Dy	2600	54		¹⁶⁵ Dy	2.33 時間	0.0947 (3.6 %), 他
Co	36.0	135	49.3	⁶⁰ Co	5.28 年	1.173 (100 %), 1.333 (100 %)
Mn	13.4	330	11.8	⁵⁶ Mn	2.58 時間	0.847 (99 %), 1.811 (2.7 %), 2.113 (14 %)
Na	0.56	3000, 4200	0.24	²⁴ Na	15.0 時間	1.369 (100 %), 2.754 (100 %)
V	4.5	13000	2.2	⁵² V	3.76 分	1.434 (100 %)
Cl	0.56	26000		³⁸ Cl	37.5 分	1.642 (33 %), 2.168 (44 %)

6.5 実験準備室の整備

6.5.1 目的及び概要

(1) 目的

実験準備室内に設置されている使用目的を終了した機器類及び架台等を解体撤去する。
また、STACY 更新後のプロセスデータ通信に用いる光ケーブルの敷設作業を行う。

(2) 概要

定常臨界実験装置 STACY を、溶液燃料を使用する臨界実験装置から棒状燃料と軽水減速材を使用する臨界実験装置に更新する計画を遂行している。STACY 更新に係る作業場所確保のため、NUCEF 実験棟内にある実験準備室を整理（使用目的を終了した機器及び架台の解体撤去）する。また、STACY 更新後のプロセスデータ通信に用いる光ケーブルの敷設作業を行う。

6.5.2 成果報告

(1) 作業内容

① 撤去機器類及び架台等（一部は移設）

- ・ 放射性物質閉じ込め効果実証機試験装置用架台
- ・ 放射能自動分析・測定装置
- ・ 除湿機
- ・ オートリフター
- ・ 放射性希ガス測定用検出器
- ・ 物理実験台
- ・ 放射性物質閉じ込め試験用試験装置
- ・ その他機器等

② 準備作業

1) 資機材搬入

- ・ 本作業に必要な資機材を建家搬入扉より搬入した。
- ・ 資機材仮置場をベニヤ板、スタンションポール等を使用して区画設定した。
- ・ 搬入した資機材を区画した資機材仮置場へ仮置きした。

2) 作業エリアの養生

- ・ 搬出物の汚染検査を行うエリアをベニヤ板、スタンションポール等を使用して区画設定した。
- ・ 機器等を撤去する際、周辺機器（配電盤等）の損傷を防ぐため、ベニヤ板等を使用して養生した。
- ・ 電動工具を使用する作業では、防災シート等で養生し作業を実施した。また、細断作業を実施するために、ベニヤ板及び防災シートで細断エリアを区画設定し、その中で作業を行った。

- ・ 解体作業で火気を使用する場合には、使用の方向及び周辺の状態を十分考慮して防火シート（スパッタシート等）で養生した。
- 3) 仮設足場の設置
- ・ 各作業の実施に伴い必要に応じて、ローリングタワーまたは単管パイプ、クランプ等を用いた組足場を設置した。
- ③ 不要品整理
- 1) 可燃物の処理
- ・ 不用品類のうちファイルに保存されているデータシート及び用紙等を取外し、可燃性廃棄物として放射性廃棄物容器へ収納し廃棄した。
 - ・ ビニルシート等の可燃物についても同様に、放射性廃棄物容器へ収納し廃棄した。
 - ・ ファイル及びプラスチック等は搬出し、産業廃棄物として処理した。
- 2) 大型機器類の撤去
- ・ 実験室架台上のパソコン、作業台、計器類等を取外し移動した。
 - ・ 実験室架台下の棚、計器類等を取外し移動した。
 - ・ 機器、装置類の解体は、手工具を用いて付属品等を分解し撤去した。付属品が取外された装置類の撤去は、実験室架台を利用して吊り具（イーグル、チェーンブロック等）を取付け重量のある部分を取外し撤去した。
 - ・ 除湿機の撤去は、ドレン配管を工具にて切離し撤去した。除湿機本体を台車及びハンドパレットを使用して運搬した。
 - ・ 撤去機器の内、再利用する機器類を台車及びハンドパレット等で指定の場所へ運搬した。
- 3) 施設機器の撤去
- ・ 架台等に据付けられている不要な照明機器及びケーブル配管等について工具を使用して撤去した。
 - ・ 架台に取付けられている配管サポート類について電動工具を使用して撤去した。
- 4) 架台の解体撤去
- ・ 架台ステージ部に取付けられているコンパネ板及びゴム板を工具にて取外し撤去した。
 - ・ グレーチング及び手摺を火気工具及び電動工具にて切断し撤去した。
 - ・ 撤去部材の溶接部について火気工具を使用して分離し、ボルト接続部について手工具を使用して分離した。また、撤去作業時は、仮設足場及び単管パイプを使用して門型形成しチェーンブロック等で撤去部材の吊り降ろし撤去した。
 - ・ 撤去部材について、区画した細断エリアにて細断し台車及びハンドパレット等で移動した。
- ④ 自動火災報知機の撤去
- ・ 実験準備室内の架台解体に伴い、架台に設置された自動火災報知器を撤去した。
 - ・ 撤去に当たっては、火災報知設備業者（有資格者）が行い撤去後、同室内に設置されている他の火災検知器の警報動作を確認した。

⑤ 地震計ケーブル移設

- ・ 実験準備室内の架台解体に伴い、架台に設置された地震計のケーブルを取外し移設した。
- ・ ケーブル移設後、制御室の地震観測装置で動作確認をした。

⑥ 汚染検査

1) 不用品及び撤去物

- ・ 実験準備室より発生した不用品及び撤去物を汚染検査エリアへ移動した。
- ・ 汚染検査エリアにて不用品及び撤去物表面について、間接法及び直接法での汚染検査を行った。

⑦ 不用品及び撤去物の処理

- ・ 汚染のないことを確認した不用品及び撤去物をハンドパレットまたはクレーンを使用して搬出扉まで移動し、屋外へ搬出した。
- ・ 搬出した不用品及び撤去物のうち、有価物として指定の場所へ車両にて運搬し処理した。
- ・ 有価物として指定されないものについては、産業廃棄物として廃棄処理した。

⑧ 撤去跡の補修

- ・ 撤去作業後のアンカーボルト跡等の窪みは、コーキング材を使用して補修した。
- ・ 除湿機のドレン配管撤去跡は、配管開口部に閉止蓋を取付けコーキング材で補修した。
- ・ 撤去作業跡及び既設塗装の不良箇所について、周辺と同様の色彩のエポキシ樹脂塗装材を使用し塗装補修した。

⑨ 光ケーブル敷設工事

1) 制御室のフリーアクセスから既設ケーブルダクト及び天井内既設ケーブルラック、既設電線管を使用しE P S室経由で各階の対象となる室まで光ケーブルを敷設した。各室は必要に応じて新規電線管を敷設し貫通部にネオシール充填した。

