

原子力規制庁
平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費
(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの
臨界評価手法の整備) 事業

報告書

平成 29 年 3 月

(国研) 日本原子力研究開発機構

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 全体計画及び年度事業計画.....	5
2.1 全体計画.....	5
2.2 平成 27 年度事業計画.....	7
参考文献.....	10
第 II 編 臨界リスク評価基準整備.....	11
第 3 章 鉄含有燃料デブリの臨界特性解析.....	13
3.1 QUENCH 試験データ等技術情報の調査.....	13
3.2 ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの無限増倍率解析.....	18
3.3 ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの臨界量解析.....	36
参考文献.....	57
第 4 章 臨界マップデータベースの整備.....	59
4.1 データベースの詳細設計.....	59
4.2 燃焼計算コードの改良.....	65
4.3 臨界安全解析コードシステムの整備.....	74
参考文献.....	93
第 III 編 環境影響評価手法の整備.....	95
第 5 章 臨界事故評価手法の精度に関する検討.....	97
5.1 臨界事故評価コードの精度検証に係る解析.....	97
5.2 燃料デブリ形状の反応度効果に係る解析.....	211
第 6 章 臨界リスク評価の試み及び技術課題の検討.....	253
6.1 臨界リスク評価支援ツールの作成.....	253
第 7 章 臨界事故評価手法の調査等.....	327
7.1 目的と概要.....	327
7.2 臨界事故評価手法の調査.....	327
7.3 放置された NRX 燃料棒の回収について (カナダ).....	328
7.4 まとめ.....	329
参考文献.....	330

第Ⅳ編	臨界実験による臨界リスク評価基準の検証.....	331
第8章	STACY 更新炉原子炉本体の整備.....	333
8.1	STACY 更新炉原子炉本体の設計.....	333
8.2	臨界実験炉心の検討.....	399
8.3	臨界実験装置に係る調査等.....	434
8.4	給水停止スイッチモックアップ試験.....	439
第9章	デブリ模擬臨界実験用燃料の調達.....	485
9.1	デブリ模擬臨界実験用燃料調達計画の最適化検討.....	485
9.2	棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作.....	500
第10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.....	531
10.1	デブリ模擬体調製設備の整備.....	531
10.2	デブリ模擬体分析設備の整備.....	552
第Ⅴ編	専門家の意見聴取.....	585
第11章	福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会.....	587
11.1	第3回会合.....	587
11.2	第4回会合.....	597
11.3	第5回会合.....	606
第Ⅵ編	まとめ.....	615
第12章	平成27年度事業の成果.....	617
12.1	臨界リスク評価基準整備.....	617
12.2	環境影響評価手法の整備.....	617
12.3	臨界実験による臨界リスク評価基準の検証.....	618
12.4	専門家の意見聴取.....	619
第13章	平成28年度事業の計画.....	621
13.1	臨界リスク評価基準の整備.....	621
13.2	環境影響評価手法の整備.....	621
13.3	臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認.....	621
13.4	専門家の意見聴取.....	622

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の構造材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^{2,4)}、水中における臨界量は大幅に小さくなり得る。^{5,6)} 中性子吸収材を含まない水で冷却されている現行の冠水法を考慮すると、今後の水中での取出し作業、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^{7,8)}。廃止措置に係る安全規制として、これらの局面で事業者が行う管理の適否を判断するための新たな臨界評価基準を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等を示す臨界リスク評価基準を作成し、この上に実際の燃料デブリ性状を位置づけ、燃料デブリの臨界リスク評価を行う基準を整備する。⁷⁾ また、臨界リスク評価基準の検証のため、臨界実験装置を用いて燃料デブリを模擬した臨界実験を行い、臨界データを取得し、臨界マップの妥当性を検証する。⁹⁾

これらの検討を踏まえ、評価されたリスクに基づく事業者の臨界管理の適否の判断に必要な技術的な知見を得る。

なお、本事業の実施にあたっては、「原子力規制委員会における安全研究について」（平成25年9月25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。

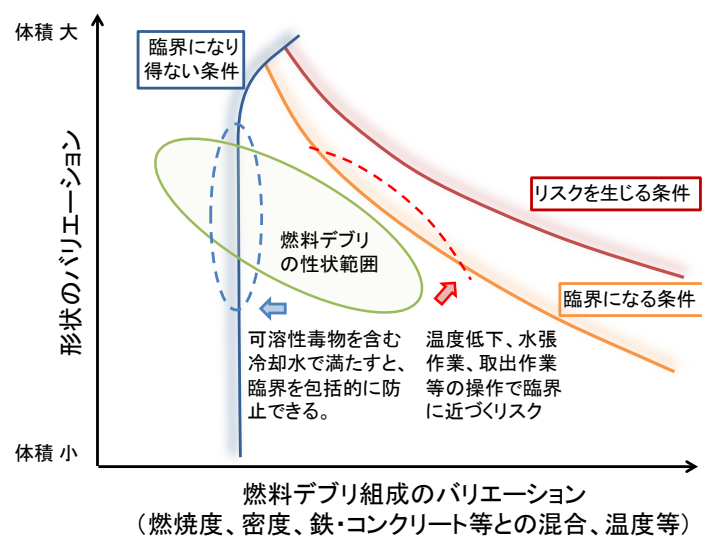
参考文献

- 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 全体計画及び年度事業計画

2.1 全体計画

燃料デブリの性状をパラメータとして未臨界か否かを判断するためのデータベース「臨界マップ」(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。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「臨界マップ」で明確にする。ここに、燃料デブリの性状範囲を位置づけ、燃料デブリに対する操作の臨界リスクを評価できるようにする。

図 2-1 臨界マップの概念

燃料デブリが臨界を超過した際の、作業員被ばく、放射性物質環境放出等の影響が生じる条件を明らかにし、臨界リスクを評価する基準を整備する。これは、前述の臨界マップ、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リスクを評価するツール^{6,7)}となる。

臨界に近い燃料デブリについても未臨界か否かの判断を可能とするため、臨界マップ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。^{8,9)} 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。¹⁰⁻¹⁴⁾

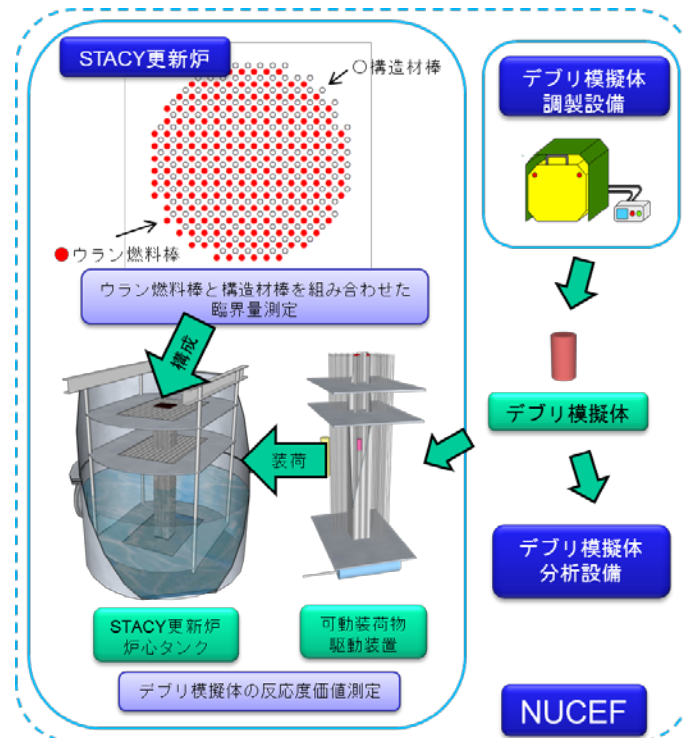


図 2-2 STACY 更新炉燃料デブリ臨界実験の概念

平成 32 年度に計画されている燃料デブリ本格取出開始までに、検証済みの臨界マップ、臨界リスク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、STACY 更新炉の実験は平成 31 年度に開始する。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適否判断を継続的に支援する。この全体スケジュールを図 2-3 に示す。

事業内訳	H26	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
(1) 臨界リスク評価基準の整備		臨界量計算・不確かさ解析	★臨界マップ作成	臨界マップの稠密化(高精度化)				
			臨界制限量計算(質量・寸法・濃度等)					
			臨界安全解析システムの整備					
		高燃焼度燃焼燃料の核種組成分析及び燃焼計算コードの検証				実デブリ試料分析及び臨界特性評価		
(2) 環境影響評価手法の整備		臨界リスク評価(解析ベース)		★臨界リスク評価手法(解析ベース)提案	★臨界リスク評価手法(実験検証ベース)提案			
						臨界リスク評価(実験検証ベース)		
(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認		○臨界実験装置						
		設計・製作・据付			性能試験		臨界試験	
		モックアップ試験						
		燃料調達				★初臨界(現有燃料)		
						★初臨界(新燃料)		
		○デブリ模擬体調製設備						
		設計・製作・据付・検査		コールド試験			デブリ模擬体調製	
		○デブリ模擬体分析設備						
		設計・製作・据付・検査		デブリ模擬体分析				

図 2-3 事業全体のスケジュール(計画)

2.2 平成 27 年度事業計画

前節に示した全体計画の第 2 年度である平成 27 年度事業として、以下の研究開発を図 2-4 及び図 2-5 に示す 2 か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) 臨界リスク評価基準整備

炉心溶融時に炉心、圧力容器等の主な構造材である鉄を取込んだと考えられる燃料デブリについて、臨界特性の解析を行い、平成 26 年度事業で整備に着手した臨界リスク評価基準を拡充する。

- ① 密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等のパラメータを変化させ、臨界計算コード等を用いて臨界特性を系統的に解析することにより、平成 26 年度事業で整備を開始した臨界リスク評価基準に鉄を含有した燃料デブリの情報を追加する。
- ② 上記①の臨界リスク評価基準の情報を格納するデータベース機能、及び燃料デブリ性状が新たに判明した際に臨界解析を行う機能を統合したシステムの整備を進める。

(2) 環境影響評価手法の整備

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、典型的な事象について臨界リスク評価を試行することにより、評価に必要な技術を検討する。

- ① 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臨界リスク評価を支援するツールを試作する。試作したツールを用いて典型的な事象について臨界リスク評価を試みる。精度と効率の面から、放射性物質環境放出、作業被ばく等の評価の技術課題を検討する。
- ② 臨界リスク評価手法、評価結果の反映方法等について、国際会議への参加、海外研究機関訪問等により調査する。

(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

上記 (1) で検討を行う臨界リスク評価基準の検証実験に向けた施設整備として、平成 26 年度事業で実施した設計などの成果を用いて、臨界実験装置、並びに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設備の設計・製作を進める。また、整備する設備の性能確認に資するモックアップ試験を実施する。

- ① 臨界リスク評価基準の検証実験に用いる臨界実験装置について、燃料デブリの取り得る性状範囲を参考に検討した実験炉心構成及び平成 26 年度事業のモックアップ試験に基づき、装置の設計を詳細化する。この設計・製作・工事では、実験目的を達するための性能、並びに装置及び実験の安全の確保を考慮する。
- ② 本事業で実施する実験が、国際的水準で評価しても優秀な精度を確保できるように、実験計画・設計・施行管理手法に関する知見を保有する欧米の研究機関を訪問、又は国際会議・プロジェクト等に参加し、調査及び意見交換を実施する。
- ③ 臨界実験に用いるデブリ模擬体の調製設備及び分析設備について、既存加工施設における燃料ペレット製作、デブリ模擬体試作等のプロセス条件を参考にした設計を詳細化し、設備の製作を進める。

- ④ 臨界実験に用いる燃料（燃料デブリ模擬体及びドライバ燃料）について、平成 26 年度事業の調査結果を参考に調達計画の最適化を図り、原料の調達に着手する。
- ⑤ 臨界実験装置の性能（安全性能を含む）確保のため、反応度制御に用いる給排水系スイッチ類等事前確認が必要な機器類の精度・性能保証等に係るモックアップ試験を実施する。

(3) 専門家の意見聴取

本事業の実施にあたっては、燃料デブリや臨界管理等の専門家と意見交換を 3 回行い、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	特任教授（リスク評価）
大阪大学	黒崎 健	准教授（核燃料化学）

事業内訳	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
(1) 臨界リスク評価基準整備	① 鉄含有燃料デブリの臨界リスク評価基準の整備 無限増倍率の解析	← 臨界量等の解析		解析結果の整理
	② 臨界リスク評価基準データベースの整備 データベースの詳細設計・実装／モンテカルロコード概念設計／燃焼計算コード改良(北大)			
(2) 環境影響評価手法の整備	① 再臨界リスク評価に必要な技術の検討 支援ツールの詳細設計	← リスク評価支援ツールの整備		リスク評価試行
		← 臨界事故影響評価コードの精度評価及び反応度効果検討		
	② 国際会議・海外研究機関における調査 △ OECD/NEA-ORACS	△ ICNC 2015		
(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証	① 臨界実験装置整備 ← STACY更新炉関係設工認／早期着手分設計	← 旧STACY解体設工認・工事計画検討		
	② 国際会議・海外研究機関における調査 △ OECD/NEA-ICSBEP	△ ICNC 2015		
	③ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備 ← デブリ模擬体分析設備の詳細設計／分析機器調達	← デブリ模擬体調製用電気炉、圧縮成型機等製作		
	④ 燃料調達 ← ウラン燃料技術仕様調整	← 既設設備の一部撤去／放射線モニタリング設備等機器調達	← 調達契約手続	
	⑤ モックアップ試験 ← 水位計試験			
(4) 専門家の意見聴取		△ 計画検討	△ 中間報告	進捗評価 △

図 2-4 平成 27 年度事業のスケジュール (平成 27 年度内の計画)

事業内訳	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
(1) 臨界リスク評価基準整備				
(2) 環境影響評価手法の整備	① 再臨界リスク評価に必要な技術の検討 ← リスク評価試行			
(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証	① 臨界実験装置整備 ← STACY更新炉関係設工認／早期着手分設計	← 旧STACY解体設工認・工事計画検討		
	③ デブリ模擬体の調製・分析設備の整備 ← デブリ模擬体分析設備の詳細設計／分析機器調達	← 既設設備の一部撤去／放射線モニタリング設備等機器調達		
	④ 燃料調達 ← ウラン燃料技術仕様調整	← 燃料調達設工認申請(予定)▽ ← 調達契約手続	← ウラン粉末調達・製造	
(4) 専門家の意見聴取				

図 2-5 平成 27 年度事業のスケジュール (平成 28 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) 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).
- 7) (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).
- 8) 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).
- 9) 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).
- 10) 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).
- 11) 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).
- 12) 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).
- 13) 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).
- 14) 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).

第II編 臨界リスク評価基準整備

第3章 鉄含有燃料デブリの臨界特性解析

3.1 QUENCH 試験データ等技術情報の調査

3.1.1 目的及び概要

(1) 目的

1F の 1～3 号機では、炉心が損傷・熔融し、多量の燃料デブリが生じていると考えられる。この燃料デブリを安全に取り出すために、炉心損傷・熔融に関する知見を取得し、燃料デブリの組成・性状を適切に推測しなければならない。

このため、ドイツのカーlsruエ工学研究所 (KIT) が原子炉重大事故の燃料再冠水時の水素発生挙動を調べるために実施した QUNECH 試験の技術データ、及び溶融物質移行挙動評価のために整備した計算モデルを入手した。

(2) 概要

KIT は図 3.1-1 に示す実験体系で QUENCH 試験を実施した。実験体系は 20 本の模擬燃料棒と中央に配置された模擬制御棒又は模擬燃料棒で構成されている。原子炉重大事故の状態を模擬するために、事前に高温に昇温し、その後、炉心部の底部から主に水蒸気又は水を注入して再冠水が模擬されている。

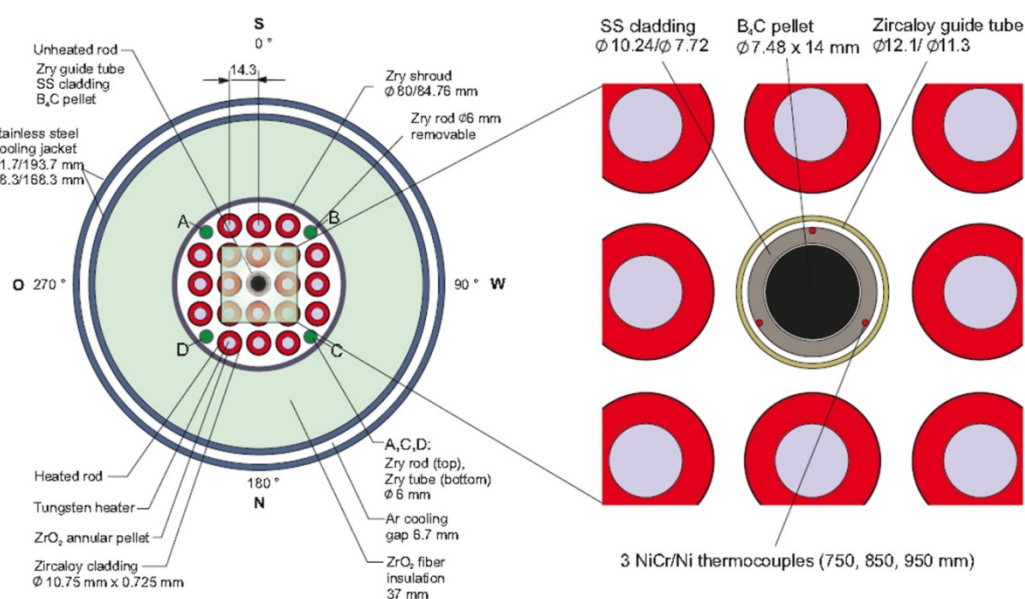


図 3.1-1 QUENCH-07 試験の試験体の横断面図 (左図) と試験体の拡大図 (右図)

この QUENCH 試験のうち B₄C 制御棒が配置された QUENCH-07 試験 (2001 年 7 月) について、試験体系、試験条件、試験の測定値、及び観察された以下の項目の技術データを調査した。

- ① B₄C 制御棒損傷の周辺燃料に及ぼす影響
- ② B₄C 制御棒の H₂、CO、CO₂ 及び CH₄ 生成に及ぼす影響

- ③ 燃料バンドル損傷に係わる物理的解釈
- ④ 試験後の炉心部の金相分析

さらに、KIT で実施された炉外加熱試験 CORA とフランスのカダラシュ研究所で実施された PHEBUS 試験の金相分析に基づき、KIT は原子炉重大事故における U-Zr-O 溶融物挙動評価に用いる計算モデル（燃料スラグモデル）を整備した。

この計算モデルのうち、以下の項目の情報を調査した。

- ① 溶融物質のスラグ形成と移行挙動の既往知見
- ② 燃料スラグ移行に係わる物理現象
- ③ 燃料スラグに係わる計算モデル
- ④ CORA-W1 試験に対する燃料スラグモデルの妥当性確認

3.1.2 調査

(1) QUNECH 試験データ

QUENCH 試験は、軽水炉（LWR）の露出した炉心に水又は水蒸気を注入することによって生じる水素発生を調べるためのものである。試験バンドルは長さ約 2.5 m の模擬燃料棒 20 本からなり、模擬燃料棒は長さ 1024 mm にわたって加熱される。本調査の対象の試験では、中央には、加熱されず、 B_4C ペレット、ステンレス鋼被覆冠、及びジルカロイ 4 案内管からなる模擬制御棒（Framatome 社製 1300 MW PWR の設計）を置く。模擬燃料棒の中央には直径 6 mm のタングステン製ヒータがあり、電氣的に加熱される。このヒータは UO_2 燃料ペレットを模擬する円環状の ZrO_2 ペレットで囲われている。ジルカロイ 4 被覆管は軽水炉で用いられるものと同じであり、外形 10.75 mm、肉厚 0.725 mm である。試験領域の -250 mm から 1350 mm の範囲のいくつかの高さで、被覆管、シュラウド及び冷却ジャケットに熱電対が取り付けられている。さらに、中央の模擬制御棒被覆管の細い溝に 3 つの熱電対が埋め込まれるとともに、四隅のコーナー棒のうち 3 本の内部それぞれの中心線にも熱電対が取り付けられている。質量分析計 2 台、及び採取した気体の熱伝導測定に基づく Caldos 7G 水素分析計 1 台の合計 3 台により水素が測定されている。

冷却は底部からの流量 15 g/s の飽和蒸気の注入により開始されるが、それまでは、流量 3 g/s の過熱蒸気とキャリアガスである流量 3 g/s のアルゴンが試験バンドルの底部から入り、頂部からジルコニウムと炭化ホウ素が水蒸気と反応して生じるガスとともに排出される。

2001 年 7 月 25 日にカールスルーエ研究所で実施された QUENCH-07 試験は、試験バンドル内に模擬制御棒を置いた最初の実験であり、また、高温な状態から水ではなく蒸気で冷却する 3 回目の実験であった。この QUENCH-07 試験は B_4C 吸収材棒の損傷が燃料集合体の劣化と B_4C の酸化に与える影響を調べるものであった。PHEBUS FPT3 実験計画とあいまって、QUENCH-07 試験からは特に、吸収材棒が劣化し B_4C が酸化する間の H_2 、 CO 、 CO_2 及び CH_4 をはじめとする気体状反応物の生成と、制御棒劣化が周囲の燃料棒に与える影響に関する情報が得られると期待された。

QUENCH-07 試験バンドルが 1723 K 前後で 15 分間に酸化された状態になるより少し前に、1585 K 前後の 2036 秒時点で、模擬制御棒は破損した。この酸化が進む間、 CO 、 CO_2 、 H_2 、メタホウ酸及びホウ酸が、ごく少量のメタンとともに、質量分析計で検出された。引

き続く 0.35~0.45 K/s で昇温する過渡期に、加熱部上端及びその上部において温度上昇が始まった。この過渡期にほとんどの熱電対が損傷した。過渡期の最後、2000 K 前後において、模擬燃料棒被覆管とシュラウドが損傷した。模擬燃料棒で測定された最高温度は高さ 950 mm において 2320 K 前後であった。この値はさらに高い位置の最高温度とともに冷却期に測定された。高さ 650 mm まではすぐに冷却されたが、さらに高い位置では冷却が遅れた。加熱部より高い位置では、流量 15 g/s の蒸気注入により、引き続き 40 K/s 以上の温度上昇を引き起こされた。これは、蒸気流入量が 3 g/s から 15 g/s に増え、酸化が促進されたためである。低い位置では、しかしながら、流量増加による冷却効果が支配的であった。

冷却期が始まって少しの間、加熱部より高い位置が高温になると、すべての反応生成ガスの放出増加が観察された。

質量分析計のデータを評価した結果、全体で 200 g 前後の水素の放出のうち大部分 137 g が冷却期におけるものであった。加えて、ホウ素の酸の生成増加に伴って、CO と CO₂ の生成の大幅な増加や少量だが検知可能な量のメタンがあった。この試験では、模擬制御棒の B₄C とステンレス鋼が新たに導入されただけでなく、冷却期における蒸気流量が以前の実験に比べて少ないため、このような生成物の増加や試験バンドルのより激しい劣化の原因を B₄C に帰することができるか、まだ明確ではない。

金相試験で、模擬制御棒内に構成材料同士の共晶により溶融物が蓄積したことが明らかになった。しかし、高さ 800 mm 前後までは健全な吸収材ペレットが積み上がったままである。試験バンドルの高い位置では、溶融、酸化、破碎により劣化が激しくなった。模擬制御棒と模擬燃料棒の被覆管に由来する溶融物が分配と、その場での溶融物のかなりの酸化が認められた。一方で、吸収材に由来する溶融物の粒が、長い距離を動いて低い位置で、酸化しないで見つかった。

(2) 溶融物質移行挙動評価モデル

炉心内における溶融物の移動は局所的なポロシティーや流路断面を変化させ、冷却材の流れに直接影響する。この移動は酸化物相の沈殿物を含む溶融混合物の粘度に主に依存し、これ全体が酸化率の関数である。2100~2900 K の範囲では、U-Zr-O 混合物の実効的な粘度は酸素濃度と混合物中の固相比とともに増加する (Journeau et al., 1996)。このため、コリウムの移動を明らかにするにあたって、このような混合物の酸化の計算法を知ることが特に重要である。

初期の溶融物酸化モデル (例えば Kinnesly et al., 1991) は、健全な燃料棒に係るパラメータのみを用いた式によっていた。これらのモデルでは、U-Zr-O 溶融物の細い流れ、しずく、あるいは膜が高速で移動することを考慮し、これらのものの酸化反応速度論は等温試験 (例えば Prater, 1986) で測定された標準的な二次関数の関係を用いて記述された。このような取り組みは、いくつかの理由から、単純すぎると思われる。

まず、U-Zr-O 溶融物の酸化は本質的により複雑な反応速度論に従うものである。その反応速度論は、酸化プロセスと競合し、(U, Zr) O_{2-x} 酸化物相の沈殿も伴い得る、溶融物による UO₂ 燃料ペレットの溶解を考慮するものである。

また、視覚的に観察されるしずくや細い流れの移動速度は 0.2 m/s にも達し、これらが移動の間に水蒸気と相互作用する実際の時間は無視し得るほど短い数秒となる。

実際のプロセスはさらに複雑である。炉心損傷の最初期には、溶融物は高い位置から個別のしずくや細い流れのとして流下し始め、より低いより低温の位置で停止する。結果として、融点に近い温度の燃料棒の位置で、冷却流路を部分的に塞ぐ形で混合物のスラグが成長し始める。このスラグの水蒸気との物理・化学的な相互作用が、スラグの酸化、発熱、スラグの温度上昇につながる。固相の比率を増やす酸化物の沈殿が増えるにつれて、溶融物の実効的な粘度が徐々に増加する。このことがさらに溶融物が迅速に下方に移動することを妨げる。

これらを踏まえ、本調査では、CORА-17 試験で撮影された動画に基づき、溶融物の細い流れを記述するパラメータを明らかにした。明らかになったパラメータは、溶融物の流量、試験に用いられた金属溶融物の平均組成及び平均密度、並びに酸化物を含む溶融物の平均組成及び粘度を表す式である。

さらに、スラグの生成、酸化、移動に関する既往知見の調査を行った。CORА-W1 (Hagen et al., 1994) と CORА-W2 (Hering and Meyder, 1988) の試験からは、個別のしずくや細い流れの流下に比べて、成長したスラグは非常にゆっくり下方へ移動することがわかった。強力な酸化、 UO_2 ペレットや被覆管の ZrO_2 薄片の溶融などの物理・化学プロセスを考慮した反応速度論モデルが開発され (Veshchunov and Berdyshev, 1997 and Müller et al, 2004)、スラグのゆっくりした動きを説明できるようになった。

U-Zr-O 溶融物が対流により攪拌されている条件下で酸化するモデルは、QUENCH 試験における Zr-O 溶融物と CORА 試験における U-ZrO 溶融物の観察・解析に基づき、開発されている (Veshchunov et al., 2005)。

温度が変化する状況下におけるスラグの酸化を評価するモデルが、PHEBUS RP 実験を活用して開発され、熱交換モデルが組み込まれた (Veshchunov et al., 2008)。これによりスラグ移動モデルがバンドル試験にも定量的に適用できるようになった。

スラグの下降速度は 1 mm/s 程度、しずくや細い流れの流下速度は 200 mm/s 程度であり、大部分の溶融物の酸化と燃料ペレットの溶け込みやスラグにおいて起こる。

しずくや細かい流れの流下は温度が低いところで固化することにより止まり、そこで酸化が始まる。後から流下したしずくや細い流れも同じ場所で止まりクラストを形成し始める。その上部の溶融物のプールが大きくなると、クラストが重量に耐えられなくなり壊れそこから溶融物が流下し、同じことが繰り返される。このゆっくり段階的に進行するモデルに基づき、パラメータを調整して、平均的な速度で連続的に下降するスラグがモデル化された。

このようなモデルには、以下のような量が定式化されており、スラグの全体としての下降速度や酸化物クラスト厚さが評価できる。

スラグ形状：スラグ体積、スラグと被覆管の接触面積、スラグ上部体積、下部クラスト体積、スラグ上部と下部クラストの接触面積

質量バランス：スラグ全質量、単位時間あたりの酸素質量変化、スラグ上部表面からの酸素取り込み、スラグ・被覆管接触面から酸素取り込み、高い位置からのしずく・細い流れによる酸素取り込み、スラグ軌跡へ酸素残留、スラグ軌跡への残留物全質量、

スラグ軌跡の厚さ、単位時間あたりのジルコニウム及びウランの質量変化、ジルコニウムとウランの取り込み及び放出、単位時間当たりの下部クラストにおける酸素質量変化

熱交換：単位時間当たりのエネルギー変化、スラグ上部表面における酸化による熱の取り込み、スラグ・被覆管接触面における酸化による熱の取り込み、スラグ上部表面における熱流束、放射熱流束、伝導熱流束、隣接燃料棒への熱流束、下部クラストへの熱流束、高い位置からの流下物による熱の取り込み、隣接燃料棒が溶け込むことによる熱の取り込み、スラグ軌跡への残留物に伴う熱の放出、単位時間あたりの下部クラストのエネルギー変化、下部クラスト表面における酸化による熱の取り込み、下部クラスト表面における熱流束、隣接燃料棒への熱流束、下部クラストの平均温度

3.2 ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの無限増倍率解析

3.2.1 目的及び概要

(1) 目的

福島第一原子力発電所事故では事故機の燃料が損傷・熔融し、その大部分が燃料集合体の形状を保っていないことが確実な状況にある。熔融した燃料は、格納容器のコンクリート床との相互作用（MCCI）による MCCI 生成物や共に熔融したと考えられる炉内構造物・圧力容器等との混合物となって堆積していると想定されている。昨年度（平成 26 年度）は、MCCI 生成物の臨界特性を評価した。本年度（平成 27 年度）は、炉内構造物・圧力容器が破損燃料と混合し燃料デブリを形成しているものと仮定し、周囲に冷却水が存在するものと想定した計算モデルの燃料デブリの臨界量等を評価した。

破損燃料と混合して燃料デブリとなる物質はステンレス鋼、炭素鋼、ジルカロイ等が考えられるが、ジルカロイ中のジルコニウムは鉄に比べ中性子吸収断面積が微小であるので今回の評価からは除外する。ステンレス鋼、炭素鋼の組成は鉄以外の元素の割合が異なるので、評価が多種にわたり複雑化するので、今回の評価では単純にステンレス鋼（SUS316）とする。

このようなステンレス鋼、燃料、及び水の 3 者の混合物について、有限臨界量を評価するに先立ち臨界となる可能性のある性状範囲を探索するため、無限増倍率（ k_{∞} ）を解析した。

(2) 概要

燃料、ステンレス鋼（SUS316）、及び水の 3 者の混合物について解析した。ステンレス鋼混合燃料デブリを特徴づけるパラメータは、燃料組成及びステンレス鋼と燃料の混合比である。さらに、ステンレス鋼混合燃料デブリとその周りを流れる冷却水の体積割合が中性子の減速を大きく左右する。

本節では、燃料組成として、まず、 ^{235}U 濃縮度が 5 wt%、4 wt% 及び 3 wt% の 3 種類の二酸化ウラン（ UO_2 ）を取り扱う。これらには核分裂生成物（FP）は含まれていない。さらに、ウラン酸化物燃料が 14 GWd/t まで燃焼した組成（燃焼燃料）も用いる。ステンレス鋼と燃料の混合比は燃料デブリ中のステンレス鋼体積割合（%）で示し、冷却水体積（ V_m ）とステンレス鋼混合燃料デブリ体積（ V_f ）の比を V_m/V_f と表示する。

3.2.2 無限増倍率解析

(1) 解析条件

ステンレス鋼体積割合及び V_m/V_f をパラメータとし、

- ・ 3.3 節で述べる臨界量解析のため、 $k_{\infty} > 1$ となる条件
- ・ 未臨界担保の目安として $k_{\infty} = 1$ となる冷却水中の毒物（ホウ素）濃度を評価した。

計算モデルは、燃料デブリを燃料とステンレス鋼の均質混合物とし、燃料デブリと冷却水からなる 2 領域非均質球体系を用いた。図 3.2-1 に 2 領域非均質球体系のモデルを示す。

使用した計算コード及び核データライブラリは、 $k_{\infty} > 1$ となる条件の評価については、連続エネルギーモンテカルロコード MVP¹⁾ と JENDL-4.0²⁾ の組合せである。モンテカルロ計算におけるヒストリ数は 500 万 (1 サイクルあたり 10,000 ヒストリ。有効サイクル 500。統計に用いないサイクル 100。) とした。未臨界担保の毒物濃度解析では、汎用核計算コード SRAC2006 中の衝突確率法計算 PIJ³⁾ と JENDL-4.0 の組み合わせを用いた。

ステンレス鋼混合燃料デブリ中の燃料は 3 ケースの UO₂ (²³⁵U 濃縮度 3 wt%、4 wt% 及び 5 wt%) 及び 1 ケースの燃焼燃料 (燃料冷却水ボイド率 70% で燃焼度 14 GWd/t まで燃焼し、その後 5 年が経過した STEP3 集合体⁴⁾ について、平均組成を、統合燃焼計算コードシステム SWAT⁵⁾ で求めたもの。Gd の燃焼による効果も考慮した。) の合計 4 ケースとした。燃焼燃料中の FP について、福島事故の状況を鑑み ¹³³Cs は除外し、考慮する核種は以下の 11 核種とした。

⁹⁵Mo、⁹⁹Tc、¹⁰³Rh、¹⁴³Nd、¹⁴⁵Nd、¹⁴⁷Sm、¹⁴⁹Sm、¹⁵⁰Sm、¹⁵²Sm、¹⁵³Eu 及び ¹⁵⁵Gd

また、考慮するアクチノイド核種は ²³⁴U、²³⁵U、²³⁸U、²³⁸Pu、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu、²⁴²Pu 及び ²⁴¹Am の 9 核種とした。⁶⁾ 計算に供した各燃料の密度は、STEP3 燃料集合体の仕様に合わせて、10.63 g/cm³ (理論密度の 97%) である。

表 3.2-1 に UO₂、表 3.2-2 に燃焼燃料の各核種の原子個数密度を示す。また、水の原子個数密度を表 3.2-3 に、ステンレス鋼 SUS316 の原子個数密度を表 3.2-4⁷⁾ に、冷却水中のホウ素の原子個数密度を表 3.2-5 に示す。

表 3.2-1 UO₂ の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

²³⁵ U 濃縮度	5 wt%	4 wt%	3 wt%
²³⁵ U	1.200E-03	9.604E-04	7.203E-04
²³⁸ U	2.252E-02	2.276E-02	2.300E-02
O	4.744E-02	4.744E-02	4.744E-02

表 3.2-2 燃焼燃料の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

²³⁴ U	6.0638E-06	⁹⁵ Mo	2.1140E-05
²³⁵ U	6.3096E-04	⁹⁹ Tc	2.1364E-05
²³⁸ U	2.2840E-02	¹⁰³ Rh	1.2153E-05
²³⁸ Pu	4.3299E-07	¹³³ Cs	2.3016E-05
²³⁹ Pu	1.0375E-04	¹⁴³ Nd	1.7790E-05
²⁴⁰ Pu	1.9306E-05	¹⁴⁵ Nd	1.2658E-05
²⁴¹ Pu	6.9871E-06	¹⁴⁷ Sm	4.8898E-06
²⁴² Pu	1.0281E-06	¹⁴⁹ Sm	1.1979E-07
²⁴¹ Am	2.0862E-06	¹⁵⁰ Sm	4.1054E-06
		¹⁵² Sm	1.9258E-06
		¹⁵³ Eu	1.2664E-06
		¹⁵⁵ Gd	6.0479E-07
		O	4.8052E-02

表 3.2-3 水 (25 °C) の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

H	6.666E-02
O	3.333E-02

表 3.2-4 ステンレス鋼の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

⁵⁰ Cr	6.7673E-04	⁵⁵ Mn	1.7343E-03
⁵² Cr	1.3050E-02	²⁸ Si	1.5643E-03
⁵³ Cr	1.4798E-03	²⁹ Si	7.9467E-05
⁵⁴ Cr	3.6835E-04	³⁰ Si	5.2447E-05
⁵⁴ Fe	3.2580E-03	³² S	4.2339E-05
⁵⁶ Fe	5.1144E-02	³³ S	3.3429E-07
⁵⁷ Fe	1.1811E-03	³⁴ S	1.8943E-06
⁵⁸ Fe	1.5719E-04	³⁶ S	4.4572E-09
⁵⁸ Ni	6.6265E-03	C	3.1729E-04
⁶⁰ Ni	2.5525E-03		
⁶¹ Ni	1.1096E-04		
⁶² Ni	3.5379E-04		
⁶⁴ Ni	9.0087E-05		

表 3.2-5 水中のホウ素の原子個数密度 (単位: atoms/b cm)

ホウ素濃度 (ppm)	¹⁰ B	¹¹ B
1000	1.099E-05	4.460E-05
2000	2.199E-05	8.929E-05
3000	3.302E-05	1.341E-04
4000	4.408E-05	1.789E-04
5000	5.515E-05	2.239E-04
6000	6.625E-05	2.690E-04
7000	7.737E-05	3.141E-04
8000	8.851E-05	3.593E-04
9000	9.967E-05	4.046E-04
10000	1.109E-04	4.501E-04
12000	1.333E-04	5.412E-04
15000	1.671E-04	6.785E-04
20000	2.240E-04	9.093E-04
30000	3.394E-04	1.378E-03
40000	4.573E-04	1.857E-03
50000	5.776E-04	2.345E-03

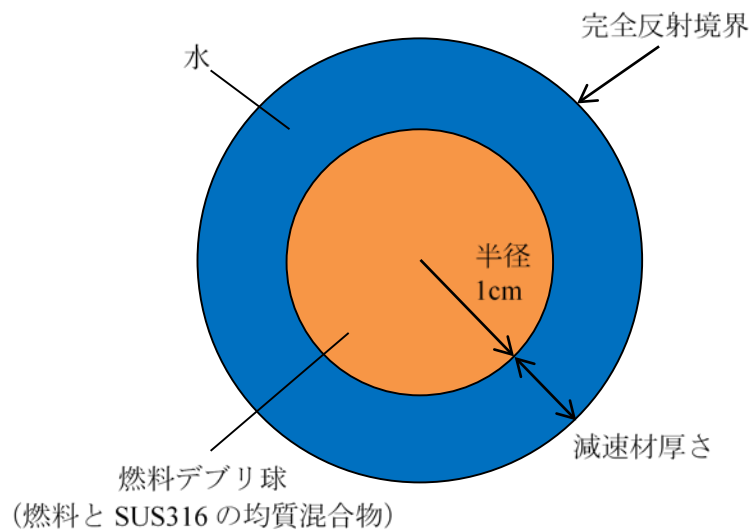


図 3.2-1 無限増倍率計算モデル (非均質)

(2) 解析結果—冷却水中ホウ素無し

3.3 節の臨界量解析のパラメータ範囲設定のため、 V_m/V_f をパラメータとして $k_{\infty} > 1$ となる範囲を探索した。表 3.2-6 (1)~(4)、図 3.2-2 (1)~(4) に無限増倍率の解析結果を示す。表中の赤字は $k_{\infty} > 1$ 、青字は $1 > k_{\infty} > 0.95$ であることを示し、下線は最大値を示す。

SUS316 の割合が 0 % のときに k_{∞} は最大となり、このとき V_m/V_f が 2.38 のあたりで最適減速となる。SUS316 の割合が高いほど k_{∞} は小さくなり、最適減速となる V_m/V_f は若干小さくなる方向にシフトしていく。

表 3.2-6 (1) 濃縮度 5 wt% UO₂ 新燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

減速材 厚さ (cm)	V _m /V _f	燃料球の UO ₂ と SUS316 の体積割合							
		(上段 : SUS316、下段 : UO ₂)							
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%	30%
0.0032	0.01	0.85499	0.82504	0.79399	0.76102				
0.0066	0.02	0.87771	0.84609	0.81405	0.77970				
0.01	0.03	0.89579	0.86355	0.83044	0.79525	0.75586			
0.02	0.06	0.93649	0.90375	0.86968	0.83287	0.79210	0.74496		
0.03	0.09	0.97002	0.93800	0.90404	0.86756	0.82690	0.77812	0.71894	
0.04	0.12	1.00216	0.97061	0.93728	0.90113	0.85994	0.81097	0.74956	
0.05	0.16	1.03264	1.00234	0.96963	0.93336	0.89228	0.84219	0.77902	0.69371
0.06	0.19	1.06245	1.03272	1.00082	0.96468	0.92296	0.87141	0.80575	0.71671
0.08	0.26	1.11898	1.09011	1.05868	1.02150	0.97795	0.92384	0.85314	0.75694
0.105	0.35	1.18366	1.15406	1.12239	1.08364	1.03729	0.97884	0.90187	0.79639
0.15	0.52	1.27995	1.24990	1.21497	1.17207	1.12005	1.05361	0.96596	0.84737
0.2	0.73	1.36273	1.32990	1.29088	1.24343	1.18437	1.11057	1.01302	0.88276
0.24	0.91	1.41427	1.37829	1.33631	1.28513	1.22154	1.14169	1.03857	0.90057
0.3	1.2	1.47124	1.43149	1.38444	1.32851	1.25910	1.17221	1.06086	0.91504
0.4	1.74	1.52560	1.48073	1.42753	1.36432	1.28736	1.19219	1.07253	0.91757
0.5	2.38	1.54468	1.49518	1.43741	1.36907	1.28667	1.18649	1.06166	0.90277
0.6	3.1	1.53808	1.48534	1.42431	1.35256	1.26681	1.16361	1.03644	0.87647
0.7	3.91	1.51340	1.45847	1.39518	1.32131	1.23379	1.12938	1.00144	0.84275
0.8	4.83	1.47488	1.41841	1.35417	1.27919	1.19106	1.08656	0.96001	0.80400
0.9	5.86	1.42605	1.36915	1.30425	1.22923	1.14152	1.03831	0.91412	0.76227
1.0	7.0	1.37070	1.31355	1.24863	1.17416	1.08753	0.98628	0.86549	0.71881
1.2	9.65	1.24615	1.19041	1.12727	1.05632	0.97397	0.87828	0.76611	
1.5	14.63	1.05116	0.99950	0.94233	0.87815	0.80568	0.72179		
2.0	26.00	0.76090	0.72002	0.67474	0.62484				
最大と なる点	減速材厚さ	0.5	0.5	0.5	0.5	0.4	0.4	0.4	0.4
	V _m /V _f	2.38	2.38	2.38	2.38	1.74	1.74	1.74	1.74

表 3.2-6 (2) 濃縮度 4 wt% UO₂ 新燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

減速材 厚さ (cm)	V _m /V _f	燃料球の UO ₂ と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO ₂)						
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%
0.0032	0.01	0.77397	0.74406					
0.0066	0.02	0.79813	0.76682					
0.01	0.03	0.81775	0.78572					
0.02	0.06	0.86400	0.83091	0.79672	0.75977			
0.03	0.09	0.90363	0.87077	0.83627	0.79889	0.75717		
0.04	0.12	0.94099	0.90832	0.87445	0.83655	0.79342	0.74248	
0.05	0.16	0.97717	0.94513	0.91064	0.87210	0.82817	0.77530	0.70839
0.06	0.19	1.01101	0.97888	0.94479	0.90557	0.86007	0.80457	0.73532
0.08	0.26	1.07440	1.04247	1.00685	0.96575	0.91738	0.85720	0.78138
0.105	0.35	1.14391	1.11090	1.07320	1.02962	0.97691	0.91090	0.82773
0.15	0.52	1.24646	1.21010	1.16756	1.11772	1.05739	0.98234	0.88693
0.2	0.73	1.33093	1.29026	1.24298	1.18674	1.11868	1.03480	0.92947
0.24	0.91	1.38180	1.33763	1.28670	1.22581	1.15278	1.06319	0.95102
0.3	1.2	1.43625	1.38830	1.33197	1.26558	1.18615	1.08947	0.97027
0.4	1.74	1.48594	1.43186	1.36899	1.29576	1.20836	1.10430	0.97688
0.5	2.38	1.49942	1.44107	1.37339	1.29537	1.20380	1.09462	0.96357
0.6	3.1	1.48812	1.42622	1.35589	1.27463	1.18050	1.06957	0.93710
0.7	3.91	1.45845	1.39499	1.32276	1.24009	1.14487	1.03359	0.90185
0.8	4.83	1.41595	1.35126	1.27860	1.19588	1.10074	0.99066	0.86148
0.9	5.86	1.36408	1.29937	1.22665	1.14472	1.05102	0.94315	0.81724
1.0	7.0	1.30584	1.24165	1.17015	1.08878	0.99765	0.89289	0.77147
1.2	9.65	1.17817	1.11733	1.04896	0.97257	0.88666	0.78987	0.67824
1.5	14.63	0.98438	0.92941	0.86872	0.80122	0.72695	0.64320	
2.0	26.00	0.70465	0.66138	0.61467	0.56386			
2.5	41.88	0.50076						
最大と なる点	減速材厚さ V _m /V _f	0.5 2.38	0.5 2.38	0.5 2.38	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74

表 3.2-6 (3) 濃縮度 3 wt% UO₂ 新燃料+SUS316—水減速の無限増倍率（無限球体系）

減速材 厚さ (cm)	V _m /V _f	燃料球の UO ₂ と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO ₂)						
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%
0.0032	0.01	0.68078						
0.0066	0.02	0.70623						
0.01	0.03	0.72702						
0.02	0.06	0.77873						
0.03	0.09	0.82512	0.79152					
0.04	0.12	0.86878	0.83458	0.79835	0.75784			
0.05	0.16	0.91021	0.87541	0.83751	0.79573	0.74755		
0.06	0.19	0.94857	0.91337	0.87414	0.83062	0.78019	0.71997	
0.08	0.26	1.01916	0.98116	0.93980	0.89235	0.83688	0.77064	0.68855
0.105	0.35	1.09406	1.05358	1.00840	0.95560	0.89391	0.82036	0.73043
0.15	0.52	1.19919	1.15347	1.10106	1.04072	0.96991	0.88526	0.78246
0.2	0.73	1.28320	1.23193	1.17275	1.10501	1.02533	0.93134	0.81818
0.24	0.91	1.33228	1.27641	1.21328	1.14004	1.05507	0.95528	0.83586
0.3	1.2	1.38289	1.32190	1.25284	1.17407	1.08263	0.97575	0.84975
0.4	1.74	1.42467	1.35756	1.28208	1.19589	1.09741	0.98367	0.85140
0.5	2.38	1.43064	1.35918	1.27919	1.18929	1.08706	0.97017	0.83555
0.6	3.1	1.41184	1.33802	1.25557	1.16364	1.06042	0.94282	0.80854
0.7	3.91	1.37603	1.30131	1.21809	1.12611	1.02294	0.90668	0.77443
0.8	4.83	1.32839	1.25315	1.17112	1.07994	0.97823	0.86451	0.73624
0.9	5.86	1.27256	1.19840	1.11755	1.02797	0.92898	0.81887	0.69527
1.0	7.0	1.21120	1.13901	1.05985	0.97306	0.87762	0.77136	0.65317
1.2	9.65	1.08177	1.01442	0.94033	0.86047	0.77286		
1.5	14.63	0.89127	0.83254	0.76903	0.70016			
2.0	26.00	0.62766	0.58356					
2.5	41.88	0.44207						
最大と なる点	減速材厚さ V _m /V _f	0.5 2.38	0.5 2.38	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74

表 3.2-6 (4) 14 GWd/t 燃焼燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

減速材 厚さ (cm)	V_m/V_f	燃料球の UO_2 と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO_2)						
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%
0.0032	0.01	0.69500						
0.0066	0.02	0.71633						
0.01	0.03	0.73327						
0.02	0.06	0.77044						
0.03	0.09	0.79953	0.76731					
0.04	0.12	0.82660	0.79590					
0.05	0.16	0.85303	0.82270	0.79171	0.75782			
0.06	0.19	0.87898	0.84983	0.81930	0.78608	0.74801		
0.08	0.26	0.92836	0.90094	0.87124	0.83790	0.79868	0.75175	
0.105	0.35	0.98599	0.95888	0.92891	0.89428	0.85320	0.80220	0.73586
0.15	0.52	1.07494	1.04597	1.01383	0.97477	0.92738	0.86848	0.79194
0.2	0.73	1.15207	1.12059	1.08341	1.03971	0.98571	0.91779	0.83087
0.24	0.91	1.20025	1.16625	1.12608	1.07758	1.01808	0.94456	0.85048
0.3	1.2	1.25444	1.21565	1.17057	1.11621	1.05030	0.96932	0.86710
0.4	1.74	1.30712	1.26212	1.20960	1.14757	1.07325	0.98299	0.87222
0.5	2.38	1.32576	1.27583	1.21829	1.15047	1.07061	0.97476	0.85943
0.6	3.1	1.32056	1.26692	1.20534	1.13395	1.05100	0.95246	0.83497
0.7	3.91	1.29767	1.24163	1.17795	1.10460	1.01976	0.92030	0.80275
0.8	4.83	1.26220	1.20492	1.13996	1.06567	0.98068	0.88195	0.76603
0.9	5.86	1.21788	1.15956	1.09448	1.02066	0.93615	0.83926	0.72624
1.0	7.0	1.16668	1.10891	1.04428	0.97152	0.88890	0.79415	0.68504
1.2	9.65	1.05458	0.99882	0.93678	0.86737	0.78986	0.70197	
1.5	14.63	0.88148	0.83088	0.77590	0.71482	0.64717		
2.0	26.00	0.63091						
最大と なる点	減速材厚さ V_m/V_f	0.5 2.38	0.5 2.38	0.5 2.38	0.5 2.38	0.4 1.74	0.4 1.74	0.4 1.74

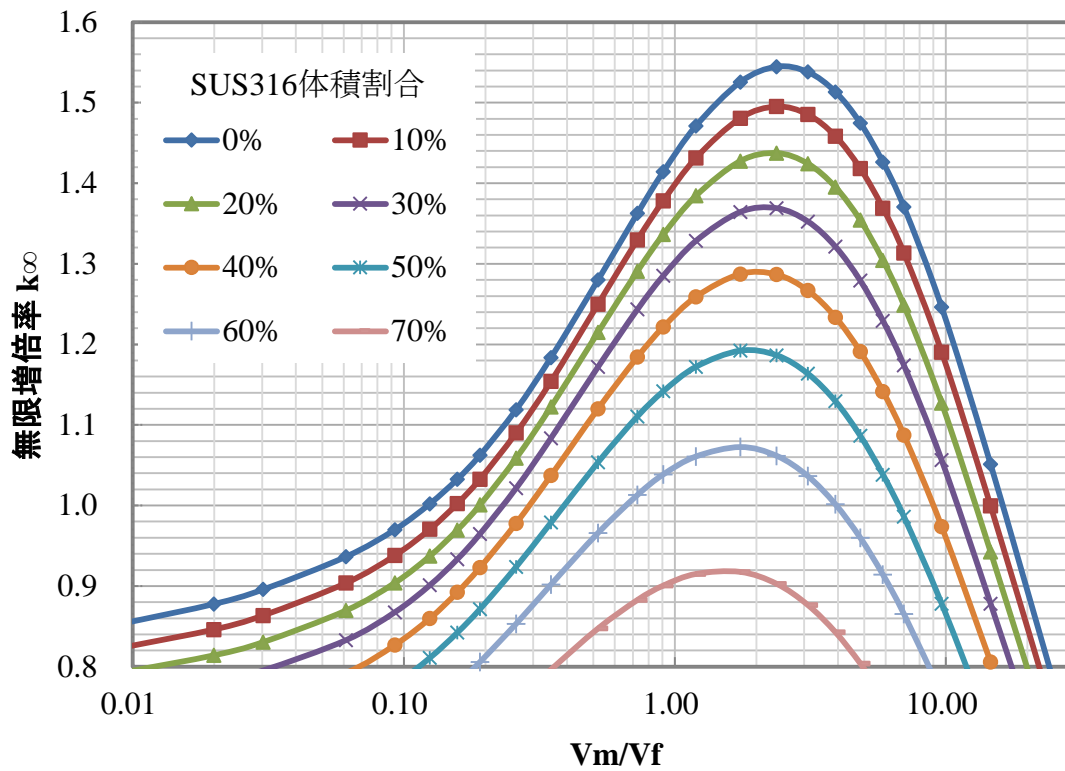


図 3.2-2 (1) 濃縮度 5% UO_2 新燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

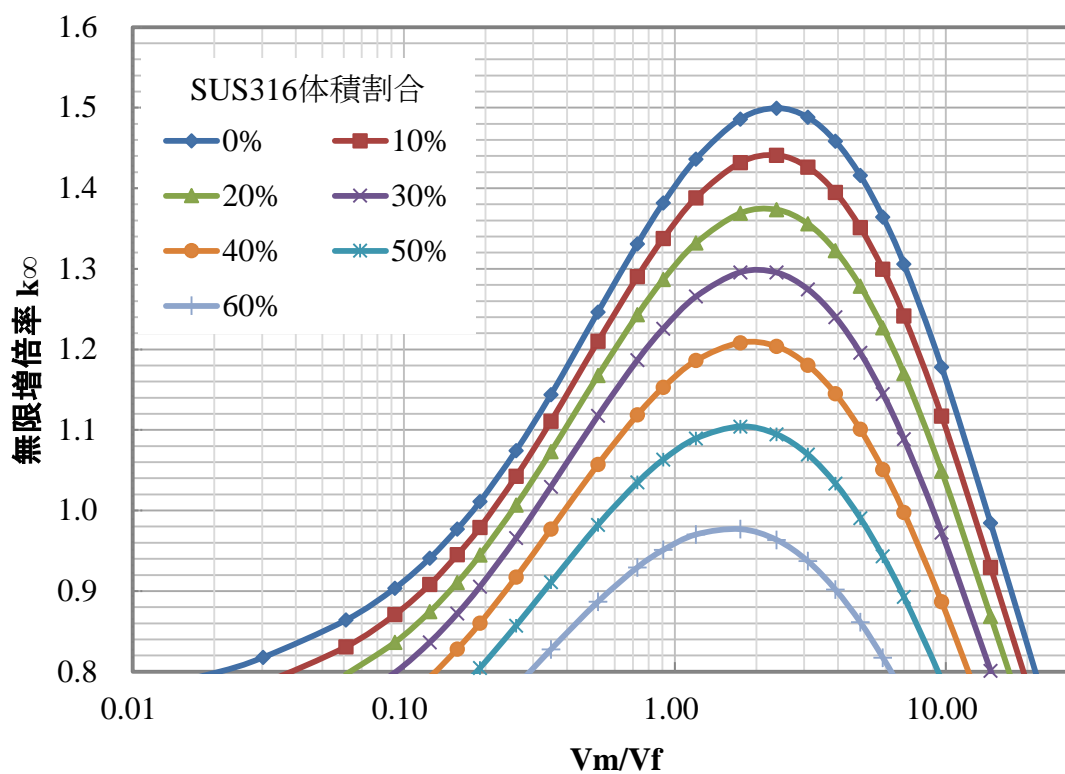


図 3.2-2 (2) 濃縮度 4% UO_2 新燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

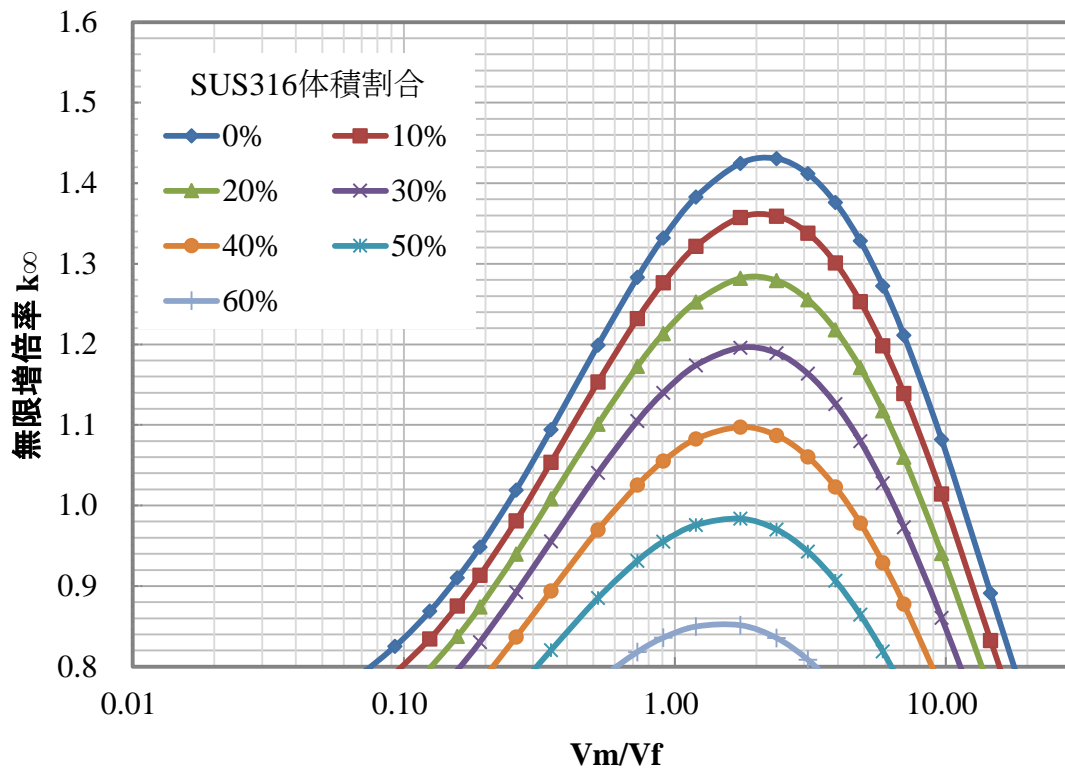


図 3.2-2 (3) 濃縮度 3% UO_2 新燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

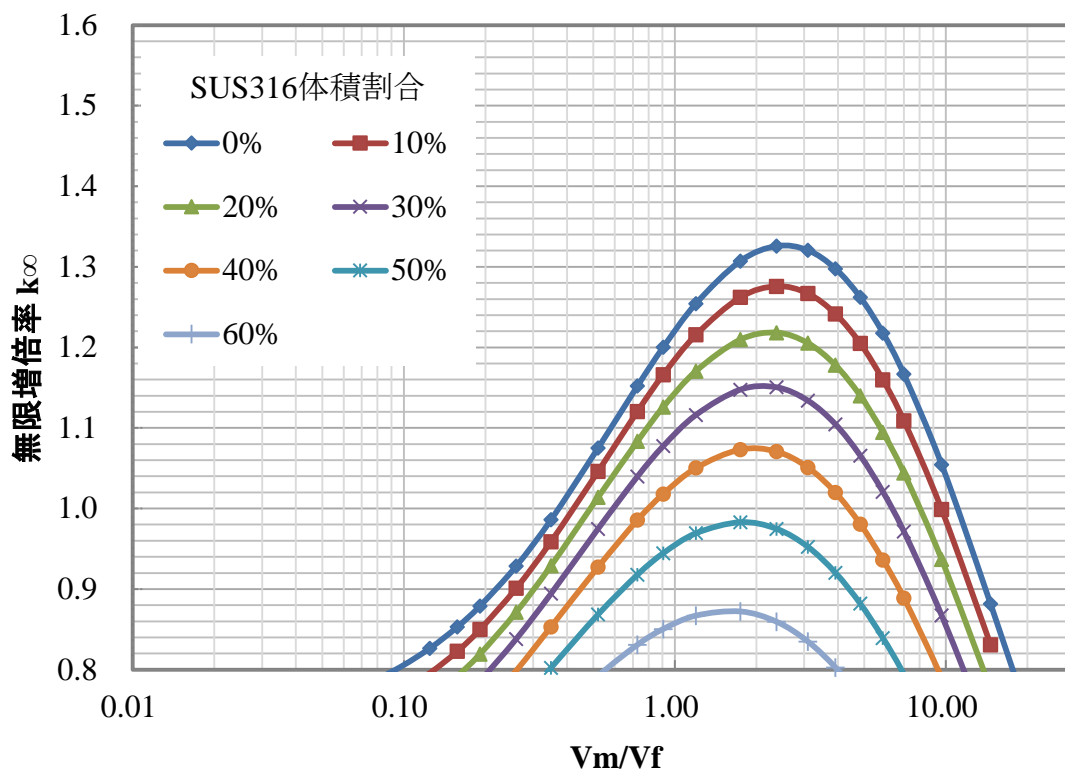


図 3.2-2 (4) 14 GWd/t 燃焼燃料+SUS316-水減速の無限増倍率 (無限球体系)

(3) 解析結果—冷却水中ホウ素有り

ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの未臨界を担保する手法の 1 つとして冷却水に可溶性毒物のホウ素を添加することを想定し、必要濃度の目安として $k_{\infty} = 1$ となる濃度を評価した。計算モデルは図 3.2-1 に示す非均質体系である。用いた計算コードは SRAC-PIJ である。解析結果を表 3.2-7 (1)~(4) 及び図 3.2-3 (1)~(4) に示す。表中の下線はホウ素濃度の最大値である。

UO₂ 及び燃焼燃料とも、ステンレス鋼 SUS316 の体積割合が増加するにつれ、 $k_{\infty} = 1$ となる最小ホウ素濃度は単調に減少する。また、各ケースのピーク値は、ステンレス鋼 SUS316 の体積割合が増加するにつれ、 V_m/V_f が大きくなる方向にシフトする傾向にある。燃料タイプ別の $k_{\infty} = 1$ となる最小ホウ素濃度は、²³⁵U 濃縮度 5 wt% の場合 16,000 ppm、同 4% の場合 10,000 ppm、同 3% の場合 6000 ppm、燃焼燃料の場合 4,000 ppm となった。

表 3.2-7 (1) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2)
 が $k_{\infty} = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度 (単位: ppm)

減速材 厚さ (cm)	V_m/V_f	燃料球の UO_2 と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO_2)								
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%	
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%	30%	
0.0032	0.01									
0.0066	0.02									
0.01	0.03									
0.02	0.06									
0.03	0.09									
0.04	0.12	1691								
0.05	0.16	9807	390							
0.06	0.19	13337	5725							
0.08	0.26	<u>15417</u>	9992	5572	1850					
0.10	0.3	15266	11068	7517	4398	1607				
0.11	0.35	15094	<u>11127</u>	7745	4750	2047				
0.15	0.52	12987	10364	<u>7998</u>	<u>5799</u>	3723	1730			
0.20	0.7	10683	8825	7078	5411	<u>3792</u>	<u>2202</u>	611		
0.24	0.91	9148	7678	6254	4872	3515	2165	804		
0.30	1.2	7431	6242	5147	4070	2997	1919	<u>822</u>		
0.40	1.7	5256	4495	3737	2982	2220	1447	648		
0.50	2.4	3856	3308	2758	2197	1634	1052	448		
0.60	3.1	2792	2390	1989	1577	1154	716	258		
0.70	3.9	2101	1797	1484	1162	830	484	121		
0.80	4.8	1595	1357	1107	853	586	307	13		
0.90	5.9	1218	1027	825	617	399	170			
1.00	7.0	930	770	606	434	253	64			
1.20	9.6	481	375	264	147	23				
1.50	14.6	129								

表 3.2-7 (2) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 4 wt% UO_2)
 が $k_\infty = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度 (単位: ppm)

減速材 厚さ (cm)	V_m/V_f	燃料球の UO_2 と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO_2)								
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%	
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%	30%	
0.0032	0.01									
0.0066	0.02									
0.01	0.03									
0.02	0.06									
0.03	0.09									
0.04	0.12									
0.05	0.16									
0.06	0.19	1904								
0.08	0.26	7255	3573	608						
0.10	0.3	8966	5944	3410	1083					
0.11	0.35	<u>9143</u>	6254	3811	1551					
0.15	0.52	9050	<u>6992</u>	<u>5161</u>	3400	1709	55			
0.20	0.7	7889	6358	4951	<u>3565</u>	<u>2211</u>	865			
0.24	0.91	6899	5674	4503	3337	2184	<u>1033</u>			
0.30	1.2	5722	4713	3791	2867	1944	1014	65		
0.40	1.7	4120	3450	2799	2139	1471	795	<u>99</u>		
0.50	2.4	3040	2551	2069	1576	1075	562	32		
0.60	3.1	2207	1847	1486	1114	737	347			
0.70	3.9	1654	1375	1091	802	502	193			
0.80	4.8	1247	1024	798	564	323	72			
0.90	5.9	940	757	573	382	183				
1.00	7.0	701	551	398	239	74				
1.20	9.6	331	230	125	15					
1.50	14.6	35								

表 3.2-7 (3) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 3 wt% UO_2)
 が $k_{\infty} = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度 (単位: ppm)

減速材 厚さ (cm)	V_m/V_f	燃料球の UO_2 と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : UO_2)							
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%	30%
0.0032	0.01								
0.0066	0.02								
0.01	0.03								
0.02	0.06								
0.03	0.09								
0.04	0.12								
0.05	0.16								
0.06	0.19								
0.08	0.26	1379							
0.10	0.3	4013	1873	22					
0.11	0.35	4383	2312	511					
0.15	0.52	<u>5556</u>	3979	2550	1150				
0.20	0.7	5241	<u>4022</u>	<u>2885</u>	1757	641			
0.24	0.91	4722	3727	2760	<u>1798</u>	840			
0.30	1.2	3981	3178	2409	1636	<u>861</u>	78		
0.40	1.7	2931	2363	1812	1250	684	<u>109</u>		
0.50	2.4	2173	1750	1333	909	479	41		
0.60	3.1	1569	1251	936	613	285			
0.70	3.9	1159	911	661	406	145			
0.80	4.8	854	654	452	245	33			
0.90	5.9	620	456	290	120				
1.00	7.0	438	302	163	21				
1.20	9.6	154	61						
1.50	14.6								

表 3.2-7 (4) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (14 GWd/t 燃焼燃料)
 が $k_{\infty} = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度 (単位: ppm)

減速材 厚さ (cm)	V_m/V_f	燃料球の燃料と SUS316 の体積割合 (上段 : SUS316、下段 : 燃料)							
		0%	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%
		100%	90%	80%	70%	60%	50%	40%	30%
0.0032	0.01								
0.0066	0.02								
0.01	0.03								
0.02	0.06								
0.03	0.09								
0.04	0.12								
0.05	0.16								
0.06	0.19								
0.08	0.26								
0.10	0.3								
0.11	0.35								
0.15	0.52	2955	1694	549					
0.20	0.7	<u>3881</u>	2854	1881	935				
0.24	0.91	3877	<u>2994</u>	<u>2143</u>	1302	461			
0.30	1.2	3503	2788	2085	<u>1384</u>	<u>677</u>			
0.40	1.7	2718	2198	1680	1156	623	<u>91</u>		
0.50	2.4	2058	1664	1269	868	458	36		
0.60	3.1	1486	1193	895	590	276			
0.70	3.9	1099	869	633	390	141			
0.80	4.8	804	620	430	234	31			
0.90	5.9	580	428	272	111				
1.00	7.0	403	278	148	13				
1.20	9.6	126	40						
1.50	14.6								

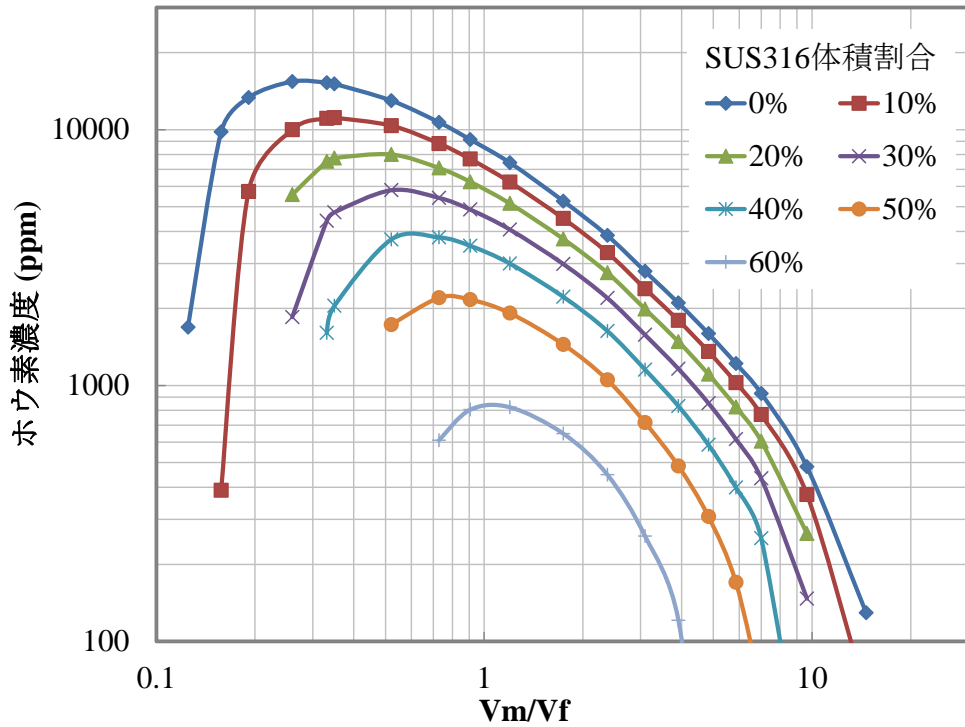


図 3.2-3 (1) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2) が $k_\infty = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度

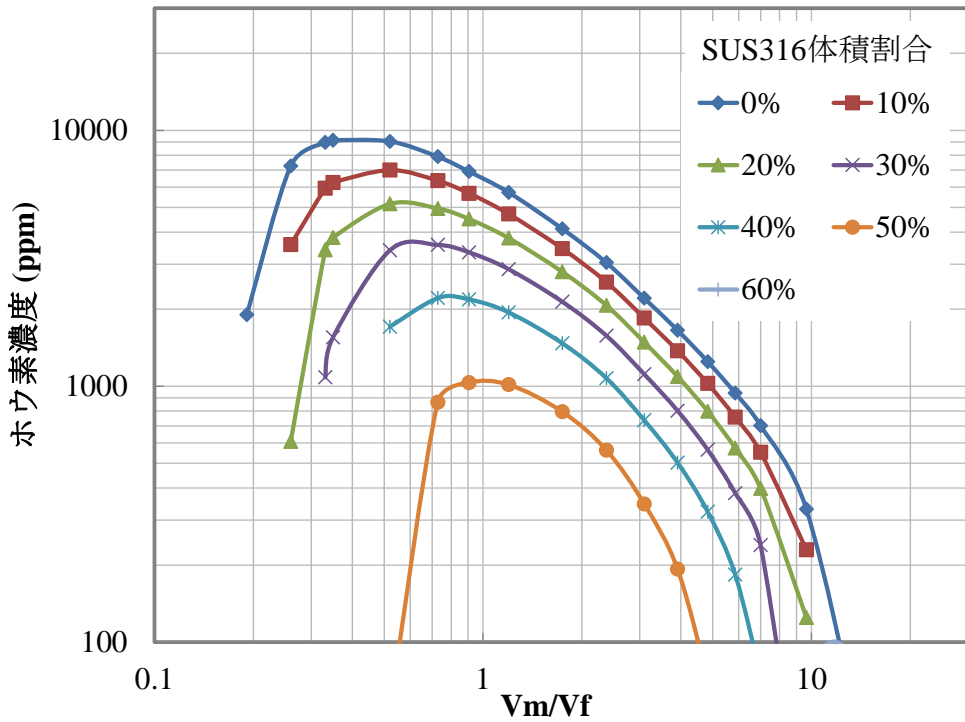


図 3.2-3 (2) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 4 wt% UO_2) が $k_\infty = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度

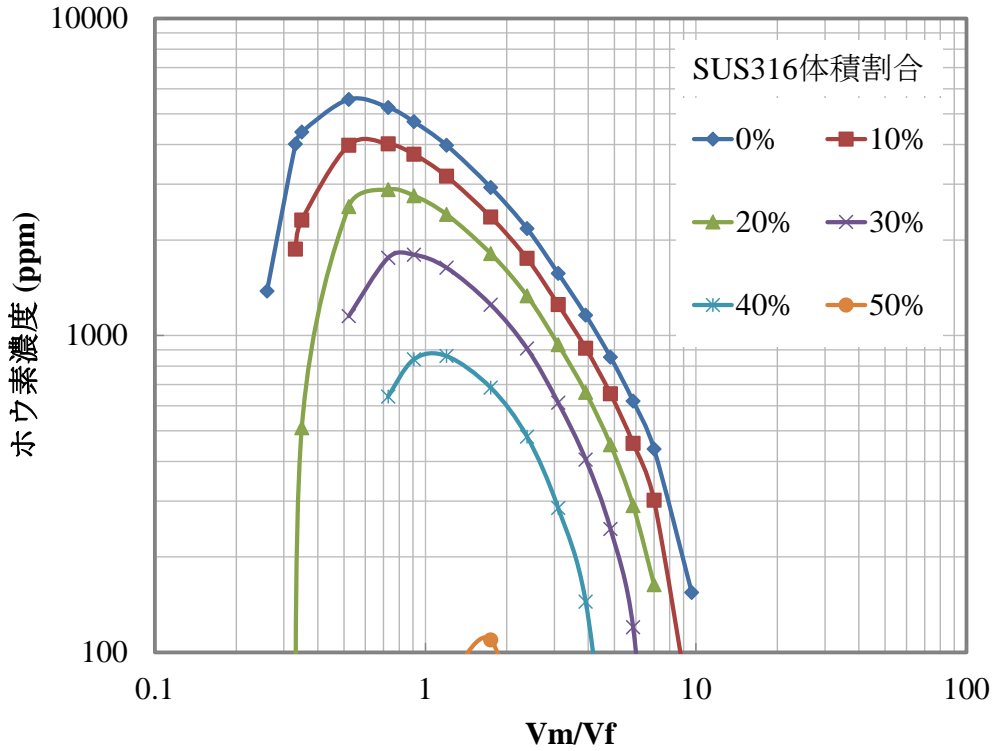


図 3.2-3 (3) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (^{235}U 濃縮度 3 wt% UO_2) が $k_\infty = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度

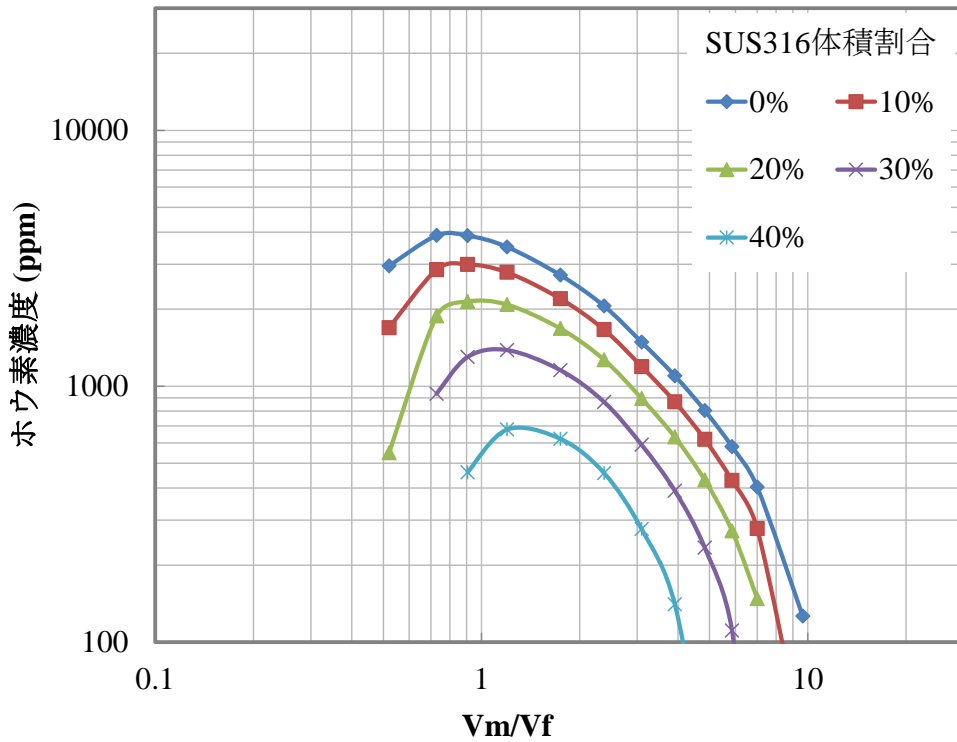


図 3.2-3 (4) ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリ (14 GWd/t 燃焼燃料) が $k_\infty = 1$ となる冷却水中ホウ素濃度

3.2.3 まとめ

燃料、SUS316 及び水からなる非均質球体系の k_{∞} を系統的に算出した。燃料として、3 ケースの UO₂ (235U 濃縮度 5 wt%、4 wt% 及び 3 wt%) 及び燃焼燃料 (燃焼度 14 GWd/t) 1 ケースを採りあげた。パラメータとして、燃料デブリ中の SUS316 体積割合、及び水と燃料デブリの体積比を変化させた。この結果、3.3 節で述べる臨界量解析を行う条件範囲 ($k_{\infty} > 1$) を定めた。

さらに水に可溶性中性子毒物としてホウ素を加えることにより未臨界を担保することを想定し、同じ 4 ケースの燃料に対して $k_{\infty} = 1$ となるホウ素濃度を系統的に算出した。

3.3 ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの臨界量解析

3.3.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料とステンレス鋼の混合燃料デブリの水中における臨界管理に資するため、3.2 節の解析で明らかとなった $k_{\infty} > 1$ となる条件において、ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリの水中における臨界量を明らかにした。

(2) 概要

非均質体系としてモデル化した水中のステンレス鋼混合燃料デブリについて、3.2 節の解析で明らかとなった $k_{\infty} > 1$ となる条件において、系統的に臨界量を求めた。計算体系は球、無限円柱、無限平板の 3 種類で、いずれの体系も水中に燃料と SUS316 の均質混合球を配列させた非均質の燃料領域の周りに水反射体を設けた体系とした。燃料は 3.2 節と同様に、 ^{235}U 濃縮度が 5wt%、4wt% 及び 3wt% の 3 種類の UO_2 新燃料と 14GWd/t まで燃焼した燃焼燃料を解析対象とした。

ステンレス鋼混合燃料デブリの臨界特性を特徴づけるパラメータとして、3.2 節と同様、燃料デブリ中のステンレス鋼 SUS316 の体積割合及び V_m/V_f を用いる。使用した計算コードと核データは MVP と JENDL-4.0 である。

3.3.2 臨界量解析

(1) 解析条件

ステンレス鋼 SUS316 混合燃料デブリと水の非均質体系で、 V_m/V_f を変化させながら系統的に臨界量を計算した。計算体系は、30 cm 厚の水反射体がある球形状、無限円柱形状、無限平板形状の 3 種類とした。水反射体の内部に位置する燃料領域には、水中に半径 1cm の燃料デブリ球が図 3.3-1 に示す面心立法格子 (FCC : Face Centered Cubic lattice) の格子構造で配列しているものとした。P は FCC 単位セル (立方体) の一辺の長さであり、この単位セルの中に燃料デブリ球が体積にして 4 個分存在している。このような非均質な構造を持つ燃料領域を、球、無限円柱、無限平板の各形状で区切り、その周りに 30 cm 厚の水反射体を設けた体系を計算体系としている。なお、FCC 構造の充填率は最大で約 74% であることから、 V_m/V_f は約 0.34 で最小値をとる。そのため、臨界量の計算は V_m/V_f が約 0.34 を超える範囲のみで行った。

臨界量の解析では、ある特定の燃料、燃料デブリ中の SUS316 体積割合、及び V_m/V_f を組み合わせた条件において、燃料領域の寸法を変化させて中性子実効増倍率 (k_{eff}) が 1 となる値を求めた。ここで言う寸法とは、球体系の場合は半径、無限円柱体系の場合は円柱の直径、無限平板体系の場合は平板厚さである。解析で得られた寸法の変化と k_{eff} の変化の関係に 3 次関数であてはめ、内挿することにより $k_{\text{eff}} = 1$ となる寸法を求めた。

実効増倍率の計算には、無限増倍率の計算と同様に MVP と JENDL-4 の組み合わせを用いた。MVP での計算モデル図の一例 ($V_m/V_f = 2.375$) を、図 3.3-2 (球モデル)、図 3.3-3 (無限円柱モデル)、図 3.3-4 (無限平板モデル) に示す。

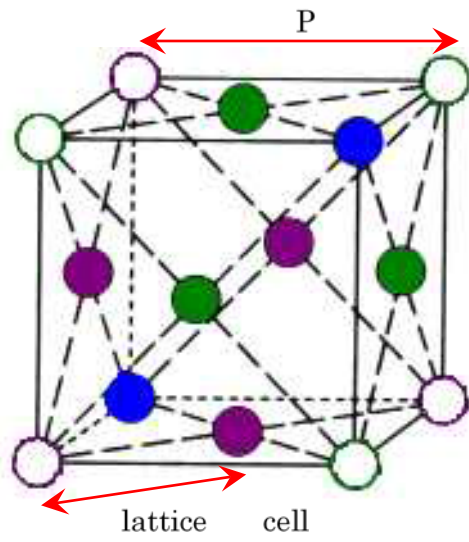
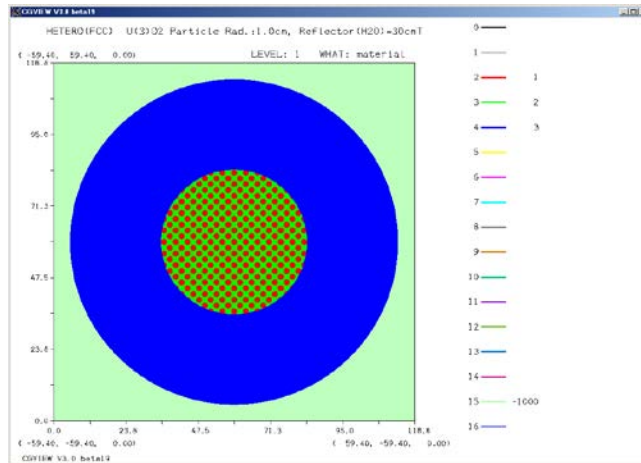
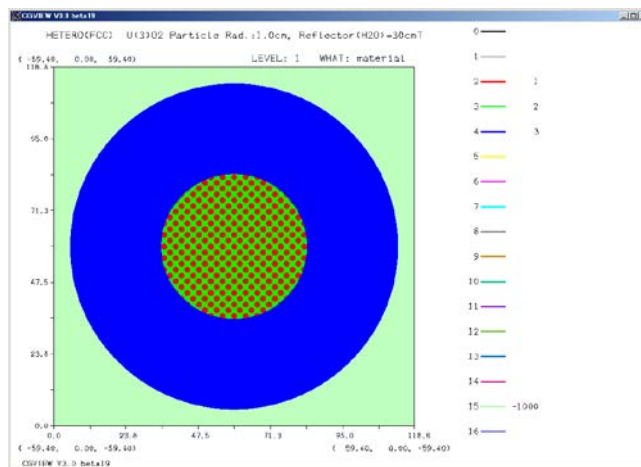


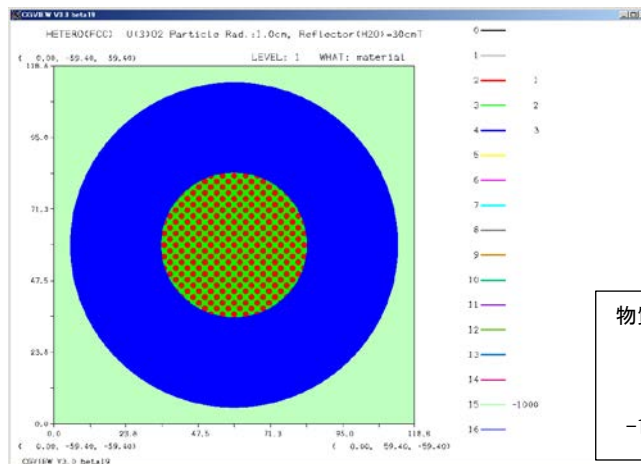
図 3.3-1 燃料領域の非均質体系モデル



(a) X-Y 断面図 (Z = 0.0 cm)



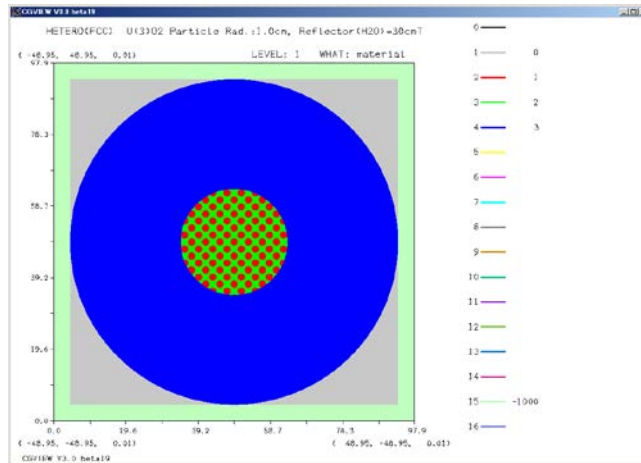
(b) X-Z 断面図 (Y=0.0)



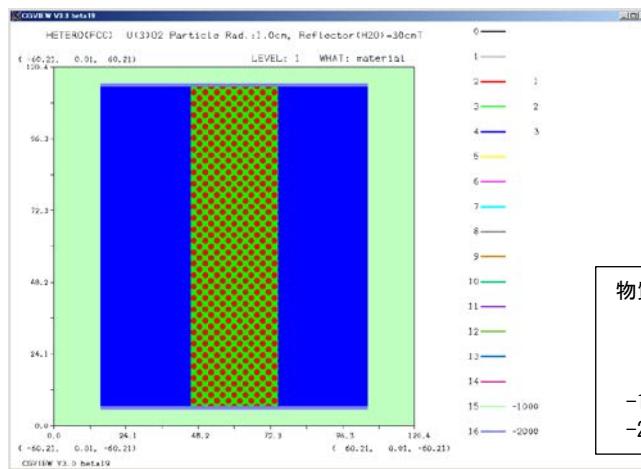
(c) Y-Z 断面図 (X=0.0)

物質番号	
1	燃料+SUS316
2	減速材 (水)
3	反射体 (水)
-1000	外部ボイド

図 3.3-2 非均質球体系 MVP 計算モデル図 ($V_m/V_f = 2.375$)



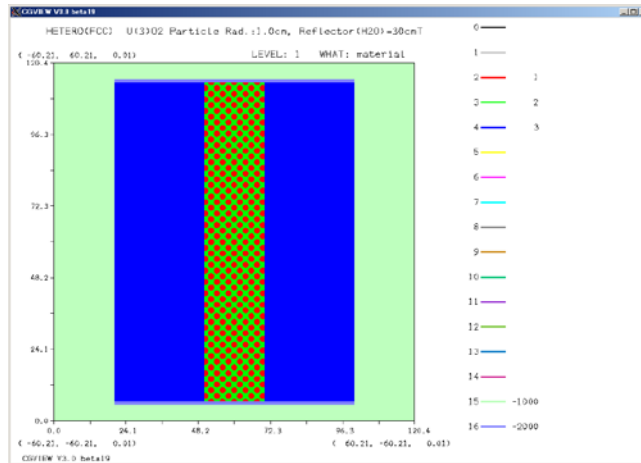
(a) X-Y 断面図 (Z = 0.0 cm)



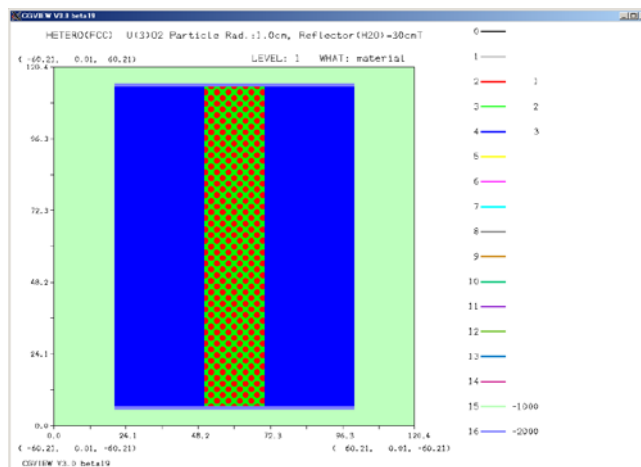
(b) X-Z 断面図 (Y=0.0)

物質番号	
1	燃料+SUS316
2	減速材 (水)
3	反射体 (水)
-1000	外部ボイド
-2000	完全反射物質

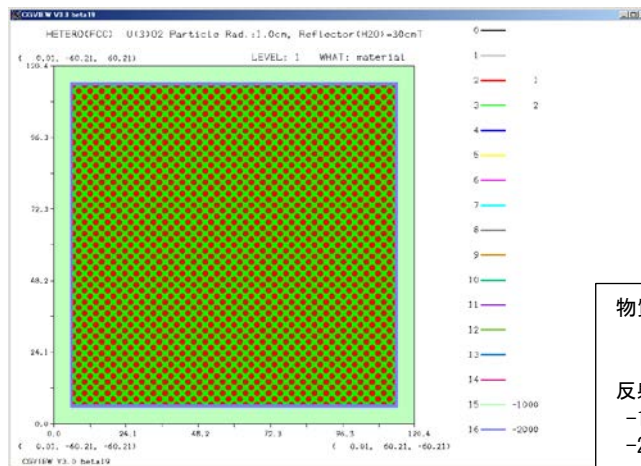
図 3.3-3 非均質無限円柱体系 MVP 計算モデル図 ($V_m/V_f = 2.375$)



(a) X-Y 断面図 (Z = 0.0 cm)



(b) X-Z 断面図 (Y=0.0)



(c) Y-Z 断面図 (X = 0.0 cm)

物質番号		
1	燃料+SUS316	
2	減速材 (水)	3
反射体 (水)		
-1000	外部ボイド	
-2000	完全反射物質	

図 3.3-4 非均質-無限平板体系 MVP 計算モデル図 ($V_m/V_f = 2.375$)

(2) 解析結果

① 球体系

球体系の臨界量解析結果を、 UO_2 (^{235}U 濃縮度 5 wt%、4 wt% 及び 3 wt%) と燃焼燃料について、表 3.3-1 (1)~(4) にそれぞれ示す。表中の「球半径」は解析により得られた臨界となる燃料領域の半径であり、「球体積」は「球半径」の解析結果から導出されたものである。この体積と V_m/V_f を用いて燃料領域中の燃料部分の体積が得られ、それに解析に用いた原子個数密度及び原子量を乗じて、表 3.3-1 (1)~(3) における「 UO_2 質量」及び表 3.3-1 (4) における「燃料質量」が求められている。図 3.3-5 (1)~(4) には臨界半径を、図 3.3-6 (1)~(4) には臨界質量をそれぞれ示す。

② 無限円柱体系・無限平板体系

無限円柱体系の臨界直径の解析結果を表 3.3-2 及び図 3.3-7 に示す。また、無限平板体系の臨界厚さの解析結果を表 3.3-3 及び図 3.3-8 に示す。解析対象とした V_m/V_f は最適減速条件、すなわち、3.2 節の解析で k_∞ が最大となった V_m/V_f (表 3.2-6 (1)~(4) に下線を付した k_∞ の V_m/V_f) である。

表 3.3-1 (1) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2 、SUS316 割合: 0 ~ 20 %)

濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	Vm/Vf (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	球体積 (L)	UO_2 質量 (kg)
				1.0		
5	0	0.349	37.7		224.4	1768.0
5	0	0.521	28.9		100.6	703.3
5	0	0.728	24.2		59.4	365.4
5	0	0.907	22.1		45.1	251.4
5	0	1.197	20.1		34.0	164.4
5	0	1.744	18.5		26.6	103.2
5	0	2.375	18.0		24.3	76.7
5	0	3.096	18.1		24.9	64.5
5	0	3.913	18.6		27.0	58.5
5	0	4.832	19.6		31.4	57.3
5	0	5.859	21.0		38.8	60.2
5	0	7.000	23.0		50.9	67.6
5	0	9.648	29.5		108.0	107.9
5	0	14.625	73.0		1632.0	1110.4
5	10	0.349	42.1		312.7	2217.4
5	10	0.521	31.3		128.5	808.3
5	10	0.728	26.0		73.4	406.4
5	10	0.907	23.6		54.9	275.7
5	10	1.197	21.4		41.1	178.9
5	10	1.744	19.7		32.0	111.6
5	10	2.375	19.2		29.6	83.9
5	10	3.096	19.4		30.7	71.6
5	10	3.913	20.1		34.0	66.1
5	10	4.832	21.3		40.6	66.6
5	10	5.859	23.0		50.9	71.0
5	10	7.000	25.5		69.6	83.2
5	10	9.648	34.4		170.5	153.2
5	20	0.349	48.7		485.0	3057.1
5	20	0.521	34.7		175.6	981.8
5	20	0.728	28.4		95.9	472.2
5	20	0.907	25.6		70.0	312.4
5	20	1.197	23.2		52.3	202.4
5	20	1.744	21.3		40.7	126.3
5	20	2.375	20.9		38.1	96.0
5	20	3.096	21.2		39.9	82.8
5	20	3.913	22.1		44.9	77.8
5	20	4.832	23.7		55.4	80.8
5	20	5.859	25.9		73.0	90.5
5	20	7.000	29.3		105.3	111.9
5	20	9.648	43.3		339.3	271.0

(続) 表 3.3-1 (1) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (^{235}U 濃縮度 5 wt% UO_2 、SUS316 割合: 30 ~ 60 %)

濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	Vm/Vf (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	球体積 (L)	UO_2 質量 (kg)
				1.0		
5	30	0.349	60.2		913.7	5039.7
5	30	0.521	40.2		271.9	1330.2
5	30	0.728	32.0		137.3	591.1
5	30	0.907	28.6		98.2	383.2
5	30	1.197	25.8		71.7	242.9
5	30	1.744	23.7		55.7	150.9
5	30	2.375	23.3		52.8	116.4
5	30	3.096	23.8		56.3	102.2
5	30	3.913	25.1		66.1	100.1
5	30	4.832	27.3		85.3	108.9
5	30	5.859	30.7		120.8	131.1
5	30	7.000	36.1		197.6	183.8
5	30	9.648	68.9		1368.6	956.5
5	40	0.349	90.4		3097.1	14642.2
5	40	0.521	49.9		521.9	2188.9
5	40	0.728	38.1		231.3	853.7
5	40	0.907	33.6		159.5	533.6
5	40	1.197	30.0		112.7	327.3
5	40	1.744	27.6		87.6	203.7
5	40	2.375	27.2		84.2	159.1
5	40	3.096	28.2		94.4	147.0
5	40	3.913	30.4		117.4	152.4
5	40	4.832	34.3		168.4	184.2
5	40	5.859	40.8		284.0	264.1
5	40	7.000	53.4		639.4	509.8
5	50	0.521	77.5		1952.0	6822.4
5	50	0.728	51.6		574.3	1766.6
5	50	0.907	43.9		354.8	989.1
5	50	1.197	38.4		237.7	575.0
5	50	1.744	35.1		180.6	349.9
5	50	2.375	35.2		183.4	288.8
5	50	3.913	43.1		335.9	363.4
5	50	4.832	54.0		660.6	602.1
5	50	5.859	85.5		2613.7	2025.6
5	60	0.728	155.9		15862.9	39037.5
5	60	0.907	90.7		3129.1	6978.9
5	60	1.197	69.2		1389.5	2689.5
5	60	1.744	61.5		973.1	1508.0
5	60	2.375	66.6		1237.0	1558.6
5	60	3.096	88.4		2895.4	3006.0

表 3.3-1 (2) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (^{235}U 濃縮度 4 wt% UO_2 、SUS316 割合: 0 ~ 20 %)

濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	V_m/V_f (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	UO_2 質量 (kg)
				1.0	
4	0	0.349	43.4	341.4	2690.1
4	0	0.521	31.4	130.0	909.0
4	0	0.728	25.9	73.0	448.9
4	0	0.907	23.5	54.1	301.7
4	0	1.197	21.3	40.4	195.5
4	0	1.744	19.7	31.9	123.5
4	0	2.375	19.2	29.6	93.2
4	0	3.096	19.4	30.7	79.7
4	0	3.913	20.2	34.4	74.4
4	0	4.832	21.5	41.7	76.0
4	0	5.859	23.3	52.8	81.8
4	0	7.000	25.9	72.9	96.9
4	0	9.648	35.7	191.2	190.9
4	10	0.349	50.6	543.2	3852.1
4	10	0.521	35.1	180.5	1135.7
4	10	0.728	28.4	95.5	528.6
4	10	0.907	25.6	69.9	351.0
4	10	1.197	23.1	51.4	224.0
4	10	1.744	21.2	40.1	139.8
4	10	2.375	20.8	37.7	106.8
4	10	3.096	21.2	39.8	92.9
4	10	3.913	22.2	45.6	88.8
4	10	4.832	23.8	56.6	92.9
4	10	5.859	26.2	75.7	105.6
4	10	7.000	29.9	112.2	134.2
4	10	9.648	45.7	399.5	359.0
4	20	0.521	40.4	276.3	1545.0
4	20	0.728	31.8	135.1	664.9
4	20	0.907	28.4	95.9	428.0
4	20	1.197	25.5	69.8	270.1
4	20	1.744	23.6	54.7	169.6
4	20	2.375	23.2	52.0	131.0
4	20	3.096	23.7	55.9	116.2
4	20	3.913	25.1	66.0	114.3
4	20	4.832	27.4	85.8	125.1
4	20	5.859	31.0	124.2	154.1
4	20	7.000	36.7	207.7	220.8
4	20	9.648	74.6	1740.3	1390.1

(続) 表 3.3-1 (2) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (^{235}U 濃縮度 4 wt% UO_2 、SUS316 割合: 30 ~ 50 %)

濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	V_m/V_f (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	球体積 (L)	UO_2 質量 (kg)
				1.0		
4	30	0.521	49.7		515.8	2523.7
4	30	0.728	37.5		221.0	951.8
4	30	0.907	33.1		152.4	594.8
4	30	1.197	29.5		107.6	364.5
4	30	1.744	27.1		83.3	225.8
4	30	2.375	26.8		80.3	177.0
4	30	3.096	27.8		89.6	162.8
4	30	3.913	30.0		112.7	170.8
4	30	4.832	33.8		162.0	206.8
4	30	5.859	40.2		273.0	296.2
4	30	7.000	52.9		620.2	576.9
4	40	0.728	49.0		494.0	1823.5
4	40	0.907	41.8		305.3	1021.5
4	40	1.197	36.5		204.3	593.2
4	40	1.744	33.5		156.8	364.5
4	40	2.375	33.5		157.4	297.5
4	40	3.096	35.7		190.5	296.6
4	40	3.913	40.3		274.0	355.7
4	40	4.832	49.7		513.7	561.8
4	40	5.859	72.7		1609.4	1496.7
4	50	0.728	95.1		3608.3	11099.6
4	50	0.907	68.7		1360.2	3792.3
4	50	1.197	56.0		734.4	1776.9
4	50	1.744	50.0		522.0	1011.3
4	50	2.375	52.1		592.8	933.7
4	50	3.913	92.1		3268.3	3536.1

表 3.3-1 (3) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (^{235}U 濃縮度 3 wt% UO_2 、SUS316 割合: 0 ~ 20 %)

濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	V_m/V_f (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	球体積 (L)	UO_2 質量 (kg)
				1.0		
3	0	0.349	55.0		696.1	5484.5
3	0	0.521	36.1		197.8	1382.4
3	0	0.728	28.8		100.1	615.7
3	0	0.907	25.9		72.7	405.4
3	0	1.197	23.4		53.7	259.8
3	0	1.744	21.6		42.3	163.8
3	0	2.375	21.2		40.2	126.5
3	0	3.096	21.8		43.3	112.4
3	0	3.913	23.0		51.1	110.6
3	0	4.832	24.9		65.0	118.5
3	0	5.859	27.9		90.9	141.0
3	0	7.000	32.5		144.0	191.4
3	0	9.648	56.0		737.3	736.1
3	10	0.349	73.5		1665.2	11808.9
3	10	0.521	42.4		318.8	2005.6
3	10	0.728	32.8		147.7	817.7
3	10	0.907	29.1		103.2	517.7
3	10	1.197	26.2		75.1	327.0
3	10	1.744	24.1		58.5	204.1
3	10	2.375	23.8		56.2	159.4
3	10	3.096	24.6		62.4	145.7
3	10	3.913	26.3		76.3	148.5
3	10	4.832	29.2		104.1	170.7
3	10	5.859	33.7		160.7	224.2
3	10	7.000	41.5		299.2	357.9
3	10	8.261	58.1		822.1	849.4
3	20	0.521	53.7		647.0	3618.0
3	20	0.728	39.2		252.4	1242.2
3	20	0.907	34.1		166.8	744.1
3	20	1.197	30.4		117.8	456.0
3	20	1.744	28.0		91.7	284.4
3	20	2.375	27.7		89.4	225.2
3	20	3.096	29.1		103.7	215.2
3	20	3.913	31.9		135.5	234.5
3	20	4.832	36.7		206.7	301.4
3	20	5.859	45.7		398.6	494.2
3	20	7.000	67.0		1258.3	1337.7

(続) 表 3.3-1 (3) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (²³⁵U 濃縮度 3 wt% UO₂、SUS316 割合: 30 ~ 40 %))

				k _{eff} : 1.0		
濃縮度 (wt%)	SUS316割合 (vol%)	V _m /V _f (-)	球半径 (cm)	球体積 (L)	UO ₂ 質量 (kg)	
3	30	0.521	85.9	2658.7	13009.2	
3	30	0.728	52.4	601.0	2588.1	
3	30	0.907	43.9	354.9	1385.2	
3	30	1.197	38.1	231.3	783.4	
3	30	1.744	34.8	176.3	478.2	
3	30	2.375	35.1	180.8	398.7	
3	30	3.096	37.8	225.7	410.1	
3	30	3.913	43.8	352.8	534.4	
3	30	4.832	56.7	762.9	973.5	
3	30	5.859	102.1	4464.7	4844.0	
3	40	0.728	109.6	5516.1	20362.1	
3	40	0.907	73.6	1672.8	5596.6	
3	40	1.197	58.2	825.6	2397.0	
3	40	1.744	52.1	593.4	1379.5	
3	40	2.375	54.7	685.9	1296.4	
3	40	3.096	66.9	1252.7	1950.9	
3	40	3.913	116.4	6614.1	8587.3	

表 3.3-1 (4) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
(14 GWd/t 燃焼燃料、SUS316 割合: 0 ~ 20 %)

燃焼度 (GWd/t)	SUS316割合 (vol%)	Vm/Vf (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	燃料質量 (kg)
				1.0	
14	0	0.521	59.7	892.1	6232.7
14	0	0.728	40.3	274.4	1687.4
14	0	0.907	34.0	165.3	921.3
14	0	1.197	29.2	104.2	504.0
14	0	1.744	25.8	72.1	279.1
14	0	2.375	24.8	63.5	200.1
14	0	3.096	24.9	65.0	168.7
14	0	3.913	26.1	74.4	160.9
14	0	4.832	28.1	93.4	170.2
14	0	5.859	31.6	131.7	204.0
14	0	7.000	37.0	211.5	280.9
14	0	9.648	70.3	1453.9	1450.9
14	10	0.521	76.3	1861.0	11702.2
14	10	0.728	46.3	415.4	2298.8
14	10	0.907	38.4	237.0	1188.8
14	10	1.197	32.5	143.4	624.1
14	10	1.744	28.5	97.4	339.5
14	10	2.375	27.4	86.6	245.5
14	10	3.096	27.9	90.8	212.1
14	10	3.913	29.6	108.6	211.5
14	10	4.832	32.7	146.6	240.4
14	10	5.859	37.8	226.8	316.2
14	10	7.000	47.1	438.7	524.4
14	10	8.261	69.9	1430.0	1476.7
14	20	0.521	132.5	9750.1	54498.2
14	20	0.728	57.0	777.5	3824.9
14	20	0.907	45.2	387.5	1727.5
14	20	1.197	37.6	222.3	860.2
14	20	1.744	32.8	147.7	457.5
14	20	2.375	31.7	133.8	336.9
14	20	3.096	32.7	146.9	304.9
14	20	3.913	35.6	188.5	326.2
14	20	4.832	40.9	286.9	418.1
14	20	5.859	51.1	558.6	692.3
14	20	7.000	78.8	2047.4	2175.6

(続) 表 3.3-1 (4) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量・球半径
 (14 GWd/t 燃焼燃料、SUS316 割合: 30 ~ 40 %)

燃焼度 (GWd/t)	SUS316割合 (vol%)	Vm/Vf (-)	球半径 (cm)	k_{eff}	燃料質量 (kg)
				1.0	
14	30	0.728	85.0	2573.3	11076.8
14	30	0.907	59.6	889.0	3468.2
14	30	1.197	47.2	439.2	1487.0
14	30	1.744	40.5	279.0	756.4
14	30	2.375	39.6	260.6	574.3
14	30	3.096	42.1	312.6	567.7
14	30	3.913	48.4	473.9	717.5
14	30	4.832	62.8	1039.7	1326.0
14	30	5.859	121.8	7576.8	8216.8
14	40	0.907	126.3	8443.6	28235.4
14	40	1.197	75.5	1805.0	5238.1
14	40	1.744	60.3	918.3	2133.7
14	40	2.375	61.0	948.7	1792.2
14	40	3.096	72.9	1620.6	2522.5
14	40	3.913	124.2	8024.4	10413.5

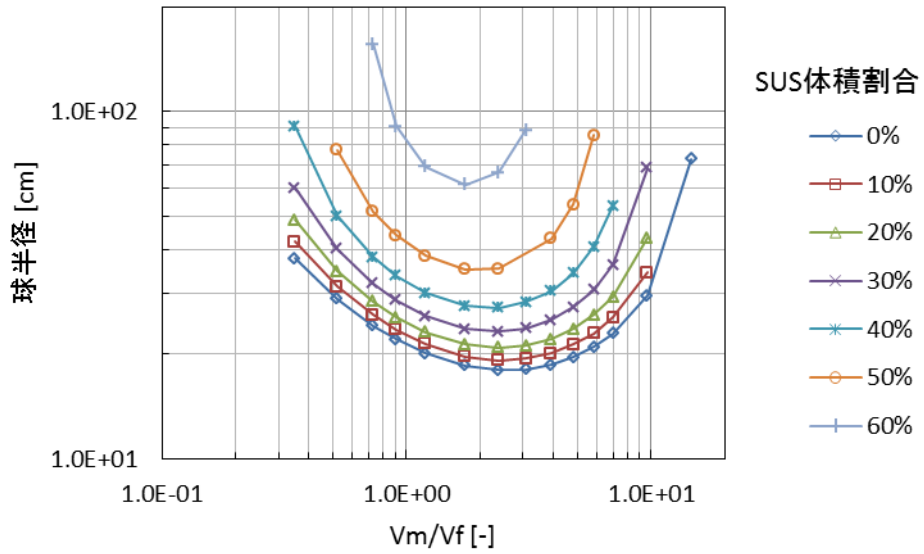


図 3.3-5 (1) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界球半径
(²³⁵U 濃縮度 5 wt% UO₂)

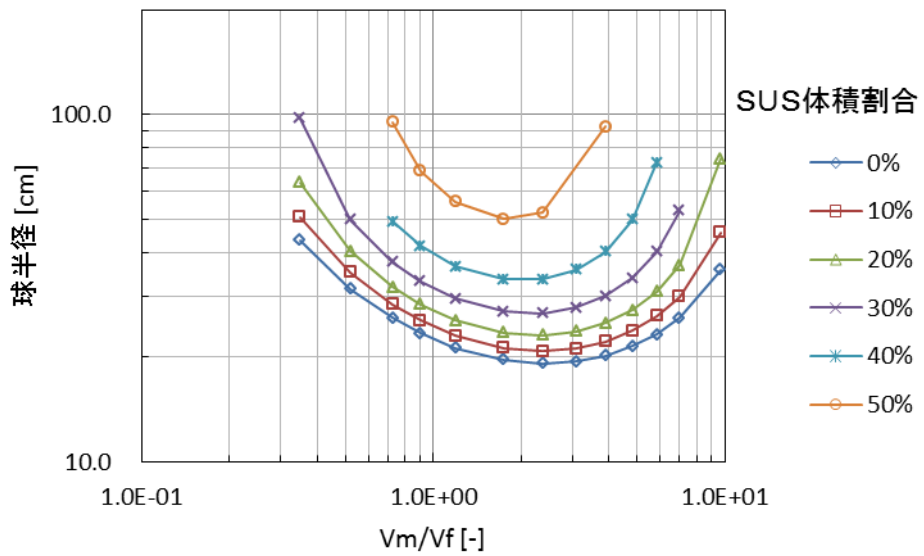


図 3.3-5 (2) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界球半径
(²³⁵U 濃縮度 4 wt% UO₂)

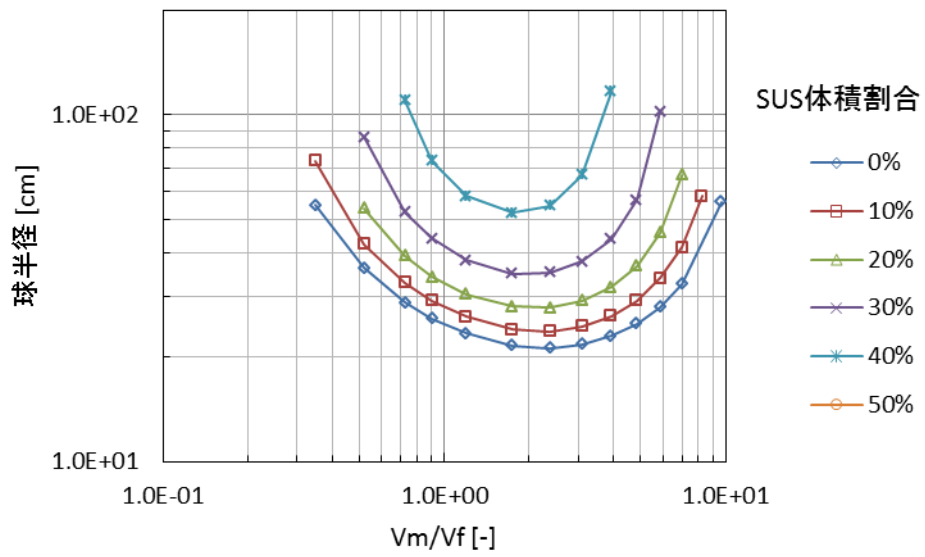


図 3.3-5 (3) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界球半径
(²³⁵U 濃縮度 3 wt% UO₂)

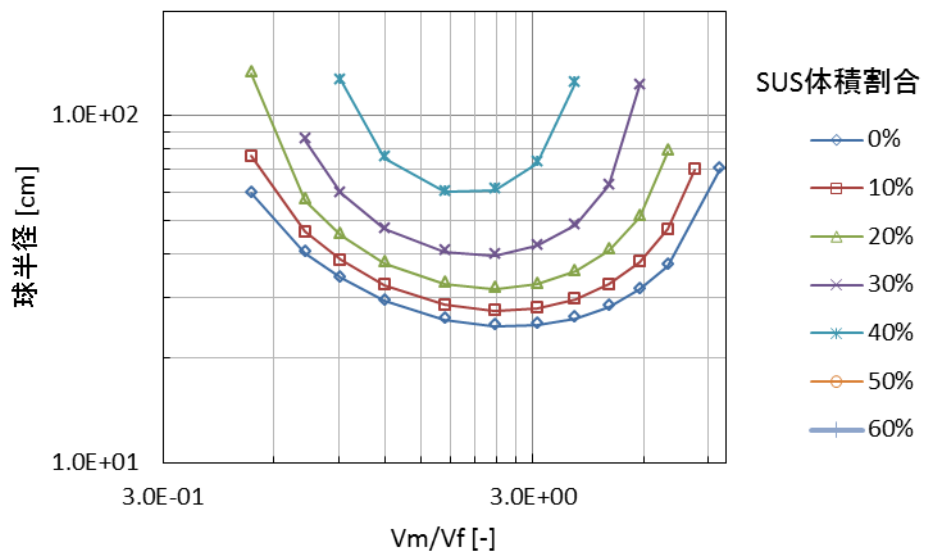


図 3.3-5 (4) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界球半径
(14 GWd/t 燃焼燃料)

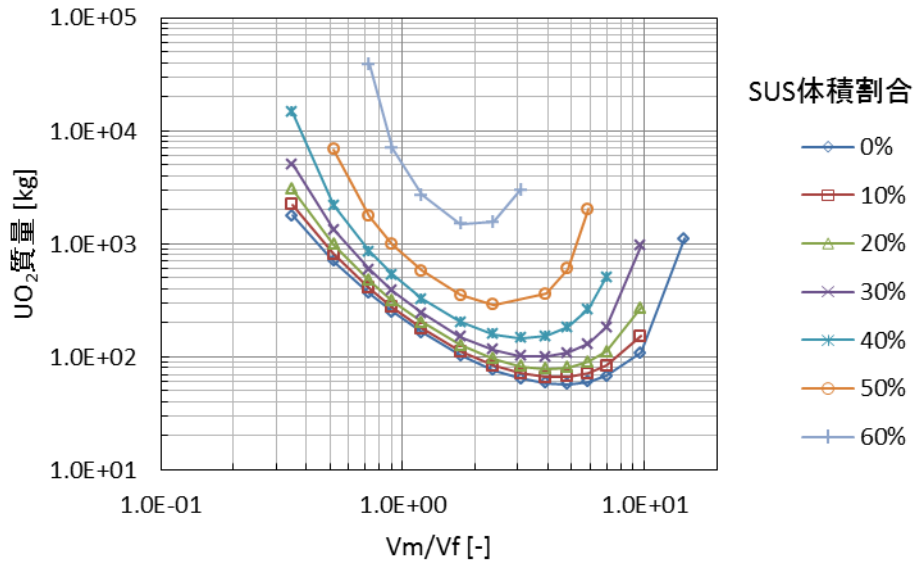


図 3.3-6 (1) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量
(²³⁵U 濃縮度 5 wt% UO₂)

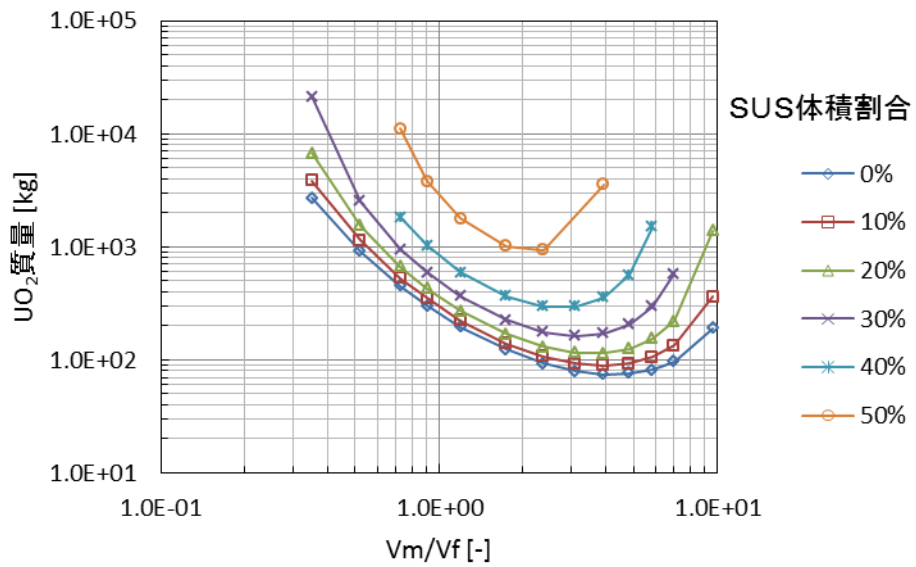


図 3.3-6 (2) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量
(²³⁵U 濃縮度 4 wt% UO₂)

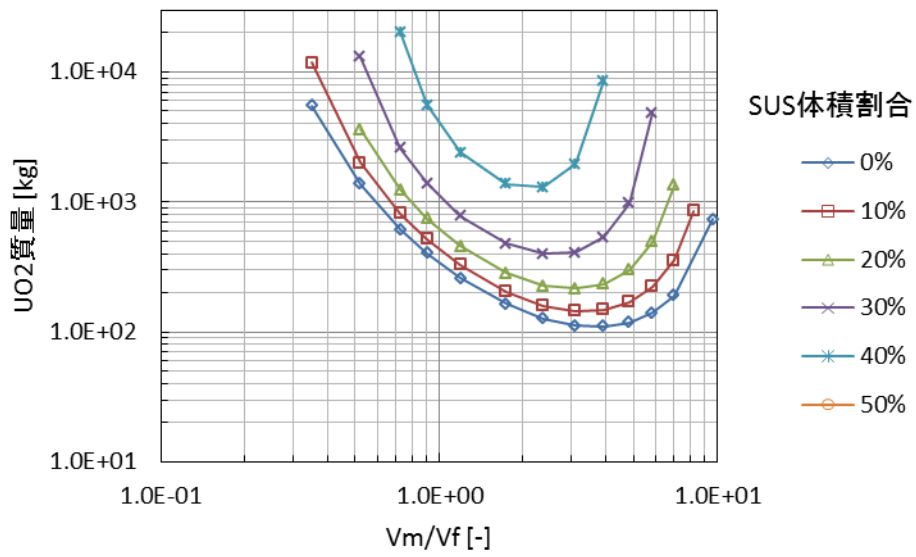


図 3.3-6 (3) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量
(²³⁵U 濃縮度 3 wt% UO₂)

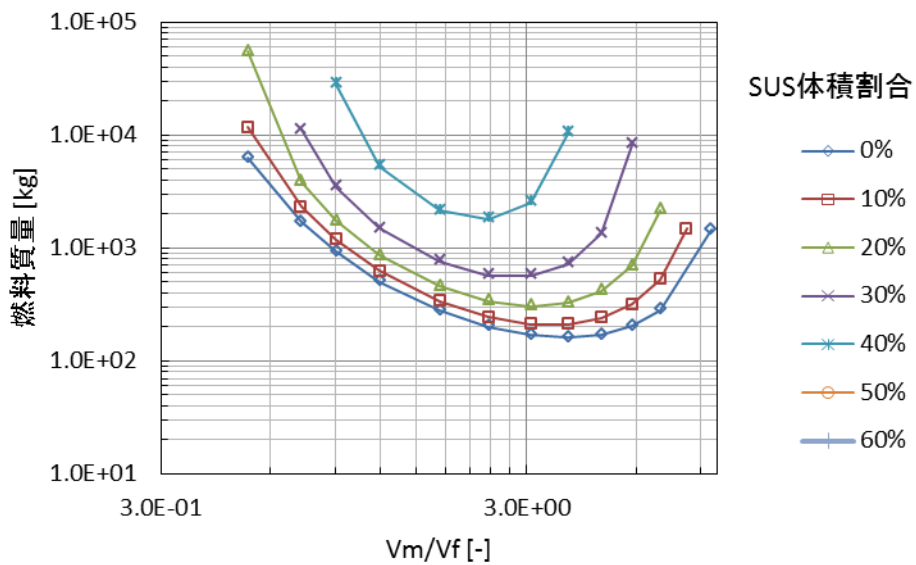


図 3.3-6 (4) ステンレス鋼含有デブリ・水非均質球体系の臨界質量
(14 GWd/t 燃焼燃料)

表 3.3-2 無限円柱直径 (最適減速点)

			k_{eff} : 1.0
濃縮度 / 燃焼度 (wt%) / (GWd/t)	SUS316割合 (vol%)	V_m/V_f (-)	円柱直径 (cm)
濃縮度 3	0	2.375	29.5
3	10	2.375	33.3
3	20	2.375	39.4
3	30	1.744	49.9
3	40	1.744	76.4
濃縮度 4	0	2.375	26.3
4	10	2.375	28.7
4	20	2.375	32.2
4	30	2.375	37.8
4	40	1.744	48.0
4	50	1.744	73.4
濃縮度 5	0	2.375	24.3
5	10	2.375	26.4
5	20	2.375	28.8
5	30	2.375	32.5
5	40	2.375	38.6
5	50	1.744	50.5
5	60	1.744	91.1
燃焼度 14	0	2.375	34.7
14	10	2.375	38.9
14	20	2.375	45.3
14	30	2.375	57.6
14	40	1.744	89.3

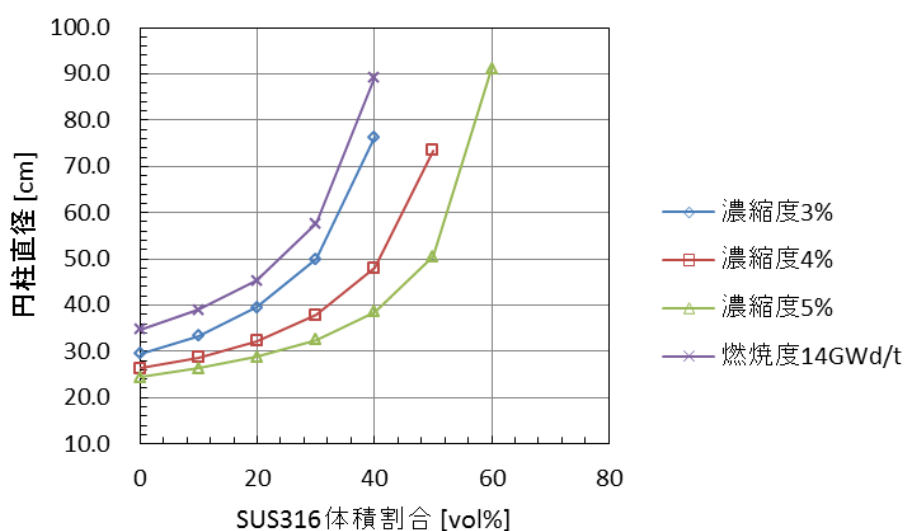


図 3.3-7 SUS316 割合に対する臨界無限円柱直径—最適減速点付近

表 3.3-3 無限平板厚さ (最適減速点)

			k_{eff} : 1.0
濃縮度 / 燃焼度 (wt%) / (GWd/t)	SUS316割合 (vol%)	Vm/Vf (-)	平板厚さ (cm)
濃縮度 3	0	2.375	14.80
3	10	2.375	17.23
3	20	2.375	21.12
3	30	1.744	27.78
3	40	1.744	44.95
濃縮度 4	0	2.375	12.34
4	10	2.375	14.51
4	20	2.375	16.36
4	30	2.375	19.98
4	40	1.744	26.74
4	50	1.744	43.37
濃縮度 5	0	2.375	11.32
5	10	2.375	12.39
5	20	2.375	14.79
5	30	2.375	16.50
5	40	2.375	20.52
5	50	1.744	28.15
5	60	1.744	54.97
燃焼度 14	0	2.375	18.10
14	10	2.375	20.60
14	20	2.375	25.30
14	30	2.375	32.79
14	40	1.744	53.53

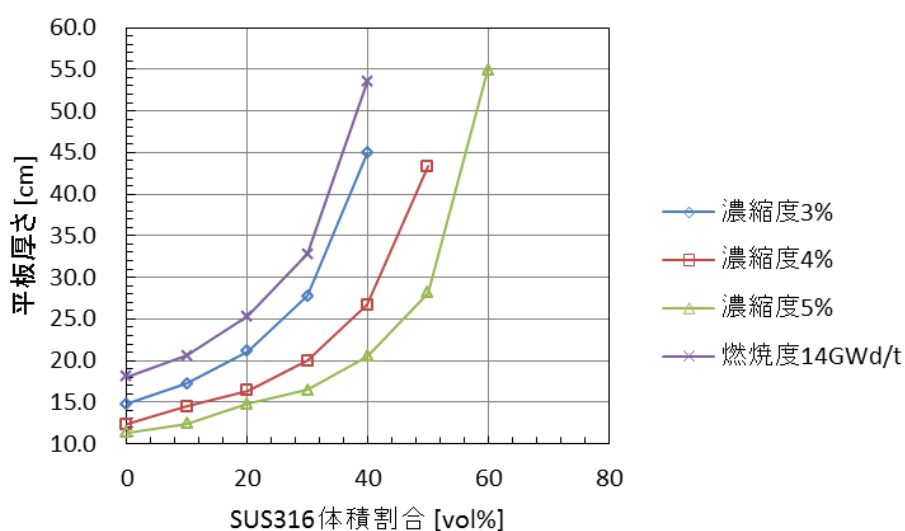


図 3.3-8 SUS316 割合に対する臨界無限平板厚さ—最適減速点付近

3.3.3 まとめ

燃料とステンレス鋼 SUS316 の混合燃料デブリについて、水中における臨界量を解析で求めた。燃料の種類は、3 ケースの UO_2 (^{235}U 濃縮度 5wt%、4wt% 及び 3wt%) 及び燃焼燃料 (燃焼度 14GWd/t) 1 ケースである。燃料デブリと水からなる燃料領域は、水中に半径 1cm の燃料デブリ球が配列した非均質体系でモデル化した。この燃料領域を球形状に切り取り、周りを厚さ 30cm の水反射体で覆った体系について、 V_m/V_f を変化させて系統的に臨界となる燃料領域の球半径及び燃料質量を求めた。同様に、燃料領域を無限円柱形状と無限平板形状とした場合の最適減速条件の臨界寸法を求め、SUS316 体積割合の関数として整理した。

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, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- 2) K. Shibata, et al, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1 (2011).
- 3) 奥村啓介、他、SRAC95 ; 汎用核計算コードシステム、JAERI-Data/Code 96-015、日本原子力研究所 (1996).
- 4) K. Suyama, OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel, OECD/NEA/WPNCs/EGBUC (2012).
- 5) 須山賢也、他、連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び MCNP を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT3.1、JAEA-Data/Code 2009-002、日本原子力研究開発機構(2009).
- 6) 燃料サイクル安全研究委員会、燃焼度クレジット導入ガイド原案 (受託研究) 、JAERI-Tech 2001-055、日本原子力研究所 (2001).
- 7) 須山賢也、他、断面積セット作成プログラム MAIL3.1、JAERI-Data/Code 98-004、日本原子力研究所 (1998).

第4章 臨界マップデータベースの整備

4.1 データベースの詳細設計

4.1.1 目的及び概要

(1) 目的

第3章 3.2 節及び 3.3 節で示したように、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。昨年度事業では MCCI 生成物の解析を、今年度事業では鉄含有燃料デブリの解析を行った。次年度以降も燃焼度をパラメータとして解析を継続し、膨大な解析結果が得られる予定である。

将来、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得なければならない。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、昨年度事業で実施した概念設計に引き続き、今年度は詳細設計を行うとともに実装に着手した。

(2) 概要

本データベースシステムは、図 4.1-1 に示すように、互いに連動する以下の機能を持つものである。これらの機能を分散した物理的位置（1F オンサイトを含み得る）に置かれた計算機に実装し、1F 廃止措置期間を通じて安全規制支援のために運用することが、概念設計では考慮された。

臨界計算管理

燃料デブリ性状の想定に基づく中性子増倍率解析の実行を管理し、解析結果をデータベース化する。

臨界マップ管理

中性子増倍率の解析結果に基づき臨界管理に必要な情報をデータベース化する。

臨界管理情報呼び出し

燃料デブリの実際の性状を入力し、臨界管理に必要な情報を呼び出す。実際の性状が想定から外れている（上記データベースに情報が存在しない）場合には、実際の性状に基づき「臨界計算管理」の中性子増倍率解析実行機能呼び出し、「臨界計算管理」の解析結果データベース及び「臨界マップ管理」の臨界管理情報データベースを更新する。

概念設計では、現在行っている解析作業（例えば 3.2 節と 3.3 節に示したもの）の流れ・手順を詳細にレビュー・整理した上で、1) 機能要件の定義、2) システム機能・構成設計、及び 3) システム運用手順設計を行った。

これを踏まえ、今年度は、解析から得られる燃料デブリの臨界性データをリレーショナルデータベースシステムで管理するためのデータ構造を詳細に設計し、データベーススキーマとして実装した。また、リレーショナルデータベースに格納されたデータにオブジェクト指向プログラミング言語を用いてオブジェクトとしてアクセスするためのデータモデルを実装し、アプリケーション構築の準備を整えた。以下これらを DB モデルと呼ぶ。さらに、DB モデルに対してデータを生成、表示、編集、削除するためのアプリケーションの基本部分を実装し、これらを用いて、既に得られている解析結果を DB に格納、解析結果を呼び出し図示するインターフェースの原型を試作した。

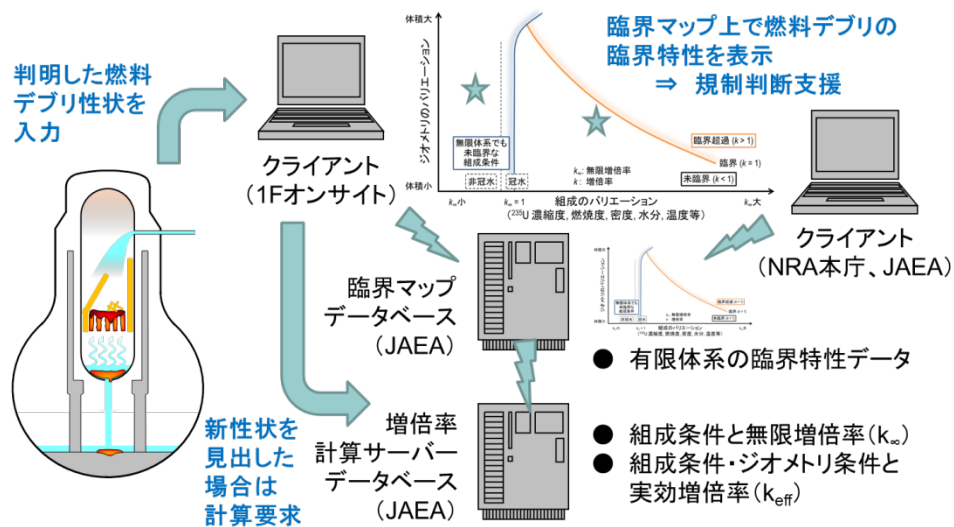


図 4.1-1 臨界マップデータベースの構想

4.1.2 データベース構造

上記の臨界計算管理、臨界マップ管理及び臨界管理情報呼び出しの機能を実現するために取り扱う必要があるデータを列挙し、お互いの関連を分析し、データベース構造を決定した。この構造を、スキーマとして記述した上で、MySQL 上に構築した。

表 4.1-1 にデータベースに格納されるテーブルの名称を一覧にして示す。

例えば **compositions** は、核燃料物質性状の分類を格納するテーブルであり、その中の各レコードに中性子無限増倍率を決定するために必要な構成元素・核種の一覧、均質・非均質の区別等の情報が格納される。一方で、**geometries** は、球体系、無限円柱体系、無限平板体系などの体系の形状の分類を格納するテーブルである。**baseinputs** には解析コードのインプットデータのテンプレートを格納するテーブルである。テンプレートはユーザが供給するものであり、本システムは、このテンプレートを基にして系統的に変化させるパラメータの値を追記し、実際に実行すべきインプットデータを生成する。このインプットデータは **inputs** テーブルに格納される。

本システムは、生成したインプットデータを計算サーバに送信し、臨界計算をサブミットし、計算結果を回収する。この一連の作業の進捗状況は **calcs** テーブルで管理される。得られた解析結果から、臨界となる、あるいは、中性子増倍率が 0.98 や 0.95 等の臨界制

限值となる寸法等が内挿により算出され、**criticalities** テーブルに格納される。このときの内挿作業の詳細情報は、**kvalues** 及び **interpolants** テーブルに保存される。

この一連の流れが、ユーザによって指定されたパラメータの種類やパラメータを変化させる値の範囲等、**parameters** テーブル等に格納された情報で関連付けられており、計算結果はパラメータの種類や値を指定して検索し図示することができる。

表 4.1-1 テーブル名称の一覧

alias_formulas	interpolants
alias_values	interpolation_methods
baseinp_documents	kvalues
baseinp_extensions	libraries
baseinp_materials	* libraries_user_nuclides
baseinp_parameters	map_groups
baseinps	* map_groups_map_plots
calcs	map_plots
code_execs	materials
codes	* materials_nuclides
composition_materials	nuclides
compositions	parameter_names
criticalities	parameter_values
* criticalities_map_groups	parameters
* criticalities_parameter_values	reflectors
densities	requests
documents	run_scripts
geometries	server_scripts
homos	shapes
input_extensions	users
inputs	

* テーブル間の接続用テーブル

4.1.3 データベースモデル

前節で述べたような機能を実現するためには、テーブル同士を連携させなければならない。この連携を記述するプログラミング言語として **PHP** を採用し、さらに、データベースアクセスや次に述べるユーザインターフェースの記述を簡便にするためのフレームワークとして **CakePHP** を用いることとした。

一例として、図 4.1-2 に、インプットデータのテンプレートを編集する際に連動するテーブル群を示す。テンプレートを新たに 1 つ作成する場合には、計算コードの一覧を格納する **codes** テーブル、核データの一覧を格納する **libraries** テーブルの中から、どの計算コードと核データを組み合わせ用いるかを選択することとなる。さらに、解析モデルとしてどのような核燃料物質性状や形状の種類を用いるかを **compositions**、**geometries** 等のテーブルからそれぞれ選択し、テンプレートを分類する。

分類したテンプレートには解析に用いるパラメータを **parameter_names** テーブルを用いて関連づける。標準的なパラメータ (V_m/V_f 、温度、密度等) はシステムに標準で備わっているが、ユーザが自分でパラメータを定義することも可能である。

図中で、「+」印はテーブル中の 1 個のレコードに対応することを、「○」印はテーブル中に対応するレコードがない場合があることを、「→」印はテーブル中の複数のレコードに対応することを示す。これらを組み合わせた「+○」印は 1 個又はゼロ個、「→○」印は複数又はゼロ個を意味する。

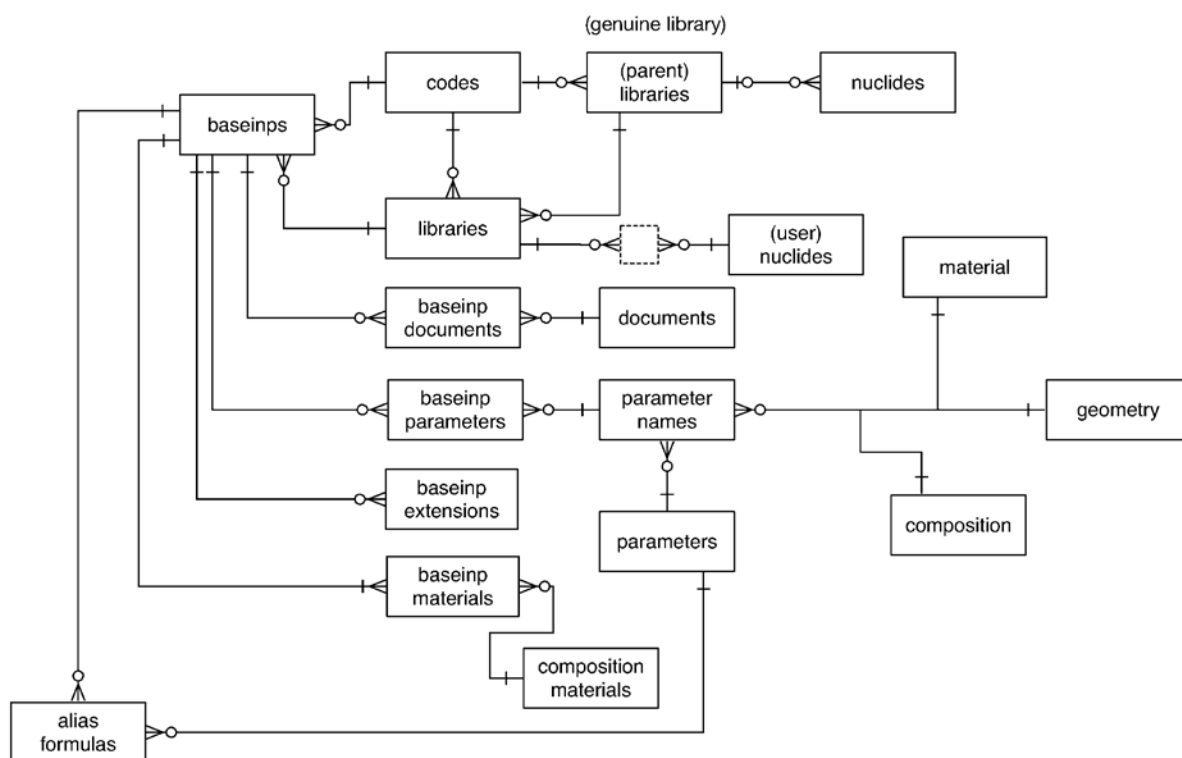


図 4.1-2 インputデータのテンプレートの編集に必要なモデル

4.1.4 解析図示インターフェースの試作

同様に、計算結果を図示する場合に連動するテーブル群を図 4.1-3 に示す。この連動により、**criticalities** テーブルに格納された臨界データを、関連づけられている任意のパラメータをグラフの横軸、若しくは縦軸としてプロットすることが可能である。

このデータをグラフ描画ソフトウェアに供給して画像データを生成し、さらに WWW サーバを通じてクライアントコンピュータに配信することにより、インターネットブラウザで解析結果を閲覧することができる。図 4.1-4 に閲覧状況を示す。

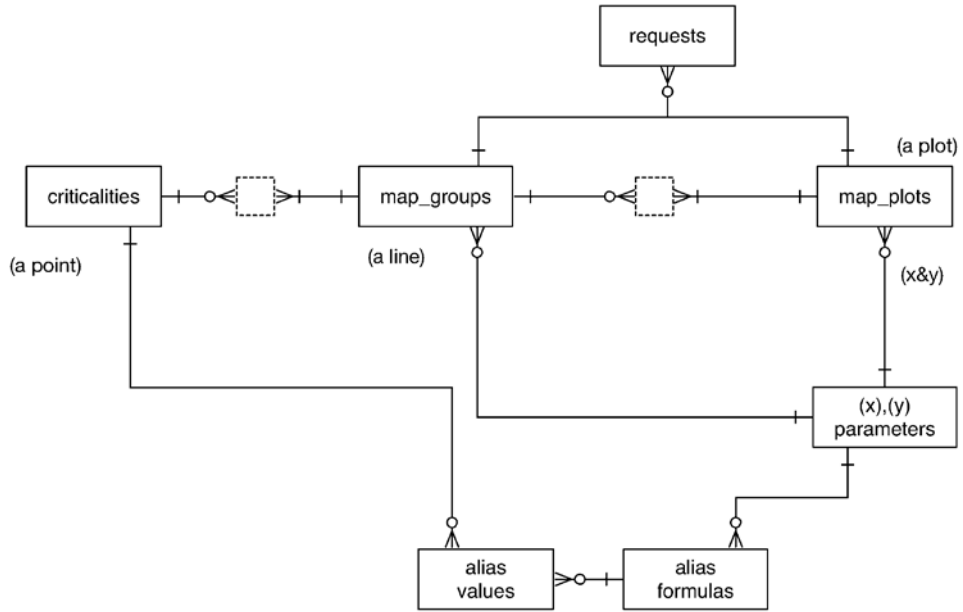


図 4.1-3 解析結果の図示に必要なモデル



図 4.1-4 解析結果の図示状況

4.1.5 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詳細設計を行った。解析結果を格納するデータベース構造、データベースモデルを決定し、既存の解析結果の一部を格納した。この情報にアクセスするための基本機能の実装、及び解析結果を図示するインターフェースの試作を行った結果、解析パラメータの種類を指定して解析結果を検索し、動的に解析結果をグラフに図示することが可能となった。

今後、解析作業を自動化する機能を追加し、及び格納する解析データを拡充する。

4.2 燃焼計算コードの改良

4.2.1 目的及び概要

(1) 目的

燃料デブリ臨界リスクを評価する基準を整備するにあたって、それに必要な燃焼燃料の臨界評価に用いる燃焼感度計算コードとして、北海道大学原子炉工学研究室にて開発された汎用炉物理解析コードシステム **CBZ** が選定されている。本項では、集合体体系に燃焼感度計算を適用できるように本コードの機能を改良することを目的とする。

(2) 概要

汎用炉物理解析コードシステム **CBZ** について、集合体体系への燃焼感度計算の適用を可能とすべくコードの機能を改良した。燃焼感度計算機能を集合体体系に拡張するにあたっては、1) 増大する計算容量への対応、2) ガドリニア燃料といった可燃性毒物を含んだ体系への対応、3) 増大する計算時間への対応、の3点が必要となる。1) については、多数の燃焼領域で構成される体系であっても、計算容量の増大が抑えられるよう、これまでのコーディングを大幅に見直した。2) についても、対応可能となるようにコーディングの修正を行った。これらの対応の結果、新たなモジュール **MulticellBurner** を開発した。このモジュールにより、可燃性毒物を含んだマルチセル体系や、5×5 配列のマルチセルといった、より大きな体系について、燃焼感度計算が可能となった。3) については、中性子輸送（随伴）方程式の数値解法として特性曲線法の導入を行うにあたり、**CBZ** が有する特性曲線法モジュール **MEC** に対して随伴中性子束及び一般化随伴中性子束計算機能を付加し、その検証を行った。その後、燃焼感度計算への **MEC** の導入を行い、従来の衝突確率法を用いた計算結果を再現することを確認した。

4.2.2 燃焼計算感度計算機能の改良

これまで、**CBZ** では複数の燃料ピンで構成される体系、すなわち「マルチセル体系」における燃焼感度を計算するためのプログラムが開発されている。本研究では、マルチセル体系の燃焼感度計算機能を有するモジュール（クラス）である「**MulticellBurner**」を実装するとともに、以下のような新たな計算機能の付加、計算機容量の削減、計算の高速化を実施した。

- ・ 中性子束の規格化方法として、従来は線出力のみが指定可能であったが、全中性子束の指定を新たに可能とした。
- ・ 定式化を見直すことにより、従来、燃焼サブステップごとに行っていた一般化随伴中性子束の計算を燃焼ステップのみで行うこととし、計算時間の短縮を図った。
- ・ 各燃焼ステップにおける衝突確率をメモリ上で保持しておくことにより、随伴数密度計算における各燃焼ステップでの衝突確率計算を省略可能とし、計算時間の短縮を図った。なお、この機能については、解析対象とする体系が大きくなるにつれて必要となる計算容量が増大するため、比較的小規模な体系（**Gd** 燃料を含まない 5×5 マルチセル体系程度）にのみ適用可能である。

- ・ 複数の（燃焼計算の対象となる）燃料媒質から構成される体系では、個々の媒質データ（CBZ の Medium クラス）を保持することは膨大な計算容量を必要とすることが分かった。そこで、媒質に関するデータは必要なもの（数密度や巨視的断面積）のみ保持し、Medium クラスのインスタンスは1つのみ保持することとした。
- ・ 燃料ピン内で複数の燃焼領域を設定することを可能とした。この機能はガドリニア燃料を含む体系を想定して付加したものである。この場合、燃料ピン内の各分割領域の実効断面積は、その組成で構成されるピンセル体系を考えて計算することとした。

4.2.3 燃焼計算感度計算機能の検証

本節では、新たに開発したモジュール MulticellBurner の一般化摂動論に基づく燃焼感度計算機能の検証結果について述べる。ここでは、核データ（厳密には多群ライブラリの無限希釈断面積）に微小変動を与え観測パラメータの変動を観察する数値微分によって得た燃焼感度を参照値とした。なお、数値微分による燃焼感度の計算も、MulticellBurner のメソッド「SensitivityCalculationDirect」として実装した。

計算に用いたピンセルの仕様は PWR の燃料棒を模擬したものとし、燃料組成として、 ^{235}U 濃縮度が 4.1 wt% の UO_2 セル及び Pu(fissile) 含有率が 10% の MOX セルの 2 種類を考えた。

(1) 1×1 セル体系に対する検証

1×1 セルからなる、いわゆる単ピンセル体系について、燃焼感度計算機能の検証を行った。中性子束の規格化条件として全中性子束を一定としたときの結果を図 4.2-1 から図 4.2-4 に示す。なお、燃焼条件は、全中性子束を 3.2×10^{14} (/cm²/s)、燃焼期間を UO_2 燃料の場合には 1,060 日、MOX 燃料の場合は 1,040 日とした。いずれの結果においても、一般化摂動論に基づく燃焼感度（図中「GPT」）が数値微分による参照計算値（図中「Ref.」）をよく再現していることが分かる。

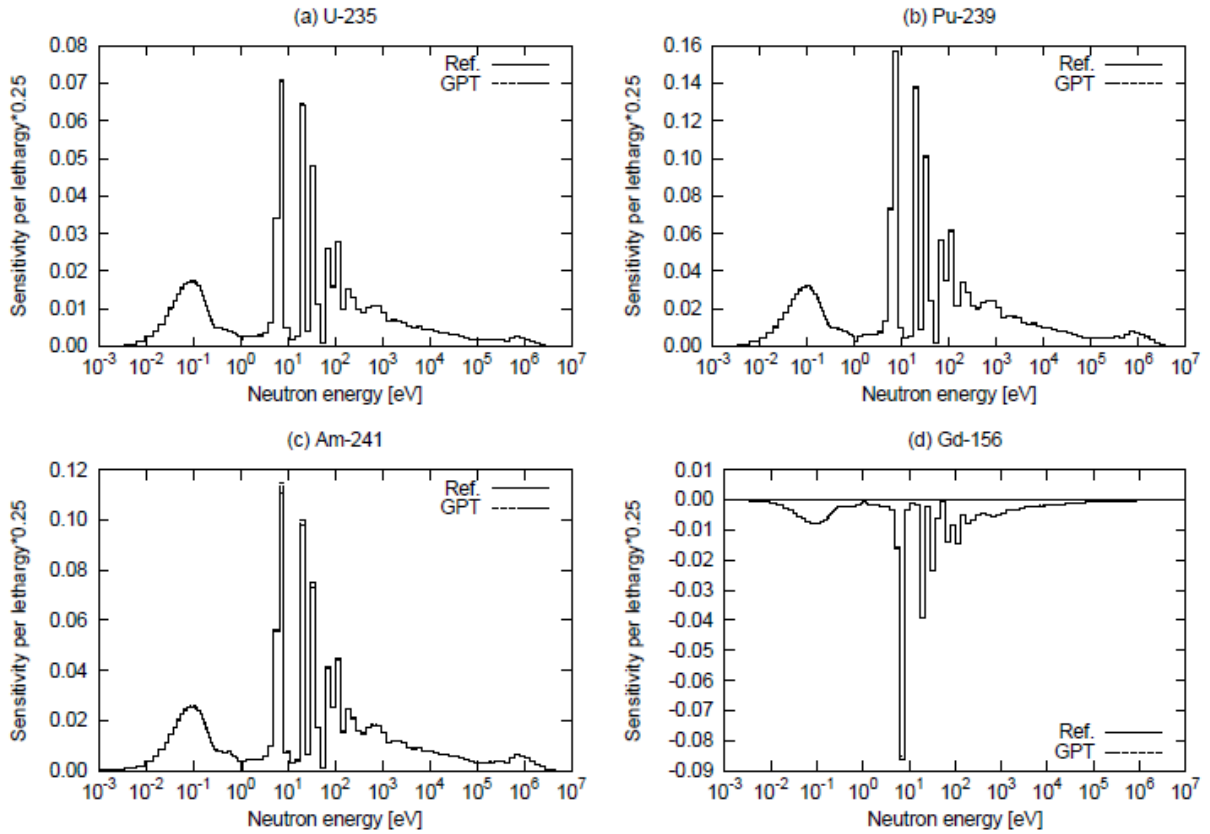


図 4.2-1 1,060 日燃焼後の UO_2 における ^{238}U 捕獲断面積に対する感度

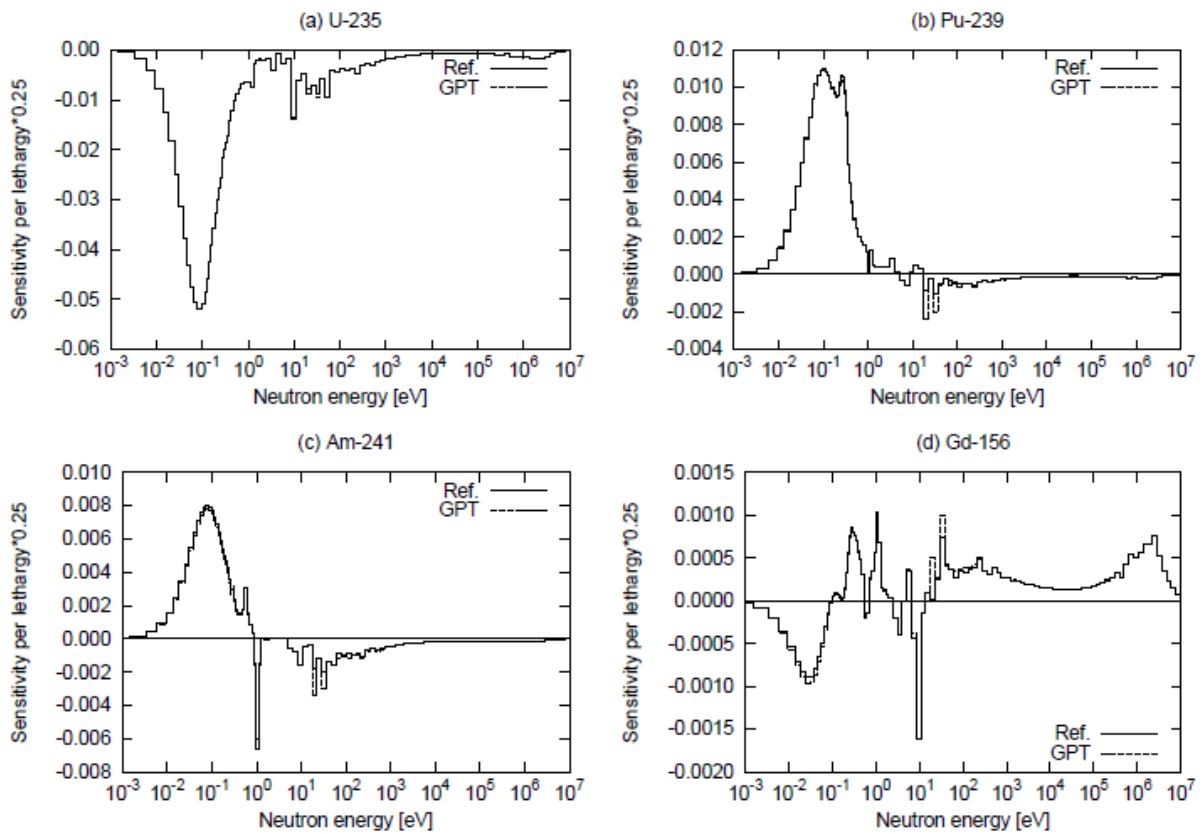


図 4.2-2 1,060 日燃焼後の UO_2 における ^{235}U 核分裂断面積に対する感度

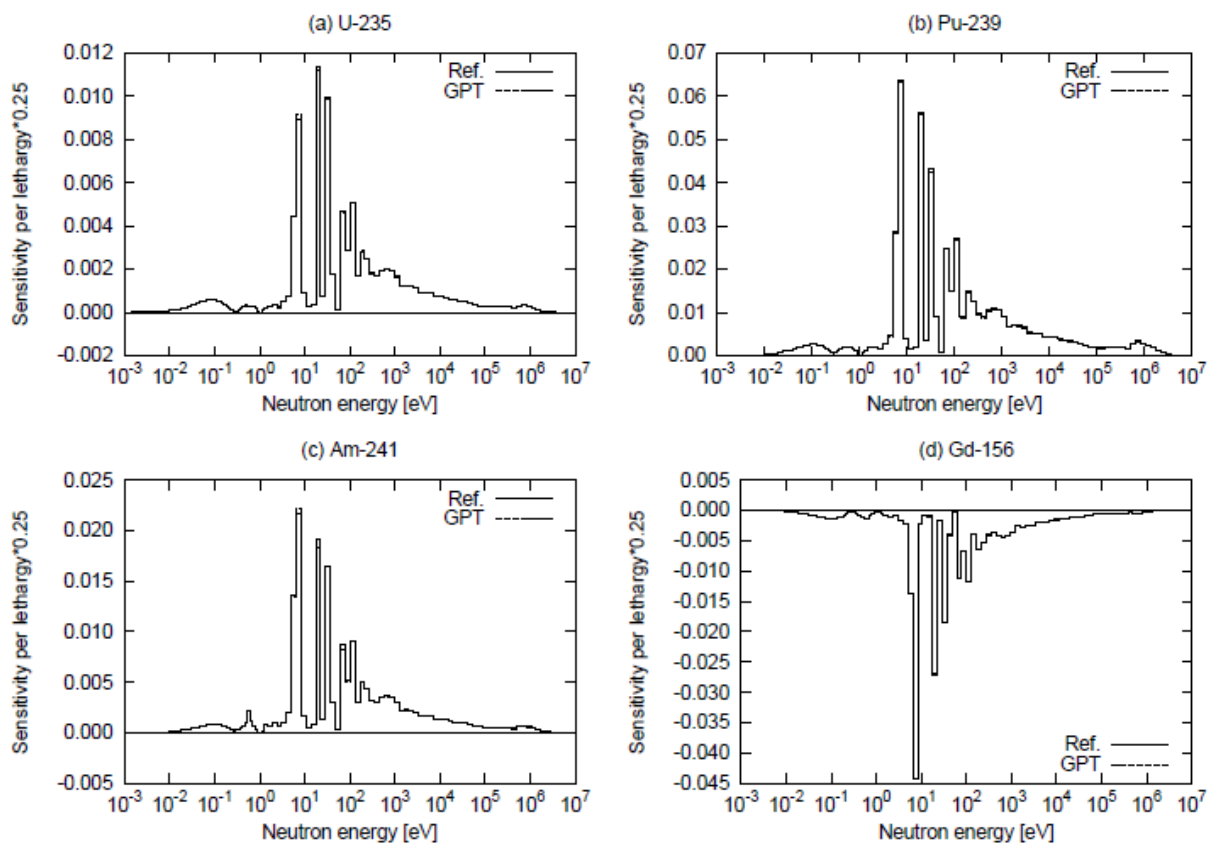


図 4.2-3 1,040 日燃焼後の MOX における ^{238}U 捕獲断面積に対する感度

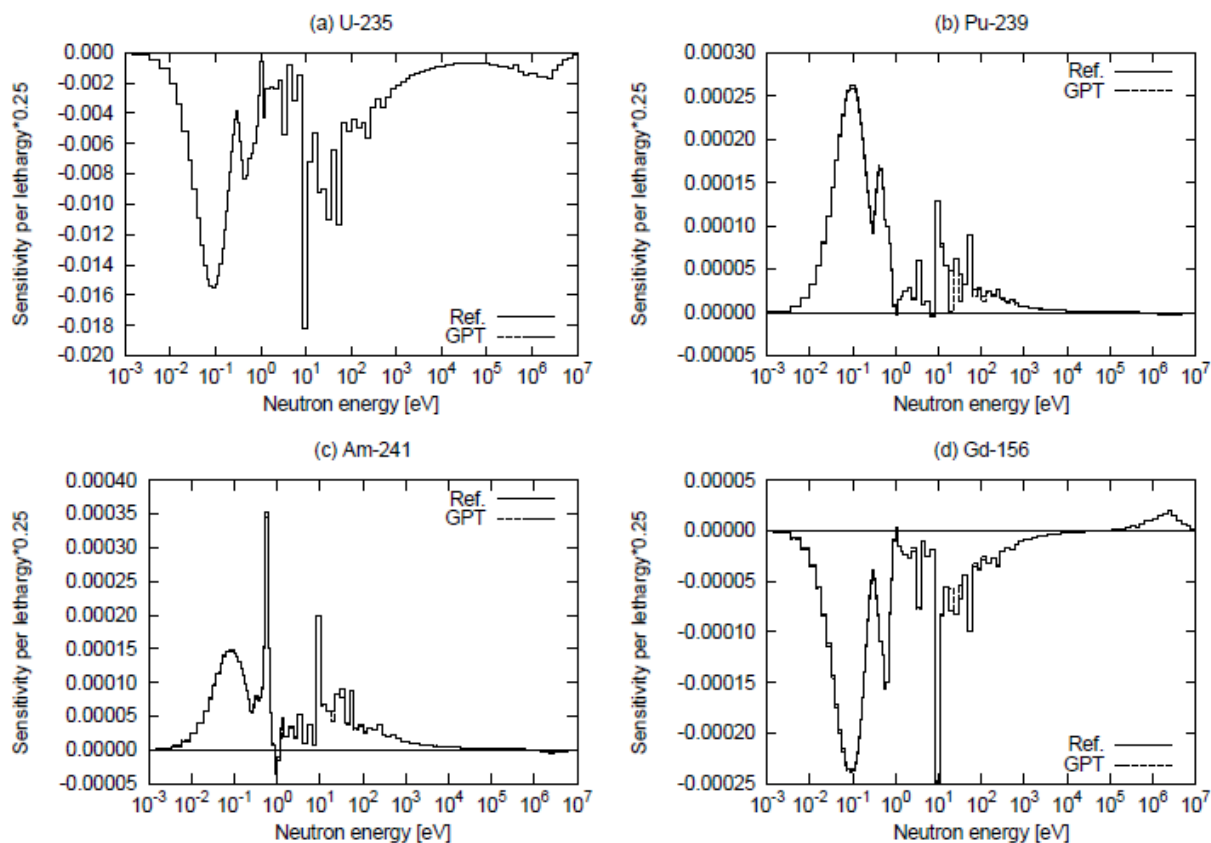


図 4.2-4 1,040 日燃焼後の MOX における ^{235}U 核分裂断面積に対する感度

(2) 3×3 マルチセル体系に対する検証

ここでは、3×3 配列のいわゆる「マルチセル体系」に対する検証計算結果を述べる。本節で考えた体系を図 4.2-5 に示す。中心と 4 隅に UO_2 燃料が、それ以外には MOX 燃料が配された体系であり、図中に示した 3 つの燃料ピンについての燃焼感度に着目した。燃焼条件は、着目燃料ピンについて全中性子束一定 3.2×10^{14} ($/\text{cm}^2/\text{s}$) とし、1,000 日間の燃焼期間とした。

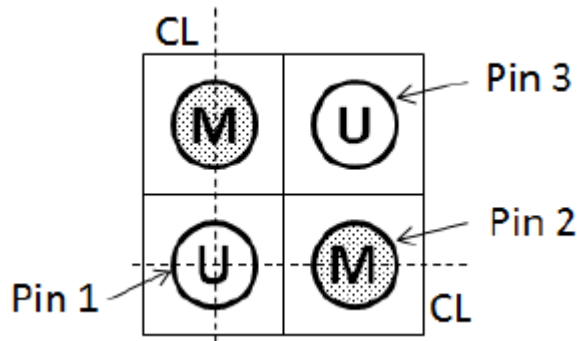


図 4.2-5 3×3 マルチセル体系の概要図
(U が UO_2 燃料、M が MOX 燃料にそれぞれ対応)

^{238}U 捕獲断面積に対する感度を図 4.2-6 から図 4.2-8 に示す。いずれの結果においても、一般化摂動論に基づく燃焼感度が数値微分による参照計算値をよく再現していることが分かる。

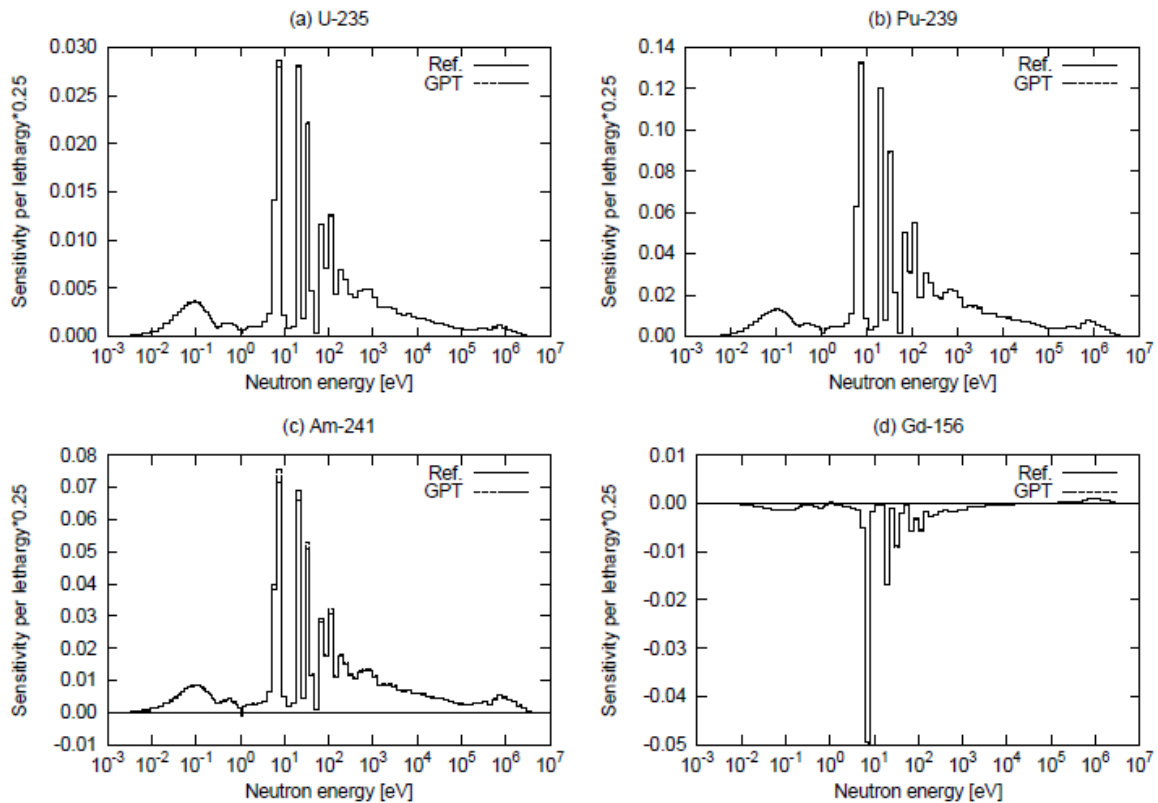


図 4.2-6 燃焼後数密度の ^{238}U 捕獲断面積に対する感度 (Pin 1)

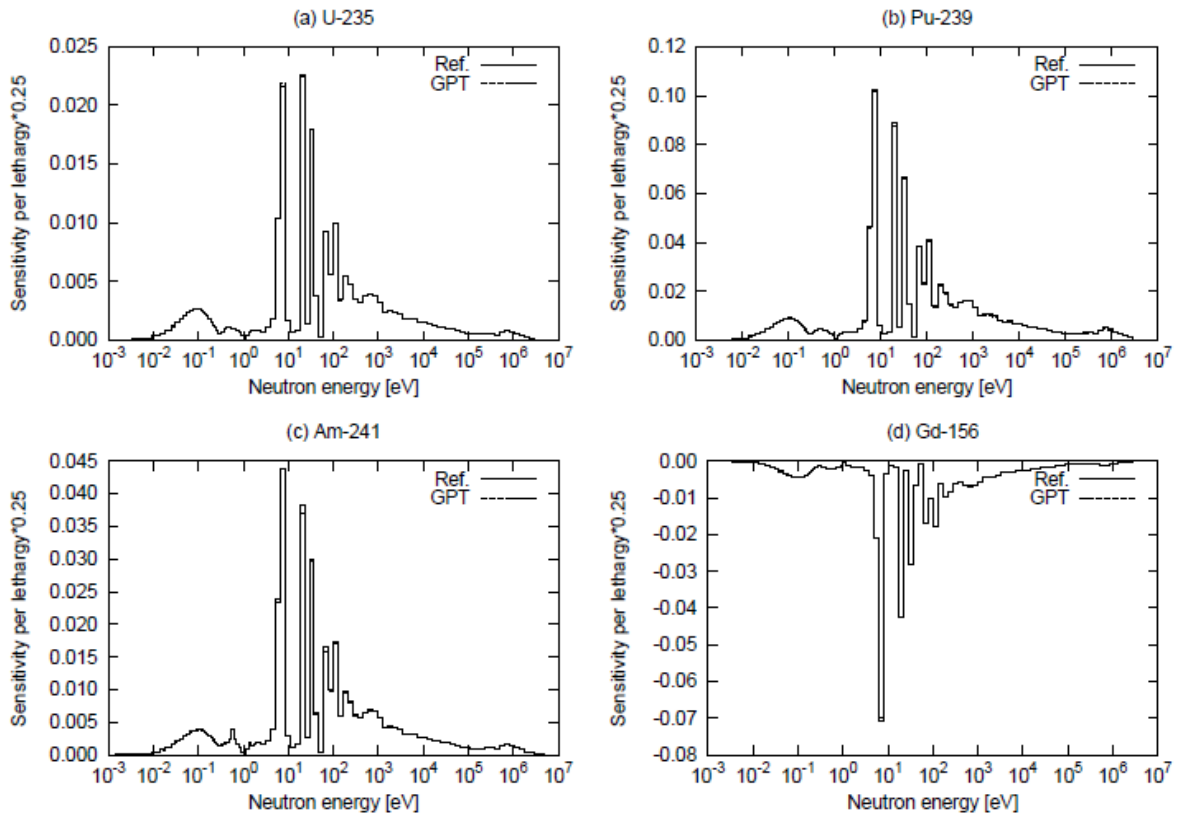


図 4.2-7 燃焼後数密度の ^{238}U 捕獲断面積に対する感度 (Pin 2)

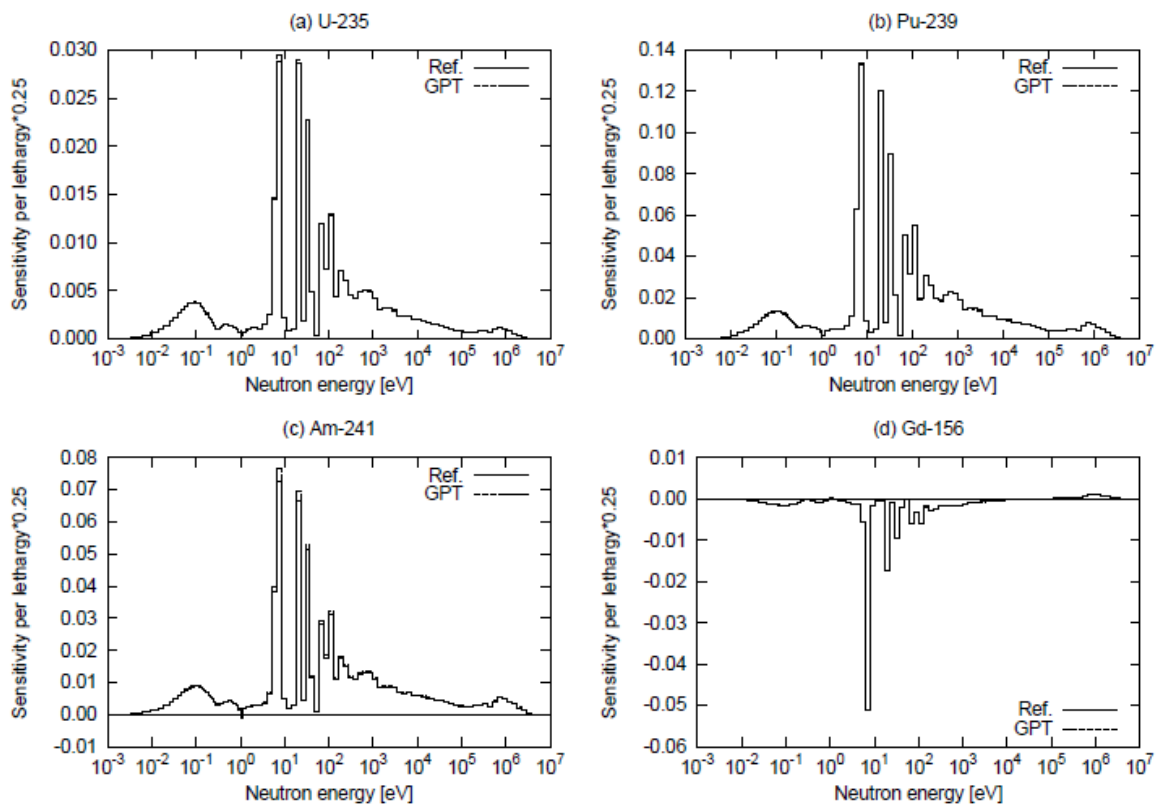


図 4.2-8 燃焼後数密度の ^{238}U 捕獲断面積に対する感度 (Pin 3)

(3) Gd を含む 3×3 マルチセル体系における検証

ここでは、3×3 に配置された UO_2 セルからなるマルチセル体系について、中心セルを ^{235}U 濃縮度が 4.0 wt%、 Gd_2O_3 濃縮度が 10.0 wt% の Gd 燃料が配置された体系について、燃焼感度の検証計算を行った。燃焼条件は、前節と同様に、着目燃料ピン (Gd 燃料に隣接する UO_2 燃料ピン) について全中性子束一定 3.2×10^{14} (cm^2/s) とし、1,000 日間の燃焼期間とした。この体系のメッシュ分割を図 4.2-9 に示す。

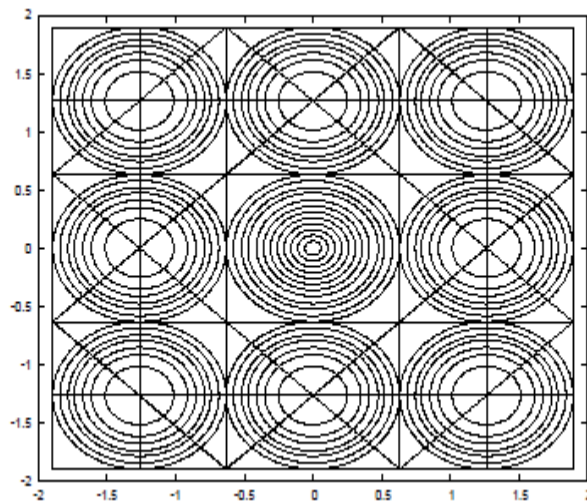


図 4.2-9 Gd を含む 3×3 マルチセル体系

^{238}U 捕獲断面積に対する感度を図 4.2-10 に示す。いずれの結果においても、一般化摂動論に基づく燃焼感度が数値微分による参照計算値をよく再現していることが分かる。

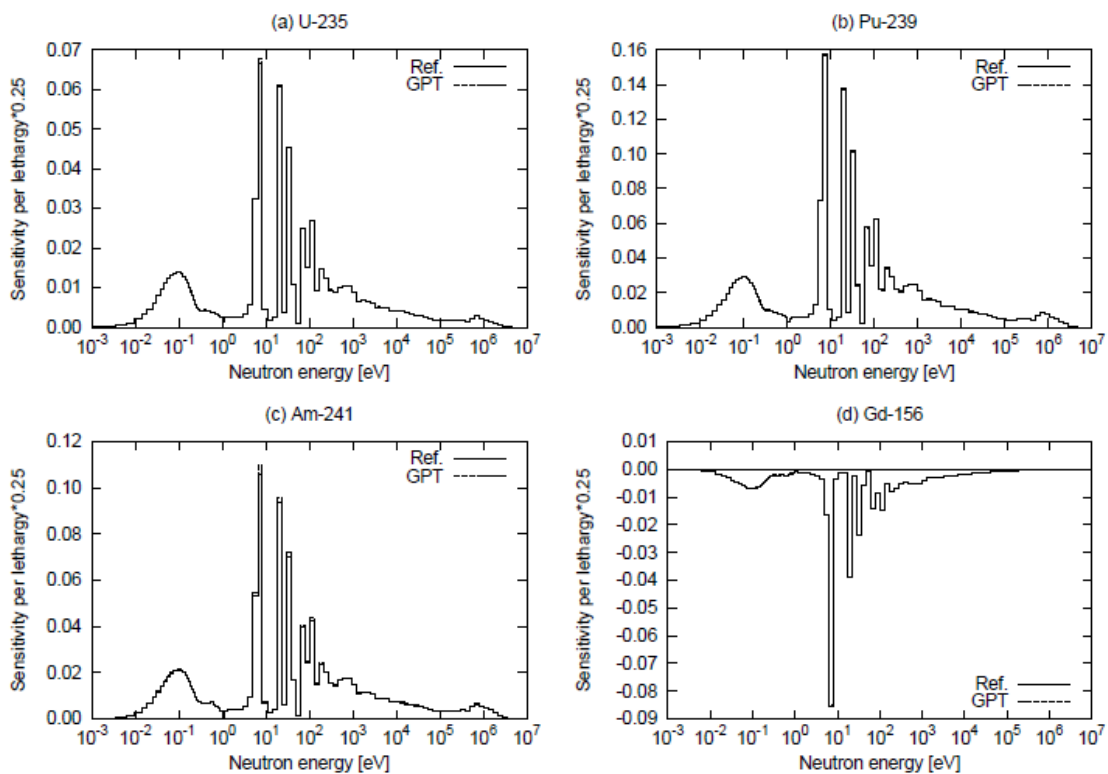


図 4.2-10 燃焼後数密度の ^{238}U 捕獲断面積に対する感度

4.2.3 中性子束と一般化随伴中性子束計算のための特性曲線法の導入

燃焼感度計算モジュール MulticellBurner を燃料集合体等より複雑な体系に適用可能とするためには、中性子輸送方程式の数値解法として特性曲線法の導入が必須である。そこで、CBZ に実装されている特性曲線法モジュール MEC を活用することとした。ただし、MEC はこれまで十分に検証されていなかったことから、ベンチマーク問題を設定し、計算精度の検証を行った。また、燃焼感度解析への適用にあたっては随伴方程式を解く必要があることから、随伴中性子束計算機能及び摂動理論に基づく反応度計算機能を付加した。その後、燃焼感度解析計算への適用を図った。ここでは燃焼感度計算に関する検証結果について述べる。

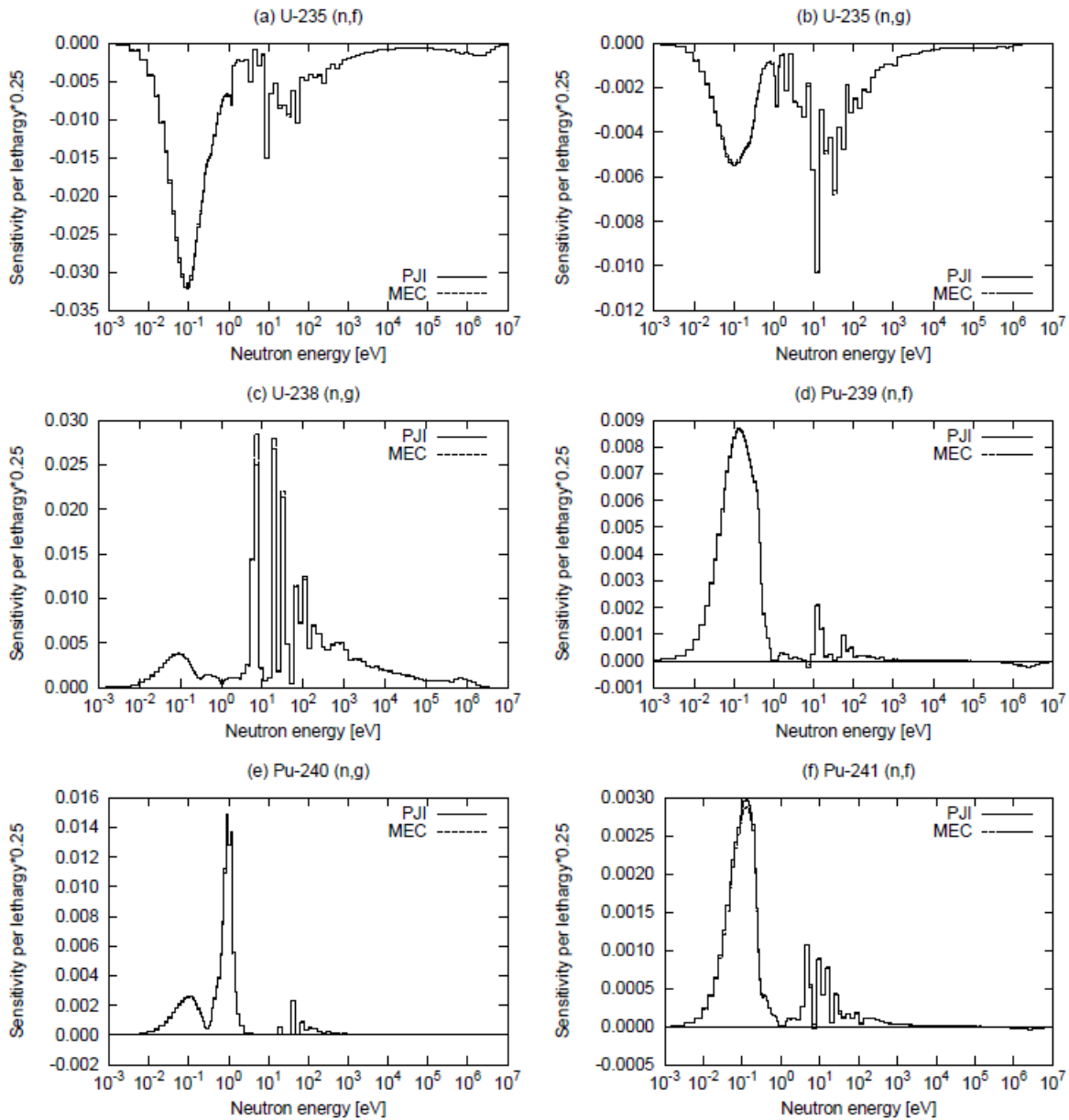


図 4.2-11 燃焼後の ^{235}U 数密度の種々の核データに対する感度

3×3 マルチセル体系に対する燃焼感度について、衝突確率法ソルバーPJI に基づく計算結果を参照値として、MEC に基づく計算結果の妥当性を確認した。計算対象は、中心に UO_2 燃料が配され、それと隣接する4セルがMOX燃料、それ以外が UO_2 燃料である3×3マルチセル体系とした。なお、現状のMECでは完全反射（周期）境界条件のみ適用可能であるため、PJIについても同様の境界条件で計算した（他の節では全て等方反射条件としている）。

^{235}U 燃焼後数密度の、いくつかの核データに対する感度を図 4.2-11 に示す。これらの結果より、MECを導入した燃焼感度計算はPJIを用いた結果をよく再現しており、MECの燃焼感度計算への実装が妥当であることを確認できる。

4.2.4 まとめ

汎用炉物理解析コードシステムCBZについて、集合体体系への燃焼感度計算の適用を可能とすべくコードの機能を拡張・改良した。1×1セル、3×3マルチセル、Gdを含むマルチセル体系における感度係数計算の妥当性を直接計算との比較により確認した。また、中性子束・一般化随伴中性子束計算のために特性曲線法を導入し、衝突確率法と同様の結果を得ることを確認した。

4.3 臨界安全解析コードシステムの整備

4.3.1 臨界安全解析コードシステムの設計

燃料デブリ臨界マップの整備・拡充に資するため、燃料デブリの同位体組成評価から臨界評価までを一貫して実施することができる臨界安全解析コードシステムを、核計算フレームワーク MARBLE の開発にも使用された最新のプログラミング手法を用いて構築する。連続エネルギーモンテカルロ法に基づく臨界計算コードを中核としたこのシステムは、使用済燃料の同位体組成評価、生成されるデブリの同位体組成評価、それらの同位体組成に基づく任意体系での臨界計算、計算対象と臨界実験との類似性評価、そして再臨界時の影響評価までを行うことを想定している。新たに開発する臨界安全解析コードシステムは、FACILE (Flexible Analyses Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) と呼ぶ。

臨界安全解析コードシステム FACILE の開発に向けたロードマップを表 4.3.1-1 に示す。今年度は、(1) 臨界安全評価用モンテカルロ計算システムの設計、(2) 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、(3) 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発を開始した。臨界安全評価用モンテカルロ計算システムの設計は、表 4.3.1-1 の「FACILE システムの全体設計」と「原子個数密度の AND の機能強化と実装」に関連する今年度の成果をまとめたものであり、以下で詳しく述べる。連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算ソルバーの開発は、表 4.3.1-1 の「新規モンテカルロ計算ソルバーの開発」に関連する今年度の成果であり、4.3.2 項で述べる。燃料デブリ体系トラッキング機能の開発は、表 4.3.1-1 の「燃料デブリ体系トラッキング機能の開発」に関連する今年度の成果であり、4.3.3 項で述べる。

	H27 (2015)	H28 (2016)	H29 (2017)	H30 (2018)	H31 (2019)	H32 (2020)	H33 (2021)
0. FACILEシステムの全体設計	調査、設計						
1. 新規モンテカルロ計算ソルバー開発	調査、設計	実装	検証	← 妥当性評価 →			
2. 感度・代表性指標計算手法の開発			調査、設計	実装	検証		
3. 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発	手法調査	設計	実装	検証			
4. 原子個数密度ルーチンANDの機能強化と実装	調査、設計	実装	実装	検証			
5. PORCASの実装による再臨界評価		設計、実装	検証				
6. 遮蔽解析機能の追加		設計	実装	実装	検証		
7. 総合動作確認				試験運用	ベンチマーク計算	臨界マップ作製	マニュアル作成

表 4.3.1-1: 臨界安全解析コードシステム開発のロードマップ

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、将来新しいモンテカルロソルバーとの置き換えを念頭に置いて、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以下のように行った。

- (1) AND コードを MARBLE の方式に則ってカプセル化し、カプセル化した AND コードを MARBLE/SCHEME と同様のインターフェースで利用できるように整備した。このように整備した AND を用い、MVP の入力テンプレートを読み込んで原子個数密度を適切に組み込んだ MVP の入力を出力するシステム (FACILE プロトタイプ) を作成する。このプロトタイプシステムは、入力として MVP の入力テンプレートを受け取り、AND によって処理された原子個数密度が埋め込まれた MVP の入力を出力し、MVP の実行機能までを実装するものとした。
- (2) MARBLE の機能を活用して、一点炉燃焼計算コード ORIGEN2 の計算結果から燃焼燃料物質の原子個数密度を算出して MVP の原子個数密度データを作成し、MVP を使用した単独の臨界計算実施を可能とした。将来的に燃料デブリの組成評価機能を AND に組み込むことを想定しているため、ORIGEN2 の出力ファイルの読み込みと処理は AND を通じて行うようにする。ORIGEN2 の計算結果から原子個数密度を算出するルーチンは、統合化燃焼計算コード SWAT の該当ルーチンを参考にする。

FACILE システムの設計・実装に関わる要件は以下のとおりとする。

- FACILE システムは汎用炉心解析システム MARBLE を利用して構築する。すなわち、MARBLE システムの各種クラス等を外部ライブラリとして利用する。使用する MARBLE システムのバージョンは 2.0 とする。
- AND コードと MVP コードの実行制御、及び ORIGEN コードの計算結果リストの取り扱いは、上記 MARBLE システムのクラスライブラリを活用して行う。各コードは MARBLE における手法に則ってカプセル化を行う。
- 使用する MARBLE システムのクラスに何らかの拡張が必要になった場合、MARBLE システム本体には修正を加えずに、FACILE システム側で機能追加を行う。例えば、当該 MARBLE のクラスを継承するサブクラスを作成する、等の手法を用いる。
- 実装したクラス・関数に対しては、Python のテストフレームワークを用いて単体テストを実装する。

図 4.3.1-1 に FACILE の解析の流れを示す。臨界計算でよく利用される基本物質の原子個数密度データを AND コードから得るとともに、燃焼燃料の組成を実績のある燃焼計算コード ORIGEN2 の出力から得て MVP の入力データに必要とされる原子個数密度データに変換し、最終的に臨界計算を実行する。

本年度開発に着手した FACILE の必要とする入力は、①入力ファイル、②ORIGEN 計算結果リストファイル、③核種 ID ファイルである。①の入力ファイルは、FACILE システム全体の制御を行うためのものである。②は、ORIGEN の計算結果ファイル (機番 6) である。図 4.3.1-2 に FACILE の入力データの構成を示す。

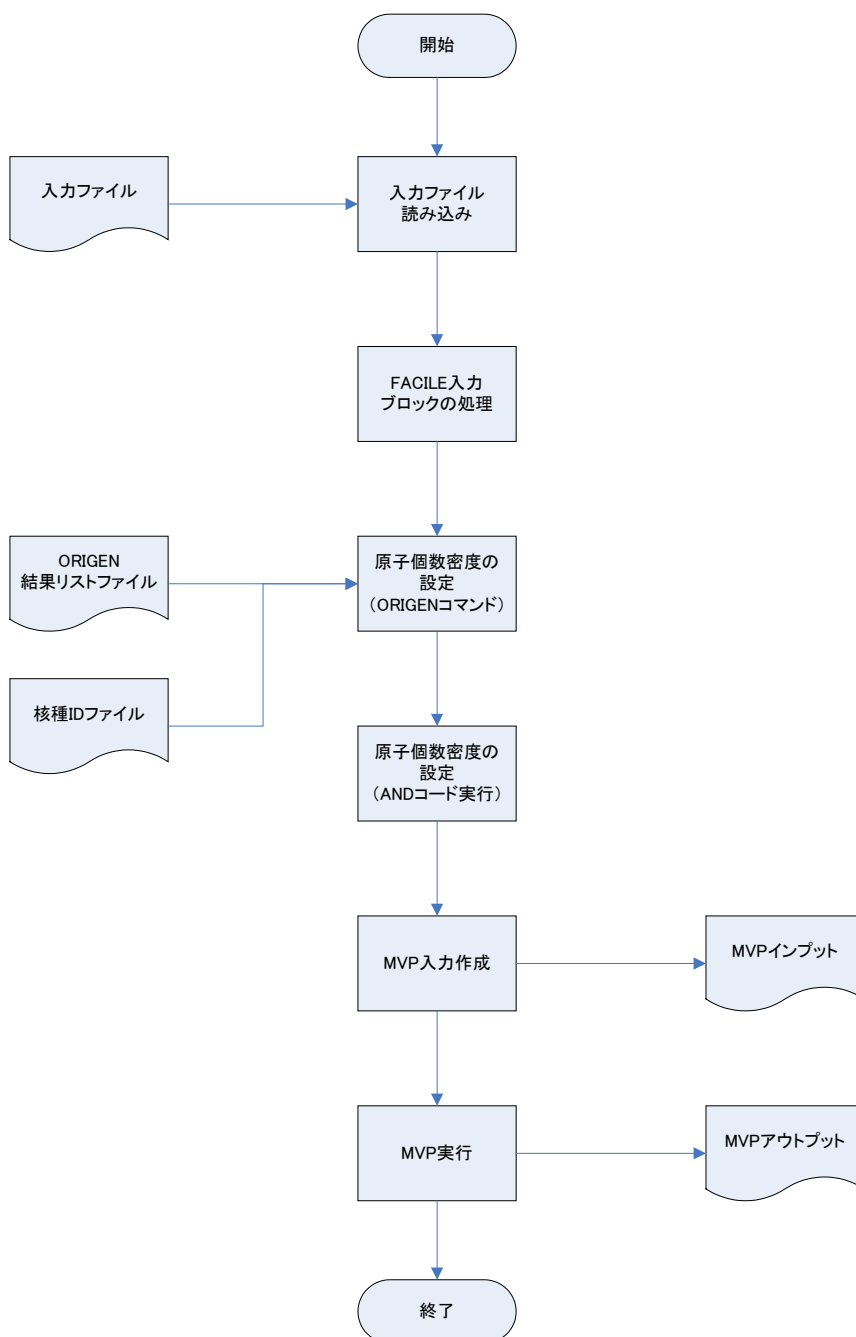


図 4.3.1-1: FACILE の解析の流れ

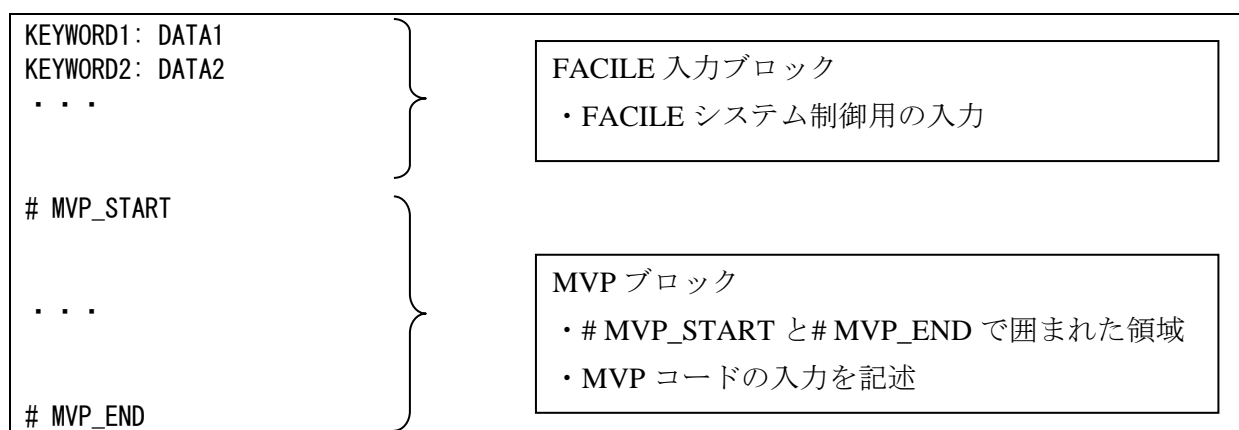


図 4.3.1-2: FACILE システム入力ファイルの構造

ここで示したように、ファイルは「FACILE 入力ブロック」と「MVPブロック」の2つのブロックから構成される。入力ファイルの抜粋を、図 4.3.1-3 に示す。*CALL-INDD* と*END-INDD* で囲まれたブロックが AND を使用した原子個数密度評価ルーチンとなり、その中で*ORIGEN*によって ORIGEN2 のファイル进行处理し、^{234,235,238}U、²³⁶Pu を除く Pu 同位体、²⁴¹Am、²³⁷Np、⁹⁵Mo、⁹⁹Tc、¹⁰³Rh、¹³³Cs、¹⁴⁷Sm、¹⁴⁹Sm、¹⁵⁰Sm、¹⁵²Sm、¹⁴³Nd、¹⁴⁵Nd、¹⁵³Eu、¹⁵⁵Gd の原子個数密度を与えることが示されている。図 4.3.1-4 が作成された MVP 用の入力の例である。

```
ORIGEN_FILE1: ../data/origen/PWR41J33.out
# MVP_START
* FUEL
& IDMAT (<MFUEL>)
  TEMPMT (<TEMP>)
*CALL-INDD*
*ORIGEN*
  <<ORIGEN_FILE1>>
  8.46190
  922340 922350 922380
  940000 -942360 952410 932370
  420950 430990 451030 551330
  621470 621490 621500 621520
  601430 601450 631530 641550
*END-INDD*
  000160J33 ( 4.59630E-02 )
(略)
# MVP_END
```

図 4.3.1-3: FACILE システムの入力データの例

```
* FUEL
& IDMAT (<MFUEL>)
  TEMPMT (<TEMP>)
U02340J33 (1.2181434E-07)
U02350J33 (9.2138255E-05)
U02380J33 (1.9518293E-02)
PU2380J33 (1.0188500E-05)
PU2390J33 (1.3251630E-04)
PU2400J33 (6.9528790E-05)
PU2410J33 (4.3781445E-05)
PU2420J33 (2.8021400E-05)
AM2410J33 (1.3635043E-06)
NP2370J33 (1.8396230E-05)
MO0950J33 (6.2610488E-05)

途中省略

ND1430J33 (3.8880441E-05)
ND1450J33 (3.9086014E-05)
EU1530J33 (7.4789799E-06)
GD1550J33 (3.6404647E-09)
  000160J33 ( 4.59630E-02 )
```

図 4.3.1-4: FACILE システムで出られた出力データの例

FACILE を使用することで、我が国で広く使用されている ORIGEN2 の出力に基づいてデブリの同位体組成を評価し、それに引き続き、本事業で開発している新モンテカルロソルバー

を使用した臨界固有値計算を一貫して実施することが可能となる。これは言い換えると、従来の我が国の炉物理計算や臨界安全評価用コードでは必要でありながら対応が不十分であった、信頼性の高い物質の原子個数密度の評価をコードシステムとしてサポートするものとも言える。今後は複数の ORIGEN2 の出力を使用した燃料組成の評価などにも対応する予定である。

4.3.2 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

(1) 目的と概要

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想定されている。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、物質組成も連続的に変化するような体系に対する解析を想定していない。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、次項で詳しく述べる。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モンテカルロ計算ソルバーを開発する必要がある。今年度は、新モンテカルロ計算ソルバーの設計を行い、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。

新たに開発するモンテカルロ計算ソルバーは、臨界安全解析システム FACILE の中核となるものであり、以下の要求を満たすものとした。

- 連続エネルギー法モンテカルロコード
- PHITS コードや MCNP コードと同じ ACE 形式の断面積データを利用
- 実効増倍率 (k_{eff}) の計算

プログラミング言語は、オブジェクト指向言語である C++ を用いて開発することとした。これは、今後実装する燃料デブリ計算体系モデル（ボクセルモデル）を実装するため、拡張性に優れているということと、C 言語の流れをくむコンパイラ言語であるため、Python などのインタープリタ言語に比べて高速であるという利点があるからである。

(2) 各クラス的设计

モンテカルロソルバーの構成単位となる各クラスを機能に応じて 9 つのカテゴリーに分類した。以下に、それぞれのカテゴリーのクラス設計を述べる。

1) 実行制御カテゴリーのクラス

モンテカルロ計算ソルバーの実行の制御に必要なユーザ入力データを扱うクラスについて述べる。モンテカルロ計算ソルバーを実行するためには、以下のデータを手動で設定しなければならない。1 サイクル当たりのヒストリー数、計算を繰り返すサイクル数（世代数）、統計から除外するサイクル数（inactive cycles）、初期中性子源のエネルギー、球体系の半径。これらのユーザ入力データを設定・保持するのが InputDataRepository クラスである。

2) 物質データカテゴリーのクラス

モンテカルロ計算ソルバーを実行するには、粒子が通過する体系の物質組成を設定し、

さらにそこに含まれる全ての核種の断面積データファイルを用意しなければならない。
具体的には、次のようなデータが必要となる。

- 物質を構成する各々の核種の原子数密度
- 各々の核種の温度
- 各々の核種の ACE 形式中性子断面積ライブラリ

これらのデータを一括して管理する物質データハンドラを含めた物質データカテゴリーのクラスの方針と設計について述べる。物質の組成に関わるデータを扱うのが **Material** クラスである。さらに、物質を原子核の集合体とした場合、それぞれの核種との散乱を考える上で核種ごとの核データが必要となり、**MaterialDataHandler** クラスは核種ごとの中性子データテーブルを格納したコンテナ **AceNeutronDataContainer** クラスをメンバ変数にもつ。このコンテナには、核種ごとの ACE 形式データテーブルを読み込む **AceFileReader** クラスから取得された中性子データテーブルを **AceNeutronDataTable** オブジェクトに変換した後、上記のコンテナに格納され管理される。

3) 核データカテゴリーのクラス

ACE 形式で表現された核データをオブジェクトとして格納するためのクラス群について説明する。モンテカルロ計算ソルバーを実行するためには、中性子輸送に必要な ACE 形式の核データライブラリを用意し、そこに含まれている中性子データテーブルをオブジェクトとして読み込む必要がある。核種ごとに ACE 形式データテーブルを含んだ核データファイルが用意され、それを次の手順でオブジェクトに変換する。

1. ACE ファイル読み出し用の **AceFileReader** オブジェクトで核データファイルをオープンし、該当核種のデータテーブルの内容を 3 つのコンテナ **nxs**, **jxs**, **xss** に格納する。
2. 次に、**AceNeutronDataTable** オブジェクトがこの **AceFileReader** オブジェクトを受け取り、上記の 3 つのコンテナから ACE 形式の各ブロックのクラス (**AceESZblock**, **AceSIGblock**, **AceMTRblock**, **AceANDBlock**, **AceDLWblock** 等) をインスタンス生成して、それぞれのブロックで記述されるデータ (エネルギー点や断面積、散乱角分布など) を設定する。
3. これらの核種ごとに設定・初期化された **AceNeutronDataTable** オブジェクト全てを一つの STL コンテナ **AceNeutronDataContainer** オブジェクトに格納する。

ここまで示した ACE 形式データテーブルの各ブロックのうち、**DLW** ブロックのデータを表す **AceLAWdata** クラスだけは特殊な形をした抽象クラスとして定義されている。

4) 幾何情報カテゴリーのクラス

輸送される粒子が通過する領域の幾何学的情報とその領域内にある物質の物理的情報を知るために必要な情報を与える役割を担うのが、この幾何情報カテゴリーのクラスである。幾何形状 (今の場合は球体) を設定する **Sphere** クラスと物質情報を設定する **Material** クラスがあり、これらを領域情報とともに管理するのが **Zone** クラスである。

5) 中性子源カテゴリーのクラス

中性子を生成・管理するクラスで、このカテゴリーに関連したクラスは 4 つある。中性子源カテゴリーは、核分裂中性子の情報を格納する **FissionBank** オブジェクトに **Neutron** オブジェクトを出し入れする処理が基本となる。**Neutron** オブジェクトを生成するクラスは計算開始時に初期中性子を生成する **SourceNeutronFactory** クラスと固有値計算の途中

で核分裂反応により生じる核分裂中性子を生成する `FissionNeutronFactory` クラスの2つに分類される。

6) 飛行解析カテゴリーのクラス

このカテゴリーのクラスは、中性子が物質中のある衝突点から次の衝突点まで進む間の振る舞いを解析して、物質との相互作用により決まる飛行距離だけ実際に移動させる役割を担う。この飛行解析カテゴリーには、飛行解析の処理を行う `FlightAnalyzer` クラスと飛行履歴の情報を保持する `FlightHistory` クラスの2つのクラスがある。

7) 衝突解析カテゴリーのクラス

この衝突解析カテゴリーは、中性子がある衝突点においてどの核反応を起こすのかを決定して実際に反応を起こしてその状態を更新し、さらに `FissionBank` オブジェクトに格納する役割を担う。このカテゴリーに関連したクラスは6つある(`CollisionAnalyzer` クラス、`FissionBank` クラス、`Neutron` クラス、`Zone` クラス、`MaterialDataHandler` クラス、`ScatteringDirectionTransformer` クラス)。通常、粒子の散乱は+Z 方向に入射した粒子が核反応後に Z 軸から計った角度を表す方向ベクトルで散乱角を表す。正しく輸送計算をするためには、この散乱方向ベクトルを実験室系に座標変換する必要があり、その役割を担う `ScatteringDirectionTransformer` クラスである。

8) データ補間カテゴリーのクラス

このカテゴリーのクラスは、中性子の断面積データ及びエネルギー・角度分布のデータが有限個のエネルギー格子点や角度格子点で与えられているとき、これらの格子点の間でのデータの値を指定された内挿法で補間する役割を担うものである。`CrossSectionInterpolator` クラスは、テーブル形式で格納されている断面積データから指定したエネルギー一点での断面積を取り出すために、入射エネルギー格子点の間及び断面積データ点の間を単純に線形補間する。また、`LinearLinearInterpolator` クラスは、放出エネルギー格子点の間や散乱角分布の格子点の間を、核種ごとの中性子データテーブルで定義されている確率密度関数 (PDF: Probability Density Function) と累積密度関数 (CDF: Cumulative Density Function) を用いて線形補間する役割を担うものである。

9) タリーカテゴリーのクラス

中性子輸送と固有値計算の結果を集計して、統計処理を行いながら最終的な数値を出力することが、このタリーカテゴリーのクラスの役割である。このカテゴリーは `TallyCounter` クラスだけで構成される。

(3) 単体テスト

これまでに設計して実装したモンテカルロ計算ソルバーの基本となる各クラスそれぞれの動作を保証するために単体テストを用意した。新モンテカルロソルバーでは、単体テストを行うために `Boost.Test` フレームワークを利用した。

(4) 中性子輸送固有値計算

(3)において、中性子を輸送し固有値計算 (実効増倍率の計算) を実行するための各カテゴリーのクラス群に対して単体テストを行い、各クラスの検証を行った。固有値計算の処理の流れを以下に説明する。

1) 固有値の評価法

固有値 (実効増倍率) の評価には、べき乗法 (Power method) を採用した。この手法では、ある一定の数の線源中性子を発生させ、その中性子が吸収 (核分裂あるいは捕獲反応)

されるか、体系から漏れるまで追跡し、この間に発生した核分裂中性子数をカウントする。これを1世代として、1線源中性子に対する核分裂中性子数を以下の式で評価する。

$$k = \frac{\text{number of fission neutrons in current generation}}{\text{number of source neutrons in current generation}}$$