2) ケーブル敷設場所及び敷設本数

- ・ 制御室 (2F) - 機材保管室 (A) (1F) 8C×1本 (G・3005・1006×8/SLFR)
- ・ 制御室 (2F) - 測定機室(1F) 8C×1本 (G・3005・1006×8/SLFR)
- ・ 制御室 (2F) - 実験準備室(1F) 8C×2本 (G・3005・1006×8/SLFR)
- ・ 制御室 (2F) - 実験室(I)-5 (1F) 8C×1本 (8NHGI(PE-A1G)-L-LAP-FR)
- ・ 制御室 (2F) - 南側廊下 (BFL) 8C×4本 (8NHGI(PE-A1G)-L-LAP-FR)

3) 光ケーブル敷設後の端末処理

- ・ 8Cの内、使用する4Cのみに専用コネクタを取付け、残り4Cは予備用としビニールチューブに入れ保護した。

4) 光強度測定

- ・ 専用コネクタの端末処理後、可視光源器を光ケーブルの片側（制御室側）に接続し、現場側で光の強度を目視で確認した。
- ・ 光ケーブル両端に光測定器を接続して光強度測定を行った。

5) 光ケーブルの保護・固定

- ・ 光測定後は専用コネクタ部と予備電線を短管に入れ保護し、ケーブルに「行き先」及び「注意」表示を取付け、各所に余長（2～3巻程度）をとって結束固定した。

(2) 作業結果

実験準備室の整備として、実験準備室内に設置されている使用目的を終了した機器類及び架台等を解体撤去及び光ケーブルの敷設を行った。実験準備室の整備に係る写真を図 6.5-1～図 6.5-28 に示す。



図 6.5-1 作業エリア養生及び資機材搬入

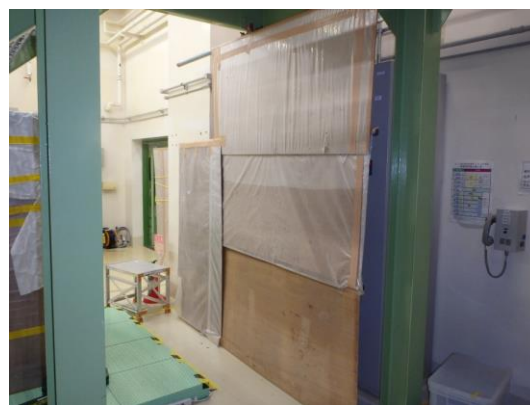


図 6.5-2 作業エリア養生



図 6.5-3 不用品整理



図 6.5-4 不用品撤去（除湿機）



図 6.5-5 火災報知器撤去



図 6.5-6 自動火災報知器動作確認（天井）



図 6.5-7 地震計ケーブルの移設（撤去中）



図 6.5-8 地震計動作確認



図 6.5-9 グレーチング撤去



図 6.5-10 架台撤去（階段）



図 6.5-11 撤去用足場設置



図 6.5-12 架台撤去



図 6.5-13 不用品及び撤去物の汚染検査



図 6.5-14 不用品及び撤去物の搬出



図 6.5-15 不用品及び撤去物の処理



図 6.5-16 撤去後の清掃



図 6.5-17 撤去後補修（壁）



図 6.5-18 撤去後補修（ドレン口跡閉止）



図 6.5-19 再利用品の移動



図 6.5-20 作業終了後（実験準備室）



図 6.5-21 光ケーブル敷設（制御室）



図 6.5-22 光ケーブル敷設（ネオシール）



図 6.5-23 光ケーブル敷設（制御室前）

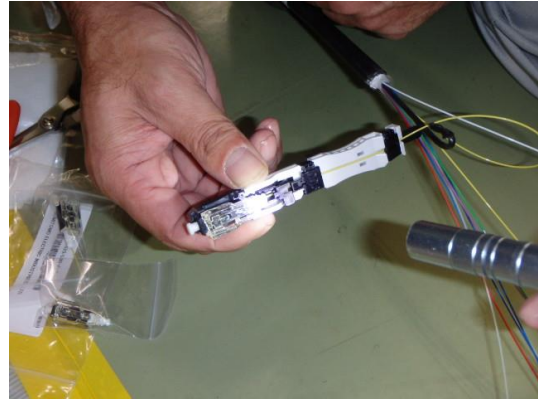


図 6.5-24 光ケーブルの端末処理



図 6.5-25 光強度測定



図 6.5-26 ケーブル行き先表示



図 6.5-27 ケーブル注意表示



図 6.5-28 光ケーブル敷設後(実験準備室)

6.5.3 まとめ

STACY 更新に係る作業場所を確保するため、実験準備室内に設置されている使用目的を終了した機器類及び架台等を解体撤去した。また、STACY 更新後のプロセスデータ通信に用いる光ケーブルの敷設作業を行った。今後は、STACY 更新後の実験利用者が実験準備等で使用できるように作業台、椅子、PC 等の環境を整える予定である。

6.6 高精度水位計のモックアップ試験

6.6.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY では、最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチを用いて、炉心タンク内の水位の制御及び計測を行う。これらの水位スイッチは、安全上重要な機器(安全系)に位置付けているため、耐放射線に優れ、単純な構造の水面検出素子としてフロートスイッチを採用している。ただし、フロートスイッチの水面検出の要求精度は±1.5 mm としており、この計測誤差をそのまま STACY の実験誤差に用いた場合、実験精度影響を及ぼすことから、安全系とは別に計測精度の高い水位計が必要となる。

(2) 概要

本報告書は、計測精度の高い水位計を設計するため、実機相当の性能を有する実験用水位計モックアップ装置(以下「モックアップ装置」という。)を製作し、実験用水位計の妥当性及び成立性の確認結果を報告するものである。モックアップ装置の製作に当たっては、昨年度(平成 29 年度)行った基本設計に基づくとともに、これまでに実施した STACY 実機の設計や新たな知見を反映した。

6.6.2 実験用水位計のモックアップ装置の構造

実験用水位計のモックアップ装置に関する設計条件及び考え方を下記にまとめる。

(1) 設計条件

- ① STACY 施設の原子炉設置許可申請書に基づく。
- ② STACY 実機において安全かつ安定に運転及び実験ができるよう、操作性・保守性等を考慮する。
- ③ 信頼性の高い方式、システム、機器の採用により補修頻度の低減を考慮する。
- ④ 水面検知器(レーザー変位計)は 100 Gy 程度の放射線に耐えられることとする。
- ⑤ 水位計測精度(目標値)は、±0.2 mm(最高使用温度 70℃、測定範囲 600 mm～1600 mm(炉心タンク底を基準))とする。精度目標値を達成しない場合、達成できる条件(計測温度範囲等)を把握する。

(2) モックアップ装置の主要機器

モックアップ装置の主要機器は以下のとおり。図 6.6.2-1 に主要機器の概要及び配置を示す。

- ① レーザー変位計
- ② レーザー干渉計

- ③ 位置決め反射鏡
- ④ 光学部品マウントベース
(固定ターニングミラー、位置決め光線分光器、ビームステアラを含む)
- ⑤ 昇降装置
- ⑥ 昇降装置固定部品
- ⑦ 模擬タンク
- ⑧ 模擬タンク傾き調整部品
- ⑨ 昇降用ワイヤー