次の世代の線源中性子は、前の世代に発生した核分裂発生点からスタートする。各世代で発生する核分裂中性子の数はばらつくことになるが、線源中性子の総重みが一定となるように規格化される。これを複数世代にわたって繰り返し、得られた複数個の k の平均値を算出することによって最終的な実効増倍率を評価する。

2) 固有値計算の処理の流れ

前章までに準備した各カテゴリーのクラスを組み合わせて、実際に中性子輸送・固有値計算を実行する。この処理は、次の2つの部分的処理に分けて考える。

- ① 固有値計算を始める前の諸設定を行う前処理
- ② 中性子輸送して飛行解析・衝突解析を繰り返し、固有値を計算する本処理

前処理①の流れを図 4.3.2-1 に掲載した。それに続いて本処理②の流れを図 4.3.2-2 に掲載した。

(5) システムテスト

システムテストとして、モンテカルロ計算における衝突解析を検証するために、Godiva 炉心体系（均質球体系、ICSBEP ハンドブック識別番号 HEU-MET-FAST-001）に対する固有値計算を行った。参照解として、MCNP5¹⁾を用いた計算結果と比較した。中性子断面積データライブラリとしては、評価済み核データファイル JENDL-4.0²⁾を連続エネルギー法で使われる ACE 形式に変換した AceLibJ40 を用いた。今年度は、非分離共鳴領域における確率テーブル法はまだ実装していないため、MCNP5 との比較においては、非分離共鳴領域は無限希釈断面積を用いて計算を行った。

表 4.3.2-1 に2つのコードで計算した実効増倍率の比較を示す。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。新ソルバーとMCNP5ともトラック・レンジス・エスティメータで実効増倍率を評価した。1標準偏差の統計誤差の範囲内では一致しないものの、2標準偏差の統計誤差の範囲内で一致しており、モンテカルロ計算ソルバーはほぼ妥当な結果を与えることがわかる。統計誤差以上の差異については、誤差評価について世代間の相関を評価していないため、統計誤差を過小評価していることも考えられる。今後、検証問題を増やすとともに原因について詳しく調査する予定である。

表 4.3.2-1 Godiva 炉心に対して新ソルバーと MCNP5 を用いて計算した実効増倍率の比較

有効ヒストリー数	新ソルバーでの実効増倍率	MCNP5 での実効増倍率
10,000 histories × 10,000 cycles	0.99765 ± 0.00006*	0.99748 ± 0.00006*

*統計誤差は1標準偏差を表す。

(6) モンテカルロ計算ソルバー開発のまとめ

臨界安全解析コードシステム FACILE の中核となるモンテカルロ計算ソルバーの設計を行った。今年度は、PHITS コードやMCNP コードが採用している核データ形式である ACE 形式を読み込んで、均質球体系の連続エネルギー法により実効増倍率が計算できるモンテ

カルロコードのプロトタイプ版を作成した。均質球体系の固有値問題に対してMCNP5コードの結果を比較し、ほぼ一致した結果が得られることを確認した。来年度は、まだ実装していない散乱法則に対するモデルの実装と検証、 $(n,2n)$ 反応に対する角度エネルギー分布の取り扱いについての調査、非分離共鳴領域の取り扱いの実装、複数領域体系への拡張を行う予定である。

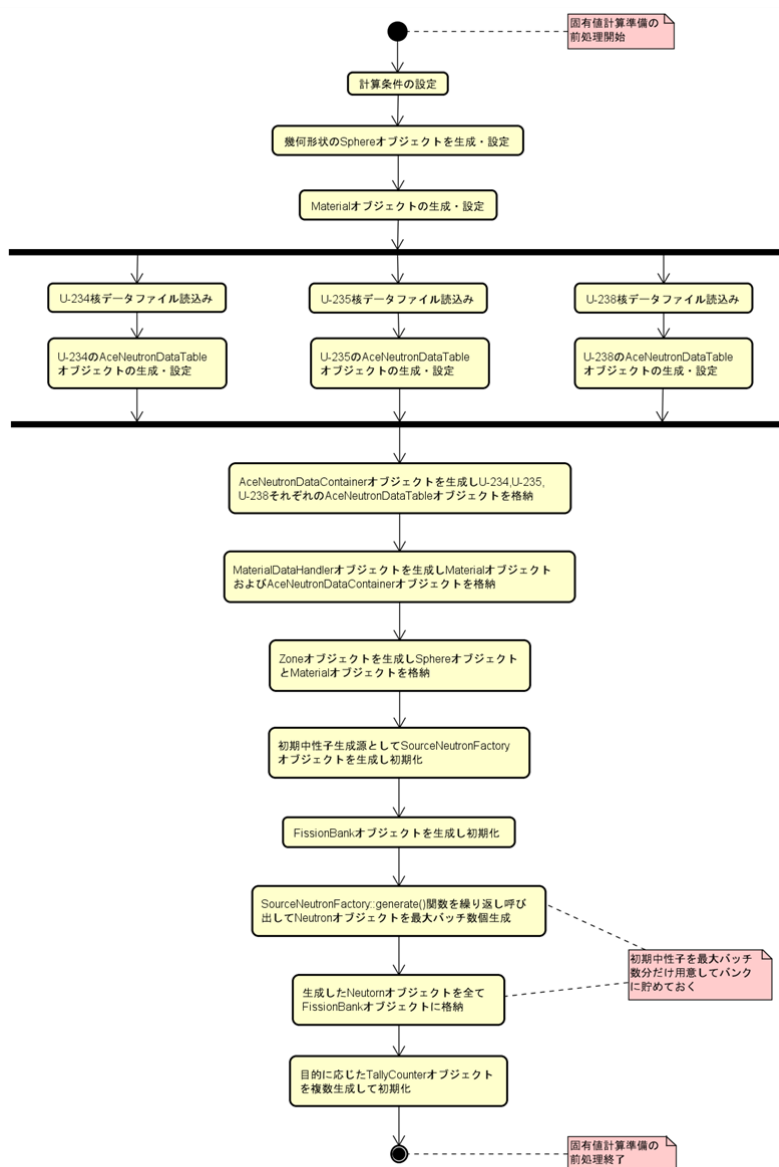


図 4.3.2-1 固有値計算の前処理（中性子輸送の準備）のアクティビティ図

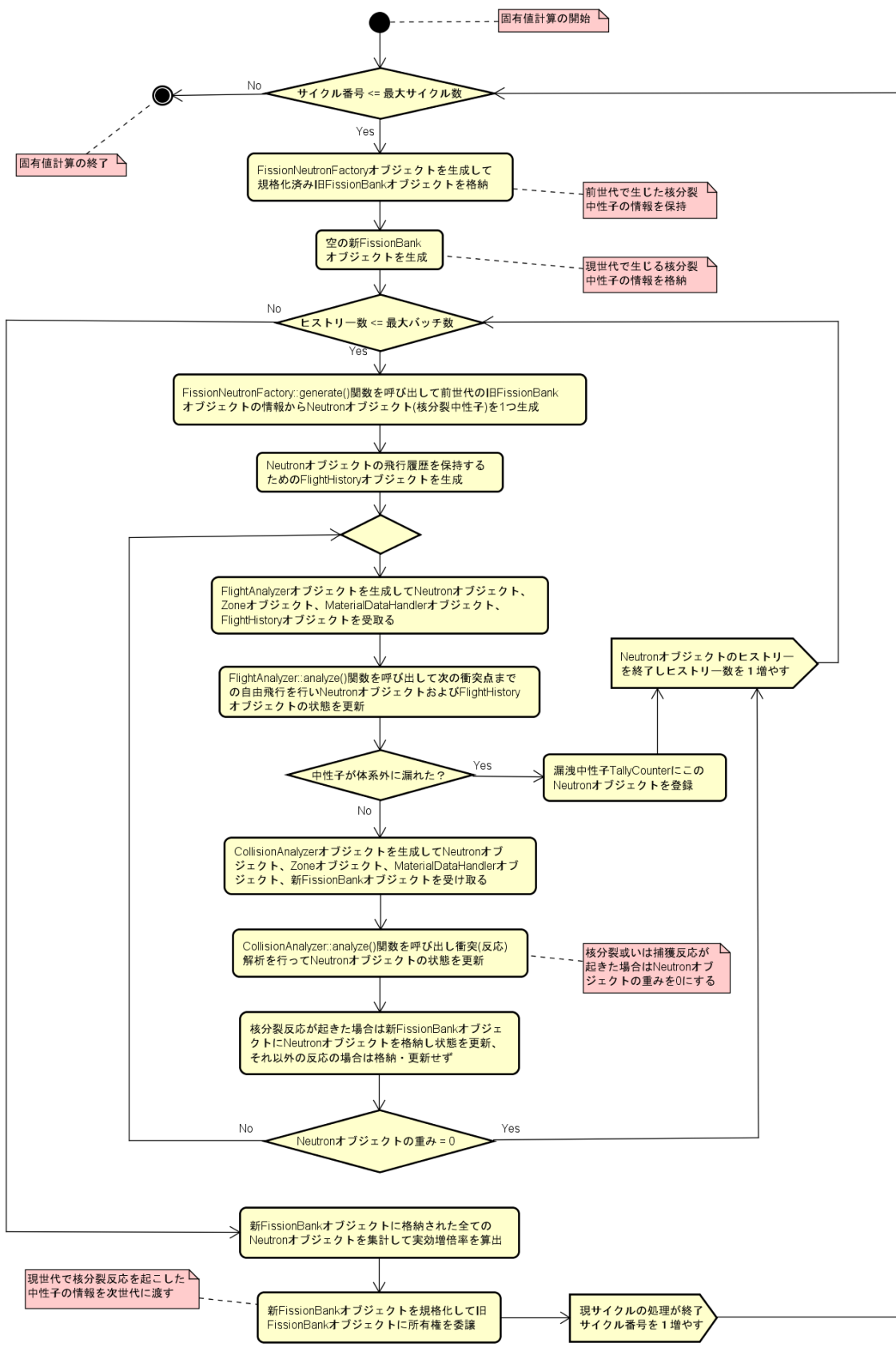


図 4.3.2-2 固有値計算の本処理（実効増倍率の計算）のアクティビティ図

4.3.3 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発

(1) 緒言

2011年3月11日の福島第一原子力発電所事故においては、1-3号機において炉心が溶融し、圧力容器の貫通という事態にまで進展した。この結果、溶融燃料及び格納容器下部コンクリート中の酸化物が相互作用³⁾、乱雑な分布の混合媒質（二酸化ウラン・コンクリート系燃料デブリ）の生成に至ったと考えられている。一方、混合割合の空間分布を正確に推定することは非常に困難である。このため、核分裂性物質組成の空間分布の不確かさに起因する中性子実効増倍率（以下、 k_{eff} と略す）の揺らぎを、評価する必要がある。

廃炉工程の進展に伴い、臨界管理上の要請から、連続エネルギーによる k_{eff} 計算を、非定型で複雑な物質分布に対して実施する必要性が生じると予想される。ところが、現状においては、モンテカルロ法中性子輸送計算のみが、連続エネルギー及び複雑な物質分布の双方に対処できる計算手法である。このため、本項（4.3.3）では、燃料デブリ臨界性評価のためのモンテカルロ法計算の開発についての原理的な検討を報告する。

(2) 連続変動媒質中の中性子輸送追跡法

モンテカルロ法による臨界計算では、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、捕獲反応又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 の単位は、 cm^{-1} である。区間(0,1)における一様乱数を ξ とすると、粒子が次に衝突するまでの直線移動距離（以下、 d とする）は、次のようにサンプリングされる。

$$d = -\frac{\ln(\xi)}{\Sigma_T} \quad (4.3.3.1)$$

ここで、 \ln は自然対数を表す。ただし、式(4.3.3.1)によるサンプリングは、 Σ_T が空間的に一定値を取るときにのみ、有効である。したがって、通常の臨界計算においては、空間を物質分布が一様な領域に分割し、領域ごとに式(4.3.3.1)によりサンプリングする。燃料デブリの場合には、 Σ_T は連続的に空間変動すると考えられる。この場合、 $\Sigma_T(x)$ により移動距離 x に対する依存性を示すとすると、 d は次式で表される。

$$\xi = \exp\left(-\int_0^d \Sigma_T(x) dx\right) \quad (4.3.3.2)$$

一般的には、 $\Sigma_T(x)$ が比較的簡単な式で表されるときを除けば、上式を d について解くことは不可能である。

式(4.3.3.2)を解くことに替わる手法として、デルタ追跡法（delta tracking）と呼ばれる粒子輸送追跡手法が知られている。この手法の要点は、空間的に変動する Σ_T に仮想的な巨視的断面積 Σ_δ を加えて、空間的に一定な巨視的断面積を導入することである。

$$\Sigma_D(E) = \Sigma_T(\mathbf{r}, E) + \Sigma_\delta(\mathbf{r}, E) \quad (\text{空間的に一定}) \quad (4.3.3.3)$$

ここで、 E はエネルギー、 \mathbf{r} は位置ベクトルを表す。上式を粒子移動の際の巨視的全断面積とみなし、衝突までの直線移動距離 d を、式(4.3.3.1)に倣ってサンプリングする。

$$d = -\frac{\ln(\xi)}{\Sigma_D(E)} \quad (4.3.3.4)$$

この後、粒子を速度の方向に対して d だけ移動させたのち、確率 Σ_T / Σ_D で、物理現象としての衝突を処理する。また、確率 $\Sigma_S / \Sigma_D (= 1 - \Sigma_T / \Sigma_D)$ で、速度変化の全くない散乱（デルタ衝突）を処理する。

$$\xi < \frac{\Sigma_T(\mathbf{r}, E)}{\Sigma_D(E)} \Rightarrow (\text{物理現象としての}) \text{ 衝突} \quad (4.3.3.5)$$

$$\xi \geq \frac{\Sigma_T(\mathbf{r}, E)}{\Sigma_D(E)} \Rightarrow (\text{速度変化の全くない}) \text{ デルタ衝突} \quad (4.3.3.6)$$

算出すべき物理量（タリー）の収集（スコアリング）に関しては、どちらの衝突が起こったかどうかにかかわらず、衝突直前の確率的ウエイトが w で反応 R の巨視的断面積が Σ_R の場合には、以下の量をスコアリングする。

$$w \frac{\Sigma_R(\mathbf{r}, E)}{\Sigma_D(E)} \quad (4.3.3.7)$$

上式は、反応 R の反応率のスコアリングであり、 k_{eff} がタリーの場合には、核分裂反応当たりの平均発生中性子数 ν と核分裂反応の巨視的断面積 Σ_F を用いて、 $\Sigma_R = \nu \Sigma_F$ とする。以上の手法は、Spanier (米) 及び Gelbard (米) により導入された[2,3]。デルタ追跡法の特徴を、図 4.3.3-1 に示す。特筆すべきは、デルタ追跡法では、粒子移動中の領域サーチ演算の必要がないことである。

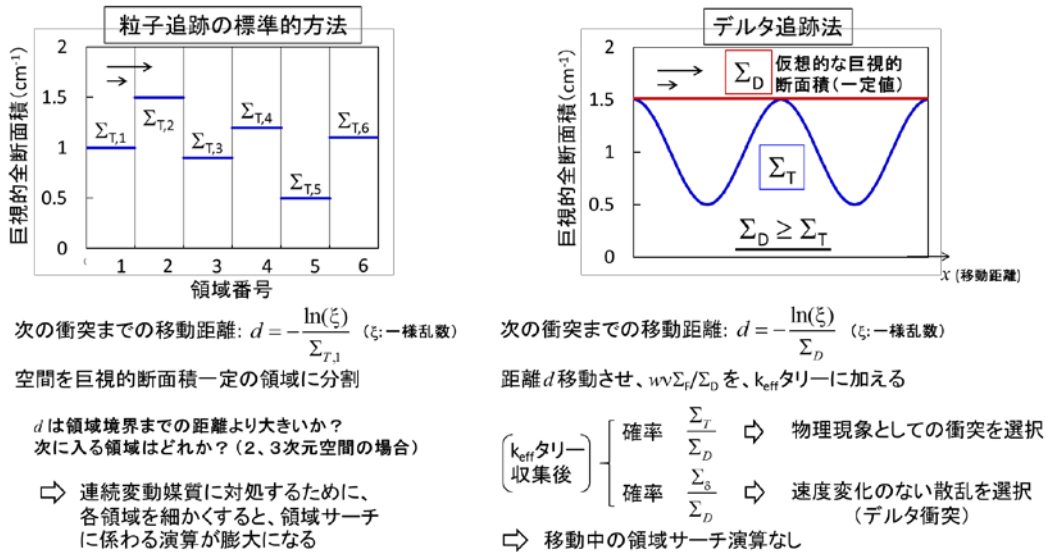


図 4.3.3-1 デルタ追跡法と連続変動媒質

(3) 確率的乱雑化 — 空間的ポイントワイズ断面積

本小項では、極端に無秩序な状況から生まれる乱雑な空間分布を俯瞰的に捉えるためのモデルを検討する。ポイントワイズ断面積、すなわち、空間的に連続変動する巨視的断面積を考案し、デルタ追跡法に基づくモンテカルロ法臨界計算を実施する。空間分布の不確かさに起因する k_{eff} の揺らぎ評価を目的とする。

極端な無秩序の下では、物理的な系は、 $1/f$ 揺らぎと呼ばれる、次式の周波数分布で特徴づけられる状態に落ち着くことが知られている⁴⁾。

$$S(f) \propto 1/f^{1+2\alpha}, \quad 0 \leq \alpha \leq 0.5 \quad (4.3.3.8)$$

ここで、 f は、時系列データに対応する場合には周波数 (sec^{-1}) であり、空間データに対応する場合には波数 (cm^{-1}) である。(波数の場合、 f のかわりに k を使うのが普通であるが、 k_{eff} との混同を避けるため、 f を使う。) 式(4.3.3.8)は、極端な無秩序の下で物理的な情報が極大化されるという仮定に基づいて導き出された法則である。また、べき数をきめる α の値の範囲は、固有の乱雑さを備えた場(intrinsic random field)という概念によって決められている⁵⁾。コルモゴロフにより、乱流のスペクトルが $f^{-5/3}$ に比例することが導き出されている⁶⁾。これは、式(4.3.3.8)における $\alpha=1/3$ の場合に相当する。半導体の熱雑音の場合、 $\alpha \approx 0$ が観測されることが知られている⁴⁾。また、シミュレーションにより、スペクトルが式(4.3.3.8)で表される範囲に収まることが確認されている⁷⁾。以上より、式(4.3.3.8)のスペクトルは、無秩序から生まれる乱雑な分布を俯瞰的に捉えるためのモデル構築への第一歩になると考えられる。

空間的に一次元の分布を $V(x)$ とし、この分布の波数分布が、すべての波数について式(4.3.3.8)で記述されるとすると、次式の関係が成り立つことが知られている⁸⁾。

$$E[(V(x+u)-V(x))^2] \propto u^{2\alpha} \quad (4.3.3.9)$$

ここで、 $E[\]$ は期待値を意味し、 u は増分である。確率モデルとしてよく知られているブラウン運動⁹⁾ の場合には、式(4.3.3.9)が $\alpha=0.5$ で成り立つ。しかしながら、 $u \rightarrow \infty$ のとき $u^{2\alpha} \rightarrow \infty$ なので、式(4.3.3.9)の成立をすべての増分 u について仮定すると、増分に対応して変動が発散する。このような不具合は、物質の混ざり具合を表すモデルを構築する際に許容されるべきではない。例えば、体積割合を例にとると、0%以上で 100%以下であり、有限の範囲で変動する。したがって、 $1/f$ 揺らぎを特徴づける式(4.3.3.8)の波数分布を反映する一方で、変動が有限の範囲に収まるような分布モデルの構築が必要である。このような現実的な要請に対応するための分布モデルが、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (randomized Weierstrass function; 以下、RWF と略す) として、次式のように提案されている¹⁰⁾。

$$V(x) \equiv \sum_{j=1}^{\infty} \sigma B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \quad \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha \leq 0.5. \quad (4.3.3.10)$$

ここで、 B_j は独立で同一の分布に従う期待値0で分散1 ($E[B_j]=0$ $E[(B_j)^2]=1$) の確率変数、 A_j は区間 $[0, 2\pi)$ における一様確率変数である。RWF は、以下の関係式を満たす¹⁰⁾。

$$E[V(x)] = 0, \quad (4.3.3.11)$$

$$E[(V(x))^2] = \frac{\sigma^2}{2} \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-2\alpha j} = \frac{\sigma^2 \lambda^{-2\alpha}}{2(1-\lambda^{-2\alpha})}, \quad (4.3.3.12)$$

$$E[(V(x+u)-V(x))^2] = 2\sigma^2 \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-2\alpha j} \sin^2\left(\frac{\lambda^j u}{2}\right), \quad (4.3.3.13)$$

$$0 < D' u^{2\alpha} \leq E[(V(x+u)-V(x))^2] \leq D'' u^{2\alpha}, \quad 0 < u < 1. \quad (4.3.3.14)$$

ただし、式(4.3.3.14)において、 D' と D'' は、増分 u に依存しない定数である。上記一連の式において、式(4.3.3.11)と(4.3.3.12)は、分散が、位置によらずに一定値であることを示す。また、式(4.3.3.13)は、増分 u に対する変動の分散が有界であることを意味する。式(4.3.3.14)は、式(4.3.3.9)の近似的表現である。したがって、式(4.3.3.10)で表される RWF は、

$|u| < 1$ を満たす小さい増分に対して、つまり、近接領域において、 $1/f$ 揺らぎの近似になっている。さらに、式(4.3.3.12)と(4.3.3.13)より、

$$E[V(x)V(x+u)] = \sigma^2 \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-2\alpha j} \left(\frac{1}{2} - \sin^2 \left(\frac{\lambda^j u}{2} \right) \right) \quad (4.3.3.15)$$

が導出されるので、RWF は、 $1/f$ 揺らぎの定常近似である。式(4.3.3.10)の B_j に関しては、ベルヌーイ型確率変数を採用する。

$$B_j = \begin{cases} +1, & \text{確率 } 0.5, \\ -1, & \text{確率 } 0.5. \end{cases} \quad (4.3.3.16)$$

この結果、RWF の値は、以下に示すように、有限の範囲に収まることになる。

$$|V(x)| \leq \sigma \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-\alpha j} = \frac{\sigma \lambda^{-\alpha}}{1 - \lambda^{-\alpha}} < \infty. \quad (4.3.3.17)$$

正規変数を B_j に採用した場合には、 $V(x)$ を有限の範囲に収めるために、上限及び下限の閾値を設定し、閾値の外側の値がサンプリングされた場合には捨てて、新たにサンプリングすることになる。このような不都合が、式(4.3.3.16)のベルヌーイ型確率変数の場合には存在しない。3次元空間に対しては、式(4.3.3.10)の RWF を、以下のように拡張する。

$$V(\mathbf{r}/S) = \sigma \sum_{j=1}^{\infty} \lambda^{-\alpha j} B_j \sin(\lambda^j (\mathbf{r}/S) \cdot \boldsymbol{\Omega}_j + A_j) \quad (4.3.3.18)$$

ここで、 \mathbf{r} は位置ベクトル (x_1, x_2, x_3) 、 $\boldsymbol{\Omega}_j$ は単位長さで等方にサンプリングされた確率ベクトルである。また、 S はスケール因子であり、 $0 < |\mathbf{r}| < S$ のとき、式(4.3.3.14)により、式(4.3.3.8)の周波数特性に起因する式(4.3.3.9)の特性が近似的に満たされる。すなわち、距離が S 以上離れていない地点どうしは、式(4.3.3.8)の周波数特性に支配される変動下にあるといえる。

実際のモンテカルロ法計算においては、無限項の和で表される式は、有限項打ち切りで使用されねばならない。例えば、 $V(\mathbf{r})$ が体積割合を表すとすると、絶対値は1以下である。式(4.3.3.18)において、最初の M 項の和を取ると、次式を得る。

$$|V(\mathbf{r})| \approx \left| \sum_{j=1}^M \sigma \lambda^{-\alpha j} B_j \sin(\lambda^j \mathbf{r} \cdot \boldsymbol{\Omega}_j + A_j) \right| < \sigma \sum_{j=1}^M \lambda^{-\alpha j} \leq 1. \quad (4.3.3.19)$$

上限に相当する右側の不等式で等号が成立するとすると

$$\sigma = \frac{\lambda^\alpha - 1}{1 - \lambda^{-\alpha M}}. \quad (4.3.3.20)$$

項数 M は、次式を満たすとすると

$$\lambda^{-\alpha M} < 0.01. \quad (4.3.3.21)$$

したがって、まず、式(4.3.3.21)を満たす最小の整数として項数 M を求め、式(4.3.3.20)により σ を計算する。この後、式(4.3.3.18)の B_j , $\boldsymbol{\Omega}_j$, A_j をサンプリングして、 $V(\mathbf{r}/S)$ を決める。このようにして決められた $V(\mathbf{r}/S)$ を構成物質の体積割合とする体系について、モンテカルロ法臨界計算を、デルタ追跡法に基づいて実施する。臨界計算終了後、 B_j , $\boldsymbol{\Omega}_j$, A_j を新たにサンプリングし、次の $V(\mathbf{r}/S)$ を決める。そして、この新しい $V(\mathbf{r}/S)$ を構成物質の体積割合とする体系のモンテカルロ法臨界計算を実施する。このプロセスを繰り返すと、多数の k_{eff} の評価値が得られる。これらの評価値のばらつきが揺らぎの程度を表す。以上の過程の概念を、

原子力機構の MVP コード¹¹⁾ に実装済みの確率的幾何形状モデル¹²⁾ と比較して、図 4.3.3-2 に示す。

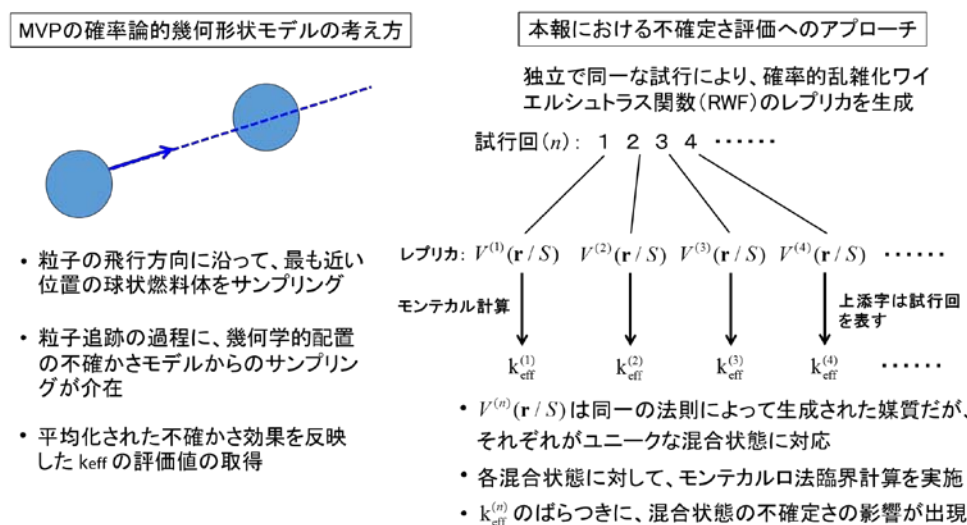


図 4.3.3-2 不確かさの影響評価における考え方

RWF モデルの有用性の実証のため、二酸化ウラン・コンクリート系燃料デブリの単一エネルギー群の断面積を作成し、様々な RWF 連続空間変動レプリカの実現に対して、臨界計算を実施した。井澤ら¹³⁾ による二酸化ウラン・コンクリート系の無限増倍率 (k_{∞}) の系統的な評価においては、燃料:コンクリート = 1:7 の体積割合のとき、 k_{∞} がほぼ最大になることが示されている。そこで、半径 1 cm の球が半径 2 cm の球の中心に位置する体系を考え、半径 1 cm の球内を 12 GWd/t 燃焼の UO_2 燃料、その外側をコンクリート、コンクリートの外側を完全反射境界条件とし、MVP コードによる連続エネルギーモンテカルロ計算を、JENDL-4.0 核データライブラリ¹⁴⁾ を使用して実施することにより、単一エネルギー群の巨視的断面積を作成した。なお、燃焼度 12 GWd/t は、新燃料中の可燃性毒物ガドリニアがほぼ燃え尽きる燃焼度に対応し、核分裂生成物も考慮に入れた。 UO_2 燃料とコンクリートに関して、井澤らの論文¹³⁾ による物質データを用いた。表 4.3.3-1 に、MVP コードによる断面積計算値を記載する。図 4.3.3-3 に、表 4.3.3-1 の巨視的断面積の下での臨界計算の体系を示す。独立な試行により、内側立方体内の空間依存の物質体積割合を記述する RWF (式 (4.3.3.18)) を決め、 k_{eff} を計算した。試行回数を 100 回とすることにより、100 個の k_{eff} が得られ、揺らぎの評価が可能となる。

表 4.3.3-1 核分裂生成物入り 12 GWd/t 燃焼の二酸化ウラン燃料及びコンクリートの単一エネルギー群巨視的断面積 (単位: cm^{-1})

上添字ラベル	F1	C
材料	UO_2 燃料	コンクリート
全断面積 (Σ_T)	0.45324	0.47736
吸収 (Σ_A)	0.07038	0.00159
散乱 (Σ_S)	0.38286	0.47577
生成 ($\nu\Sigma_F$)	0.09551	0.0

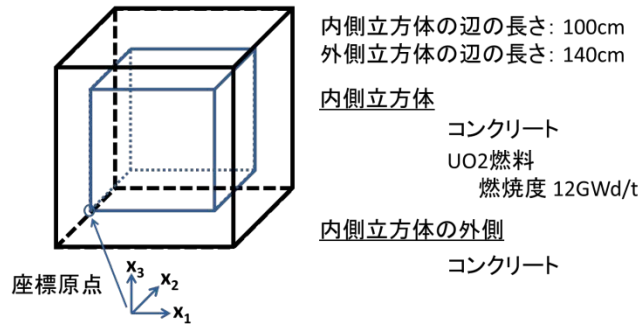


図 4.3.3-3 幾何形状と材料配置

前述のように、実証計算問題においては、図 4.3.3-3 の内側立方体領域 ($0 \leq x_j \leq 100, j=1,2,3$, 単位は cm) の燃料とコンクリートの混合割合を RWF に従って変化させた。このため、反応 R の巨視的断面積は、以下ようになる。

$$\text{実証計算 (確率的乱雑化)} : \Sigma_R(\mathbf{r}) = \overline{vf}(1+V(\mathbf{r}/S))\Sigma_R^{F1} + [1-\overline{vf}(1+V(\mathbf{r}/S))]\Sigma_R^C, \\ 0 \leq x_1, x_2, x_3 \leq 100. \quad (4.3.3.22)$$

なお、 $\overline{vf}=1/8$ で、燃料:コンクリート = 1:7 の平均体積割合に相当する。比較のための参照ケースでは、一様混合状態である。

$$\text{参照計算 (一様)} : \Sigma_R(\mathbf{r}) = \overline{vf}\Sigma_R^{F1} + (1-\overline{vf})\Sigma_R^C, \quad 0 \leq x_1, x_2, x_3 \leq 100. \quad (4.3.3.23)$$

内側立方体の外側領域は、両ケースとも、コンクリート 100% である。

$$\text{実証・参照計算共通領域} : \Sigma_R(\mathbf{r}) = \Sigma_R^C, \quad (x_1, x_2, x_3) \notin [0,100] \times [0,100] \times [0,100] \quad (4.3.3.24)$$

図 4.3.3-4 に、 k_{eff} の計算値を、 $(\alpha, S)=(0.5, 25), (0.1, 25)$ の場合について示す。ここで、 $S=25$ (cm) は、内側領域の代表長さ (辺の長さ) の 1/4 であり、沸騰水型軽水炉燃料集合体の約 2 体分の幅に相当する。また、式(4.3.3.9)で $\alpha=0.5$ とすることは、前述したように、ブラウン運動⁷⁾を仮定することに相当する。したがって、 $(\alpha, S)=(0.5, 25)$ は、RWF によるブラウン運動空間変動の定常近似である。図 4.3.3-4 に戻ると、 $\alpha=0.5$ のときには、 k_{eff} の変動幅が $4\% \Delta k$ に及んでいることがわかる。一方、 $\alpha=0.1$ の場合の変動幅は、 $1\% \Delta k$ にすぎない。他の α についても同様に計算を行ったところ、 α が 0.5 から 0.01 まで減少するにつれて変動幅が減少することがわかった。つまり、RWF がブラウン運動の定常近似に近くなるほど、 k_{eff} の変動幅が大きくなるといえる。図 4.3.3-5 に、 k_{eff} の計算値を、 $(\alpha, S)=(0.5, 1), (0.5, 12.5)$ の場合について示す。変動幅が非常に小さいのが認められる。つまり、スケーリング因子が小さくなると、 k_{eff} の揺らぎも小さくなる。図 4.3.3-6 に、 k_{eff} の計算値を、 $(\alpha, S)=(0.5, 37.5), (0.5, 50)$ の場合について示す。変動幅が図 4.3.3-5 の場合に比べて非常に大きくなっているのがわかる。これは、スケーリング因子が大きくなると k_{eff} の揺らぎも大きくなることを示している。以上すべての図において、 $\lambda=1.5$ とした。これは、 λ が 1 に近いと、式(4.3.3.21)によって決まる RWF の項数 M が大きくなりすぎることによる過大な計算負荷を回避することによる。一方、余りに大きな λ に対しては、 M が小さくなりすぎ、複雑さの表現に適切でないと考えられる。両者のバランスとして、 $\lambda=1.5$ とした。

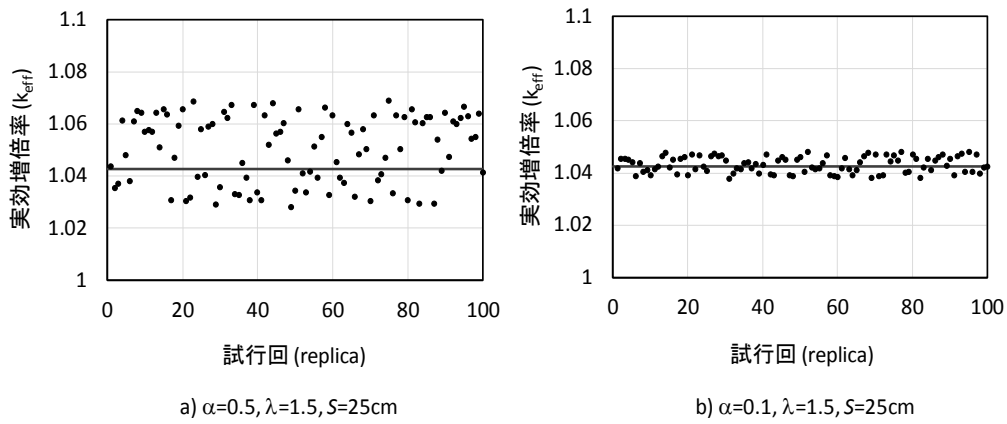


図 4.3.3-4 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF) モデルによる燃料・コンクリート系の実効増倍率の揺らぎ - パラメータ α の影響 (一様の場合、 $k_{\text{eff}} = 1.0426$)

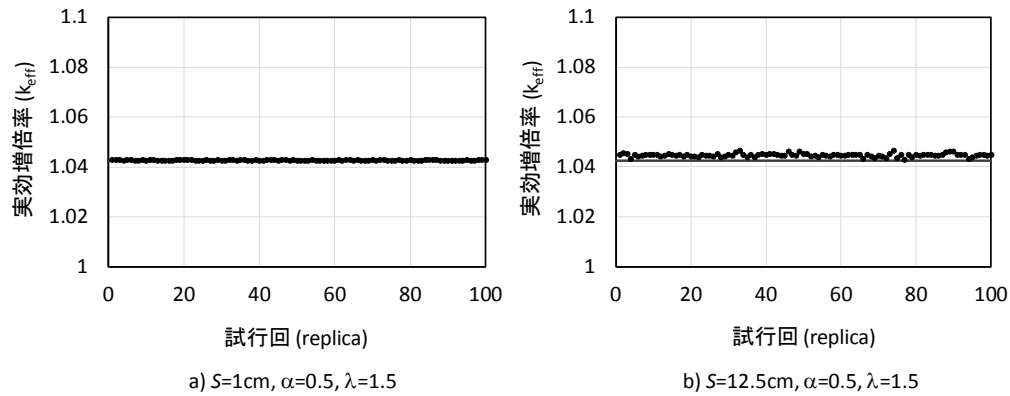


図 4.3.3-5 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF) モデルによる燃料・コンクリート系の実効増倍率の揺らぎ - スケーリング因子が小さい変動の影響 (一様の場合、 $k_{\text{eff}} = 1.0426$)

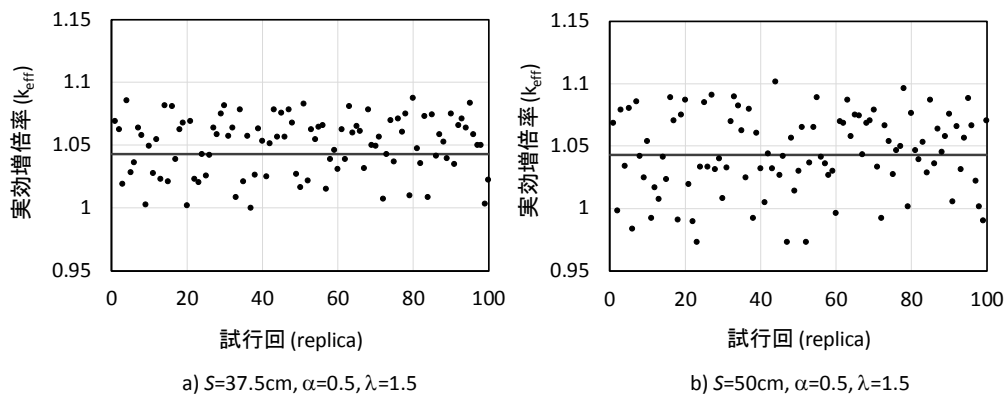


図 4.3.3-6 確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (RWF) モデルによる燃料・コンクリート系の実効増倍率の揺らぎ - スケーリング因子が大きい変動の影響 (一様の場合、 $k_{\text{eff}} = 1.0426$)

(4) 燃料デブリ体系トラッキング機能開発のまとめ

本項においては、デルタ追跡法による粒子輸送モンテカルロ法を導入し、組成分布の空間変動が不明な媒質に対応するための原理的枠組みを検討した。確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数モデルを構築し、 UO_2 ・コンクリート系燃料デブリの模擬連続空間変動体

を計算機上に複製し、モンテカルロ法臨界計算を実施した。実効増倍率 (k_{eff}) の揺らぎが、数% Δk 程度になる可能性が示された。原子力機構の MVP コードにより 1 群断面積を作成し、研究用コードによるモンテカルロ法臨界計算を実施した。

今後の課題に対処するためには、確率的乱雑化を組成分布不明な連続空間変動媒質の母材の表現と捉え、ボクセルによる材料指定の重ね合わせを導入し、ステンレス鋼の析出のような断続的な部分を導入する仕組みを構築する必要があると考えられる。

4.3.4 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今年度より開始した。今年度得られた成果は以下のとおりである。(1) 臨界安全解析コードシステム FACILE の設計を行い、燃焼計算の結果に基づいて燃料デブリ同位体組成を評価する機能を実装した。(2) 新モンテカルロ計算ソルバーの設計を行い、プロトタイプ版を作成した。1 領域均質球体系の実効増倍率を計算し、参照解である MCNP5 コードと一致することを確認した。(3) 燃料デブリ体系トラッキング機能の調査を行い、デルタ追跡法による粒子輸送モンテカルロ法の原理的枠組みを検討した。また、解析的モデルの 1 つとして確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数モデルを構築し、エネルギー1 群近似を用いた燃料デブリ模擬連続空間変動体系の解析において、実効増倍率の揺らぎが数% Δk 程度になることを確認した。

本節で述べたコードの開発に資するため、図 4.3.4-1 (a)と表 4.3.4-1 に示す仕様・性能を有する計算機を整備するとともに、図 4.3.4-1 (b)と表 4.3.4-2 に示す仕様のコンパイラを購入した。



(a) 臨界安全評価コードシステム開発用計算機

(b)コンパイラ

図 4.3.4-1 臨界安全評価コードシステム開発用計算機と開発用コンパイラ

表 4.3.4-1 臨界安全評価コードシステム開発用計算機の仕様

種別	詳細
製品名	HPC7000-XI496R4S
CPU	Xeon E7-8857 v2 ×4 (合計 48 core)
メモリ	1.5TB (16GB DDR3-1600 ECC Registered ×96)
ハードディスク容量	SATA 1TB×2
OS	CentOS6

表 4.3.4-2 計算コードの開発用コンパイラの仕様

種別	詳細
製品名	Intel Parallel Studio XE 2015 Composer Edition for Fortran & C++ Linux フローティング 2-Pack

参考文献

- 1) X-5 Monte Carlo Team, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5", Los Alamos National Laboratory report, LA-UR-03-1987 (2003).
- 2) Shibata, O., et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 48(1), 1-30 (2011).
- 3) Foit J.J., Fischer M., Journeau Ch., Langrock G., "Experiments on MCCI with oxide and steel," *Annals of Nuclear Energy*, 2014;74:100-109.
- 4) Frieden B.R., "Spectral 1/f Noise Derived from Extremized Physical Information," *Physical Review E*, 1994; 49(4), 2644-2649.
- 5) Solo V., "Intrinsic Random Functions and the Paradox of 1/f Noise," *SIAM Journal on Applied Mathematics*, 1992; 52(1): 270-291.
- 6) 巽友正 流体力学 培風館 1982.
- 7) Bak P., Tang C., and Wiesenfeld K., "Self-organized criticality: an explanation of 1/f noise," *Physical Review Letters*, 1987; 59(4): 381-384.
- 8) Falconer K., *Fractal Geometry: Mathematical Foundations and Applications, Second Edition*, John Wiley & Sons, West Sussex, England; 2003.
- 9) 成田清正 例題で学べる確率モデル 共立出版 2010.
- 10) Ueki T., "Fluctuation Modeling of Macroscopic Cross Section with Spatial Correlation," *Nuclear Science and Engineering*, 2014; 178, 16-28.
- 11) Nagaya Y., Okumura K., Mori T., and Nakagawa M., *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute, 2005.
- 12) Murata I., Mori T., Nakagawa M., "Continuous Energy Monte Carlo Calculations of Randomly Distributed Spherical Fuels in High-Temperature Gas-Cooled Reactors Based on a Statistical Geometry Model," *Nuclear Science and Engineering*, 1996; 123, 96-109.
- 13) Izawa K., Uchida Y., Ohkubo K., Totsuka M., Sono H., Tonoike K., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO₂-Concrete System," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 2012; 49(11), 1043-1047.
- 14) Shibata K, Iwamoto O., Nakagawa T., Iwamoto N., Ichihara A., Kunieda S., Chiba S, Furutaka K., Otuka N., Ohsawa T., Murata T., Matsunobu H., Zukeran A., Kamada S., Katakura J., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 2011; 48(1), 1-30.

第Ⅲ編 環境影響評価手法の整備

本編では、燃料デブリの取出し作業とその準備作業を安全に行うこと及び取出しまで安全な状態を保全することを担保するために、臨界事故時の環境影響評価の技術及び課題について検討する。第5章では臨界事故評価手法の精度に関する検討について報告する。第6章では臨界リスク評価支援ツールの試作とこれを用いた典型的な事象のリスク評価の試み及び技術課題の検討について報告する。第7章では最新の臨界事故評価手法の調査及びカナダの事例調査について報告する。

第5章 臨界事故評価手法の精度に関する検討

本章では、「臨界事故評価手法の精度に関する検討」として、第5.1節「臨界事故評価コードの精度検証に係る解析」、第5.2節「燃料デブリ形状の反応度効果に係る解析」について報告する。

5.1 臨界事故評価コードの精度検証に係る解析

5.1.1 目的及び概要

燃料デブリの臨界事象の特徴として、核燃料が固体であること、核燃料の組成や形状の不確かさが大きいことが挙げられる。このような事象に、再処理施設等への適用を念頭に開発されてきた影響評価手法を適用する上で、その適用性を検討するため、固体状の燃料を用いた実験の解析及び仮想的な形状での解析を行い、計算精度や形状の効果について検討を行った。

過去に生じた臨界事故のうち、東京電力福島第一発電所の燃料デブリに近い条件（個体状燃料）で生じた事故（Godiva 1957年臨界事故、疑似球 1945年臨界事故）を対象として数値解析を行い、出力、温度、核分裂等の挙動を評価する。この計算により、燃料デブリの臨界リスク評価に使用する計算コードの計算精度を明らかにする。

5.1.2 成果報告

(1) Godiva 1957年臨界事故に関する解析

① 入力パラメータの準備(Godiva 事故)

1957年 Los Alamos、Godiva 臨界事故の文献調査結果に基づく解析条件の設定を決めるため、文献調査を行った。文献 LA-1614(1953)¹、LA-2029(1956)²、Paxton(1957)³、LA-UR-96-3886(1996)⁴、LA-13638(2000)⁵、より当該臨界事故の情報を以下の通り収集した(図5-1)。Godivaに関する情報を表5-1に示す。当該臨界事故に関する情報を表5-2にまとめた。

¹ Peterson, R. E. and Newby, G. A. “Lady Godiva: An Unreflected Uranium Critical Assembly”, LA-1614, September 1953

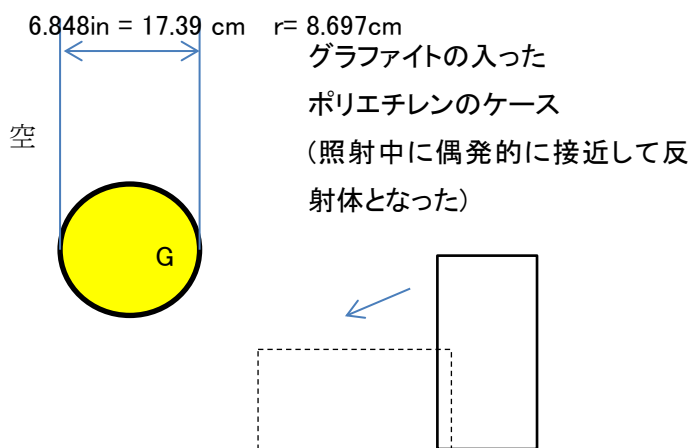
² Engle, L. B., Graves, G. A., Keepin, Jr. G. R., Orndoff, J. D., Wimett, T. F., “Time Behaviour of Godiva Through Prompt Critical”, LA-2029, May 1956, p.11

³ Paxton, H. C. “Godiva Wrecked at Los Alamos.”Nucleonics 15, Apr., p. 104, (1957).

⁴ Myers, W. L., “The Simulation of a Criticality Accident Excursion Occuring in a Simple Fast Metal System Using the Coupled Neutronic-Hydrodynamic Method”, LA-UR-96-3886, November 14, 1996

⁵ A Review of Criticality Accidents 2000 Revision, LA-13638 (2000) p.80

事故概要



(注:原寸に比例しない)

図 5-1 1957 年 Los Alamos 臨界事故の概要

表 5-1 Godiva に関する情報

項目	内容	出所
濃縮度	U-235 93.69～93.74 % 平均 93.71% U-234 約 1% U-238 残り【平均値からの残りなら 5.3%】	LA-1614 (1953) p.9 16～18 行
	U-235 約 90%	LA-2029(1956) p.11 下から 2 行
	U-235 約 93%	LA-UR-96-3886(1996) p.2 2 行
	U-235 93.7%	LA-13638(2000) p.80 左 10 行
平均密度	18.71 g/cm ³	LA-1614 (1953) p.9 19 行
臨界質量	52.65±0.02kg	LA-1614 (1953) p.17 5 行
	約 54kg	LA-2029(1956) p.11 下から 3 行
	約 55kg	LA-UR-96-3886(1996) p.2 2 行
	約 54kg	LA-13638(2000) p.80 左 9 行
半径	8.697cm (直径 6.848 インチ) 【ただし下記構造に示すように質量調整にシムを挟む等するので、真球ではない】	LA-1614 (1953) p.9 8 行
	8.573cm (直径 6-3/4 インチ)	LA-2029(1956) p.11 下から 1 行
	【LA-1614 の平均密度 18.71g/cm ³ と LA-13638 の臨界質量約 54kg を用いると体積 2886.1571cm ³ 、真球ではないが球体と仮定すると r=8.832cm となる。】	LA-1614 と LA-13638 の記述から推測
構造	Godiva は上中下水平に六分割された部品と、質量調整用の間に挟むシムと 14 カ所の凹部にはめるプラグ、ウラン制御棒などから構成され、それら部品、及びそれらを固定するネジも濃縮ウランでできている。	LA-1614 (1953) pp.8-11
	上下部品は、独立してシリンダで分離することができるので、上下独立した 2 つの緊急停止機構となる。	LA-13638(2000) p.80 左 6-9 行
その他	【不純物等の情報は無い。】	

(注)内容欄の【 】無しが、文献の記述、【 】は追記した説明または、記述されたデータからの推定値。

表 5-2 臨界事故(1957)に関する情報

項目	内容	出所
事故概要	事故は、ある実験の準備の段階で Godiva が高速中性子のパルスを供給しようとしていたときに発生した。照射されていた大きな質量のグラファイトとポリエチレン Godiva に近づく方向に動いた(もしくは、その材料が Godiva の方に倒れた)ため、それが反射体となり過剰な反応度が発生した。【緊急停止についての記載無し】	LA-13638(2000) p.80 左下から 5,6 行、左下から 1 行- 右 5 行
	Godiva はウランが添加されたグラファイトが突然の中性子の波長に曝された後の当該材料の挙動を見出すため、その照射に使用されていた。ケースの位置が Godiva に近づく方向にずれポリエチレンが中性子を Godiva に反射した。【緊急停止についての記載無し】	Paxton(1957) p.104 14-17 行
反射体	グラファイトとポリエチレン 【形状、寸法、重量、Godiva との位置関係等の情報は無し】	LA-13638(2000) p.80 左下から 1 行- 右 5 行
	グラファイトの入ったポリエチレンのケース。 【形状、寸法、重量、距離の情報はなし】	Paxton(1957) p.104 16-17 行
推定バースト	1.2×10^{17} fissions	LA-13638(2000) p.80 右 6 行
添加反応度	80 セント	LA-13638(2000) p.80 右下から 3 行
継続時間	$4.7 \mu s$	LA-13638(2000) p.80 右下から 12 行
出力	$3.2 \times 10^5 W$ 【グラフ読取】	LA-UR-96-3886 (1996) p.13 Fig 7.0
温度	中央のロッド部はウランの融点【1405K】の 100℃以内に達しない【1305~1405K】。	LA-13638(2000) p.80 右 11 行
	1500K 【グラフ読取】	LA-UR-96-3886 (1996) p.14 Fig 8.0

② 計算モデルの検討

Godiva の実際の体系は、①に示した球体であるが、AGNES-P 等コードでは、球体の設定が困難であるため、設定の可能な体系モデルを検討した。

解析対象	形状	内容
Godiva 基本形	球体	半径 8.832cm の固体ウランの球体が空気に囲まれており、反射体となるポリエチレンケースがどこかに置かれている（位置、形状は文献に記述なし）

コード	形状	設定理由
SRAC	円筒	<ul style="list-style-type: none"> 球体の選択は可能であるが、fr3d が 1 次元の計算体系に対応していないため、本計算では、Godiva と同じ体積の円柱形(直径と高さを同じ長さとする)を想定した。半径 8.832cm の球体に対して、半径 7.7156cm、高さ 15.4312cm の円筒。(注:この半径を中央値として、変動した値が与えられる)。 文献に反射体に関する具体的な情報がないので、燃料と同じ半径の水を燃料の下に設置する(図 5-2)。文献に過剰反応度 80cent の記載があるため、80cent となる燃料-反射体間距離を MVP 計算によって決定する。
AGNES-P	円筒	<ul style="list-style-type: none"> 球体は選択できないので、Godiva と同じ体積の円柱形(直径と高さを同じ長さとする)を想定した。半径 8.832cm の球体に対して、半径 7.7156cm、高さ 15.4312cm の円筒。(注:この半径を中央値として、変動した値が与えられる)。 第 1 領域(燃料)、第 2 領域(容器)、第 3 領域(冷却材)の設定が必要であり、第 1 領域を Godiva 自体の固体ウラン、第 2 領域は、固体ウラン、第 3 領域は空気とした。第 2 領域の幅は、適当に 0.001m、第 3 領域の体積は 0.01m^3 とした。領域(1→2)、領域(2→3)の熱伝達率を十分小さい値に設定しているため、値の大小の影響はない。それ以外の領域も同じ。(図 5-3)

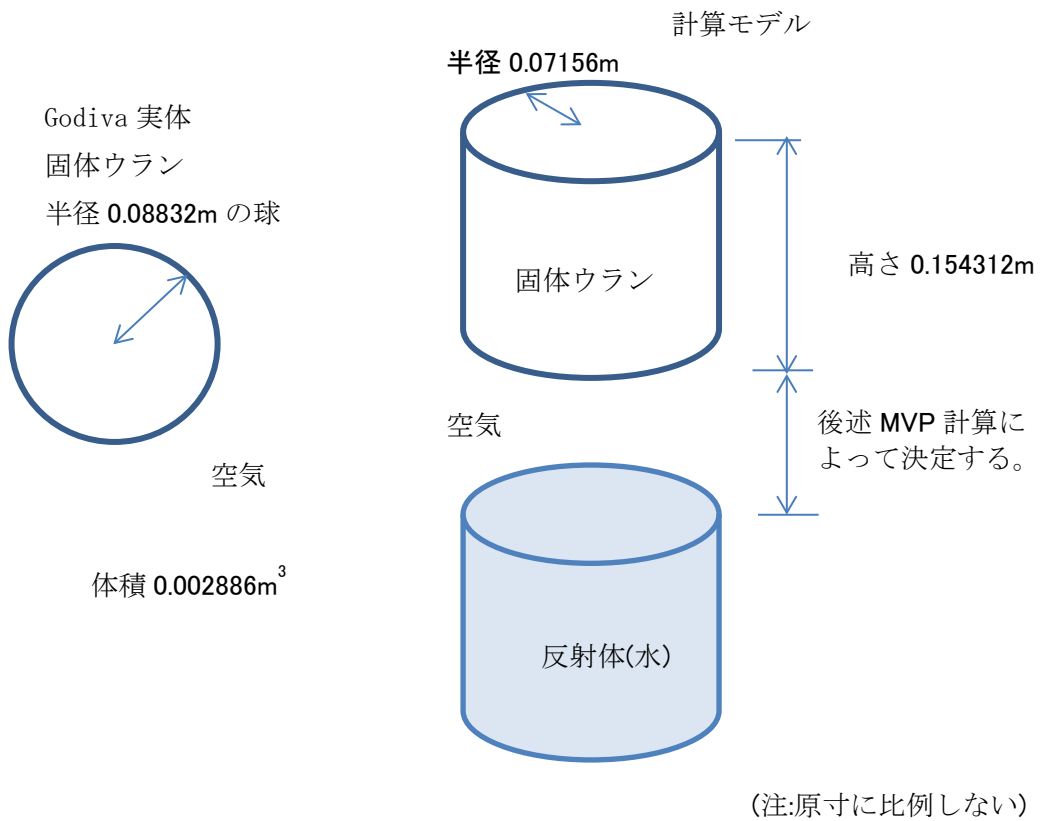


図 5-2 SRAC で設定する Godiva 円筒モデル形状

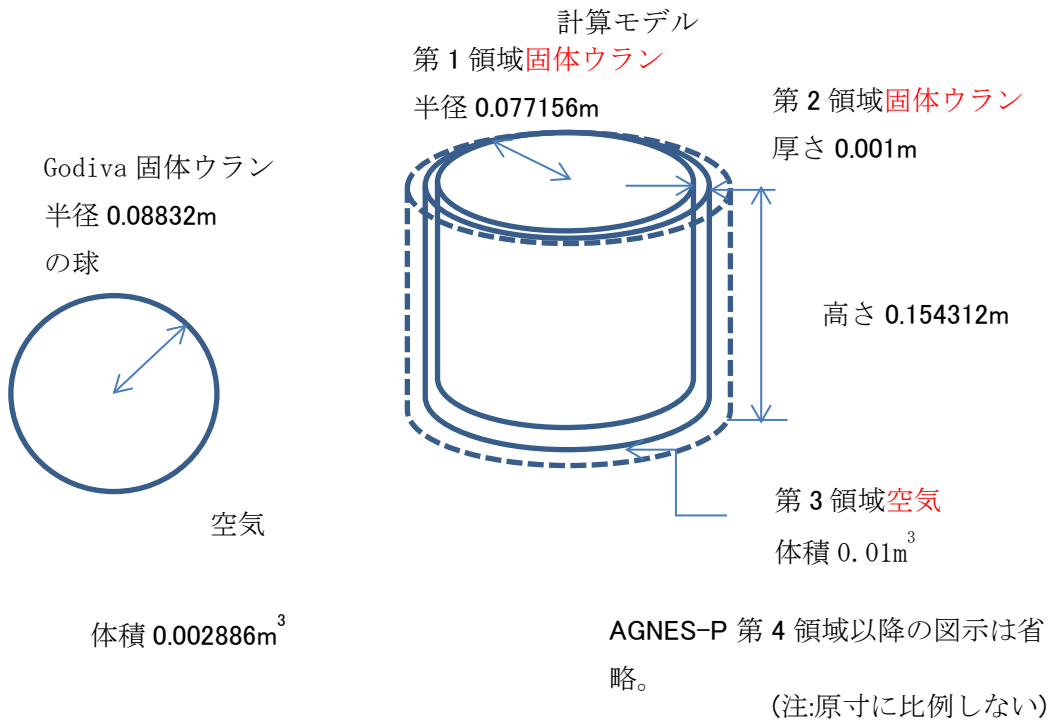


図 5-3 AGNES-P で設定する Godiva 円筒モデル形状

初期出力密度は以下の計算により $1 \times 10^{-7} (\text{W/m}^3)$ とする。

U-238	α 崩壊半減期	4.4680E+09 年	SF 分岐比	5.450E-07
	自発核分裂半減期	8.1982E+15 年		
	崩壊定数	2.6810E-24 1/s		
	自発核分裂エネルギー	2.0000E+02 (MeV/SF)		
		3.2044E-11 (J/SF)		
	質量	2.8620E+00 kg		
	原子量	2.3805E+02 g/mol		
	原子数	7.2402E+24 atoms	2.5087E-03	
	自発核分裂率	1.9411E+01 (SF/s)		
	出力	6.2201E-10 (J/s)		
	体積	2.8860E-03 (m ³)		
	初期出力密度	2.1553E-07 (W/m ³)		

③ 中性子無限増倍率 k_{inf} 及び実効増倍率 k_{eff} の計算(Godiva 事故)

まず、OPT-TWO 及び OPT-DANT を使用して、Godiva 事故を対象にした最適濃度分布及び実効増倍率の最大値を計算した。この計算では、反射体のない条件を設定した。

Godiva 事故の情報として、計算に用いることのできる反射体の情報はない。そこで、過剰反応度が 80cent であったという情報を基に、80cent を得られる水反射体との距離を探索し、体系を決定することとした。また、動特性解析で用いる SRAC-TWODANT、AGNES/AGNES-P コードは球体モデルを扱えないため、同体積の円筒モデルに置き換える必要がある。MVP で球体と円筒の両モデルの計算を行い、 k_{eff} の差分から、円筒モデルで計算した結果を補正する値を決めた。

1) OPT-TWO 及び OPT-DANT による最適濃度分布計算

文献調査結果に基づき、Godiva を対象とした最適濃度分布計算の再現計算を実施した。

i) SRAC の基本的な計算条件

断面積ライブラリ : JENDL3.3

燃焼チェーンライブラリ : u4cm6fp50bp16T

燃料領域の半径 : 8.832 cm、空気領域の半径 : 200 cm

ii) 原子個数密度

^{235}U の同位体比 (濃度) を対象とした最適濃度分布計算を実施した。文献の情報から、ウランの同位体は ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U を想定し、 ^{235}U の濃度に対応した原子個数密度は以下の式で計算した。

$$p_{235} = \frac{\rho_{U235}}{\rho_U} \quad (1)$$

$$p_{238} = 1.0 - p_{234} - p_{235} \quad (2)$$

$$N_{Uk} = \frac{\rho_U p_k N_A}{A_k \cdot 10^{24}} \quad (k = 234, 235, 238) \quad (3)$$

ここで、

A_{234}	: ^{234}U の質量数 [g mol ⁻¹] (234.0409)
A_{235}	: ^{235}U の質量数 [g mol ⁻¹] (235.0439)
A_{238}	: ^{238}U の質量数 [g mol ⁻¹] (238.0508)
N_{U234}	: ^{234}U の原子個数密度 [barn ⁻¹ cm ⁻¹]
N_{U235}	: ^{235}U の原子個数密度 [barn ⁻¹ cm ⁻¹]
N_{U238}	: ^{238}U の原子個数密度 [barn ⁻¹ cm ⁻¹]
N_A	: アボガドロ数 [mol ⁻¹] (6.0221367×10^{23})
p_{234}	: ^{234}U の同位体比[-] (0.01)
p_{235}	: ^{235}U の同位体比[-]
p_{238}	: ^{238}U の同位体比 [-]
ρ_U	: ウランの濃度 [g cm ⁻³] (18.71)
ρ_{235}	: ^{235}U の濃度 [g cm ⁻³]

である。

SRAC の入力ファイルにあたる部分を抜粋したものを図 5-4 に示す。

^{235}U の濃度として、18.5229, 15.0, 10.0, 5.0, 3.0, 2.0, 1.0, 0.0 g/cm³ の 8 点設定し、OPT-TWO 及び OPT-DANT の内挿元となる断面積データを計算した。

iii) FIT による断面積ファイルの中間処理

OPT-TWO 及び OPT-DANT に付属している FIT を使用して、SRAC で計算した断面積ファイルを OPT-TWO 及び OPT-DANT で使用可能な断面積ファイルに変換した。

使用した FIT の入力ファイルを図 5-5 に示す。

OPT-TWO に付属している FIT では、最適濃度分布を求める対象として 2 種類分のデータによる 2 次元の断面積テーブルを用意する必要がある。そのため、2 種類目の濃度のテーブルサイズとして 2、1 及び 0.1 g/cm³ の 3 点を設定⁶し、各点で同じ断面積データを引用した。

一方、OPT-DANT に付属している FIT では、2 種類目の濃度の入力数として 0 を設定できる (1 次元のテーブルから内挿できる) ため、そのように設定した。OPT-DANT は 1 種類の物質を対象とした最適濃度分布を計算できるように改良されていると考えられる。

iv) 最適濃度分布計算

OPT-TWO 及び OPT-DANT により、Godiva を対象とした最適濃度分布を計算した。

OPT-TWO はメッシュ角度が 90 度の長方形メッシュでしか計算できない⁷ため、どちらの解析コードでも、図 5-6 に示す通り、半球と同体積となるようにメッシュを設定し円柱体系により半球を模擬した。左側及び下側を反射境界条件とした。

⁶ 添加剤ケース数を 0、1、2 と設定した場合、OPT-TWO の計算結果に"NaN" (不定: 0 を 0 で割る演算が生じた数値) が発生し、計算がうまく動作しなかった。

⁷ JAEA-Data/Code 2007-017, p.14

均一状態の²³⁵Uの濃度（全メッシュに初期値として与える濃度）は17.533 g/cm³（同位体比0.9371に相当）とし、上限を18.5229 g/cm³（同位体比0.99に相当、残り1%は²³⁴U）、下限を0 g/cm³とした。

なお、OPT-TWOの場合、2種類目の濃度として、均一状態を1 g/cm³、上限を2 g/cm³、下限を0.1 g/cm³とした。OPT-TWOの入力ファイルを図 5-7 に、OPT-DANTの入力ファイルを図 5-8 に示す。

計算結果から、インポートランスと濃度分布図を作成した。繰り返し計算1回目の分布図を図 5-9 に、繰り返し計算100回目の分布図を図 5-10 に、それぞれ示す。また、繰り返し回数に対する実効増倍率の変化を図 5-11 に示す。

燃料のインポートランスは燃料領域の中央付近が高いため、中央付近が最大値となる18.52 g/cm³に、外縁部が0 g/cm³となった状態で実効増倍率が一定値に収束した最適濃度分布となった。OPT-DANTを使用した場合の最初の実効増倍率は、約1.007であり、MVPコードを使用した計算で、照射体を最も遠くに配置したケースに対する実効増倍率と同程度の値となった。

OPT-TWO コードは（存在しないが入力が必要である）添加剤の最適濃度分布導出処理を省略することができず、その計算処理が、実効増倍率の変動に影響していると考えられる。

すなわち、OPT-TWO コードは2種類の物質の最適濃度分布導出用に特化されており、今回の計算のように最適濃度分布計算の対象とする物質が1種類である場合、OPT-DANTを使用すべきである。

参考に、OPT-TWO を使用して場合に実効増倍率ピークを示した3回目の計算時と、OPT-DANTと同様の実効増倍率になっている24回目の計算時のインポートランス及び濃度分布を図 5-12 及び図 5-14 にそれぞれ示す。

```

CELL
GODIVA
1 1 1 1 2 1 4 3 -2 0 0 0 1 0 2 1 -1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / BUCKLING SEARCH
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pfast 0ld File
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pthml 0 F
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pmcrs 0 F
$PDS_DIR/UFAST Scratch Core
$PDS_DIR/UTHERMAL S C
$PDS_DIR/UMCROSS S C
$PDS_DIR/MACROWRK S C
$PDS_DIR/MACRO N C
$PDS_DIR/FLUX S C
$PDS_DIR/MICREF S C
70 37 16 8 / 024g
70(1) /
37(1) /
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 8 8 9 8 9 8 /
4 3 3 3 3 6 6 9 /

1 30 30 30 1 0 30 0 0 0 5 0 6 23 0 0 45 0 / Pij Control
0 100 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5
30(1) / X
10(1) 20(2) / M
0.0 10*0.8832 20*10.0/ RX
2 / NMAT
FUELX01X 0 3 293.15 17.664 0.0 / U
XU040000 2 0 @234
XU050000 2 0 @235
XU080000 2 0 @238
AIR1X01X 0 2 293.15 400.0 0.0 / AIR
XN040001 0 0 3.9016E-05
X0060001 0 0 1.0409E-05
0 / PEACO
ANIS
COLLAPSING TO FEW GROUP BY ANISN
0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 -2 1 0 2 3 -1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / Buckling (not effective for core calculation)
15&
1 0 1 8 2 1 0 2 30 1 107 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 50 0 0 0 0 150 0
0 0 0 0 1 0
16*
0.00000E+00 0.00000E+00 1.00000E-05 1.42089E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 5.00000E-01
5.00000E-05 5.00000E-02 1.00000E-02 0.00000E+00
00T
04*
0.0 10*0.8832 20*10.0 /MESH BOUNDARY
08&
10(1) 20(2) / ZONE BY MESH
09&
1 2 / MATERIAL BY ZONE
19&
1 1 / P1 FOR ALL ZONES
27&
1 2 / X-REGION BY ZONE
00T
2 / NMAT FOR CORE AND REFLECTOR
FUELA012 0 0 0.0 0.0 0.0 /
AIR1A012 0 0 0.0 0.0 0.0 /

```

図 5-4 SRAC の入力ファイルの例 (Godiva)

※赤字は解析ケース毎に変更する部分。

24 24 14 1 8 3	24 24 14 2 8 0 1 1
18.5229 15.0 10.0 5.0 3.0	Metal-Uran
2.0 1.0 0.0	18.5229 15.0 10.0 5.0 3.0 2.0 1.0
2.0 1.0 0.1	0.0
CROSS/god01/ANISA010	CROSS/god01/ANISA010
CROSS/god01/ANISA010	CROSS/god02/ANISA010
CROSS/god01/ANISA010	CROSS/god03/ANISA010
CROSS/god02/ANISA010	CROSS/god04/ANISA010
CROSS/god02/ANISA010	CROSS/god05/ANISA010
CROSS/god02/ANISA010	CROSS/god06/ANISA010
CROSS/god03/ANISA010	CROSS/god07/ANISA010
CROSS/god03/ANISA010	CROSS/god08/ANISA010
CROSS/god03/ANISA010	CROSS/god01/ANISA020
CROSS/god04/ANISA010	
CROSS/god04/ANISA010	
CROSS/god04/ANISA010	
CROSS/god05/ANISA010	
CROSS/god05/ANISA010	
CROSS/god05/ANISA010	
CROSS/god06/ANISA010	
CROSS/god06/ANISA010	
CROSS/god06/ANISA010	
CROSS/god07/ANISA010	
CROSS/god07/ANISA010	
CROSS/god07/ANISA010	
CROSS/god08/ANISA010	
CROSS/god08/ANISA010	
CROSS/god08/ANISA010	
CROSS/god01/ANISA020	

図 5-5 FIT の入力ファイル (Godiva)

(左 : OPT-TWO 付属の FIT、右 : OPT-DANT 付属の FIT)

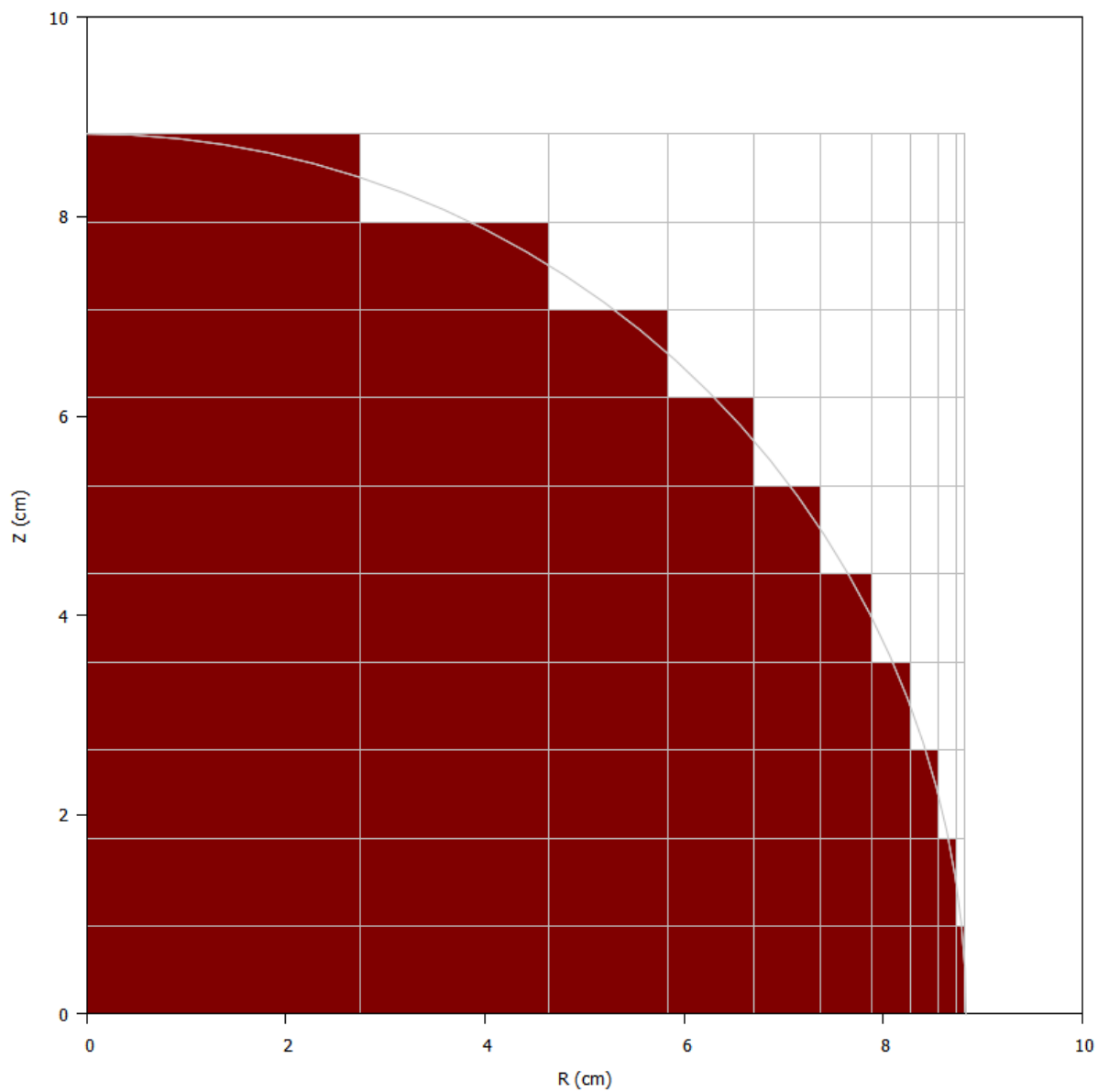


図 5-6 円柱モデルで近似したものの Godiva の体系 (OPT-TWO 及び OPT-DANT)

※ 色のついた部分は燃料部分、白い部分は空気とした。


```

Godiva
 24  1  8                                /IGM, IPLOPT, ISN, JENDL
   2  1  0  1  0 100                    /IGEOM, IBL, IBR, IBB, IBT, IOUT
 10 10  1  1  1                          /IM1, JM1, IEX, JEX, IMO
 17.533      1.0 18.5229      0.0      2.0      0.1      1.0
 2 2.74598 2 1.89957 2 1.19070 2 0.87064 2 0.66487 2 0.51134
 2 0.38634 2 0.27830 2 0.18061 2 0.08892 15 30.0
 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832
 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 15 30.0
 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2

```

図 5-7 OPT-TWO の入力ファイル (Godiva)

```

Godiva
 24  1  8  0
   7  1  0  1  0  0  0 100  2
 10 10  0  1  1  0  1
 17.533      1.0 18.5229      0.0      2.0      0.1      1.0
 2 2.74598 2 1.89957 2 1.19070 2 0.87064 2 0.66487 2 0.51134
 2 0.38634 2 0.27830 2 0.18061 2 0.08892 15 30.0
 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832
 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 2 0.8832 15 30.0
 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2

```

図 5-8 OPT-DANT の入力ファイル (Godiva)

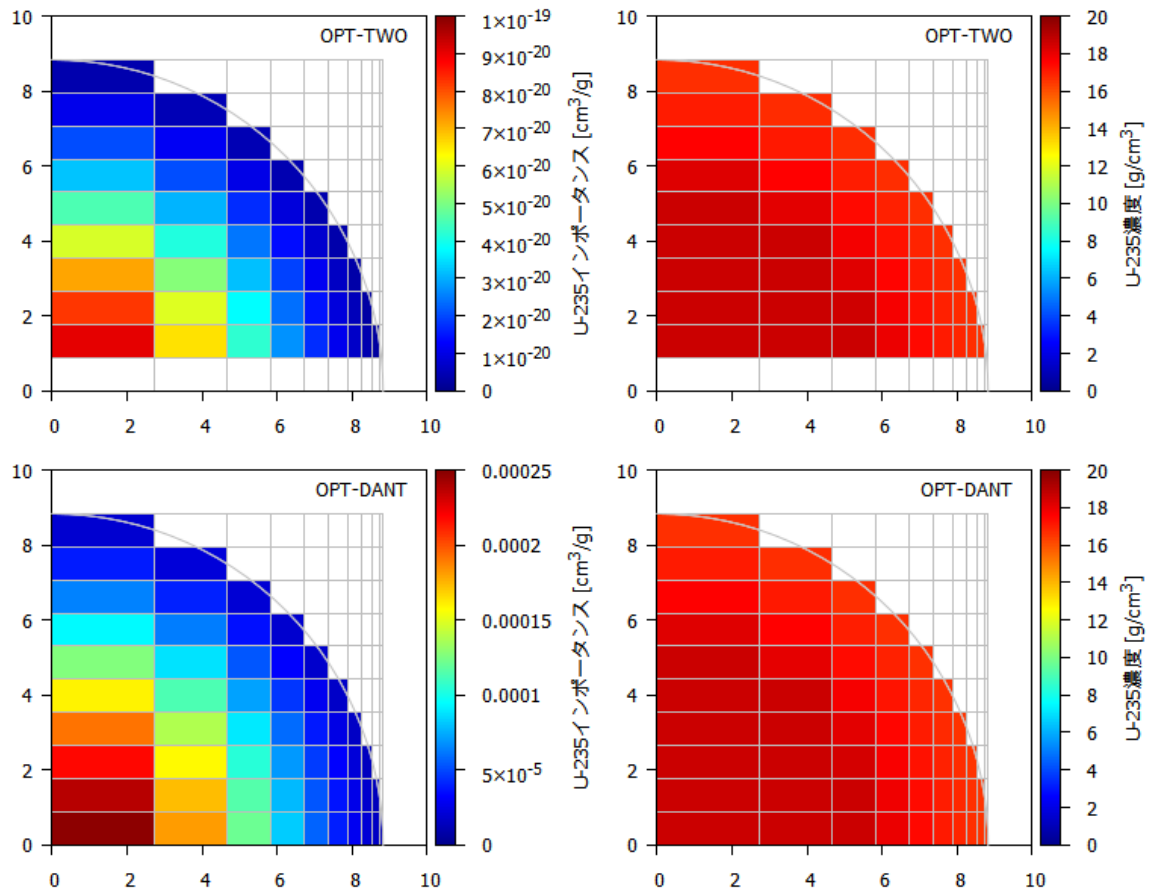


図 5-9 繰り返し計算 1 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、上段：OPT-TWO、下段：OPT-DANT)

※ OPT-TWO は、最下段のインポートランス及び濃度が標準出力に出力されていない。

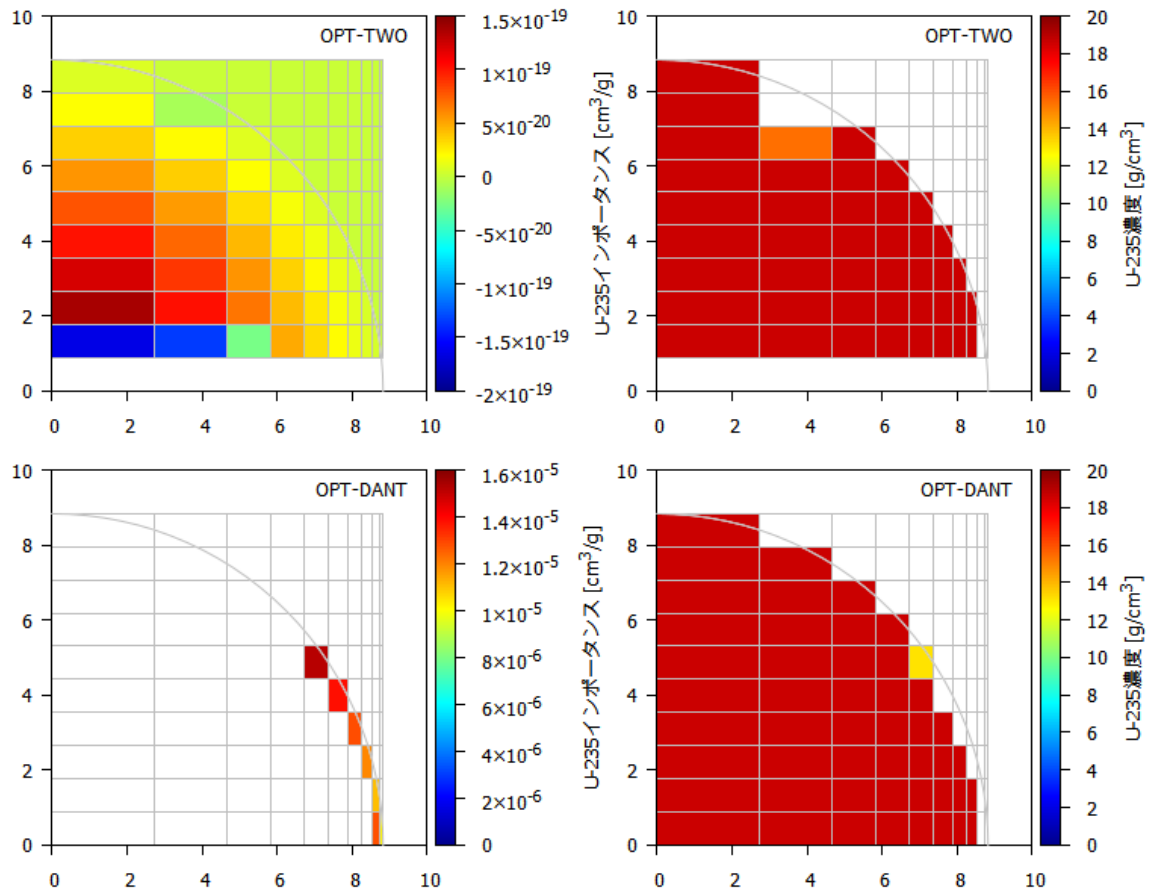


図 5-10 繰り返し計算 100 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、上段：OPT-TWO、下段：OPT-DANT)

- ※ OPT-TWO は、最下段のインポートランス及び濃度が標準出力に出力されていない。
- ※ OPT-TWO は、燃料インポートランスとして負の値が生じている。
- ※ OPT-DANT では最大濃度に達したセルのインポートランスは 0 となる。

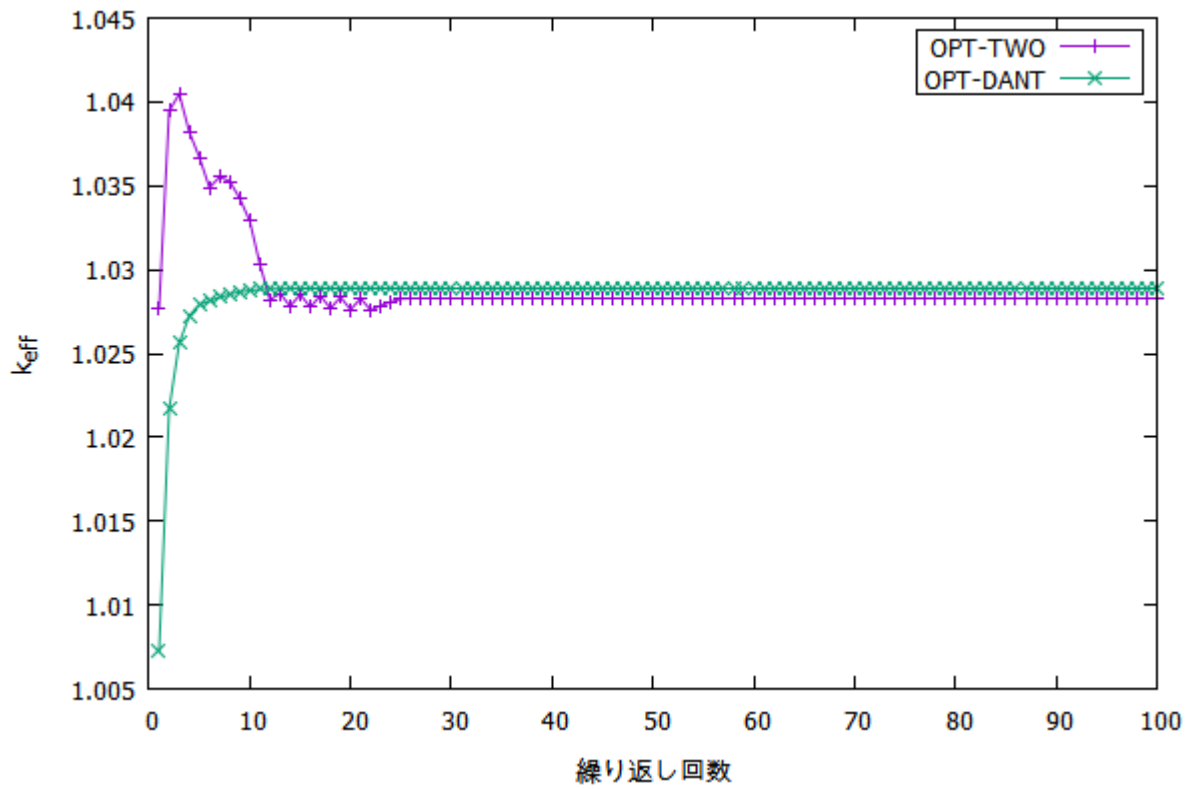


図 5-11 繰り返し回数に対する実効増倍率の変化 (Godiva)

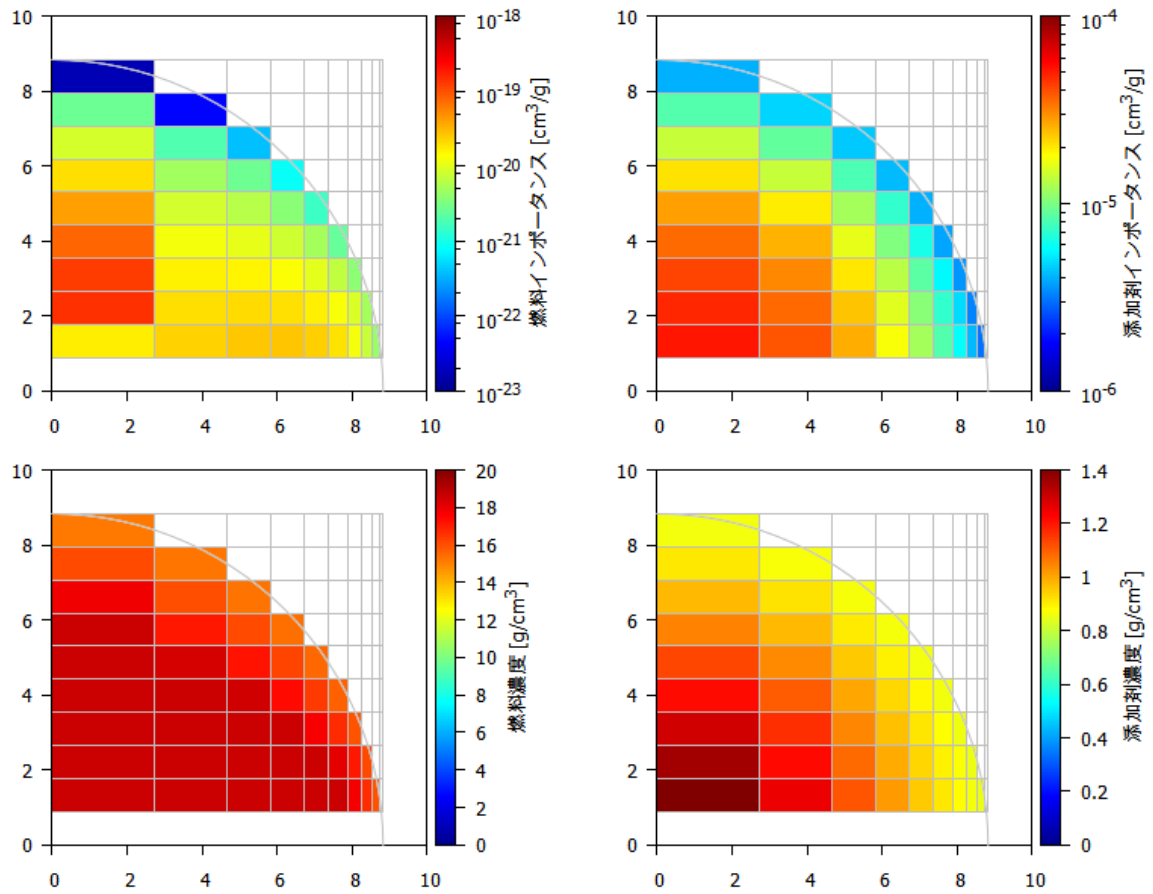


図 5-12 繰り返し計算 3 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、OPT-TWO、左：燃料、右：添加剤)

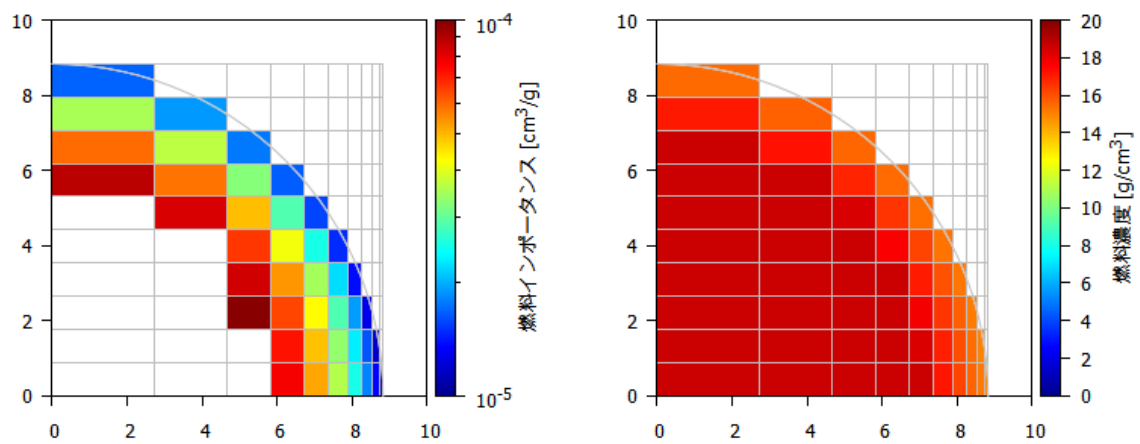


図 5-13 繰り返し計算 3 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、OPT-DANT)

※ OPT-DANT では最大濃度に達したセルのインポートランスは 0 となる。

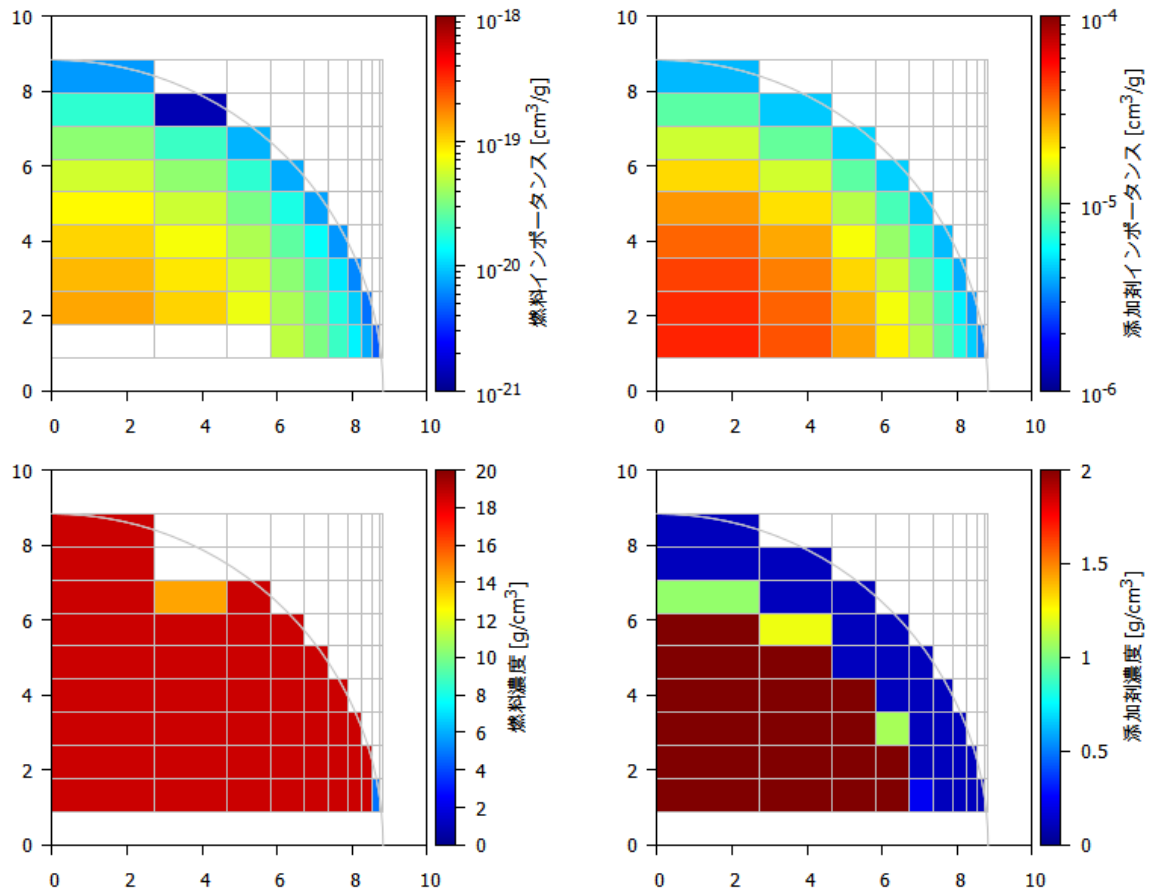


図 5-14 繰り返し計算 24 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、OPT-TWO、左：燃料、右：添加剤)

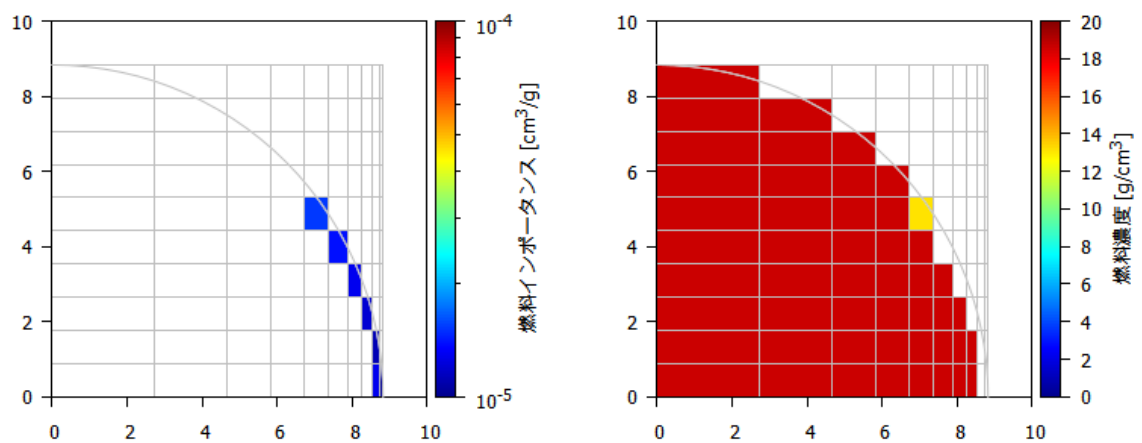


図 5-15 繰り返し計算 24 回目のインポートランス及び濃度分布
(Godiva、OPT-DANT、左：燃料、右：添加剤)

※ OPT-DANT では最大濃度に達したセルのインポートランスは 0 となる。

1) SMORES による keff 最大値計算

i) 設定

SMORES オプション maxk(質量固定で最大 keff を求める)を選択し keff 最大値計算を行った。核データライブラリは ENDF/B-VII.0 を使用した。Godiva を同体積の 3 層(Scale では Zone と呼ぶ)に分け(図 5-16)、以下の計算を行った。

ケース 1

文献 LA-1614 (1953)に記載された「濃縮度 ^{235}U 93.69~93.74 % 平均 93.71%、 ^{234}U 約 1%、 ^{238}U 残り」を基に 3 核種による以下の設定を行った(図 5-17)。

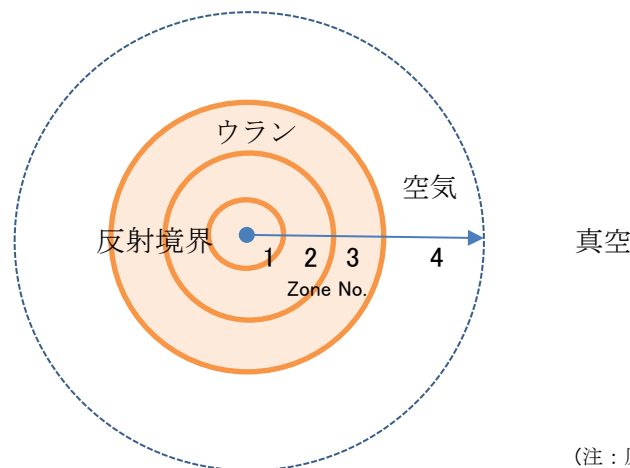
Zone	^{235}U	^{234}U	^{238}U
1	0.9371	0.01	0.0529
2	0.9369	0.01	0.0531
3	0.9374	0.01	0.0526

ただし、この設定をした場合、質量を保存した解が得られなかった(後述 ii))ため、以下の設定をした計算も行った。

ケース 2

^{235}U と ^{238}U の 2 核種の設定とし、 ^{234}U の量は ^{238}U に組み込んだ(図 5-18)。

Zone	^{235}U	^{238}U
1	0.9371	0.0629
2	0.9369	0.0631
3	0.9374	0.0626



(注：原寸に比例しない)

図 5-16 GODIVA ケース SMORES モデル設定イメージ

```

=smares  parm=centrm
sample problem Godiva 1957
v7-238
read comp  ゾーン 体積比 温度 K
U          1  0.0100  298.75  92234 100.  end ←材料 1 U-234      各ゾーンに U-234 のみ、U-235 のみ、U-238 のみ
U          1  0.9371  298.75  92235 100.  end ←材料 2 U-235      の 3 つの材料があると仮定。
U          1  0.0529  298.75  92238 100.  end ←材料 3 U-238
U          2  0.0100  298.75  92234 100.  end ←材料 1 U-234
U          2  0.9369  298.75  92235 100.  end ←材料 2 U-235
U          2  0.0531  298.75  92238 100.  end ←材料 3 U-238
U          3  0.0100  298.75  92234 100.  end ←材料 1 U-234
U          3  0.9374  298.75  92235 100.  end ←材料 2 U-235
U          3  0.0526  298.75  92238 100.  end ←材料 3 U-238
dry-air    4  1.0000  298.75  end  3 つのゾーンの体積が等しく、3 つの材料の密度が同じため、
end comp   体積比に wt% の値を設定
read geom
spherical  end
1 6.1238 5 end
2 7.7155 5 end
3 8.832 5 end
4 50.0 20 vary=no end
end geom
read parm
isn=32
end parm
read optim
maxk maxitrs=40 prtflag=2  converg=1.-8  end ←最大 keff 計算フラグ、繰り返し最大数、出力フラグ、収束精度
wghtz= 18.71  18.71  18.71  end ←密度
acoef= 0.005  0.100  end ←材料密度修正の Amplitude coefficient 【収束できる値を試行錯誤して得る】
matnam= u  u  u  end
end optim
end

```

図 5-17 GODIVA ケース SMORES 入力ファイル設定(ケース 1)

```

=smares  parm=centrm
sample problem Godiva 1957
v7-238
read comp  ゾーン 体積比 温度 K
U          1  0.9371  298.75  92235 100.  end ←材料 1 U-235      各ゾーンに U-235 のみ、U-238 のみ
U          1  0.0629  298.75  92238 100.  end ←材料 2 U-238      の 2 つの材料があると仮定。
U          2  0.9369  298.75  92235 100.  end ←材料 1 U-235
U          2  0.0631  298.75  92238 100.  end ←材料 2 U-238
U          3  0.9374  298.75  92235 100.  end ←材料 1 U-235
U          3  0.0626  298.75  92238 100.  end ←材料 2 U-238
dry-air    4  1.0000  298.75  end  3 つのゾーンの体積が等しく、2 つの材料の密度が同じため
end comp   体積比に wt% の値を設定
read geom
spherical  end
1 6.1238 5 end
2 7.7155 5 end
3 8.832 5 end
4 50.0 20 vary=no end
end geom
read parm
isn=32
end parm
read optim
maxk maxitrs=40 prtflag=2  converg=1.-8  end ←最大 keff 計算フラグ、繰り返し最大数、出力フラグ、収束精度
wghtz= 18.71  18.71  end ←密度
acoef= 0.03  end ←材料密度修正の Amplitude coefficient 【収束できる値を試行錯誤して得る】
matnam= u_5  u_8  end
end optim
end

```

図 5-18 GODIVA ケース SMORES 入力ファイル設定(ケース 2)

ii) 計算結果

ケース 1(質量が保存される解が得られなかった)

図 5-19 に示すように、反復計算において、最大 keff 値に収束するものであるもの、図 5-20 に示すように 235U の増加、238U の減少があり、質量が保存する解が得られなかった。図 5-17 の入力例に示される ACOEF は、反復計算中の体積比の修正係数である。SCALE6.1 マニュアル⁸のページ C.7.5.3、7 行に「ユーザは、望ましい ACOEF 値を経験によって見出す。」と記載されており、収束が得られる結果になるまで ACOEF 値を変えて、繰返しテストする。本ケースでは、収束となる状態が得られたもの、質量が保存されていない結果であった。

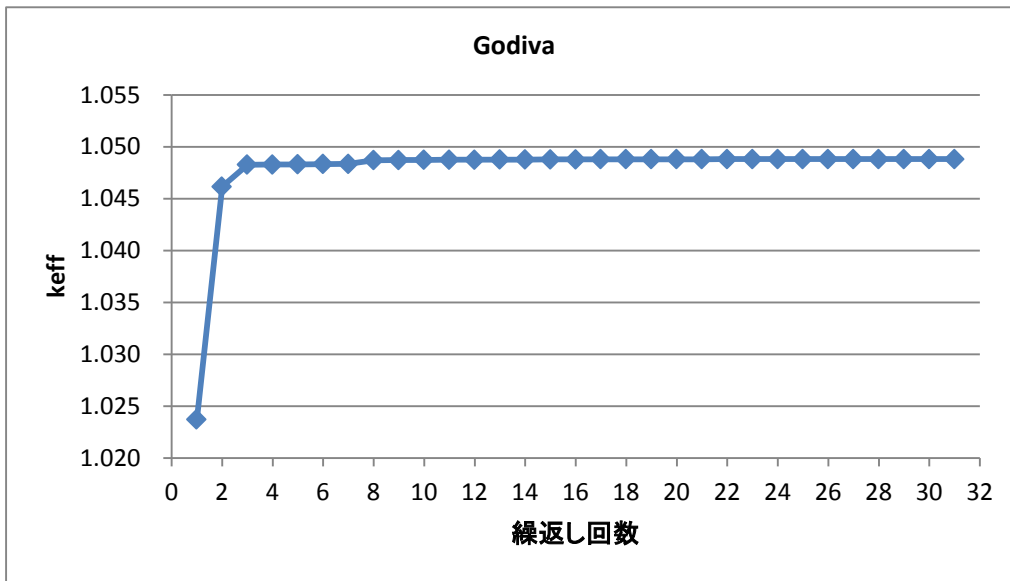


図 5-19 GODIVA ケース SMORES 計算結果-繰返し回数に対する keff 変化(ケース 1)

⁸ Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39 Version 6.1 (2011)

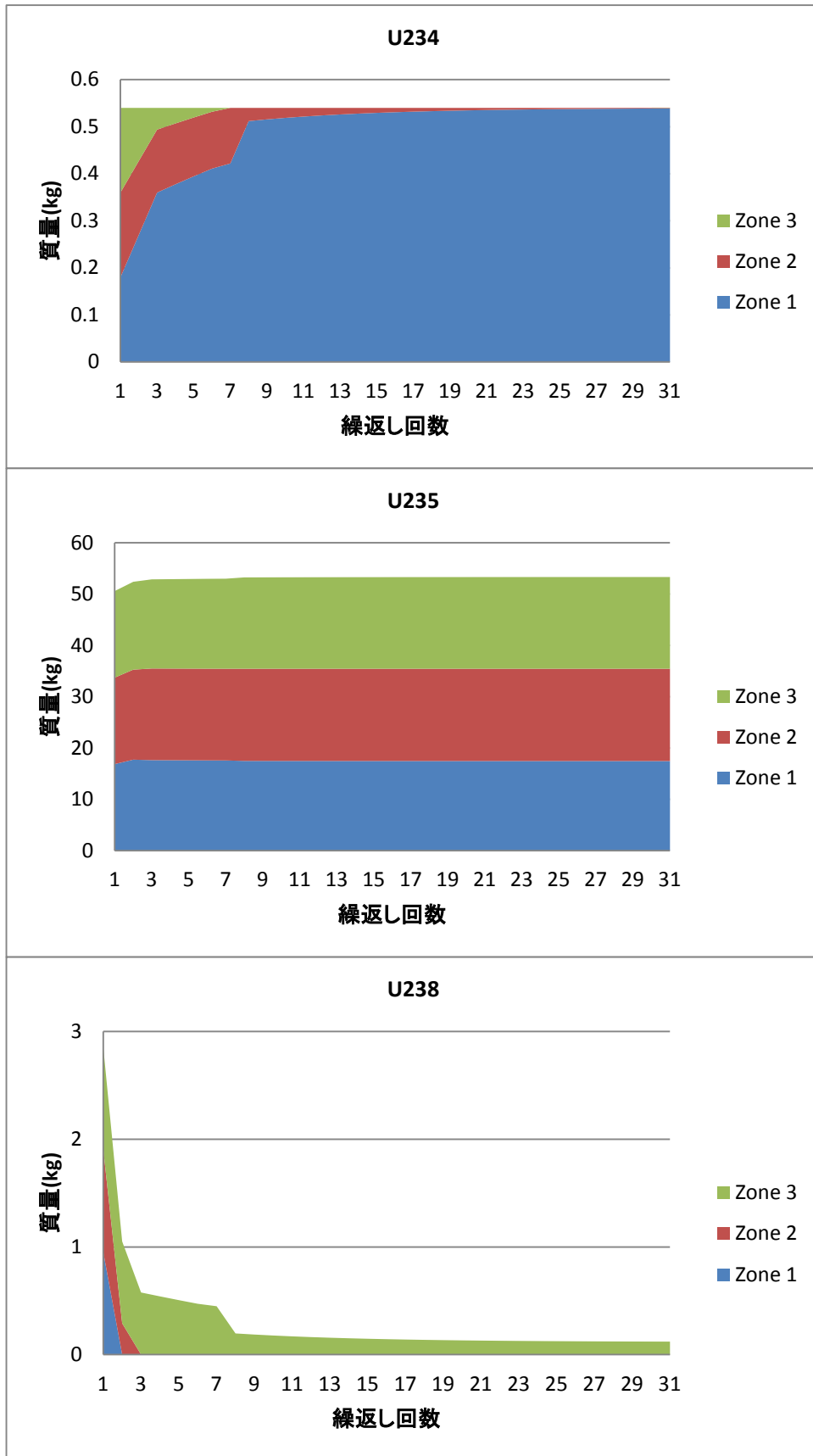


図 5-20 GODIVA, SMORES 計算結果- 各 Zone 材料の繰返し回数に対する質量変化(ケース 1)

ケース 2(質量の保存される解が得られた)

設定核種を 235U と 238U の 2 核種とした場合、質量が保存される解が得られた。出力ファイル swif.plotd の内容を図 5-21 に示す。

繰り返し回数に対する keff の変化を表 5-3、図 5-22 に示す。この図は、keff の値が最大値に収束していくことが示される。図 5-21 の結果から算出した各繰り返し回数での Zone 毎のそれぞれのウラン材料の質量を表 5-4、図 5-23 に示す。同図では、Zone 3 の ²³⁵U が Zone1、2 に移動し、一方 Zone1、2 の ²³⁸U が Zone3 に移動していることが見て取れる。また両核種とも Zone 合計が繰り返しを経る間に保存されていることが見て取れる。表 5-5 に計算開始時と収束時の収支がゼロとなることを示す。

```
Densities
Number of zones=          4
Number of materials=      2
Number of iterations=     40
for iteration no.         1, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.019931
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  9.371000E-01  6.290000E-02
6.123800E+00  9.369000E-01  6.310000E-02
7.715500E+00  9.374000E-01  6.260000E-02
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         2, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.028000
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  9.671000E-01  3.289998E-02
6.123800E+00  9.292410E-01  7.075900E-02
7.715500E+00  9.150580E-01  8.494204E-02
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         3, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.036217
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  9.971000E-01  2.900004E-03
6.123800E+00  9.214210E-01  7.857901E-02
7.715500E+00  8.928769E-01  1.071231E-01
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         4, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.037010
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  1.000000E+00  1.000000E-15
6.123800E+00  9.206504E-01  7.934958E-02
7.715500E+00  8.907474E-01  1.092526E-01
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         5, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.039371
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  1.000000E+00  1.000000E-15
6.123800E+00  9.506492E-01  4.935080E-02
7.715500E+00  8.607474E-01  1.392526E-01
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         6, mass=  5.059888E+04 g, keff=  1.041743
dimension   u_5           u_8
0.000000E+00  1.000000E+00  1.000000E-15
6.123800E+00  9.806479E-01  1.935208E-02
7.715500E+00  8.307474E-01  1.692526E-01
8.832000E+00  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
(続く)
```

図 5-21 GODIVA ケース SMORES 計算結果(swif.plotd ファイル)

(注)mass は第 1 材料の質量のみ示される

```

for iteration no.      7, mass= 5.059888E+04 g, keff= 1.043276
dimension   u_5      u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
6.123800E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
7.715500E+00 8.113946E-01 1.886054E-01
8.832000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.      8, mass= 5.059888E+04 g, keff= 1.043276
dimension   u_5      u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
6.123800E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
7.715500E+00 8.113946E-01 1.886054E-01
8.832000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.      9, mass= 5.059888E+04 g, keff= 1.043276
dimension   u_5      u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
6.123800E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
7.715500E+00 8.113946E-01 1.886054E-01
8.832000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01

```

図 5-21 GODIVA ケース SMORES 計算結果(swif.plotd ファイル) (続き)

表 5-3 GODIVA ケース SMORES 計算結果-繰り返し回数に対する keff 変化(ケース 2)

繰り返し回数	keff
1	1.019931
2	1.028000
3	1.036217
4	1.037010
5	1.039371
6	1.041743
7	1.043276
8	1.043276
9	1.043276

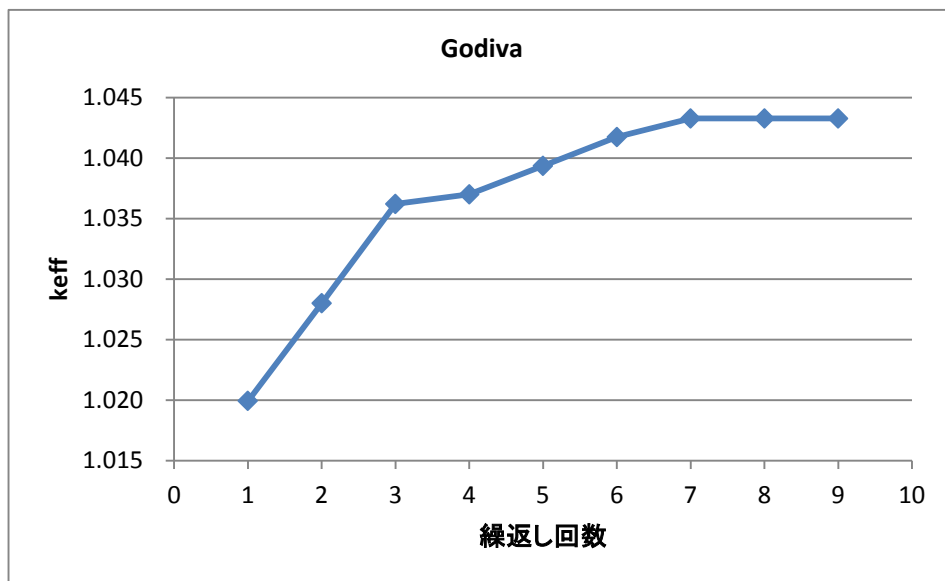


図 5-22 GODIVA ケース SMORES 計算結果-繰り返し回数に対する keff 変化(ケース 2)

表 5-4 GODIVA ケース SMORES 計算結果-各 Zone 材料の繰返し回数に対する質量変化(ケース 2)

Zone	繰返し回数.	質量 (kg)	
		U235	U238
Zone 1 235U 93.71wt% 238U 6.29wt%	1	1.69E+01	1.13E+00
	2	1.74E+01	5.92E-01
	3	1.79E+01	5.22E-02
	4	1.80E+01	1.80E-14
	5	1.80E+01	1.80E-14
	6	1.80E+01	1.80E-14
	7	1.80E+01	1.80E-14
	8	1.80E+01	1.80E-14
	9	1.80E+01	1.80E-14
Zone 2 235U 93.69wt% 238U 6.31wt%	1	1.69E+01	1.14E+00
	2	1.67E+01	1.27E+00
	3	1.66E+01	1.41E+00
	4	1.66E+01	1.43E+00
	5	1.71E+01	8.88E-01
	6	1.77E+01	3.48E-01
	7	1.80E+01	1.80E-14
	8	1.80E+01	1.80E-14
	9	1.80E+01	1.80E-14
Zone 3 235U 93.74wt% 238U 6.26wt%	1	1.69E+01	1.13E+00
	2	1.65E+01	1.53E+00
	3	1.61E+01	1.93E+00
	4	1.60E+01	1.97E+00
	5	1.55E+01	2.51E+00
	6	1.50E+01	3.05E+00
	7	1.46E+01	3.39E+00
	8	1.46E+01	3.39E+00
	9	1.46E+01	3.39E+00

表 5-5 疑似球ケース SMORES 計算結果-計算開始時と収束時の収支(ケース 2)

Zone	質量増減(kg) (繰返し 9 回 - 1 回)	
	U235	U238
1	1.1322	-1.1322
2	1.1358	-1.1358
3	-2.2681	2.2681
収支	0.0	0.0

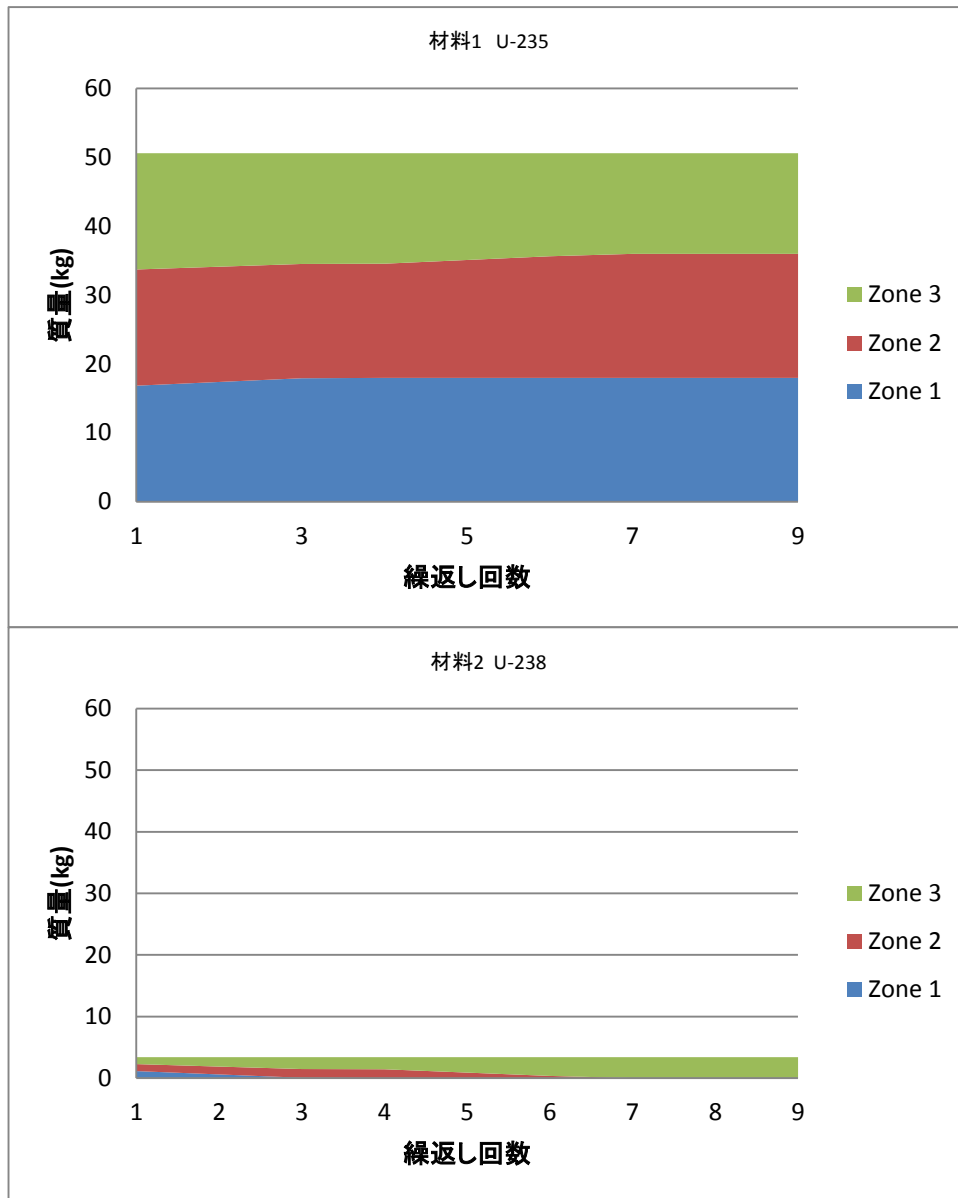


図 5-23 GODIVA, SMORES 計算結果- 各 Zone 材料の繰返し回数に対する質量変化(ケース 2)

3) MVP による keff 分布解析結果

図 5-24 に示す体系で MVP 評価を行い、燃料-反射体距離を変化させ反応度が文献値 80 セントを得る距離を探索した。

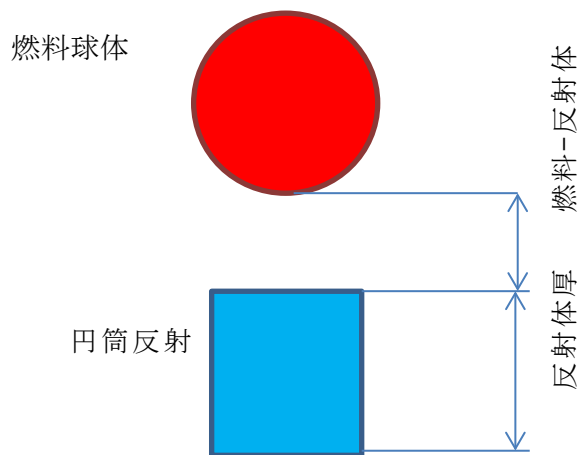


図 5-24 MVP 評価体系

燃料半径	8.832	cm
濃縮度	93.71	%
反射体半径	8.832	cm
反射体厚さ	30	cm

計算結果を表 5-6 に示す。本結果より、反応度 80cent となる距離は 16cm と決定した。この距離で燃料を円筒とした場合の評価結果を表 5-7 に示す。反応度は-290cent となった。

表 5-6 MVP 評価結果(球体)

距離 (cm)	k-eff	相対誤差 (%)	ρ	β	反応度 (cent)	誤差
0	1.01570E+00	0.0166	0.01546	0.0064	241.67	2.56
10	1.00610E+00	0.0162	0.00606	0.0064	94.79	2.52
11	1.00603E+00	0.0159	0.00599	0.0064	93.71	2.47
12	1.00574E+00	0.0160	0.00571	0.0064	89.23	2.49
13	1.00570E+00	0.0162	0.00567	0.0064	88.61	2.52
14	1.00544E+00	0.0160	0.00541	0.0064	84.59	2.49
15	1.00550E+00	0.0161	0.00547	0.0064	85.52	2.50
16	1.00512E+00	0.0161	0.00509	0.0064	79.64	2.50
17	1.00574E+00	0.0160	0.00571	0.0064	89.23	2.49
18	1.00541E+00	0.0163	0.00538	0.0064	84.13	2.54
19	1.00522E+00	0.0160	0.00519	0.0064	81.19	2.49
20	1.00500E+00	0.0159	0.00498	0.0064	77.78	2.47
30	1.00501E+00	0.0161	0.00499	0.0064	77.94	2.51
50	1.00493E+00	0.0160	0.00491	0.0064	76.70	2.49
100	1.00500E+00	0.0163	0.00498	0.0064	77.78	2.54

※ β は距離 10cm の SRAC-TWODANT の予備計算で得た値

4) 球-円筒モデル間の keff 補正值

SRAC-TWODANT, AGNES-P コードは計算モデルとして球体体系は扱えず、円筒体系しか扱えないため、球と円筒の形状の違いから生じる keff の増減を補正する必要がある。前項で行った解析の燃料部球体を同体積の円筒（高さは半径の2倍）に置き換えた場合の keff を表 5-7 に示す。

表 5-7 MVP 評価結果(球体と同体積の円筒)

距離 (cm)	k-eff	相対誤差 (%)	ρ	β	反応度 (cent)	誤差
16	9.81746E-01	0.0161	-0.01859	0.0064	-290.70	2.56

球体と円筒モデル間の keff 差分は以下となる。

$$1/\text{keff_MVP 円筒} - 1/\text{keff_MVP 球体} = 1/0.981746 - 1/1.00512 = 0.023687$$

AGNES-P 入力では、反応度 ρ (cent) を設定するので、

$$\text{補正量反応度 } \rho \text{ (cent)} = 0.023687 / 0.0064 * 100 = 370.11 \text{ cent}$$

SRAC-TWODANT 計算結果に 370.11cent を加算し、AGNES-P 入力値として設定する。

④ keff の最尤値と分布の計算(Godiva 事故)

形状(球半径)及び濃縮度に分布(確率密度関数)を想定し、その分布に対応する keff の分布を計算した。まず、文献調査により球半径と濃縮度の可能な変動範囲を決定し、LHS コードにより球半径、濃縮度変動値を生成した。次に生成した各変動値組合せを基に入力パラメータを作成した。球半径は円筒半径に変換、濃縮度は原子個数密度に変換、これらを入力パラメータの一部として SRAC-TWODANT 計算を行い、keff を得た。

1) LHS によるパラメータの決定

パラメータの分布の代表値は LHS⁹を用い、10 ケースの値の組み合わせを決定する。

LHS 入力値

TITLE - SETUP FOR LHS OUTPUT CRI01			
RANDOM SEED	-1692990937		
NOBS	10		←10 ケースの生成
NORMAL	Radius	8.832 cm	diameter +/- 0.4 mm ←半径
	-0.4	0.4	
NORMAL	Enrich 93% U-235	93.69-93.74	←濃縮度
	.69	.74	
OUTPUT DATA CORR			

半径

- i) LA-1614 (1953)p.9 19 行 Godiva の平均密度 18.71g/cm³。LA-13638 に記載された臨界質量約 54kg。これは Godiva に質量調整プラグ・シムを加えた重量であり、形状は真球から外れるが、球とみなすと半径 8.832cm。臨界の時の半径であるので、最も確からしいと考え、これを中央値とする。文献値密度 18.71g/cm³ を固定し、半径を変動させて文献値約 54kg の範囲となるのは直径±0.4mm の範囲であった。

⁹ Iman, R. L, Shortencarier, M. J., A FORTRAN 77 Program and User's Guide for the Generation of Latin Hypercube and Random Samples for Use with Computer Models, NUREG/CR-3624 SAND83-2365 (1984)

- ii) 設計精度、工作精度と同等の分布と考え、正規分布とした。
- iii) LHS の下限上限として-0.4 と 0.4 を与え、得られた値は直径(mm)の変動であるので、半径の変動値(cm)に換算して、中央値 8.832cm に加算した(表 5-8)。

濃縮度

- i) LA-1614 の濃縮度 93.69~93.74%の記載から。上限 93.74%、下限 93.69%
- ii) 上記①は測定値の下限上限であると推定し、測定精度であるなら正規分布とする。
- iii) LHS 入力として 93.69 と 93.74 の小数部 0.69、0.74 を設定し、結果に 93 を加算する^(注)。

(注)93.69 と 93.74 と設定することも可能であるが、LHS 変動結果は 3 桁整数または 4 桁指数の数値で出力されるため、上位 2 桁は 93 のまま変動なく、変動部は下位 1 桁(または 2 桁)だけが出力表示される。LHS 計算上は、更に下の桁まで変動値を発生しているものの、結果表示の際に四捨五入で同じ値となるものが多く発生してしまう。そこで変動する桁だけを下限上限に設定し、得られた結果に変動しない桁の値を加算することとした。

表 5-8 LHS によるパラメータ値の決定

No.	LHS 結果		LHS 結果から導出したパラメータ値	
	直径変動 (±0.4mm) A	濃縮度変動 (93.69%-93.74%の 小数部) B	半径(cm) 中央値 8.832cm + A/10/2	濃縮度 93+B (w%)
1	3.879E-02	0.712	8.833	93.712
2	-1.243E-02	0.710	8.831	93.710
3	-6.109E-02	0.717	8.828	93.717
4	-2.310E-01	0.724	8.820	93.724
5	2.260E-01	0.716	8.843	93.716
6	1.520E-01	0.721	8.839	93.721
7	7.667E-02	0.698	8.835	93.698
8	3.195E-03	0.734	8.832	93.734
9	-1.370E-01	0.708	8.825	93.708
10	-8.045E-02	0.715	8.827	93.715

2) SRAC-TWODANT 計算

i) 計算条件

図 5-25 に示す、円筒燃料の下に反射体が 16cm 離れて設置される体系とした。燃料と反射体の半径は同じ、LHS で生成した 10 ケースの球半径と濃縮度を同体積円筒半径、原子個数密度に変換して、SRAC-TWODANT 計算の入力パラメータの一部とした(表 5-9)。また、後述の動特性解析の入力パラメータとして利用される反応度温度係数を算出するために、25.6, 400.0, 700.0, 1000.0, 1300.0°Cでの計算も行った。の際、設定温度による体積膨張を考慮した。

$$V=V_0(1+\beta t) \tag{1}$$

ここで、

V: 各温度での体積

V_0 : 25.6°Cでの体積

β : 体積膨張係数($=3\alpha$ 、線膨張係数 $\alpha = 1.39 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ (25°C)¹⁰)

t: 25.6°Cとの温度変化

核データライブラリは JENDL4 を用いる。

ii) 計算結果

表 5-10 に LHS ケース毎、各温度の keff 値を示す。これらの keff 値は、③の補正をかける前の値である。

¹⁰ WebElement, Mark Winter [The University of Sheffield and WebElements Ltd, UK].
<https://www.webelements.com/uranium/>

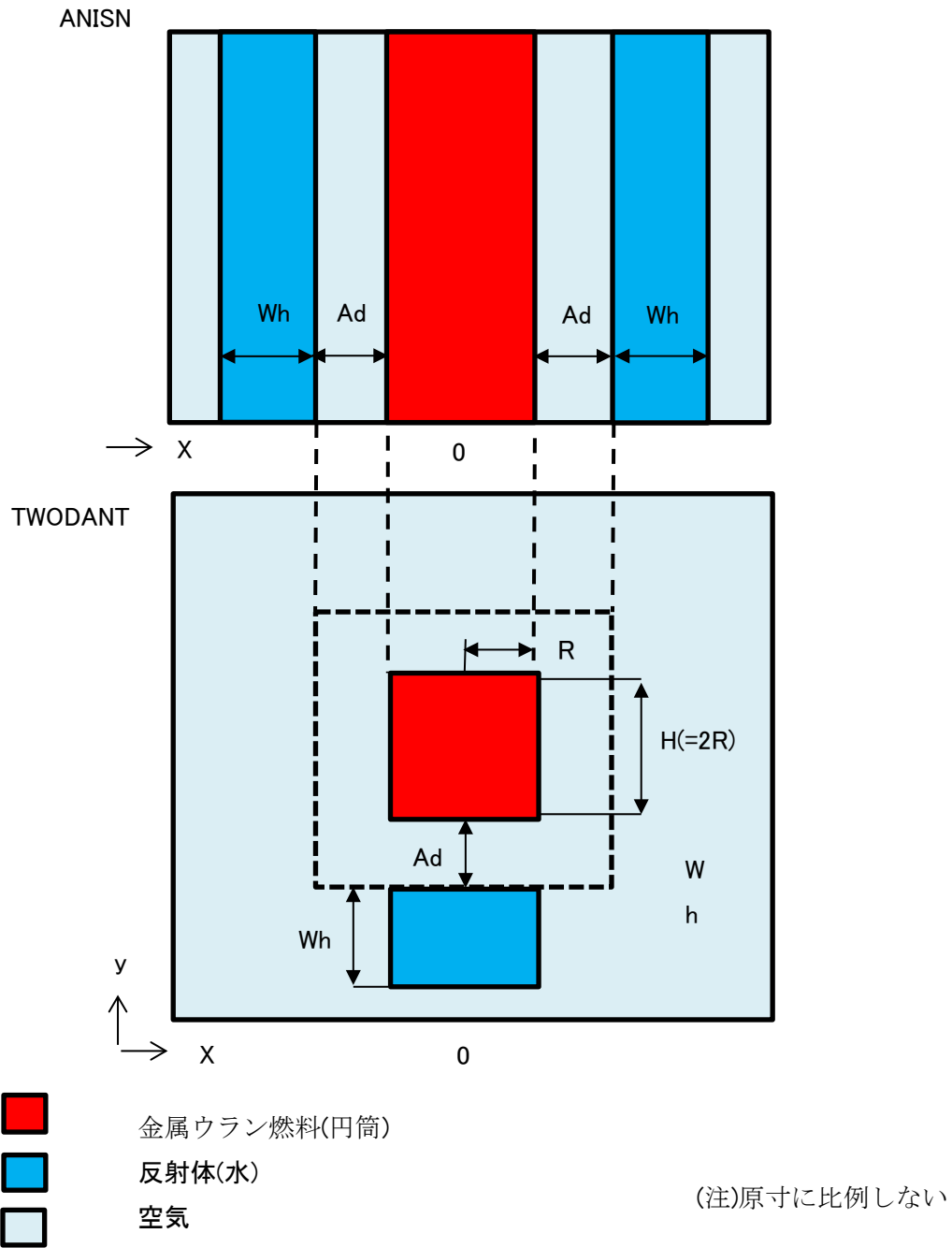


図 5-25 モデル図 (鉛直断面)

(備考) 図中 Ad (反射体-燃料間の距離 16cm)、 Wh (反射体長さ 30cm)、 R (同体積の円筒半径)、 H (円筒長さ、 R の 2 倍とする)。

表 5-9 LHS で生成した燃料半径と濃縮度

パラメータ	出所	パラメータ \ ケース	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
燃料球半径 [cm]	LHS 計算による	sphfuel_radius	8.832	8.833	8.831	8.828	8.82	8.843	8.839	8.835	8.832	8.825	8.827
U-235 濃縮度 [wt%]	LHS 計算による	u235enrichment.	93.715	93.712	93.71	93.717	93.724	93.716	93.721	93.698	93.734	93.708	93.715
燃料円筒とその下の反射体の距離 [cm]	MVP 計算による	air_distance.	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16
燃料円筒半径 [cm]	(注 1)	rad1	0.0772	0.0772	0.0771	0.0771	0.077	0.0773	0.0772	0.0772	0.0772	0.0771	0.0771
燃料円筒高さ [cm]	(注 1)	height	0.1543	0.1543	0.1543	0.1542	0.1541	0.1545	0.1544	0.1544	0.1543	0.1542	0.1542

(注 1) 球体体積を維持した円筒形半径、高さ(半径の 2 倍)。入力値として球半径の代わりに設定した。

(注 2) ケース 0 として、半径、濃縮度の中央値を設定。

表 5-10 LHS 変動ケース毎、温度別の keff

LHS ケース 濃縮度 (wt%) 球半径 (cm)	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
	25.6	93.712	93.710	93.717	93.716	93.724	93.716	93.721	93.698	93.734	93.708
400	8.833	8.831	8.828	8.843	8.820	8.843	8.839	8.835	8.825	8.827	8.827
700	0.9806	0.9805	0.9802	0.9816	0.9795	0.9816	0.9813	0.9808	0.9807	0.9799	0.9801
1000	0.9722	0.9721	0.9719	0.9732	0.9712	0.9732	0.9729	0.9724	0.9723	0.9715	0.9717
1300	0.9656	0.9655	0.9653	0.9666	0.9646	0.9666	0.9663	0.9658	0.9657	0.9649	0.9651
	0.9591	0.9590	0.9587	0.9601	0.9580	0.9601	0.9598	0.9593	0.9592	0.9584	0.9586
	0.9527	0.9526	0.9523	0.9537	0.9516	0.9537	0.9533	0.9528	0.9528	0.9520	0.9522

(注) 球-円筒モデル間の keff 増減を補正する前の値。

⑤ 核分裂数等の計算(Godiva 事故)

前節で決定した 10 ケースの条件を入力パラメータとして、動特性解析及び簡易評価で出力、温度、核分裂数等を計算した。

1) 動特性解析

i) 計算内容

④で keff の分布を求めた LHS ケースのそれぞれについて、SRAC-TWODANT 計算から求めた動特性パラメータを AGNES-P に入力し、出力(W)、エネルギー(J)、温度(°C)を計算した。エネルギーは U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 3.2×10^{-11} J (200 MeV) で除算して核分裂数を算出した。

SRAC-TWODANT 計算結果を AGNES-P の入力パラメータに対応させて表 5-11 にまとめた。

表 5-11 に示された反応度 1 次温度係数、反応度 2 次温度係数は、以下の方法で求めた。すなわち、10 通りの LHS ケースの各ケースで 5 通りの温度(25.6, 400.0, 700.0, 1000.0, 1300.0°C) の keff を算出した。25.6°C と各温度の $1/\text{keff}$ の差分をとり、実効遅発中性子割合 β_{eff} で除算して $\Delta \rho$ を求め、同様に 25.6°C と各温度の温度差分 ΔT を求めた。 $\Delta T - \Delta \rho$ のプロットに対し、最小二乗法 2 次フィッティングにより 1 次および 2 次の温度係数を算出した。変動中央値の場合を図 5-26 に一例として示す。

表 5-11 に示された「反応度(算出)」は、円筒モデルによる補正前の値であり、例えば変動中央値(LHS0)の反応度(-310.13cent)に前述 3.3. で決定した補正值 370.11cent を加算すると 60.0cent となり、この反応度を AGNES-P 計算で設定した。

ii) 計算結果

AGNES-P 計算結果を図 5-24～図 5-29、及び表 5-11 に示す。L1～L10 はそれぞれケース 1～10 を指す。表 5-12 にエネルギーから導出した核分裂数を示す。Godiva 1957 年事故ケースでは、継続時間に関する情報がないので、エネルギーの変化と温度変化が平坦となる 600 秒を継続時間の終了点と仮定する。

出力(W)は $2.00 \times 10^4 \sim 1.25 \times 10^5$ W と、文献値(グラフ読取) 3.2×10^5 W の 6～40%程度となった。

エネルギーは、 $1.72 \times 10^6 \sim 2.73 \times 10^6$ J となり核分裂数に換算すると $4.72 \times 10^{16} \sim 8.54 \times 10^{16}$ に相当し、文献値(1.2×10^{17} fissions)の 40～70%の大きさである。

温度は、評価時間範囲(0～600 秒)で、259～445°C の範囲であり、1500K(1227°C)でピークを示す文献値(LA-UR-96-3886 (1996) p.14)と異なる傾向を示した。これは、添加された反応度が低いためであると考えられる。また、核分裂で放出されたエネルギーはほぼすべてが温度上昇に寄与すると期待される場所、本解析では核分裂数が文献値の 40～70%に対して、温度が文献値の 3 分の 1 程度と温度上昇が低く、計算で与えた熱容量が大きいことが示唆される。本計算では、表 5-11 (注 3)に示したように比熱を理科年表(1983)¹¹p.475 から引用し 0.12

¹¹ 理科年表(1983) p.457 丸善

($\text{J/g} \cdot \text{K}$)とした。熱容量は比熱と質量の積であり、質量は LHS で与えた 10 通りの半径により変動する。

計算結果である出力、エネルギー、温度と入力パラメータの球半径、濃縮度、反応度の関係を図 5-27～図 5-29 に示す。球半径と反応度は、出力、エネルギー、温度に対して正の相関がみられる。一方、濃縮度は出力、エネルギー、温度に対する相関は見られない。

以上より、文献値から決定した球半径中央値 8.832cm、濃縮度 93.71wt%を基に、MVP 評価で求めた球体モデル、円筒モデルの補正值は SRAC-TWODANT 計算に用いると過小評価になっていることが言える。

表 5-11 SRAC, TWO-DANT 計算結果から AGNES-P 計算に用いるパラメータ値

AGNES/AGNES-P 入力パラメータ	カード	ケース パラメータ	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
中性子寿命[sec]	card9	alife	4.25E-08	4.26E-08	4.25E-08	4.25E-08	4.24E-08	4.28E-08	4.26E-08	4.26E-08	4.25E-08	4.24E-08	4.25E-08
反応度[cent] (算出値)	card13 -3	rhoin	-3.10E+02	-3.09E+02	-3.11E+02	-3.15E+02	-3.27E+02	-2.93E+02	-2.98E+02	-3.07E+02	-3.09E+02	-3.21E+02	-3.17E+02
反応度[cent](バイアス) ^(注1)	card19 -3	rhoin	6.00E+01	6.15E+01	5.91E+01	5.47E+01	4.32E+01	7.70E+01	7.20E+01	6.35E+01	6.15E+01	4.91E+01	5.28E+01
領域 1 の密度[kg/m ³]	card19	rho1	(注2)										
領域 1 の比熱[J/kg/K]	card19	cp1	(注3)										
領域 1 の反応度温度 1 次係数[cent/K]	card22	rc1	-3.67E-01	-3.68E-01	-3.69E-01	-3.67E-01	-3.67E-01	-3.67E-01	-3.68E-01	-3.67E-01	-3.67E-01	-3.68E-01	-3.67E-01
領域 1 の反応度温度 2 次係数[cent/K ²]	card22	rc2	1.61E-06	1.58E-06	1.71E-06	-1.19E-08	1.35E-07	1.62E-06	1.39E-06	6.29E-08	1.51E-06	1.67E-06	4.19E-07
ポイド反応度 1 次係数[cent/%Void]	card29	vc1	(注4)										
ポイド反応度 2 次係数[cent/%Void ²]	card29	vc2	(注4)										
第 1 群遅発中性子割合	card10	beta1	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04	2.12E-04
第 2 群遅発中性子割合	card10	beta2	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03	1.39E-03
第 3 群遅発中性子割合	card10	beta3	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03	1.25E-03
第 4 群遅発中性子割合	card10	beta4	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03	2.51E-03
第 5 群遅発中性子割合	card10	beta5	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04	7.55E-04
第 6 群遅発中性子割合	card10	beta6	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04	2.75E-04
第 1 群先行核崩壊定数	card11	al1	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02
第 2 群先行核崩壊定数	card11	al2	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02
第 3 群先行核崩壊定数	card11	al3	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01
第 4 群先行核崩壊定数	card11	al4	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01	3.03E-01
第 5 群先行核崩壊定数	card11	al5	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00
第 6 群先行核崩壊定数	card11	al6	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00	3.04E+00

(注1) 球体モデルと円筒モデルの keff の増減の補正 370.11cent を加算。

(注2) 密度: LA-1614 (1953) p.9 18.71 (g/cm³) を使用する。

(注3) 比熱: 理科年表(1983) 丸善 0.12 (J/g・K)

(注4) 固体燃料につき対象外

パラメータ	温度(°C)					備考
	25.6	400	700	1000	1300	
$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	0	374.4	674.4	974.4	1274.4	各温度-25.6
k_{eff}	9.806E-01	9.722E-01	9.656E-01	9.591E-01	9.527E-01	計算結果
1/ k_{eff} 差分	0.000E+00	-8.793E-03	-1.582E-02	-2.281E-02	-2.982E-02	1/ k_{eff} 25.6°C - 1/ k_{eff} 各温度
β_{eff}	6.393E-03	6.396E-03	6.398E-03	6.400E-03	6.402E-03	計算結果
$\Delta \rho (\$)$	0.000E+00	-1.375E+00	-2.472E+00	-3.563E+00	-4.658E+00	(1/ k_{eff} 差分)/ β_{eff}
$\Delta \rho (\text{cent})$	0.000E+00	-1.375E+02	-2.472E+02	-3.563E+02	-4.658E+02	$\Delta \rho (\$)*100$

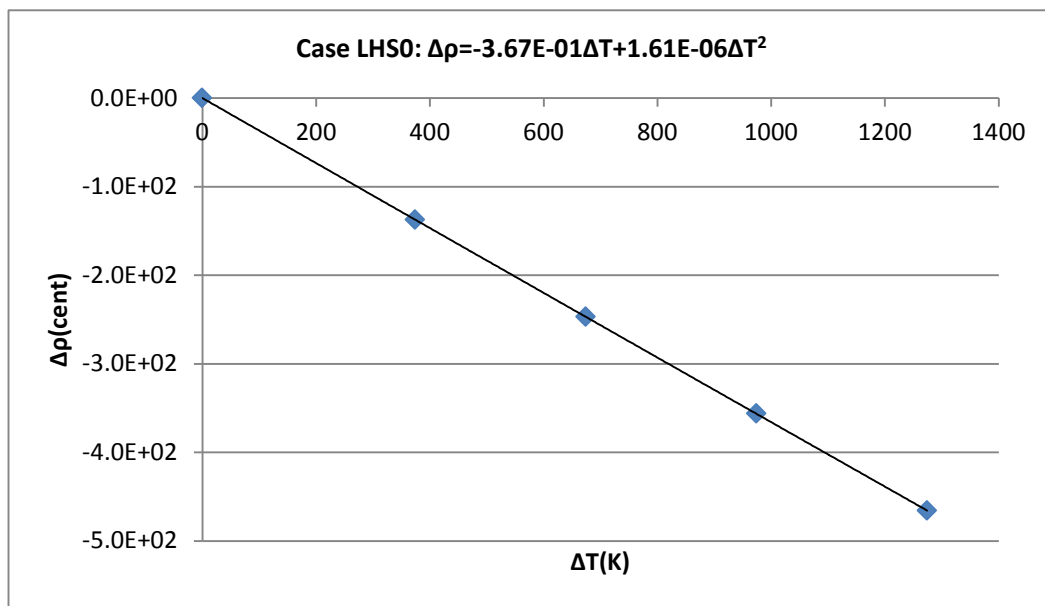


図 5-26 反応度温度係数の導出

(方法) 25.6, 400.0, 700.0, 1000.0, 1300.0°Cの k_{eff} を算出。25.6°Cと各温度の 1/ k_{eff} の差分をとり、 β_{eff} で除して $\Delta \rho$ を求め、同様に 25.6°Cと各温度の温度差分 ΔT を求めた。 ΔT vs $\Delta \rho$ のプロットに対し、最小二乗法2次フィッティングにより1次および2次の温度係数を算出した。ケース 1~10 でほぼ同じ結果となったので図示は省略。

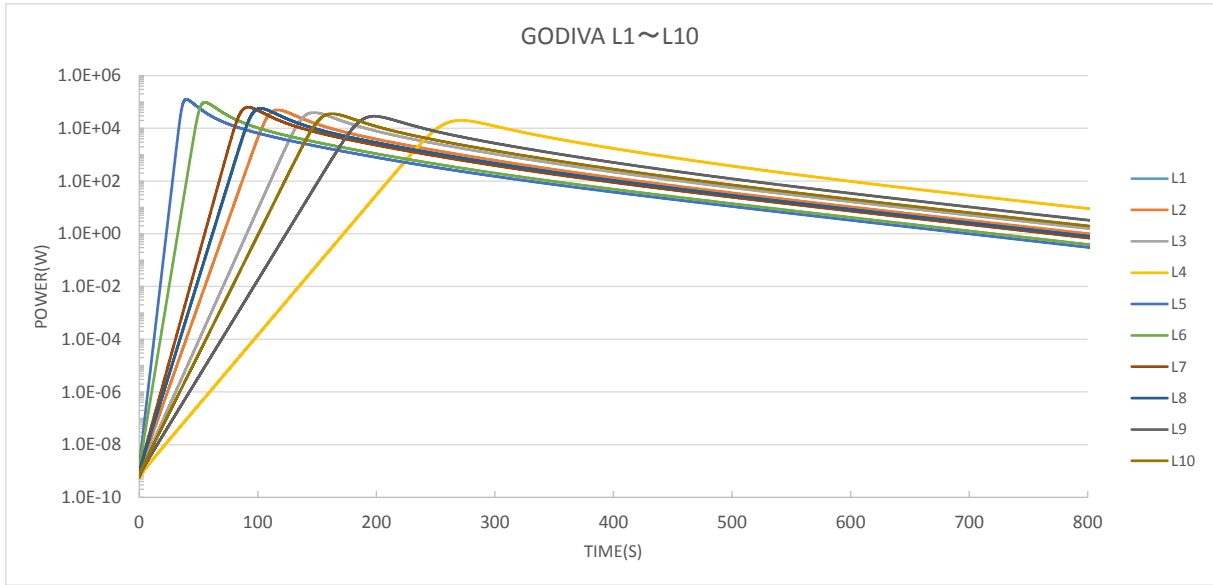


図 5-27 出力(W)の時間変化

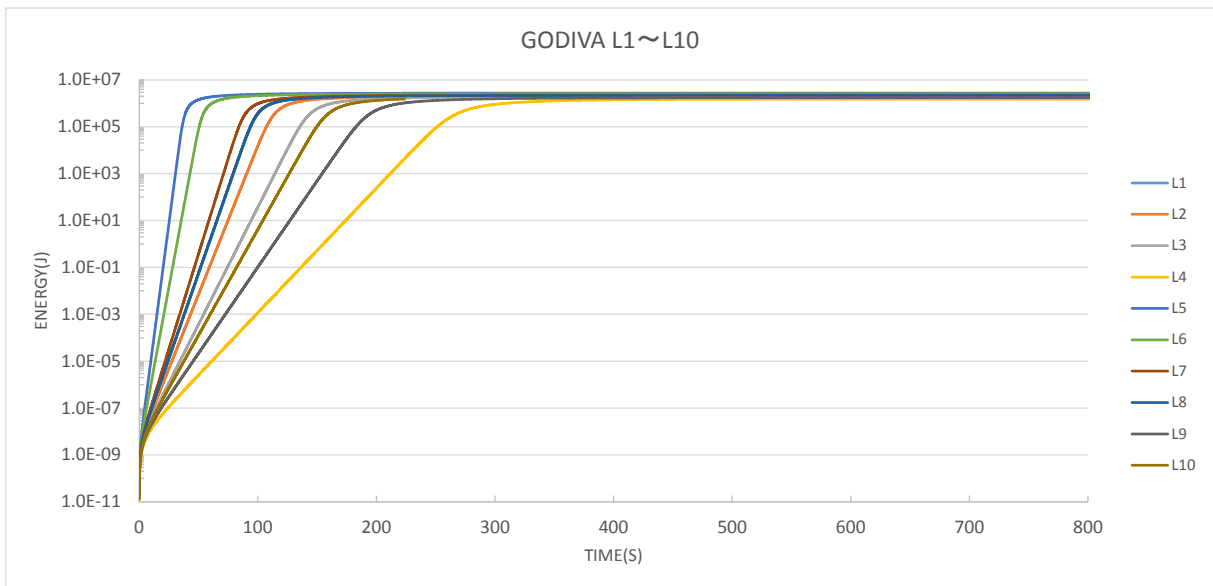


図 5-28 エネルギー (J) の時間変化

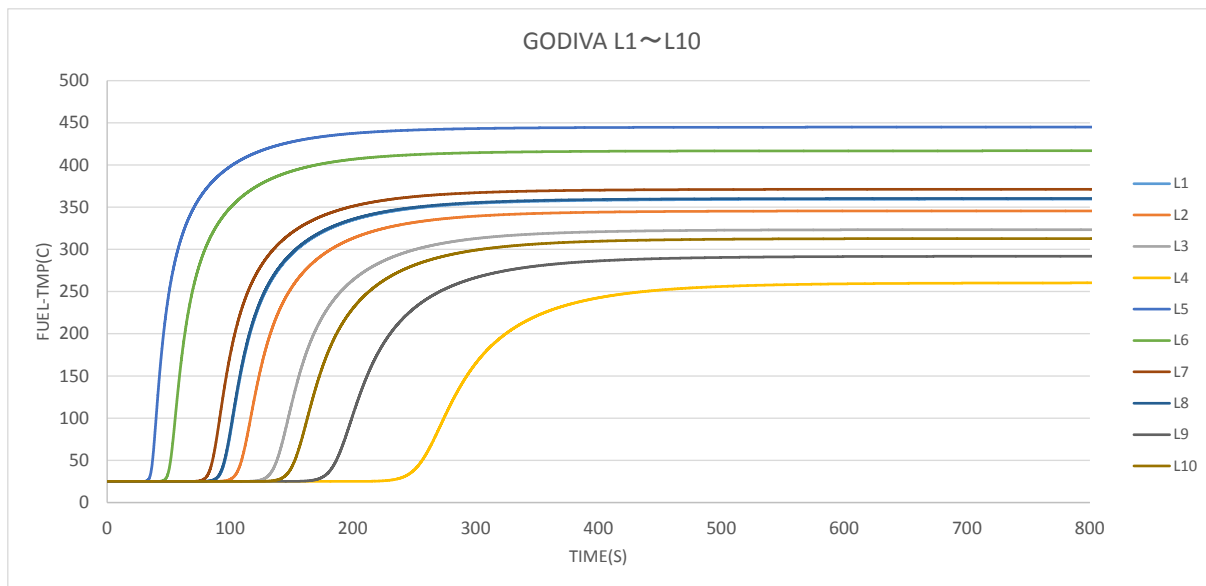


図 5-29 温度(°C)の時間変化

表 5-12 出力、エネルギー、温度の最大値及びエネルギーから導出した核分裂数

	L1	L2	L3	L4	L5	L6	L7	L8	L9	L10	期待値
POWER (W)	5.66E+04	4.97E+04	3.95E+04	2.00E+04	1.25E+05	9.65E+04	6.30E+04	5.69E+04	2.86E+04	3.55E+04	5.71E+04
ENERGY (J)	2.17E+06	2.07E+06	1.93E+06	1.51E+06	2.73E+06	2.54E+06	2.25E+06	2.17E+06	1.72E+06	1.86E+06	2.10E+06
FUEL-TMP (°C)	359.36	345.53	323.20	259.17	444.83	416.75	371.17	360.24	291.48	312.62	348.44
核分裂数	6.78E+16	6.48E+16	6.03E+16	4.72E+16	8.54E+16	7.95E+16	7.02E+16	6.80E+16	5.38E+16	5.81E+16	6.55E+16

(備考) 出力 POWER (W) はピーク。エネルギー (J) と温度 FUEL-TMP (°C) は 600 秒での値。

U235 の 1 核分裂あたりエネルギー

LA-13638 (2000) p. 80 ... 1.2×10^{17} fissions

LA-13638 (2000) p. 80 ... 中央のロッド部はウランの融点【1405K】の 100°C 以内に達しない【1305~1405K】との記述

LA-UR-96-3886 (1996) p. 14 Fig 8.0 ... 1500K 【グラフ読取】

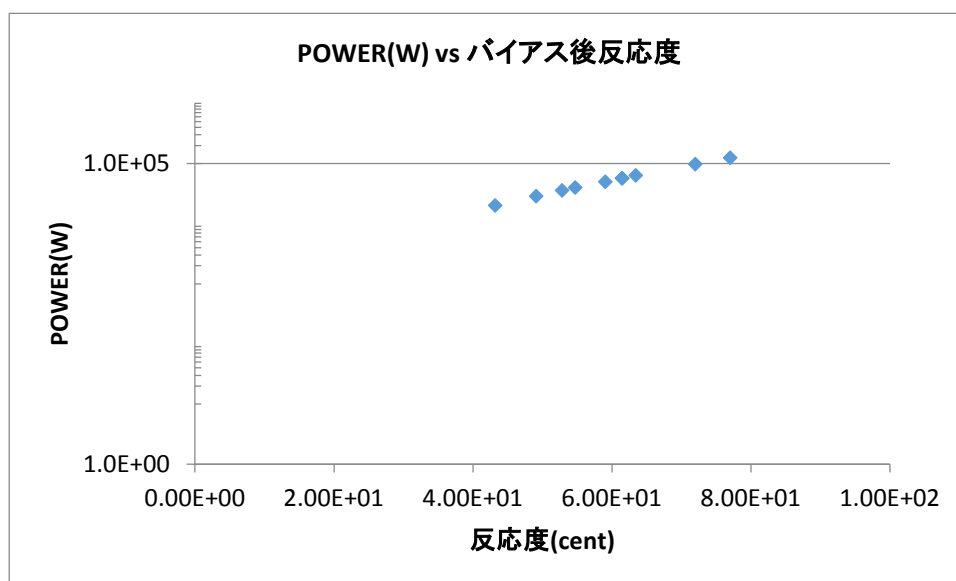
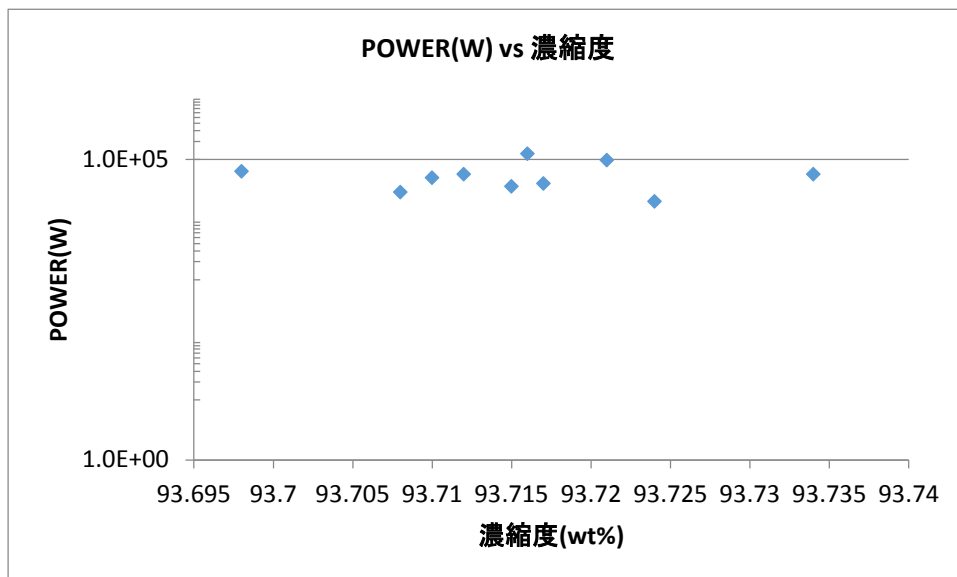
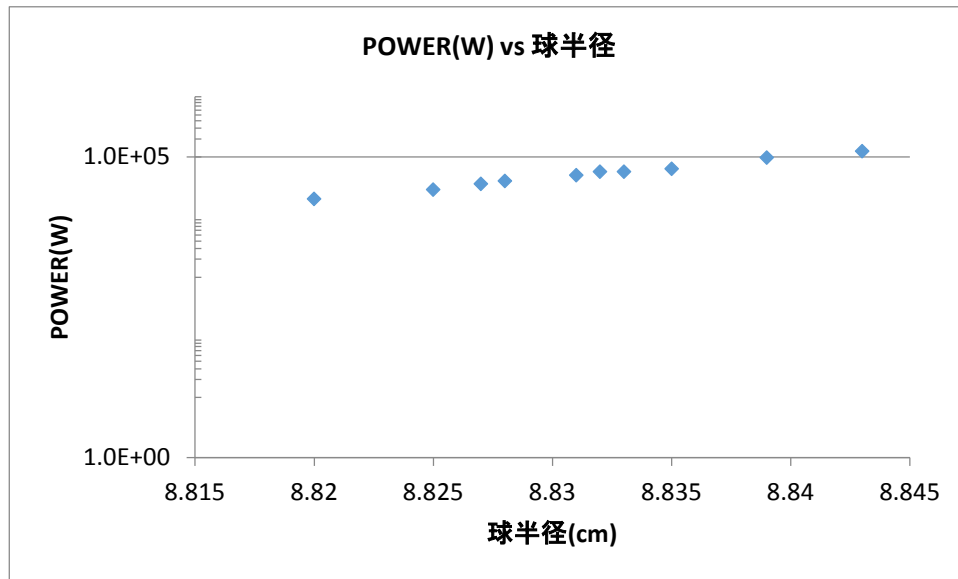


図 5-30 出力と入力パラメータ球半径、濃縮度、反応度の関係

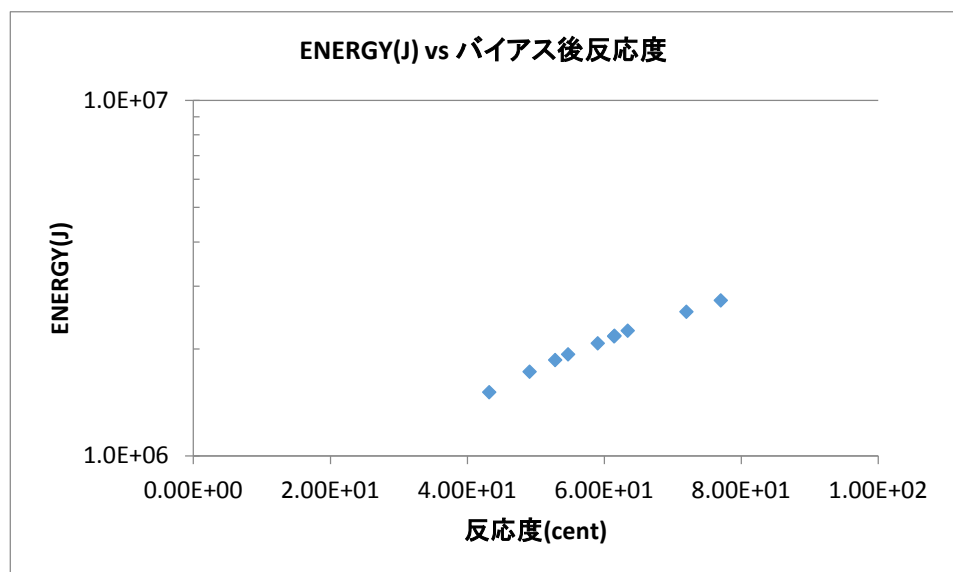
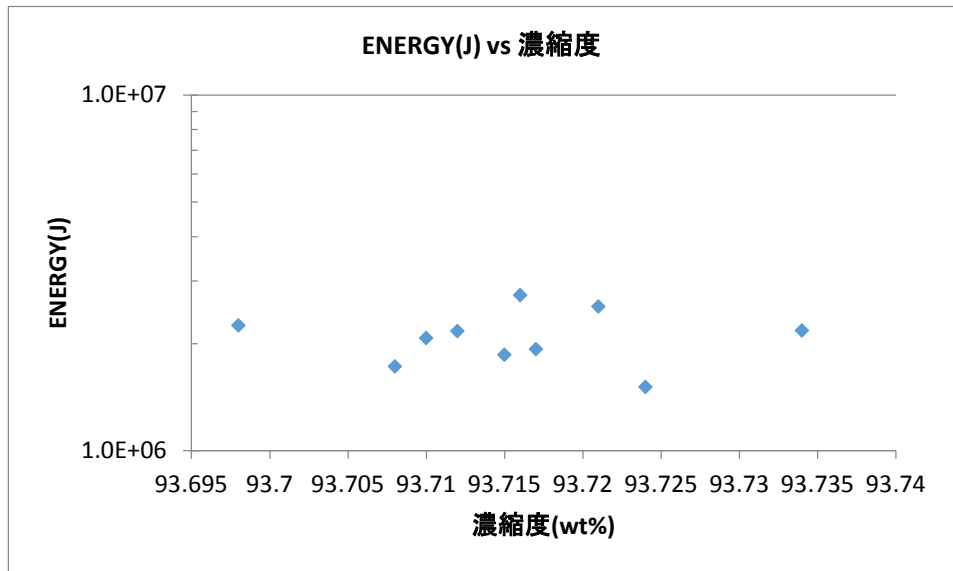
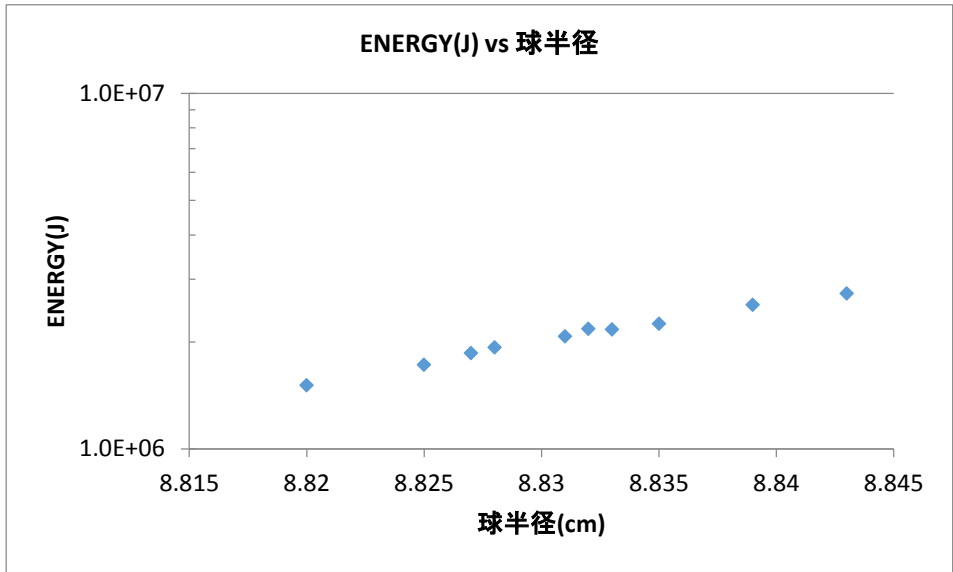


図 5-31 エネルギーと入力パラメータ球半径、濃縮度、反応度の関係

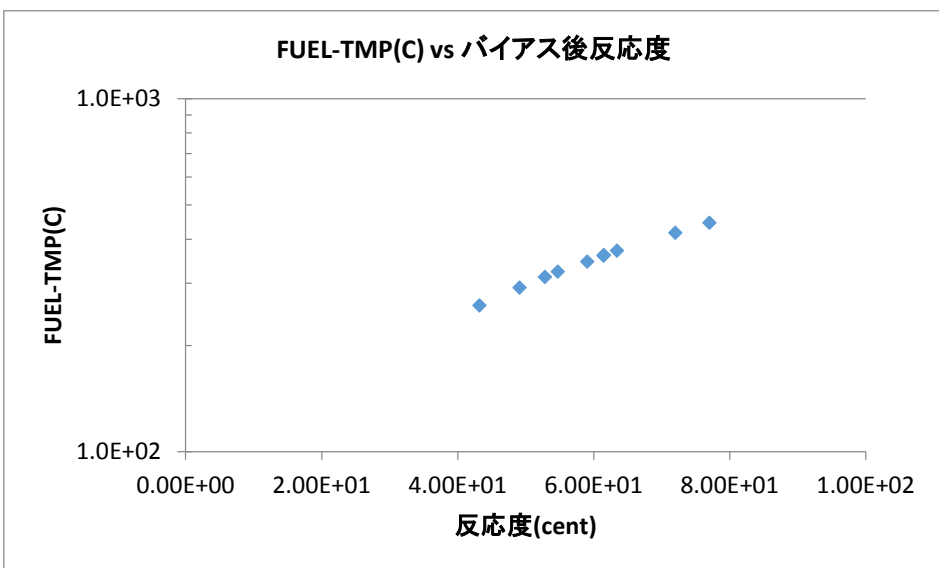
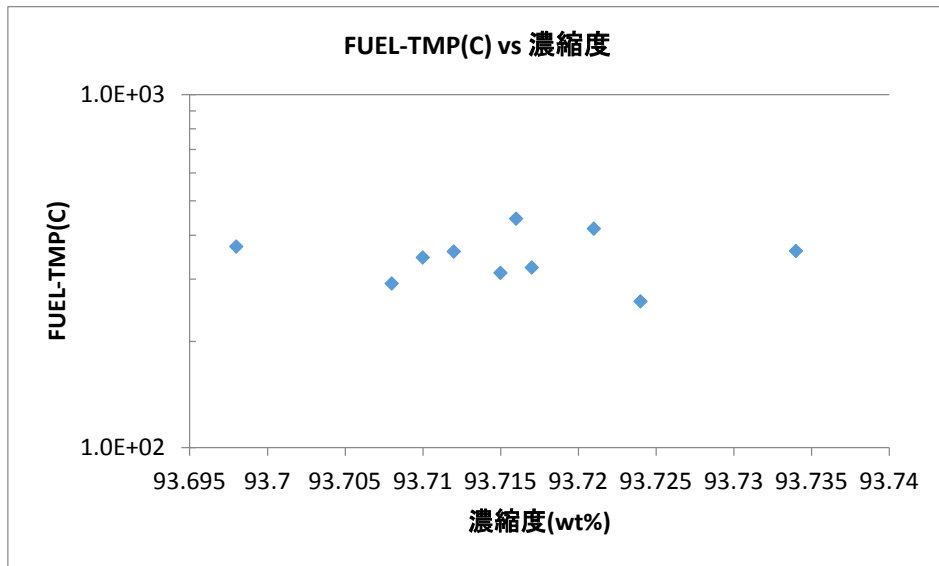
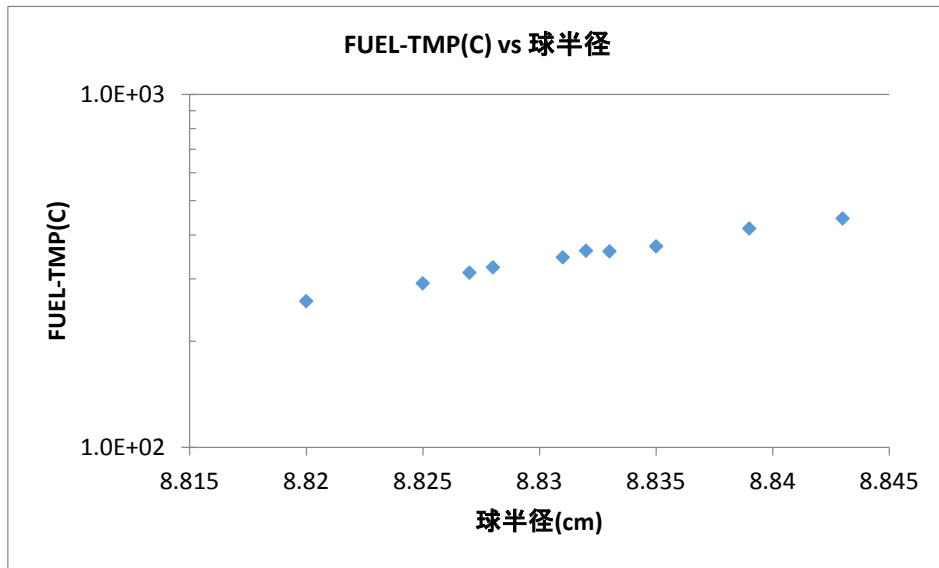


図 5-32 エネルギーと入力パラメータ球半径、濃縮度の関係

2) 簡易評価手法

i) 簡易評価式

使用する簡易評価手法を表 5-13 から表 5-15 に示す。これらの数式を MS-EXCEL ファイルに設定して、簡易評価を行えるようにした。

表 5-13 簡易評価手法の一覧

提案者	評価式
Tuck	$F_T = V \times 10^{17}$
Olsen	$F_B = 2.95 \times 10^{15} \cdot V_B^{0.85}$
	$F_P = 3.2 \times 10^{18} \cdot (1 - t^{-0.15})$
	$F_T = F_B + F_P$
Barbry	$F_T = \frac{V \cdot t}{3.55 \times 10^{-15} + 6.38 \times 10^{-17}} \quad (t \leq 600s)$
Nomura	$F_T = 2.6 \times 10^{16} \cdot V \quad \text{Non - boiling}$
	$F_T = 6 \times 10^{16} \cdot V \quad \text{boiling}$
Knemp-Duluc	$F_T = 1.3 \times 10^{16} \cdot V \cdot d_{sol} \cdot \left(1 + \frac{k \cdot h \cdot t}{4.184 \times 10^5 \cdot d_{sol} (V)^{\frac{1}{3}}}\right) \quad or$
	$F_T = 1.3 \times 10^{16} \cdot m_{sol} \cdot \left(1 + \frac{k \cdot h \cdot t}{4.184 \times 10^5 \cdot (d_{sol})^{\frac{2}{3}} \cdot (m_{sol})^{\frac{1}{3}}}\right) \quad \text{Non - boiling}$
	$F_T = 1.3 \times 10^{16} \cdot V \cdot d_{sol} + 8 \times 10^{16} [V - V_c(\varphi)] \cdot d_{H_2O} \quad or$
	$F_T = 1.3 \times 10^{16} \cdot m_{sol} + 8 \times 10^{16} [m_{sol} - m_c(\varphi)] \quad \text{boiling}$
Yamane	表 5-14、表 5-15 に示す。
FT: 総核分裂数(Total number of fission) V: 体積[liter] D: 直径[cm] H: 高さ[cm] t: 経過時間[sec]	

なお、Knemp-Duluc 式の k、h、 d_{sol} はそれぞれ $k=1$ 、h は半径(cm)、 d_{sol} は燃料密度(g/liter)とする。

表 5-14 Yamane 評価式

適用範囲	評価式
第 1 出力ピーク近傍	$E_p = \frac{2(\rho_s - 1)}{\alpha K}$
単調的減少領域	$E_d = \frac{n_{pe}}{\lambda_1} \quad n_{pe} \cong \frac{\lambda\beta}{\alpha K}$
プラトー領域	$E_c = \text{冷却出力} \times \text{経過時間}$
合計	$E_p = E_d + E_c$

なお、第 1 出力ピークの評価式は以下のとおり。

$$\hat{n} = \frac{2}{3\sqrt{\alpha_2 K \ell}} \left(1 - \frac{3}{2} \left(\frac{\alpha_2 A^2}{\rho_0 - \beta + \alpha_2 A^2} \right)^{1/2} + \frac{1}{2} \left(\frac{\alpha_2 A^2}{\rho_0 - \beta + \alpha_2 A^2} \right)^{3/2} \right) \quad A = \frac{\alpha_1}{2\alpha_2}$$

上記の記号を表 5-15 にまとめる。

表 5-15 Yamane の評価式の記号の説明

k_{eff}	実効増倍率
ρ	トータル反応度(\$)
ρ_0	初期余剰反応度(\$)、添加反応度と同等
β	実効遅発中性子割合(-)
ℓ	中性子再生時間(s)
λ	先行核の崩壊定数(1/s)
n	核分裂による出力(W)
\hat{n}	第一出力ピーク(W)
α	平均温度反応度係数(1/°C)
α_1	1 次温度反応度係数(1/°C)
α_2	2 次温度反応度係数(1/°C ²)
ΔT	核燃料液体の温度上昇(°C)
K	熱容量の逆数(°C/J)

なお、 λ_1 は以下とする。

λ_1 : 6 群の遅発中性子先行核崩壊定数一番小さい時定数

ii) 計算過程

SRAC-TWODANT 計算から得た遅発中性子割合、温度係数等は表中網掛けで示した。温度係数は、動特性解析と同様に5点の温度から2次最小二乗法フィッティングで1次温度係数、2次温度係数を算出した。また1次最小二乗法フィッティングで平均温度係数を求めた。

なお、温度係数を求めるフィッティング式は、 $\Delta \rho = -\alpha_1 \Delta T - \alpha_2 \Delta T^2$ であり 5.1.で導出した値と符号の正負が逆になる。

iii) 計算結果

簡易評価結果を表 5-16 に示す。Tuck, Olsen, Barbry, Nomura, Knemp-Duluc の式では Tuck の式による結果が、文献値(1.2×10^{17} fissions)と同じ 10^{17} の桁となり、Barbry の式と Nomura の式は 1 桁過小評価、Olsen の式は 1 桁過大評価、Knemp-Duluc の式は 3 桁過大評価という結果となった。

Yamane 式第 1 ピーク近傍 E_p は負の値となった。これは球-円筒モデルの k_{eff} の増減の補正を行った反応度でもまだ小さく式の上で負の値となる。

Yamane 式第 1 出力ピークの評価式 \hat{n} は、パラメータセット L3 以外の全セットで、2 次反応度温度係数 α_2 が負の値であり、評価式(表 5-14 下)で α_2 を平方根に入れるため、答えが得られない。図 5-26 に示すように反応度温度係数を求める際に作成するフィッティング曲線はほぼ直線であり 2 次反応度温度係数は、ほぼゼロと見て良い。2 次反応度温度係数を用いない簡易評価式を用いる必要がある。

表 5-16 簡易評価手法による出力、核分裂数

パラメータセット	出力			核分裂数				
	第 1 ピーク近傍 E_p	単調的減少領域 E_p	第 1 出力ピークの評価式 \hat{n} (W)	Tuck の式	Olsen の式	Barbry の式	Nomura の式	Knemp-Duluc の式
L1	(注 1)	7.0247E+02	(注 2)	2.8868E+17	1.9814E+18	4.1408E+16	7.5057E+16	7.0216E+20
L2	-	7.0111E+02	-	2.8848E+17	1.9814E+18	4.1379E+16	7.5005E+16	7.0167E+20
L3	-	7.0153E+02	1.2612E+01	2.8819E+17	1.9814E+18	4.1337E+16	7.4929E+16	7.0096E+20
L4	-	7.0105E+02	-	2.8740E+17	1.9814E+18	4.1224E+16	7.4724E+16	6.9904E+20
L5	-	7.0345E+02	-	2.8966E+17	1.9815E+18	4.1548E+16	7.5312E+16	7.0454E+20
L6	-	7.0182E+02	-	2.8927E+17	1.9815E+18	4.1492E+16	7.5210E+16	7.0359E+20
L7	-	7.0215E+02	-	2.8887E+17	1.9814E+18	4.1435E+16	7.5106E+16	7.0262E+20
L8	-	7.0329E+02	-	2.8858E+17	1.9814E+18	4.1393E+16	7.5031E+16	7.0191E+20
L9	-	7.0192E+02	-	2.8789E+17	1.9814E+18	4.1294E+16	7.4851E+16	7.0024E+20
L10	-	7.0151E+02	-	2.8809E+17	1.9814E+18	4.1323E+16	7.4903E+16	7.0072E+20
期待値	-	7.0203E+02	-	2.8851E+17	1.9814E+18	4.1383E+16	7.5013E+16	7.0175E+20

(注 1) 算出された温度係数の範囲では負の値となるため。結果を記載しない。

(注 2) 2 次温度係数が負の値となり、式中の平方根に負の値が入ることになるので結果は得られない。

⑥ 臨界リスクの計算(Godiva 事故)

パラメータ分布の代表値として決定した L1~L10 の条件セットにおいて、4.で求めた keff の分布と、5.で求めた出力、温度、核分裂数、パラメータの確率密度関数から、臨界リスク(期待値)を求めた(表 5-17)。

表 5-17 臨界リスク期待値

動特性解析 評価対象	期待値	文献値	文献
出力(W)	3.97E+04	(グラフ読取) 3.2E+05	LA-UR-96-3886 (1996) p.13 Fig 7.0
エネルギー(J)	6.24E+05	-	-
温度(°C)	121.0	(グラフ読取) 1500K(1227°C)	LA-UR-96-3886 (1996) p.14 Fig 8.0
核分裂数	1.95E+16	1.2E+17	LA-13638 (2000) p. 80

簡易評価 方法	期待値	文献値	文献
Tuck の式(核分裂数)	2.89E+17	1.2E+17	LA-13638 (2000) p. 80
Olsen の式(核分裂数)	1.98E+18		
Barbry の式(核分裂数)	4.14E+16		
Nomura の式(核分裂数)	7.50E+16		
Knemp-Duluc の式(核分裂数)	7.02E+20		
Yamane 式(出力 W)	値が得られない	(グラフ読取) 3.2E+05	LA-UR-96-3886 (1996) p.13 Fig 7.0

(2) 疑似球 1945 年臨界事故の解析

① 入力パラメータの準備(疑似球事故)

1945 年 Los Alamos、高濃縮ウラン疑似球での臨界事故の文献調査結果に基づく解析条件の設定のため、文献調査を行った。Hayes (1956)¹²、LA-13638(2000)¹³ から抽出した情報を図 5-33 と表 5-18 に示す。

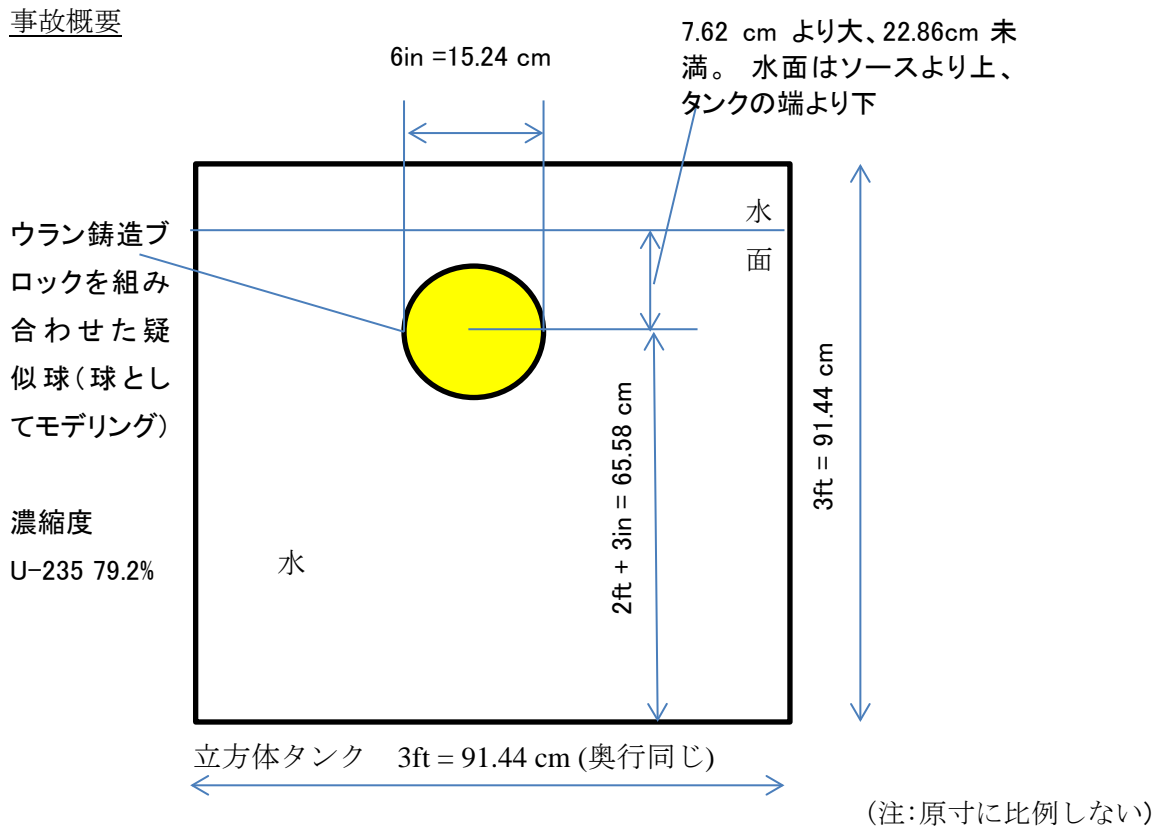


図 5-33 1945 年 Los Alamos 臨界事故の概要とモデリング

¹² Hayes, D. F. A Summary of Accidents and Incidents Involving Radiation in Atomic Energy Activities, June 1945 through December 1955. U. S. Atomic Energy Commission TID-5360,(1956). pp.10-12

¹³ A Review of Criticality Accidents 2000 Revision, LA-13638 (2000) p.93

表 5-18 疑似球体と設備に関する情報

項目	内容	出所
濃縮度	U-235 79.2%	LA-13638(2000) p.93 4 行
質量	35.4kg	LA-13638(2000) p.93 左 5 行
半径	<p>【7.62cm 直径6インチに相当する疑似球を球と仮定して半径算出。】</p> <p>【7.63cm 下記、密度と重量からの逆算】</p>	Hayes (1956) p.10 第2段落3～5 行の記述から
密度	<p>【19.05g/cm³ LA-13638 では、「濃縮度 79.2%、35.4kg 分のブロックを積んだ疑似球が6インチの箱に入っている」との記載。臨界安全ハンドブックデータ集記載の U の密度 19.05g/cm³ を 35.4kg の球体に適用するとその半径は 7.63cm (≒3 インチ)であり、6 インチの箱に入っていることと矛盾しない。よって、この密度であると推定する】</p>	臨界安全ハンドブックデータ集 JAEA-Data-Code -2009-010 p.22 表 2.4
構造	<ul style="list-style-type: none"> • 1/2×1/2×1/2 インチ及び、1/2×1/2×1 インチのウラン鑄造ブロックを 12 段並べて疑似球体を組立てる【よって、直径は 6 インチ。】 • 6×6×6 インチのポリエチレンの箱に疑似球体を入れ、隙間はポリエチレンのブロックで埋める。【ポリエチレンは水を模擬するとして、モデリングは水だけよい。】 • 各辺 3 フィートの立方体のタンクに、2 フィートの台の上に疑似球体を置く。 • ポロニウム-ベリリウムソースが疑似球体の上に置かれる。【寸法情報なし。モデリングに考慮しない。】 • タンクの下部に給水、排水口がある。 • 検出器は核分裂電離箱とホウ素カウンタ • 緊急停止の機構は無い。遠隔操作もない。 	Hayes (1956) p.10 第2段落
体積	<ul style="list-style-type: none"> • ウランブロックは鑄造されたままの状態であるため、実際の体積は不明である。 	LA-13638(2000) p.93 右 11 行
その他	不純物等の情報は無い。	

表 5-19 臨界事故(1945)に関する情報

項目	内容	出所									
事故概要	<p>含水素物質に囲まれた高濃縮ウランの臨界質量を導出するための実験を行おうとして臨界事故発生。</p> <p>給水されて、ポリエチレンの箱が完全に水に浸る前に臨界になった。</p> <p>ポリエチレン箱は防水仕様でなく水は漏れて中に入ってしまった。</p>	<p>LA-13638(2000) p.93 左第 1 段落。 左第 2 段落 1,2 行 11-13 行</p>									
	<p>水位は、ポロニウム-ベリリウムソースより上になった段階で臨界事故に至った【同ソースはポリエチレンの箱の上端に置かれているので、上記文献と水位が矛盾する。】</p> <p>緊急停止として 2 人の作業者が同時に給水停止と排水開始のバルブ操作を行った。</p>	<p>Hayes (1956) p.10 第 2 段落 第 3 段落 9 行</p>									
反射体	水	<p>LA-13638(2000) p.93 Hayes (1956) p.10</p>									
推定バースト	<p>$3\sim 4\times 10^{16}$ fissions</p> <p>keff=1.024~1.018</p>	<p>LA-13638(2000) p.93 左 17 行 右 6 行</p>									
継続時間	<p>5~10 秒 (5~10 秒後に未臨界になるまでに $3\sim 4\times 10^{16}$ fissions が発生したとの記述)</p>	<p>LA-13638(2000) p.93 左 17 行</p>									
温度	当該金属ウランの平均温度を 200℃以上上昇させた	<p>LA-13638(2000) p.93 左 19 行</p>									
その他	<p>ブロックの間に水が浸透して反応度の予期しない上昇が起こった。タンクの水位が十分低くなり反応が起きなくなるまで、水の浸透と蒸発は 3 サイクルあったと推測。</p>	<p>Hayes (1956) p.10 下から 1 行~ p.12 7 行</p>									
	<p>(隙間について検討している。)</p> <table style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">0.05mm</td> <td style="text-align: center;">1mm</td> </tr> <tr> <td>keff</td> <td style="text-align: center;">1.024</td> <td style="text-align: center;">1.018</td> </tr> <tr> <td>隙間に水</td> <td style="text-align: center;">0.02 増</td> <td style="text-align: center;">0.04 増</td> </tr> </table>		0.05mm	1mm	keff	1.024	1.018	隙間に水	0.02 増	0.04 増	<p>LA-13638(2000) p.93 左下から 3 行 ~右 12 行</p>
		0.05mm	1mm								
keff	1.024	1.018									
隙間に水	0.02 増	0.04 増									
<p>【別研究の】 Hansen によると【出典未記載】、半径 68.5mm の U-235 球では、外側 0.5mm の部分で核分裂の 15% が起こる。3×10^{15} fission のスパイクが表面温度を 130℃ 上昇させる。中心部は 19℃ の上昇のみ。初期スパイクに続く大部分がずっと小さいので、平均はずっと小さくなる。</p>	<p>LA-13638(2000) p.93 左 15 行から</p>										

② 計算モデルの検討

疑似球の実際の体系は、1.に示した球体であるが、AGNES-P 等コードでは、球体の設定が困難であるため、設定の可能な体系モデルを検討した。

解析対象	形状	内容
Godiva 基本形	球体	半径 7.62cm の固体ウランのブロックを球体に組み上げている。

コード	形状	設定理由
SRAC	円筒	<ul style="list-style-type: none"> ・球体の選択は可能であるが、fr3d が 1 次元の計算体系に対応していないため、本計算では、疑似球と同じ体積の円柱形(直径と高さを同じ長さとする)を想定した。半径 7.62cm の球体に対して、半径 6.657cm、高さ 13.313cm の円筒。(注:この半径を中央値として、変動した値が与えられる)。 ・文献ではタンク内に設置された疑似球が給水によって水に浸かった段階で臨界事故となった旨が記載されているものの、疑似球より上の水の厚みの情報がない。そこで、文献にあるシミュレーションによる推定値 $k_{eff}=1.024$ となる水の厚みを MVP 計算により決定する。
AGNES-P	円筒	<ul style="list-style-type: none"> ・球体は選択できないので、疑似球と同じ体積の円柱形(直径と高さを同じ長さとする)を想定した。疑似球と同じ体積の円柱形(直径と高さを同じ長さとする)を想定した。半径 7.62cm の球体に対して、半径 6.657cm、高さ 13.313cm の円筒。(注:この半径を中央値として、変動した値が与えられる)。 ・第 1 領域(燃料)、第 2 領域(容器)、第 3 領域(冷却材)の設定が必要であり、第 1 領域を疑似球自体の固体ウラン、第 2 領域は、固体ウラン、第 3 領域は空気とした。第 2 領域の幅は、適当に 0.001m、第 3 領域の体積は 0.01m^3 とした。領域(1→2)、領域(2→3)の熱伝達率を十分小さい値に設定しているため、値の大小の影響はない。それ以外の領域も同じ。

③ 中性子無限増倍率 k_{inf} 及び実効増倍率 k_{eff} の計算(疑似球事故)

1) OPT-DANT による最適濃度分布計算

文献調査結果に基づき、疑似球を対象とした最適濃度分布計算の再現計算を実施した。

なお、Godiva を対象とした解析の結果、OPT-TWO は 2 種類の対象物質に特化されたコードであると結論できたため、疑似球については OPT-DANT のみを使用した。

i) SRAC の基本的な計算条件

断面積ライブラリ : JENDL3.3

燃焼チェーンライブラリ : u4cm6fp50bp16T

燃料領域の半径 : 7.63 cm、水領域の半径 : 200 cm

ii) 原子個数密度

^{235}U の同位体比 (濃度) を対象とした最適濃度分布計算を実施した。文献の情報から、ウランの同位体は ^{235}U 、 ^{238}U を想定し、ウラン濃度に対応した原子個数密度は以下の式で計算した。

$$p_{235} = \frac{\rho_{U235}}{\rho_U} \quad (4)$$

$$p_{238} = 1.0 - p_{235} \quad (5)$$

$$N_{Uk} = \frac{\rho_U p_k N_A}{A_k \cdot 10^{24}} \quad (k = 235, 238) \quad (6)$$

ここで、

A_{235}	: ^{235}U の質量数 [g mol ⁻¹] (235.0439)
A_{238}	: ^{238}U の質量数 [g mol ⁻¹] (238.0508)
N_{U235}	: ^{235}U の原子個数密度 [barn ⁻¹ cm ⁻¹]
N_{U238}	: ^{238}U の原子個数密度 [barn ⁻¹ cm ⁻¹]
N_A	: アボガドロ数 [mol ⁻¹] (6.0221367×10^{23})
p_{235}	: ^{235}U の同位体比 (濃縮度) [-]
p_{238}	: ^{238}U の同位体比 [-]
ρ_U	: ウランの濃度 [g cm ⁻³] (19.03)
ρ_{235}	: ^{235}U の濃度 [g cm ⁻³]

である。

SRAC の入力ファイルにあたる部分を抜粋したものを図 5-34 に示す。

^{235}U の濃度として、19.03, 15.0, 10.0, 5.0, 3.0, 2.0, 1.0, 0.0 g/cm³ の 8 点設定し、OPT-DANT の内挿元となる断面積データを計算した。

iii) FIT による断面積ファイルの中間処理

OPT-DANT に付属している FIT を使用して、SRAC で計算した断面積ファイルを OPT-DANT で使用可能な断面積ファイルに変換した。使用した FIT の入力ファイルを図 5-35 に示す。

iv) 最適濃度分布計算

OPT-DANT により、擬似球を対象とした最適濃度分布を計算した。

Godiva と同様に、半球と同体積となるようにメッシュを設定し円柱体系により半球を模擬した。左側及び下側を反射境界条件とした。

均一状態の ^{235}U の濃度は 15.07176 g/cm^3 (同位体比 0.792 に相当) とし、上限を 19.03 g/cm^3 (同位体比 1 に相当)、下限を 0 g/cm^3 とした。

OPT-DANT の入力ファイルを図 5-36 に示す。

OPT-DANT の計算を実施したところ、繰り返し計算 25 回目で、「K-Eff is going to decrease. So stop」と表示され実行が停止した。

計算結果から、インポートランスと濃度分布図を作成した。繰り返し計算 1 回目の分布図を図 5-37 に、繰り返し計算 25 回目の分布図を図 5-38 に、それぞれ示す。また、繰り返し回数に対する実効増倍率の変化を図 5-39 に示す。

^{235}U のインポートランスは燃料領域の中央付近が高いため、中央付近が最大値となる 19.03 g/cm^3 に、外縁部が 0 g/cm^3 となった状態で実効増倍率が一定値に収束した最適濃度分布となった。最適濃度分布に達した際の実効増倍率は約 1.098 となった。


```

CELL
PSEUDO-SPHERE
1 1 1 1 2 1 4 3 -2 0 0 0 1 0 2 1 -1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / BUCKLING SEARCH
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pfast 0ld File
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pthml 0 F
../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pmcrs 0 F
$PDS_DIR/UFAST Scratch Core
$PDS_DIR/UTHERMAL S C
$PDS_DIR/UMCROSS S C
$PDS_DIR/MACROWRK S C
$PDS_DIR/MACRO N C
$PDS_DIR/FLUX S C
$PDS_DIR/MICREF S C
70 37 16 8 / 024g
70(1) /
37(1) /
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 8 8 9 8 9 8 /
4 3 3 3 3 6 6 9 /

1 30 30 30 1 0 30 0 0 0 5 0 6 23 0 0 45 0 / Pij Control
0 100 50 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10. 0.5
30(1) / X
10(1) 20(2) / M
0.0 10*0.763 20*10.0 / RX
2 / NMAT
FUELX01X 0 2 293.15 15.26 0.0 / U
XU050000 2 0 @235
XU080000 2 0 @238
WAT1X01X 0 2 293.15 400.0 0.0 / AIR
XHO1H001 0 0 6.6667E-02
XO060001 0 0 3.3333E-02
0 / PEACO
ANIS
COLLAPSING TO FEW GROUP BY ANISN
0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 -2 1 0 2 3 -1 0 0 0 / SRAC CONTROL
1.0000E-20 / Buckling (not effective for core calculation)
15&
1 0 1 8 2 1 0 2 30 1 107 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 50 0 0 0 0 150 0
0 0 0 0 1 0
16*
0.00000E+00 0.00000E+00 1.00000E-05 1.42089E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 5.00000E-01
5.00000E-05 5.00000E-02 1.00000E-02 0.00000E+00
00T
04*
0.0 10*0.763 20*10.0 / MESH BOUNDARY
08&
10(1) 20(2) / ZONE BY MESH
09&
1 2 / MATERIAL BY ZONE
19&
1 1 / P1 FOR ALL ZONES
27&
1 2 / X-REGION BY ZONE
00T
2 / NMAT FOR CORE AND REFLECTOR
FUELA012 0 0 0.0 0.0 0.0 /
WAT1A012 0 0 0.0 0.0 0.0 /

```

図 5-34 SRAC の入力ファイルの例 (擬似球)

※赤字は解析ケース毎に変更する部分。

```

24 24 14 2 8 0 1 1
U-235
19.03 15.0 10.0 5.0 3.0 2.0 1.0 0.0
CROSS/psd01/ANISA010
CROSS/psd02/ANISA010
CROSS/psd03/ANISA010
CROSS/psd04/ANISA010
CROSS/psd05/ANISA010
CROSS/psd06/ANISA010
CROSS/psd07/ANISA010
CROSS/psd08/ANISA010
CROSS/psd01/ANISA020

```

図 5-35 FIT の入力ファイル (擬似球)

```

PSDSPH
 24 1 8 0
 7 1 0 1 0 0 0 100 2
10 10 0 1 1 0 1
15.07176 0.0 19.03 0.0 0.0 0.0 1.0
2 2.74598 2 1.64105 2 1.02865 2 0.75215 2 0.57439 2 0.44175
2 0.33376 2 0.24043 2 0.15603 2 0.07681 15 30.0
2 0.763 2 0.763 2 0.763 2 0.763 2 0.763 2 0.763
2 0.763 2 0.763 2 0.763 2 0.763 15 30.0
 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2

```

図 5-36 OPT-DANT の入力ファイル (擬似球)

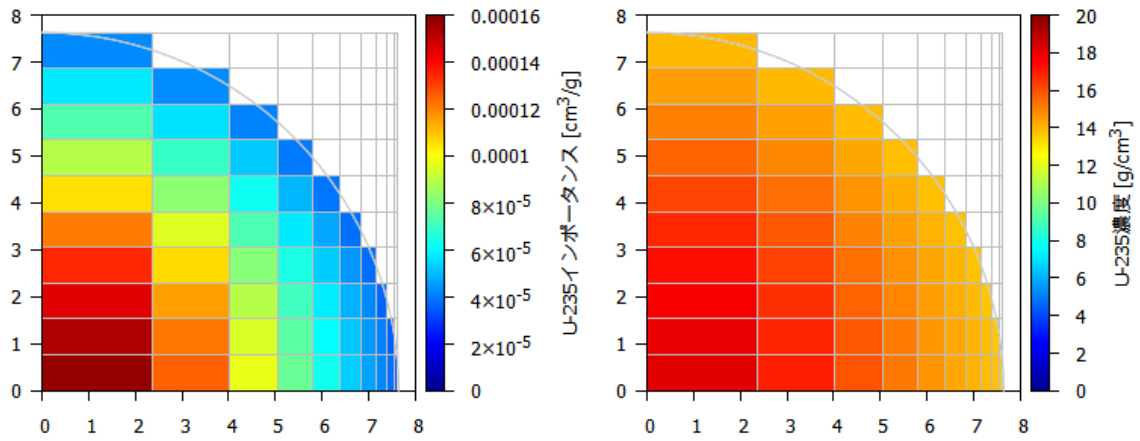


図 5-37 繰り返し計算 1 回目のインポートランス及び濃度分布 (擬似球)

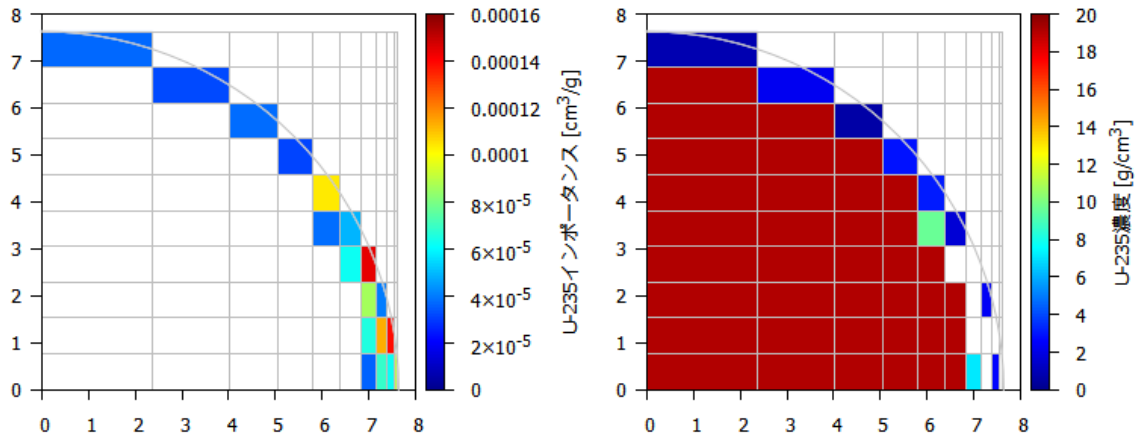


図 5-38 繰り返し計算 25 回目のインポートランス及び濃度分布 (擬似球)

※ OPT-DANT では最大濃度に達したセルのインポートランスは 0 となる。

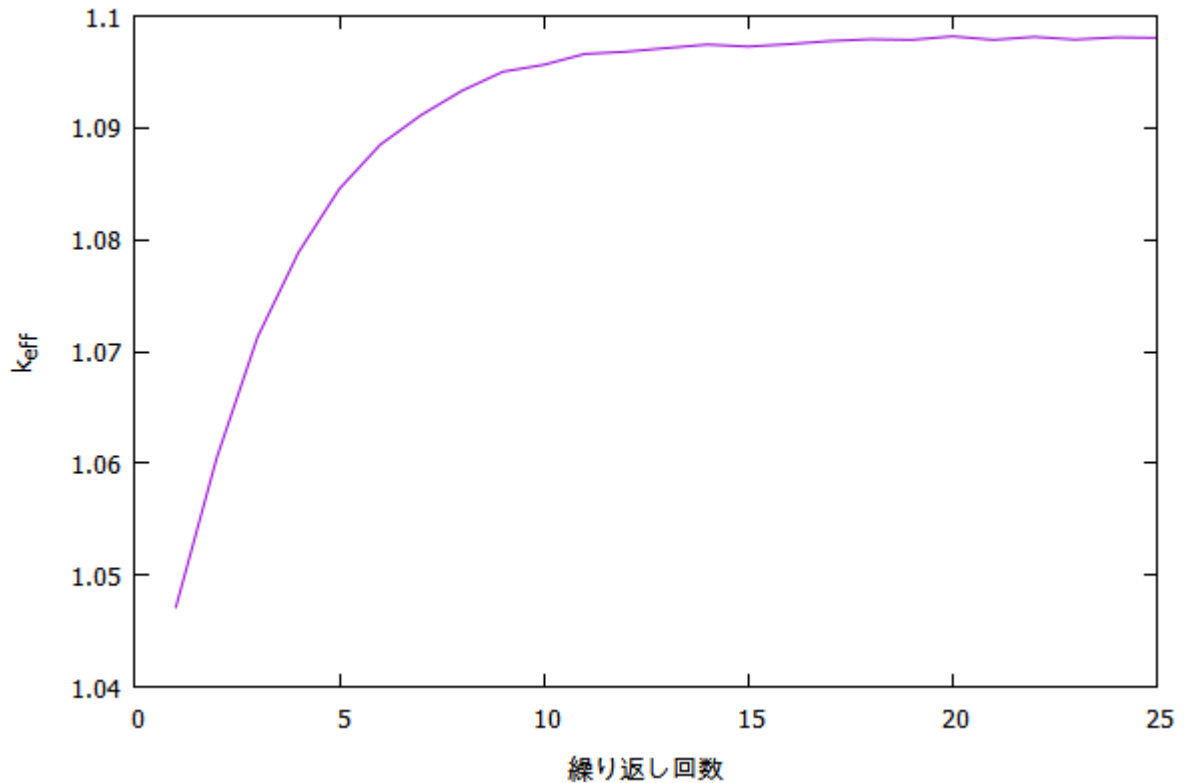
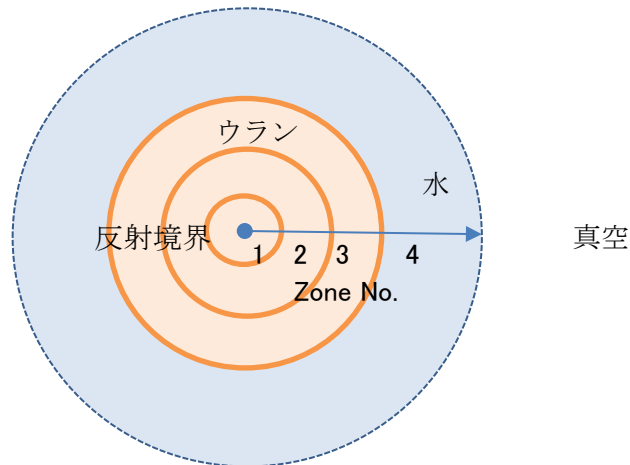


図 5-39 繰り返し回数に対する実効増倍率の変化 (擬似球)