(3) モックアップ装置の基本構造

モックアップ装置は、実機で使用する水位計の構造を考慮して設計・製作する。設計において考慮した内容を以下に示す。①～⑤は実機水位計と同様の構造である。

① モックアップ装置の機構及び寸法

モックアップ装置の基本的な機構及び寸法は実機と同じ仕様とする。実機同等の部分は以下のとおり。

1. 昇降装置の機構、寸法及び取合い
2. レーザー干渉計及び光学部品の種類と配置寸法

② 固定ターニングミラーと位置決め光線分光機の角度調整機構

レーザー干渉計には固定ターニングミラー、位置決め光線分光器、位置決め反射鏡が必要となる。光軸調整を簡易化するために、固定ターニングミラーと位置決め光線分光機に角度調整機構を設ける。これらの光学部品は光学用ステージに取り付け、微調整を可能とする。

③ 昇降装置のシャフトピッチ

シャフトのピッチが上下でずれが生じたり捻じれたりしないようにするため上下にレートを配置し機械加工にてシャフトを差し込む構造とする。差し込み部はシャフトホルダーとする。

④ 水位計先端部の昇降

1. 2本のシャフトがガイドとなり模擬タンク内を昇降する。
2. 昇降部分の位置決めは模擬タンク底面のガイドピンと模擬タンク上面のフランジに取り付けてあるフランジで位置決めを行う。
3. 昇降装置内シャフトは炉心タンク底面に対して垂直でなくてはならない。模擬タンク上部フランジに取り付けてある角度調整機構を使用して垂直に据えつ

ける。この機構は押しネジ引きネジで約 2 mm の調整を可能とする。

⑤ 昇降装置の取外しに関して

実機では炉心タンク内の核計装保護管の組合せ変更があるため、停止時に炉心タンク内の昇降装置は取外すことが想定される。水位計先端部を最上限の位置に移動し、固定したのち、ワイヤー部分を取り外すことで炉心タンクから引き抜く作業が行えるようにする。

⑥ レーザー干渉計

実機のレーザー干渉計はレニショー製 XL-80 の使用を計画しているが、モックアップ試験ではコストを考慮し、XL-80 の前世代の製品にあたる ML-10 を使用する。ML-10 の計測原理等は XL-80 と同等である。

⑦ 模擬炉心タンク

モックアップ装置では温水試験を行うため、模擬炉心タンクを使用する。この模擬炉心タンクの大きさは、昇降装置が入る程度の大きさとする。また、計測中の様子を観察するため、観察窓を設ける。模擬炉心タンク内には温水を貯留させるため、耐熱性（ポリカーボネート）の観察窓とする。

⑧ 昇降装置の昇降方法

水位計先端部の昇降には、実機同様にワイヤーを用いる。昇降駆動の方式は、実機は自動となるが、モックアップ装置は手動とした。ワイヤーにはチェーンブロックを接続し、手動で昇降させる。

⑨ レーザー干渉計本体の配置

実機のレーザー干渉計本体は、安全板駆動装置支持架台に固定されている。モックアップ装置はベースプレート上に支柱を設置して実機と同じ配置なるようにレーザー干渉計を設置する。

(4) モックアップ装置の設計・製作上の留意事項等

① 模擬タンクの構造

模擬タンクは実機水位計で想定した水位まで水を満たせること、及び昇降装置が納まる必要がある。この条件を満たしつつ、昇降部分の上部の位置決めとなるフランジ部分は炉心タンクのフランジと同じ取合いとなるよう考慮した。模擬タンクの高さは、1900 mm とし、ベース面に垂直に立てることが必要であるため、模擬タンクを垂直設置できるよう調整機構を設けた。調整後の垂直のずれは 1.5 mm

以内とした。その他の考慮した事項は以下のとおり。模擬タンクの概略図を図 6.6.2-2 に示す。

- ・ 模擬タンク内の計測状況を確認するため窓を取付ける。
- ・ 模擬タンクに 70℃の温水を供給する場合、模擬タンク外周に保温を行う。ただし、窓の取付け面は保温しない。
- ・ 模擬タンク給水後の軽水温度降下対策 70℃の温水を給水すると模擬タンクの表面から放熱されるため、投げ込みヒータにより熱を補えるよう考慮した。

② 昇降装置の構造

1) 昇降のシャフトとスライドブッシュ

- ・ 昇降シャフト

材質：SUS304 φ20、硬質クロムメッキ

シャフト径公差：f8 φ20 -0.020~-0.053

- ・ スライドブッシュ

無給油ブッシュ標準フランジ型ハウジングユニットコンパクトタイプ

銅合金ブッシュ内蔵シングルタイプ シール無し軸部公差φ20 +0.041~0.000

- ・ ハウジング

材質：SS400+無電解ニッケルメッキはめ合いは隙間はめ(20 μmから最大94 μm)

2) 銅合金ブッシュ内蔵シングルタイプ

昇降部分は軽水中に水没するため、ボールスプラインや LM ガイドのように給油を必要とする部品が使えないため丸シャフトとスライドブッシュとする。

3) 熱によるシャフトの膨張の計算

シャフト径：20 mm

SUS304 の熱膨張係数： $17.3 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$

温度変化 20 °C から 70 °C ($\Delta 50$ °C)

$$L1=20 \times 17.3 \times 10^{-6} \times 50=0.0173 \text{ mm}=17.3 \text{ } \mu\text{m}$$

※シャフトとスライドブッシュの最小クリアランスは 20 μm であるので熱膨張を考慮してもクリアランスは維持できる。

スライドブッシュも少なからず膨張するとすれば熱膨張による影響は少ないと考えられる。

4) シャフトの取付けピッチ

シャフトのピッチが上と下でずれや捻じれていないようにするため、上下にプレートを設置し機械加工にてシャフトを差し込む構造としている。抜け防止はシャフトホルダーにより固定されている。

③ レーザー干渉計の据付け

1) レーザー干渉計本体の取付け

- ・実機では設備架台の上に固定するが、モックアップ試験では実験用水位計のベースから支柱を立ててレーザー干渉計の本体のベースを取付ける。
- ・支柱の垂直度は干渉計の重要な位置決めポイントとなるため、200×200の角パイプにフランジを取付け、面間の並行度取付け時の垂直度を出す。
- ・支柱の上面の角プレート(300×300)の上に調整可能なベースプレート(300×300)、チャンネル(100×50)と変位計のベース受け(170×190)を配置しさらに干渉計本体のベースプレートの2面での調整機能を持たせる。

2) レーザー干渉計と光学部品の固定

実機では安全板駆動装置に固定ターニングミラー、位置決め光線分光器、ビームステアラを固定する。今回はレーザー干渉計本体の支柱角パイプ200×200から支持部材を介して取付けプレートを配置しベースプレート、固定ターニングミラーベース、位置決め光線分光器ベースそれぞれに調整機能を持たせている。

④ 光学部品マウントベース

光学部品マウントベースには、固定ターニングミラー、位置決め光線分光器を取り付ける。この2つの光学機器は別々の光学ステージに取り付けることで、個々で角度調整を行う機構とする。