2) SMORES による keff 最大値計算

i) 設定

SMORES オプション maxk(質量固定で最大 keff を求める)を選択し keff 最大値計算を行った。擬似球を同体積の 3 層(Scale では Zone と呼ぶ)に分け、各 Zone に ^{235}U 濃縮度 79.2wt%、79.15wt%、79.24wt% の 3 種類のウラン材料がある仮定した(図 5-40)。設定する濃縮度は文献値 79.2wt% と後述の LHS 計算で設定する上限下限の 79.24、79.15wt% である。入力ファイル設定を図 5-41 に示す。



(注：原寸に比例しない)

図 5-40 疑似球ケース SMORES モデル設定イメージ

```

=smares  parm=centrm
sample problem psdpsh 1945
v7-238
read comp      ↓Zone   ↓ 各 Zone 体積比
                ↓ 温度(K) ↓
U              1  0.7920   298.75 92235 100.  end ←材料 1 U-235
U              1  0.2080   298.75 92238 100.  end ←材料 2 U-238
U              2  0.7915   298.75 92235 100.  end ←材料 1 U-235
U              2  0.2085   298.75 92235 100.  end ←材料 2 U-238
U              3  0.7924   298.75 92235 100.  end ←材料 1 U-235
U              3  0.2076   298.75 92235 100.  end ←材料 2 U-238
H2O           4  1.0000    298.75 end
end comp
read geom
spherical  end
1 5.2834 5 end
2 6.6567 5 end
3 7.62 5 end
4 50.0 20 vary=no end
end geom
read parm
isn=32
end parm
read optim
maxk maxitrs=40 prtflag=2  converg=1.-8  end ←最大 keff 計算フラグ、繰り返し最大数、出力フラグ、収束精度
wghtz= 19.05 19.05  end ←密度
acoef= 0.05  end ←材料密度修正の Amplitude coefficient 【収束できる値を試行錯誤して得た】
matnam= u_5 u_8  end ←任意の材料名 (Zone 1, 2, 3)
end optim
end

```

図 5-41 疑似球ケース SMORES 入力ファイル設定

ii) 計算結果

40 回繰り返しを設定したうち、8 回目で収束した。出力ファイルの内容を図 5-43 に示す。

繰り返し回数に対する k_{eff} の変化を図 5-42、表 5-20 に示す。最大 k_{eff} 値に収束していく様子が示されている。図 5-43 の結果から算出した各繰り返し回数での Zone 毎のそれぞれのウラン材料の質量を表 5-21、図 5-44 に示す。同図から ^{235}U は、Zone2、3 から Zone1 に移動し、一方、 ^{238}U は、Zone1 から Zone2、3 に移動していることが見て取れる。また、両核種とも繰り返しを経て Zone 合計が一定である（質量が保存されている）ことが見て取れる。表 5-22 に計算開始時と収束時の収支がゼロとなることを示す。

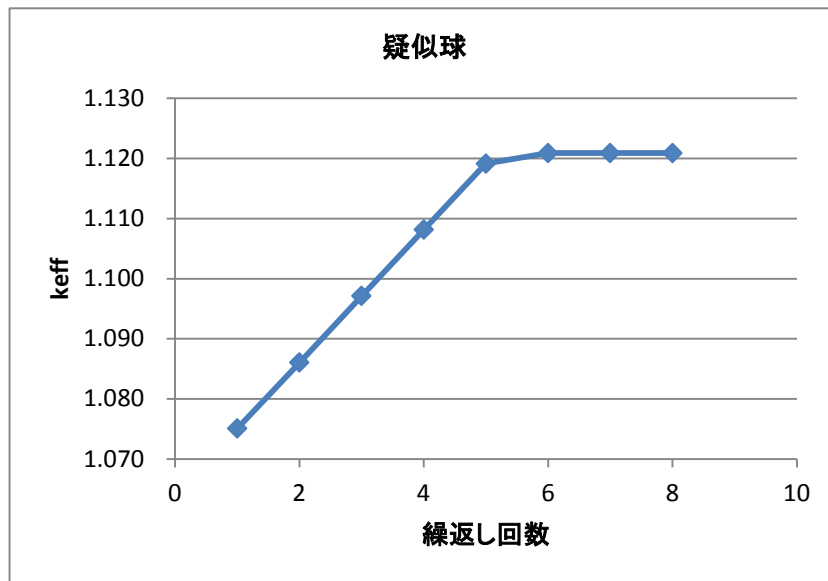


図 5-42 疑似球ケース SMORES 計算結果-繰り返し回数に対する k_{eff} 変化

```

Densities
Number of zones=          4
Number of materials=      2
Number of iterations=     40
for iteration no.         1, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.075079
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 7.920000E-01 2.080000E-01
5.283400E+00 7.915000E-01 2.085000E-01
6.656700E+00 7.924000E-01 2.076000E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         2, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.086048
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 8.420000E-01 1.580000E-01
5.283400E+00 7.665004E-01 2.334996E-01
6.656700E+00 7.674001E-01 2.325999E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         3, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.097114
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 8.920000E-01 1.080000E-01
5.283400E+00 7.415007E-01 2.584993E-01
6.656700E+00 7.424003E-01 2.575997E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         4, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.108143
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 9.420000E-01 5.799997E-02
5.283400E+00 7.165010E-01 2.834990E-01
6.656700E+00 7.174006E-01 2.825994E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         5, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.119129
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 9.920000E-01 7.999957E-03
5.283400E+00 6.915013E-01 3.084987E-01
6.656700E+00 6.924009E-01 3.075991E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         6, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.120884
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
5.283400E+00 6.875014E-01 3.124986E-01
6.656700E+00 6.884009E-01 3.115991E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         7, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.120886
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
5.283400E+00 7.374995E-01 2.625005E-01
6.656700E+00 6.384009E-01 3.615991E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         8, mass= 2.796117E+04 g, keff= 1.120886
dimension   u_5          u_8
0.000000E+00 1.000000E+00 1.000000E-15
5.283400E+00 7.874976E-01 2.125024E-01
6.656700E+00 5.884009E-01 4.115991E-01
7.620000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01000E+00 0.000000E+00 0.000000E+00
5.000000E+01

```

図 5-43 疑似球ケース SMORES 計算結果(swif.plotd ファイル)

(注)mass は第 1 材料の質量のみ示される。

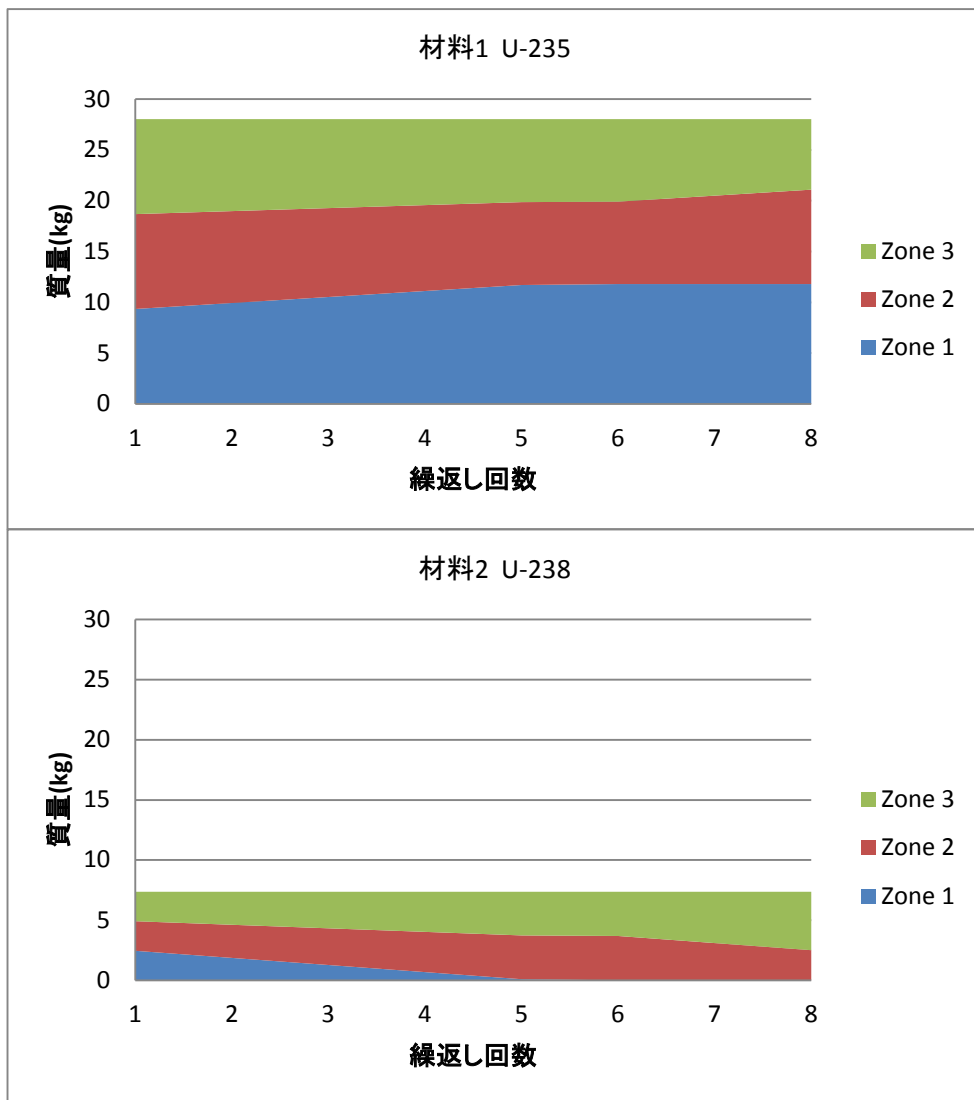


図 5-44 疑似球 SMORES 計算結果- 各 Zone 材料の繰返し回数に対する構成比変化

表 5-20 疑似球ケース SMORES 計算結果-繰返し回数に対する keff 変化

繰返し回数	keff
1	1.075079
2	1.086048
3	1.097114
4	1.108143
5	1.119129
6	1.120884
7	1.120886
8	1.120886

表 5-21 疑似球ケース SMORES 計算結果-各 Zone 材料の繰返し回数に対する質量変化

Zone	繰返し回数	質量(kg)	
		235U	238U
Zone 1 235U 76.2wt% 238U 23.8wt%	1	9.35E+00	2.45E+00
	2	9.94E+00	1.86E+00
	3	1.05E+01	1.27E+00
	4	1.11E+01	6.84E-01
	5	1.17E+01	9.44E-02
	6	1.18E+01	1.18E-14
	7	1.18E+01	1.18E-14
	8	1.18E+01	1.18E-14
Zone 2 235U 76.15wt% 238U 23.85wt%	1	9.34E+00	2.46E+00
	2	9.04E+00	2.76E+00
	3	8.75E+00	3.05E+00
	4	8.45E+00	3.35E+00
	5	8.16E+00	3.64E+00
	6	8.11E+00	3.69E+00
	7	8.70E+00	3.10E+00
	8	9.29E+00	2.51E+00
Zone 3 235U 76.24wt% 238U 23.76wt%	1	9.35E+00	2.45E+00
	2	9.06E+00	2.74E+00
	3	8.76E+00	3.04E+00
	4	8.47E+00	3.33E+00
	5	8.17E+00	3.63E+00
	6	8.12E+00	3.68E+00
	7	7.53E+00	4.27E+00
	8	6.94E+00	4.86E+00

表 5-22 疑似球ケース SMORES 計算結果-計算開始時と収束時の収支

Zone	質量増減(kg) (繰返し 8 回 - 1 回)	
	235U	238U
1	2.45440	-2.45440
2	-0.04723	0.04723
3	-2.40719	2.40719
収支	0.0	0.0

3) MVP による keff 分布解析結果

図 5-45 に示す体系で MVP 評価を行った。Hayes (1956)では水位が燃料ブロック球体よりも上になったときに臨界事故が発生したと記述しているので、燃料上部の反射体である水の厚みを変化させて文献 LA-13638 に記載された keff=1.024 に近くなる厚みを探索した。

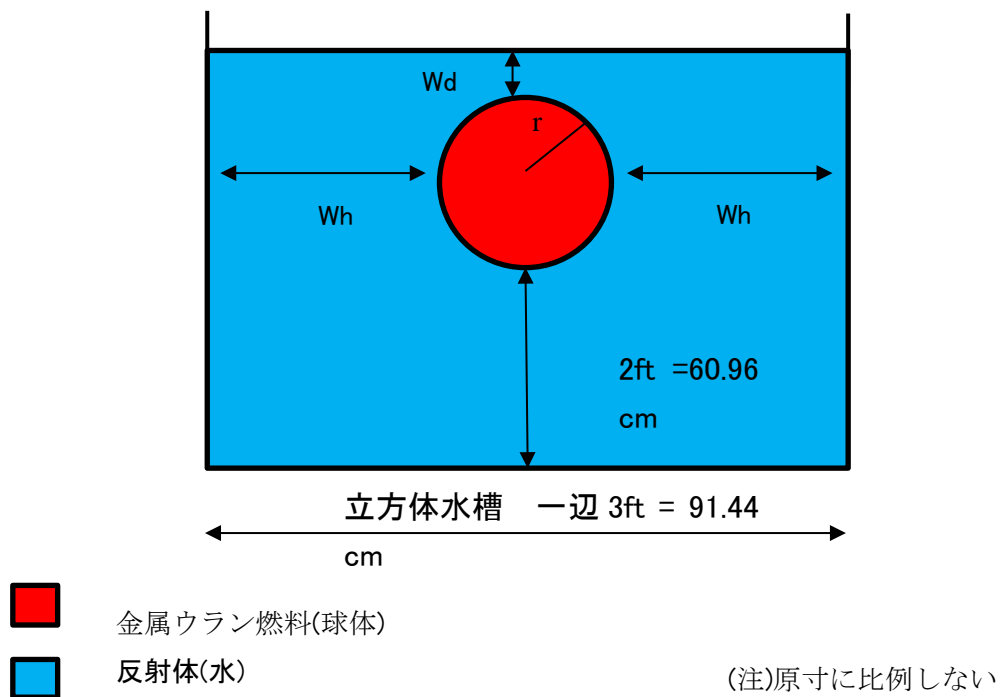


図 5-45 MVP 評価体系(球体モデル)

燃料半径 r	7.62 cm
濃縮度	79.2 %
反射体(燃料上部水厚さ)Wd	4~5 cm
密度	19.05 g/cm ³

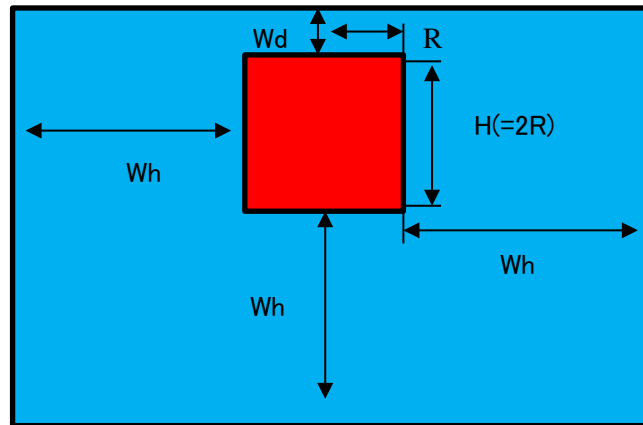
計算結果を表 5-23 に示す。文献値 keff(=1.024)に最も近くなる厚みとして 4.4cm を採用することとする。

表 5-23 MVP 燃料上部水厚さ評価結果

燃料上部水厚さ (cm)	k-eff	相対誤差 (%)
4.0	1.02276E+00	0.0207
4.1	1.02320E+00	0.0209
4.2	1.02298E+00	0.0207
4.3	1.02363E+00	0.0209
4.4	1.02409E+00	0.0209
4.5	1.02390E+00	0.0209
4.6	1.02462E+00	0.0210
4.7	1.02479E+00	0.0210
4.8	1.02491E+00	0.0208
4.9	1.02528E+00	0.0206
5.0	1.02517E+00	0.0207

円筒モデル

動特性解析に使用する SRAC-TWODANT, AGNES-P コードでは、球体モデルの設定に対応しておらず、体積等価の円筒モデルとして評価することとなる。そこで、円筒モデルの MVP 評価を行い、上述のモデルとの差を把握しておく。円筒評価モデルを図 5-46 に示す。表 5-24 に MVP 円筒モデル評価で得た keff を示す。



- 金属ウラン燃料(円筒)
- 反射体(水)

(注)原寸に比例しない

図 5-46 MVP 評価体系(円筒モデル)

燃料半径 R ^(注1)	6.657	cm
高さ H(=2R) ^(注1)	13.31	cm
濃縮度	79.2	%
反射体(燃料上部水厚さ)Wd	4.4	cm
燃料上部以外の反射体水の寸法	水槽寸法又は、Wh=30cm	
密度	19.05	g/cm ³

(注1) 球体と体積が等しい。

表 5-24 MVP 球形燃料、円柱形燃料評価結果

体系	燃料上部水厚さ (cm)	k-eff	相対誤差 (%)
MVP 球体	4.4	1.02409E+00	0.0209
MVP 円筒	4.4	1.01714E+00	0.0211

4) 球-円筒モデル間の keff 補正值

SRAC-TWODANT, AGNES-P コードは計算モデルとして球体体系は扱えず、円筒体系しか扱えないため、球と円筒の形状の違いから生じる keff の増減を補正する必要がある。

$$1/\text{keff_MVP 円筒} - 1/\text{keff_MVP 球体} = 1/1.01714 - 1/1.02409 = 0.006672$$

AGNES-P 入力では、反応度 ρ (cent) を設定するので(予備計算で得た) $\beta \text{ eff} = 0.00709$ で除して、

$$\text{補正量反応度 } \rho \text{ (cent)} = 0.006672 / 0.00709 * 100 = 94.11 \text{ cent}$$

SRAC-TWODANT 計算結果に 94.11 cent を球と円筒の形状モデルの違いの補正量として加算し、AGNES-P 入力値として設定する。

④ keff の最尤値と分布の計算(疑似球事故)

形状もしくは燃料濃度に分布(確率密度関数)を想定し、その分布に対応する keff の分布を計算する。

1) LHS によるパラメータの決定

パラメータの分布の代表値は LHS を用い、10 ケースの値の組み合わせを決定する。

LHS 入力値

TITLE - SETUP FOR LHS OUTPUT psdsph

RANDOM SEED -1692961376

NOBS 10

←10 ケースの生成

UNIFORM	Radius 7.62 cm	←半径
-0.06	0.06	
UNIFORM	Enrich U-235 79.2%	←濃縮度
.15	.24	
OUTPUT DATA CORR		

半径

- i) Hayes (1956)には重量 35.4kg と直径 6 インチ(15.4cm)と記載されており、密度固定で重量 35.35～35.44kg の範囲となる直径の変動として±0.06mm を得た。
- ii) 疑似球は、1/2×1/2×1/2 インチ及び、1/2×1/2×1 インチのウラン鑄造ブロックを組立てて球体に近い形にしており、Godiva のように切削等で球体を工作したものではない点、またブロックは鑄造のまま、立方体としての精度は期待できない点から、球体と仮定した半径を中心に正規分布とは考えにくいので、一様分布(UNIFORM)とした。
- iii) LHS の下限上限として-0.06 と 0.06 を与え、得られた値は直径(mm)の変動であるので、半径の変動値(cm)に換算して、中央値 7.62cm に加算した(表 5-25)。

濃縮度

- i) LA-13638 の濃縮度 79.2%の記載から上限 79.15%、下限 79.24% と仮定した。
- ii) 上述①の範囲は、本作業で仮定したもので、測定精度等を根拠にしていけないので一様分布とした。
- iii) LHS 入力として 79.15 と 79.24 の小数部 0.15、0.24 を設定し、結果に 79 を加算した(表 5-25)。

表 5-25 LHS によるパラメータ値の決定

No.	LHS 結果		LHS 結果から導出したパラメータ値	
	直径変動(±0.06mm) A	濃縮度変動 小数点部 B	半径 cm 中央値 7.62+A/10/2	濃縮度% 79+B
1	4.76E-02	0.1920	7.6223	79.192
2	1.25E-02	0.2210	7.6206	79.221
3	2.56E-02	0.2240	7.6212	79.224
4	5.92E-02	0.1720	7.6229	79.172
5	-3.04E-02	0.1640	7.6184	79.164
6	-8.79E-03	0.2120	7.6195	79.212
7	-4.99E-02	0.1820	7.6175	79.182
8	8.28E-03	0.2000	7.6204	79.200
9	-4.10E-02	0.2350	7.6179	79.235
10	-2.28E-02	0.1580	7.6188	79.158

2) SRAC-TWODANT 計算

i) 計算条件

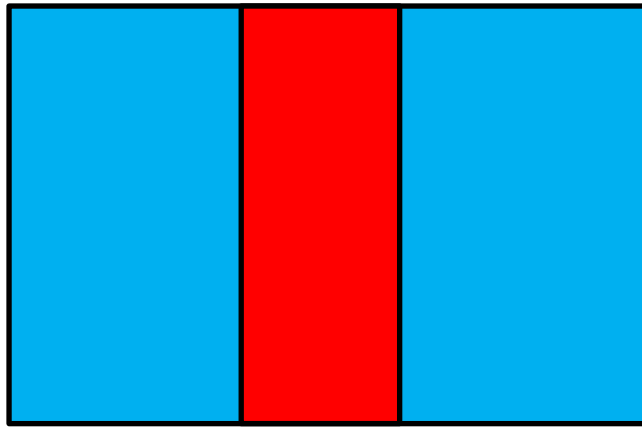
図 5-45 に示す、円筒燃料の上部の水の厚みが 4.4cm、それ以外の周囲の水の厚みが 30cm とする。燃料と反射体の半径は同じ、LHS で生成した 10 ケースの球半径と濃縮度を同体積円筒半径、原子個数密度に変換して、SRAC-TWODANT 計算の入力パラメータの一部とした (表 5-26)。また、後述の動特性解析の入力パラメータとして利用される反応度温度係数を算出するために、25.6, 400.0, 700.0, 1000.0, 1300.0°Cでの計算も行った。

核データライブラリは JENDL4 を用いる。

ii) 計算結果

表 5-27 に LHS ケース毎、各温度の keff 値を示す。これらの keff 値は、3.3.の補正をかける前の値である

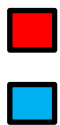
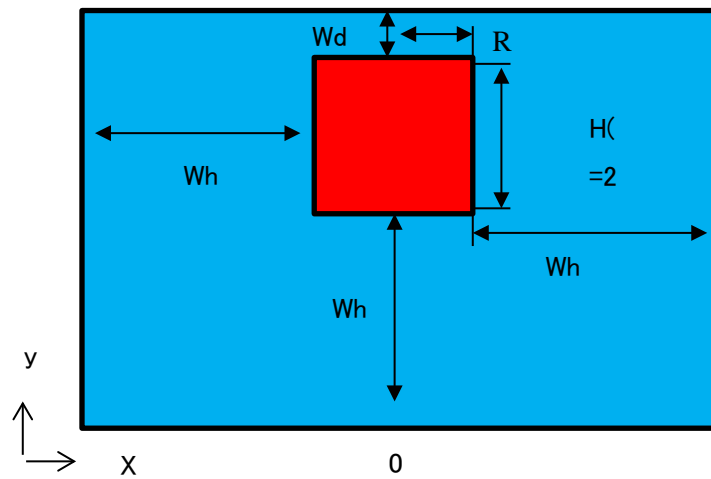
ANISN



→ x

0

TWODANT



金属ウラン燃料(円筒)

反射体(水)

(注)原寸に比例し

図 5-47 モデル図 (鉛直断面)

燃料半径 $R^{(注1)}$	6.657 cm
高さ $H(=2R)^{(注1)}$	13.31 cm
濃縮度	79.2 %
反射体(燃料上部水厚さ) W_d	4.3 cm
反射体(上部以外水厚さ) W_h	30 cm
密度	19.05 g/cm^3

(注 1)球半径を LHS で変動させ、体積等価の円筒半径、高さを導出し計算に使用した。

表 5-26 LHS で生成した燃料半径と濃縮度

パラメータ	出所	ケース										
燃料球半径[cm]	LHS 計算による	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
U-235 濃縮度[wte%]	LHS 計算による	7.62	7.6223	7.6206	7.6212	7.6229	7.6184	7.6195	7.6175	7.6204	7.6179	7.6188
反射体の厚さ[cm] 全周上部	LHS 計算による	79.2	79.192	79.221	79.224	79.172	79.164	79.212	79.182	79.2	79.235	79.158
燃料円筒半径[m]	(注 1)	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30
		4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4	4.4
燃料円筒高さ[m]	(注 1)	0.06657	0.06659	0.06657	0.06658	0.06659	0.06655	0.06656	0.06654	0.06657	0.06655	0.06656
	(注 1)	0.13313	0.13317	0.13314	0.13315	0.13318	0.13311	0.13312	0.13309	0.13314	0.1331	0.13311

(注 1) 球体体積を維持した円筒形半径、高さ(半径の 2 倍)。入力値として球半径の代わりに設定した

(注 2) ケース 0 として、半径、濃縮度の中央値を設定。

表 5-27 LHS 変動ケース毎、温度別の keff

LHS ケース	ケース										
	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
濃縮度(wte%)	79.200	79.192	79.221	79.224	79.172	79.164	79.212	79.182	79.200	79.235	79.158
球半径(cm)	7.620	7.623	7.621	7.622	7.624	7.617	7.619	7.615	7.620	7.616	7.618
温度(°C)	25.6	1.0048	1.0047	1.0048	1.0047	1.0042	1.0046	1.0042	1.0046	1.0046	1.0043
	50	1.0042	1.0043	1.0044	1.0043	1.0042	1.0042	1.0039	1.0042	1.0041	1.0039
	100	1.0033	1.0035	1.0035	1.0036	1.0034	1.0030	1.0033	1.0033	1.0033	1.0030
	200	1.0017	1.0019	1.0018	1.0019	1.0018	1.0013	1.0017	1.0014	1.0017	1.0016
300	1.0001	1.0002	1.0002	1.0003	1.0002	0.9997	1.0001	0.9998	1.0001	1.0000	0.9998

⑤ 核分裂数等の計算(疑似球事故)

①で決定した 10 ケースの条件を L1~L10 と表す。

1) 動特性解析

i) 計算内容

④で k_{eff} の分布を求めた LHS ケースのそれぞれについて、SRAC-TWODANT 計算から求めた動特性パラメータを AGNES-P に入力し、出力(W)、エネルギー(J)、温度(°C)を計算した。エネルギーは U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 3.2×10^{-11} J (200 MeV) で除算して核分裂数を算出した。

SRAC-TWODANT 計算結果を AGNES-P の入力パラメータに対応させて表 5-28 にまとめた。

表 5-28 に示された反応度 1 次温度係数、反応度 2 次温度係数は、以下の方法で求めた。すなわち、10 通りの LHS ケースの各ケースで 5 通りの温度(25.6、50、100、200、300°C)の k_{eff} を算出した。25.6°C と各温度の $1/k_{eff}$ の差分をとり、実効遅発中性子割合 β_{eff} で除算して $\Delta \rho$ を求め、同様に 25.6°C と各温度の温度差分 ΔT を求めた。 $\Delta T - \Delta \rho$ のプロットに対し、最小二乗法 2 次フィッティングにより 1 次および 2 次の温度係数を算出した。変動中央値の場合を図 5-48 に一例として示す。

表 5-28 に示された「反応度(算出)」は、円筒モデルによる補正前の値であり、例えば変動中央値(LHS0)の反応度(64.50cent)に前述 3.3. で決定した補正值 94.11cent を加算すると 158.6cent となり、この反応度を AGNES-P 計算で設定した。

ii) 計算結果

AGNES-P 計算結果を図 5-49~図 5-51 及び表 5-29 に示す。出力 POWER(W)ピークは 10^8 (W)の桁となった。エネルギーは、文献で 5~10 秒の核分裂数が $3 \sim 4 \times 10^{16}$ と記載されているため、10 秒での値で論じると 10^6 (J)の桁であり、これは核分裂数 10^{17} 台に相当し、文献値より過大評価となった。温度は、文献値では 200°C 上昇との記載があるが、本結果では 10 秒時点で 1,109~1,269°C まで上昇し、過大評価となった。これは、ウラン融点 1132°C を超えるため、適切な計算の範囲外である。

以上により、文献を基にした MVP 評価で求めた球体モデルと円筒モデルのモデル間の k_{eff} 増減を補正する補正值を SRAC-TWODANT 計算結果の反応度に適用し、AGNES-P 動特性解析を行うと過大評価になると言える。

なお、結果である出力 (W)、エネルギー(J)、温度(°C)に対する入力パラメータである燃料半径、濃縮度、反応度は、明確な相関を示す組合せはなかった。代表として図 5-52 を示す。

表 5-28 SRAC, TWO-DANT 計算結果から AGNES-P 計算に用いるパラメータ値

AGNES/AGNES-P 入力パラメータ	カード	グループ パラメータ	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
中性子寿命[sec]	card9	alife	9.56E-06	9.56E-06	9.56E-06	9.56E-06	9.56E-06	9.57E-06	9.56E-06	9.57E-06	9.56E-06	9.56E-06	9.57E-06
反応度[cent] 算出値	card13	rho1n	6.45E+01	6.69E+01	6.60E+01	6.75E+01	6.57E+01	5.93E+01	6.41E+01	5.94E+01	6.47E+01	6.42E+01	6.02E+01
反応度[cent] バイアス値(注1)	card13	rho1n	1.59E+02	1.61E+02	1.60E+02	1.62E+02	1.60E+02	1.53E+02	1.58E+02	1.53E+02	1.59E+02	1.58E+02	1.54E+02
領域1の密度[kg/m ³]	card19	rho1	(注2)										
領域1の比熱[J/kg/K]	card19	cp1	(注3)										
領域1の反応度温度1次係数 [cent/K]	card22	rc1	-2.39E-01	-2.36E-01	-2.40E-01	-2.36E-01	-2.40E-01	-2.37E-01	-2.38E-01	-2.32E-01	-2.40E-01	-2.41E-01	-2.40E-01
領域1の反応度温度2次係数 [cent/K ²]	card22	rc2	2.54E-05	1.20E-05	4.21E-05	1.49E-05	4.16E-05	2.83E-05	3.39E-05	1.24E-05	2.97E-05	2.68E-05	3.09E-05
ボイド反応度1次係数 [cent/%Void]	card29	vc1	(注4)										
ボイド反応度2次係数 [cent/%Void ²]	card29	vc2	(注5)										
第1群遅発中性子割合	card10	beta1	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04	2.27E-04
第2群遅発中性子割合	card10	beta2	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03	1.51E-03
第3群遅発中性子割合	card10	beta3	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03	1.38E-03
第4群遅発中性子割合	card10	beta4	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03	2.77E-03
第5群遅発中性子割合	card10	beta5	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04	8.80E-04
第6群遅発中性子割合	card10	beta6	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04
第1群先行核崩壊定数	card11	al1	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02
第2群先行核崩壊定数	card11	al2	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02
第3群先行核崩壊定数	card11	al3	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01
第4群先行核崩壊定数	card11	al4	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01
第5群先行核崩壊定数	card11	al5	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00
第6群先行核崩壊定数	card11	al6	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00

(注1) 球体モデルと円筒モデルの keff の増減の補正量 94cent を加算

(注2) 臨界安全ハンドブックデータ集記載の U の密度 19.05g/cm³

(注3) 比熱: 理科年表(1983) 丸善 0.12 (J/g・K)

パラメータ	温度(°C)					備考
	25.6	50	100	200	300	
$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	0	24.4	74.4	174.4	274.4	各温度-25.6
k_{eff}	1.0048	1.0043	1.0035	1.0019	1.0002	計算結果
1/ k_{eff} 差分	0.000E+00	-4.208E-04	-1.238E-03	-2.884E-03	-4.525E-03	1/ k_{eff} 25.6°C - 1/ k_{eff} 各温度
β_{eff}	7.090E-03	7.090E-03	7.091E-03	7.093E-03	7.095E-03	計算結果
$\Delta \rho (\$)$	0.000E+00	-5.934E-02	-1.746E-01	-4.066E-01	-6.377E-01	(1/ k_{eff} 差分)/ β_{eff}
$\Delta \rho (\text{cent})$	0.000E+00	-5.934E+00	-1.746E+01	-4.066E+01	-6.377E+01	$\Delta \rho (\$)*100$

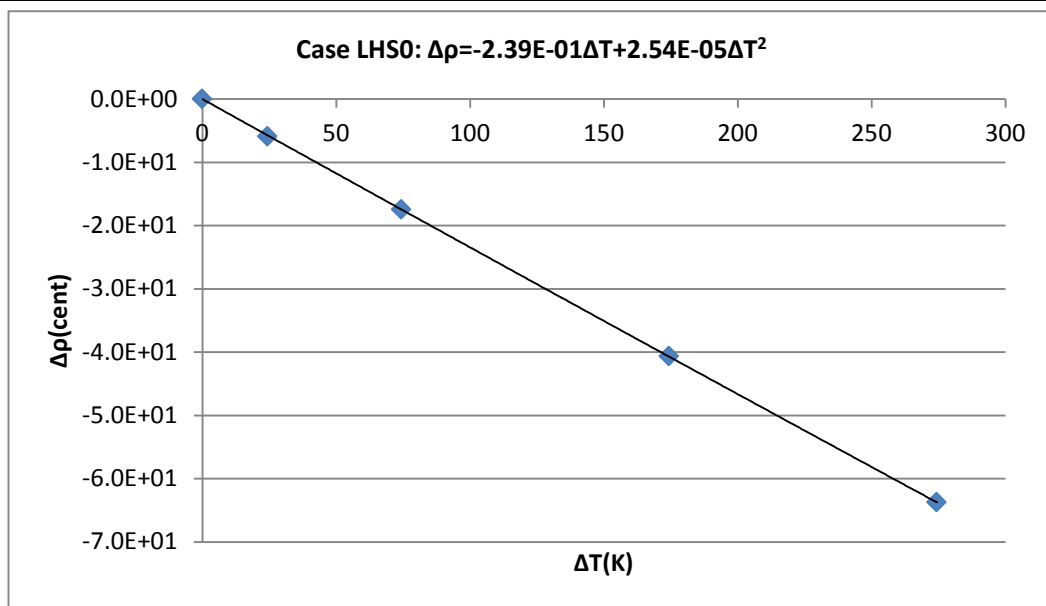
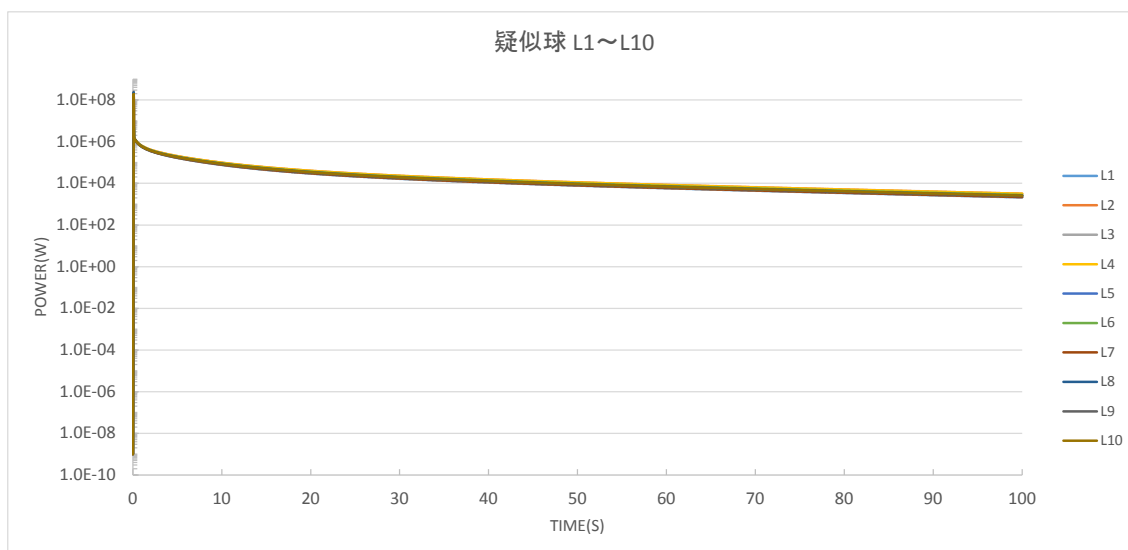


図 5-48 反応度温度係数の導出例(LHS 0 ケース)

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

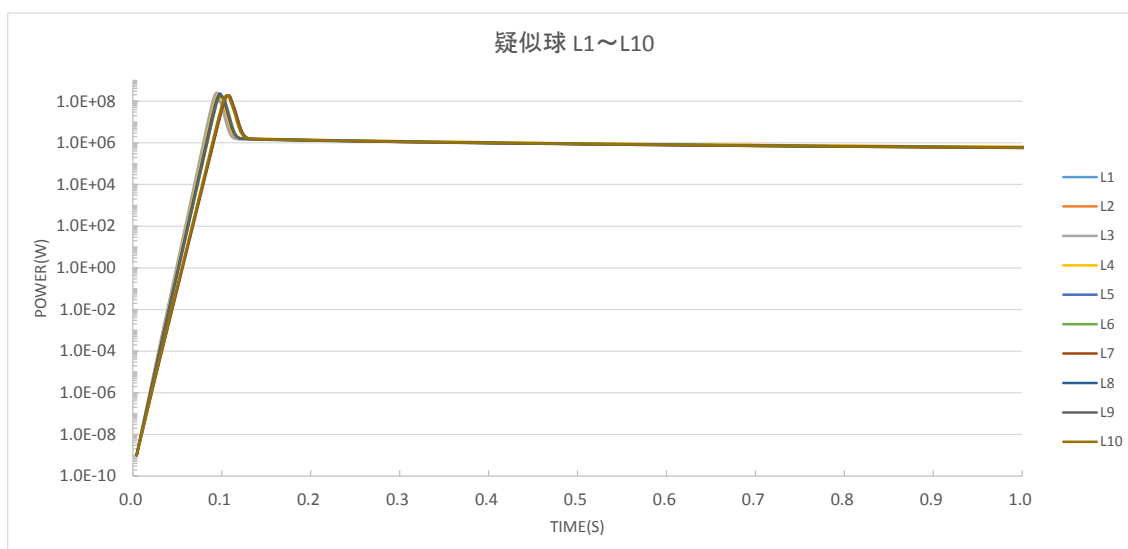
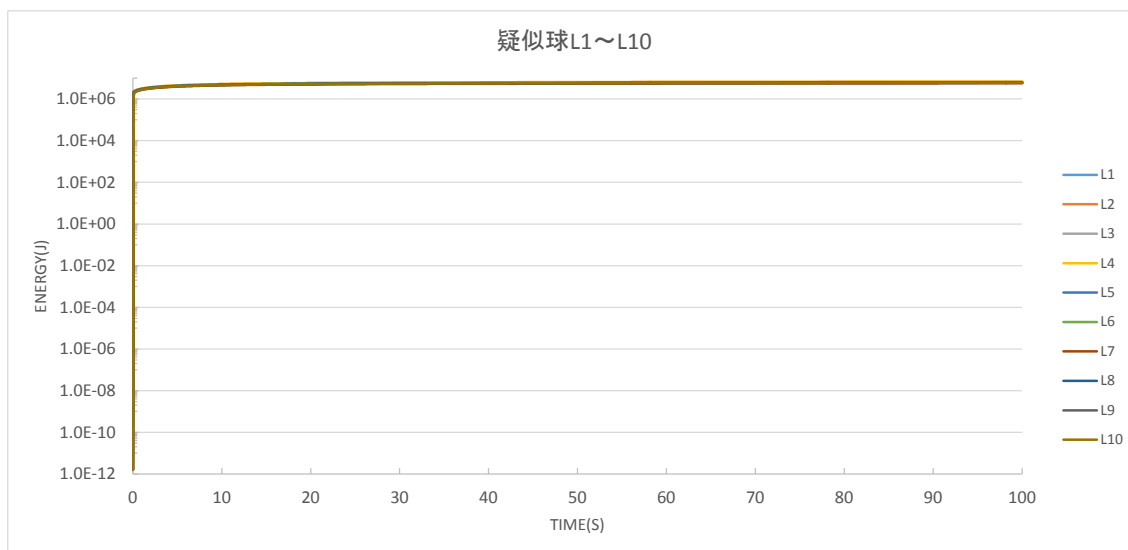


図 5-49 出力(W)の時間変化

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

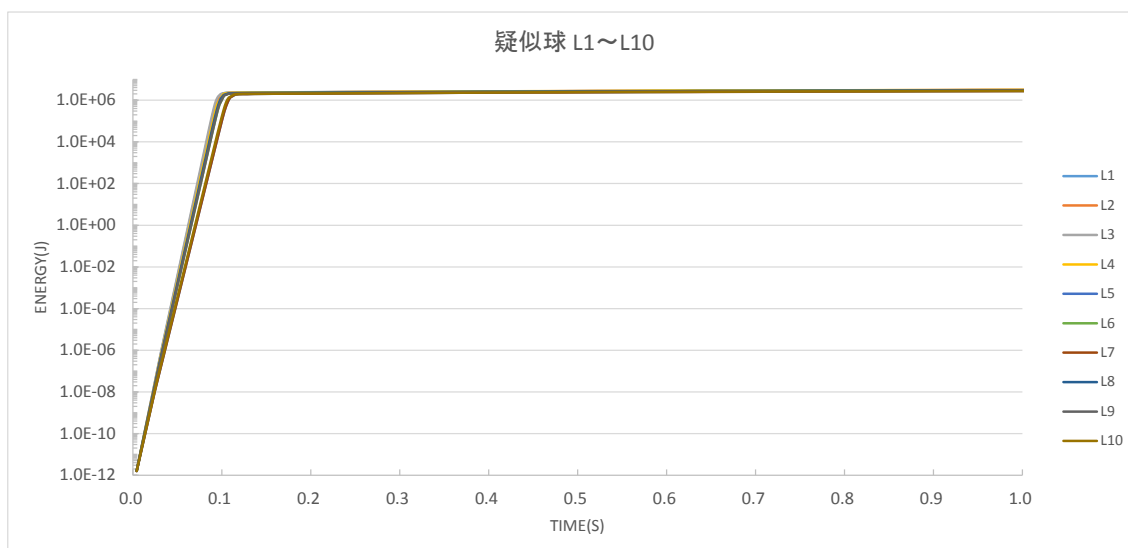
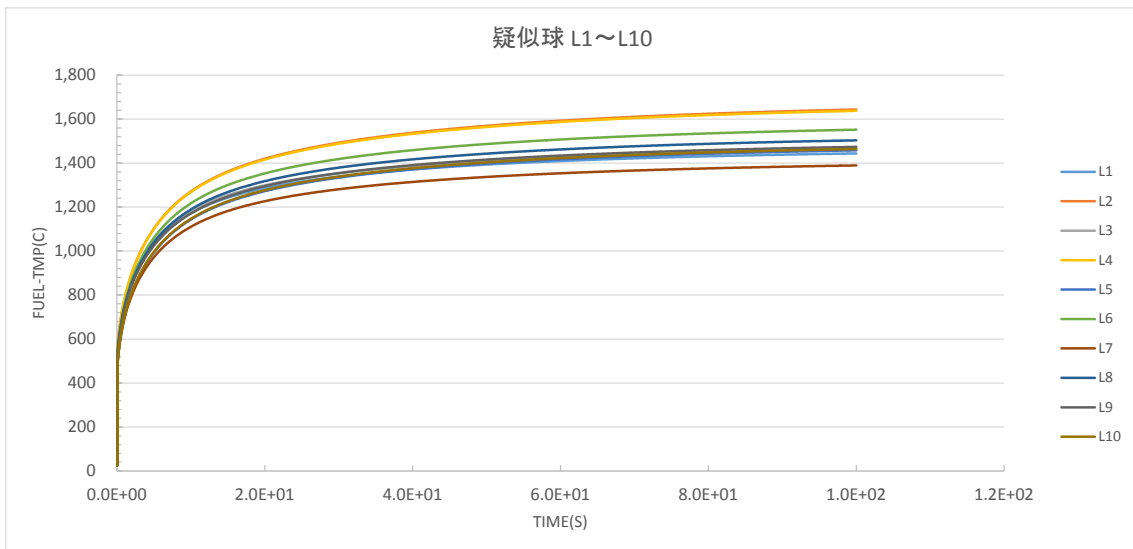


図 5-50 エネルギー(J)の時間変化

(a) 全評価期間 0-100 秒



(b) 評価期間 0-1 秒拡大

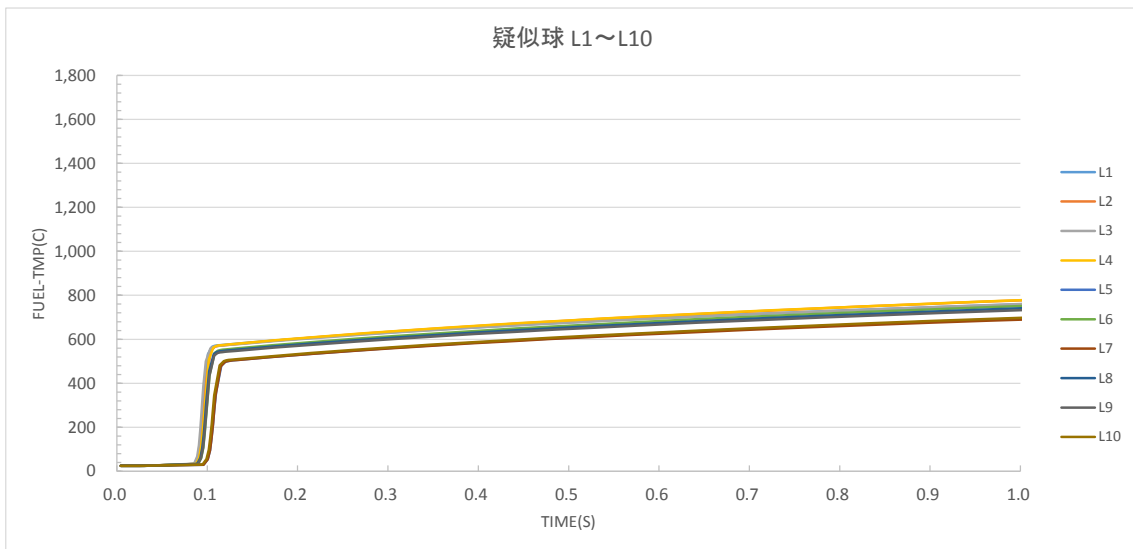


図 5-51 温度(°C)の時間変化

表 5-29 出力、エネルギー、温度の最大値及びエネルギーから導出した核分裂数

	L1	L2	L3	L4	L5	L6	L7	L8	L9	L10	期待値
POWER(W)	1.69E+08	2.42E+08	2.53E+08	2.01E+08	1.91E+08	1.91E+08	1.93E+08	2.28E+08	1.88E+08	1.95E+08	2.05E+08
ENERGY(J)	4.79E+06	5.17E+06	4.81E+06	5.16E+06	4.64E+06	4.94E+06	4.50E+06	4.83E+06	4.75E+06	4.66E+06	4.83E+06
FUEL-TMP(C)	1172.5	1270.2	1181.3	1266.4	1143.2	1214.8	1110.1	1187.3	1168.9	1146.6	1186.1
核分裂数	1.50E+17	1.62E+17	1.50E+17	1.61E+17	1.45E+17	1.54E+17	1.41E+17	1.51E+17	1.48E+17	1.46E+17	1.51E+17

(備考)出力 POWER(W)はピーク。エネルギーENERGY(J)と温度 FUEL-TMP(°C)は 10 秒での値。

U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 200 [MeV] ⇒ 3.2E-11 [J]

文献値(LA-13638(2000) p.93) 5~10 秒後に未臨界になるまでに $3\sim 4 \times 10^{16}$ fissions が発生したとの記述及び当該金属ウランの平均温度を 200°C以上上昇させたとの記述

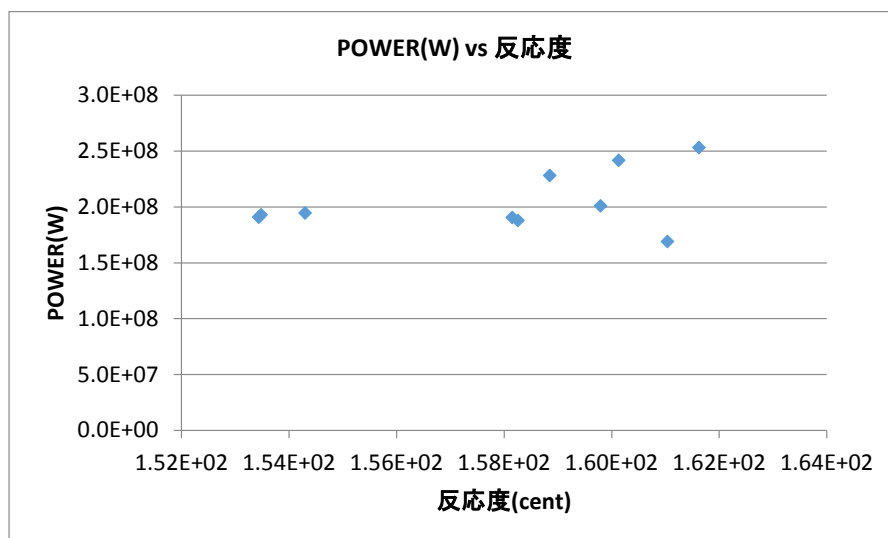
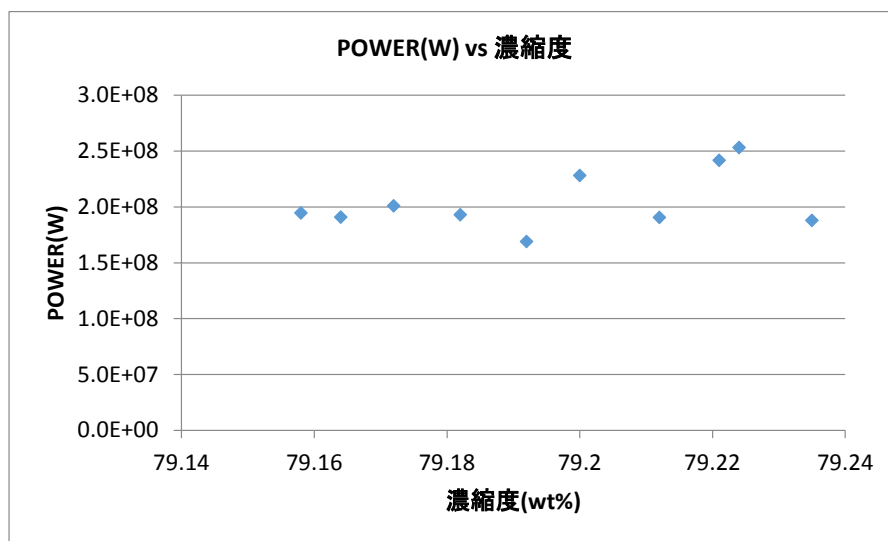
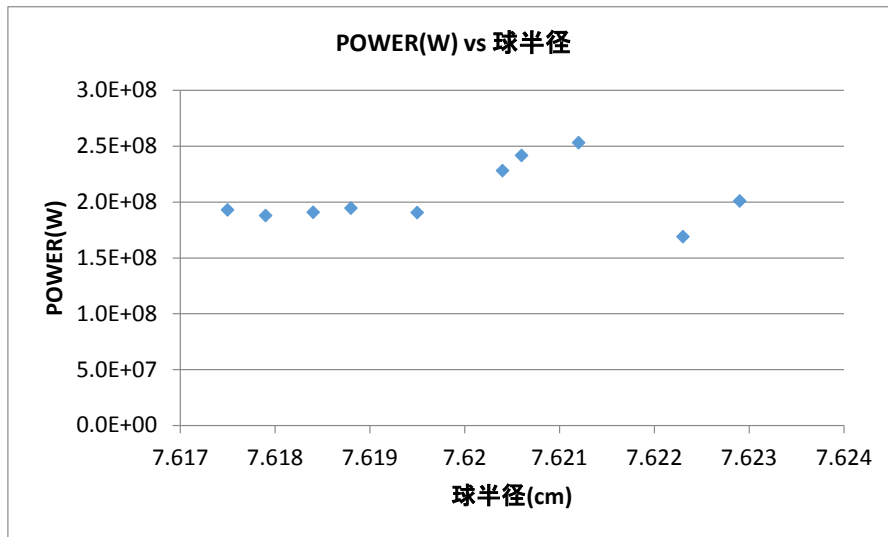


図 5-52 出力と入力パラメータ球半径、濃縮度の関係

2) 簡易評価手法

i) 簡易評価式

簡易評価式は、(1).②.1)で示したものをを使用した。

ii) 計算過程

SRAC-TWODANT 計算から得た遅発中性子割合、温度係数等は表中網掛けで示した。温度係数は、動特性解析と同様に5点の温度から2次最小二乗法フィッティングで1次温度係数、2次温度係数を算出した。また1次最小二乗法フィッティングで平均温度係数を求めた。

なお、温度係数を求めるフィッティング式は、 $\Delta \rho = -\alpha_1 \Delta T - \alpha_2 \Delta T^2$ であり⑤.1)で導出した値と符号の正負が逆になる。

iii) 計算結果

簡易評価結果を表 5-30 に示す。Tuck, Olsen, Barbry, Nomura, Knemp-Duluc の式では Nomura の式による結果が、文献値($3 \sim 4 \times 10^{16}$ fissions)と同じ 10^{16} の桁となり、Barbry の式は 1 桁過小評価、Tuck, Olsen, Knemp-Duluc の式は 1 桁過大評価、Knemp-Duluc の式は 3 桁過大評価という結果となった。

Yamane 式第 1 出力ピークの評価式 \hat{n} は、パラメータセットの全 10 セットで、2 次反応度温度係数 α_2 が負の値であり、評価式(表 5-14 下)で α_2 を平方根に入れるため、答えが得られない。図 5-48 に示すように反応度温度係数を求める際に作成するフィッティング曲線はほぼ直線であり 2 次反応度温度係数は、ほぼゼロと見て良い。2 次反応度温度係数を用いない簡易評価式を用いる必要がある。

表 5-30 簡易評価手法による出力、核分裂数

パラメータセット	出力			核分裂数				
	第 1 ピーク近傍 E_p	単調的減少領域+プラト一領域 E_p	第 1 出力ピークの評価式 \hat{n} (W)	Tuck の式	Olsen の式	Barbry の式	Nomura の式	Knemp-Duluc の式
L1	2.2235E+04	8.1893E+02	-(注 1)	1.8550E+17	9.3956E+17	4.4293E+15	4.8230E+16	4.6060E+17
L2	2.2093E+04	8.2585E+02	-	1.8538E+17	9.3956E+17	4.4265E+15	4.8199E+16	4.6030E+17
L3	2.2499E+04	8.2068E+02	-	1.8542E+17	9.3956E+17	4.4274E+15	4.8209E+16	4.6040E+17
L4	2.1992E+04	8.2682E+02	-	1.8554E+17	9.3956E+17	4.4303E+15	4.8240E+16	4.6070E+17
L5	1.9690E+04	8.2852E+02	-	1.8522E+17	9.3955E+17	4.4226E+15	4.8157E+16	4.5990E+17
L6	2.1468E+04	8.2986E+02	-	1.8530E+17	9.3956E+17	4.4245E+15	4.8178E+16	4.6010E+17
L7	1.9810E+04	8.3282E+02	-	1.8515E+17	9.3955E+17	4.4210E+15	4.8139E+16	4.5973E+17
L8	2.1291E+04	8.1332E+02	-	1.8536E+17	9.3956E+17	4.4260E+15	4.8194E+16	4.6025E+17
L9	2.0965E+04	8.0892E+02	-	1.8518E+17	9.3955E+17	4.4217E+15	4.8147E+16	4.5981E+17
L10	1.9695E+04	8.1557E+02	-	1.8525E+17	9.3956E+17	4.4234E+15	4.8165E+16	4.5998E+17
期待値	2.1174E+04	8.2213E+02	-	1.8533E+17	9.3956E+17	4.4253E+15	4.8186E+16	4.6018E+17

(注 1) 2 次温度係数が負の値となり、式中の平方根に負の値が入ることになるので結果は得られない。

⑥ 臨界リスクの計算(疑似球事故)

パラメータ分布の代表値として決定した L1~L10 の条件セットにおいて、④で求めた keff の分布と、⑤で求めた出力、温度、核分裂数、パラメータの確率密度関数から、臨界リスク(期待値)を求めた(表 5-31)。

表 5-31 臨界リスク期待値

動特性解析 評価対象	期待値	文献値	文献
出力(W)	2.05E+08	-	-
エネルギー(J)	4.83E+06	-	-
温度(°C)	1186.1	当該金属ウランの平均温度を 200°C 以上上昇させた	LA-13638 (2000) p. 93
核分裂数	1.51E+17	3~4E+16	LA-13638 (2000) p. 93

簡易評価 方法	期待値	文献値	文献
Tuck の式(核分裂数)	1.85E+17	3~4E+16	LA-13638 (2000) p. 93
Olsen の式(核分裂数)	9.40E+17		
Barbry の式(核分裂数)	4.43E+15		
Nomura の式(核分裂数)	4.82E+16		
Knemp-Duluc の式(核分裂数)	4.60E+17		
Yamane 式(出力 W)	値が得られない	-	-

(3) TRACY 臨界解析

① 入力パラメータの準備(TRACY)

JAERI-Data/Code 2002-005 に示された TRACY 試験 Run 196 (p.53)をベースとする。同文献より得た TRACY の諸条件を表 5-32、形状の略図を図 5-53 に示す。

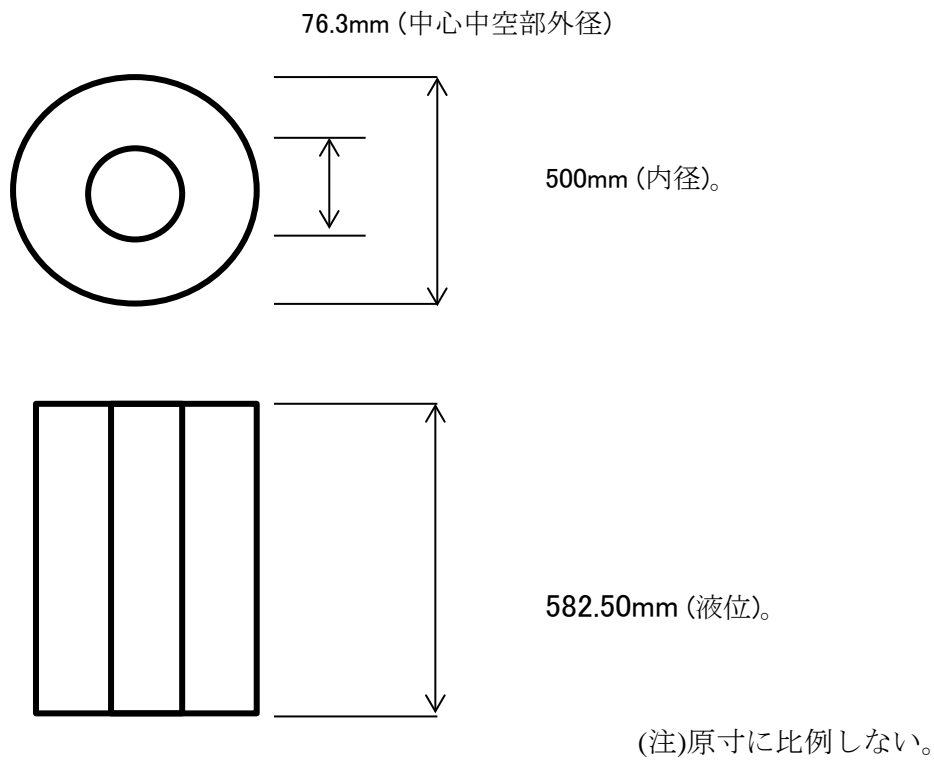


図 5-53 TRACY 形状略図

表 5-32 TRACY に関する情報

項目	内容	出所
濃縮度	9.98wt%	JAERI Data Code 2002-005 p.53 表中
U 濃度	385.5gU/L	JAERI Data Code 2002-005 p.53 表中
硝酸濃度	0.58N 【NO ₃ ⁻ 1 価につき = 0.58 mol/L】	JAERI Data Code 2002-005 p.53 表中
核燃料密度	1.53481g/cm ³	JAERI Data Code 2002-005 p.53 表中
形状	直径 500mm の円筒で中心が直径 76.3mm の空洞。 実験時の液位 582.50mm	JAERI Data Code 2002 005 p.7 Fig 2.3、 p.53 表中。 表中液位 Hc2 の A, B は測定 ゲージの違いなので平均を採用。
体積	【120318.0 cm ³ = 120.3 L】	上記形状から算出。
継続時間	【18.5502 秒】	JAERI Data Code 2002 005 p.125 Fig 3.6 グラフと p.54 表から 23.4083-4.8581 = 18.5502 秒
H ₂ O の密度	H 6.666e-2 (個/b・cm) O 3.333e-2 (個/b・cm)	受領資料 表 3-4

(注) 【】内の値は、文献値を基に導出。

② 計算モデルの検討

TRACY の実際の形状は、図 5-53 に示した中空円筒であるが、AGNES コードでは体系を抽象化して設定する。モデル体系は以下とする。

解析対象	形状	内容
TRACY 基本形	中空円筒	中心中空部外形 76.3mm、内径 500mm、液位 582.50mm
コード	形状	設定理由
SRAC	円筒	・ JAEA から受領した srac-twodant-chi-tracy.sh ファイルを参考にした。空気、中空部の壁、燃料、タンク外壁をモデル化している。
AGNES	円筒	・ JAEA から受領した r196.inp を参考にした。 ・ r196.inp に倣って中空部がない、円筒モデルとする。LHS による中空部を含む直径 500±1mm の変化に対して、体積と液位を維持した中空部のない場合の半径を導出して設定した(図 5-54)。

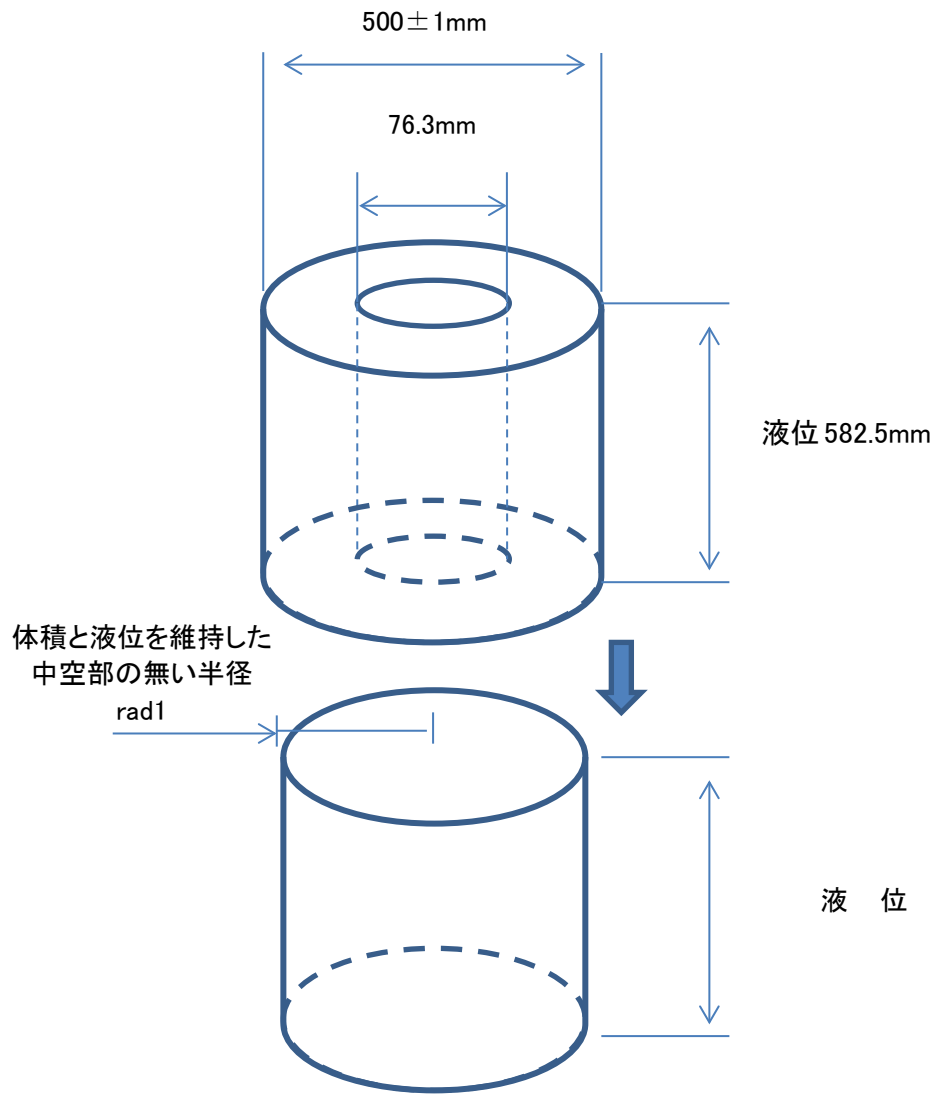


図 5-54 AGNES 計算時の半径の設定

③ 中性子無限増倍率 k_{inf} 及び実効増倍率 k_{eff} の計算 (TRACY)

1) OPT-DANT による最適濃度分布計算

TRACY を対象とした最適濃度分布計算の再現計算を実施した。OPT-DANT のみを使用した。

i) SRAC の基本的な計算条件

断面積ライブラリ : JENDL3.3

燃焼チェーンライブラリ : u4cm6fp50bp16T

空気領域 : 3.464 cm

ガイドチューブ厚さ : 0.35 cm

燃料領域の内径 : 3.814 cm

燃料領域の厚さ : 21.18 cm

燃料領域の外径 : 24.994 cm

コアタンクの外側の厚さ : 1 cm

ii) 原子個数密度

25°C、0.58 mol L⁻¹ 硝酸水溶液中における、濃縮度 9.98% のウランの密度を対象とした最適濃度分布計算を実施した。ウランの密度に対応した原子個数密度は以下の式で計算した。

$$\rho_{UO_2(NO_3)_2} = \rho_U \frac{A_{UO_2(NO_3)_2}}{A_U} \quad (7)$$

$$A_U = p_{235} A_{235} + (1 - p_{235}) A_{238} \quad (8)$$

$$A_{UO_2(NO_3)_2} = A_U + 2 \cdot A_N + 8 \cdot A_O \quad (9)$$

$$\rho_{HNO_3} = m_{HNO_3} A_{HNO_3} \quad (10)$$

$$\rho_{H_2O} = \rho_{sol} - \rho_U - \rho_{HNO_3} \quad (11)$$

$$N_H = \left(m_{HNO_3} + 2 \cdot \frac{\rho_{H_2O}}{A_{H_2O}} \right) \frac{N_A}{10^{24}} \quad (12)$$

$$N_N = \left(m_{HNO_3} + 2 \cdot \frac{\rho_{UO_2(NO_3)_2}}{A_{UO_2(NO_3)_2}} \right) \frac{N_A}{10^{24}} \quad (13)$$

$$N_O = \left(3 \cdot m_{HNO_3} + \frac{\rho_{H_2O}}{A_{H_2O}} + 8 \cdot \frac{\rho_{UO_2(NO_3)_2}}{A_{UO_2(NO_3)_2}} \right) \frac{N_A}{10^{24}} \quad (14)$$

$$N_{U235} = \frac{\rho_U p_{235} N_A}{A_{235} \cdot 10^{24}} \quad (15)$$

$$N_{U238} = \frac{\rho_U (1 - p_{235}) N_A}{A_{238} \cdot 10^{24}} \quad (16)$$

ここで、

A_N : 窒素の質量数 [g mol⁻¹] (14.0067)

A_O : 酸素の質量数 [g mol⁻¹] (15.9997)

A_{235}	: ^{235}U の質量数 [g mol^{-1}] (235.0439)
A_{238}	: ^{238}U の質量数 [g mol^{-1}] (238.0508)
A_H	: 水素の質量数 [g mol^{-1}] (1.0079)
A_U	: ウランの質量数 [g mol^{-1}]
$A_{\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2}$: 硝酸ウラニルの質量数 [g mol^{-1}] (393.7617114)
A_{HNO_3}	: 硝酸の質量数 [g mol^{-1}] (63.0137)
$A_{\text{H}_2\text{O}}$: 水素の質量数 [g mol^{-1}] (18.0155)
m_{HNO_3}	: 硝酸のモル濃度 [mol cm^{-3}] (0.00058)
N_H	: 水素の原子個数密度 [$\text{barn}^{-1} \text{cm}^{-1}$]
N_N	: 窒素の原子個数密度 [$\text{barn}^{-1} \text{cm}^{-1}$]
N_O	: 酸素の原子個数密度 [$\text{barn}^{-1} \text{cm}^{-1}$]
$N_{\text{U}235}$: ^{235}U の原子個数密度 [$\text{barn}^{-1} \text{cm}^{-1}$]
$N_{\text{U}238}$: ^{238}U の原子個数密度 [$\text{barn}^{-1} \text{cm}^{-1}$]
N_A	: アボガドロ数 [mol^{-1}] (6.0221367×10^{23})
p_{235}	: ^{235}U の同位体比 (濃縮度) [-] (0.0998)
ρ_U	: ウランの密度 [g cm^{-3}]
$\rho_{\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2}$: 硝酸ウラニルの濃度 [g cm^{-3}]
ρ_{HNO_3}	: 硝酸の濃度 [g cm^{-3}]
ρ_{Sol}	: 硝酸ウラニル水溶液の密度 [g cm^{-3}]
$\rho_{\text{H}_2\text{O}}$: 水の濃度 [g cm^{-3}]

である。なお、硝酸ウラニル水溶液の密度 ρ_{Sol} は、SST 式により求めた。

SRAC の入力ファイルにあたる部分を抜粋したものを図 5-55 に示す。機構から貸与された TRACY の Run196 の入力ファイルを参考にしたものである。ウランの密度として 430.0, 420.0, 410.0, 400.0, 390.0, 380.0 gU/L の 6 点設定し、OPT-DANT の内挿元となる断面積データを計算した。

iii) FIT による断面積ファイルの中間処理

OPT-DANT に付属している FIT を使用して、SRAC で計算した断面積ファイルを OPT-DANT で使用可能な断面積ファイルに変換した。使用した FIT の入力ファイルを図 5-56 に示す。

iv) 最適濃度分布計算

OPT-DANT により、TRACY を対象とした最適濃度分布を計算した。

なお、OPT-DANT では R-Z 体系で領域を定義する場合に、燃料領域の内側に燃料以外の物性のデータを配置することができない。そのため、TRACY の円筒型の燃料領域と同体積となる円柱メッシュを設定した。また、燃料領域の外側に厚さ 1cm のタンク壁を設定した。左側を反射境界、それ以外を真空境界とした。

均一状態におけるウランの密度は 0.3855 g/cm^3 (385.5gU/L) とし、上限を 0.43 g/cm^3 (430 gU/L)、下限を 0.380 g/cm^3 (380 gU/L) とした。

OPT-DANT の入力ファイルを図 5-57 に示す。

OPT-DANT の計算を実施したところ、繰り返し計算 4 回目で誤差が小さくなることにより実行が停止した。

計算結果から、インポートランスと濃度分布図を作成した。

繰り返し計算 1 回目の分布図を図 5-58 に、繰り返し計算 4 回目の分布図を図 5-59 に、それぞれ示す。また、繰り返し回数に対する実効増倍率の変化を図 5-60 に示す。

ウランのインポートランスは燃料領域の内側が高いため、容器の中心付近が最大値となる 0.43 gU/L の領域が密集する状態で最適濃度分布となった。

<pre> TRACY 1 1 1 1 2 1 4 3 -2 0 0 0 1 0 2 1 1 0 0 0 / SRAC CONTROL 1.0E-15 / buckling ../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pfast Old File ../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pthml 0 F ../../../../SRAC2006/SRACLIB-JDL33/pds/pmcrs 0 F \$PDS_DIR/UFASST Scratch Core \$PDS_DIR/UTHERMAL S C \$PDS_DIR/UMGROSS S C \$PDS_DIR/MACROWRK S C \$PDS_DIR/MACRO N C \$PDS_DIR/FLUX S C \$PDS_DIR/MICREF S C 70 37 16 8 / 024g 70(1) / 37(1) / 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 8 8 9 8 9 8 / 4 3 3 3 3 6 6 9 / 3 26 26 26 4 2 26 0 0 0 0 0 10 0 0 0 0 0 / Pij Control 0 100 100 5 5 5 -1 0.0001 0.00001 0.001 1.0 10.0 0.5 2(1) 2(2) 20(3) 2(4) / X-R 2(1) 2(2) 20(3) 2(4) / M-R 0.0 2*1.732 2*0.175 20*1.059 2*0.500 / RX 4 / NMAT AIR1X01X 0 2 298.15 0.1 0.0 / MAT 1 : AIR XN040001 0 0 3.90160E-05 XO060001 0 0 1.04090E-05 GTUBX02X 0 24 298.65 0.1 0.0 / MAT 2 : guide tube of TR rod XC020001 0 0 3.2209e-5 XS180001 0 0 7.78114E-04 XS190001 0 0 3.95108E-05 XS100001 0 0 2.60458E-05 XP010001 0 0 3.1225e-5 XS020001 0 0 1.43164E-06 XS030001 0 0 1.14616E-08 XS040001 0 0 6.46975E-08 XS060001 0 0 3.01620E-10 XN180001 0 0 6.45029E-03 XN100001 0 0 2.48464E-03 XN110001 0 0 1.08006E-04 XN120001 0 0 3.44369E-04 XN140001 0 0 8.77006E-05 XCRO0001 0 0 7.36260E-04 XCR20001 0 0 1.41980E-02 XCR30001 0 0 1.60994E-03 XCR40001 0 0 4.00749E-04 XMN50001 0 0 1.3555e-3 XFE40001 0 0 3.45036E-03 XFE60001 0 0 5.41633E-02 XFE70001 0 0 1.25087E-03 XFE80001 0 0 1.66467E-04 XC090001 0 0 4.1028e-5 FU1LX03X 0 5 298.75 48.8239 1.0 / MAT 3 XH01H001 0 0 @H1 XN040001 0 0 @N14 XO060001 0 0 @O16 </pre>	<pre> XU050001 2 0 @235 XU080001 2 0 @238 TANKX04X 0 24 298.15 0.1 0.0 / MAT 4 : core tank side XC020001 0 0 4.4287e-5 XS180001 0 0 1.11155E-03 XS190001 0 0 5.64419E-05 XS100001 0 0 3.72069E-05 XP010001 0 0 3.2786e-5 XS020001 0 0 2.86318E-06 XS030001 0 0 2.29224E-08 XS040001 0 0 1.29391E-07 XS060001 0 0 6.03220E-10 XN180001 0 0 5.64820E-03 XN100001 0 0 2.17568E-03 XN110001 0 0 9.45752E-05 XN120001 0 0 3.01547E-04 XN140001 0 0 7.67952E-05 XCRO0001 0 0 7.32610E-04 XCR20001 0 0 1.41277E-02 XCR30001 0 0 1.60196E-03 XCR40001 0 0 3.98763E-04 XMN50001 0 0 8.3621e-4 XFE40001 0 0 3.54727E-03 XFE60001 0 0 5.56846E-02 XFE70001 0 0 1.28600E-03 XFE80001 0 0 1.71143E-04 XC090001 0 0 2.4617e-5 0 / PEACO MATR TRACY Run 196 0 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 -2 1 0 2 3 -1 0 0 0 / SRAC Control 1.0e-15 / buckling 15& 1 0 1 8 2 1 0 4 26 1 16 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 35 0 0 0 0 100 0 0 0 0 0 1 0 16* 0.00 0.00 0.0001 1.420892 62.755 0.0 0.0 0.0 0.0 0.5 0.0002 0.05 0.0001 0.75 OOT 04* 0.0 2*1.732 2*0.175 20*1.059 2*0.500 / RX 08& 2(1) 2(2) 20(3) 2(4) 09& 1 2 3 4 19& 4(1) 27& 1 2 3 4 OOT 4 / NMAT PEACA011 0 0 0.0 0.0 0.0 PEACA021 0 0 0.0 0.0 0.0 PEACA031 0 0 0.0 0.0 0.0 PEACA041 0 0 0.0 0.0 0.0 </pre>
--	--

図 5-55 SRAC の入力ファイルの例 (TRACY)

※赤字は解析ケース毎に変更する部分。

```

24 24 14 2 6 0 1 1
TRACY
0.43 0.42 0.41 0.40 0.39 0.38
CROSS/tra01/MATRA030
CROSS/tra02/MATRA030
CROSS/tra03/MATRA030
CROSS/tra04/MATRA030
CROSS/tra05/MATRA030
CROSS/tra06/MATRA030
CROSS/tra01/MATRA040

```

図 5-56 FIT の入力ファイル (TRACY)

```

TRACY
24 1 8 0
7 1 0 0 0 0 0 100 2
10 10 0 1 0 0 1
0.3855 0.0 0.43 0.38 0.0 0.0 1.0
2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072
2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072 2 2.47072 2 1.0
2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385
2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385 2 6.27385
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2

```

図 5-57 OPT-DANT の入力ファイル (TRACY)

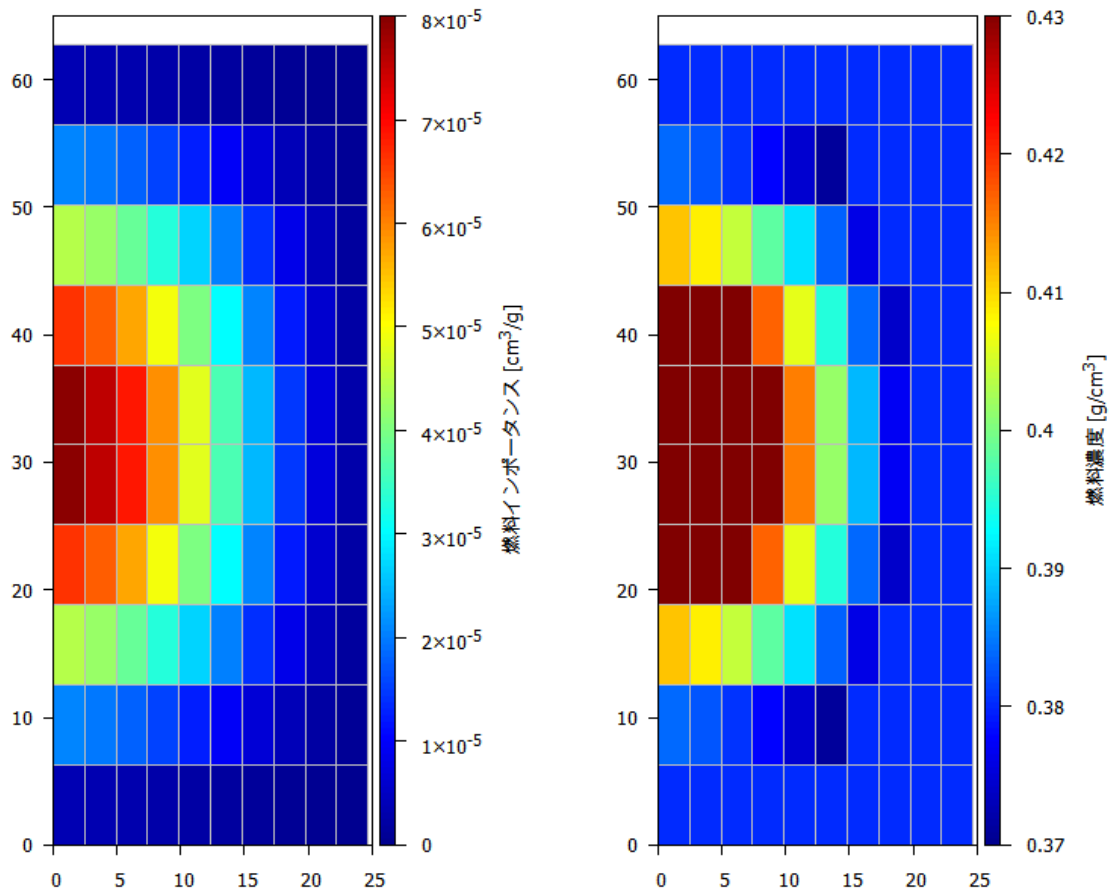


図 5-58 繰り返し計算 1 回目のインポートランス及び濃度分布 (TRACY)

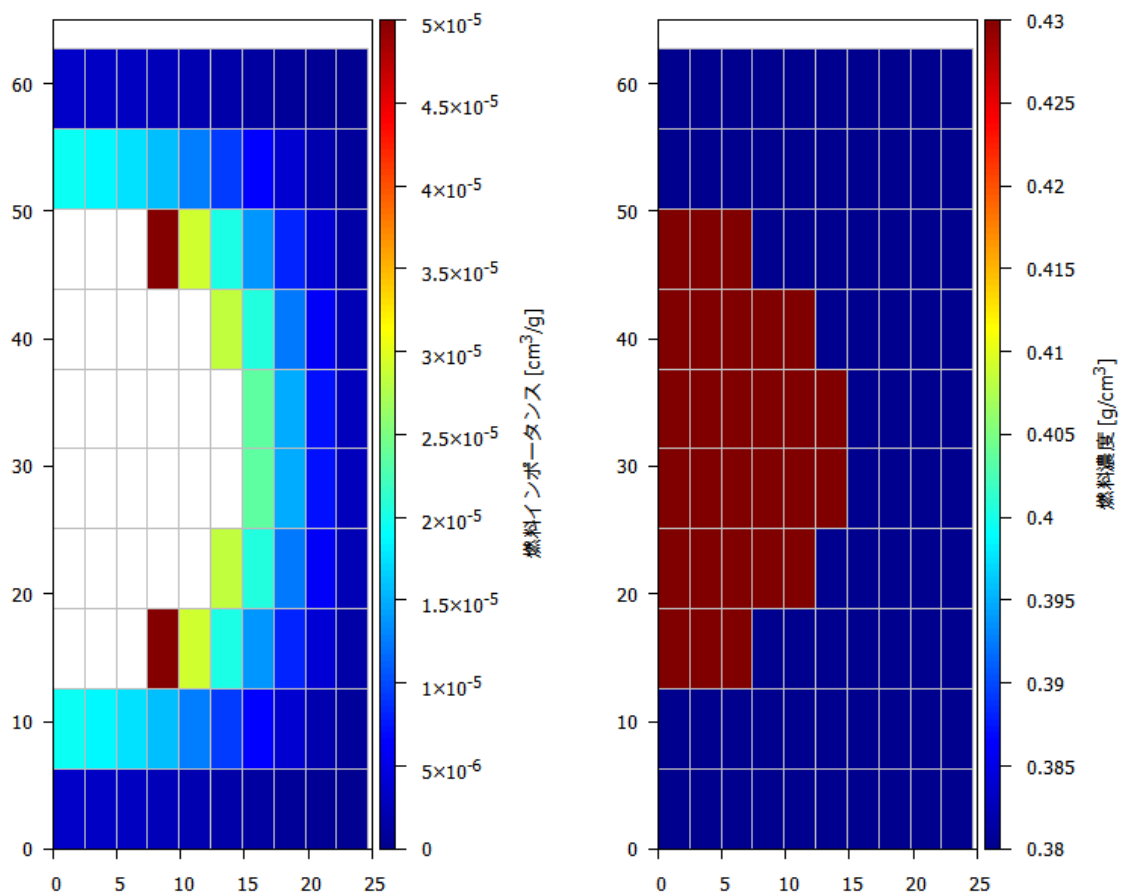


図 5-59 繰り返し計算 4 回目のインポータンス及び濃度分布 (TRACY)

※ OPT-DANT では最大濃度に達したセルのインポータンスは 0 となる。

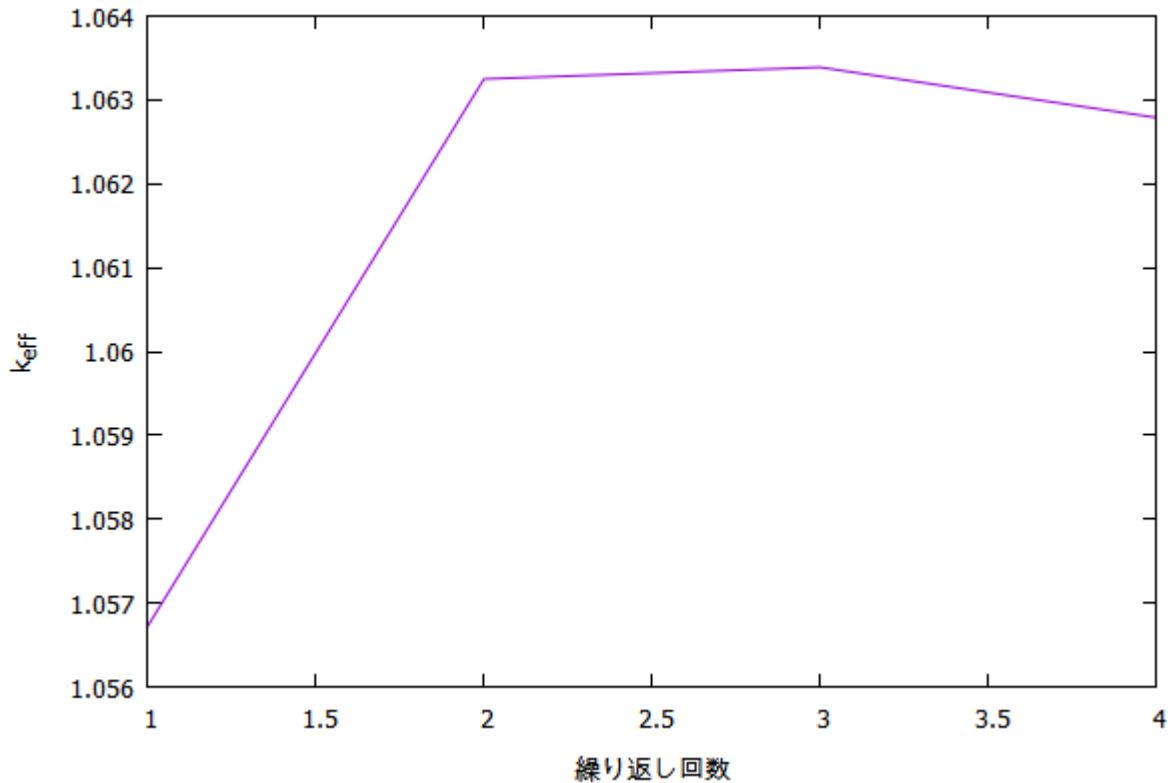


図 5-60 繰り返し回数に対する実効増倍率の変化 (TRACY)

2) SMORES による keff 最大値計算

i) 設定

中空部を持つ TRACY の槽部分の平面面積が等しい円を仮定し、その面積が 3 等分となる半径を持つ 3 層 (Scale では Zone と呼ぶ) を決めた。文献値濃度 385.5gU/L を $\pm 1\text{gU/L}$ 変動させるとして、各 Zone に内側から 384.5gU/L、386.5gU/L、384.5gU/L を与えた。各 Zone で $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ と H_2O を設定した。モデルイメージを図 5-61 に示す。入力ファイルを図 5-62 に示す。入力ファイルに設定する $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ と H_2O の体積比の導出過程を表 5-33 に示す。

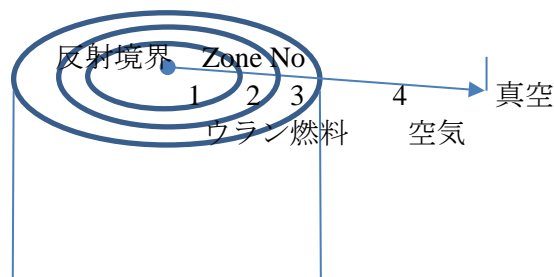


図 5-61 TRACY ケースの SMORES モデル設定イメージ

```

=smares parm=centrm
sample problem TRACY R196
v7-238          ↓各 Zone 体積比(濃度により異なった値)(注1)
read comp      ↓Zone ↓ 温度(K) ↓ |← U-235, 238 wt% →|
uo2(no3)2     1  0.250373 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o           1  0.749627 298.75 end
uo2(no3)2     2  0.251248 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o           2  0.748752 298.75 end
uo2(no3)2     3  0.250811 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o           3  0.749189 298.75 end
dry-air       4  1.0       298.75 end
end comp
read geom
cylindrical   end
1 14.2663 5 end
2 20.1756 5 end
3 24.71 5 end
4 50. 10 vary=no end
end geom
read parm
isn=32
end parm
read optim
maxk maxitrs=100 prtflag=2  converg=1.-8  end ←最大 keff 計算フラグ、繰り返し最大数、出力フラグ、収束精度
wghtz= 1.537 1. end ←密度
acoef= 0.0000005 end ←材料密度修正の Amplitude coefficient 【収束できる値を試行錯誤して得た】
matnam= u(注2) h2o end ←材料名 (Zone 1, 2, 3)
end optim
end

```

図 5-62 TRACY ケースの SMORES 入力ファイル設定

(注 1) 各濃度の体積比の導出を表 5-33 に示す。

(注 2) 本来であれば uo2(no3)2 を設定すべきところ、uo2(no3)2 を設定しても、設定値不足エラーで停止するため、代わりに u と設定した。ただし計算結果 out ファイルに示すように uo2(no3)2 が認識されている(図 5-63)。

表 5-33 SMORES 入力ファイルに設定する体積比の導出

Zone	半径 (cm)	UO ₂ (NO ₃) ₂				体積 (cm ³)		体積比	
		濃度 (gU/L)	SST 式 (g/cm ³)	液体積 (L)	(gU)	UO ₂ (NO ₃) ₂	UO ₂ (NO ₃) ₂ + H ₂ O	UO ₂ (NO ₃) ₂	: H ₂ O
1	14.2663	384.5	1.535706	37.24501	14320.71	9325.164	37245.01	0.250373	0.749627
2	20.1756	386.5	1.538322	37.24505	14395.21	9357.738	37245.05	0.251248	0.748752
3	24.71	385.5	1.537014	37.24537	14358.09	9341.549	37245.37	0.250811	0.749189

(備考) 液位 582.5 (mm) NO₃⁻ 0.58 (mol/L)


```

Densities
Number of zones=          4
Number of materials=      2
Number of iterations=     100
for iteration no.         1, mass= 7.394608E+02 g, keff= 1.043370
dimension                u          h2o
0.000000E+00  2.503730E-01  7.496270E-01
1.426630E+01  2.512480E-01  7.487520E-01
2.017560E+01  2.508110E-01  7.491890E-01
2.471000E+01  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         2, mass= 7.394609E+02 g, keff= 1.043412
dimension                u          h2o
0.000000E+00  2.503735E-01  7.496265E-01
1.426630E+01  2.512479E-01  7.487521E-01
2.017560E+01  2.508107E-01  7.491894E-01
2.471000E+01  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         3, mass= 7.394609E+02 g, keff= 1.043413
dimension                u          h2o
0.000000E+00  2.503740E-01  7.496260E-01
1.426630E+01  2.512478E-01  7.487522E-01
2.017560E+01  2.508103E-01  7.491897E-01
2.471000E+01  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         4, mass= 7.394609E+02 g, keff= 1.043413
dimension                u          h2o
0.000000E+00  2.503745E-01  7.496254E-01
1.426630E+01  2.512476E-01  7.487524E-01
2.017560E+01  2.508099E-01  7.491901E-01
2.471000E+01  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01
for iteration no.         5, mass= 7.394610E+02 g, keff= 1.043413
dimension                u          h2o
0.000000E+00  2.503750E-01  7.496250E-01
1.426630E+01  2.512475E-01  7.487525E-01
2.017560E+01  2.508096E-01  7.491904E-01
2.471000E+01  0.000000E+00  0.000000E+00
5.000000E+01

```

図 5-64 TRACY ケース SMORES 計算結果(swif.plotd ファイル)

表 5-34 TRACY ケース SMORES 計算結果-繰返し回数に対する keff 変化

繰返し回数	keff
1	1.043370
2	1.043412
3	1.043413
4	1.043413
5	1.043413

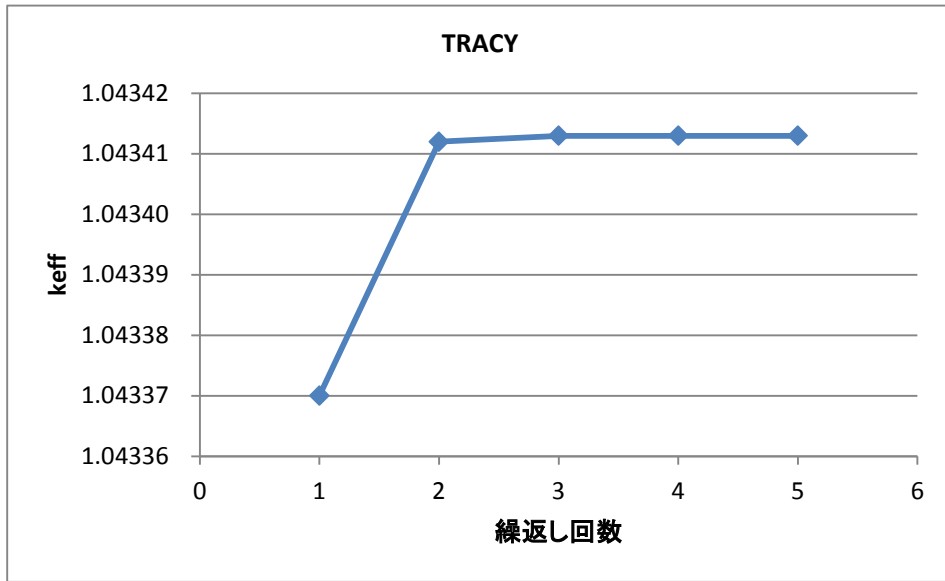


図 5-65 TRACY ケース SMORES 計算結果-繰返し回数に対する keff 変化

表 5-35 TRACY ケース SMORES 計算結果-各 Zone 材料の繰返し回数に対する濃度変化

Zone	繰返し回数	$UO_2(NO_3)_2$ 濃度 (gU/L)
1	1	384.4993
	2	384.5000
	3	384.5008
	4	384.5016
	5	384.5023
2	1	386.5003
	2	386.5001
	3	386.5000
	4	386.4997
	5	386.4995
3	1	385.5000
	2	385.4995
	3	385.4989
	4	385.4983
	5	385.4978

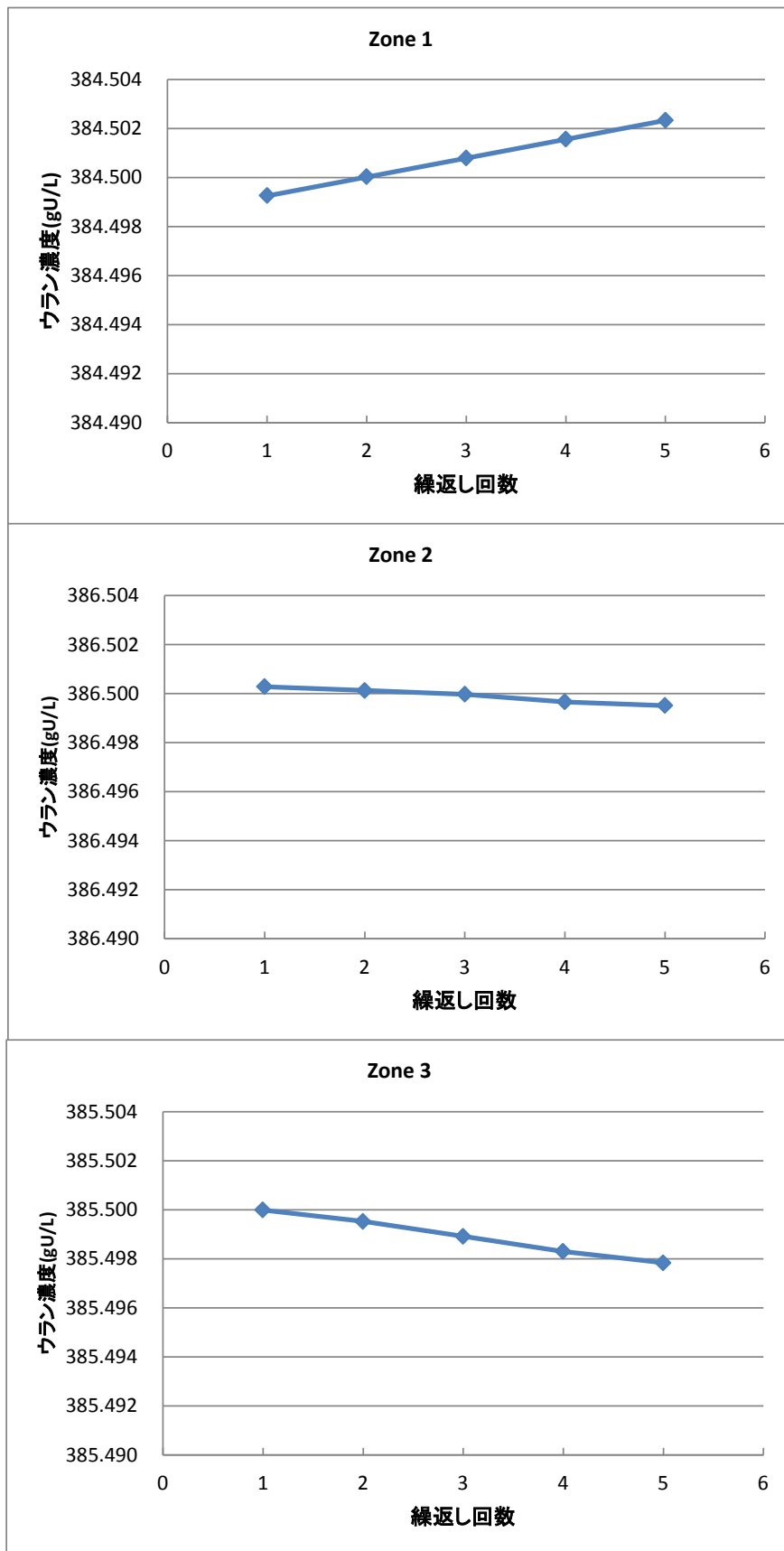


図 5-66 TRACY ケース SMORES 計算結果- 各 Zone の繰返し回数に対する濃度変化

iii) SMORES コードの設定方法の問題点

SCALE6.1 コードに添付の SMORES マニュアル(ORNL/TM-2005/39 Version 6.1 Sect. C7)には組成設定ブロック (read comp)に関する説明がないので、SCALE6.1 マニュアル (ORNL/TM-2005/39 Version 6.1)の他の部分にある組成設定ブロック (read comp)の設定方法の説明を参考に前述の設定を行った。

TRACY R196 ケースで硝酸ウラニル溶液の設定方法をマニュアルで調査したところ以下の問題点があったので、報告する。

①solution ...end solution の設定不可

入力 input ファイル抜粋 (エラー発生例)

```
read comp
solution
  mix=1  rho[uo2(no3)2]=386.5 92235 9.98 92238 90.02  molar[hno3]=5.8-1
  temperature=298.75  vol_frac=0.1
end solution
```

図 5-67 solution 設定例

SCALE コードでは、組成設定ブロック read comp において、上述のような solution~end solution で設定値を囲む方法があるものの、SMORES では、以下のように単なるエラーとして、実行が中止された。

出力 out ファイル抜粋 (エラー発生例)

```
execution terminated due to errors.
```

図 5-68 エラーメッセージ例

SCALE6.1 のグラフィカルユーザインターフェースである GeeWiz で、当該入力ファイルを開こうとすると以下の警告が表示される。

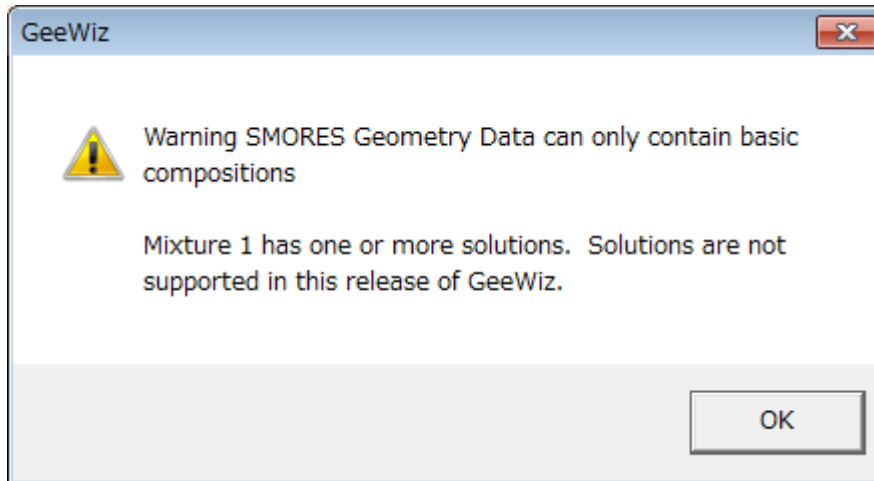


図 5-69 Solution 設定入力ファイルを GeeWiz で開いた際の警告

これにより SMORES では solution ~end solution の設定が不可であると推察した。

②soln の設定不可

入力 input ファイル抜粋 (エラー発生例)

```
read comp
solnuo2(no3)2 1 384.5 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
```

SCALE コードでは、組成設定ブロックにおいて、上述のような分子式の前に”soln”を付けて、溶液を表す方法がある。しかし、SMORES で利用したところ以下のエラーメッセージが表示された。

```

出力 out ファイル抜粋(エラー発生例)
Input Data:

sample problem TRACY R196
v7-238
read comp
solnuo2(no3)2 1 384.5 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o 1 0.985 298.75 end
solnuo2(no3)2 2 386.5 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o 2 0.985 298.75 end
solnuo2(no3)2 3 385.5 298.75 92235 9.98 92238 90.02 end
h2o 3 0.985 298.75 end
end comp
read geom
cylindrical end
1 14.2663 5 end
2 20.1756 5 end
3 24.71 5 end
end geom
read parm
isn=32
end parm
read optim
maxk maxitrs=40 prtflag=2 converg=1.-8 end
wghtz= 0.3855 1. end
acoef= 0.000155 end
matnam= solnuo2(no3)2 h2o end
end optim

execution terminated due to errors. completion code 157 cpu time used 0.13 seconds.

Scale is finished at 18:32:42.410 on 06/09/2016

mip message number mp-36 follows:
***error*** illegal solution name solnuo2(no3). allowed names
include solnuo2f2, solnuo2(no3)2, solnpu(no3)4, and solnth(no3)4

mip message number mp-36 follows:
***error*** illegal solution name solnuo2(no3). allowed names
include solnuo2f2, solnuo2(no3)2, solnpu(no3)4, and solnth(no3)4

mip message number mp-36 follows:
***error*** illegal solution name solnuo2(no3). allowed names
include solnuo2f2, solnuo2(no3)2, solnpu(no3)4, and solnth(no3)4

*** warning *** 3 solutions have been converted into standard compositions.
make sure swif input is prepared accordingly.

```

入力ファイルエコー

図 5-70 Soln 設定のエラーメッセージ

図 5-70 の青字は、硝酸ウラニル溶液を先頭に soln をつけ solnuo2(no3)2 と設定したことを示す。赤字は、入力値 solnuo2(no3) <入力値の最後の 2 が無い> が規則違反であるというエラーメッセージであり、緑字は、利用可能な表記として、solnuo2(no3)2 を紹介している。利用可能な表記 solnuo2(no3)2 と入力値 solnuo2(no3)2 は同じで表記であるが、計算実行時に最後の 2 が無い形で認識されエラーと返されて計算不可になった。緑字の部分を入力ファイルにコピーアンドペーストして計算実行しても同じエラーとなった。SMORES では組成名称の入力値認識に不具合があると考えられる。SMORES では、SOLN を付ける設定方法は不可である。

以上①②により read comp ブロックは、図 5-62 に示すような入力設定を行った。

③matnam 設定で `uo2(no3)2` を受け付けない。

入力 input ファイル抜粋 (エラー発生した)
matnam= <code>uo2(no3)2</code> h2o end
入力 input ファイル抜粋 (エラー発生しない)
matnam= <code>u</code> h2o end

図 5-71 Matnam 入力設定

SMORES 入力のオプション設定ブロック(read optim)の一つ matnam(material name)では、`uo2(no3)2` と設定したいところであるが、`uo2(no3)2` と設定すると、設定値不足エラーで停止する。代わりに `u` と設定すると計算は、実行できた。ただし計算結果 out ファイル(図 5-63)に示すように `uo2(no3)2` が認識されている。

④ keff の最尤値と分布の計算(TRACY)

形状もしくは燃料濃度に分布(確率密度関数)を想定し、その分布に対応する keff の分布を計算する。

1) LHS によるパラメータの決定

パラメータの分布の代表値は LHS を用い、10 ケースの値の組み合わせを決定する。変動条件は以下の 2 点である。

- ・直径 500m を正規分布で±1mm 変動 (-1 ~ 1)
- ・U 濃度 385.5gU/L を正規分布で±1gU/L 変動 (-1 ~ 1)

表 5-36 に LHS コードを用いて得た値を示す。上記 2 条件を LHS コードで、それぞれ±1 の正規分布で 10 ケースの値を発生し、中央値の直径 500mm と U 濃度 385.5gU/L を加算して、直径、U 濃度の 10 ケースの値とした、直径は半径に換算して、臨界計算に使用する。

表 5-36 LHS 計算結果から決定した臨界計算入力値

パラメータ セット	LHS 結果		直径 (mm) ③=①+500	臨界計算入力値	
	①直径±1	②U 濃度±1		半径 (mm) ③/2	燃料濃度 (gU/L) ②+385.5
L1	0.452	0.477	500.452	25.0226	385.977
L2	0.134	-7.55E-02	500.134	25.0067	385.42447
L3	-2.52E-02	-0.112	499.975	24.9987415	385.388
L4	0.407	-0.309	500.407	25.02035	385.191
L5	6.31E-02	-0.526	500.063	25.003153	384.974
L6	-0.172	0.279	499.828	24.9914	385.779
L7	0.214	-0.176	500.214	25.0107	385.324
L8	-0.377	0.117	499.623	24.98115	385.617
L9	-1.15E-01	4.64E-02	499.885	24.99425	385.54644
L10	-0.578	0.234	499.422	24.9711	385.734

2) SRAC-TWODANT 計算

i) 計算条件

LHS で生成した 10 ケースの半径と濃度（を基にした原子個数密度）を SRAC-TWODANT 計算の入力パラメータの一部とした（表 5-37）。また、後述の動特性解析の入力パラメータとして利用される反応度温度係数を算出するために、25.6, 400.0, 700.0, 1000.0, 1300.0°Cでの計算、及びボイド係数を求めるためのボイド率 5, 10, 20%での計算を行った。

核データライブラリは JENDL4 を用いる。

ii) 計算結果

表 5-38 に LHS ケース毎、各温度、各ボイド率の keff 値を示す。

表 5-37 LHS で生成した燃料半径と濃度

パラメータ	パラメータ	ケース	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
燃料外径半径 [cm]	出所	LHS 計算による	25	25.0226	25.0067	24.9987	25.0204	25.0032	24.9914	25.0107	24.9812	24.9943	24.9711
ウラン濃度 [gU/L]		LHS 計算による	385.5	385.977	385.424	385.388	385.191	384.974	385.779	385.324	385.617	385.546	385.734
円筒と同体積の円半径 [m]			0.2471	0.2473	0.2471	0.2471	0.2473	0.2471	0.2470	0.2472	0.2469	0.2470	0.2468
燃料液位 [m]			0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827	0.5827

(注1) ケース0として、半径、濃度の中央値を設定。

表 5-38 LHS 変動ケース毎、温度別、ボイド率の keff

LHS ケース	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
濃度 (gU/L)	385.5	385.977	385.4245	385.388	385.191	384.974	385.779	385.324	385.617	385.5464	385.734
半径 (cm)	25	25.0226	25.0067	24.99874	25.02035	25.00315	24.9914	25.0107	24.98115	24.99425	24.9711
温度 (°C)	25.6	1.020241	1.020334	1.020182	1.020505	1.020086	1.020275	1.020348	1.019951	1.020181	1.019928
	30	1.018796	1.018922	1.018779	1.019002	1.018601	1.01882	1.018951	1.01859	1.018742	1.01847
	40	1.015385	1.016024	1.015517	1.015585	1.015173	1.015434	1.015565	1.015081	1.015348	1.015086
	50	1.011776	1.012419	1.011803	1.011588	1.01151	1.01167	1.011841	1.011447	1.011646	1.011361
	60	1.007759	1.008426	1.007769	1.007654	1.007984	1.007703	1.007848	1.007517	1.007652	1.007369
ボイド率 (%)	5	1.001460	1.002061	1.001487	1.001635	1.001276	1.00139	1.001578	1.001142	1.001354	1.001015
25.6°C	10	0.980523	0.981187	0.980591	0.980768	0.980384	0.980486	0.98065	0.980276	0.980480	0.980114
	20	0.931009	0.931729	0.931079	0.930905	0.930786	0.930983	0.931178	0.930708	0.930919	0.930529

1) 核分裂数等の計算(TRACY)

4.1 で決定した 10 ケースの条件を L1~L10 と表す。

● 動特性解析

i) 計算内容

④で keff の分布を求めた LHS ケースのそれぞれについて、SRAC-TWODANT 計算から求めた動特性パラメータを AGNES に入力し、出力(W)、エネルギー(J)、温度(°C)を計算した。エネルギーは U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 3.2×10^{-11} J (200 MeV) で除算して核分裂数を算出した。

SRAC-TWODANT 計算結果を AGNES の入力パラメータに対応させて表 5-39 にまとめた。表 5-39 のケース 0(変動中央値)の反応度(算出値)は 269 cent となった。文献(JAERI-Data/Code 2002-005、p.54)によると添加反応度は 2 \$ (200 cent) であるので、その差分 69 cent を補正量として、LHS の各ケースに適用、AGNES 計算に設定する添加反応度とした。

表 5-39 に示された反応度 1 次温度係数、反応度 2 次温度係数は、以下の方法で求めた。すなわち、10 通りの LHS ケースの各ケースで 5 通りの温度(25.6, 30.0, 40.0, 50.0, 60.0°C)の keff を算出した。25.6°C と各温度の $1/keff$ の差分をとり、実効遅発中性子割合 β_{eff} で除算して $\Delta \rho$ を求め、同様に 25.6°C と各温度の温度差分 ΔT を求めた。 $\Delta T - \Delta \rho$ のプロットに対し、最小二乗法 2 次フィッティングにより 1 次及び 2 次の温度係数を算出した。変動中央値の場合を図 5-72 に一例として示す。同様に反応度ボイド係数を導出するために、10 通りの LHS ケースの各ケースでボイド率 0, 5, 10, 20% での計算を行い、最小二乗法フィッティングにより 1 次及び 2 次のボイド係数を求めた(図 5-73)。

ii) 計算結果

AGNES 計算結果を図 5-74~図 5-76、及び表 5-40 に示す。文献(JAERI-Data/Code 2002-005、p.54、p.125~p.131)と比較した場合、出力(W)ピークは文献値が 4.85×10^8 W(Tr-Lin-N-A 測定)、 5.66×10^8 W(Tr-Log-N-A 測定)に対して本計算では $4.74 \sim 6.08 \times 10^8$ W となり、文献値を包含する範囲となった。エネルギー(J)に関しては文献値の 1.11×10^7 J に対して本計算では、 $2.11 \sim 2.27 \times 10^7$ J と近い値になった。核分裂数は文献値が 3.48×10^{17} に対して $6.58 \sim 7.09 \times 10^{17}$ と近い値になった。温度に関しては、文献値 p.129 Fig.3.16(5)の容器中央に最も近い測定点 1, 4, 8 では、室温から約 70°C のピークを経て約 50°C に達し、時間をへて徐々に温度上昇している。本計算では、70°C のピークは示さないものの、室温から 50°C(323K)付近に達して時間を経て徐々に温度上昇している。評価期間の最後では、70~75°C の範囲に達する。

以上より AGNES 計算結果は、文献値を十分再現していると言える。

結果である出力 (W)、エネルギー(J)、温度(K)と入力パラメータである燃料半径、濃度、反応度の関係を図 5-77~図 5-79 に示す。反応度は、出力、エネルギー、温度に対して正の相関がみられる。半径も弱い相関がみられる。濃度は、出力、エネルギー、温度に対して相関は見られなかった。

表 5-39 SRAC, TWO-DANT 計算結果から AGNES 計算に用いるパラメータ値

AGNES/AGNES-P 入力パラメータ	カード	ケース パラメータ	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
中性子寿命[sec]	card9	alife	4.79E-05	4.79E-05	4.79E-05	4.79E-05	4.80E-05	4.80E-05	4.79E-05	4.80E-05	4.79E-05	4.79E-05	4.79E-05
反応度[cent](算出値)	card13 -3	rho1n	2.69E+02	2.78E+02	2.70E+02	2.68E+02	2.73E+02	2.67E+02	2.70E+02	2.71E+02	2.65E+02	2.68E+02	2.65E+02
反応度[cent](バイアス)	card13 -3	rho1n	2.00E+02	2.08E+02	2.01E+02	1.99E+02	2.03E+02	1.98E+02	2.00E+02	2.01E+02	1.96E+02	1.99E+02	1.96E+02
領域 1 の密度[kg/m ³]	card19	rho1	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03	1.54E+03
領域 1 の比熱[J/kg/K]	card19	cp1	2.51E+03	2.50E+03	2.51E+03	2.51E+03	2.51E+03	2.51E+03	2.50E+03	2.51E+03	2.51E+03	2.51E+03	2.50E+03
領域 1 の反応度温度 1 次係数 [cent/K]	card22	rc1	-4.11E+00	-4.08E+00	-4.06E+00	-4.12E+00	-4.27E+00	-4.23E+00	-4.14E+00	-4.04E+00	-4.14E+00	-4.11E+00	-4.13E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数 [cent/K ²]	card22	rc2	-1.91E-02	-1.96E-02	-2.17E-02	-1.99E-02	-1.53E-02	-1.64E-02	-1.99E-02	-2.16E-02	-1.82E-02	-1.99E-02	-1.97E-02
ポイド反応度 1 次係数 [cent/%Void]	card29	vc1	-4.49E+01	-4.48E+01	-4.50E+01	-4.48E+01	-4.50E+01	-4.48E+01	-4.51E+01	-4.48E+01	-4.48E+01	-4.49E+01	-4.51E+01
ポイド反応度 2 次係数 [cent/%Void ²]	card29	vc2	-8.48E-01	-8.42E-01	-8.43E-01	-8.52E-01	-8.37E-01	-8.53E-01	-8.39E-01	-8.47E-01	-8.51E-01	-8.49E-01	-8.42E-01
第 1 群遅発中性子割合	card10	beta1	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04	2.43E-04
第 2 群遅発中性子割合	card10	beta2	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03	1.61E-03
第 3 群遅発中性子割合	card10	beta3	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03	1.45E-03
第 4 群遅発中性子割合	card10	beta4	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03	2.89E-03
第 5 群遅発中性子割合	card10	beta5	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04	8.60E-04
第 6 群遅発中性子割合	card10	beta6	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04	3.13E-04
第 1 群先行核崩壊定数	card11	al1	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02	1.24E-02
第 2 群先行核崩壊定数	card11	al2	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02
第 3 群先行核崩壊定数	card11	al3	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.12E-01
第 4 群先行核崩壊定数	card11	al4	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01	3.02E-01
第 5 群先行核崩壊定数	card11	al5	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00	1.14E+00
第 6 群先行核崩壊定数	card11	al6	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00	3.03E+00

パラメータ	温度					備考
	25.6	30	40	50	60	
$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	0	4.4	14.4	24.4	34.4	各温度-25.6
k_{eff}	1.0202	1.0188	1.0154	1.0118	1.0078	計算結果
1/ k_{eff} 差分	0.000E+00	-1.391E-03	-4.688E-03	-8.200E-03	-1.214E-02	1/ k_{eff} 25.6 $^{\circ}\text{C}$ - 1/ k_{eff} 各温度
β_{eff}	7.370E-03	7.371E-03	7.375E-03	7.379E-03	7.384E-03	計算結果
$\Delta \rho (\$)$	0.000E+00	-1.887E-01	-6.356E-01	-1.111E+00	-1.644E+00	(1/ k_{eff} 差分) / β_{eff}
$\Delta \rho (\text{cent})$	0.000E+00	-1.887E+01	-6.356E+01	-1.111E+02	-1.644E+02	$\Delta \rho (\$)*100$

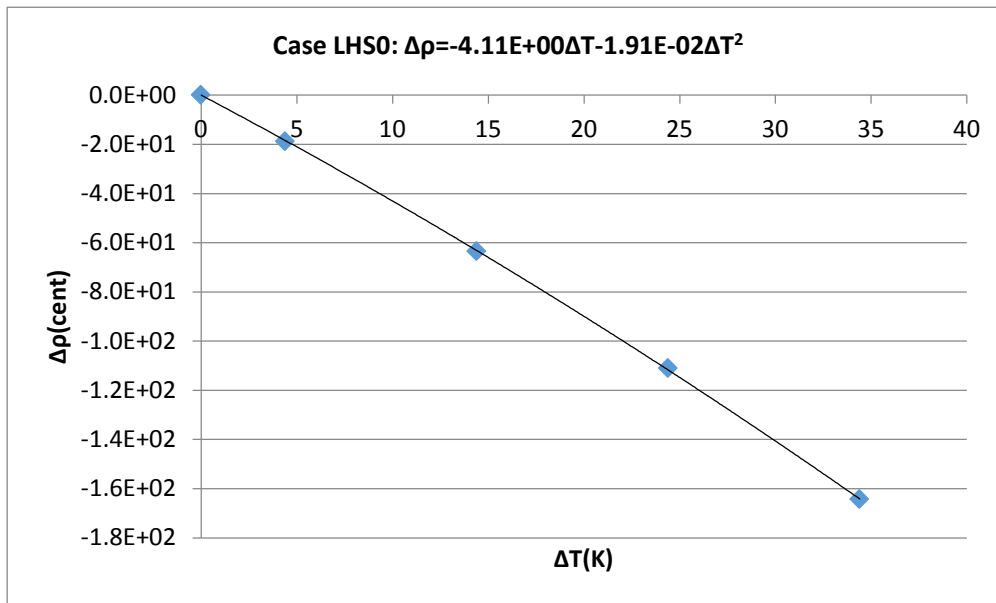


図 5-72 反応度温度係数の導出例(LHS 0 ケース)

パラメータ	ボイド率				備考
	0	5	10	20	
Δボイド率	0	5	10	20	
k _{eff}	1.0202	1.0015	0.9805	0.9310	計算結果
1/k _{eff} 差分	0.000E+00	-1.838E-02	-3.970E-02	-9.394E-02	1/k _{eff} 0% - 1/k _{eff} 各%
β _{eff}	7.370E-03	7.416E-03	7.469E-03	7.596E-03	計算結果
Δρ (\$)	0.000E+00	-2.479E+00	-5.316E+00	-1.237E+01	(1/k _{eff} 差分)/β _{eff}
Δρ (cent)	0.000E+00	-2.479E+02	-5.316E+02	-1.237E+03	Δρ (\$)*100

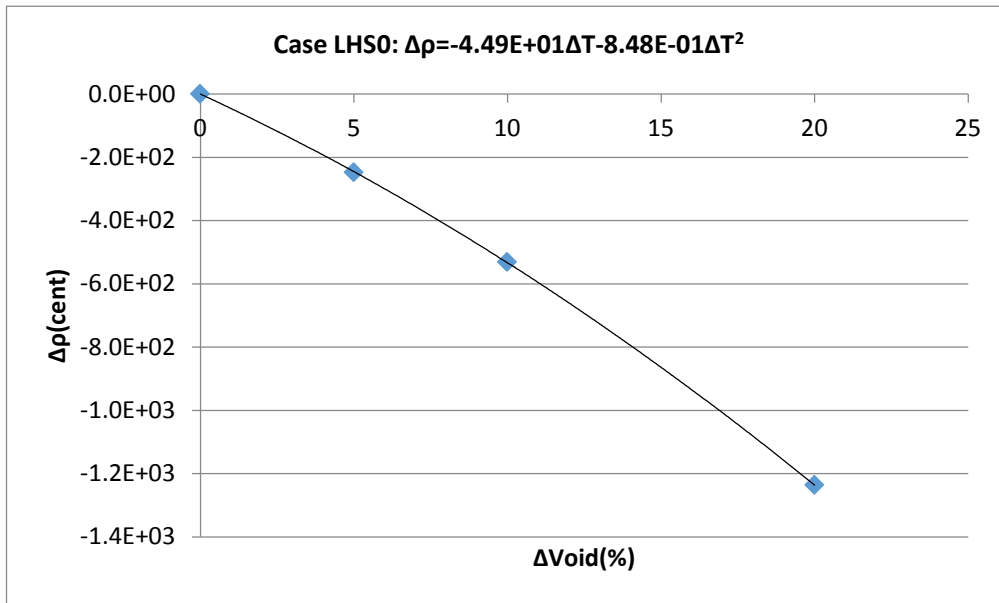
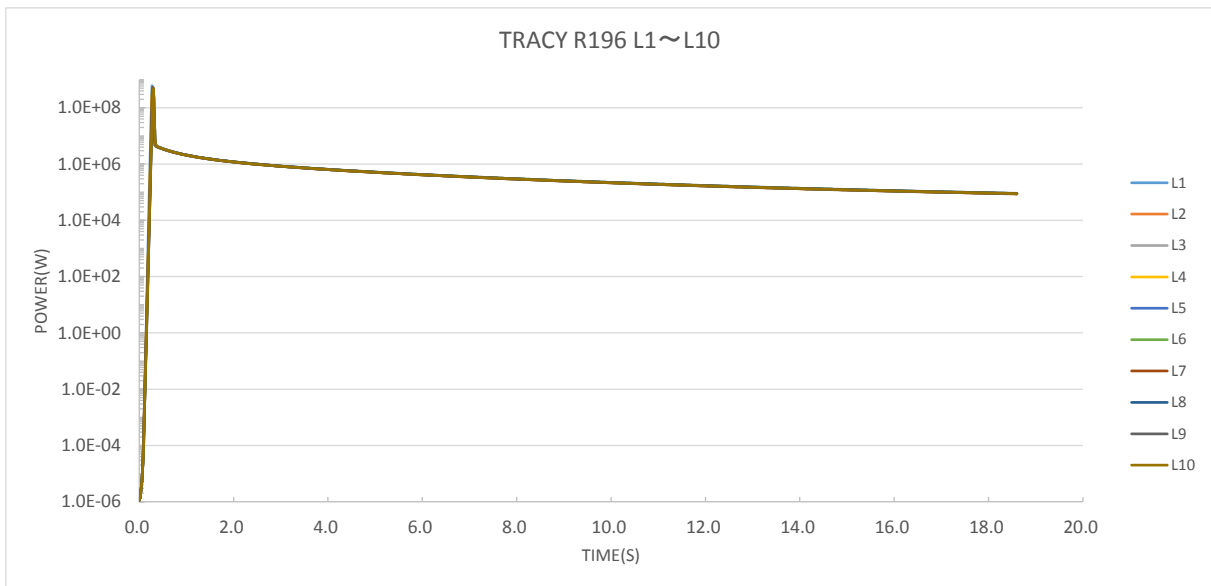


図 5-73 反応度ボイド係数の導出例(LHS0 ケース)

(a)全評価期間 0-18.6 秒



(b)評価期間 0-1 秒拡大

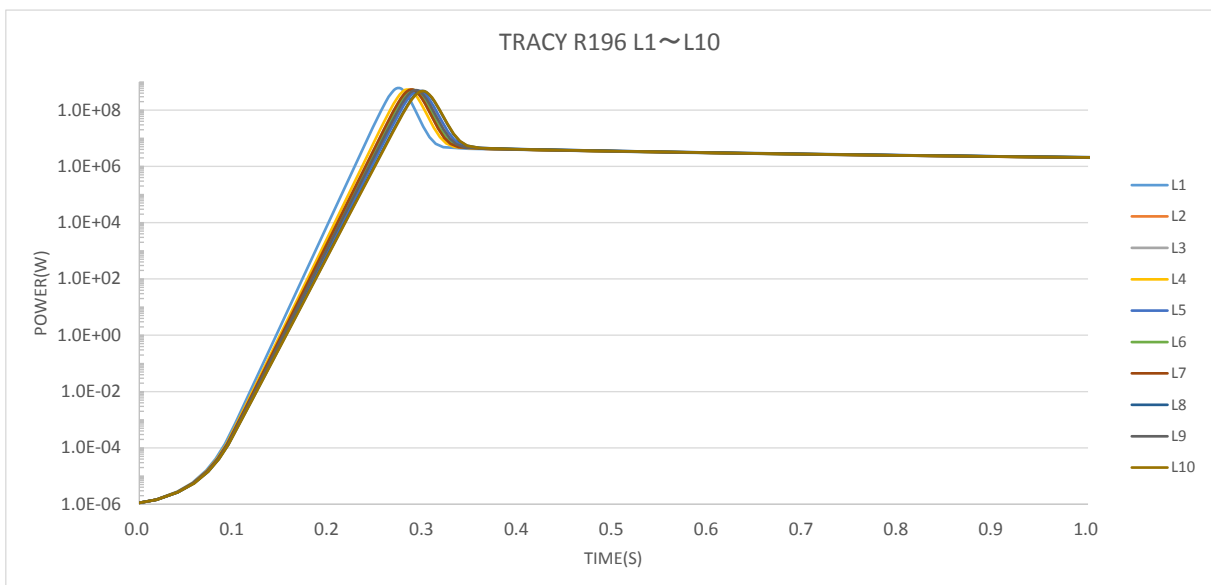
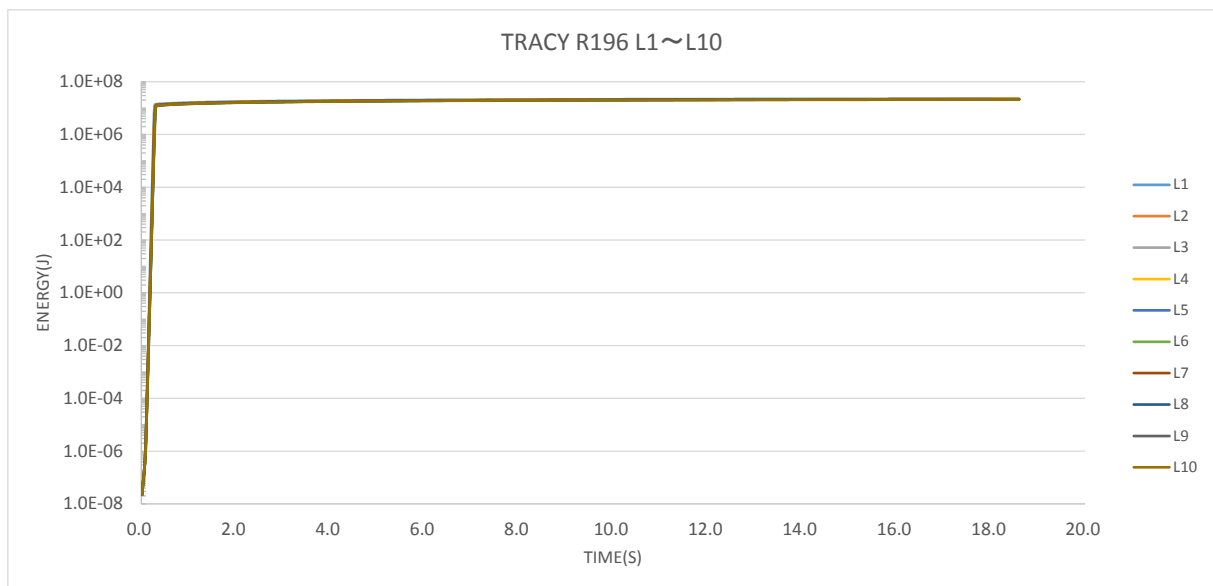


図 5-74 出力(W)の時間変化

(a)全評価期間 0-18.6 秒



(b)評価期間 0-1 秒拡大

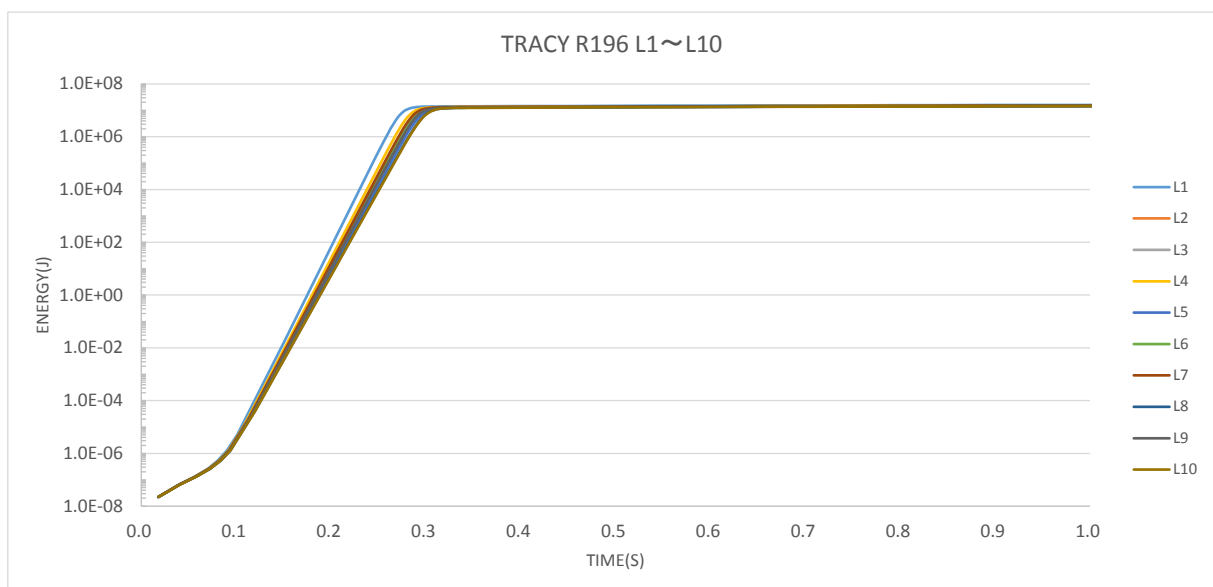
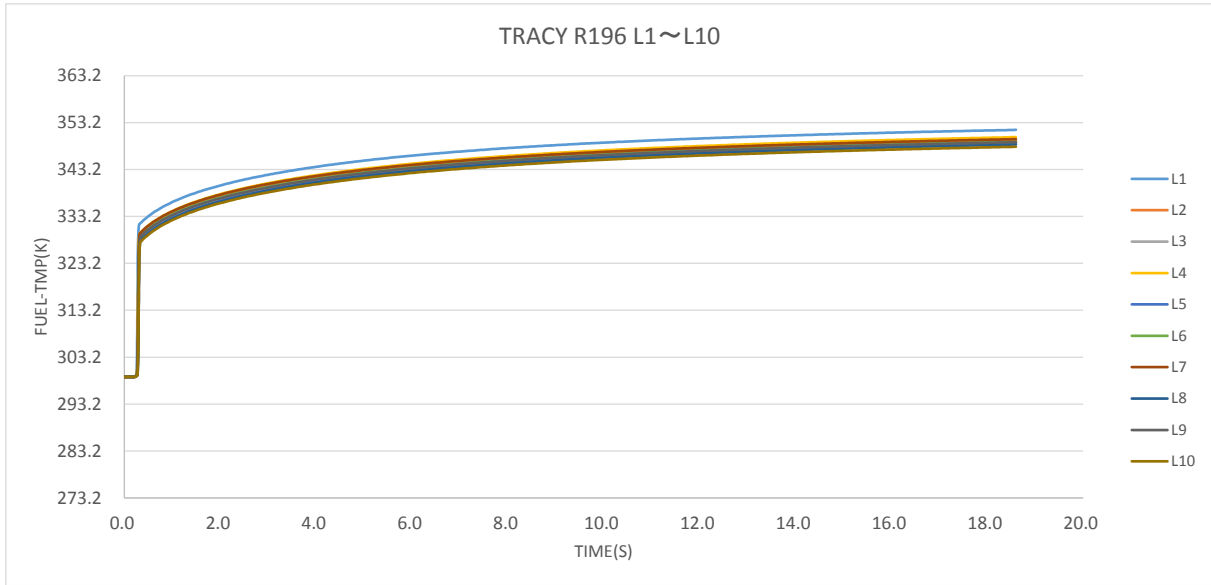


図 5-75 エネルギー(J)の時間変化

(a)全評価期間 0-18.6 秒



(b)評価期間 0-1 秒拡大

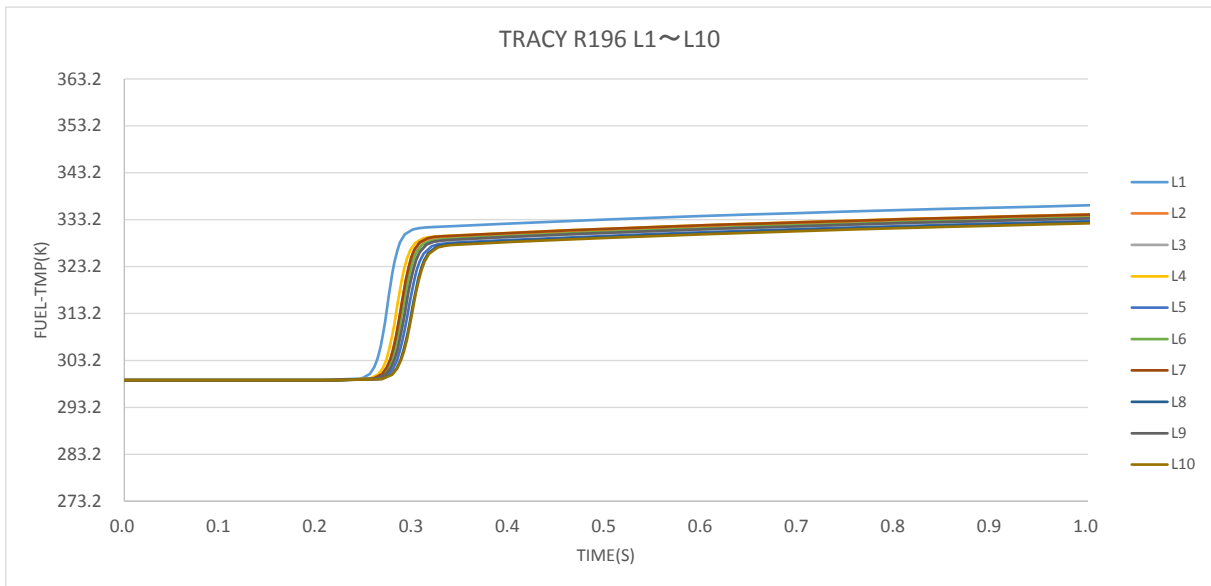


図 5-76 温度(K)の時間変化

表 5-40 出力、エネルギー、温度の最大値及びエネルギーから導出した核分裂数

	L1	L2	L3	L4	L5	L6	L7	L8	L9	L10	期待値
POWER (W)	6.07E+08	5.32E+08	5.08E+08	5.39E+08	4.88E+08	5.17E+08	5.36E+08	4.79E+08	5.08E+08	4.74E+08	5.19E+08
ENERGY (J)	2.27E+07	2.17E+07	2.15E+07	2.20E+07	2.14E+07	2.16E+07	2.18E+07	2.13E+07	2.15E+07	2.11E+07	2.17E+07
FUEL-TMP (K)	351.60	349.36	348.91	350.05	348.63	349.09	349.62	348.48	348.96	348.00	349.27
核分裂数	7.09E+17	6.78E+17	6.72E+17	6.89E+17	6.69E+17	6.74E+17	6.82E+17	6.65E+17	6.72E+17	6.58E+17	6.77E+17

U235 の 1 核分裂あたりエネルギー 200[MeV] ⇒3.2E-11[J]

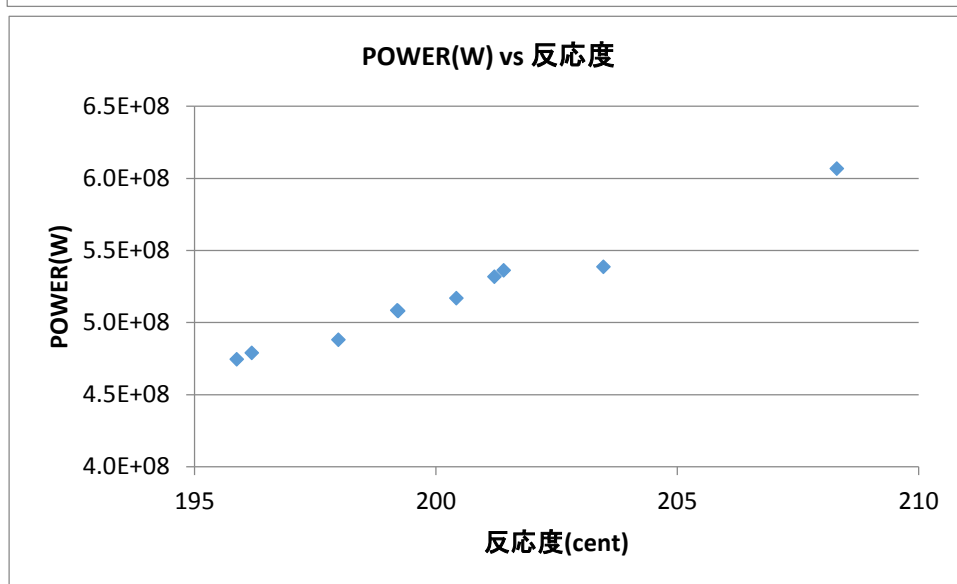
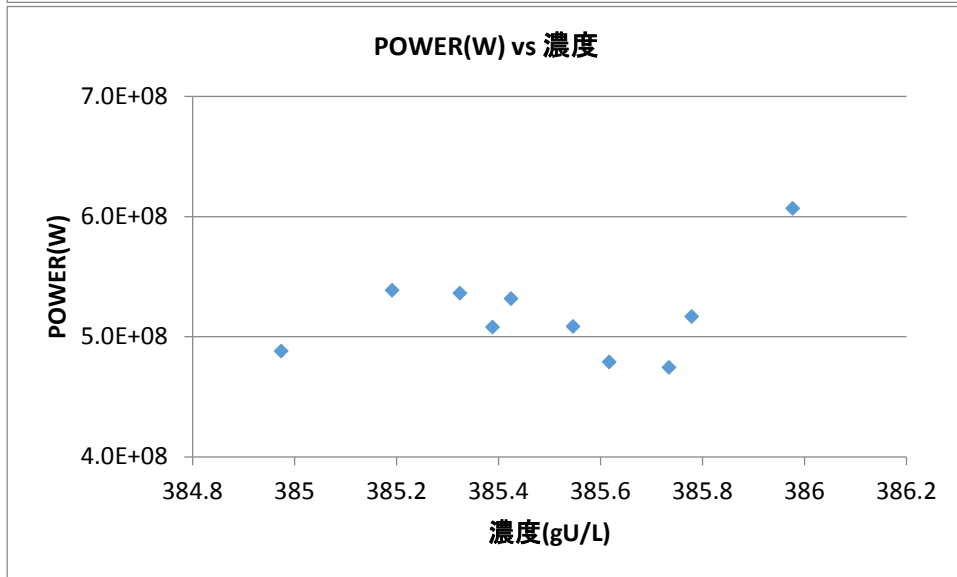
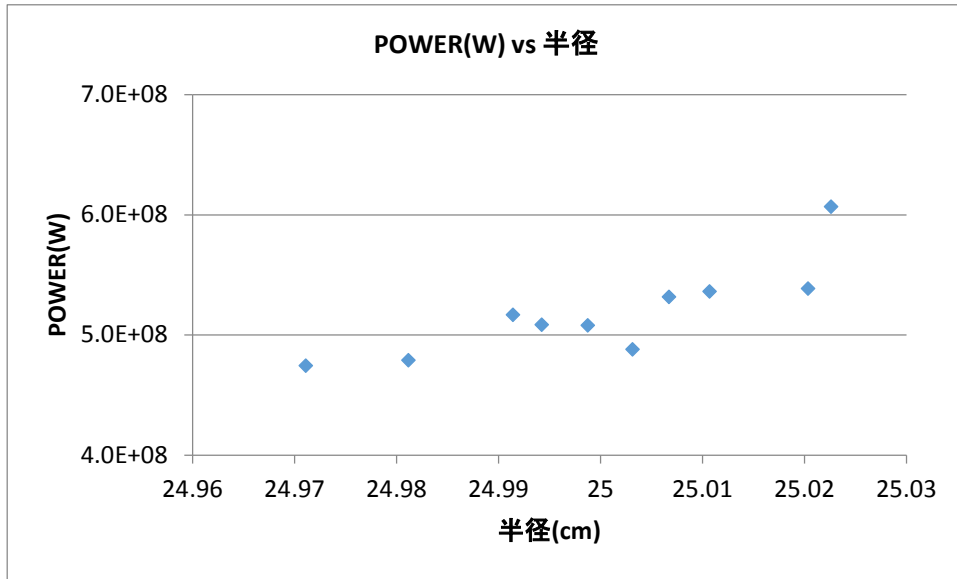


図 5-77 出力(W)と半径、濃度、反応度の関係

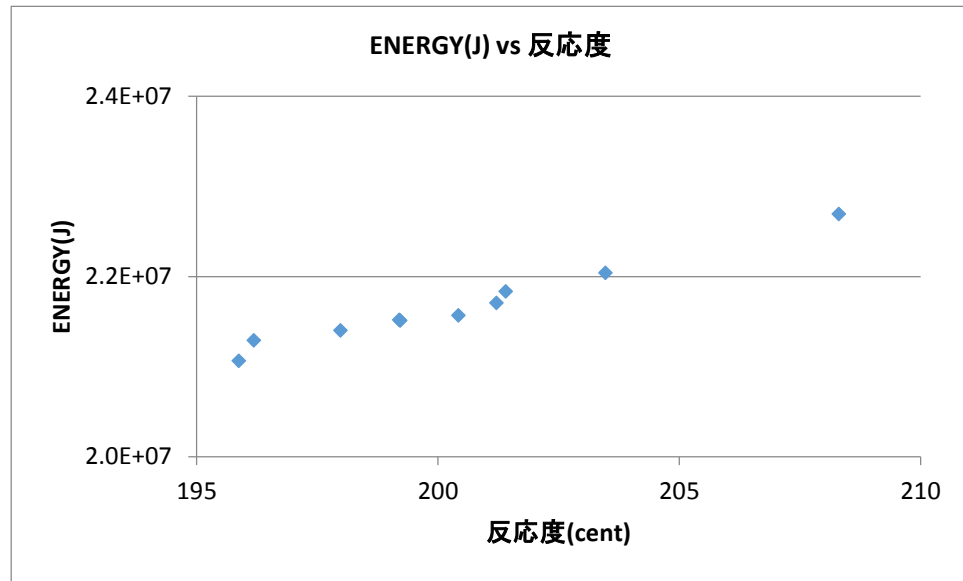
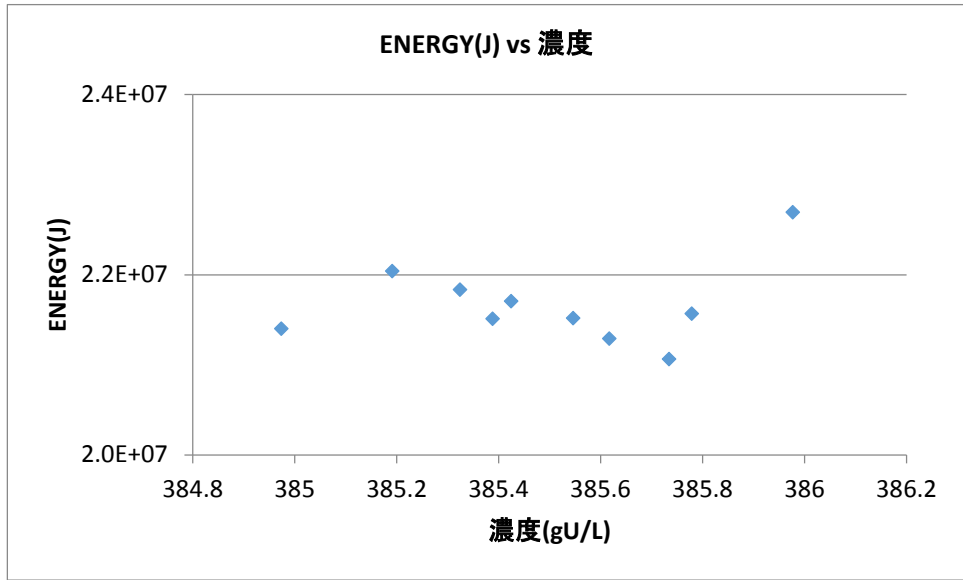
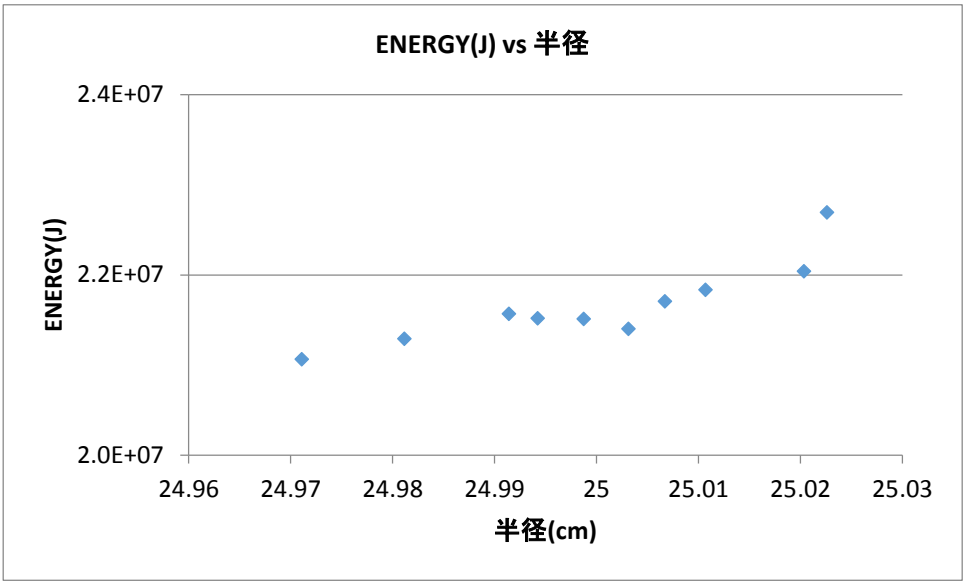


図 5-78 エネルギー(J)と半径、濃度、反応度の関係

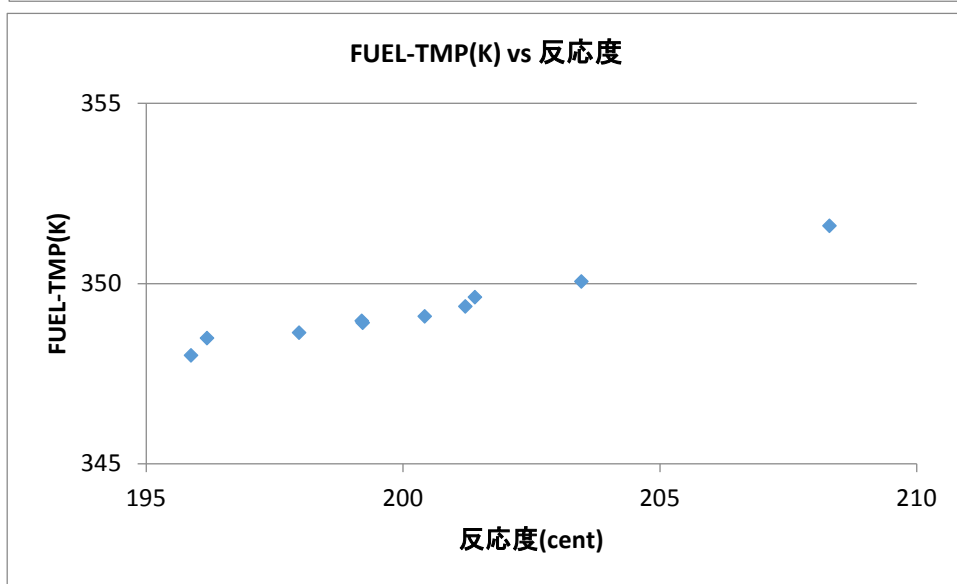
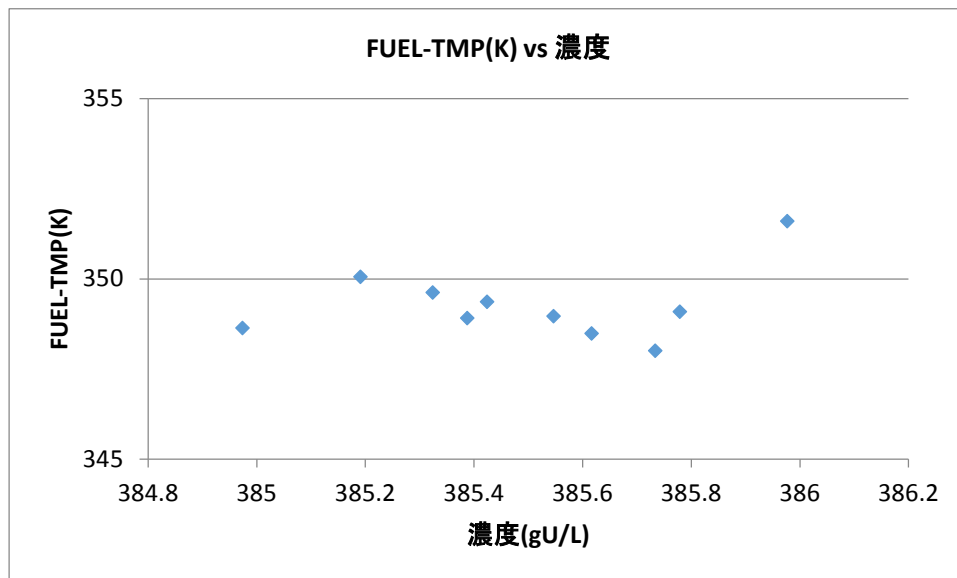
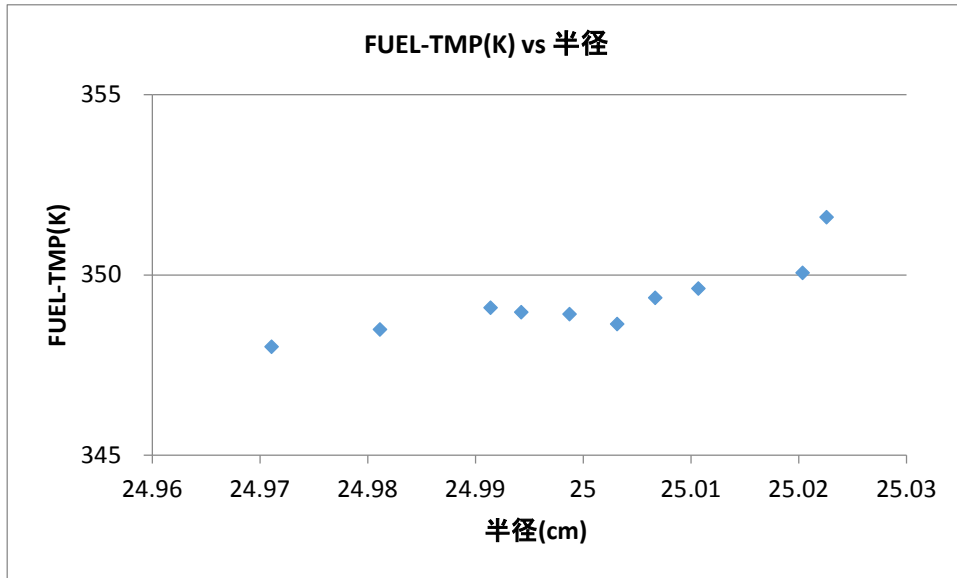


図 5-79 温度(K)と半径、濃度、反応度の関係

- 簡易評価手法

- i) 簡易評価式

簡易評価式は、(1).⑤.1)で示したものを使用した。

- ii) 計算過程

SRAC-TWODANT 計算から得た遅発中性子割合、温度係数等は表中網掛けで示した。温度係数は、動特性解析と同様に5点の温度から2次最小二乗法フィッティングで1次温度係数、2次温度係数を算出した。また1次最小二乗法フィッティングで平均温度係数を求めた。

なお、温度係数を求めるフィッティング式は、 $\Delta \rho = -\alpha_1 \Delta T - \alpha_2 \Delta T^2$ であり①で導出した値と符号の正負が逆になる。

- iii) 計算結果

簡易評価結果を表 5-41 に示す。文献(JAERI-Data/Code 2002-005、p.54、p.125～p.131)と比較した場合、出力(W)ピークは文献値が 4.85×10^8 W(Tr-Lin-N-A 測定)、 5.66×10^8 W(Tr-Log-N-A 測定)に対して本計算では Yamane 式 $8.51 \times 10^5 \sim 1.72 \times 10^6$ W となり過小評価となった。核分裂数は文献値が 3.48×10^{17} に対して Tuck, Olsen, Barbry, Nomura, Knemp-Duluc の式のうち Barbry の式が $4.37 \sim 4.38 \times 10^{17}$ で、文献値に近い値になった。Tuck, Olsen, Nomura, Knemp-Duluc の式は、 $10^{18} \sim 10^{21}$ の桁で過大評価となった。

簡易評価手法を用いて計算した結果を以下に示す。計算の過程は付録に示した。

表 5-41 簡易評価手法計算結果

パラメータセット	エネルギー		出力	核分裂数				
	第1ピーク近傍 Ep	単調的減少領域+プラトー領域 Ep	第1出力ピークの評価式 n (W)	Tuck の式	Olsen の式	Barbry の式	Nomura の式	Knemp-Duluc の式
L1	2.0352E+05	4.2889E+03	1.5428E+06	1.1195E+19	1.2978E+18	4.3871E+17	2.9106E+18	2.2377E+21
L2	1.8846E+05	4.2500E+03	1.6924E+06	1.1180E+19	1.2977E+18	4.3814E+17	2.9068E+18	2.2338E+21
L3	1.8445E+05	4.2436E+03	1.3863E+06	1.1173E+19	1.2976E+18	4.3785E+17	2.9049E+18	2.2322E+21
L4	1.9129E+05	4.2195E+03	8.5056E+05	1.1193E+19	1.2978E+18	4.3863E+17	2.9101E+18	2.2358E+21
L5	1.8122E+05	4.2216E+03	9.2721E+05	1.1177E+19	1.2976E+18	4.3801E+17	2.9060E+18	2.2323E+21
L6	1.8568E+05	4.2209E+03	1.3265E+06	1.1166E+19	1.2975E+18	4.3759E+17	2.9032E+18	2.2316E+21
L7	1.8986E+05	4.2736E+03	1.7240E+06	1.1184E+19	1.2977E+18	4.3828E+17	2.9078E+18	2.2343E+21
L8	1.7961E+05	4.2627E+03	1.1548E+06	1.1157E+19	1.2974E+18	4.3722E+17	2.9007E+18	2.2295E+21
L9	1.8439E+05	4.2431E+03	1.4016E+06	1.1169E+19	1.2975E+18	4.3769E+17	2.9039E+18	2.2317E+21
L10	1.7718E+05	4.2191E+03	1.2942E+06	1.1148E+19	1.2973E+18	4.3686E+17	2.8984E+18	2.2278E+21
期待値	1.8657E+05	4.2443E+03	1.3300E+06	1.1174E+19	1.2976E+18	4.3790E+17	2.9052E+18	2.2327E+21

⑥ 臨界リスクの計算(TRACY)

パラメータ分布の代表値として決定した L1~L10 の条件セットにおいて④で求めた keff の分布と、⑤で求めた出力、温度、核分裂数、パラメータの確率密度関数から、臨界リスク(期待値)を求めた(表 5-42)。

表 5-42 臨界リスク期待値

動特性解析 評価対象	期待値	文献値	文献
出力 (W)	5.20E+08	4.85E+08、5.66E+08	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 54
エネルギー (J)	2.17E+07	1.11E+07	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 54
温度 (K)	349.27	室温から約 70°C (343K) のピークを経て約 50°C (323K) に達し、時間をへて徐々に温度上昇している。	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 129 Fig. 3.16 (5)
核分裂数	6.78E+17	3.48E+17	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 54

簡易評価 方法	期待値	文献値	文献
Tuck の式 (核分裂数)	1.12E+19	3.48E+17	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 54
Olsen の式 (核分裂数)	1.30E+18		
Barbry の式 (核分裂数)	4.38E+17		
Nomura の式 (核分裂数)	2.91E+18		
Knemp-Duluc の式 (核分裂数)	2.23E+21		
Yamane 式 (出力 W)	1.33E+06	4.85E+08、5.66E+08	JAERI-Data/Code 2002-005、p. 54

5.1.3 まとめ

本作業で得られた成果と今後の課題を以下にまとめる。

(1) 成果

- ① 東京電力福島第一発電所の燃料デブリに近い条件（固体状燃料）となる過去に生じた臨界事故例として、以下の2事故に関して文献調査を行い、解析条件を整理したのち、動特性解析、簡易評価を行い、計算精度を明らかにした。
 - 1) 球状の固体燃料が、空気に囲まれている条件(1957年 Los Alamos で発生した Godiva での事故)。
 - 2) 球状の固体燃料が、水等に囲まれている条件(1945年 Los Alamos で発生した高濃縮ウラン疑似球の事故)
 - 3) 比較対象として、TRACY (2001年 Run number 196)
- ② 核分裂数で文献値と比較した場合、Godiva ケースは過小評価、疑似球ケースは過大評価、TRACY は同等となった。
- ③ 計算精度に影響する要素として、計算コードが扱えるモデル体系が考えられる。本計算過程では、Godiva、疑似球は実際には球体であるが、SRAC-TWODANT コード、AGNES-P コードは球体を扱えず、球体と体積が等しい円筒モデル体系を組む必要があった。球体と円筒の両方を扱える MVP コードにより、球体モデルと円筒モデルの keff を算出し、その差分をモデル形状の差による keff 増減の補正量とした。SRAC-TWODANT 計算から得た反応度をこの補正を適用し AGNES-P 計算を行った。
- ④ 本計算過程において、文献で明記されていない距離等の条件は、明記されている反応度、keff を満たす距離を探索して得た。すなわち、Godiva ケースでは、反射体・反射体までの距離の情報が明記されていなかったため、水反射体を想定して、文献値 80 cent となる距離を複数ケース MVP で計算して探索して得た。疑似球では、疑似球の上の水の厚みが明記されていなかったため、keff=1.024 となる水厚みを探索して得た。
- ⑤ LHS コードを用いて、燃料半径、濃縮度（TRACY は濃度）を想定できる範囲の変動をさせた各 10 ケースの計算条件設定を行い、結果の分布と文献値を比較し、過小評価・過大評価を判断した。
- ⑥ Tuck, Olsen, Barbry, Nomura, 及び Knemp-Duluc の式を用いて核分裂数の簡易評価を行った結果、Godiva では、Tuck の式、疑似球では Nomura の式、TRACY では Barbry の式が最も近い結果となった。Yamane 式を用いて出力(W)の簡易評価を行った。Yamane 式では、2 次反応度温度係数が平方根に入っており、Godiva、疑似球では、同係数が負の値となったため、結果が得られない。TRACY では過小評価となった。Godiva、疑似球では 2 次反応度温度係数は負の値であるが、値がほぼゼロに近いので、2 次反応度温度係数を用いない簡易式の利用が望ましい。
- ⑦ 上記(1)～(6)を基に各事故ケースの臨界リスクを算出した(期待値)。
- ⑧ MVP-II 及び TWODANT を用いて kinf 及び keff を算出した。さらに SMORES、OPT-TWO、OPT-DANT を用いて keff の最大値を計算した。

これら計算により、燃料デブリの臨界リスク評価に使用する計算コードの計算精度を明らかにした。また得られた知見は、臨界リスクの評価値の精度評価の一助となる。

(2) 課題

- ① TRACY の解析では精度評価は良好。Godiva では過小評価。原因は、Godiva の球形状を円筒で模擬することで、 k_{eff} を過小評価するため。現在の RESTORE コードシステムシステムでは動特性パラメータの計算を円筒形状で行う。動特性パラメータ計算が可能な形状の範囲を広げる必要がある。形状の相違を別の形で考慮する手法が開発できればそれも有効。
- ② 2 次反応度温度係数を用いない簡易式の利用。Godiva と疑似球では $\Delta \rho - \Delta T$ の関係が上に凸な曲線ではなく、ほぼ直線となり、2 次反応度温度係数のごく小さい値ながら負の値となったため、2 次反応度温度係数を用いた簡易式では結果が得られない。そこで、2 次反応度温度係数を用いない簡易式を利用することが必要である。
- ③ LHS の利用拡大、不確実さ解析、感度解析。燃料デブリの解析に利用した場合、変動パラメータとして形状、濃縮度に加えコンクリート体積割合等が追加可能である。また変動サンプリング数を 10 ケースでなく、100 ケースや 1000 ケースに増やすことにより、不確実さ解析、感度解析が可能となる。不確実さ解析では、系統的な不確実さ（モデルと実現象の差）と統計的な不確実さ（サンプルの違いによる値のばらつき、測定誤差）により発生する計算結果 k_{eff} 等の不確実さを CCDF(補累積分布関数)等で評価する。感度解析では、形状寸法、濃縮度、コンクリート体積割合等の入力値のばらつきが、結果である k_{eff} 等のばらつきに敏感に反映するかどうかを PRCC(偏順位相関係数)等の指標を持って判断する。

5.2 燃料デブリ形状の反応度効果に係る解析

5.2.1 目的及び概要

形状の凸凹が臨界性に与える効果についての解析的検討（パラメータの感度等の検討）

東京電力福島第一発電所の燃料デブリを対象として、その形状や組成をパラメータとして臨界計算を行い、中性子実効増倍率 k_{eff} を計算する。計算結果を整理し、主に形状効果の評価を行う。

この計算により、 k_{eff} と形状の関係を明らかにすることで、形状が不明である燃料デブリの臨界安全管理に役立てることを目的とする。

5.2.2 成果報告

(1) 解析の方法及び条件

① 計算コード及び核データライブラリ

燃料デブリで想定される組成及び形状を組み合わせて臨界計算を行う。計算は MVP、MCNP、TWODANT の 3 種類のコードを用いる。TWODANT コードを用いる場合、計算用の断面積作成のため SRAC コードを用いる。また、核データライブラリは JENDL4 を用いる。

② 体系を構成する材料

原子力機構より提供された原子個数密度を表に示す。

表 5-43 UO₂ の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

²³⁵ U 濃縮度	5 wt%	4 wt%	3 wt%
²³⁵ U	1.200E-03	1.200E-03	7.203E-04
²³⁸ U	2.252E-02	2.252E-02	2.300E-02
O	4.744E-02	4.744E-02	4.744E-02

表 5-44 燃焼燃料の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

²³⁴ U	6.055E-06	⁹⁵ Mo	2.114E-05
²³⁴ U	6.310E-04	⁹⁹ Tc	2.137E-05
²³⁴ U	2.284E-02	¹⁰³ Rh	1.215E-05
²³⁸ Pu	4.411E-07	¹³³ Cs	2.302E-05
²³⁸ Pu	1.038E-04	¹⁴³ Nd	1.779E-05
²³⁸ Pu	1.931E-05	¹⁴⁵ Nd	1.266E-05
²³⁸ Pu	7.888E-06	¹⁴⁷ Sm	3.575E-06
²³⁸ Pu	1.028E-06	¹⁴⁹ Sm	1.198E-07
²⁴¹ Am	1.192E-06	¹⁵⁰ Sm	4.106E-06
		¹⁵² Sm	1.926E-06
		¹⁵³ Eu	1.267E-06
		¹⁵⁵ Gd	5.895E-07
		O	4.805E-02

表 5-45 水の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

H	6.666E-02
O	3.333E-02

表 5-46 コンクリートの原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

H	1.374E-02	³⁹ K	4.295E-04
O	4.592E-02	⁴⁰ K	5.388E-08
C	1.153E-04	⁴¹ K	3.100E-05
Na	9.640E-04	⁴⁰ Ca	1.457E-03
²⁴ Mg	9.786E-05	⁴² Ca	9.722E-06
²⁵ Mg	1.239E-05	⁴³ Ca	2.029E-06
²⁶ Mg	1.364E-05	⁴⁴ Ca	3.134E-05
Al	1.741E-03	⁴⁶ Ca	6.010E-08
²⁸ Si	1.533E-02	⁴⁸ Ca	2.810E-06
²⁹ Si	7.761E-04	⁵⁴ Fe	2.001E-05
³⁰ Si	5.152E-04	⁵⁶ Fe	3.165E-04
		⁵⁷ Fe	7.592E-06
		⁵⁸ Fe	9.662E-07

③ 設定する原子個数密度

前節のうち、同位体割合の表記のない元素 H,O,C, Al については臨界安全ハンドブック初版データ集の表 2.2 の存在比を使用し次のように設定した。Na については、²³Na 100%とした。

これらに基づき、MVP、MCNP の入力ファイルで設定した原子個数密度を次の表に示す。

(JENDL-4 ライブラリに含まれないものは削除の予定)

表 5-47 UO₂ の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

²³⁵ U 濃縮度	5 wt%	4 wt%	3 wt%
²³⁵ U	1.200E-03	9.604E-04	7.203E-04
²³⁸ U	2.252E-02	2.276E-02	2.300E-02
¹⁶ O	4.733E-02	4.733E-02	4.733E-02
¹⁷ O	1.803E-05	1.803E-05	1.803E-05
¹⁸ O	9.678E-05	9.678E-05	9.678E-05

表 5-48 燃料燃料の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

²³⁴ U	6.055E-06	⁹⁵ Mo	2.114E-05
²³⁴ U	6.310E-04	⁹⁹ Tc	2.137E-05
²³⁴ U	2.284E-02	¹⁰³ Rh	1.215E-05
²³⁸ Pu	4.411E-07	¹³³ Cs	2.302E-05
²³⁸ Pu	1.038E-04	¹⁴³ Nd	1.779E-05
²³⁸ Pu	1.931E-05	¹⁴⁵ Nd	1.266E-05
²³⁸ Pu	7.888E-06	¹⁴⁷ Sm	3.575E-06
²³⁸ Pu	1.028E-06	¹⁴⁹ Sm	1.198E-07
²⁴¹ Am	1.192E-06	¹⁵⁰ Sm	4.106E-06
		¹⁵² Sm	1.926E-06
		¹⁵³ Eu	1.267E-06
		¹⁵⁵ Gd	5.895E-07
		¹⁶ O	4.793E-02
		¹⁷ O	1.826E-05
		¹⁸ O	9.802E-05

表 5-49 水の原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

¹ H	6.6650E-02
² H	9.8657E-06
¹⁶ O	3.3250E-02
¹⁷ O	1.2665E-05
¹⁸ O	6.7993E-05

表 5-50 コンクリートの原子個数密度 (単位 atoms/b cm)

¹ H	1.374E-02	³⁹ K	4.295E-04
² H	2.034E-06	⁴⁰ K	5.388E-08
¹⁶ O	4.581E-02	⁴¹ K	3.100E-05
¹⁷ O	1.745E-05	⁴⁰ Ca	1.457E-03
¹⁸ O	9.368E-05	⁴² Ca	9.722E-06
¹² C	1.140E-04	⁴³ Ca	2.029E-06
¹³ C	1.280E-06	⁴⁴ Ca	3.134E-05
²³ Na	9.640E-04	⁴⁶ Ca	6.010E-08
²⁴ Mg	9.786E-05	⁴⁸ Ca	2.810E-06
²⁵ Mg	1.239E-05	⁵⁴ Fe	2.001E-05
²⁶ Mg	1.364E-05	⁵⁶ Fe	3.165E-04
²⁷ Al	1.741E-03	⁵⁷ Fe	7.592E-06
²⁸ Si	1.533E-02	⁵⁸ Fe	9.662E-07
²⁹ Si	7.761E-04		
³⁰ Si	5.152E-04		

④ 燃料条件

燃料条件であるデブリの組成は、コンクリート体積割合で指定されたコンクリートと、燃料（100－コンクリート体積割合）が均質に混合したものとする。なお、デブリ表面凹凸の凹部の水を減速体すなわち V_m と考え、その外側の水を反射体と考え別に取り扱うことや、 UO_2 と均質に減速材を混入させることはせず、 $V_m/V_f=0.00$ で評価を行う。燃料条件を表 5-51 に示す。

表 5-51 燃料条件

燃料条件	燃料	コンクリート体積割合
D1 (基本ケース)	U 濃縮度 4wt%	90%
D2	U 濃縮度 4wt%	0%
D3	U 濃縮度 4wt%	60%
D4	U 濃縮度 3wt%	90%
D5	U 濃縮度 5wt%	90%
D6	燃焼燃料	90%

⑤ 予備解析 計算体系

$k_{eff}=1$ となるデブリ厚さを求めることを目的とし、図 5-80 に示したようなデブリ表面凹凸の無い形状で、デブリの y 軸方向厚さを 6 通り程度設定する。デブリ厚さの設定例を表 5-52 に示す。

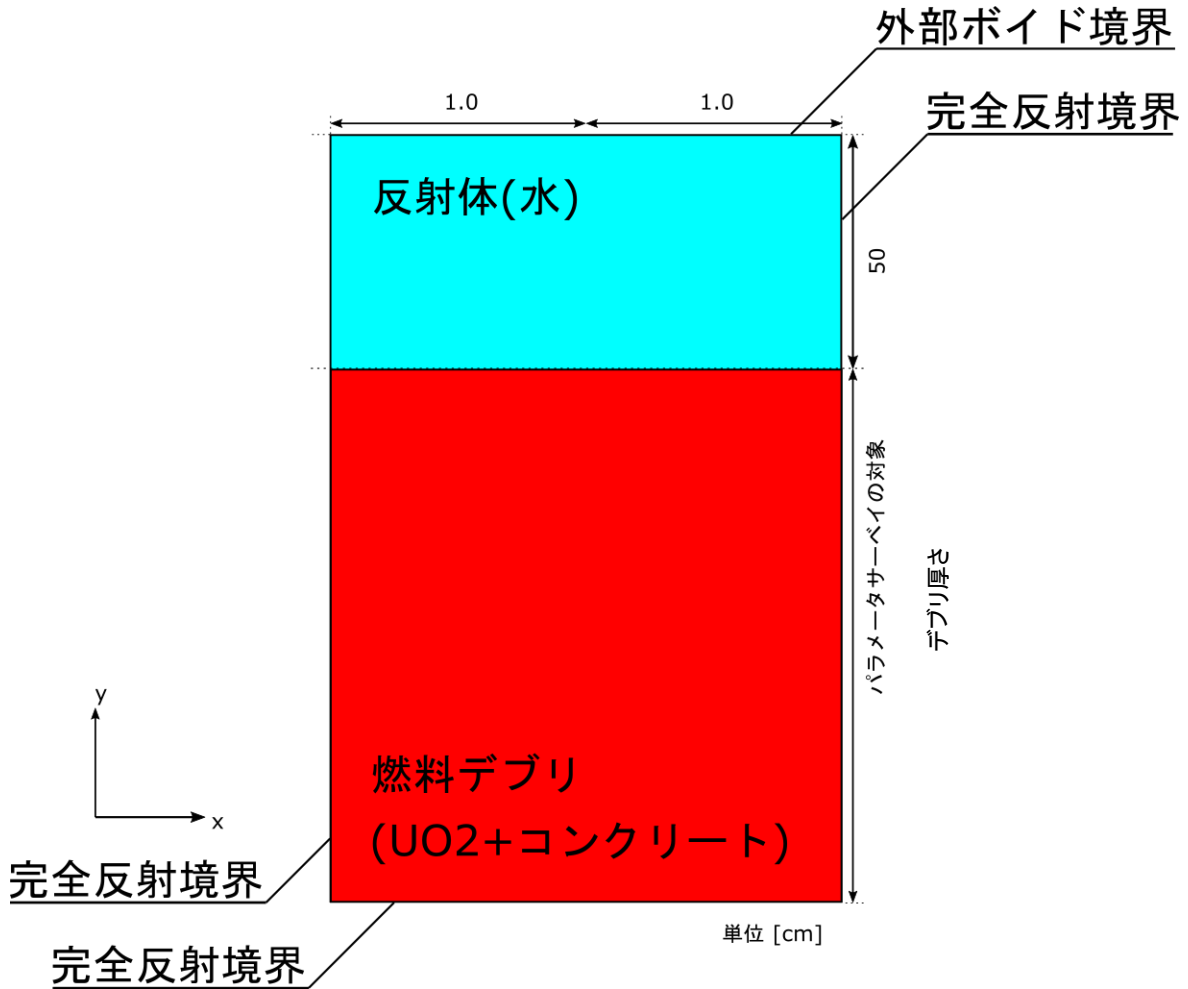


図 5-80 予備解析計算体系

表 5-52 予備解析 形状寸法パラメータ例

燃料条件	設定するデブリ厚さ [cm]
D1	6, 10, 15, 20, 30, 50

⑥ 本解析 計算体系

解析する模擬デブリは表面に凹凸のある平板状の形状であり、デブリ平板を反射体で覆う体系である。この体系を図 5-81 のように凹凸の 1/2 波長(x 軸方向)でモデル化し、境界は完全反射境界条件とする。またデブリ平板の中心から反射体外側までの間でモデル化し、デブリ中心の境界は完全反射境界、反射体外側の境界は外部ボイド境界とし、これを計算体系とする。図 5-81 におけるデブリ凹凸波長及びデブリ凹凸振幅を表 5-53 に示す。

MCNP においてはデブリ上部の反射体を空気とした計算を実施する。このときの燃料条件は D1 のみとする。

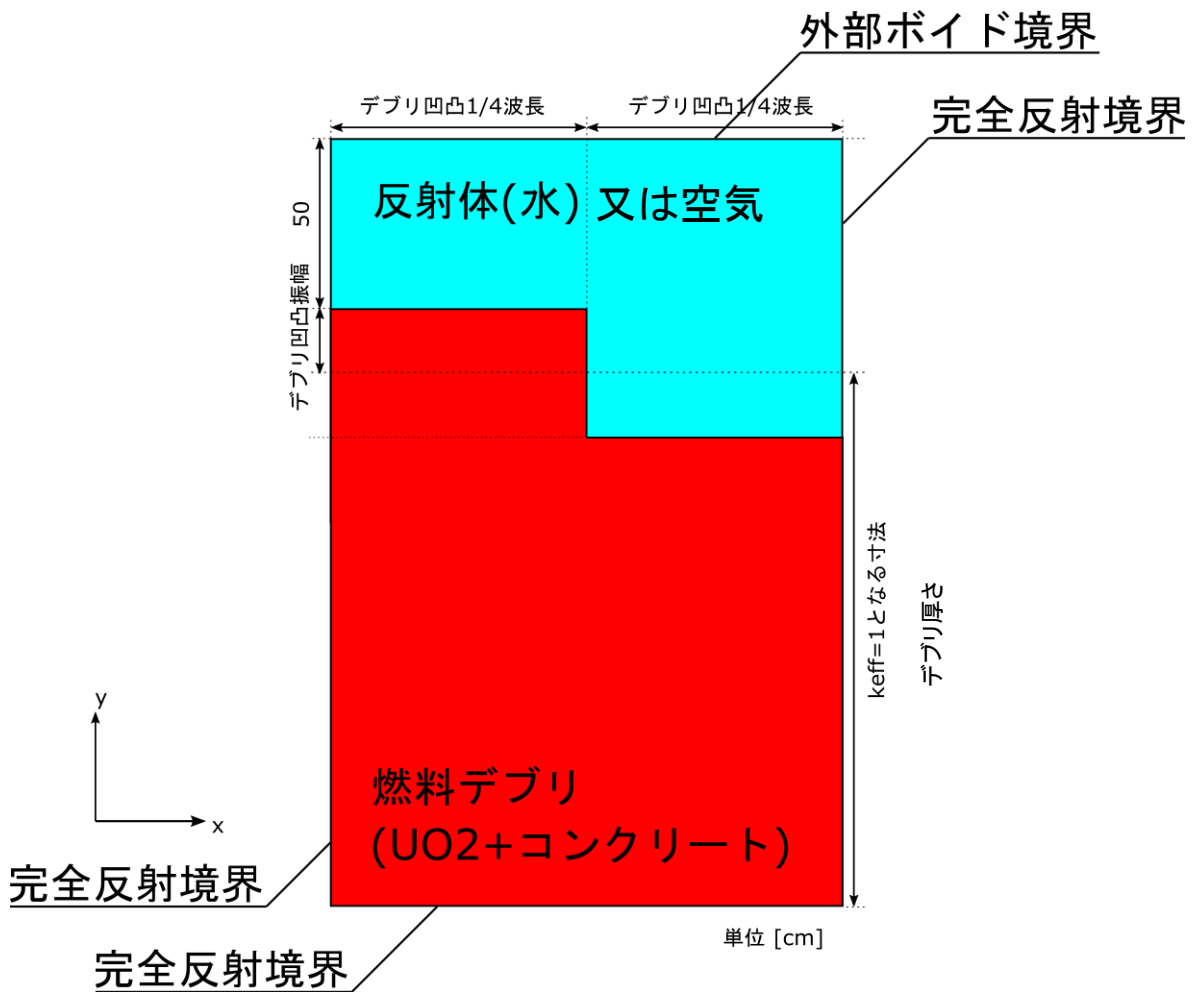


図 5-81 本解析計算体系

表 5-53 本解析 形状寸法パラメータ

パラメータ	寸法[cm]
デブリ凹凸 1/2 波長	0.1, 1, 2, 4, 10, 20, 40, 100
デブリ凹凸振幅	0.5, 1, 4, 8, (デブリ厚さ)/2

(2) 予備解析

デブリの y 軸方向厚さは、凹凸の無い形状における $k_{eff}=1$ となる厚さを予め求めて設定する。本節で、y 軸方向厚さを 6 通り振って k_{eff} を求め、内挿により $k_{eff}=1$ となる y 軸方向厚さを求める。

- i) 各パラメータセットに対し、y 長さを 6 点程度振って k_{eff} を求める。
- ii) 前 i) で求めた k_{eff} から、 $k_{eff}=1$ となる y 長さを多項式へフィッティングし求める。
- iii) フィッティングで求めた y 長さを設定して臨界計算を行い、 $0.999 < k_{eff} < 1.000$ となることを確認する。
- iv) 前 iii) で差異が生じた場合はさらに y 長さを変更し臨界計算を行い、 $0.999 < k_{eff} < 1.000$ となるまで y 長さを変更し臨界計算を行う。

この i) と ii) を燃料条件 D1(表 5-54)に対し行う。

計算ケースの総数は基本的に、y 長さのパラメータ 6 点×燃料条件 1 ケース = 6 ケースに加え、確認計算の 4 ケースの全 10 ケースとなる。予備解析は MCNP、MVP、TWODANT それぞれのコードで実施する。また、計算ヒストリー数を 14,000,000 とした。

表 5-54 予備解析で設定する燃料条件

燃料条件	燃料	コンクリート体積割合
D1 (基本ケース)	U 濃縮度 4wt%	90%

① MCNP によるデブリ寸法の決定

デブリ厚さパラメータとして MCNP により臨界計算を行い、その結果から臨界となるデブリ厚さを決定する。

1) MCNP による臨界計算結果

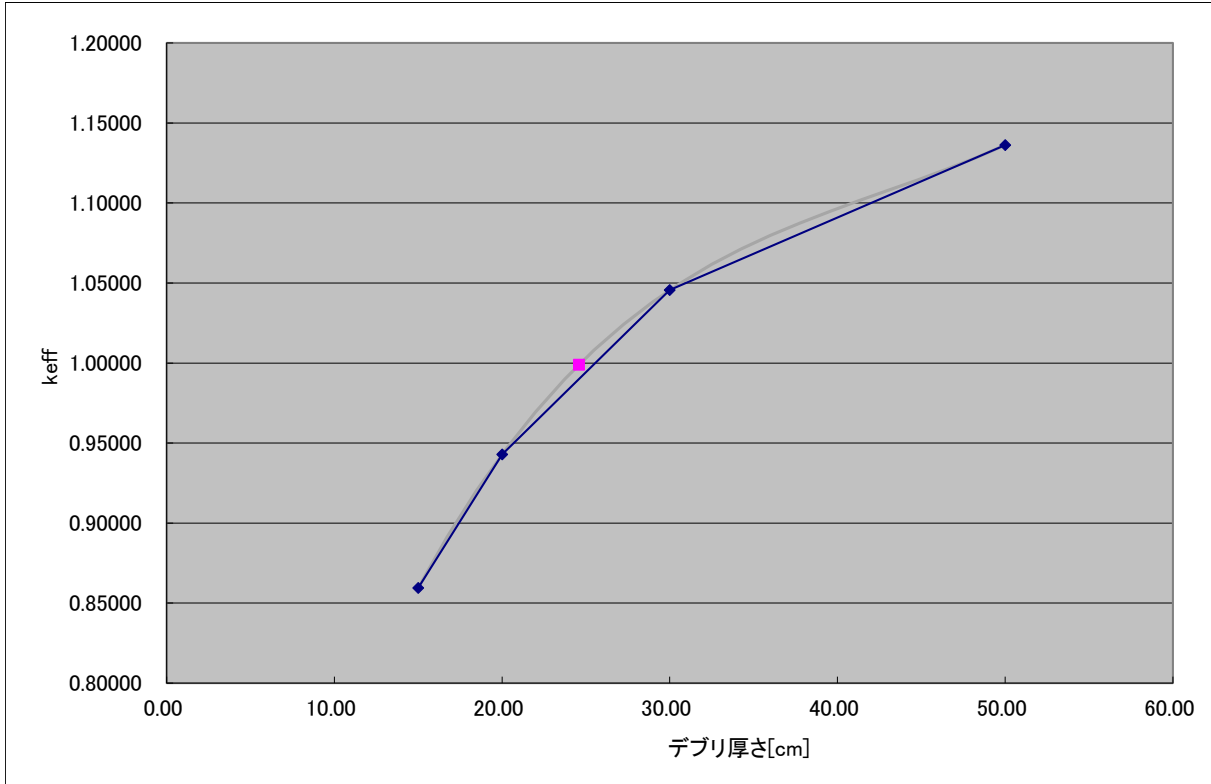
MCNP による臨界計算の結果を表 5-55 に示す。

表 5-55 燃料条件 D1 MCNP 臨界計算結果

燃料条件	デブリ厚さ[cm]	keff	standard deviation
D1	6	0.62320	0.00017
D1	10	0.74470	0.00018
D1	15	0.85954	0.00018
D1	20	0.94290	0.00019
D1	30	1.04558	0.00018
D1	50	1.13622	0.00018
D1	70	1.17255	0.00018
D1	100	0.62320	0.00017

2) 臨界計算結果のフィッティングによるデブリ厚さの算出

フィッティング (図 5-82) により得られた臨界デブリ厚さを表 5-56 に示す。



keff=0.999 となる、臨界デブリ厚さ= 24.59[cm]

図 5-82 燃料条件 D1 臨界計算結果フィッティング

表 5-56 フィッティングによる臨界デブリ厚さ

燃料条件	臨界デブリ厚さ [cm]
D1	24.59

3) 臨界デブリ厚さの確認計算

確認計算の結果(表 5-57)、デブリ厚さ/2=24.61cm で keff=0.99868 であり、0.999 から 1.000 に入らない結果となったため、臨界デブリ厚さサーベイの 2 回目を実施する。

表 5-57 確認計算

燃料条件	デブリ厚 [cm]	keff	standard deviation
D1	24.59	0.99816	0.00019

臨界デブリ厚さサーベイ(2回目) 計算結果は表 5-58 のとおりとなった。

表 5-58 燃料条件 D1

燃料条件	デブリ厚さ [cm]	keff	standard deviation
D1	24.65	0.99881	0.00019
D1	24.70	0.99923	0.00019
D1	24.75	0.99966	0.00019
D1	24.80	1.00010	0.00019

この結果から、keff=1 に最も近いものとして、臨界デブリ厚さは 24.8cm が得られた。この時 keff=1.00010 である。

4) MCNP 予備解析結論

燃料条件 D1 (基本ケース：U 濃縮度 4wt%，コンクリート体積割合 90%)における臨界デブリ厚さは 24.8cm であり、この時 keff=1.00010 standard deviation =0.00019 である。

以上から、MCNP による本解析のデブリ厚さを 24.8cm に設定する。

② MVPによるデブリ寸法の決定

MVPによる予備解析を行う。既に前節でMCNPによるデブリ臨界厚さが24.8cmと得られていることからMVPでも $k_{eff}=1$ となるデブリ厚さは25cmと26cmの間にあることが予想されるため、デブリ厚さは24、25、26、27cmとした。臨界計算結果は表 5-59 に示す通りとなった。

表 5-59 燃料条件 D1 臨界計算結果

燃料条件	デブリ厚さ[cm]	k_{eff}	error[%]
D1	24	9.84170E-01	0.0219
D1	25	9.95564E-01	0.0215
D1	26	1.00555E+00	0.0214
D1	27	1.01522E+00	0.0207

1) MVP の計算体系

MVP の計算体系のデブリ厚さ=24cm の例を図 5-83～図 5-85 に示す。MVP では境界条件を仮想物質として設定する必要がある。反射体外側をボイド領域とするために図中のマテリアル#15 に物質番号-1000 の設定により完全吸収体とすることを要するため、10cm 厚の仮想的な領域を設定している。また、マテリアル#16 に物質番号-2000 を設定し完全反射体とした。

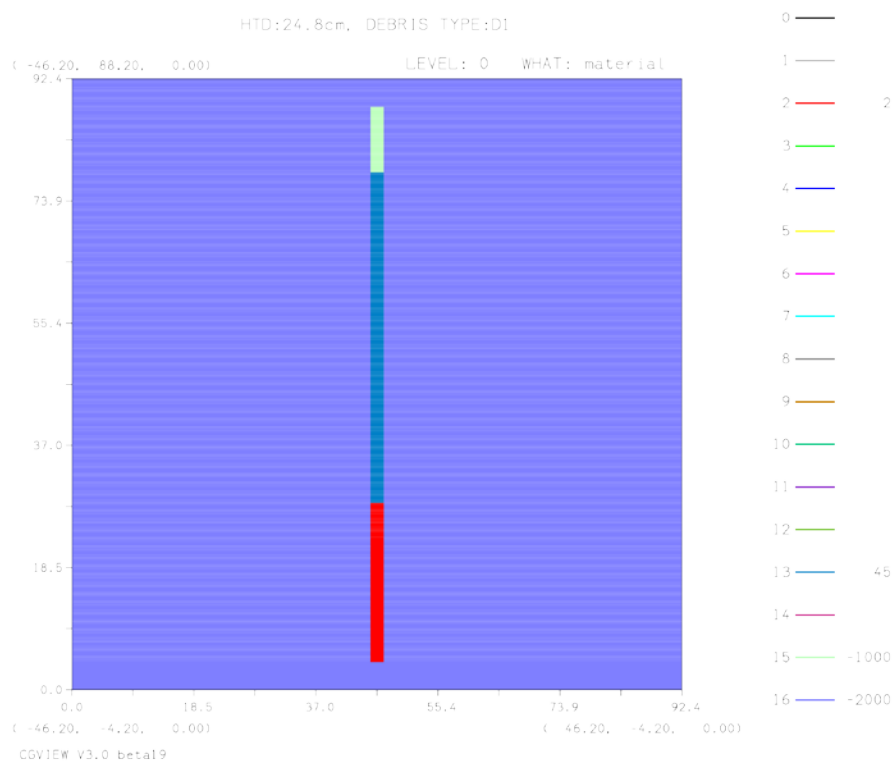


図 5-83 MVP 予備解析計算体系

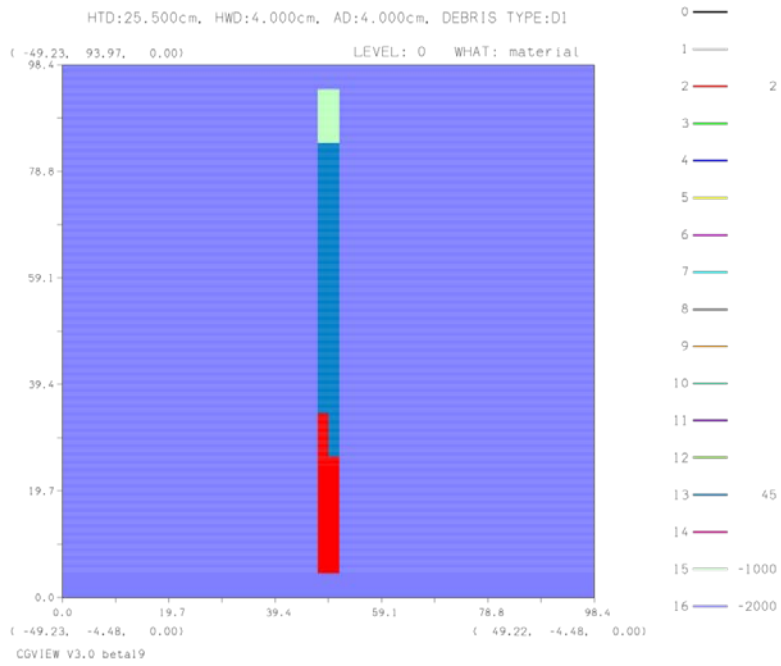


図 5-84 MVP 本備解析計算体系の例 (デブリ凹凸 1/2 波長 4cm, 振幅 4cm)

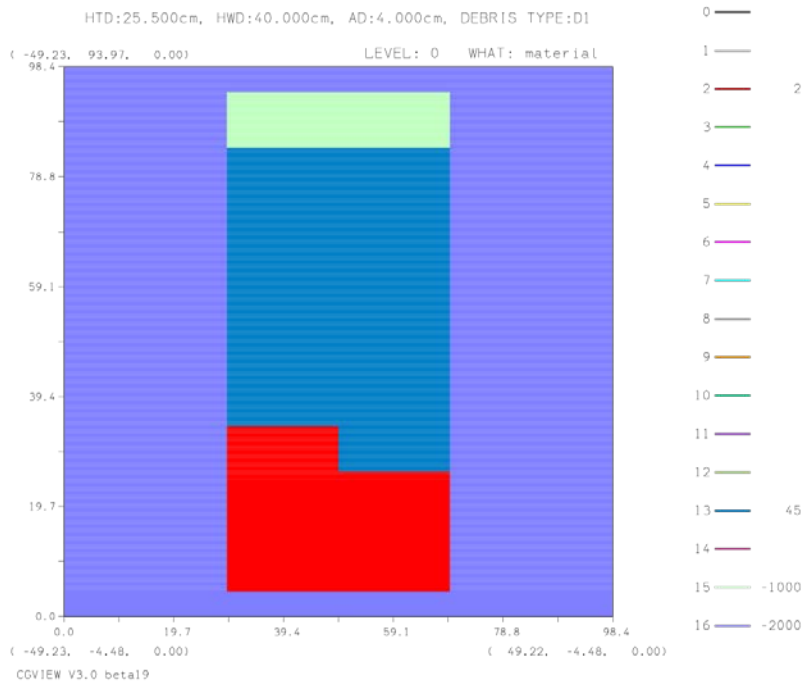
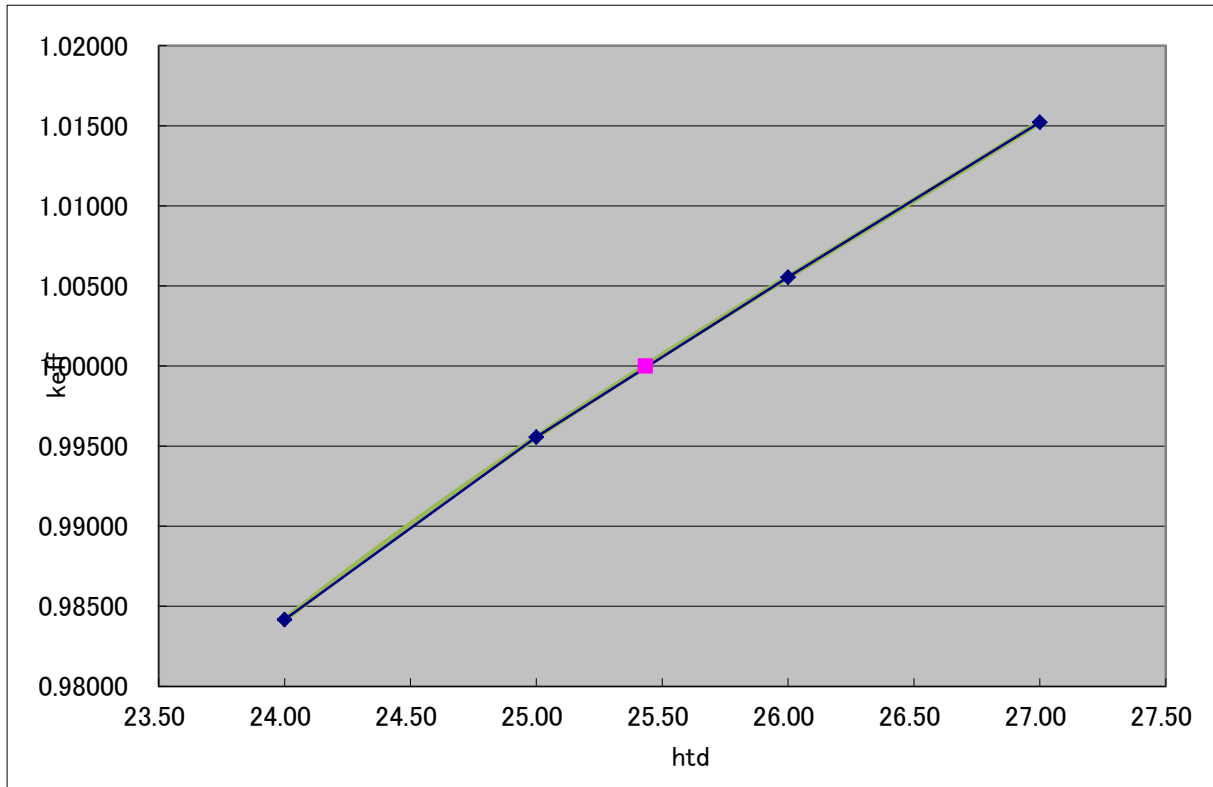


図 5-85 MVP 本備解析計算体系の例 (デブリ凹凸 1/2 波長 40cm, 振幅 4cm)

2) 臨界計算結果のフィッティングによるデブリ厚さの算出

フィッティング (図 5-86) により得られた臨界デブリ厚さを表 5-60 に示す。



keff=1.000 となる、臨界デブリ厚さ/2 = 25.43[cm]

図 5-86 燃料条件 D1 臨界計算結果フィッティング

表 5-60 臨界デブリ厚フィッティング

燃料条件	臨界デブリ厚さ/2 [cm]
D1	25.43

3) 臨界デブリ厚さの確認計算

確認計算の結果を表 5-61 に示す。この結果から、 $k_{eff}=1$ に最も近いものとして、臨界デブリ厚さは 25.5cm が得られた。この時 $k_{eff}=1.00029$ である。

表 5-61 確認計算及びその周辺の計算結果

燃料条件	デブリ厚[cm]	k_{eff}	error[%]
D1	25.3	9.98666E-01	0.0208
D1	25.4	9.99118E-01	0.0212
D1	25.43	9.99537E-01	0.0221
D1	25.5	1.00029E+00	0.0212
D1	25.6	1.00165E+00	0.0215
D1	25.7	1.00231E+00	0.0216

4) MVP 予備解析結論

燃料条件 D1 (基本ケース：U 濃縮度 4wt%，コンクリート体積割合 90%)における臨界デブリ厚さは 25.5cm であり、この時 $k_{eff}=1.00029$ error=0.0212 である。

以上から、MVP による本解析のデブリ厚さを 25.5cm に設定する。

③ TWODANT によるデブリ寸法の決定

前節で MCNP によるデブリ臨界厚さが 24.8cm と得られていることから TWODANT の試解析でも $k_{eff}=1$ となるデブリ厚さは 25cm と 26cm の間にあることが予想されるため、デブリ厚さは 24、25、26、27cm とした。臨界計算結果を表 5-62 に示す。

表 5-62 燃料条件 D1 臨界計算結果

燃料条件	デブリ厚さ [cm]	k_{eff}
D1	24	0.9848633
D1	25	0.9958315
D1	26	1.0061375
D1	27	1.0157804

1) 臨界計算結果のフィッティングによるデブリ厚さの算出

多項式フィッティング（図 5-87）により求められた臨界デブリ厚さを表 5-63 に示す。
 $k_{eff}=1.000$ となる、臨界デブリ厚さ=25.40[cm]となった。

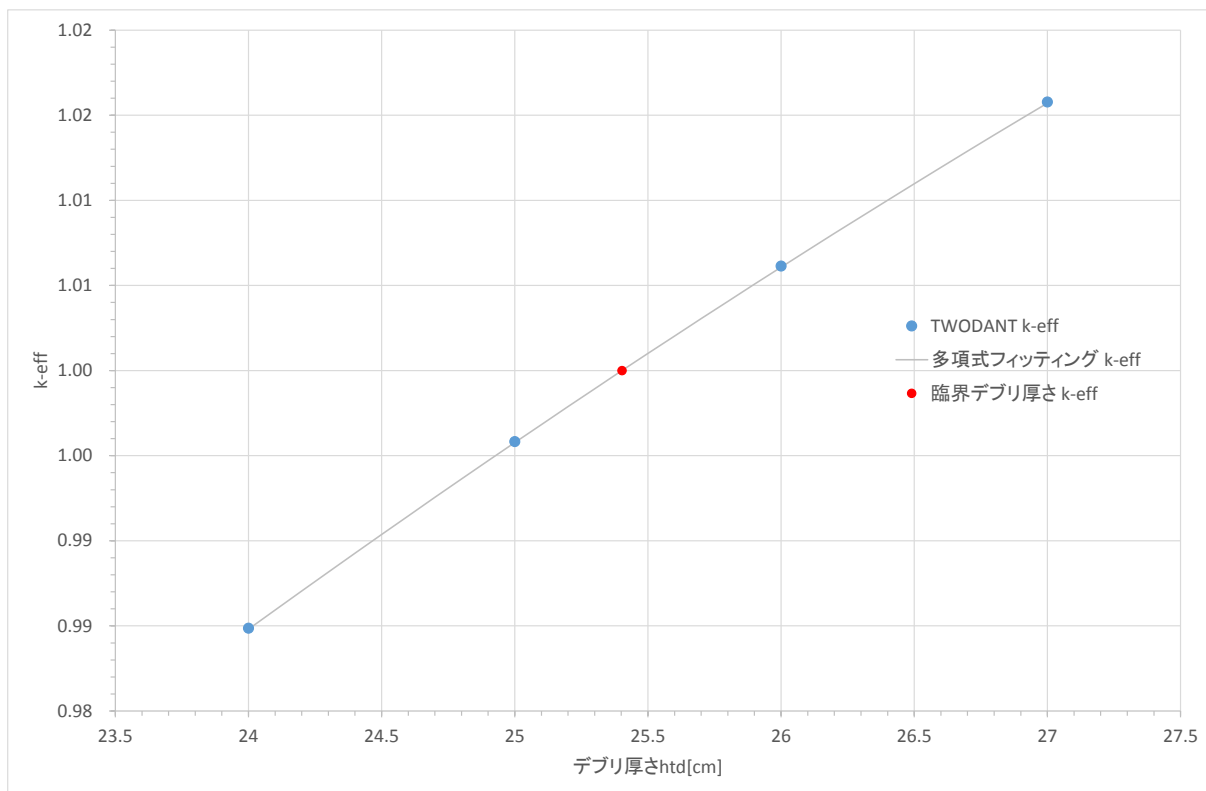


図 5-87 燃料条件 D1 臨界計算結果フィッティング

表 5-63 フィッティングによる臨界デブリ厚さ

燃料条件	臨界デブリ厚さ [cm]
D1	25.40

2) 臨界デブリ厚さの確認計算

臨界デブリ厚さを 25.4cm 前後のデブリ厚さを設定し臨界計算を行った。計算結果を表 5-64 に示す。

表 5-64 確認計算及びその周辺の計算結果

燃料条件	デブリ厚 [cm]	keff
D1	25.36	0.9996245
D1	25.37	0.9997291
D1	25.38	0.9998075
D1	25.39	0.9999193
D1	25.40	1.0000393
D1	25.41	1.0001441
D1	25.42	1.0002496