⑤ その他特記事項

ゲージブロック

直方体形のゲージをタンク内に設置する。ゲージは10 mm、600 mm、1100 mm、1600 mmの4体を用意する。なお、10 mm以外のゲージブロックは1/1000 mmの精度で計測できる3次元測定器を用いて精度確認を実施した。

6.6.3 モックアップ装置の性能検査

モックアップ装置が所定の性能を有していることの確認を行うため、性能検査を行った。

(1) 性能検査項目

実験用水位計モックアップ装置設計上の精度及び環境(温度、湿度)に伴う精度影響を確認するため、以下に示す性能検査を行う。

- ① 昇降確認検査
- ② 精度確認検査
- ③ 温度影響検査
- ④ 耐放射線性試験

(2) 検査内容

① 昇降確認検査

1) 検査概要

昇降装置に取り付けた水位計先端部が滑らかに昇降できることを確認する。

2) 検査手順

ケース 1：水位計先端部を上端から下端まで自重により下降させ、途中でワイヤーがたるまないことを確認する。下降速度は約 100 mm/min とし、自由落下させないこと。

ケース 2：水位計先端部を任意の位置で 10 mm 程度ゆっくりと下降させ、動き出しが滑らかで、途中で引っかからないことを確認する。

ケース 3：水位計先端部を下端から上端まで手動で上昇させ、滑らかに上昇することを確認する。また、参考として、ばねばかりによる荷重測定を行う。この際の上昇速度は約 100 mm/min とする。

ケース 4：水位計先端部を任意の位置で 10 mm 程度ゆっくりと上昇させ、動き出しが滑らかで、途中で引っかからないことを確認する。

3) 判定基準

- ・水位計先端部が上端から下端まで滑らかに下降し、途中でワイヤーがたるまないこと。
- ・動き出しが滑らかで、途中で引っかからないこと。
- ・下端から上端まで滑らかに上昇すること。
- ・動き出しが滑らかで、途中で引っかからないこと。

4) 検査結果

①～④のすべての判定基準を満足した。

水位計先端部の上昇する際の荷重は 1～3 kg 程度であり、ほぼ先端部の自重と同じであった。

② 精度確認検査

1) 検査概要

直方体ゲージ（以下「ゲージ」という）を使用し、レーザー変位計及びレーザー干渉計の計測値からゲージの高さを計算で求め、あらかじめ実測したゲージ長さと比較する。計測精度が精度目標値（±0.2 mm）以内であることを確認する。

検査に使用するゲージの公称長さは、160 mm、560 mm、1160 mm、1560 mm 及び微小変化の確認用として 10 mm のものを使用する。

計算に用いるゲージの長さは温度補正を行うものとする。

2) 検査手順

検査手順を以下に示す。

手順1 計測系のゼロ点設定

- ① 160mm のゲージをベースプレートの底面に取付け、ゲージの上方約 76 mm の位置にレーザー変位計が来るよう水位計先端部を下降し、レーザー変位計とレーザー干渉計をゼロリセットする。
- ② 室温（温度補正用）を計測する。

手順2 +10 mm の確認

- ① 160 mm のゲージ上に 10 mm のゲージを載せ計測する。

手順3 +400 mm から+1410 mm の確認

- ① 160mm ゲージを取り外し、直方体ゲージを交換し 3 点の計測を行う。（ゲージ長さ 560 mm、1160 mm、1560 mm）
- ② 計測点毎に 10 mm のゲージを追加し、微小変化について計測を行う。
- ③ 各ゲージでの計測値から計算を行い、ゲージ長さと比較し、精度を求める。

3) 判定基準

計点毎にゲージの長さ と計測値を比較し、比較した値が精度目標に達していること。

4) 検査結果

以下の通り、目標精度（±0.2 mm 以内）を満足した。

想定水位[mm]	ゲージ長さ[mm]	測定値[mm]	誤差[mm]
400	400.0660	400.1207	0.0547
400+10	410.0660	410.1110	0.0450
1000	999.8326	999.9320	0.0994
1000+10	1009.8326	1009.8987	0.0661
1400	1399.8225	1399.8989	0.0764
1400+10	1409.8225	1409.9219	0.0994

③ 温度影響検査

1) 検査概要

水温（最大 70℃）の影響によるレーザー変位計周辺の温度上昇、計測値の変化及び結露状況（湿度を含む）を確認する。また、レーザー変位計及び位置決め反射鏡の温度上昇の軽減及び結露防止として設置したエアーを吹付け機構の効果を確かめる。

2) 検査手順

手順1 初期データの採取

- ① 温水注入前に初期データとしてレーザー変位計周辺の温度、湿度及び昇降装置上部周辺の温度を計測し記録する。

手順2 温水の注入

- ① 約 70℃の温水を 600 mm の位置まで模擬タンク内に入れ、水温が一定に維持できるように投げ込みヒータによる加温を行う。

手順3 計測値の記録採取

- ① 水温が約 70℃で一定となったら、エアー吹付け機構を動作させた状態で水位計先端部を水面の上方約 76 mm の位置にセットする。
- ② レーザー変位計周辺の温度、湿度及び昇降装置上部周辺の温度の変化及び水位計の計測値の変化をレーザー変位計周辺の温度が一定となるまで計測する。

手順4 エアー吹付量の変化による効果の確認

- ① エアー吹付け機構の効果確認方法は、エアー風量が 160 mL/s の時にレーザー変位計の周辺温度が 50℃を超えないことを確認したのち、エアーの風量を段階的に減らし、効果の変化及び水面への影響の確認を行う。
エアーの吹付量は 160 mL/s, 80 mL/s, 40 mL/s の順に減らすものとする。

3) 判定基準

- ・レーザー変位計周辺温度が 50℃以上にならないこと。
- ・レーザー変位計及び位置決め反射鏡への結露が無いこと。
- ・吹き付けたエアーによる水面の波立ちの影響によって計測不可能とならないこと。

4) 結果

レーザー変位計については、以下の通り良好な結果を得た。

- ① レーザー変位計の周囲温度は約 35℃であり、レーザー変位計の使用条件（50℃以下）を満足していることを確認した。
- ② レーザー変位計の結露は確認されなかった。

③ エアの有無にかかわらず、レーザー変位計は測定不能とならなかった。

ただし、レーザー干渉計については湯気の影響を受け、以下の原因により測定不能となり、測定可能な温度は約 40 °Cであることを確認した。

- ・ レーザー光量の低下
- ・ 位置決め反射鏡、位置決め光線分光器の曇り

これらの結果を表 6.6.2-1 に示す。

③ 耐放線性試験

1) 検査概要

炉心タンク水面を計測するレーザー変位計は、計測範囲が約 30 mm であるため、炉心タンク水面付近に設置する必要がある。その結果、炉心からの放射線の影響を受けるため、照射試験を実施し、レーザー変位計の耐放射線性を確認する。