この結果から、keff=1 に最も近いものとして、臨界デブリ厚さは 25.4cm が得られた。この時 keff=1.0000393 である。

3) TWODANT 予備解析結論

燃料条件 D1 (基本ケース：U 濃縮度 4wt%，コンクリート体積割合 90%)における臨界デブリ厚さは 25.4cm であり、この時 keff=1.0000393 である。

以上から、TWODANT による本解析のデブリ厚さを 25.4cm に設定する。

(3) 解析結果

以下の条件による本解析の結果を次節以降に示す。

- ・ 計算コード 3 種類(MCNP, MVP, TWODANT)
- ・ 燃料条件は 6 通り。
- ・ 計算ケースは、計算コード 3 種類×燃料条件 6 通り×デブリ凹凸 1/2 波長最大 5 通り×デブリ凹凸振幅最大 5 通り = 最大 675 ケース

1) MCNP コードによる解析結果

以下の条件による MCNP の本解析結果を表 5-65～表 5-70、図 5-88～図 5-93 に示す。表に示した統計誤差は MCNP の standard deviation を記載した。また、解析結果図のエラーバーはこの統計誤差を 3 倍したものとした。

- ・ デブリ厚さ = 24.8cm
- ・ ヒストリー数 D1:14,000,000 D2～6:140,000

また、デブリ上部の水反射体領域を空気とした MCNP の計算結果を表 5-71、図 5-94 に示す。燃料条件は D1 のみでヒストリー数は 14,000,000、水反射体と同じくデブリ厚さは 24.8cm である。

表 5-65 燃料条件 D1 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.00148	1.00489	1.04706	1.09272	1.12076
	1	1.00201	1.00617	1.04970	1.09746	1.12767
	2	1.00194	1.00579	1.04653	1.09009	1.11714
	4	1.00182	1.00489	1.03565	1.06540	1.07922
	10	1.00034	1.00177	1.00859	1.00047	0.97213
	20	1.00071	1.00039	0.99809	0.97640	0.93449
	40	1.00040	1.00033	0.99720	0.98175	0.95478
	100	1.00015	1.00083	1.00686	1.01832	1.03117

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00019	0.00019	0.00018	0.00017	0.00015
	1	0.00019	0.00018	0.00018	0.00016	0.00015
	2	0.00019	0.00019	0.00018	0.00017	0.00015
	4	0.00019	0.00019	0.00018	0.00017	0.00015
	10	0.00019	0.00019	0.00018	0.00018	0.00017
	20	0.00019	0.00019	0.00018	0.00019	0.00019
	40	0.00019	0.00018	0.00019	0.00019	0.00019
	100	0.00019	0.00019	0.00019	0.00019	0.00020

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=1.00010 SD=0.00019 (hist14,000,000)

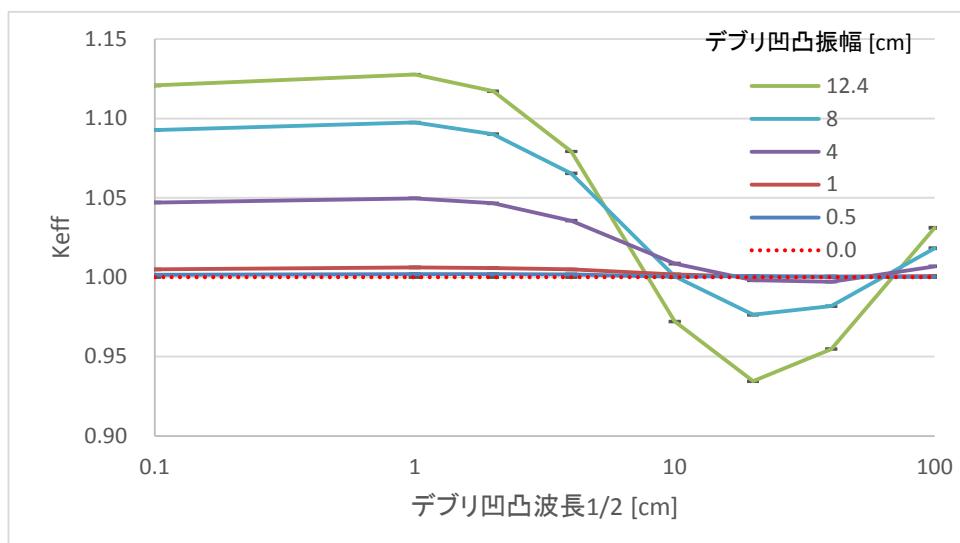


図 5-88 燃料条件 D1 の MCNP による keff

表 5-66 燃料条件 D2 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.77770	0.79661	0.94119	1.07931	1.16668
	1	0.77729	0.79545	0.97404	1.14766	1.24448
	2	0.77610	0.79750	0.98199	1.15275	1.26168
	4	0.77383	0.79180	0.96257	1.12519	1.23109
	10	0.76912	0.77749	0.86159	0.94666	1.00968
	20	0.76955	0.77255	0.80795	0.84246	0.86647
	40	0.76815	0.76939	0.79056	0.80548	0.81798
	100	0.76807	0.76723	0.77931	0.78861	0.79349

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00156	0.00153	0.00165	0.00183	0.00181
	1	0.00141	0.00155	0.00170	0.00179	0.00164
	2	0.00152	0.00141	0.00176	0.00163	0.00161
	4	0.00142	0.00120	0.00162	0.00160	0.00154
	10	0.00159	0.00141	0.00161	0.00169	0.00166
	20	0.00150	0.00160	0.00160	0.00159	0.00159
	40	0.00135	0.00139	0.00158	0.00165	0.00146
	100	0.00154	0.00157	0.00157	0.00168	0.00151

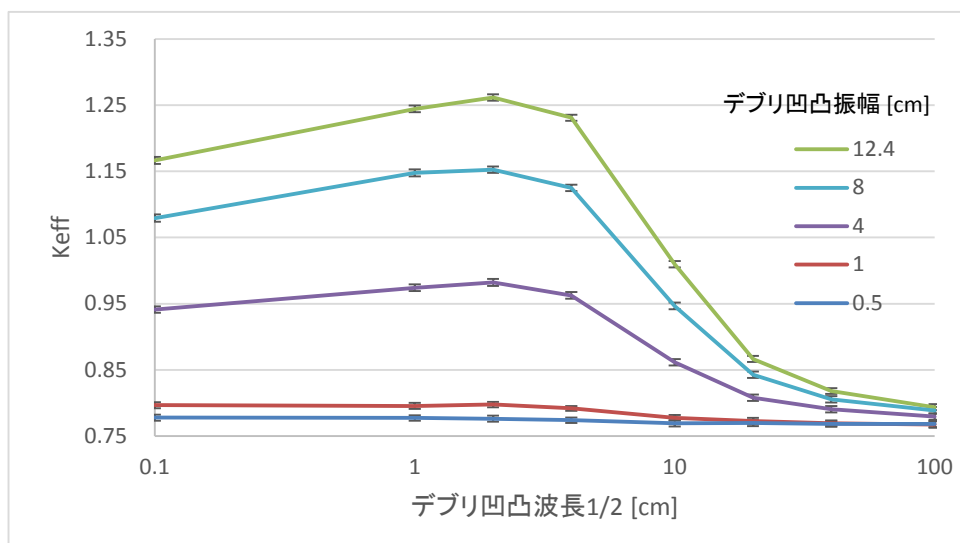


図 5-89 燃料条件 D2 の MCNP による keff

表 5-67 燃料条件 D3 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.89417	0.90336	1.01523	1.14432	1.23117
	1	0.89653	0.90487	1.02751	1.16623	1.26452
	2	0.89356	0.90634	1.02176	1.16193	1.25830
	4	0.89197	0.90241	0.99931	1.11760	1.19956
	10	0.88940	0.89533	0.93367	0.97649	1.00242
	20	0.88949	0.89207	0.90860	0.91574	0.91283
	40	0.89227	0.89049	0.89836	0.89842	0.89129
	100	0.89350	0.89295	0.89604	0.89965	0.90780

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00170	0.00164	0.00168	0.00178	0.00175
	1	0.00179	0.00178	0.00191	0.00188	0.00179
	2	0.00180	0.00170	0.00169	0.00189	0.00166
	4	0.00172	0.00167	0.00172	0.00174	0.00152
	10	0.00173	0.00179	0.00175	0.00158	0.00181
	20	0.00173	0.00170	0.00175	0.00167	0.00175
	40	0.00160	0.00188	0.00174	0.00185	0.00172
	100	0.00163	0.00163	0.00155	0.00156	0.00153

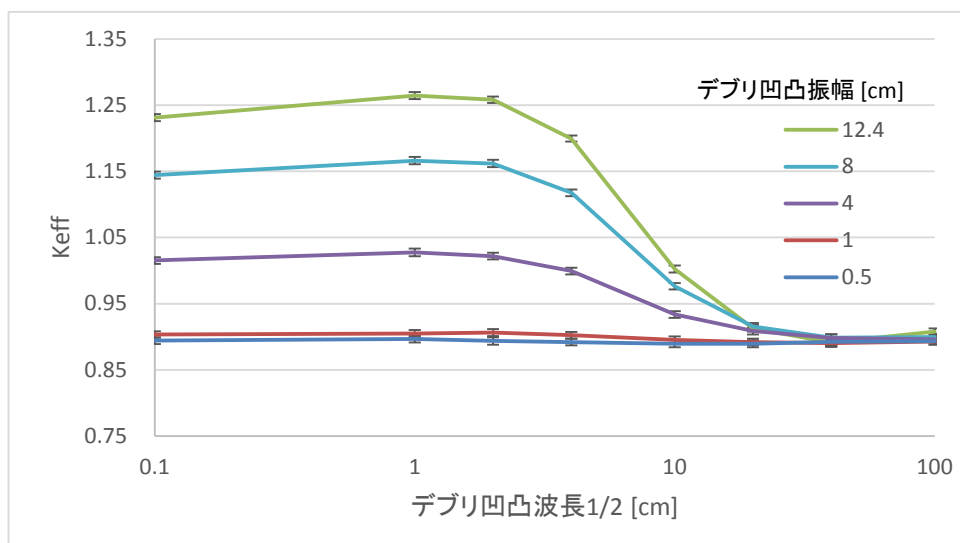


図 5-90 燃料条件 D3 の MCNP による keff

表 5-68 燃料条件 D4 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.93257	0.93906	0.97107	1.00500	1.02081
	1	0.93340	0.93338	0.97370	1.00789	1.02545
	2	0.93245	0.93504	0.97346	1.00062	1.01654
	4	0.93652	0.93820	0.96053	0.98514	0.98341
	10	0.93555	0.93442	0.93819	0.92656	0.89477
	20	0.93112	0.93131	0.92890	0.90510	0.86601
	40	0.93241	0.93301	0.92830	0.91353	0.88328
	100	0.93100	0.93376	0.94299	0.95407	0.96335

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00168	0.00199	0.00162	0.00163	0.00151
	1	0.00158	0.00174	0.00162	0.00146	0.00123
	2	0.00195	0.00182	0.00199	0.00163	0.00155
	4	0.00186	0.00187	0.00167	0.00164	0.00148
	10	0.00185	0.00188	0.00174	0.00183	0.00158
	20	0.00176	0.00176	0.00183	0.00183	0.00183
	40	0.00185	0.00193	0.00170	0.00198	0.00193
	100	0.00176	0.00178	0.00166	0.00187	0.00187

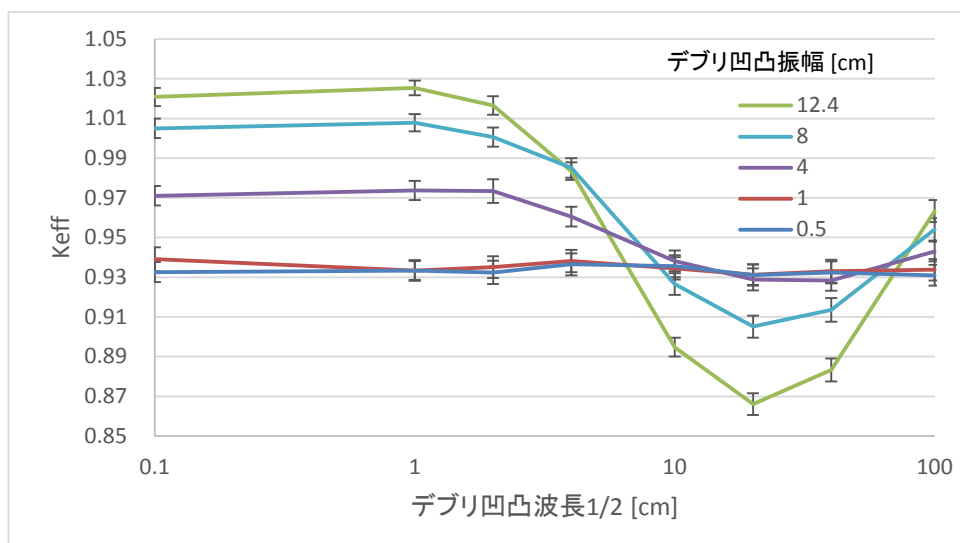


図 5-91 燃料条件 D4 の MCNP による keff

表 5-69 燃料条件 D5 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.04979	1.05281	1.10276	1.15999	1.19474
	1	1.04620	1.05474	1.09950	1.16371	1.19662
	2	1.04793	1.04775	1.10284	1.15416	1.18971
	4	1.04964	1.04636	1.08797	1.12227	1.14364
	10	1.04714	1.04318	1.05554	1.04580	1.02703
	20	1.04700	1.04483	1.04314	1.02356	0.97899
	40	1.04064	1.04870	1.04084	1.02750	1.00126
	100	1.04552	1.04618	1.05356	1.06445	1.07587

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00199	0.00195	0.00183	0.00173	0.00137
	1	0.00183	0.00205	0.00182	0.00168	0.00160
	2	0.00199	0.00197	0.00169	0.00162	0.00145
	4	0.00201	0.00212	0.00202	0.00187	0.00149
	10	0.00192	0.00205	0.00197	0.00182	0.00182
	20	0.00187	0.00199	0.00195	0.00196	0.00196
	40	0.00193	0.00200	0.00220	0.00206	0.00202
	100	0.00205	0.00199	0.00207	0.00190	0.00211

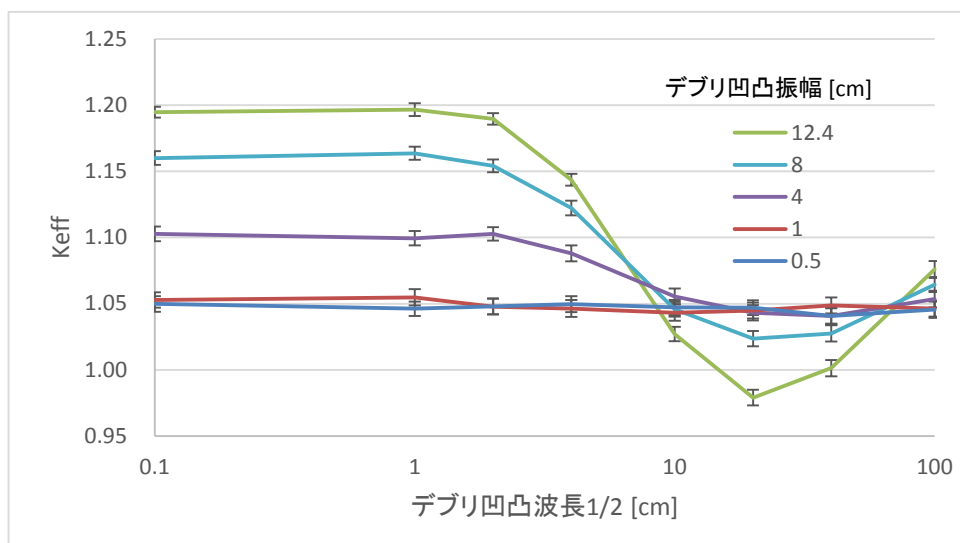


図 5-92 燃料条件 D5 の MCNP による keff

表 5-70 燃料条件 D6 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.87514	0.87867	0.91439	0.95538	0.98605
	1	0.87003	0.88093	0.91857	0.96510	0.99210
	2	0.87211	0.87633	0.91504	0.95654	0.98342
	4	0.87354	0.87914	0.90401	0.93810	0.95635
	10	0.87267	0.87281	0.88132	0.87474	0.85728
	20	0.87081	0.87074	0.87225	0.85538	0.81833
	40	0.87166	0.87047	0.87373	0.85953	0.83595
	100	0.87499	0.87314	0.88007	0.88949	0.90213

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00180	0.00188	0.00175	0.00157	0.00144
	1	0.00169	0.00155	0.00178	0.00155	0.00154
	2	0.00196	0.00166	0.00181	0.00169	0.00126
	4	0.00179	0.00202	0.00180	0.00172	0.00144
	10	0.00193	0.00190	0.00173	0.00174	0.00173
	20	0.00161	0.00173	0.00186	0.00176	0.00168
	40	0.00193	0.00178	0.00167	0.00197	0.00174
	100	0.00191	0.00191	0.00186	0.00171	0.00173

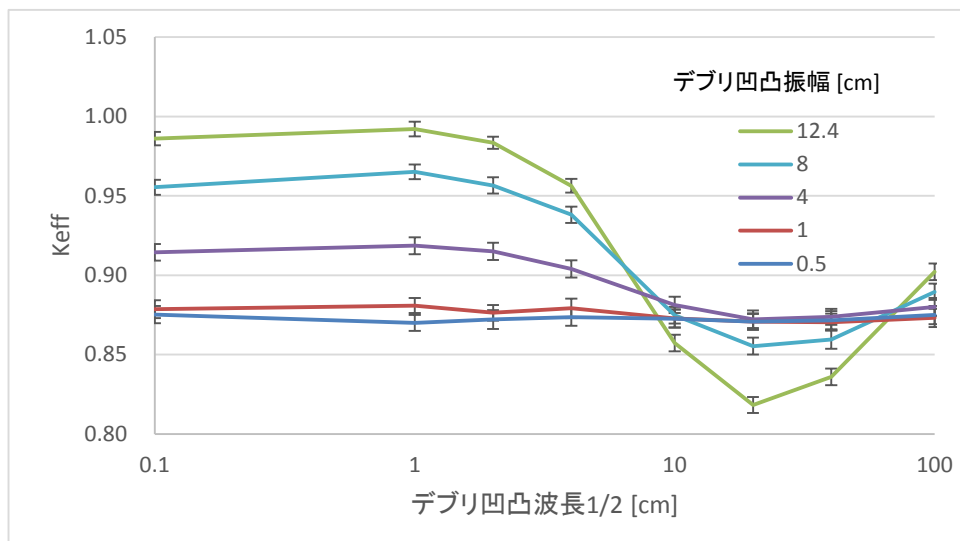


図 5-93 燃料条件 D6 の MCNP による keff

表 5-71 デブリ上部空気 燃料条件 D1 の MCNP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.86695	0.86648	0.86585	0.86519	0.86456
	1	0.86597	0.86531	0.85981	0.85202	0.84465
	2	0.86573	0.86465	0.85444	0.83986	0.82659
	4	0.86611	0.86390	0.84738	0.82339	0.79953
	10	0.86585	0.86341	0.84015	0.79961	0.75736
	20	0.86589	0.86484	0.84211	0.79568	0.74602
	40	0.86633	0.86575	0.85294	0.82738	0.80577
	100	0.86725	0.86905	0.89219	0.92618	0.95700

統計誤差 (standard deviation)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.4
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021	0.00020
	1	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021
	2	0.00021	0.00021	0.00021	0.00022	0.00020
	4	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021
	10	0.00020	0.00021	0.00021	0.00021	0.00020
	20	0.00021	0.00021	0.00022	0.00021	0.00021
	40	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021
	100	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021	0.00021

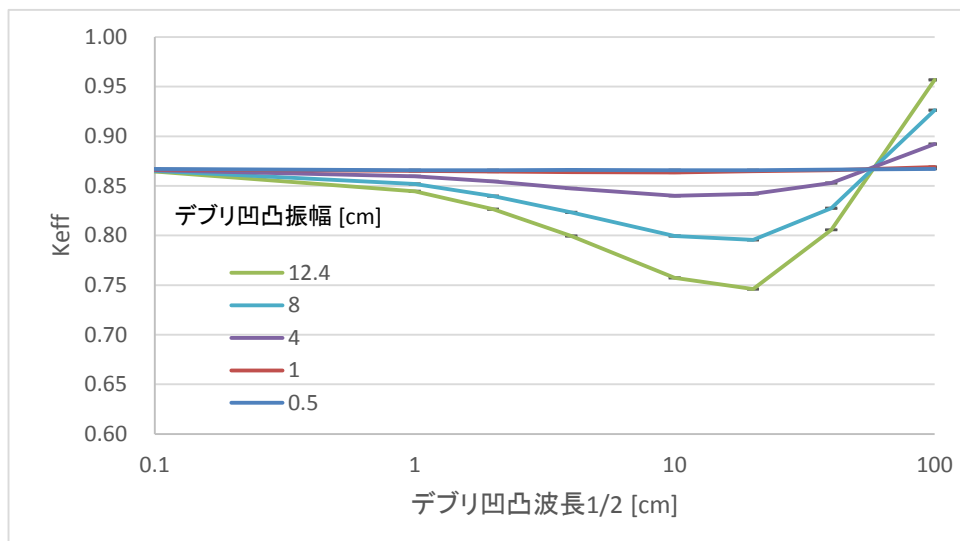


図 5-94 デブリ上部空気 燃料条件 D1 の MCNP による keff

2) MVP コードによる解析結果

以下の条件による MVP の本解析結果を表 5-72～表 5-77、図 5-95～図 5-100 に示す。表に示した統計誤差は MVP の解析結果 keff に error[%]/100 を乗じた値を記載した。また、図のエラーバーはこの統計誤差を 3 倍したものとした。

- ・デブリ厚さ/2 = 25.5cm
- ・ヒストリー数 D1:14,000,000 D2～6:140,000

表 5-72 燃料条件 D1 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.00193	1.00624	1.05009	1.09515	1.12404
	1	1.00296	1.00778	1.05251	1.09774	1.12765
	2	1.00275	1.00745	1.04753	1.08709	1.11192
	4	1.00191	1.00543	1.03373	1.05506	1.05975
	10	1.00111	1.00196	1.00409	0.98572	0.94266
	20	1.00074	1.00094	0.99552	0.96929	0.91772
	40	1.00081	1.00065	0.99641	0.97844	0.94643
	100	1.00042	1.00107	1.00699	1.01741	1.03114

統計誤差 (keff×error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.000217	0.000213	0.000195	0.000186	0.000162
	1	0.000219	0.000221	0.000197	0.000187	0.000164
	2	0.000217	0.000219	0.000210	0.000186	0.000166
	4	0.000215	0.000215	0.000205	0.000196	0.000173
	10	0.000211	0.000218	0.000219	0.000210	0.000205
	20	0.000215	0.000215	0.000219	0.000216	0.000225
	40	0.000217	0.000213	0.000212	0.000218	0.000222
	100	0.000217	0.000222	0.000208	0.000218	0.000221

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=1.00029 error=0.00021 (hist14,000,000)

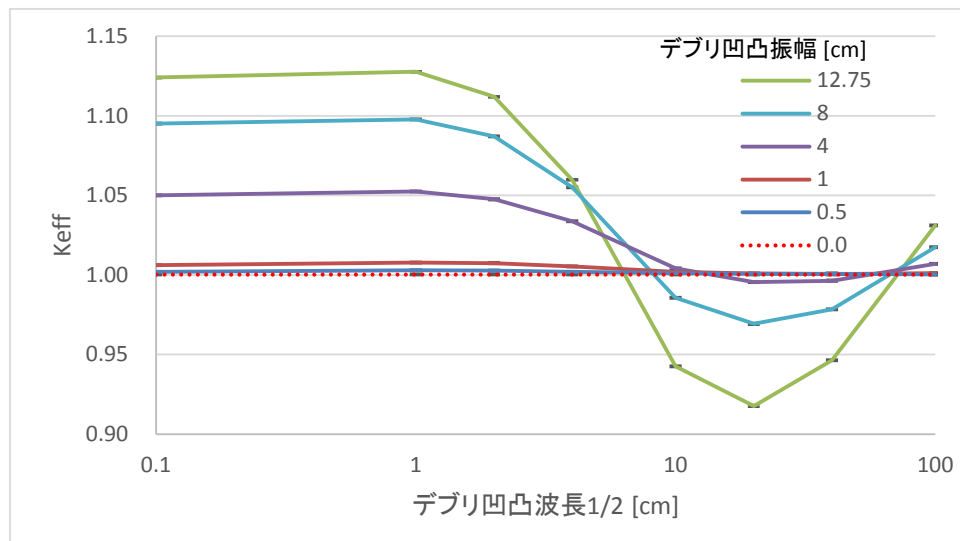


図 5-95 燃料条件 D1 の MVP による keff

表 5-73 燃料条件 D2 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.74232	0.75918	0.91947	1.06732	1.16695
	1	0.74350	0.76439	0.94903	1.12424	1.23702
	2	0.74038	0.76232	0.95015	1.13165	1.24744
	4	0.73826	0.75629	0.91932	1.07839	1.18179
	10	0.73635	0.74250	0.81212	0.87330	0.91550
	20	0.73228	0.74006	0.76535	0.78813	0.80049
	40	0.73364	0.73776	0.74743	0.76065	0.76525
	100	0.73342	0.73042	0.74017	0.74510	0.74758

統計誤差 (keff×error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.001652	0.001579	0.001998	0.002093	0.002137
	1	0.001462	0.001825	0.002037	0.001945	0.001938
	2	0.001447	0.001553	0.001964	0.001910	0.001855
	4	0.001598	0.001590	0.001975	0.001976	0.001813
	10	0.001451	0.001428	0.001409	0.001871	0.001733
	20	0.001718	0.001683	0.001728	0.001791	0.001952
	40	0.001754	0.001628	0.001729	0.001719	0.001787
	100	0.001512	0.001567	0.001588	0.001624	0.001601

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=0.73254 error=0.00016 (hist14,000,000)

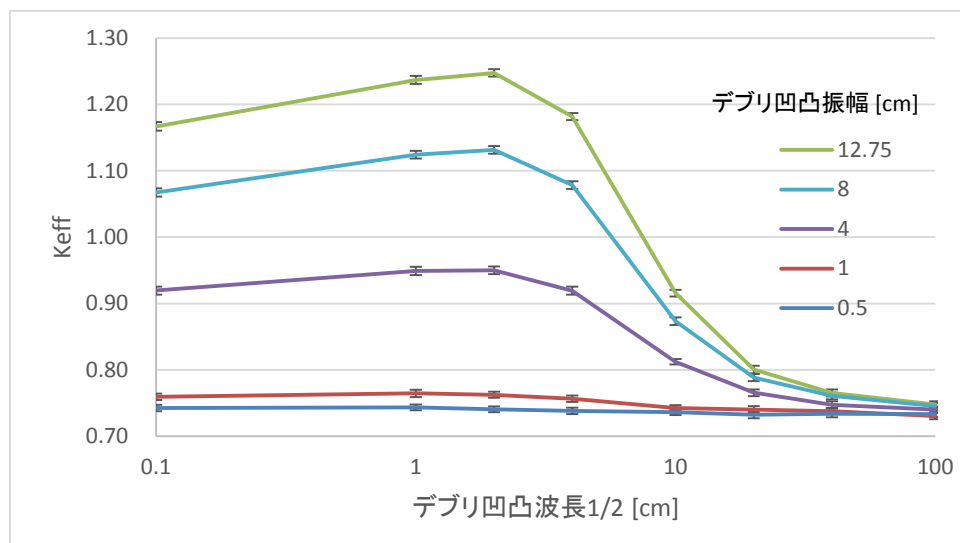


図 5-96 燃料条件 D2 の MVP による keff

表 5-74 燃料条件 D3 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.88076	0.89330	0.99757	1.13082	1.23268
	1	0.87859	0.89292	1.01142	1.15220	1.26044
	2	0.88040	0.89570	1.00605	1.14237	1.24180
	4	0.87674	0.89086	0.97270	1.07853	1.15975
	10	0.87779	0.88035	0.90746	0.92946	0.93979
	20	0.87763	0.88151	0.88346	0.88662	0.87317
	40	0.87562	0.87632	0.87890	0.87778	0.85964
	100	0.87515	0.87938	0.88056	0.88854	0.89029

統計誤差 (keff × error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.001880	0.001896	0.002120	0.002031	0.002151
	1	0.002038	0.001839	0.001924	0.002191	0.001842
	2	0.001874	0.001894	0.002191	0.001974	0.001735
	4	0.001796	0.002028	0.002134	0.001911	0.002025
	10	0.002029	0.001810	0.001944	0.001850	0.002036
	20	0.001832	0.001670	0.001841	0.002099	0.002184
	40	0.002055	0.001812	0.001989	0.002082	0.001715
	100	0.001924	0.002010	0.001761	0.001818	0.001923

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=0.87634 error=0.00020 (hist14,000,000)

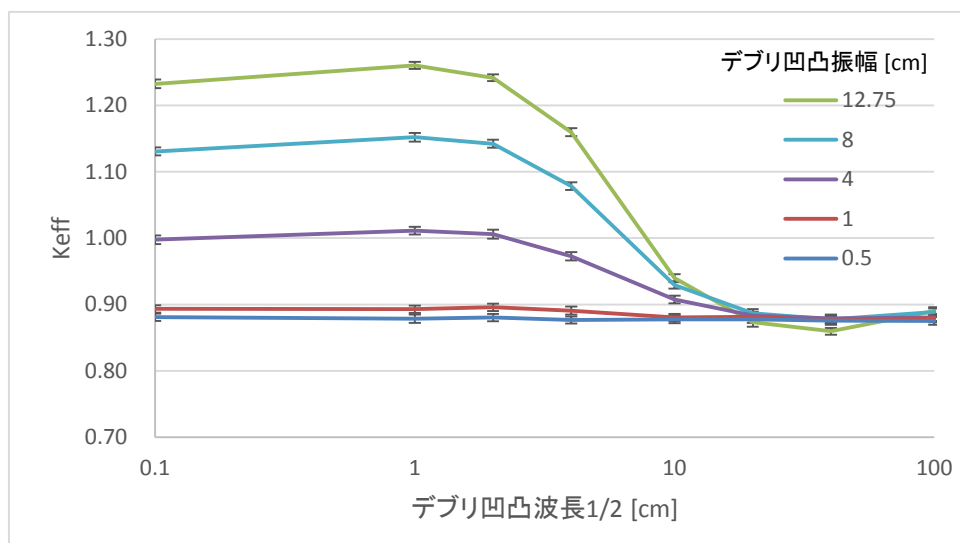


図 5-97 燃料条件 D3 の MVP による keff

表 5-75 燃料条件 D4 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.93765	0.94149	0.97423	1.00300	1.02145
	1	0.93839	0.94018	0.97979	1.00704	1.02901
	2	0.93544	0.94313	0.96867	1.00100	1.01573
	4	0.93525	0.94053	0.96313	0.97304	0.97467
	10	0.93435	0.93216	0.94046	0.91627	0.87306
	20	0.93821	0.93480	0.93203	0.90224	0.85455
	40	0.93541	0.93518	0.92982	0.91232	0.87858
	100	0.93604	0.93459	0.94000	0.95084	0.96680

統計誤差 (keff×error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.002037	0.002094	0.001919	0.001711	0.001475
	1	0.002022	0.002071	0.001749	0.001837	0.001607
	2	0.002097	0.002085	0.001642	0.001739	0.001314
	4	0.002092	0.002018	0.001765	0.001694	0.001678
	10	0.002047	0.002177	0.002124	0.001899	0.002017
	20	0.001898	0.001807	0.001936	0.001897	0.002138
	40	0.002035	0.002112	0.001642	0.002218	0.001931
	100	0.002050	0.002138	0.002038	0.001963	0.002080

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=0.93512 error=0.00021 (hist14,000,000)

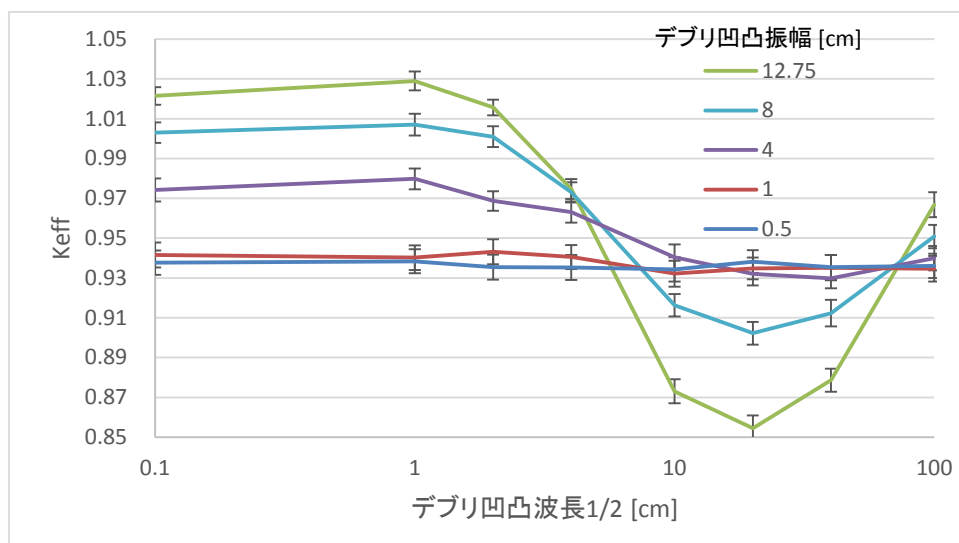


図 5-98 燃料条件 D4 の MVP による keff

表 5-76 燃料条件 D5 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.04791	1.05046	1.09780	1.15919	1.19489
	1	1.04755	1.05080	1.10677	1.16182	1.20193
	2	1.05061	1.05197	1.10140	1.14494	1.17723
	4	1.04809	1.05107	1.08383	1.11119	1.12221
	10	1.04410	1.05179	1.04615	1.03027	0.99037
	20	1.04160	1.04356	1.03585	1.01464	0.96629
	40	1.04576	1.04231	1.03889	1.02319	0.99245
	100	1.04005	1.04205	1.05230	1.05967	1.07498

統計誤差 (keff × error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.001901	0.002081	0.001883	0.001720	0.001666
	1	0.002102	0.001939	0.001887	0.001742	0.001590
	2	0.002220	0.002088	0.002183	0.001749	0.001619
	4	0.002168	0.002058	0.002096	0.001970	0.001932
	10	0.002137	0.002428	0.002112	0.002323	0.002246
	20	0.002249	0.002392	0.002380	0.002289	0.002165
	40	0.001986	0.002313	0.002226	0.002212	0.002191
	100	0.002400	0.002158	0.002189	0.002171	0.001868

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=1.04523 error=0.00022 (hist14,000,000)

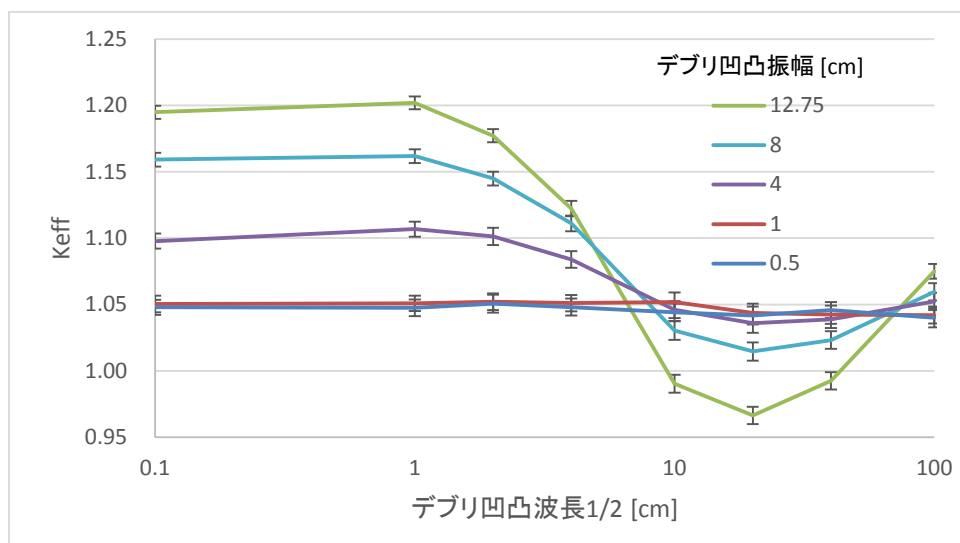


図 5-99 燃料条件 D5 の MVP による keff

表 5-77 燃料条件 D6 の MVP による keff

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.87530	0.87672	0.91819	0.96243	0.99026
	1	0.87490	0.88339	0.91835	0.96481	0.99430
	2	0.87564	0.87593	0.91847	0.95506	0.98180
	4	0.87459	0.87839	0.90158	0.93134	0.93599
	10	0.87485	0.87650	0.87503	0.86554	0.82672
	20	0.87688	0.87639	0.86737	0.84362	0.80267
	40	0.87072	0.87165	0.87328	0.85853	0.83057
	100	0.87423	0.87449	0.88001	0.88857	0.89367

統計誤差 (keff × error[%]/100)

		デブリ凹凸振幅 [cm]				
		0.5	1	4	8	12.75
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.002011	0.001960	0.002012	0.001495	0.001435
	1	0.001855	0.001728	0.001777	0.001572	0.001398
	2	0.001806	0.001790	0.001734	0.001601	0.001370
	4	0.001946	0.001775	0.001800	0.001679	0.001486
	10	0.001896	0.001917	0.001797	0.001870	0.001567
	20	0.002133	0.001860	0.001974	0.001978	0.001898
	40	0.001818	0.001844	0.001912	0.001838	0.001984
	100	0.001950	0.001590	0.001709	0.001757	0.001818

参考値：デブリ凹凸振幅 0.0[cm] keff=0.87334 error=0.00019 (hist14,000,000)

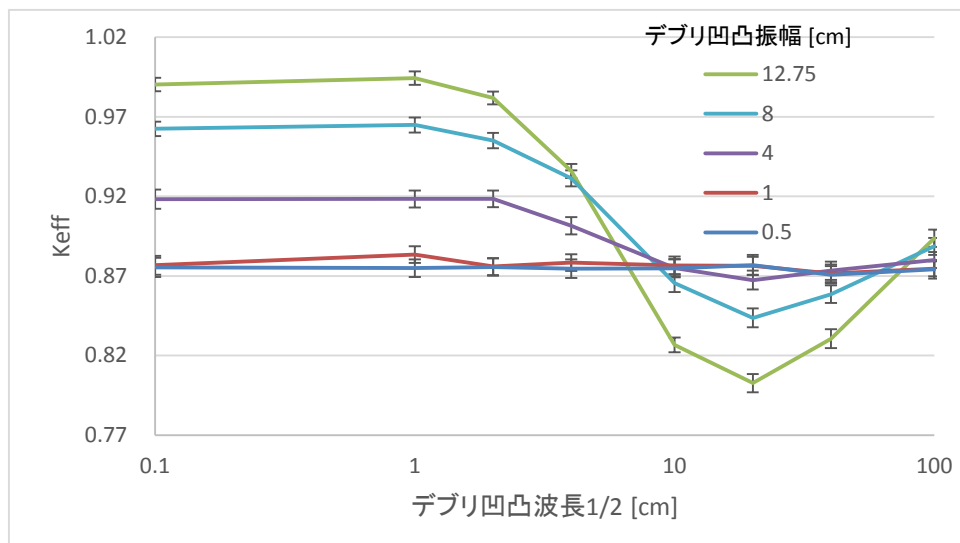


図 5-100 燃料条件 D6 の MVP による keff

3) TWODANT コードによる解析結果

以下の条件による TWODANT の本解析結果を表 5-78～表 5-83、図 5-101～図 5-106 に示す。

- ・デブリ厚さ=25.4cm

表 5-78 燃料条件 D1 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.00220	1.00734	1.05831	1.11344	1.15213
	1	1.00280	1.00825	1.05510	1.10463	1.13851
	2	1.00240	1.00741	1.04888	1.09052	1.11703
	4	1.00152	1.00502	1.03353	1.05555	1.06150
	10	1.00049	1.00148	1.00399	0.98574	0.94340
	20	1.00016	1.00036	0.99555	0.96909	0.91758
	40	1.00007	1.00008	0.99604	0.97810	0.94629
	100	1.00019	1.00062	1.00654	1.01774	1.03079

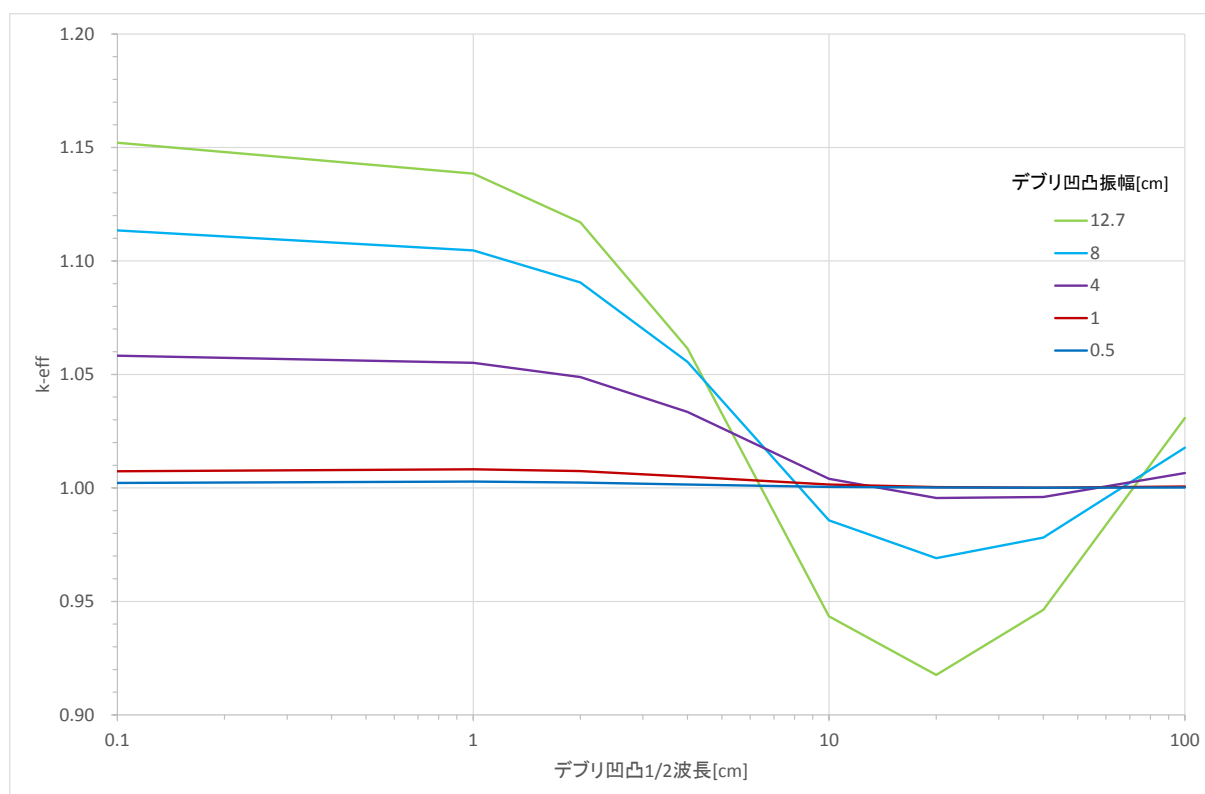


図 5-101 燃料条件 D1 の TWODANT による keff

表 5-79 燃料条件 D2 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹 凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.74899	0.77410	0.99001	1.18865	1.31561
	1	0.74895	0.77383	0.98640	1.18152	1.30668
	2	0.74715	0.76998	0.97296	1.16096	1.28240
	4	0.74418	0.76104	0.92663	1.08677	1.19219
	10	0.74028	0.74724	0.81333	0.87492	0.91656
	20	0.73882	0.74204	0.76973	0.79139	0.80492
	40	0.73816	0.73974	0.75348	0.76416	0.76993
	100	0.73777	0.73841	0.74439	0.74962	0.75243

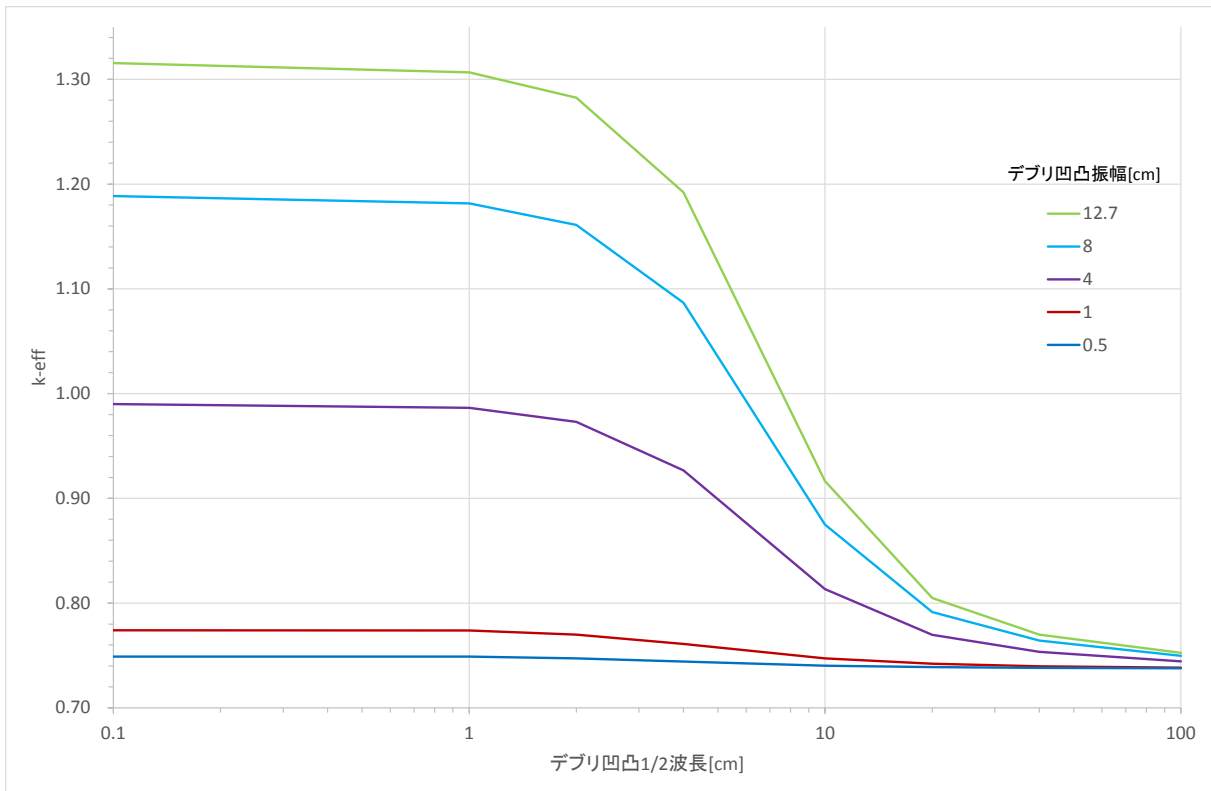


図 5-102 燃料条件 D2 の TWODANT による keff

表 5-80 燃料条件 D3 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.88388	0.89684	1.03377	1.19667	1.31576
	1	0.88437	0.89722	1.02690	1.18199	1.29652
	2	0.88353	0.89517	1.01322	1.15585	1.26299
	4	0.88190	0.89025	0.97788	1.08456	1.16722
	10	0.87985	0.88304	0.91093	0.93291	0.94188
	20	0.87914	0.88050	0.88939	0.88757	0.87303
	40	0.87884	0.87946	0.88287	0.87906	0.86680
	100	0.87873	0.87912	0.88301	0.88818	0.89381

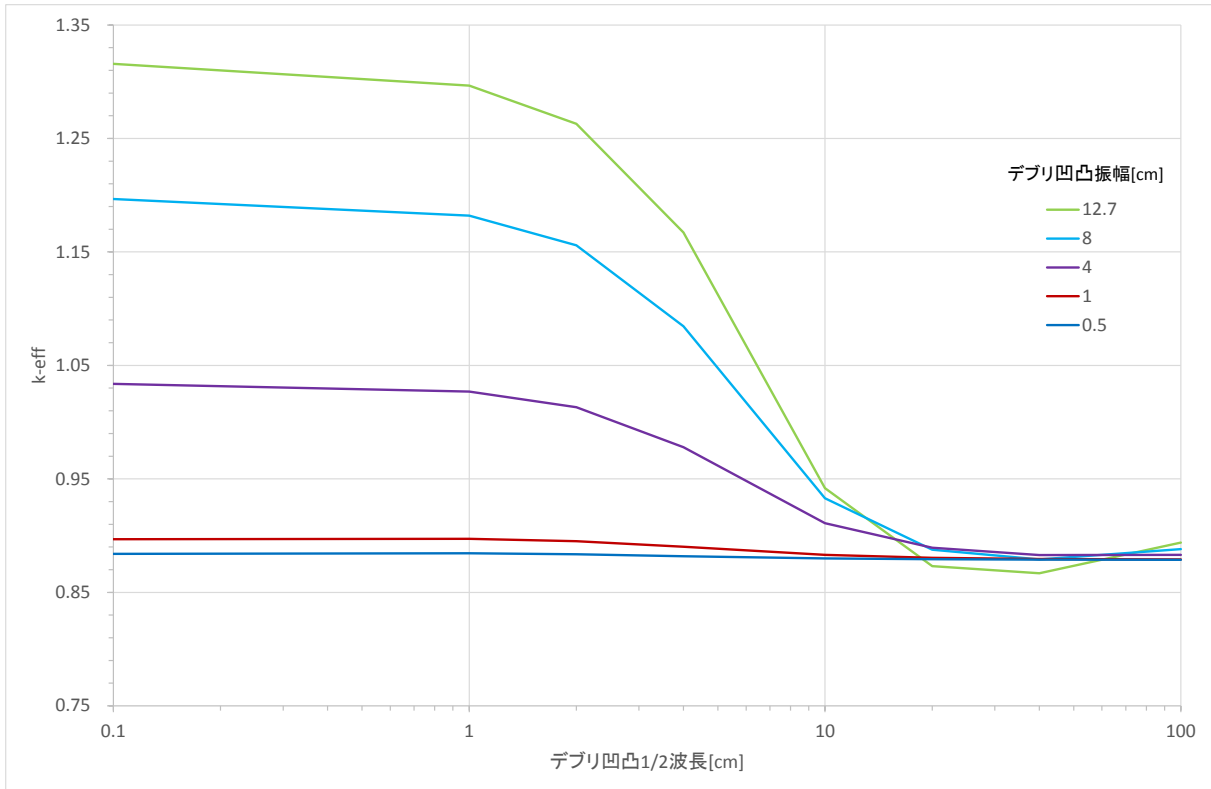


図 5-103 燃料条件 D3 の TWODANT による keff

表 5-81 燃料条件 D4 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹 凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.93671	0.94090	0.98190	1.02302	1.04825
	1	0.93728	0.94179	0.97936	1.01590	1.03711
	2	0.93694	0.94112	0.97432	1.00447	1.01952
	4	0.93620	0.93911	0.96176	0.97600	0.97393
	10	0.93530	0.93608	0.93691	0.91749	0.87456
	20	0.93502	0.93513	0.92983	0.90370	0.85337
	40	0.93495	0.93492	0.93071	0.91315	0.88232
	100	0.93508	0.93548	0.94110	0.95186	0.96443

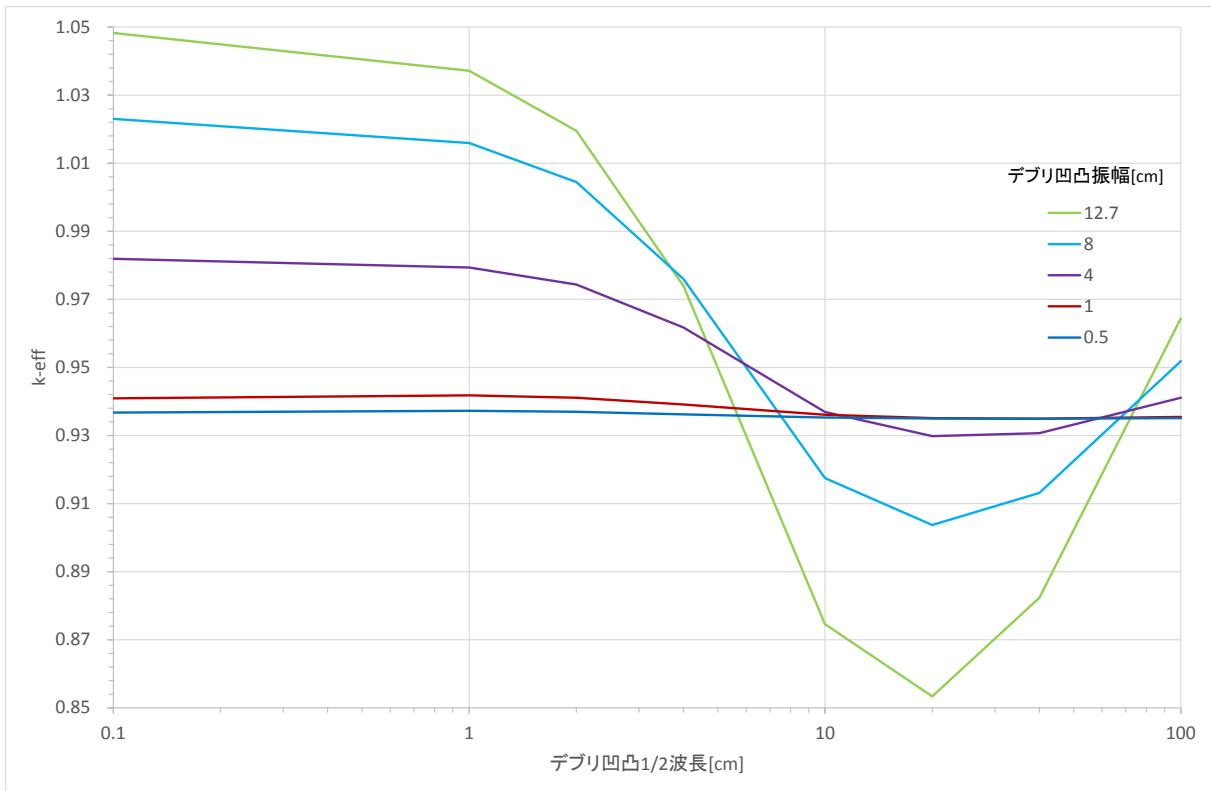


図 5-104 燃料条件 D4 の TWODANT による keff

表 5-82 燃料条件 D5 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹 凸 1/2 波長 [cm]	0.1	1.04675	1.05269	1.11169	1.17800	1.22713
	1	1.04736	1.05356	1.10788	1.16782	1.21162
	2	1.04690	1.05257	1.10067	1.15154	1.18709
	4	1.04593	1.04988	1.08303	1.11129	1.12370
	10	1.04478	1.04594	1.04981	1.03265	0.99116
	20	1.04441	1.04468	1.04033	1.01384	0.96183
	40	1.04431	1.04436	1.04049	1.02240	0.99008
	100	1.04442	1.04487	1.05099	1.06244	1.07577

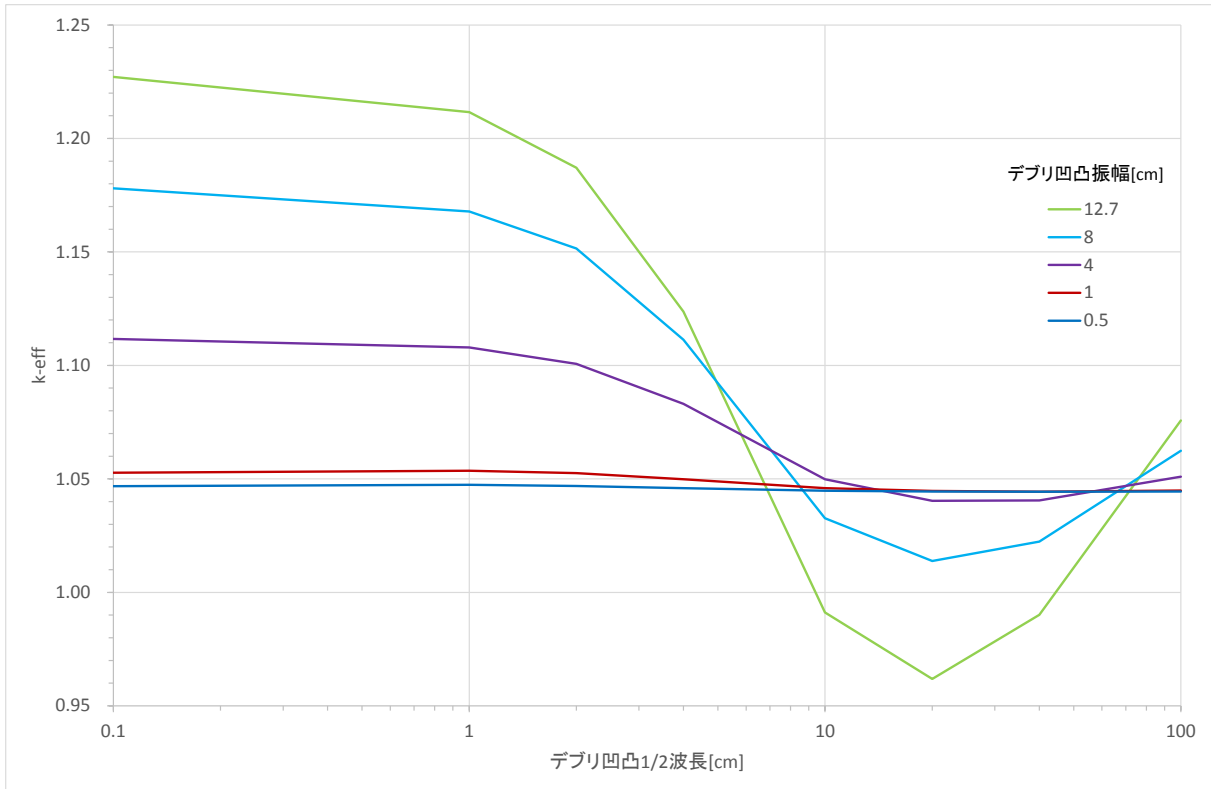


図 5-105 燃料条件 D5 の TWODANT による keff

表 5-83 燃料条件 D6 の TWODANT による keff

		デブリ凹凸振幅[cm]				
		0.5	1	4	8	12.7
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	0.87703	0.88161	0.92842	0.98063	1.01830
	1	0.87761	0.88252	0.92584	0.97326	1.00684
	2	0.87726	0.88182	0.92051	0.96108	0.98840
	4	0.87649	0.87972	0.90690	0.92999	0.93937
	10	0.87555	0.87652	0.87998	0.86622	0.83206
	20	0.87525	0.87547	0.87198	0.85019	0.80710
	40	0.87516	0.87520	0.87204	0.85708	0.83017
	100	0.87526	0.87562	0.88064	0.89007	0.90110

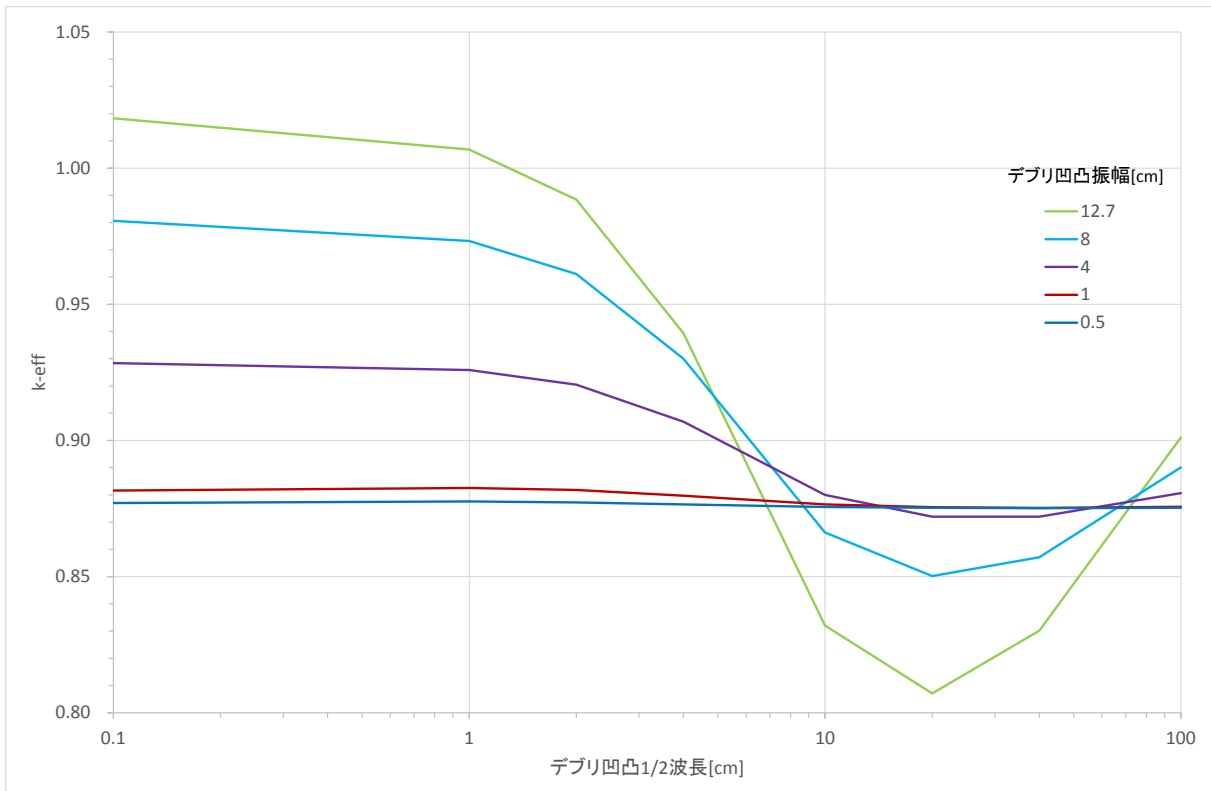


図 5-106 燃料条件 D6 の TWODANT による keff

5.2.3 まとめ

デブリ表面凹凸の振幅及び波長をパラメータとして臨界計算を行い、最適減速となる波長及び振幅が存在すること、また燃料条件ごとにその最適減速となる波長及び振幅を明らかにした。

1次元周期性に対して、安全に取り出すことが可能な条件があることを示唆する結果であった。今後の課題として、より汎用性の高い2次元周期性などの検討が必要である。

第6章 臨界リスク評価の試み及び技術課題の検討

本章では、「臨界リスク評価の試み及び技術課題の検討」として、第6.1節「臨界リスク評価支援ツールの作成」について報告する。

6.1 臨界リスク評価支援ツールの作成

6.1.1 目的と概要

燃料デブリについては、その組成や形状の情報は不確かさを含めて検討する必要があるため、検討すべき情報が多い。H26年度事業で整理した手順に従って燃料デブリの臨界リスクを評価するには、臨界計算に必要な情報を整理するデータベースと臨界計算並びに核分裂数や線量等を計算する計算コードを用いる必要がある。これらを一つのツールとして利用できるように整備した。さらに、詳細がよく知られた実験条件に対してこのツールを用いた解析を行い、デブリの臨界リスク評価における技術的課題について整理した。

6.1.2 成果報告

(1) 臨界リスク評価支援ツールの試作

① ツールの構成

臨界計算に必要な情報を整理するデータベースと臨界計算並びに核分裂数や線量等を計算する計算コードを一つにしたツールとして、燃料デブリ再臨界等評価支援ツール「RESTORE」の試作を行った。

以下では、システム概要、使用環境、使用方法について報告する。

基本的にシステムは、以下の3つのモジュールから構成するものとする。

- ユーザーインターフェイスモジュール

主に、ユーザとのI/Fであり、状態管理データベースの登録・表示制御及び、リスク評価モジュールの実行・監視、入力データの表示・編集及び出力データの表示を行う。

- 状態管理データベースモジュール

主に状態管理情報及びリスク評価結果の蓄積と管理を行う。

- リスク評価モジュール

評価機能を有し、状態管理データベースのデータを元に作成された入力データを使用して計算を実行し、結果をデータベース及びファルへ出力する。

以下に3つのモジュールの関係を示すシステム処理フローを図6-1に示す。

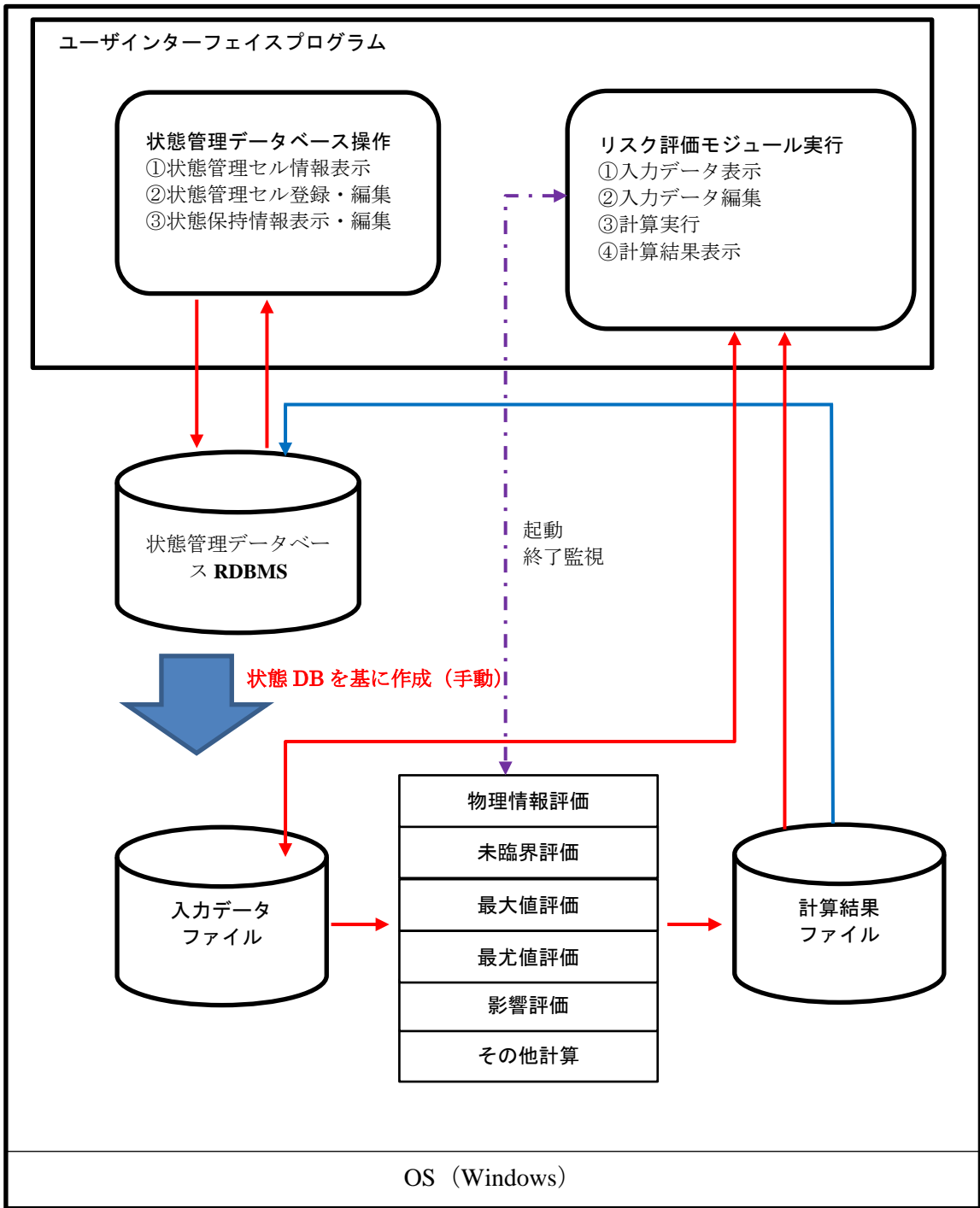


図 6-1システム処理フロー

② システム要件

RESTOREの動作環境は以下の通りである。

- OS : Windows 7 64ビット版
- HDD : 512GB以上
- メモリ : 16GB

RESTOREの開発環境は以下の通りである。

- OS : Windows 7 Professional 64ビット
- 開発ツール : Visual Studio 2013
- 言語 : C#
- DB : MySQL5.7
- DB接続ドライバ : MySQL Connector6.9.8
- 評価モジュール実行ツール : CygwinX86_64

③ インターフェイス及び操作方法

以下は、RESTORE のインターフェイス及び操作方法について説明をする。

1) ログイン

RESTORE を起動するとログイン画面が表示される。

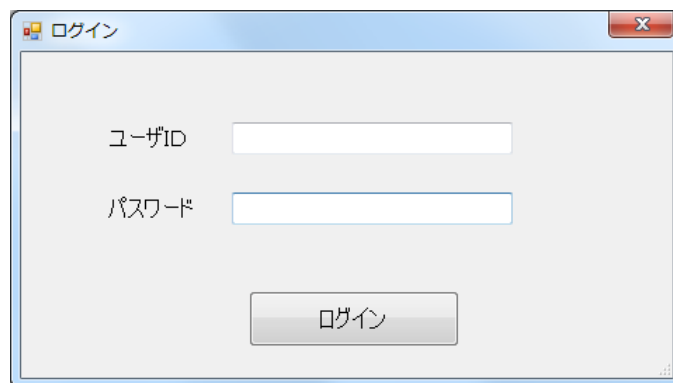


図 6-2 ログイン画面

「ユーザID」と「パスワード」を入力して「ログイン」ボタンを押下する。

2) メインメニュー

メインメニューから、セル情報、評価判定情報、リスク評価、管理を選択できる。



図 6-3 メインメニュー画面

3) セル情報

- ・セル情報の管理を行う。
- ・登録セルの一覧を表示する。
- ・セル情報の参照、追加、更新、削除処理画面を起動する。



図 6-4 セル情報画面

- ・日時を選択すると登録されているセルの一覧が表示される。
- ・対象のセルを選択し、作業を行う処理のボタンを押下する。

表 6-1 機能説明

項番	項目	説明
1	日時表示順	指定した順番で日時が表示される。
2	日時一覧	日時を選択すると、選択した日時に登録されているセルがセル一覧に表示される。
3	セル一覧	ダブルクリックで「セル情報参照」画面を開く。
4	下流セル作成	下流セルの作成を行う。
5	参照	「セル情報参照」画面を開く。
6	更新	「セル情報登録」画面を開き、選択したセルの登録情報を更新する。
7	新規セル追加	「セル情報登録」画面を開き、選択したセルの下位セルを登録する。
8	コピーして追加	選択したセルの内容をコピーして「セル情報登録」画面を開き新規セルの登録をする。
9	削除	「セル情報削除」画面を開く。
10	戻る	メニュー画面に戻る。

セル情報登録画面

- ・セル情報の登録・更新を行う。
- ・登録・更新時に「その他セルの作成」と「上位セルとの整合性チェック」を行う。

「新規セル追加」ボタンから開いた場合

- ・指定したセルの下位セルを新規登録する。上位セルの変更はできない。
- ・セル ID は自動で採番される。

図 6-5 セル情報登録画面

表 6-2 入力項目

項番	項目	説明
1	リスク状態日時	セルデータが 1 件以上存在する場合は表示のみ。 セルデータが全く無い場合のみ入力する。
2	日時名	日時名を入力する。同一日時共通使用。日付のみ入力可能。
3	セル番号	セル番号を入力する。
4	セル名称	セル名称を入力する。
5	特記事項	特記事項を入力する。
6	上位セルからの相対位置 (X, Y, Z)	上位セルからの相対位置を、正面左下を基準として入力する。数値のみ入力可能。
7	形状の種類	セルの形状を選択する。
8	<パラメータ>	形状のパラメータを入力する。数値のみ入力可能。

表 6-3 機能説明

項番	項目	説明
1	【組成情報】追加	「組成情報登録」画面を開き、組成情報を追加登録する。
2	【組成情報】一覧	ダブルクリックで選択した組成の「組成情報登録」画面を開き、組成情報を更新する。
3	【隣接セル情報】追加	「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を追加登録する。
4	【隣接セル情報】一覧	ダブルクリックで「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を更新する。
5	【隣接セル情報】「検索」	「隣接セル」「組成」で隣接セル情報一覧を検索する。
6	登録	入力中のセル情報を新規登録する。 その他セルの登録、整合性のチェックを行う。
7	戻る	セル情報画面に戻る。

「更新」ボタンから開いた場合

- ・指定したセル情報の更新を行う。
- ・画面表示時に、下位セルとの整合性のチェックを行う。
- ・最下層ではない場合、隣接セル情報は表示されない。

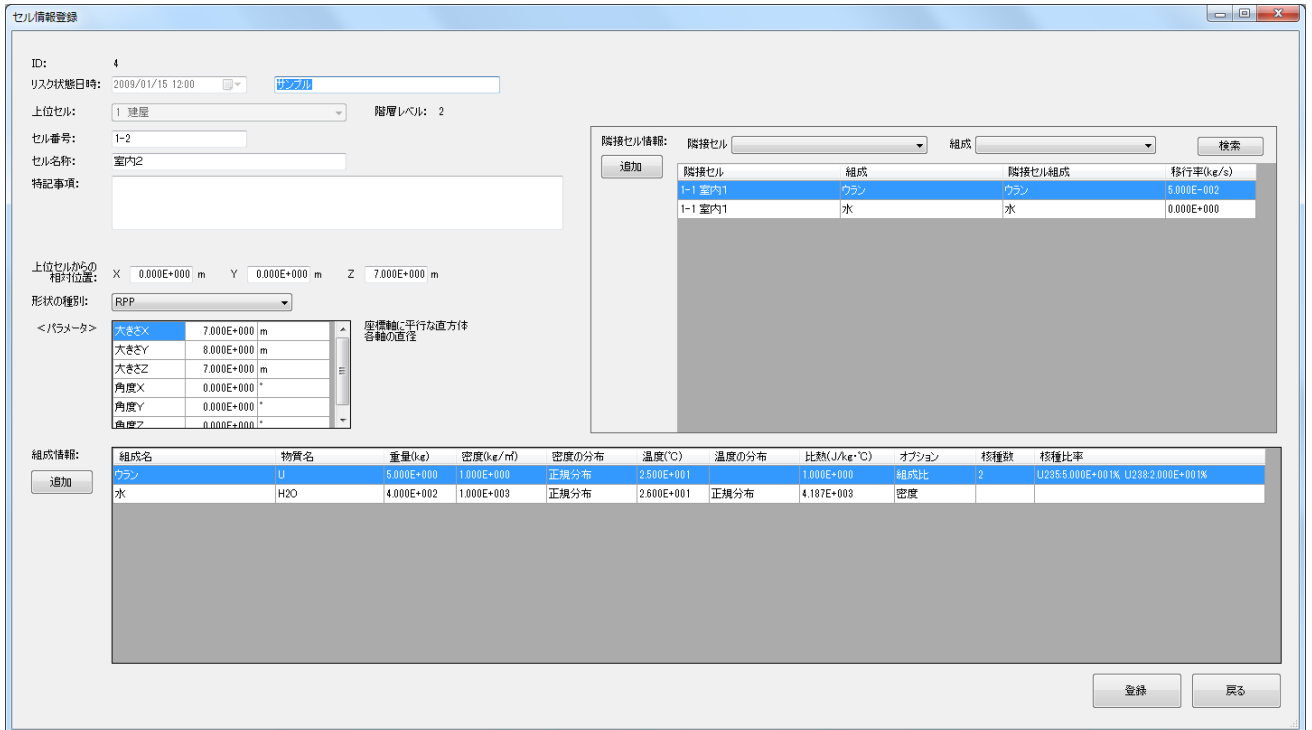


図 6-6 セル情報登録画面（最下層の場合）

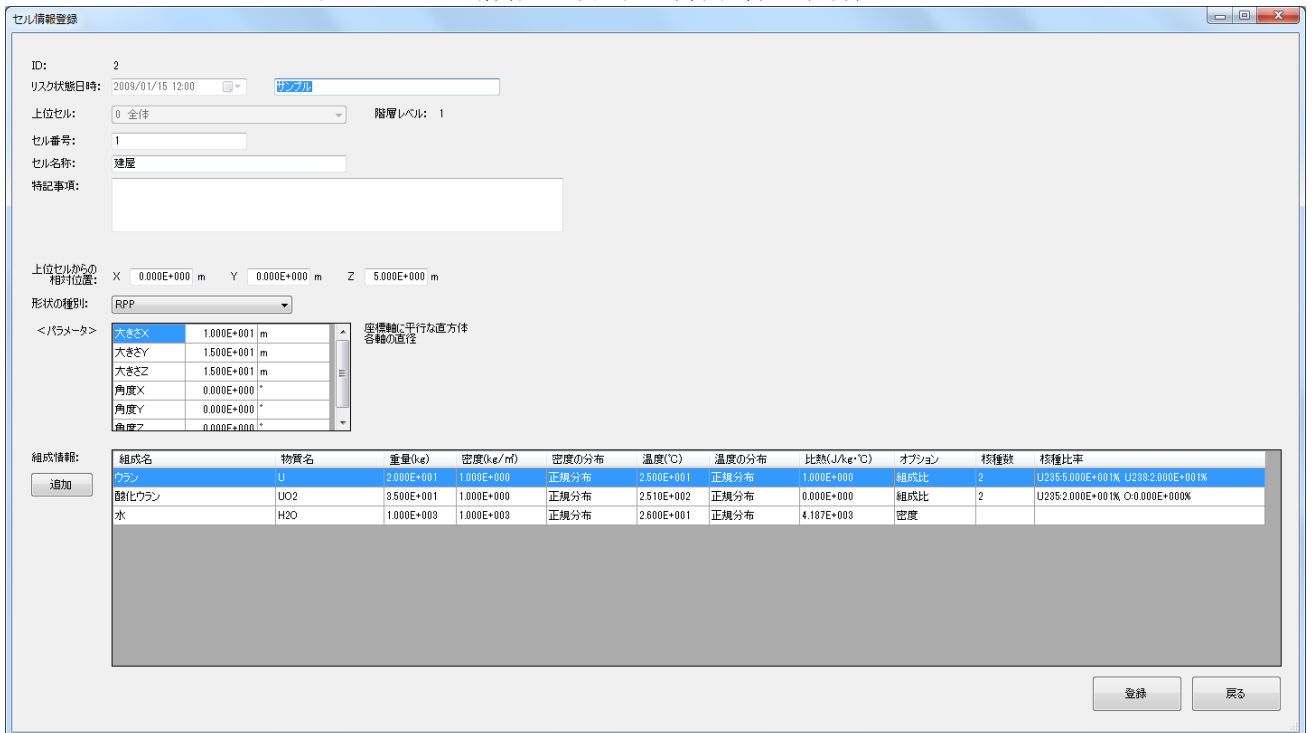


図 6-7 セル情報登録画面（最下層ではない場合）

表 6-4 入力項目

項番	項目	説明
1	日時名	日時名を入力する。同一日時共通使用。日付のみ入力可能。
2	セル番号	セル番号を入力する。
3	セル名称	セル名称を入力する。
4	特記事項	特記事項を入力する。
5	上位セルからの相対位置 (X, Y, Z)	上位セルからの相対位置を、正面左下を基準として入力する。数値のみ入力可能。
6	形状の種別	セルの形状を選択する。
7	<パラメータ>	形状のパラメータを入力する。数値のみ入力可能。

表 6-5 機能説明

項番	項目	説明
1	【組成情報】追加	「組成情報登録」画面を開き、組成情報を追加登録する。 ※「組成情報登録画面」参照
2	【組成情報】一覧	ダブルクリックで選択した組成の「組成情報登録」画面を開き、組成情報を更新する。 ※「組成情報登録画面」参照
3	【隣接セル情報】追加	「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を追加登録する。 ※「隣接セル情報登録画面」参照
4	【隣接セル情報】一覧	ダブルクリックで「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を更新する。 ※「隣接セル情報登録画面」参照
5	【隣接セル情報】「検索」	「隣接セル」「組成」で隣接セル情報一覧を検索する。
6	登録	編集中のセル情報を更新登録する。 その他セルの登録、整合性のチェックを行う。
7	戻る	セル情報画面に戻る。

画面表示時の「整合性のチェック」について

表示セルとその子セルで各組成の重量、温度の整合性に問題がある場合は画面上部に警告メッセージを表示する。

表 6-6 整合性のチェック項目

1	重量	表示セルの各組成の重量と、子セルの各組成の重量合計を比較
2	温度	表示セルの各組成の温度と、子セルの各組成の平均温度を比較

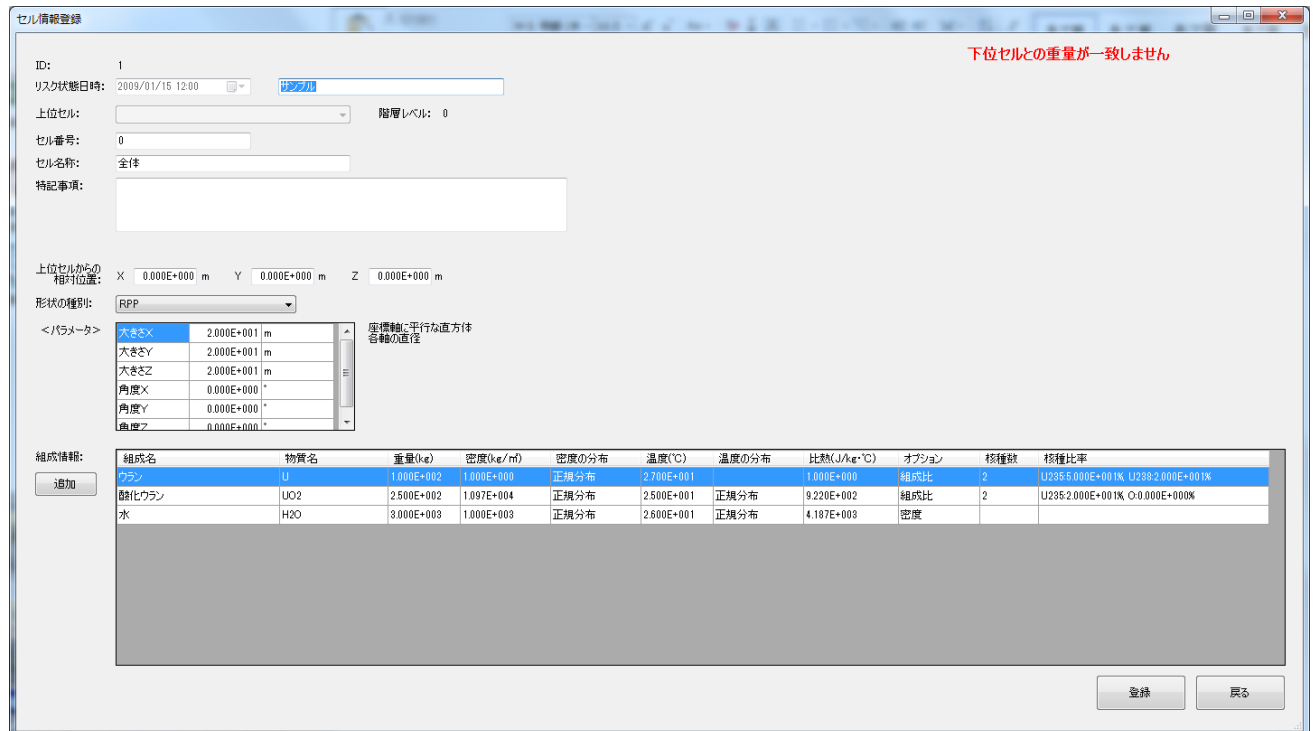


図 6-8 セル情報画面（不整合の場合）

「コピーして追加」ボタンから開いた場合

- ・指定したセルの内容をコピーして新規セルを登録する。上位セルの変更が可能。
- ・セル ID は自動で採番される。

図 6-9 セル情報画面（コピーして追加）

表 6-7 入力項目

項番	項目	説明
1	日時名	日時名を入力する。同一日時共通使用。日付のみ入力可能。
2	上位セル	上位セルを選択する。
3	セル番号	セル番号を入力する。
4	セル名称	セル名称を入力する。
5	特記事項	特記事項を入力する。
6	上位セルからの相対位置 (X, Y, Z)	上位セルからの相対位置を、正面左下を基準として入力する。数値のみ入力可能。
7	形状の種類	セルの形状を選択する。
8	<パラメータ>	形状のパラメータを入力する。数値のみ入力可能。

表 6-8 機能説明

項番	項目	説明
1	【組成情報】追加	「組成情報登録」画面を開き、組成情報を追加登録する。 ※「組成情報登録画面」参照
2	【組成情報】一覧	ダブルクリックで選択した組成の「組成情報登録」画面を開き、組成情報を更新する。 ※「組成情報登録画面」参照
3	【隣接セル情報】追加	「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を追加登録する。 ※「隣接セル情報登録画面」参照
4	【隣接セル情報】一覧	ダブルクリックで「隣接セル登録」画面を開き、隣接セル情報を更新する。 ※「隣接セル情報登録画面」参照
5	【隣接セル情報】「検索」	「隣接セル」「組成」で隣接セル情報一覧を検索する。
6	登録	編集中のセル情報を登録する。 その他セルの登録、整合性のチェックを行う。
7	戻る	セル情報画面に戻る。

共通機能について

「その他セル」の作成について

- ・編集中のセルと同じ親のセルに「その他セル」が無い場合、その他セルを作成するか確認メッセージを表示する。
- ・その他セルの作成を選択すると、以下の内容でその他セルの情報を作成する。

表 6-9 その他セルの情報

1	名称	その他
2	相対位置	指定無し
3	幾何形状	「その他」
4	組成情報	親セル情報から同一親のセルの情報を差し引いて残ったものを追加
5	隣接情報	無し

登録時の「整合性のチェック」について

- ・「親セル」と「編集中のセルを含む同一親のセル」で各組成の重量、温度の整合性に問題がある場合は確認メッセージを表示する。

表 6-10 整合性チェック

1	重量	親セルにある各組成の重量と、同一親のセルの各組成の重量合計を比較
2	温度	親セルにある各組成の温度と、同一親のセルの各組成の平均温度を比較

組成情報登録画面

・セル情報登録画面から表示し、組成情報の登録を行う。

※この画面で更新・登録した組成情報は「セル情報登録画面」の「登録」ボタンが押下されるまでデータベースに反映されない。

「追加」ボタンから開いた場合

- ・「組成名」で上位セルにある組成を選択できる。
- ・新しい組成を登録した場合、全ての上位セルに組成を追加される。

※既に存在している組成を登録する場合は、上位セルから順番に登録すること。

図 6-10 セル情報画面

表 6-11 入力項目

項番	項目	説明
1	組成名	組成名を入力または選択する。
2	物質	物質を選択する。 組成が隣接情報に登録されていない場合のみ選択可能。
3	重量	重量を入力する。数値のみ入力可能。
4	密度	密度を入力する。数値のみ入力可能。
5	密度誤差	密度誤差を選択する。
6	温度	温度を入力する。数値のみ入力可能。
7	温度誤差	温度誤差を選択する。
8	比熱	比熱を入力する。数値のみ入力可能。
9	オプション	オプションを選択する。
10	【核種情報】核種名	核種名を選択する。 オプションが「構成比」の場合、選択可能。
11	【核種情報】構成比(%)	構成比を入力する。 オプションが「構成比」の場合、入力可能。 数値のみ入力可能。

表 6-12 機能説明

項番	項目	説明
1	組成名	「追加」の場合にリストから組成を選択すると、上位セルの情報が各項目に自動入力される。
2	オプション	「構成比」を選択すると核種情報が登録できる。
3	【核種情報】核種名	リストから核種を選択すると「核種種類」「半減期」が表示される。
4	【核種情報】一覧	ダブルクリックすると選択した行を削除する。
5	登録	編集中の組成情報を保存する。
6	戻る	セル情報登録画面に戻る。

- 「組成情報一覧」ダブルクリック（更新）で開いた場合
- ・指定した組成情報の更新を行う。
 - ・隣接セル情報が登録されていない場合、「物質」の変更が可能。
 - ・「組成名」「物質」を変更した場合、同日時の全ての同一組成IDの「組成名」「物質」が変更される。

図 6-11 セル情報画面

表 6-13 入力項目

項番	項目	説明
1	組成名	組成名を入力する。
2	物質	物質を選択する。 組成が隣接情報に登録されていない場合のみ選択可能。
3	重量	重量を入力する。数値のみ入力可能。
4	密度	密度を入力する。数値のみ入力可能。
5	密度誤差	密度誤差を選択する。
6	温度	温度を入力する。数値のみ入力可能。
7	温度誤差	温度誤差を選択する。
8	比熱	比熱を入力する。数値のみ入力可能。
9	オプション	オプションを選択する。
10	【核種情報】核種名	核種名を選択する。 オプションが「構成比」の場合、選択可能。
11	【核種情報】構成比(%)	構成比を入力する。 オプションが「構成比」の場合、入力可能。 数値のみ入力可能。

表 6-14 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	表示されている組成情報を削除する。
2	オプション	「構成比」を選択すると核種情報が登録できる。
3	【核種情報】核種名	リストから核種を選択すると「核種種類」「半減期」が表示される。
4	【核種情報】一覧	ダブルクリックすると選択した行を削除する。
5	登録	編集中の組成情報を保存する。
6	戻る	セル情報登録画面に戻る。

隣接セル情報登録画面

- ・セル情報登録画面から表示し、隣接セル情報の登録を行う。
 - ・移行率の設定は同一物質が設定されている組成のみ可能。
- ※この画面で更新・登録した組成情報は「セル情報登録画面」の「登録」ボタンが押下されるまでデータベースに反映されない。

「追加」ボタンから開いた場合

- ・「隣接セル」で対象となるセルを選択できる。
- ・対象となるセルは最下層にあるセルのみとなる。

図 6-12 隣接セル登録画面

表 6-15 入力項目

項番	項目	説明
1	隣接セル	隣接セルを選択する。
2	【移行率】 移行率	移行率を入力する。数値のみ入力可能。

表 6-16 機能説明

項番	項目	説明
1	隣接セル	対象セルを選択すると、移行可能な組成の一覧が表示される。 移行可能な組成とは以下のものとなる。 ・編集集中のセルの組成と同じ物質の組成
2	登録	編集集中の隣接セル情報を保存する。
3	戻る	セル情報登録画面に戻る。

- 「組成情報一覧」ダブルクリック（更新）で開いた場合
- 指定した隣接セル情報の更新を行う。

図 6-13 隣接セル登録画面

表 6-17 入力項目

項番	項目	説明
1	【移行率】 移行率	移行率を入力する。数値のみ入力可能。

表 6-18 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	表示されている隣接セル情報を削除する。
2	登録	編集中の隣接セル情報を保存する。
3	戻る	セル情報登録画面に戻る。

- 「更新」で開いた場合：
- 指定した隣接セル情報の更新を行う。
- 「追加」で開いた場合：
- 「隣接セル」で対象となるセルを選択できる。
 - 対象となるセルは最下層にあるセルのみとなる。

セル情報参照画面

セルの詳細情報を表示する。

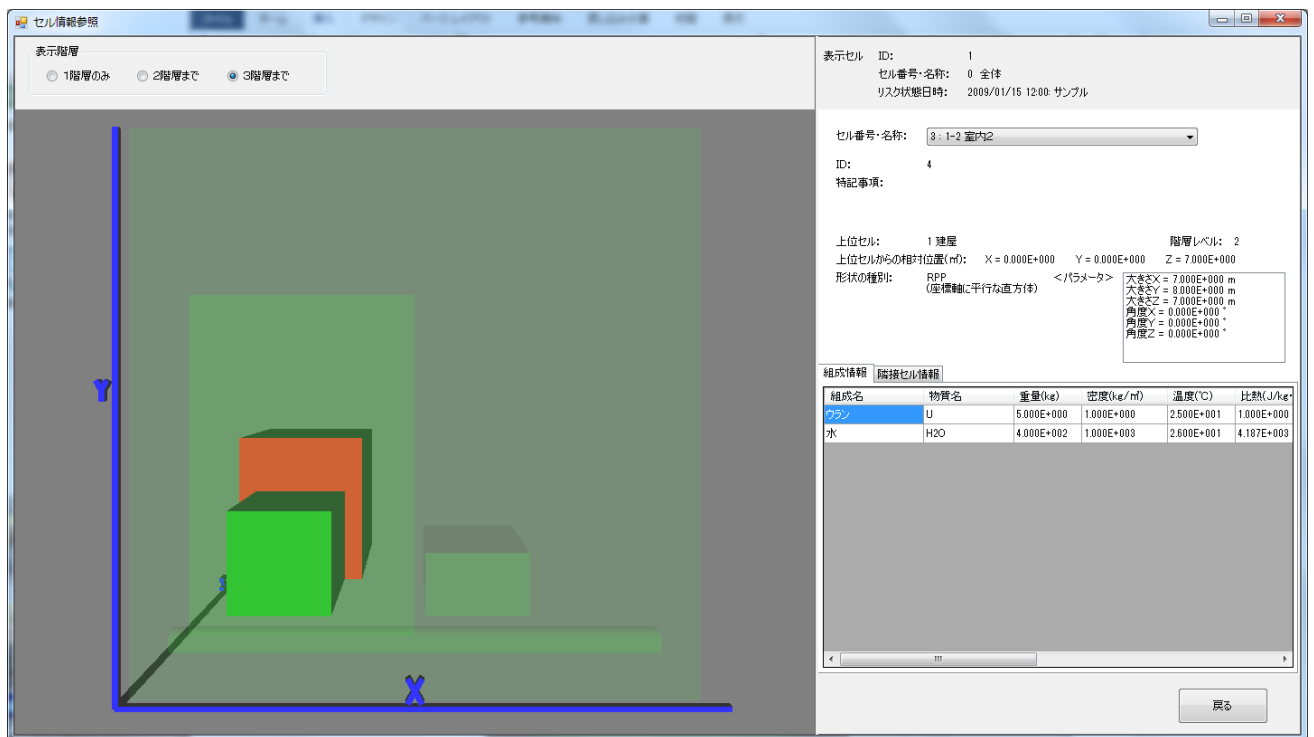


図 6-14 セル情報参照画面

- ・「セル情報」画面で選択したセルを第一階層として三階層下までの下位セルの情報を参照できる。
- ・「セル番号・名称」を選択すると、モデル選択したセルの詳細が表示される。

表 6-19 機能説明

項番	項目	説明
1	表示階層	モデル図を指定した階層まで表示する。
2	セル番号・名称	選択したセルの詳細を表示する。 モデル図で対象のセルを赤く表示する。 最下層ではない場合、隣接セル情報は表示されない。
3	戻る	セル情報画面に戻る。

セル情報削除画面

隣接セル情報の削除を行う。

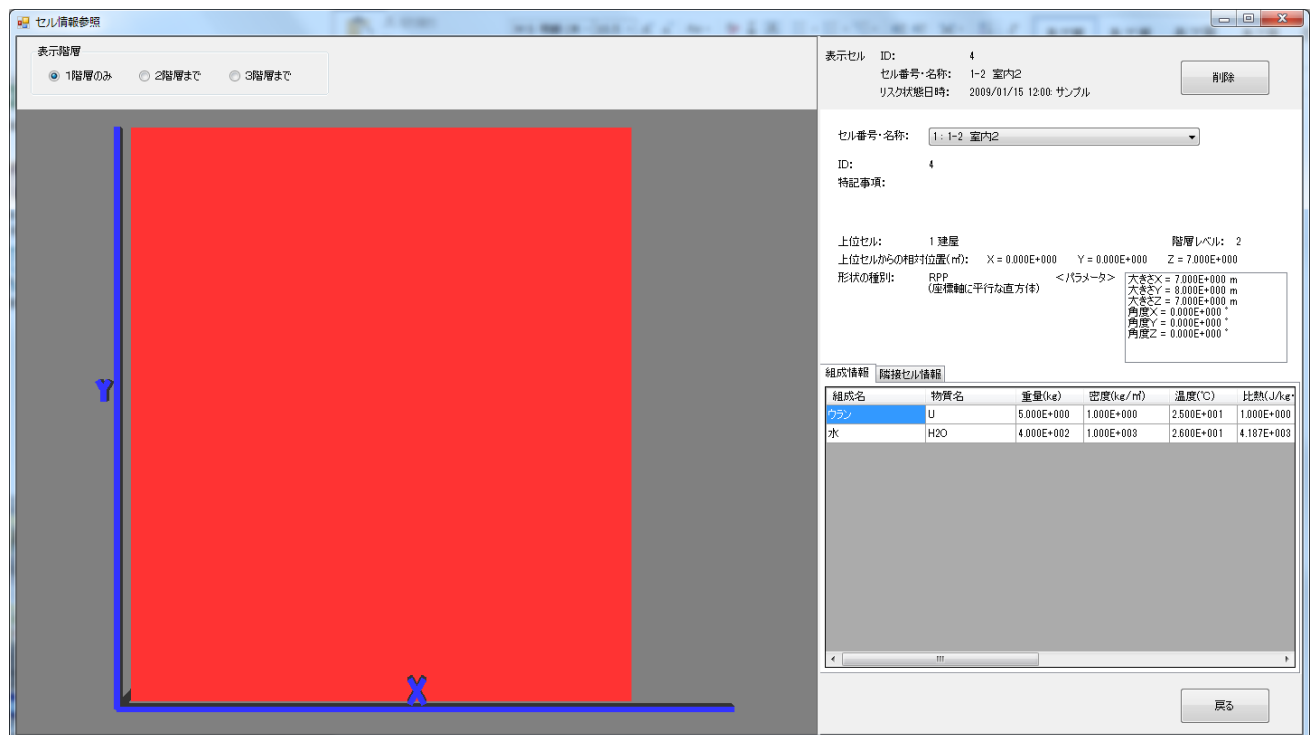


図 6-15 セル情報参照画面

- ・「セル情報」画面で選択したセルを第一階層としてそれ以下の全てのセル情報を削除する。

表 6-20 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	「セル情報」画面で選択したセル（第一階層）以下のセルを全て削除する。
2	表示階層	モデル図を指定した階層まで表示する。
3	セル番号・名称	選択したセルの詳細を表示する。 モデル図で対象のセルを赤く表示する。 最下層ではない場合、隣接セル情報は表示されない。
4	戻る	セル情報画面に戻る。

下流セル作成

下流セルの作成を行う。

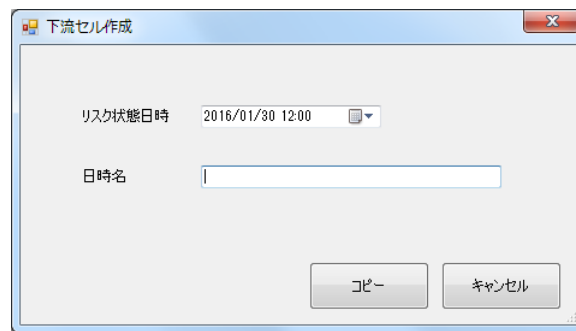


図 6-16 下流セル作成

「リスク状態日時」に指定したセル情報を直前の日時のセル情報を元に作成する。

表 6-21 入力項目

項番	項目	説明
1	リスク状態日時	作成する下流セルのリスク状態日時を入力する。 日付のみ入力可能。
2	日時名	リスク状態日時名を入力する。

表 6-22 機能説明

項番	項目	説明
1	コピー	「リスク状態日時」に指定した日時の直前の日時のセル情報をコピーし、隣接セル情報から各組成の移行計算を行う。
2	キャンセル	セル情報画面に戻る。

4) 評価判定情報

評価判定情報の管理を行う。

評価判定入力画面

評価判定情報の登録を行う。

セルID	日時	セル番号	セル名称	移行	未臨界	最大値	再尤値	リスク	判定
1	2009/01/15 12:00	0	全体						
2	2009/01/15 12:00	1	建屋						
3	2009/01/15 12:00	1-1	室内1						
4	2009/01/15 12:00	1-2	室内2						
15	2009/01/15 12:00	1-99	その他						
5	2009/01/15 12:00	2	輸送管						
44	2009/01/15 12:00	2-1	輸送管						
45	2009/01/15 12:00	2-99	その他						
6	2009/01/15 12:00	3	室外機						
7	2009/01/15 12:00	4	格納容器						
43	2009/01/15 12:00	99	その他						