2) 試験場所及び試験期間

a) 照射試験場所

群馬県高崎市大八木町 168 番地 ラジエ工業株式会社

b) 実施期間

平成 29 年 12 月 4 日 ～ 7 日

3) 試験条件

a) 照射対象機器

レーザー変位計（キーエンス製）

LK-H082 : 数量 1

LK-G505 : 数量 2

b) 試験体系

試験機器の構成及び照射試験場におけるレーザー変位計の照射試験構成図を図 6.6.2-3 に、照射対象機器の設置位置図を図 6.6.2-4 に示す。

4) 試験方法

計測状態のレーザー変位計にガンマ線を照射し、この時のレーザー変位計の計測データを取得する。試験手順を下記に示す。

- ① レーザー変位計を 3 個用意し、ガンマ線源からの距離等を調整して空間線量率が約 2 Gy/h、約 10 Gy/h となる位置に設置する。各レーザー変位計と集積線量の関係を表 6.6.2-2 に示す。(注記 1)

- ② レーザー変位計をゼロリセットし、計測状態（通電状態）で照射を行う。
- ③ 既定の集積線量を照射後、データロガーにて記録された測定値の変化を確認する。

注記 1： 試験時の実際の空間線量率と照射時間は表 6.6.2-2 の括弧内に示す。

5) 照射試験結果

レーザー変位計の照射試験の結果を表 6.6.2-3、図 6.6.2-5 に示す。

上記の結果より、サンプル 2 (LK-G505 : .73 Gy/h) は集積線量 357.1 Gy で測定不能となった。サンプル 3 (LK-H082 : 10.73 Gy/h) は集積線量 207.9 Gy で測定不能となった。サンプル 1 は所定の集積線量 (100 Gy) 照射完了まで計測可能な状態であった。以下に照射試験より得られた結果を示す。

- ① データロガーに記録された照射中のレーザー変位計の計測データは、ガンマ線によるノイズ等は確認されなかった。また、破損時はその直前まで正常に動作しており、突然信号が断絶したことを確認した。
- ② 計測不能となったサンプル 2、3 の回収時、レーザー変位計からレーザーは出ていなかった。レーザー変位計を回収後、改めて動作確認を行ったが復帰しなかった（故障していた。）。
- ③ 破損したサンプルについて、コントローラーから出力されるエラーコードの内容を確認した。エラーコード内容を示す。
サンプル 2：測定範囲を下回っている（レーザー出力が下がっている。）
サンプル 3：センサヘッド接続エラー（信号を出力していないと推定される。）
- ④ コントローラーおよびケーブルに異常はなかった。

6) 照射試験まとめ

計測状態のままレーザー変位計 3 台にガンマ線を照射し、照射中の計測データを取得することで、耐放射線性試験を行った。その結果、LK-H082 は約 200 Gy、LK-G505 は約 350 Gy で計測不能となった。また、照射中にノイズはなく、破損時はその直前まで正常に動作していたことを確認した。以上から、実験用水位計の耐放射線性の要求仕様である 100 Gy は満足できると考えられる。

6.6.4 まとめ

実験用水位計が既定の性能を有していることを確認するため、モックアップ装置を製作し、性能試験を実施した。その結果、一部の条件を除き、要求性能を満足することが可能であることを確認した。

昇降確認検査では、昇降装置により水位計先端部（レーザー変位計及び位置決め反射鏡）を動作させ、滑らかに昇降できることを確認した。

精度確認検査では、炉心タンク水位を模擬した計測用基準器（直方体ゲージ）を用いた計測を行い、精度目標に達していることを確認した。

温度影響検査では、模擬炉心タンクに貯留した水を 70℃に昇温し、レーザー変位計による計測が可能であること及び周囲温度が使用範囲内（50℃以下）であることを確認した。レーザー干渉計の測定については、40℃以下で精度良く測定できることを確認した。ただし、40℃を超える水温においては湯気対策が必要であるという結果を得た。昇温時に実験用水位計を使用する場合には、実機製作前に、当該問題を解決する方法を検討する必要がある。

耐放射線性についてレーザー変位計にガンマ線を照射する試験を行った。試験の結果、集積線量が 200 Gy 以上までは正常に動作することを確認し、実験用水位計の要求仕様である 100 Gy については満足できる見通しを得た。

表 6.6.2-1 温度影響確認検査 追試験記録 (1/2)

施設名	燃料サイクル安全工学研究施設 定常臨界実験装置 (STACY)		名 称										STACY 更新炉 実験用水位計モックアップ装置				備 考
	確認項目	時間 (分)	0	5	10	15	20	25	30	33							
温度 (°C)	レーザー変位計周辺		17.3	17.9	18.6	19.2	19.7	20.2	20.7	21.2							
	水温		16.6	24.3	29.1	32.3	35.9	39.6	42.2	44.4							
	昇降装置上部周辺		16.0	16.3	16.5	16.5	16.6	16.8	16.8	17.3							
水位計 計測値 (mm)	レーザー干渉計		0	0.010	0.001	0.011	0.030	0.019	0.012	—							
	レーザー変位計		0	0.75	1.34	1.80	2.32	2.95	3.43	3.72							
湿度 (%)	測定値		0	0.76	1.341	1.811	2.350	2.969	3.442	—							
	レーザー変位計周辺		61.7	77.9	83.9	89.9	91.1	90.3	96.0	97.3							
結露 状況 (有無)	レーザー変位計		—	無	無	無	無	無	無	無							
	位置決め反射鏡		—	無	無	無	無	無	無	無							
測定 状況 (可否)	レーザー干渉計		可	可	可	可	可	可	可	否							
	レーザー変位計		可	可	可	可	可	可	可	可							
レーザー光量(%)			46	46	44	44	42	40	40	40							

備 考

・計測開始時の外気温：17.9°C ・エア吹付機構：160mL

・開始から 33 分で光線妨害

表 6.6.2-1 温度影響確認検査 追試験記録 (2/2)

施設名	燃料サイクル安全工学研究施設 定常臨界実験装置 (STACY)		名 称												
	STACY 更新炉 実験用水位計モックアップ装置														
時間(分) 確認項目		0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	53	60	64
温度 (°C)	レーザー変位計周辺	14.7	15.1	15.4	15.9	16.5	17.1	17.7	18.3	18.9	19.8	20.7	21.3	22.1	23.3
	水温	13.5	20.0	22.2	25.9	29.1	32.8	36.1	39.0	42.1	45.1	49.4	50.9	54.4	56.2
	昇降装置上部周辺	14.2	14.5	14.7	14.9	15.1	15.3	15.5	15.6	15.9	16.3	16.8	16.5	17.3	18.2
水位計 計測値 (mm)	レーザー干渉計	0.000	0.036	0.060	0.099	0.135	0.175	0.201	0.237	0.267	0.270	0.239	—	0.008	0.030
	レーザー変位計	0.00	0.48	0.74	1.15	1.57	2.01	2.65	3.17	3.72	4.39	5.30	5.65	6.30	6.70
湿度 (%)	測定値	0.000	0.516	0.800	1.249	1.705	2.185	2.851	3.407	3.987	4.660	5.39	—	6.38	6.73
	レーザー変位計周辺	61.4	67.8	66.0	70.8	76.9	83.0	87.5	90.2	93.7	97.0	97.0	98.0	96.2	99.2
結露 状況 (有無)	レーザー変位計	—	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無
	位置決め反射鏡	—	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	無	有	有
測定 状況 (可否)	レーザー干渉計	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	否	可	否
	レーザー変位計	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可	可
水面の波立ちによる欠測 (有無)		73	73	73	73	73	73	73	71	71	68	61	61	67	38

備考

- ・計測開始時の外気温：17.9°C ・エア吹付機構：160mL ・開始から 30 分で水面に湯気が発生 ・開始から 53 分で光線妨害
- ・光線妨害発生後、再度ゼロリセットして計測を行ったが、開始 4 分で光線妨害となった。

表 6.6.2-2 各レーザー変位計と集積線量の関係

	空間線量率	照射時間	集積線量
サンプル 1 LK-G505	約 2Gy/h (1.83Gy/h)	約 50h (54.53h)	100Gy
サンプル 2 LK-G505	約 10Gy/h (10.73Gy/h)	約 50h (46.62h)	500Gy
サンプル 3 LK-H082	約 10Gy/h (10.73Gy/h)	約 50h (46.62h)	500Gy

※括弧内は照射試験時の実測値

表 6.6.2-3 各レーザー変位計の照射試験結果

	集積線量	結果
サンプル 1 LK-G505	100Gy	破損せず
サンプル 2 LK-G505	500Gy	集積線量 357.1Gy で計測不能となった。
サンプル 3 LK-H082	500Gy	集積線量 207.9Gy で計測不能となった。

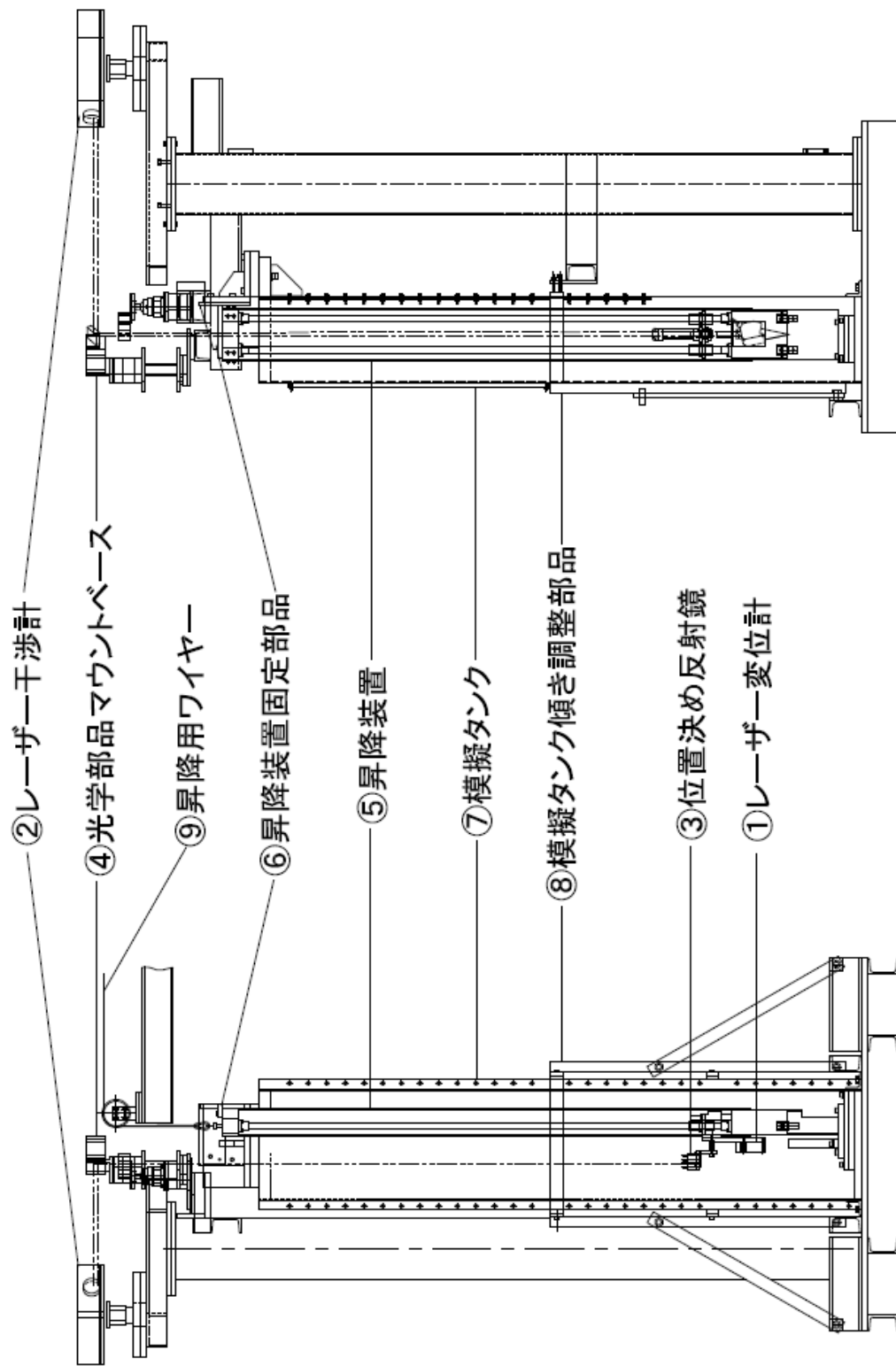


図 6.6.2-1 モックアップ装置の主要機器の概要及び配置図

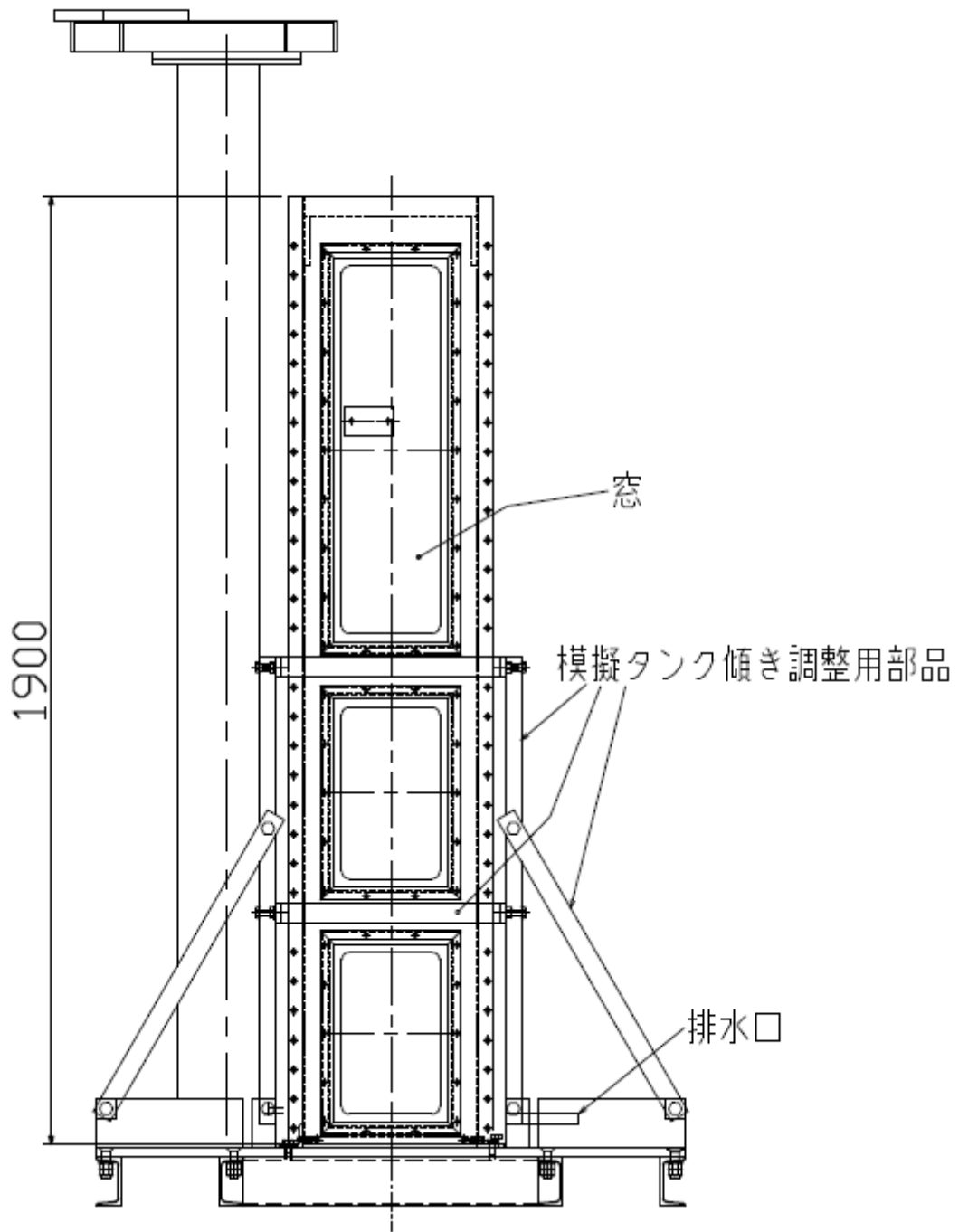


図 6.6.2-2 模擬タンク概略図

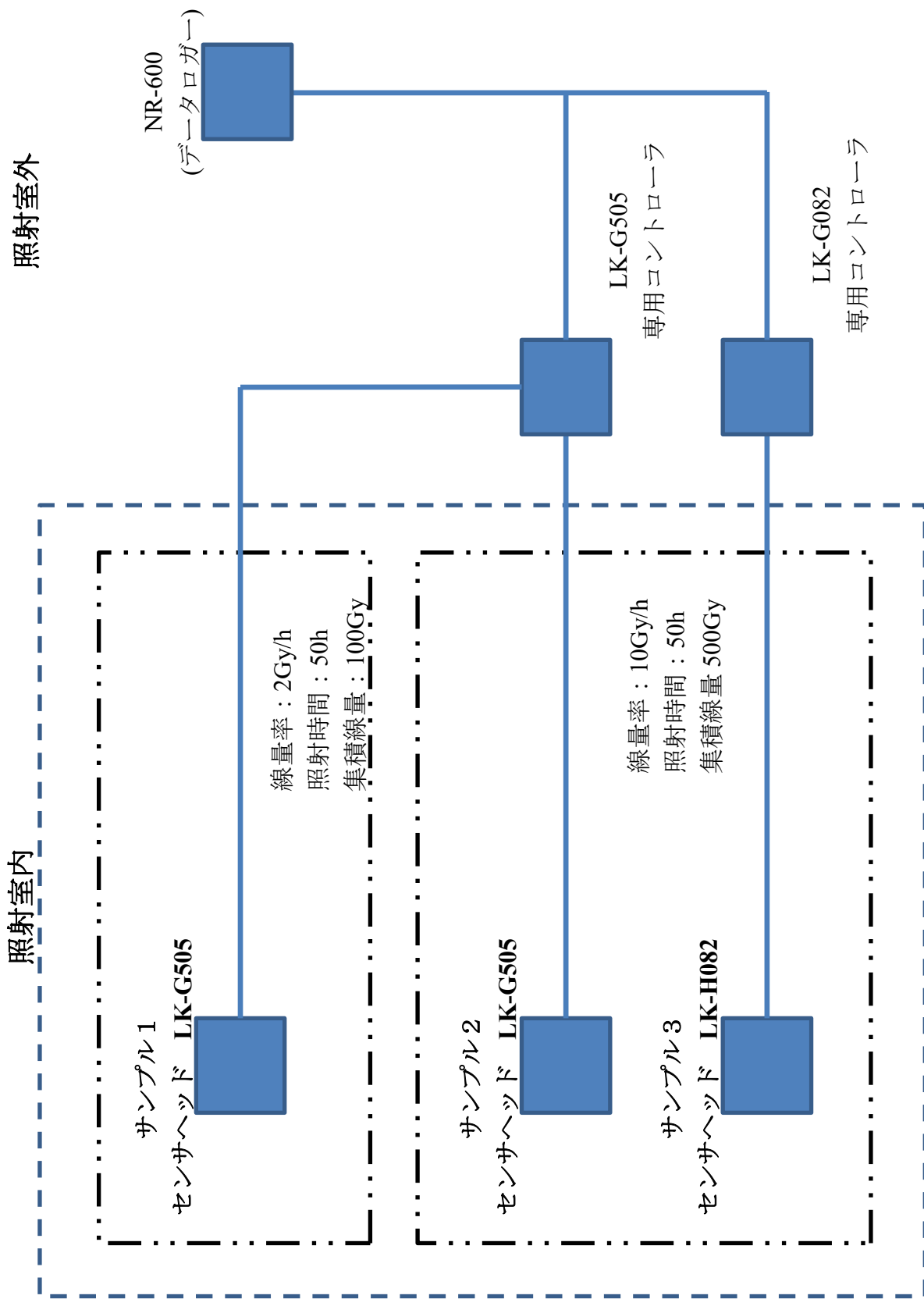


図 6.6.2-3 レーザー変位計の照射試験 構成図

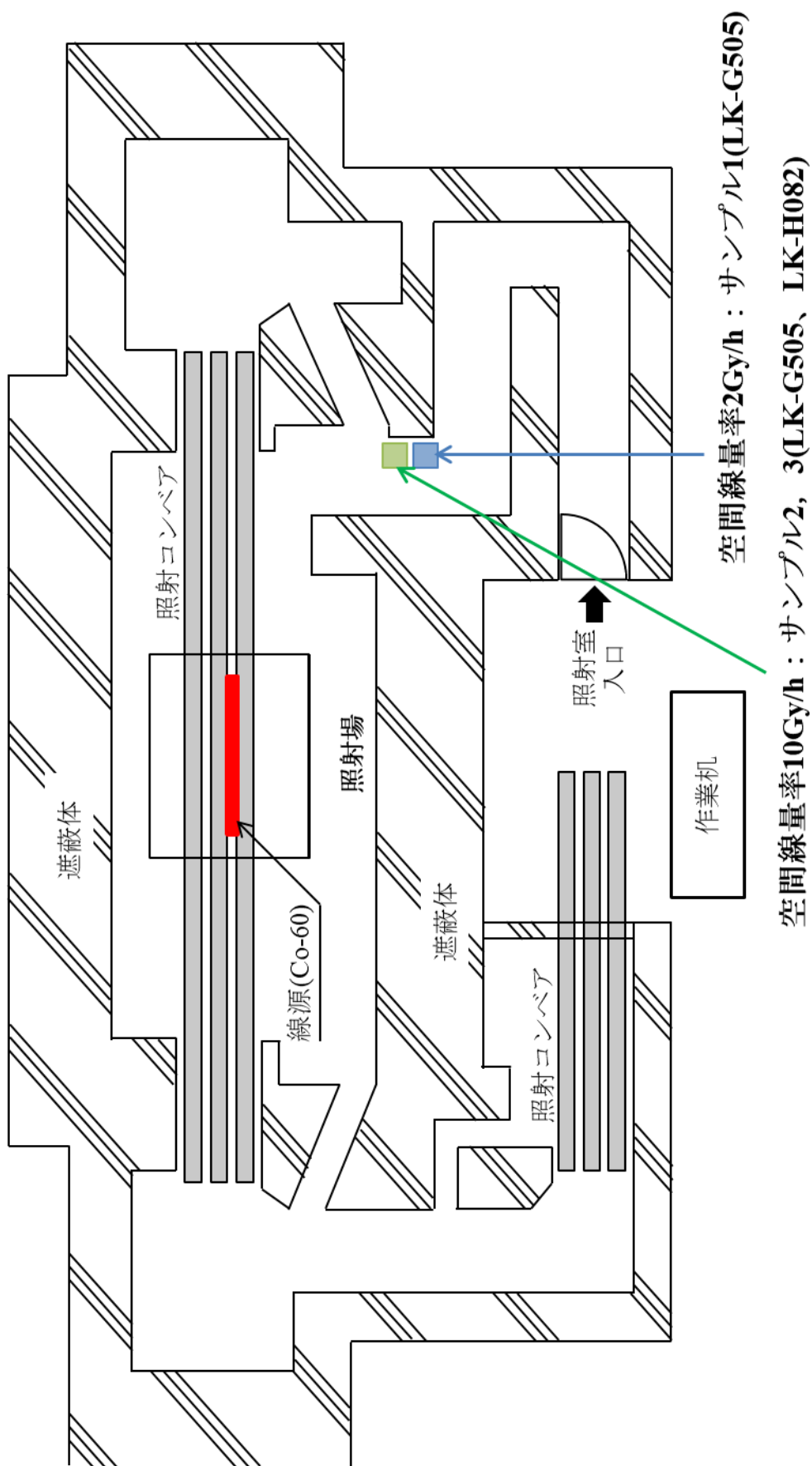


図 6.6.2-4 照射対象機器の設置位置図

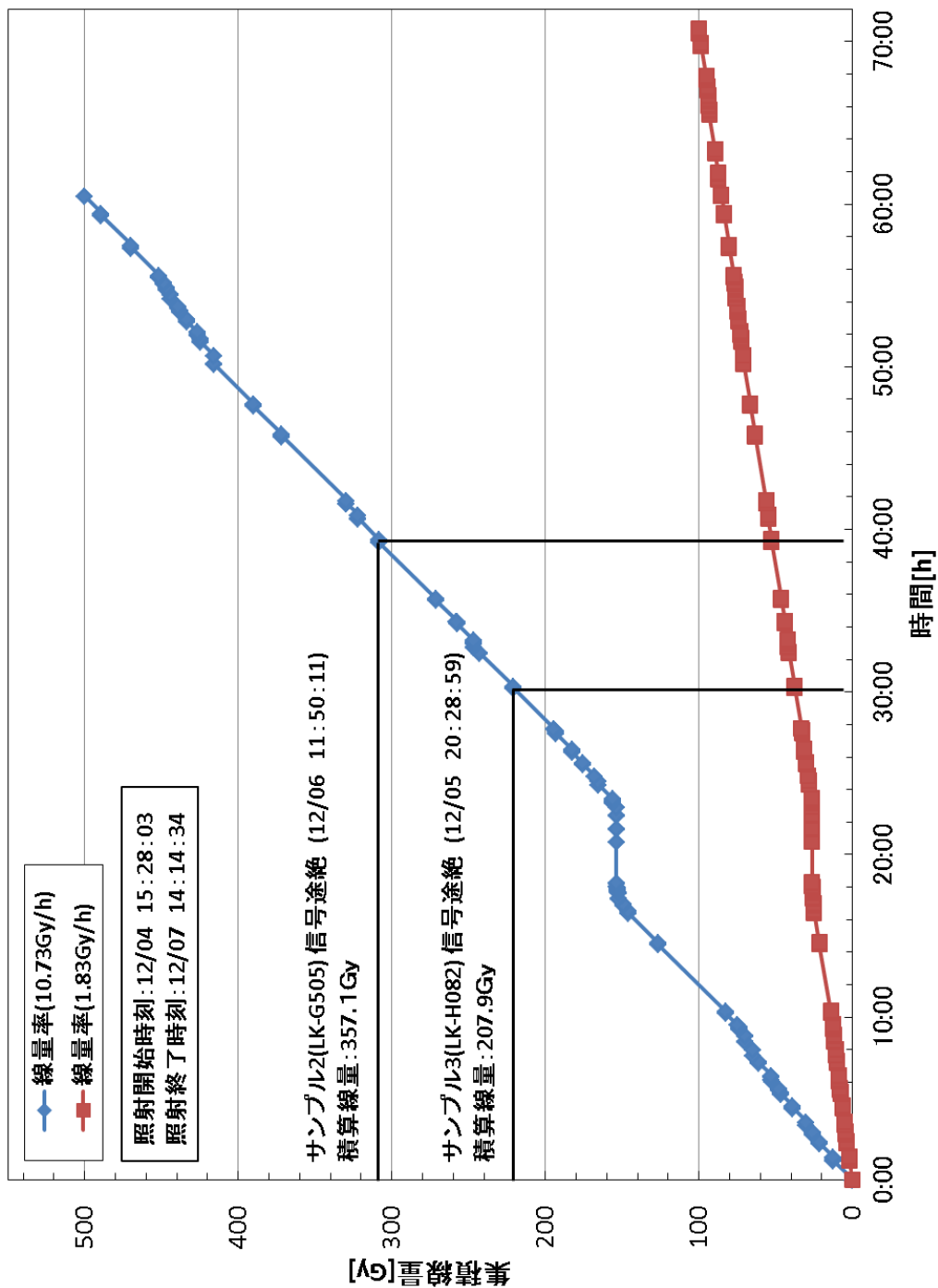


図 6.6.2-5 レーザー変位計の照射結果