図 6-17 評価判定入力画面

表示されたセル一覧で評価判定を入力する。

画面上部に表示されている「区分説明」の表示内容は、管理メニュー「システム設定」画面で設定することができる。

表 6-23 入力項目

項番	項目	説明
1	日時	表示する対象の日時を選択する。
2	セル名称	表示する対象のセルを選択する。
3	【セル一覧】 移行	移行評価を選択する。
4	【セル一覧】 未臨界	未臨界評価を選択する。
5	【セル一覧】 最大値	最大値評価を選択する。
6	【セル一覧】 再尤値	再尤値評価を選択する。
7	【セル一覧】 リスク	リスク評価を選択する。
8	【セル一覧】 判定	判定評価を選択する。

表 6-24 機能説明

項番	項目	説明
1	検索	「日時」「セル名称」で指定した条件でセルの一覧を表示する。
2	セル一覧 (セルID～セル名称)	ダブルクリックで「セル情報参照」画面が開き、選択している行のセル情報が表示される。 ※「セル情報参照画面」参照
3	セル一覧ダブルクリック (移行～判定)	Shift キーを押しながらダブルクリックすると「リスク評価」画面が開く。 ※「リスク評価画面」参照
4	登録	表示されているセルの評価判定情報を登録する。
5	戻る	メニュー画面に戻る。

5) リスク評価

リスク評価モジュールの入力ファイルや出力ファイルの参照、グラフの表示、リスク評価モジュールの実行を行う。

リスク評価画面

指定されたセルについて、リスク評価モジュールの入出力ファイルの参照、グラフの表示、評価モジュールの実行を行う。

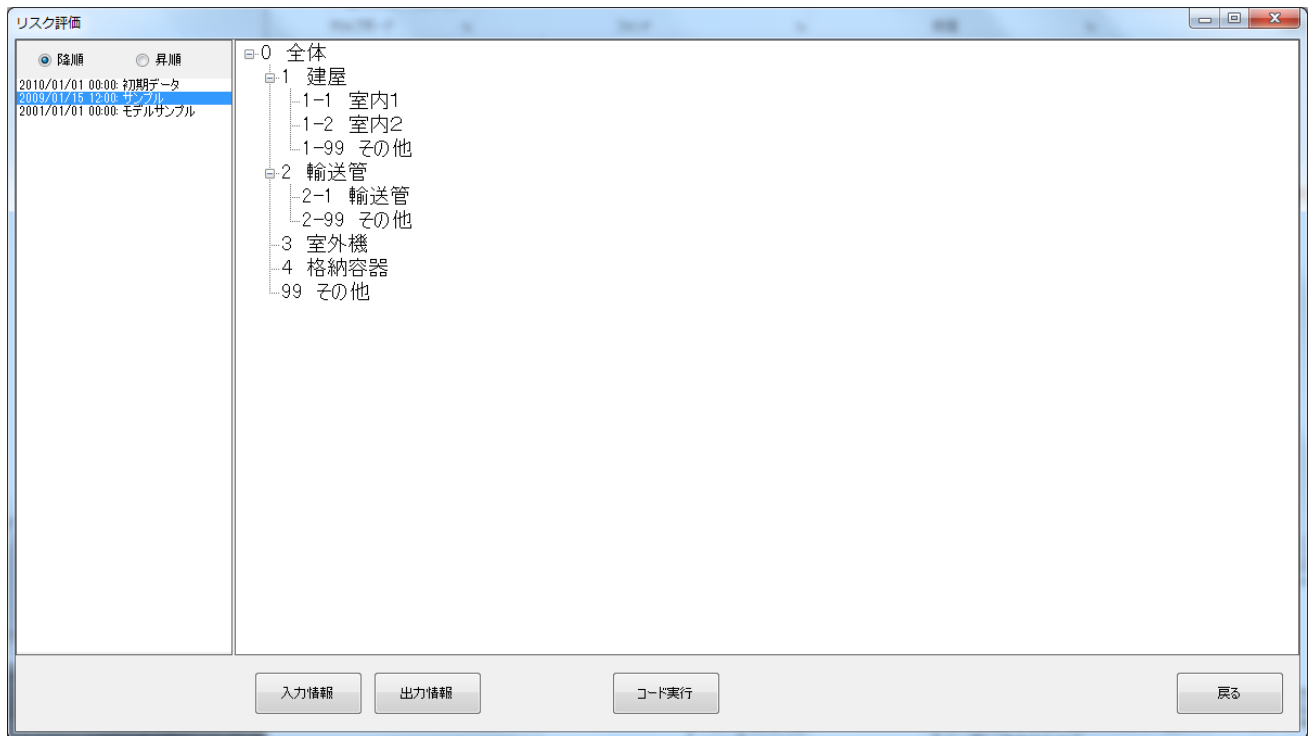


図 6-18 リスク評価画面

日時を選択すると登録されているセルの一覧が表示される。
対象のセルを選択し、作業を行う処理のボタンを押下する。

表 6-25 機能説明

項番	項目	説明
1	日時表示順	指定した順番で日時が表示される。
2	日時一覧	日時を選択すると、選択した日時で登録されているセルがセル一覧に表示される。
3	入力情報	「リスク評価入力情報」画面を開く。
4	出力情報	「リスク評価出力情報」画面を開く。
5	コード実行	「評価コード実行」画面を開く。
6	戻る	メニュー画面に戻る。

リスク評価入力情報画面

リスク評価モジュール実行時に使用する入力ファイルの一覧を表示する。

No	評価種別	解析コード	ファイル名	ファイル更新日	ファイルパス
1	影響評価	動特性/パラメータ	input	2016/01/19 10:48:56	C:\RESTORE_DATA\200901151200\0003_1-1室内1\影響評価\動特性/パラメータ計算\IN
2	影響評価	簡易評価法	input.dat	2015/11/18 09:56:54	C:\RESTORE_DATA\200901151200\0003_1-1室内1\影響評価\簡易評価法\IN
3	未臨界評価	SRAC2006	未臨界評価SRAC2006.in	2016/01/29 11:24:43	C:\RESTORE_DATA\200901151200\0003_1-1室内1\未臨界評価\SRAC2006\IN
4	物理情報評価	減衰計算	input.csv	2016/02/01 06:20:38	C:\RESTORE_DATA\200901151200\0003_1-1室内1\物理情報評価\減衰計算\IN

図 6-19 リスク評価入力情報画面

「検索」ボタンを押下すると、指定された条件で「リスク評価入出力ファイル保存場所」に設定されているフォルダ内にある入力ファイルの一覧が表示される。

「リスク評価入出力ファイル保存場所」は管理メニューの「システム設定」画面で設定する。

行を選択し、ダブルクリックまたは「入力情報表示」ボタンを押下すると「リスク評価入力情報参照」画面が表示される。

表 6-26 入力項目

項番	項目	説明
1	評価種別選択	入力ファイル一覧の絞込み評価種別条件を選択する。
2	解析コード選択	入力ファイル一覧の絞込み解析コード条件を選択する。

表 6-27 機能説明

項番	項目	説明
1	検索	「評価種別選択」「解析コード選択」で指定した条件で入力ファイルを検索する。
2	入力情報一覧	「No」～「ファイル更新日」をダブルクリックで「リスク評価入力情報参照」画面を、「ファイルパス」ダブルクリックでエクスプローラを起動し対象のフォルダを開く。
3	入力情報表示	「リスク評価入力情報参照」画面を開く。
4	戻る	リスク評価画面に戻る。

入力ファイルの保存場所について

入力ファイルの保存場所は以下の場所となる。

「リスク評価入出力ファイル保存場所」 ¥ 「日時」 ¥

「セルID桁」 _ 「セル番号」 _ 「セル名称」 ¥ 「評価種別」 ¥ 「解析コード」 ¥ IN

「リスク評価入出力ファイル保存場所」は管理メニューの「システム設定」画面で必ず設定する。

(例) リスク評価入出力ファイル保存場所 : C:¥RESTORE_DATA

日時 : 2016/02/01 12:00

セルID : 3

セル番号 : 1-1

セル名称 : 室内1

評価種別 : 未臨界評価

解析コード : SRAC2006

入力ファイル保存場所 :

C:¥RESTORE_DATA¥201602011200¥0003_1-1_室内1 ¥未臨界評価¥SRAC2006¥IN

リスク評価入力情報参照画面

「リスク評価入力情報」画面で選択された入力ファイルの内容を表示する。

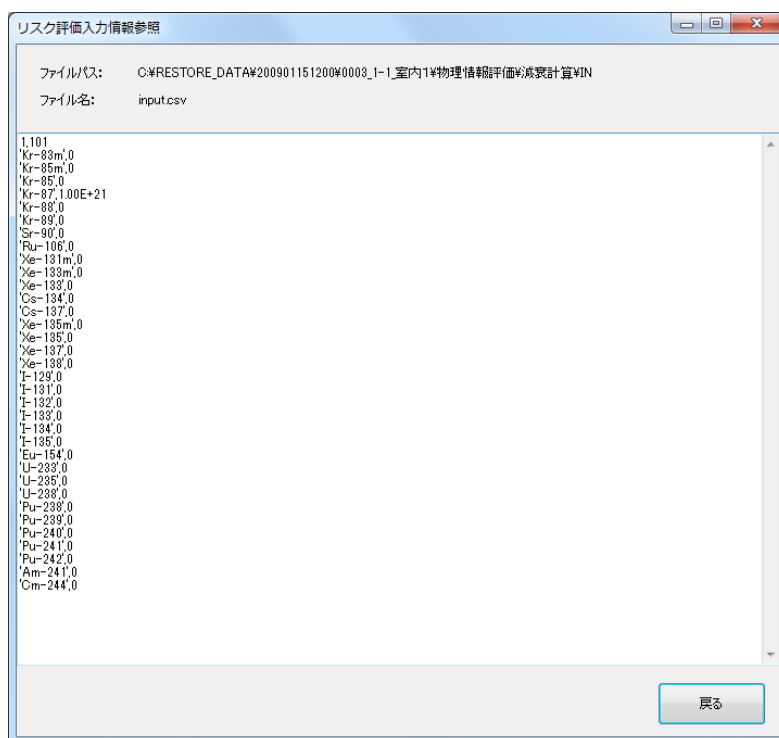


図 6-20 リスク評価入力情報参照画面

表 6-28 機能説明

項番	項目	説明
1	戻る	リスク評価入力情報画面に戻る。

評価コード実行画面

リスク評価モジュールを実行する。

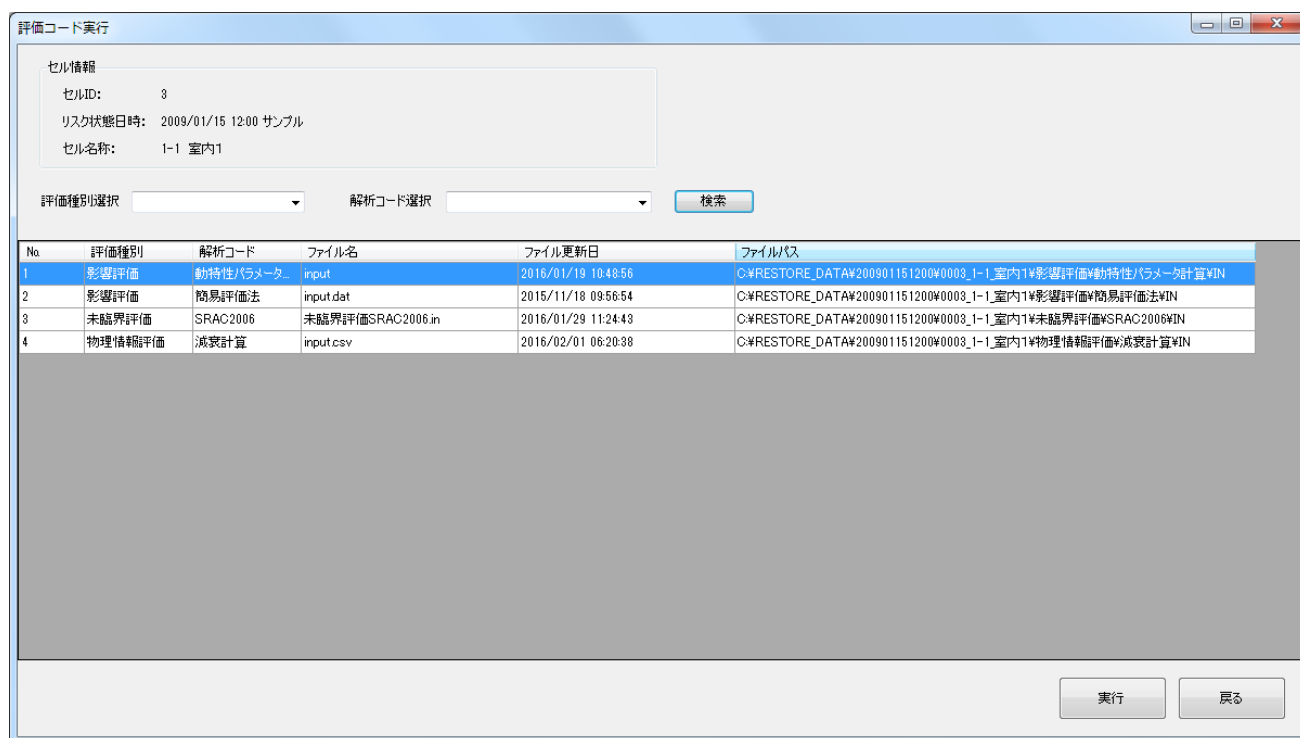


図 6-21 評価コード実行画面

「検索」ボタンを押下すると、指定された条件で「リスク評価入出力ファイル保存場所」に設定されているフォルダ内にある入力ファイルの一覧が表示される。

行を選択し、「実行」ボタンを押下するとリスク評価モジュールのコードが実行され、出力ファイルがある場合は設定されたフォルダに保存されます。既に同名のファイルが存在する場合は上書き保存となる。

リスク評価モジュール実行時の設定は管理メニューの「リスク評価コード実行設定」画面で必ず事前に設定しておくこと。

※「リスク評価コード実行設定一覧画面」参照

表 6-29 入力項目

項番	項目	説明
1	評価種別選択	入力ファイル一覧の絞込み評価種別条件を選択する。
2	解析コード選択	入力ファイル一覧の絞込み解析コード条件を選択する。

表 6-30 機能説明

項番	項目	説明
1	検索	「評価種別選択」「解析コード選択」で指定した条件で入力ファイルを検索する。
2	入力情報一覧	「No」～「ファイル更新日」をダブルクリックで「リスク評価入力情報参照」画面を、「ファイルパス」ダブルクリックでエクスプローラを起動し対象のフォルダを開く。
3	実行	指定した行の「評価種別」「解析コード」「入力ファイル」でリスク評価モジュールを実行する。
4	戻る	リスク評価画面に戻る。

リスク評価出力情報画面

リスク評価モジュール実行時に作成された出力ファイルの一覧を表示する。

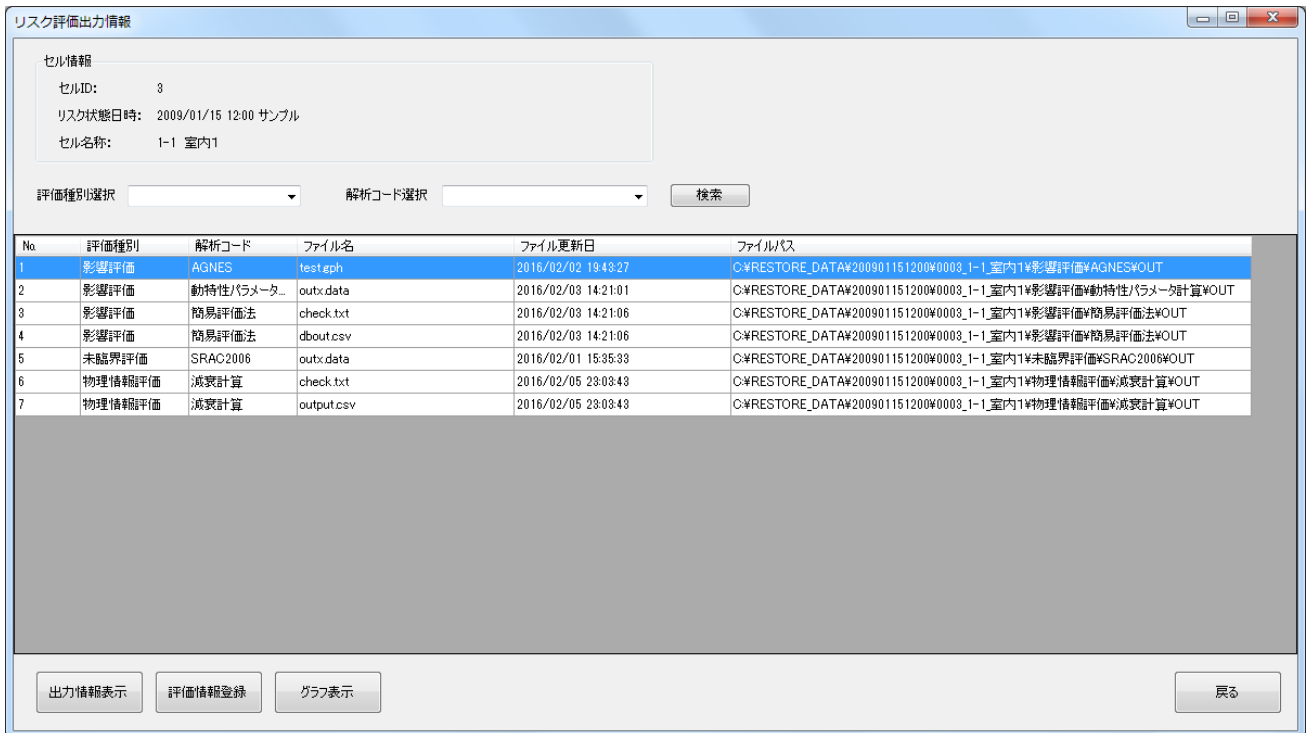


図 6-22 リスク評価出力情報画面

「検索」ボタンを押下すると、指定された条件で「リスク評価入出力ファイル保存場所」に設定されているフォルダ内にある出力ファイルの一覧が表示される。

「リスク評価入出力ファイル保存場所」は管理メニューの「システム設定」画面で設定する。

行を選択し、ダブルクリックまたは「出力情報表示」ボタンを押下すると「リスク評価出力情報参照」画面が表示される。

表 6-31 入力項目

項番	項目	説明
1	評価種別選択	出力ファイル一覧の絞込み評価種別条件を選択する。
2	解析コード選択	出力ファイル一覧の絞込み解析コード条件を選択する。

表 6-32 機能説明

項番	項目	説明
1	検索	「評価種別選択」「解析コード選択」で指定した条件で入力ファイルを検索する。
2	出力情報一覧	「No」～「ファイル更新日」をダブルクリックで「リスク評価入力情報参照」または「グラフ表示」画面を、「ファイルパス」ダブルクリックでエクスプローラを起動し対象のフォルダを開く。
3	出力情報表示	「リスク評価出力情報参照」画面を開く。
4	グラフ表示	ファイルの拡張子が「.gph」のファイル選択して「グラフ表示」ボタンを押下すると「グラフ表示」画面を開く。
5	評価情報登録	「評価情報登録」画面を開く。
6	戻る	リスク評価画面に戻る。

出力ファイルの保存場所について

出力ファイルの保存場所は以下の場所となる。

「リスク評価入出力ファイル保存場所」¥「日時」¥「セルID4桁」_「セル番号」_「セル名称」¥「評価種別」¥「解析コード」¥OUT

「リスク評価入出力ファイル保存場所」は管理メニューの「システム設定」画面で必ず設定する。

(例) リスク評価入出力ファイル保存場所： C:¥RESTORE_DATA

日時：2016/02/01 12:00

セルID：3

セル番号：1-1

セル名称：室内1

評価種別：未臨界評価

解析コード：SRAC2006

出力ファイル保存場所：

C:¥RESTORE_DATA¥201602011200¥0003_1-1_室内1 ¥未臨界評価¥SRAC2006¥OUT

リスク評価出力情報参照画面

「リスク評価出力情報」画面で選択された出力ファイルの内容を表示する。

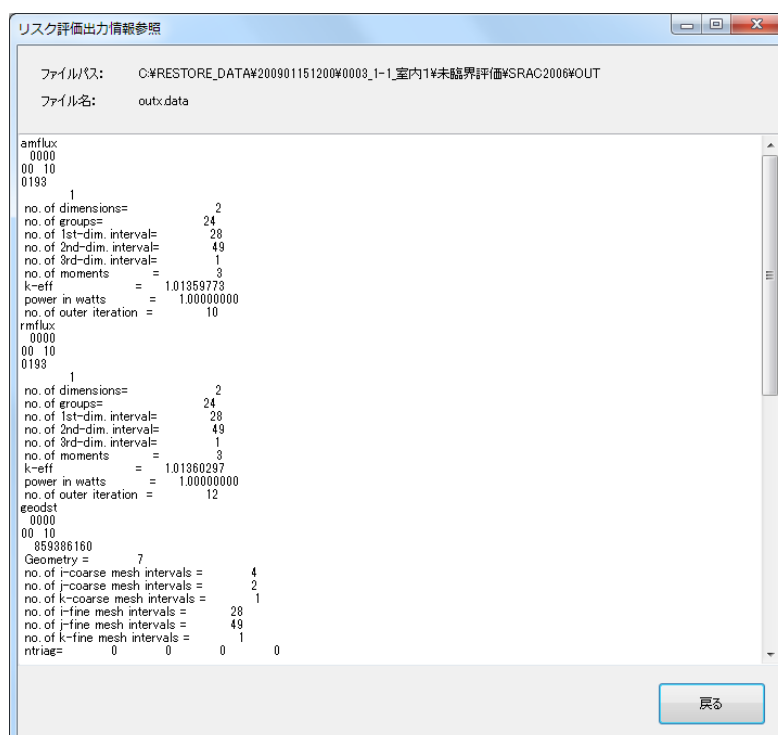


図 6-23 リスク評価出力情報参照画面

表 6-33 機能説明

項番	項目	説明
1	戻る	リスク評価出力情報画面に戻る。

リスク評価情報登録画面
 リスク評価情報の登録を行う。

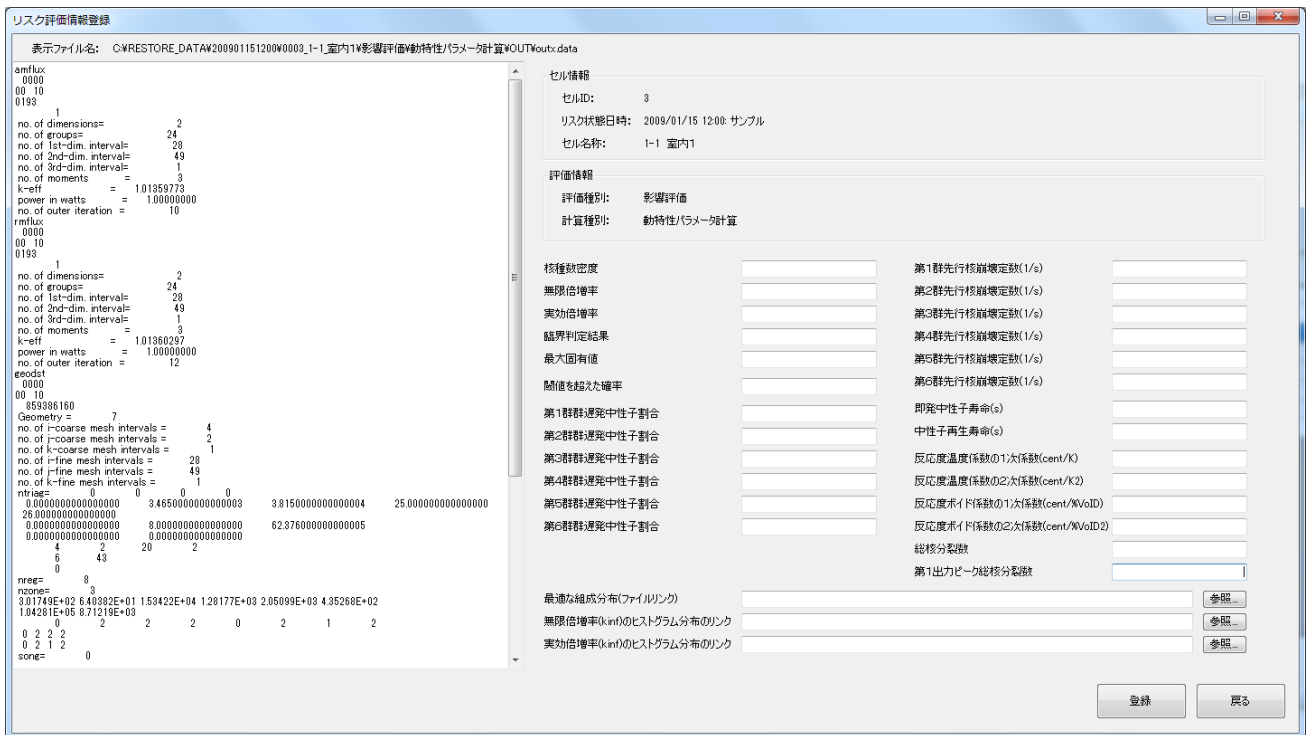


図 6-24 リスク評価情報登録画面

画面左側に表示された出力ファイルを参照して、リスク評価の結果情報を登録する。

表 6-34 入力項目

項番	項目	説明
1	核種数密度	核種数密度を入力する。数値のみ入力可能。
2	無限倍増率	無限倍増率を入力する。数値のみ入力可能。
3	実行倍増率	実行倍増率を入力する。数値のみ入力可能。
4	臨界判定結果	臨界判定結果を入力する。数値のみ入力可能。
5	最大固有数	最大固有数を入力する。数値のみ入力可能。
6	閾値を超えた確率	閾値を超えた確率を入力する。数値のみ入力可能。
7	第1群遅発中性子割合	第1群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
8	第2群遅発中性子割合	第2群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
9	第3群遅発中性子割合	第3群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
10	第4群遅発中性子割合	第4群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
11	第5群遅発中性子割合	第5群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
12	第6群遅発中性子割合	第6群遅発中性子割合を入力する。数値のみ入力可能。
13	第1群先行核崩壊定数(1/s)	第1群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
14	第2群先行核崩壊定数(1/s)	第2群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
15	第3群先行核崩壊定数(1/s)	第3群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
16	第4群先行核崩壊定数(1/s)	第4群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
17	第5群先行核崩壊定数(1/s)	第5群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
18	第6群先行核崩壊定数(1/s)	第6群先行核崩壊定数(1/s)を入力する。数値のみ入力可能。
19	即発中性子寿命(s)	即発中性子寿命(s)を入力する。数値のみ入力可能。
20	中性子再生寿命(s)	中性子再生寿命(s)を入力する。数値のみ入力可能。
21	反応度温度係数の1次係数	反応度温度係数の1次係数を入力する。数値のみ入力可能。
22	反応度温度係数の2次係数	反応度温度係数の2次係数を入力する。数値のみ入力可能。
23	反応度ボイド係数の1次係数	反応度ボイド係数の1次係数を入力する。数値のみ入力可能。
24	反応度ボイド係数の2次係数	反応度ボイド係数の2次係数を入力する。数値のみ入力可能。
25	核分裂数	核分裂数を入力する。数値のみ入力可能。

26	第1出力ピーク総核分裂数	第1出力ピーク総核分裂数を入力する。数値のみ入力可能。
27	最適な組成分布	最適な組成分布を入力する。
28	無限倍増率のヒストグラム分布のリンク	無限倍増率のヒストグラム分布のリンクを入力する。
29	実行倍増率のヒストグラム分布のリンク	実行倍増率のヒストグラム分布のリンクを入力する。

表 6-35 機能説明

項番	項目	説明
1	登録	編集中のリスク評価情報を登録する。
2	戻る	リスク評価出力情報画面に戻る。

グラフ表示画面

「リスク評価出力情報」画面で選択されたファイルのグラフを表示する。

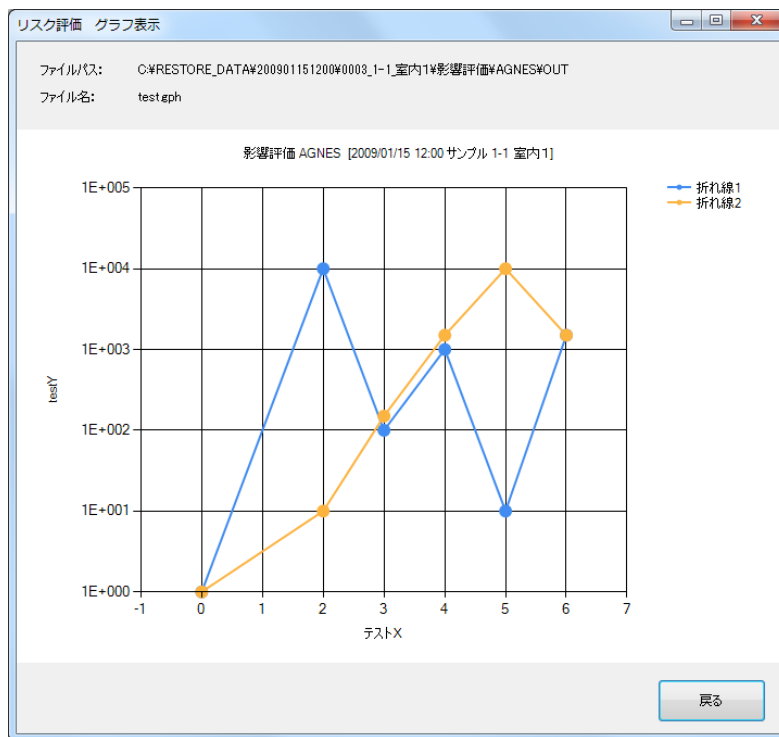


図 6-25 グラフ表示画面

グラフ表示する対象のファイル拡張子は「.gph」であること。

表 6-36 機能説明

項番	項目	説明
1	戻る	リスク評価出力情報画面に戻る。

6) 管理

マスタ、システム設定情報の管理を行う。
管理メニューから各種処理を選択する。

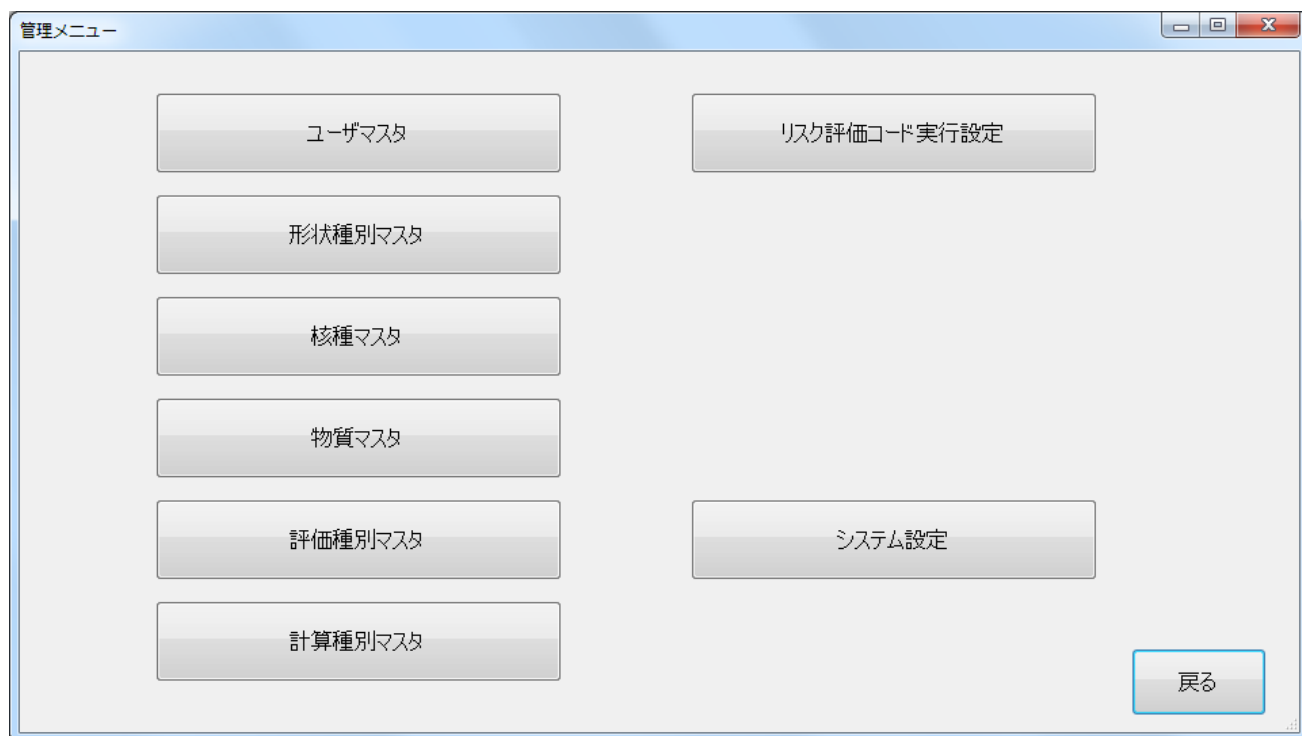


図 6-26 管理メニュー画面

マスタ管理

ユーザマスター一覧画面

登録されているユーザ情報の一覧を表示する。

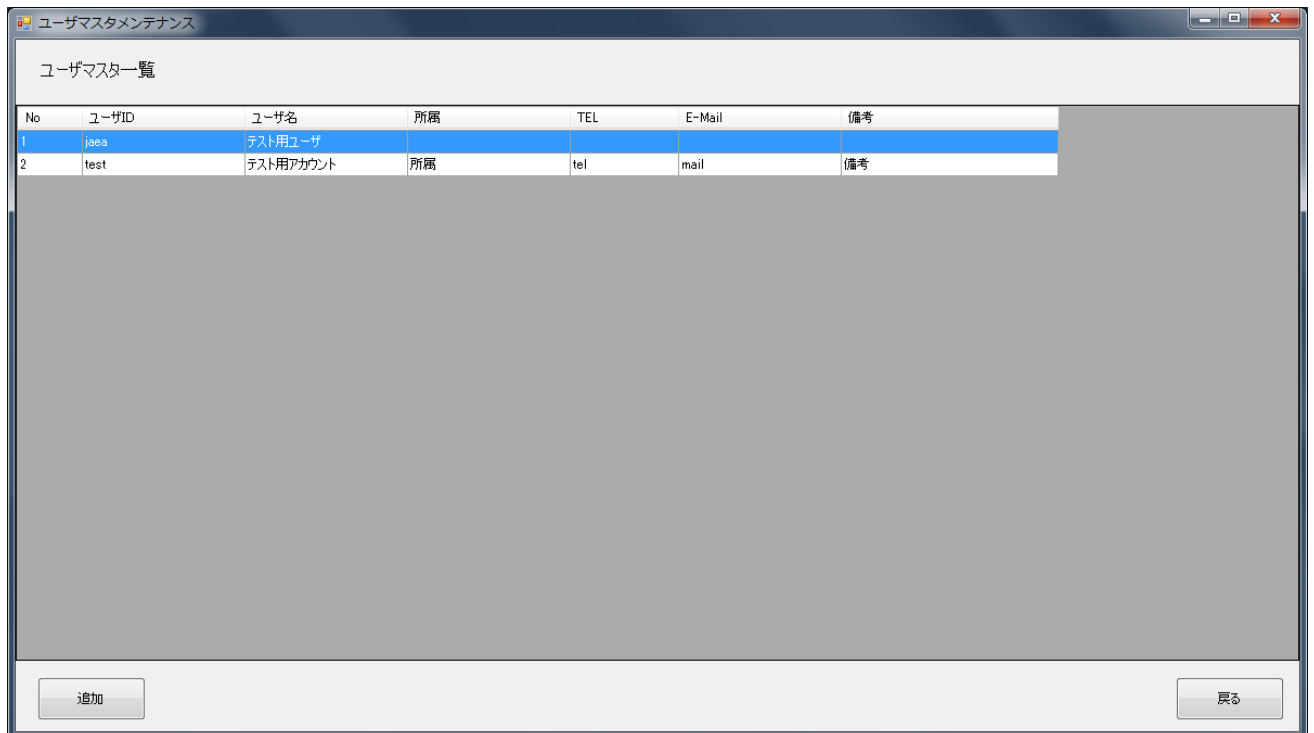


図 6-27 ユーザマスタメンテナンス画面

対象のユーザを選択し、追加・更新処理を行う。

表 6-37 機能説明

項番	項目	説明
1	ユーザー一覧	ダブルクリックで「ユーザマスタメンテナンス」画面を開き、ユーザ情報を更新する。
2	追加	「ユーザマスタメンテナンス」画面を開き、ユーザ情報を追加登録する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

ユーザマスタメンテナンス画面
ユーザの追加・更新・削除を行う。

- 「追加」ボタンから開いた場合
・ユーザ情報の追加登録を行う。

図 6-28 ユーザマスタメンテナンス画面

表 6-38 入力項目

項番	項目	説明
1	ユーザID	ユーザIDを入力する。
2	パスワード	パスワードを入力する。
3	ユーザ名	ユーザ名を入力する。
4	所属	所属を入力する。
5	TEL	電話番号を入力する。
6	E-Mail	メールアドレスを入力する。
7	備考	備考を入力する。

表 6-39 機能説明

項番	項目	説明
1	登録	編集中のユーザ情報を保存する。
2	戻る	ユーザー一覧画面に戻る。

「ユーザー一覧」ダブルクリック（更新）で開いた場合

- ユーザ情報の更新・削除を行う。
- ユーザIDの変更はできない。

図 6-29 ユーザーメンテナンス画面

表 6-40 入力項目

項番	項目	説明
1	パスワード	パスワードを入力する。
2	ユーザー名	ユーザー名を入力する。
3	所属	所属を入力する。
4	TEL	電話番号を入力する。
5	E-Mail	メールアドレスを入力する。
6	備考	備考を入力する。

表 6-41 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	表示されているユーザ情報の削除を行う。
2	登録	編集中のユーザ情報を登録する。
3	戻る	ユーザー一覧画面に戻る。

形状種別マスタメンテナンス画面
形状種別情報の追加・更新・削除を行う。

形状種別名称	形状種別詳細	パラメータ名1	パラメータ名2	パラメータ名3	パラメータ名4	パラメータ名5	パラメータ名6
RPP	座標軸に平行な直方体						
CYL	Z軸方向の円柱						
SPH	球面						
BOX	平行六面体	RX	RY	RZ			
TRC	円錐台						
ELT	楕円環	NX	NY				
その他	その他						

図 6-30 形状種別マスタメンテナンス画面

一覧で直接、形状種別情報の追加・更新・削除を行う。

表 6-42 入力項目

項番	項目	説明
1	形状種別名称	形状種別名称を入力する。
2	形状種別詳細	形状種別詳細を入力します。
3	パラメータ名 1～30	パラメータ名を入力します。(最大30件まで)
4	パラメータ単位 1～30	パラメータ単位を入力します。(最大30件まで)
5	特記事項	特記事項を入力します。

表 6-43 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	選択されている形状種別情報を削除する。
2	登録	表示されている形状種別情報を保存する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

核種マスタメンテナンス画面
核種情報の追加・更新・削除を行う。

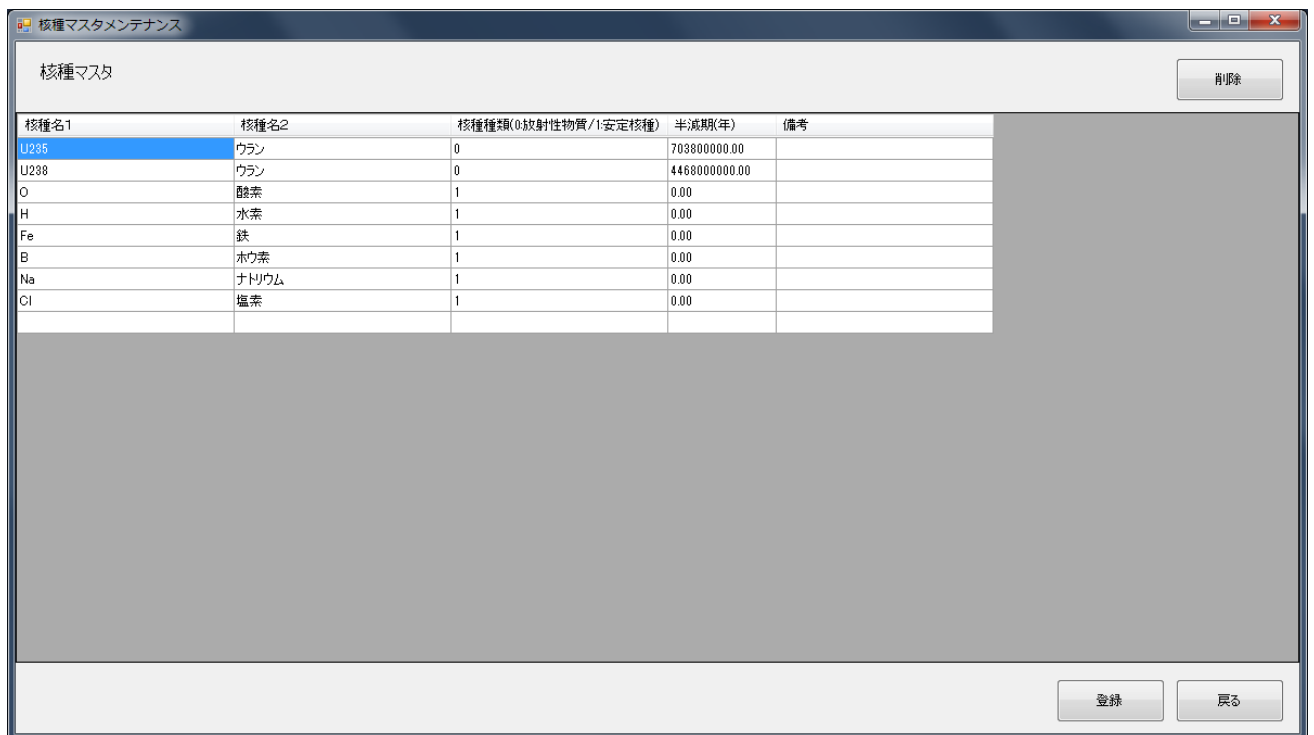


図 6-31 核種マスタメンテナンス画面

一覧で直接、核種情報の追加・更新・削除を行う。

表 6-44 入力項目

項番	項目	説明
1	核種名 1	核種名を入力する。 入力した名称は核種入力時の選択リストに表示される。
2	核種名 2	核種名を入力する。
3	核種種類	核種種類を入力する。
4	半減期	半減期を入力する。数値のみ入力可能。
5	備考	備考を入力する。

表 6-45 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	選択されている核種情報を削除する。
2	登録	表示されている核種情報を保存する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

物質マスタメンテナンス画面
物質情報の追加・更新・削除を行う。

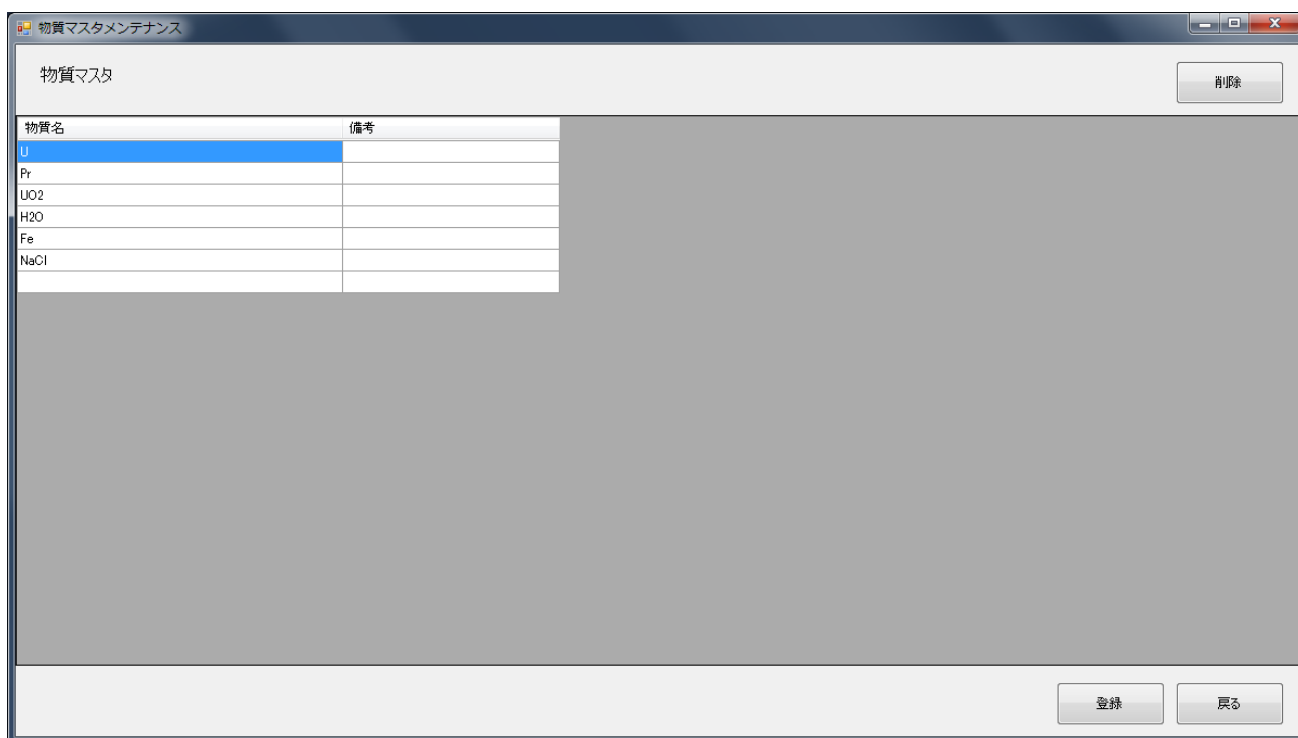


図 6-32 セル情報画面

一覧で直接、物質情報の追加・更新・削除を行う。

表 6-46 入力項目

項番	項目	説明
1	物質名	物質名を入力する。
2	備考	備考を入力する。

表 6-47 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	選択されている物質情報を削除する。
2	登録	表示されている物質情報を保存する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

評価種別マスタメンテナンス画面
 評価種別の追加・更新・削除を行う。

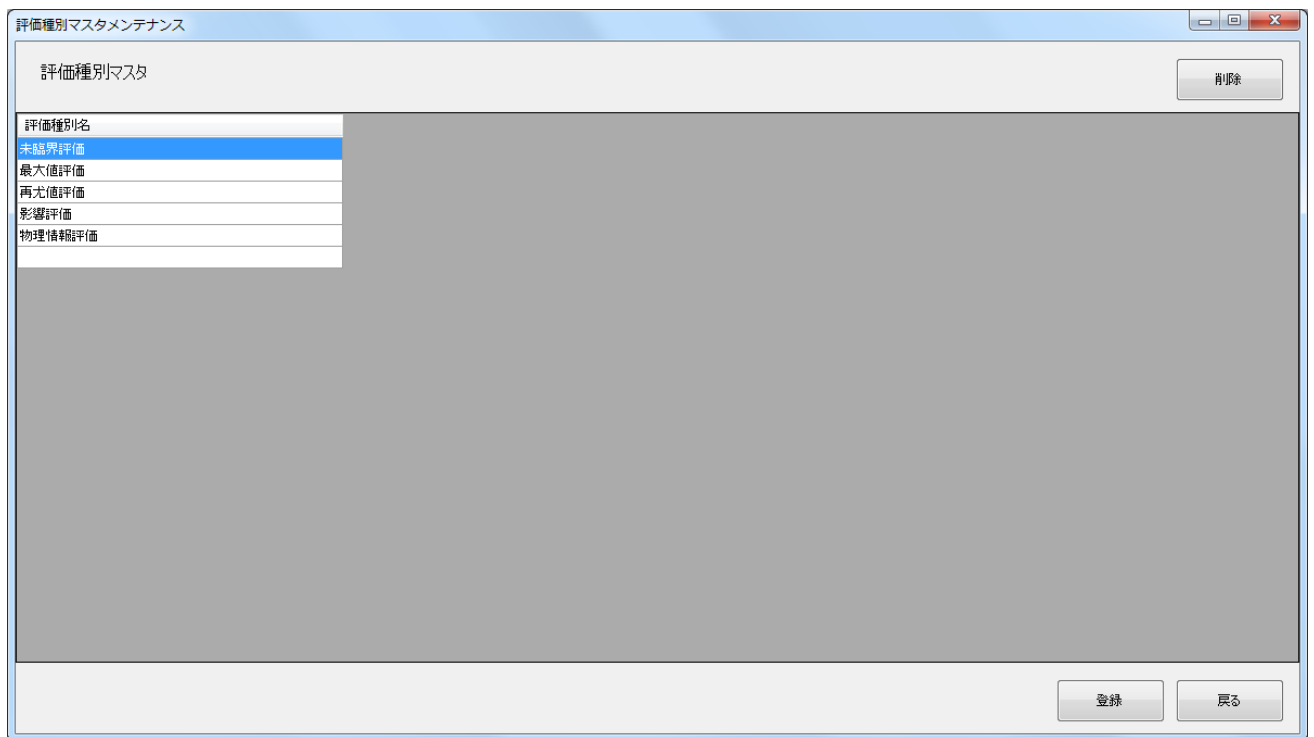


図 6-33 評価種別マスタメンテナンス画面
 一覧で直接、評価種別の追加・更新・削除を行う。

表 6-48 入力項目

項番	項目	説明
1	評価種別名	評価種別名を入力する。

表 6-49 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	選択されている評価種別を削除する。
2	登録	表示されている評価種別を保存する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

計算種別マスタメンテナンス画面
 計算種別の追加・更新・削除を行う。

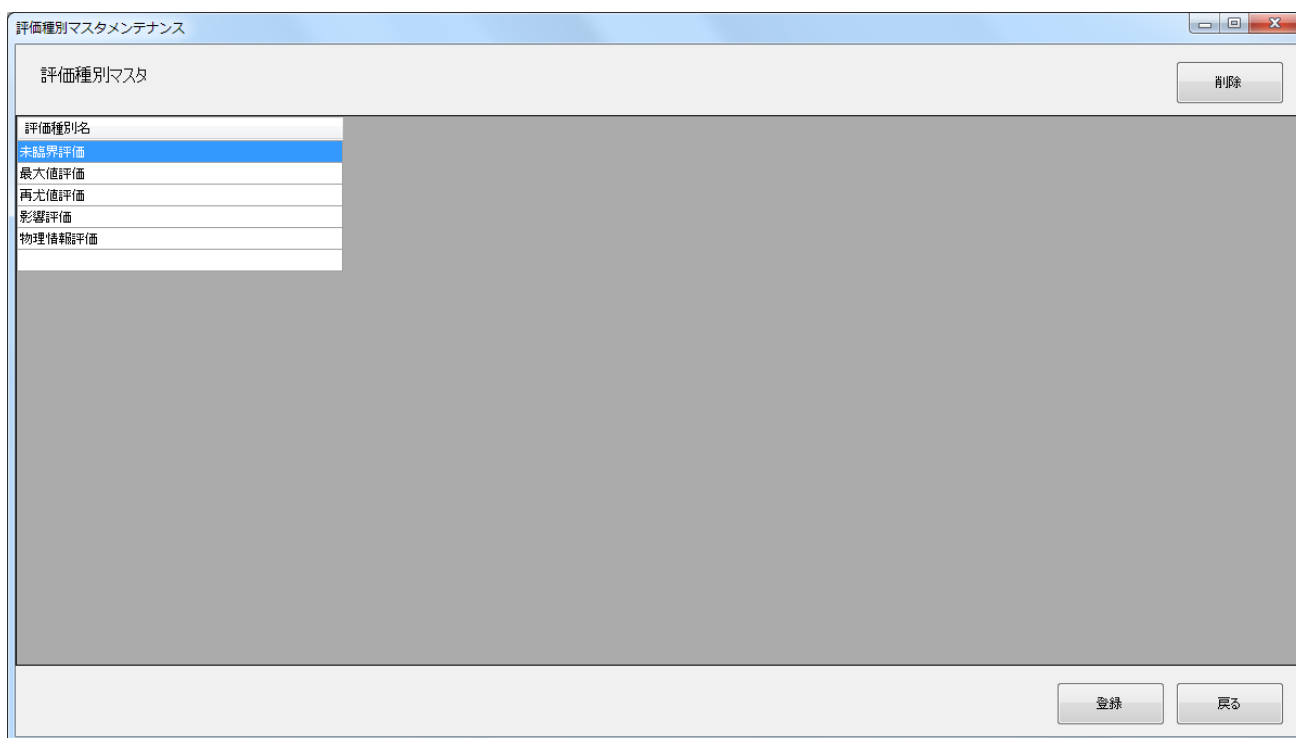


図 6-34 計算種別マスタメンテナンス画面
 一覧で直接、計算種別の追加・更新・削除を行う。

表 6-50 入力項目

項番	項目	説明
1	計算種別名	計算種別名を入力する。

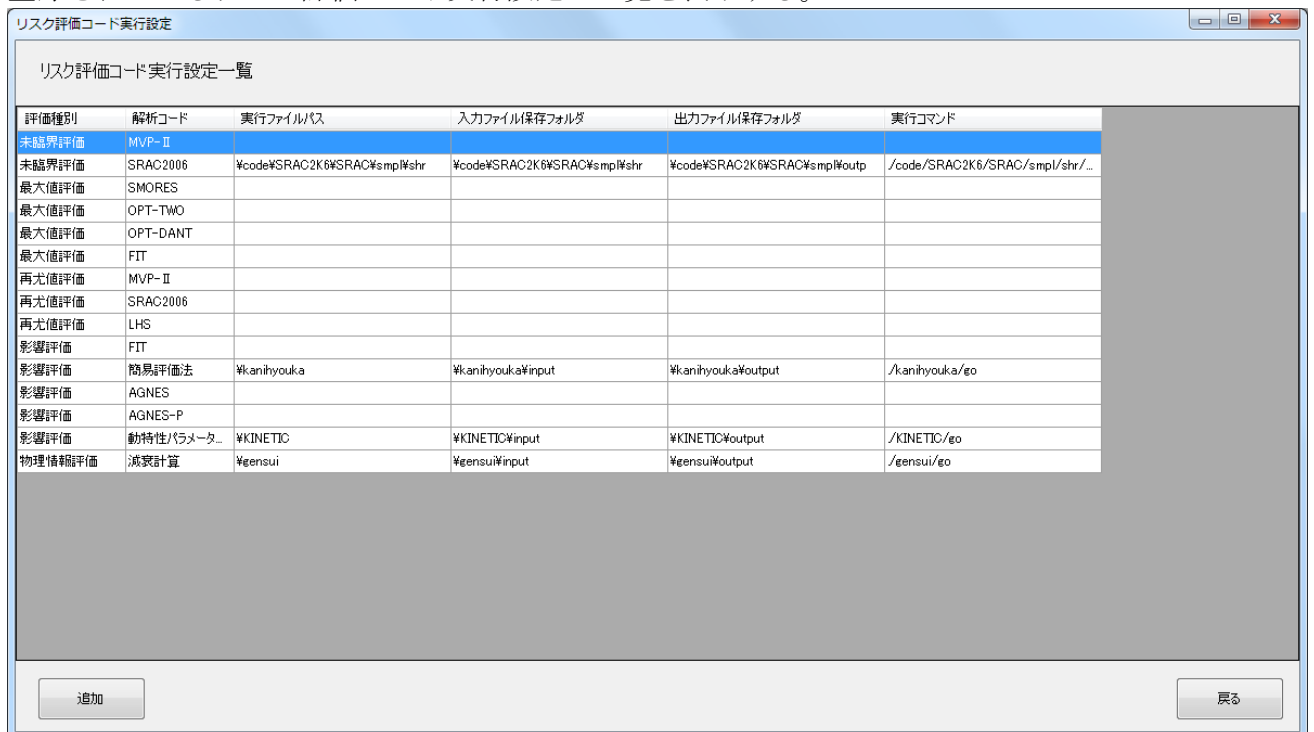
表 6-51 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	選択されている計算種別を削除する。
2	登録	表示されている計算種別を保存する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

7) システム設定情報管理

リスク評価コード実行設定一覧画面

登録されているリスク評価コード実行設定の一覧を表示する。



評価種別	解析コード	実行ファイルパス	入力ファイル保存フォルダ	出力ファイル保存フォルダ	実行コマンド
未臨界評価	MVP-II				
未臨界評価	SRAC2006	%code%SRAC2K6%SRAC%mpI%shr	%code%SRAC2K6%SRAC%mpI%shr	%code%SRAC2K6%SRAC%mpI%outp	/code/SRAC2K6/SRAC/mpI/shr/...
最大値評価	SMORES				
最大値評価	OPT-TWO				
最大値評価	OPT-DANT				
最大値評価	FIT				
再尤値評価	MVP-II				
再尤値評価	SRAC2006				
再尤値評価	LHS				
影響評価	FIT				
影響評価	簡易評価法	%kanihyouka	%kanihyouka%input	%kanihyouka%output	/kanihyouka/go
影響評価	AGNES				
影響評価	AGNES-P				
影響評価	動特性パラメータ...	%KINETIC	%KINETIC%input	%KINETIC%output	/KINETIC/go
物理情報評価	流家計算	%gensui	%gensui%input	%gensui%output	/gensui/go

図 6-35 評価コード実行設定一覧画面

対象のリスク評価コード実行設定を選択し、追加・更新処理を行う。

表 6-52 機能説明

項番	項目	説明
1	リスク評価コード実行設定一覧	ダブルクリックで「リスク評価コード実行設定」画面を開き、リスク評価コード実行設定情報を更新する。
2	追加	「リスク評価コード実行設定」画面を開き、リスク評価コード実行設定情報を追加登録する。
3	戻る	管理メニュー画面に戻る。

リスク評価コード実行設定画面

登録されているリスク評価コード実行設定情報の追加・更新・削除を行う。

「追加」ボタンから開いた場合

- ・リスク評価コード実行設定情報の追加登録を行う。

図 6-36 リスク評価コード実行設定画面

表 6-53 入力項目

項番	項目	説明
1	評価種別	評価種別を選択する。
2	解析コード (計算種別)	解析コード (計算種別) を選択する。
3	実行ファイルパス	実行ファイルパスを入力する。
4	入力ファイル保存フォルダ	入力ファイル保存フォルダを入力する。
5	出力ファイル保存フォルダ	出力ファイル保存フォルダを入力する。
6	実行コマンド	実行コマンドを入力する。

表 6-54 機能説明

項番	項目	説明
1	登録	編集中のリスク評価コード実行設定情報を保存する。
2	戻る	リスク評価コード実行設定一覧画面に戻る。

- 「リスク評価コード一覧」ダブルクリック（更新）で開いた場合
- ・リスク評価コード実行設定情報の更新・削除を行う。
 - ・評価種別、解析コードの変更はできない。

図 6-37 リスク評価コード実行設定画面

表 6-55 入力項目

項番	項目	説明
1	実行ファイルパス	実行ファイルパスを入力する。
2	入力ファイル保存フォルダ	入力ファイル保存フォルダを入力する。
3	出力ファイル保存フォルダ	出力ファイル保存フォルダを入力する。
4	実行コマンド	実行コマンドを入力する。

表 6-56 機能説明

項番	項目	説明
1	削除	表示されているリスク評価コード実行設定情報の削除を行う。
2	登録	編集中のリスク評価コード実行設定情報を保存する。
3	戻る	リスク評価コード実行設定一覧画面に戻る。

システム設定画面

システム設定ファイル（sysset.xml）に設定されている内容を表示、変更する。

図 6-38 システム設定画面

表 6-57 入力項目

項番	項目	説明
1	温度誤差範囲	温度誤差範囲を入力する。数値のみ入力可能。
2	cygwin 実行フォルダ	cygwin 実行フォルダを入力する。
3	cygwin ホームフォルダ	cygwin ホームフォルダを入力する。
4	リスク評価入出力ファイル保存場所	リスク評価入出力ファイル保存場所を入力する。
5	評価入力項目説明	評価入力項目説明を入力する。
6	その他	未使用

表 6-58 機能説明

項番	項目	説明
1	登録	編集中のシステム設定情報を保存する。
2	戻る	管理メニュー画面に戻る。

システム設定ファイル

システム設定ファイルの保存場所、設定内容は以下の通り。

保存場所、ファイル名

保存場所：RESTORE 実行ファイルと同一フォルダ内

ファイル名：sysset.xml

表 6-59 設定内容

項番	項目名	項目内容	説明
1	DBServer	データベースサーバー名	「LOCALHOST」と入力する。
2	DBDatabase	データベース名	インストール時に指定したデータベース名を入力する。
3	DBUser	データベースユーザ名	インストール時に指定したデータベースのユーザ名を入力する。
4	DBPassword	データベースユーザパスワード	インストール時に指定したデータベースのユーザのパスワードを入力する。
5	TempErrorRange	温度誤差範囲	温度誤差範囲を入力する。
6	cygwinFolder	cygwin 実行フォルダ	cygwin 実行フォルダを入力する。
7	cygwinHome	cygwin ホームフォルダ	cygwin ホームフォルダを入力する。
8	RiskModuleFolder	リスク評価入出力ファイル保存場所	リスク評価入出力ファイル保存場所を入力する。
9	HyoukaLabel	評価入力項目説明	評価入力項目説明を入力する。
10	Folder01	その他	未使用

④ 評価コード

評価コード実行画面から使用されるコードは以下の通りである。評価コード利用の有無を表にまとめた。

- 未臨界評価コード：中性子無限増倍率を計算する。未臨界評価のために公開コードである MVP-II 及び SRAC2006 を用いる。
- 最大値評価コード：セル内の中性子実効増倍率の最大値を計算する。中性子実効増倍率が最大となる物質の分布の条件も合わせて計算する。
幾何形状によって 1 次元、2 次元及び 3 次元の体系に対して、それぞれ SMORES コード、OPT-TWO コード及び OPT-DANT コードを用いる。
- 最尤値評価コード：セル内の中性子実効増倍率を計算する。計算に用いるデータの誤差（もしくは分布）に基づいて、中性子実効増倍率の値の誤差（もしくは分布）を計算する。この計算結果から、中性子実効増倍率が予め定めた値を超える確率を計算する。
最尤値評価コードは、中性子実効増倍率の評価のために上述の MVP-II コード及び SRAC2006 コードを採用する。
- 影響評価コード：総核分裂数とその誤差（もしくは分布）を計算する。
影響評価コードに採用された簡易評価手法、一点炉動特性解析コード AGNES (液体燃料体系) 及び AGNES-P (粉体燃料体系) を用いる。

表 6-60 評価コードでの利用の有無 (○：利用あり)

計算コード名称	未臨界評価	最大値評価	最尤値評価	影響評価
MVP-II	○		○	
SRAC2006	○		○	
SMORES		○		
OPT-TWO		○		
OPT-DANT		○		
FIT		○		○
LHS			○	
簡易評価法				○
AGNES				○
AGNES-P				○
動特性パラメータ計算				○

放射性元素の減衰計算、簡易評価手法、動特性パラメータ計算については、公開されているコードがないため新規に作成した。

新規作成されたコードに関しては、詳細を記載する。

- ⑤ 評価コード作成
 - i) 減衰計算コード

放射性元素の減衰計算コードについては、以下の通りである。

・概要

「放射性元素の減衰計算」コードは、1つのセルに対し、放射性元素の減衰を次式に基づいて計算するプログラムである。

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i + \sum_j \alpha_{j \rightarrow i} \lambda_j N_j$$

- ここで、 N_i ; 核種*i*の数密度 (#/cm³)
- λ_i ; 核種*i*の崩壊定数(1/s)
- $\alpha_{j \rightarrow i}$; 核種*j*が崩壊して核種*i*になる確率(-)
- t ; 時間(s)

・構成

コード及び入出力ファイルの構成を以下に示す。

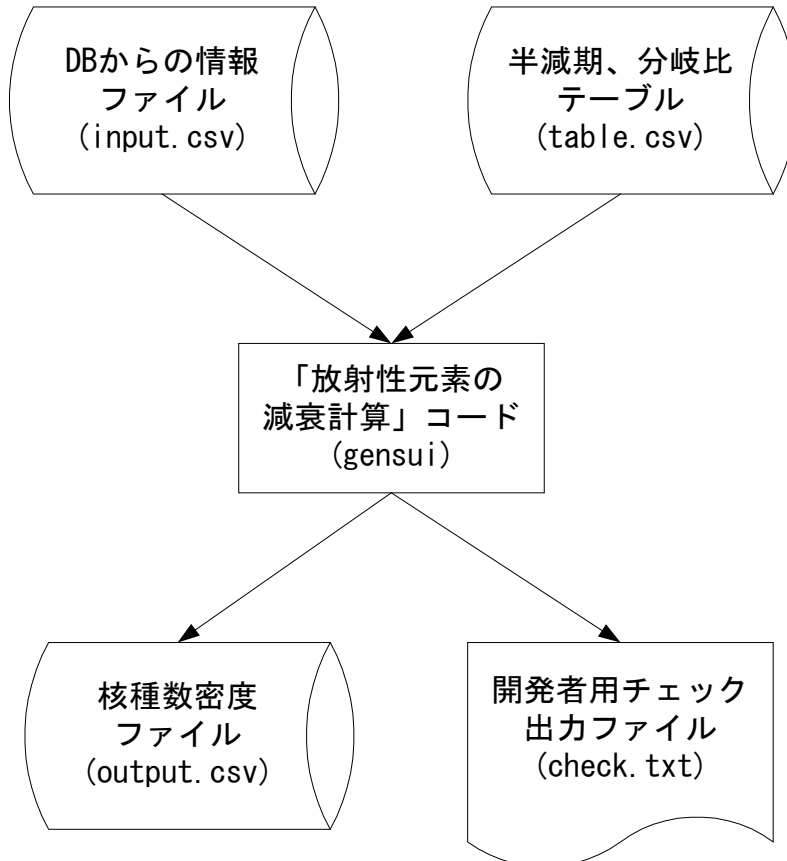


図 6-39 コード及び入出力ファイルの構成

・入力ファイル

以下のファイルはすべてカンマ区切りで作成する必要がある。

・DB からの情報ファイル(input.csv)

フォーマットは次の通りである。ここで、n は核種数(=34)である。

表 6-61 情報ファイル

行	列	内容
1	1	開始時刻 t_0 (秒)
	2	終了時刻 t (秒)
2~n+1	1	核種番号 i
	2	時刻 t_0 での核種 i の数密度 $N_i(t_0)$ ($\#/cm^3$)

核種の並び順は次の通りである。

表 6-62 核種の並び順

No.	核種名	No.	核種名
1	Kr-83m	18	I-129
2	Kr-85m	19	I-131
3	Kr-85	20	I-132
4	Kr-87	21	I-133
5	Kr-88	22	I-134
6	Kr-89	23	I-135
7	Sr-90	24	Eu-154
8	Ru-106	25	U-233
9	Xe-131m	26	U-235
10	Xe-133m	27	U-238
11	Xe-133	28	Pu-238
12	Cs-134	29	Pu-239
13	Cs-137	30	Pu-240
14	Xe-135m	31	Pu-241
15	Xe-135	32	Pu-242
16	Xe-137	33	Am-241
17	Xe-138	34	Cm-244

・半減期、分岐比データ(table.csv)

フォーマットは次の通りである。ここで、 n は核種数(=34)である。

表 6-63 入力項目

行	列	内容	
1	1	文字列 ‘同位体’	
	2	文字列 ‘半減期’	
	3	文字列 ‘記号’	
	4~n+3	文字列 (核種名)	
2~n+1	1	文字列 (核種名)	
	2	半減期 (単位は、次の記号により決まる)	
	3	半減期の単位記号	
		‘y’ : 年	
		‘d’ : 日	
		‘h’ : 時間	
‘m’ : 分			
4~n+3	左側の核種から上の核種への分岐比		

- ・ 出力ファイル
- ・ 核種数密度ファイル(output.csv)
フォーマットは次の通りである。

表 6-64 出力ファイル

行	列	内容
1~n	1	核種番号 i
	2	時刻 t での核種 i の数密度 $N_i(t)$ (#/cm ³)

ii) 簡易評価法コード

簡易評価法コードについては、以下の通りである。

・概要

「簡易評価手法」コードは、下表に示す6種類の評価手法を用いて、臨界事故時の総核分裂数、あるいはこれに相当する核分裂積算出力を算出するコードである。

表 6-65 入力項目

提案者	出力項目
Tuck	総核分裂数
Olsen	総核分裂数
Barbry	総核分裂数
Nomura	総核分裂数(Non-boiling, boiling)
Knemp-Duluc	総核分裂数(Non-boiling, boiling をそれぞれ2種類)
Yamane	核分裂積算出力

・構成

コード及び入出力ファイルの構成を以下に示す。

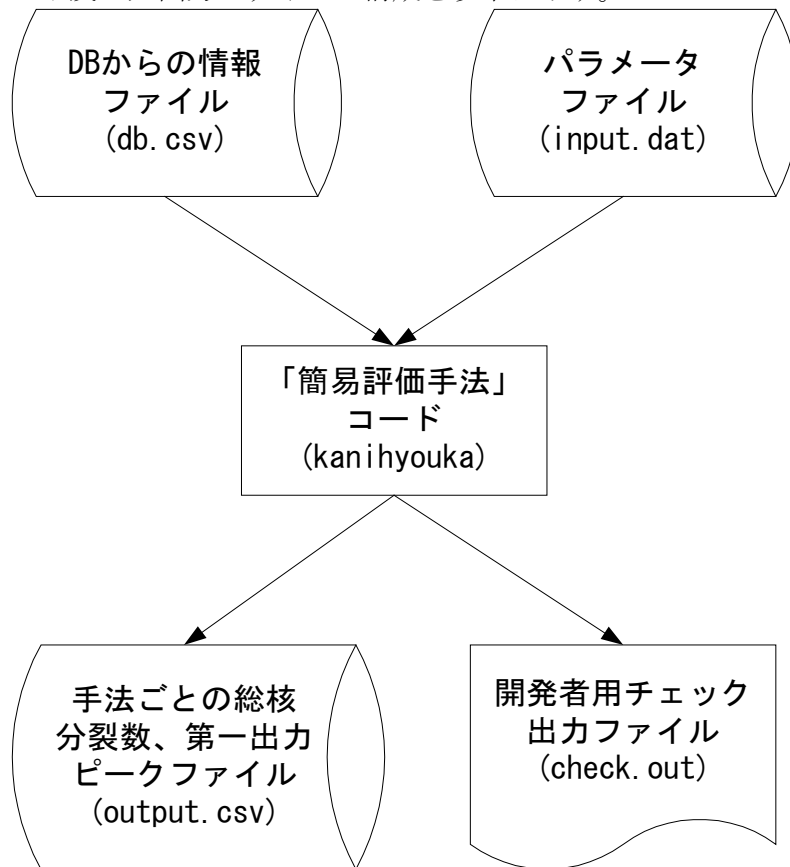


図 6-40 コード及び入出力ファイルの構成

・入力ファイル

以下のファイルはすべてカンマ区切りで作成する必要がある。

・DBからの情報ファイル(db.csv)

フォーマットは次の通りである。

表 6-66 DBからの情報ファイル

行	列	記号	変数名	単位
1	1	D	直径	cm
	2	H	高さ	cm
	3	V	体積	liter
	4	d_{sol}	溶液の密度	kg/liter
	5	t	経過時間	sec
	6	h	熱伝達係数	W/(m ² ・°C)
	7	k_{inf}	無限増倍率	—
	8	k_{eff}	実効増倍率	—
	9	ℓ	中性子世代時間	sec
2	1	λ_1	1番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec
	2	λ_2	2番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec
	3	λ_3	3番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec
	4	λ_4	4番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec
	5	λ_5	5番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec

	6	λ_6	6番目の先行核の組の崩壊定数	1/sec
3	1	β_1	1番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
	2	β_2	2番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
	3	β_3	3番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
	4	β_4	4番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
	5	β_5	5番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
	6	β_6	6番目の先行核の組からの遅発中性子割合	—
4	1	K	熱容量の逆数	°C/J
	2	W	冷却出力	W
	3	α_1	1次温度反応度係数	1/°C
	4	α_2	2次温度反応度係数	1/°C

・パラメータファイル(input.dat)

フォーマットは次の通りである。

表 6-67 パラメータファイル

行	列	記号	変数名	単位
1	1	k	幾何形状で決まる定数	—
	2	$V_c(\phi)$	最小臨界体積	liter
	3	$m_c(\phi)$	最小臨界質量	kg

・出力ファイル

手法毎の総核分裂数または第一出力ピークファイル(dbout.csv)

以下の項目を CSV 形式で出力する。

各行は、出力項目のタイトルと値で構成される。

表 6-68 出力項目

行	出力項目のタイトル
1	Tuck FT
2	Olsen FT
3	Barbry FT
4	Nomura Non-boiling FT
5	Nomura boiling FT
6	Knemp-Duluc Non-boiling(1) FT
7	Knemp-Duluc Non-boiling(2) FT
8	Knemp-Duluc boiling(1) FT
9	Knemp-Duluc boiling(2) FT
10	Yamane Ep
11	Yamane Ed
12	Yamane Ec
13	Yamane Etotal
14	Yamane n-hat

動特性パラメータ計算コード (KINETIC) については、以下の通りである。

- ・概要

動特性パラメータ計算コード KINETIC は、簡易評価手法、準定常法、AGNES・AGNES-P の計算を実施する際に必要とする動特性パラメータを計算するコードである。

- ・構成

コード及び入出力ファイルの構成を以下に示す。

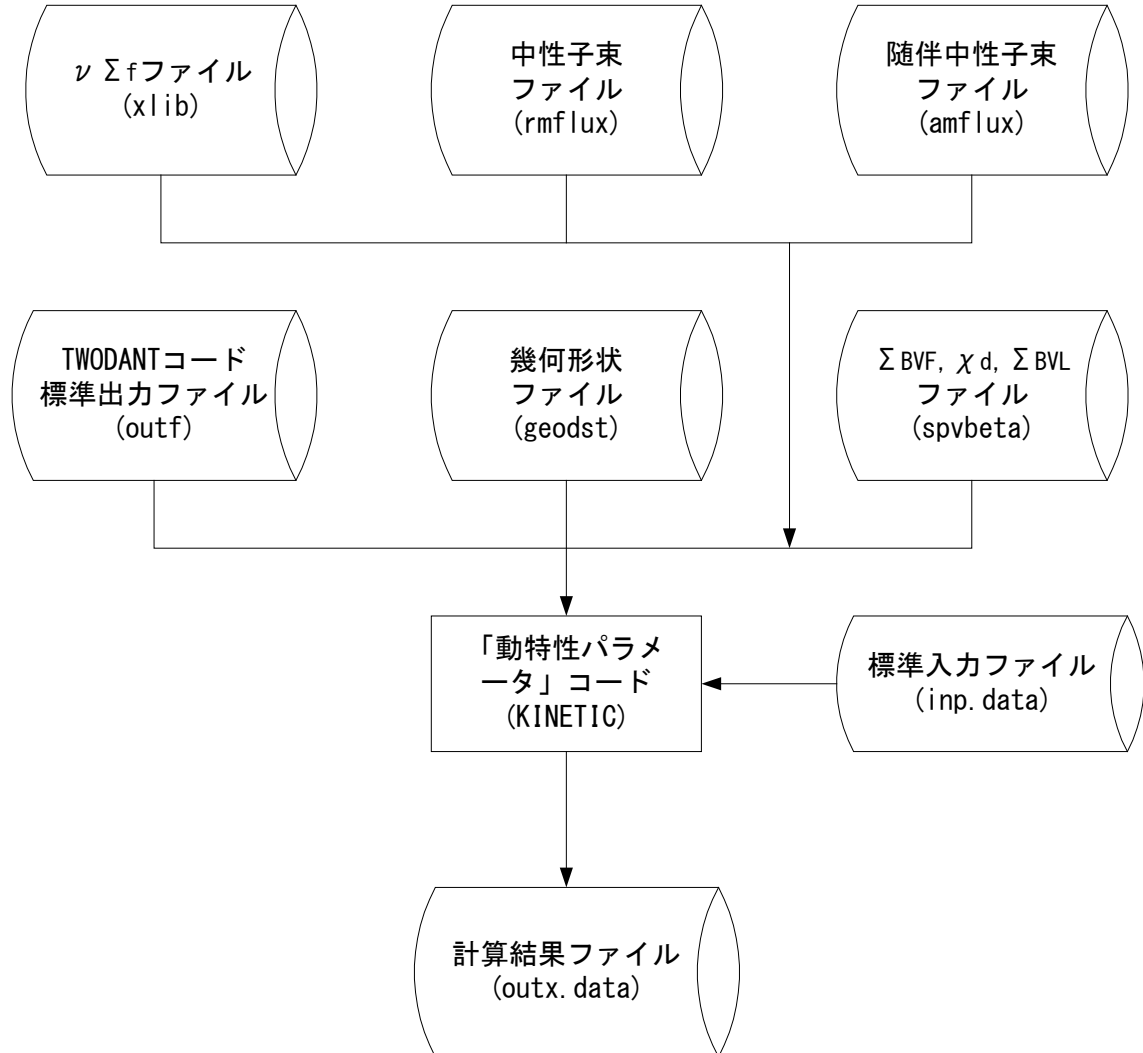


図 6-41 コード及び入出力ファイルの構成

- ・入力ファイル

xlib (= r203)

再生マクロ断面積 $\nu\Sigma_f$ の入っているバイナリファイル。r203 ファイルを xlib ファイルにコピーして使用。

rmflux

中性子束 ϕ の入っているバイナリファイル。

amflux

随伴中性子束 ϕ^* の入っているバイナリファイル。

geodst

幾何形状の入っているバイナリファイル。

spvbeta

遅発中性子の核分裂スペクトル χ^d 、 Σ^{BVF} 、 Σ^{BVL} の入っているバイナリファイル。

outf

TWODANT コードの標準出力が入っているテキストファイル。

inp.data

粗メッシュの番号がゼロの時に選択する粗メッシュの番号が入っている標準入力のテキストファイル。

- 出力ファイル

計算結果ファイル(outx.data)

前半部分は、入力データのチェック出力として利用している。

最後の14行が計算結果であり、以下の項目を行ごとに出力している。

各行は、出力項目のタイトルと値で構成される。

表 6-69 計算結果ファイル内容

行	出力項目のタイトル	内容
1	LIfe Time	中性子寿命 ℓ (sec)
2 ~ 7	Beta 1 ~ Beta 6	遅発中性子の先行核の群毎の実効遅発中性子割合 β_{eff}
8	Beff	実効遅発中性子割合 β_{eff}
9 ~ 14	lambda 1 ~ lambda 6	遅発中性子の先行核の群毎の先行核の崩壊定数 λ_{eff}

⑥ 試計算

1) TRACY 体系での試解析

貯槽から TRACY に硝酸ウラニル溶液が移行するケースについてセル間の移行計算を試解析した。

以下、データの移行計算（下流セル作成）を行った。

移行計算元日時：2000/7/11/0:00 → 移行計算後日時：2000/7/11/0:01

i) 入力データ

リスク状態日時：2000/7/11/0:00

【セル1】 セル名称：1 tracy
 上位セル：無し
 形状：縦1500mm×横1500mm×高さ3500mmの直方体
 組成：<名称> 硝酸ウラニル溶液
 <物質> UN03
 <重量> 183.6kg
 <密度> 1530kg/m³

【セル2】 セル名称：2 dump tank
 上位セル：1 tracy
 形状：高さ1308mm、内径898mmの円柱
 位置：下面中心
 組成：<名称> 硝酸ウラニル溶液
 <物質> UN03
 <重量> 183.6kg
 <密度> 1530kg/m³

【セル3】 セル名称：3 core tank
 上位セル：1 tracy
 形状：高さ：1875mm、内径：500mmの円柱
 位置：2 dump tankの直上（中心は同一）
 組成：<名称> 硝酸ウラニル溶液
 <物質> UN03
 <重量> 0kg
 <密度> 1530kg/m³

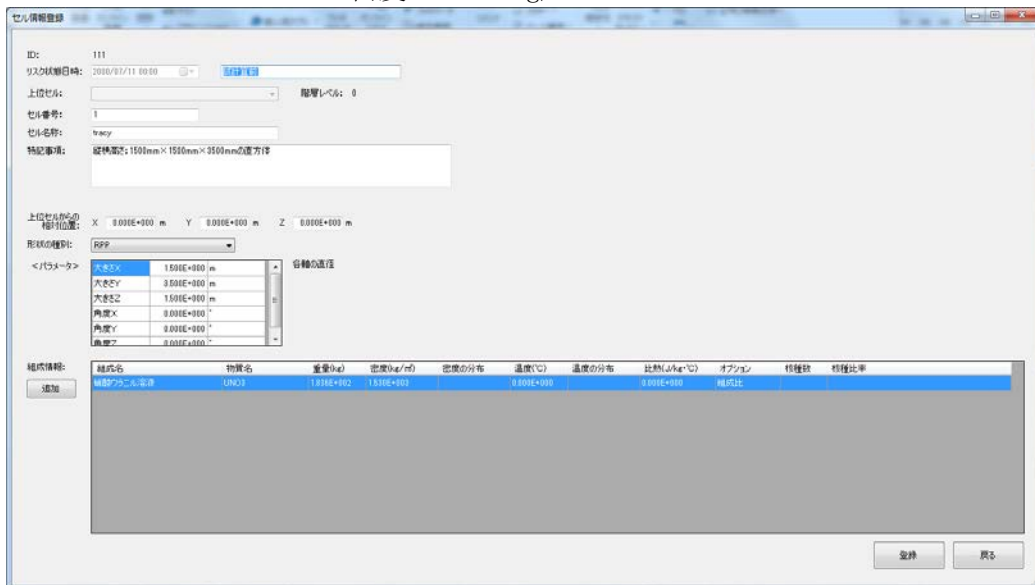


図 6-42 セル登録【セル1】

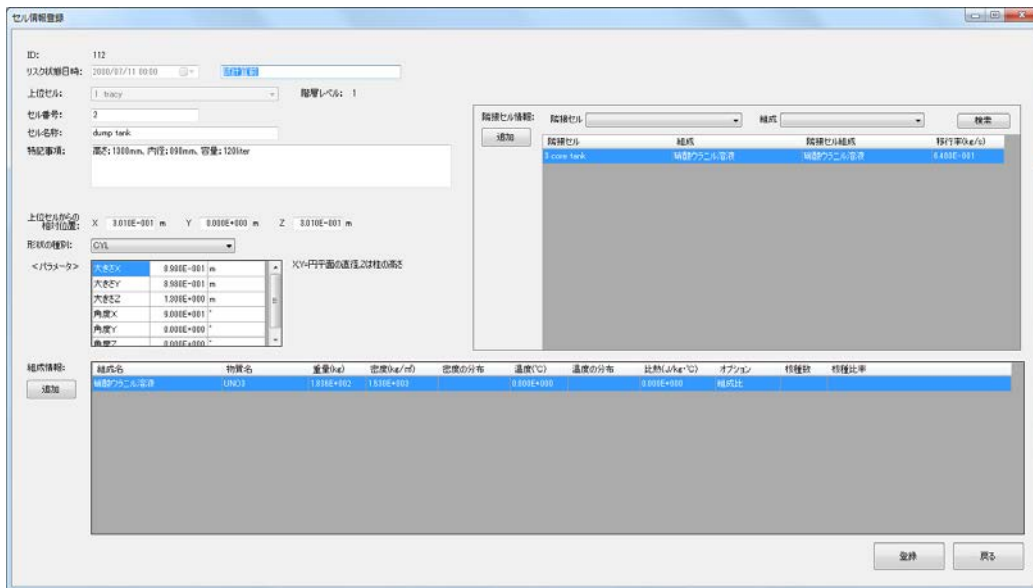


図 6-43 セル登録【セル2】

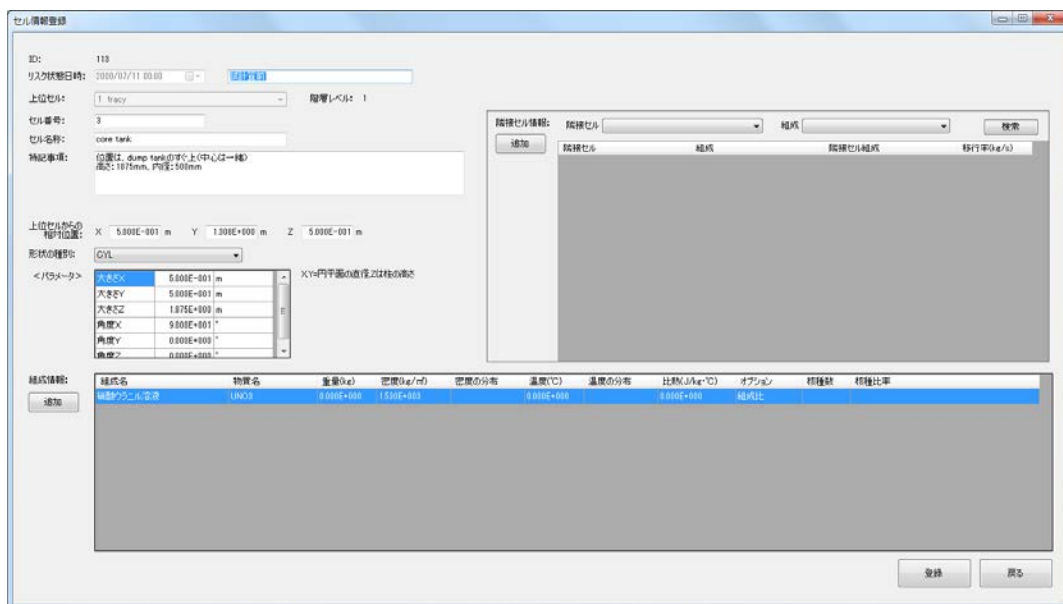


図 6-44 セル登録【セル3】

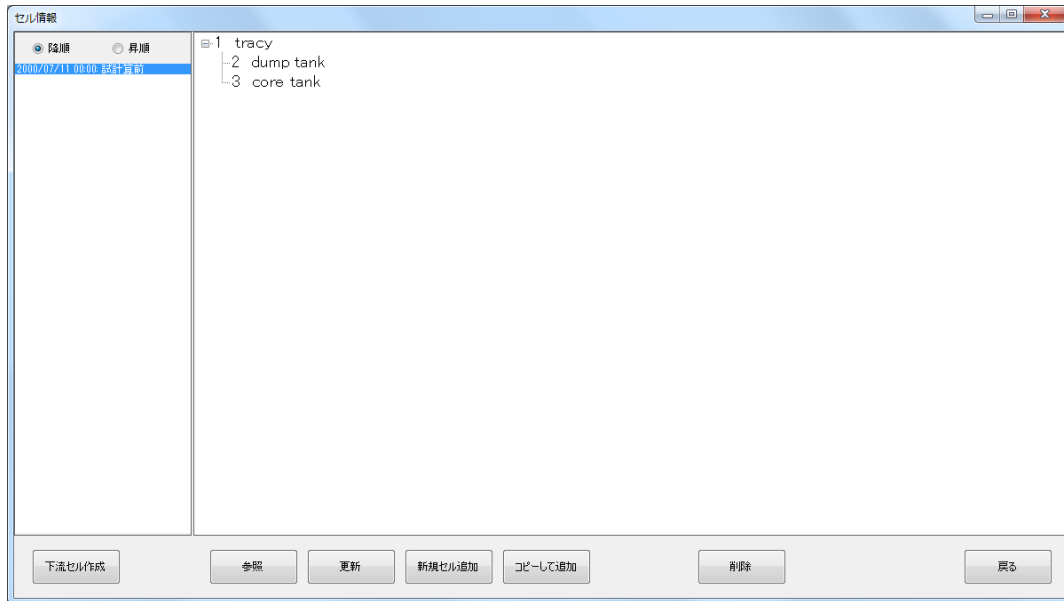


図 6-45 セル一覧

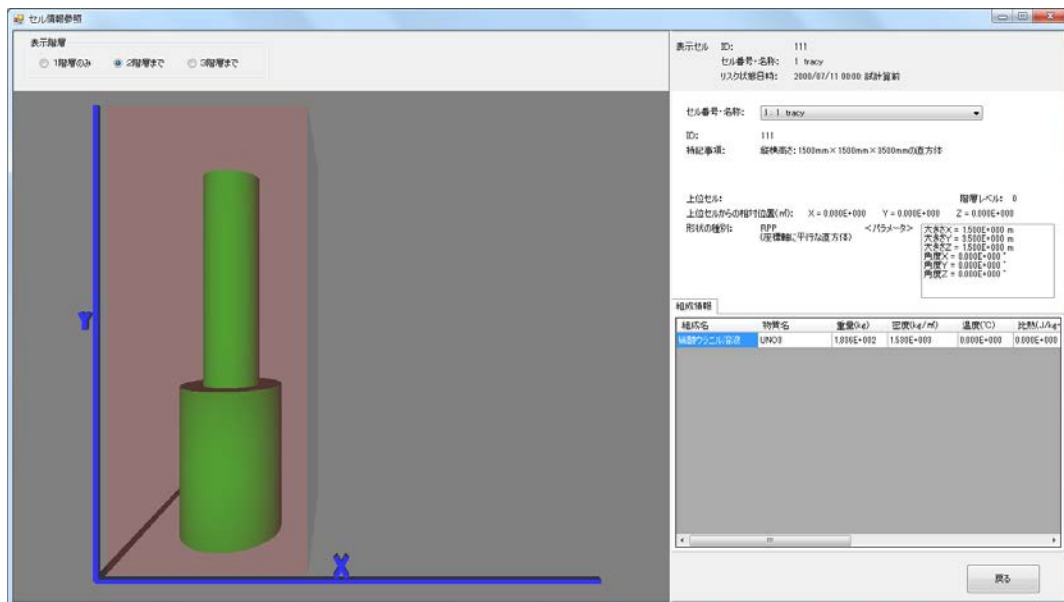


図 6-46 モデル図表示

ii) 出力データ (下流セル作成実行後)

リスク状態日時 : 2000/7/11/0:01

【セル 1】 セル名称 : 1 tracy
 上位セル : 無し
 形状 : 縦 1500mm×横 1500mm×高さ 3500mm の直方体
 組成 : <名称> 硝酸ウラニル溶液
 <物質> UNO3
 <重量> 183.6kg
 <密度> 1530kg/m³

【セル 2】 セル名称 : 2 dump tank
 上位セル : 1 tracy
 形状 : 高さ 1308mm、内径 898mm の円柱

位置 : 下面中心
組成 : <名称> 硝酸ウラニル溶液
<物質> UN03
<重量> 144.7kg
<密度> 1530kg/m3

【セル3】

セル名称 : 3 core tank
上位セル : 1 tracy
形状 : 高さ : 1875mm、内径 : 500mm の円柱
位置 : 2 dump tank の直上 (中心は同一)
組成 : <名称> 硝酸ウラニル溶液
<物質> UN03
<重量> 38.88kg
<密度> 1530kg/m3

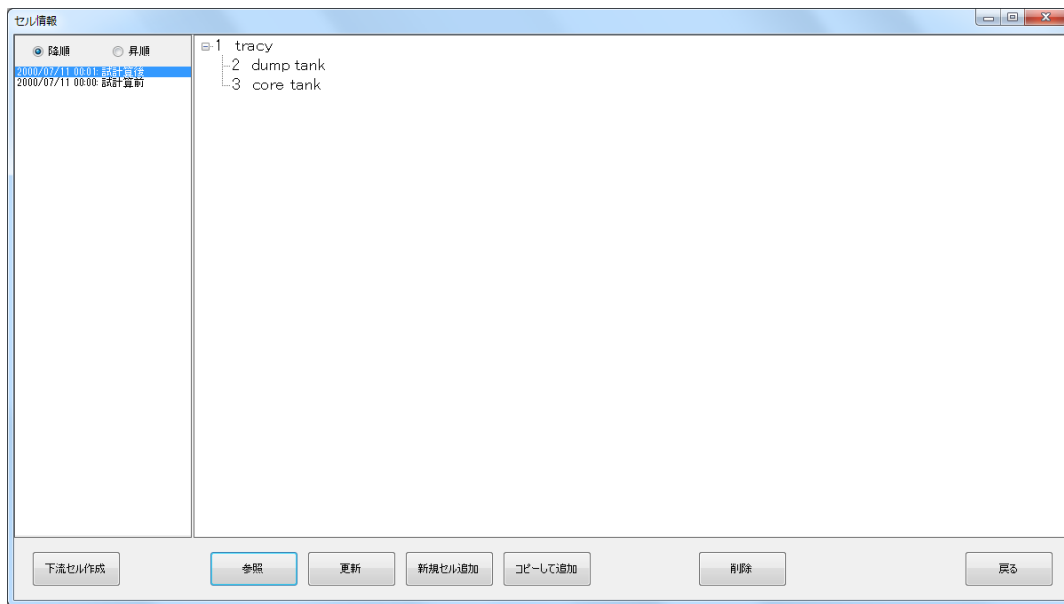


図 6-47 セル一覧表示

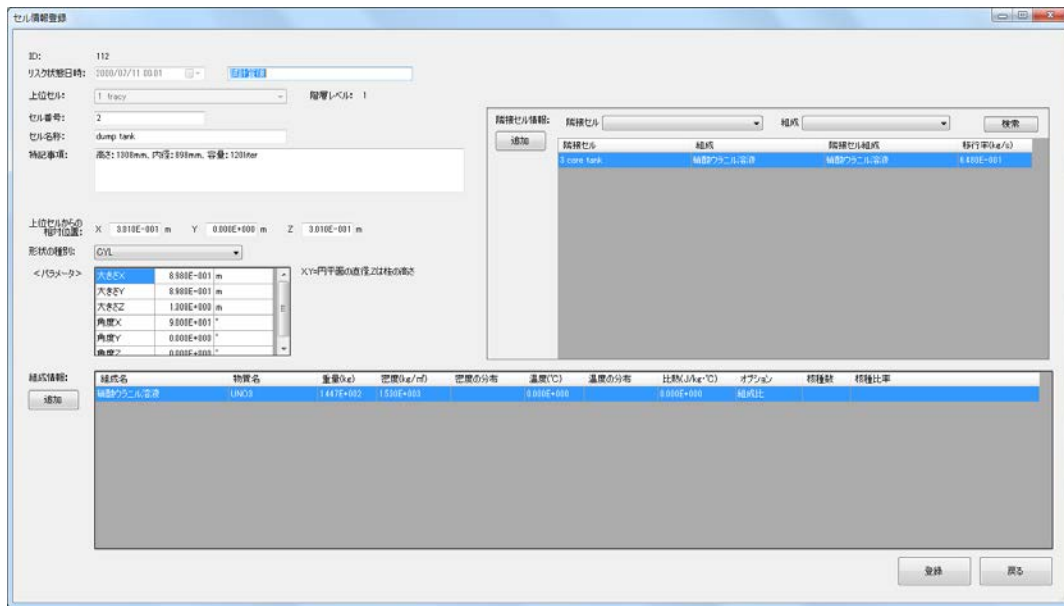


図 6-48 セル結果【セル2】

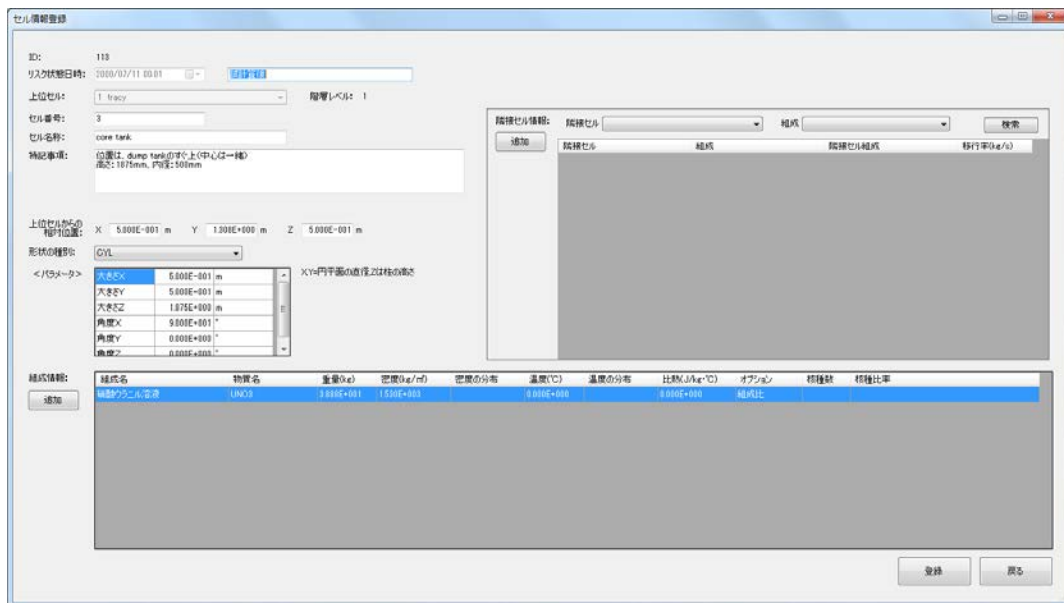


図 6-49 セル結果【セル3】

2) 減衰計算コードでの試計算
 新規作成した放射性元素の減衰計算コードについて試解析を実施した。
 以下の入力データで解析を行い、出力結果を得た。

i) 入力データ

同位体別半減期、遷移率テーブル(table.csv)

表 6-70 同位体別半減期、遷移率一覧

同位体	半減期	記号	'Kr-83m'	'Kr-85m'	'Kr-85'	'Kr-87'	'Kr-88'	'Kr-89'	'Sr-90'	'Ru-106'	'Xe-131m'	'Xe-133m'	'Cs-134'	'Cs-137'	'Xe-135m'	'Xe-135'	'Xe-137'	'Xe-138'
'Kr-83m'	1.8'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-85m'	4.5'y		0	0	0.786	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-85'	1.7'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-87'	76.3'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-88'	2.8'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-89'	3.2'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Sr-90'	28.8'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Ru-106'	367'd		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-131m'	11.9'd		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-133m'	2'd		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-133'	5.2'd		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cs-134'	2.0658'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cs-137'	30.17'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-135m'	15.6'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.99996	0	0
'Xe-135'	9.1'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-137'	3.8'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-138'	14.2'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-129'	2.00E+07'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-131'	8.1'd		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-132'	2.3'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-133'	0.8'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-134'	52.6'm		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-135'	6.6'h		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Eu-154'	8.561'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-233'	1.59E+05'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-235'	7.04E+08'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-238'	1.47E+09'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-238'	87.74'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-239'	2.41E+04'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-240'	6570'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-241'	14.4'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-242'	3.76E+05'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Am-241'	432.1'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cm-244'	18.11'y		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

'同位体'	'半減期'	'記号'	'T-129'	'T-131'	'T-132'	'T-133'	'T-134'	'T-135'	'Eu-154'	'U-233'	'U-235'	'U-238'	'Pu-238'	'Pu-239'	'Pu-240'	'Pu-241'	'Pu-242'	'Am-241'	'Cm-244'	
'Kr-83m'	1.8'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-85m'	4.5'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-85'	1.7'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-87'	76.3'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-88'	2.8'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Kr-89'	3.2'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Sr-90'	28.8'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Ru-106'	367'd'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-131m'	11.9'd'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-133m'	2'd'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-133'	5.2'd'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cs-134'	2.0658'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cs-137'	30.17'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-135m'	15.6'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-135'	9.1'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-137'	3.8'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Xe-138'	14.2'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-129'	2.00E+07'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-131'	8.1'd'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-132'	2.3'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-133'	0.8'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-134'	52.6'm'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'I-135'	6.6'h'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Eu-154'	8.561'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-233'	1.59E+05'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-235'	7.04E+08'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'U-238'	1.47E+09'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-238'	87.74'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-239'	2.41E+04'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-240'	6570'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-241'	14.4'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0
'Pu-242'	3.76E+05'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Am-241'	432.1'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
'Cm-244'	18.11'y'		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0

入力データ(input.csv)

表 6-71 入力データ

1	31536000
'Kr-83m'	0
'Kr-85m'	0.0128307
'Kr-85'	16.051
'Kr-87'	6.74E-03
'Kr-88'	0.0211748
'Kr-89'	0.00045822
'Sr-90'	343.427
'Ru-106'	165.26
'Xe-131m'	0.0821801
'Xe-133m'	0.0841469
'Xe-133'	6.30065
'Cs-134'	126.24
'Cs-137'	1321.97
'Xe-135m'	0.00270407
'Xe-135'	0.233131
'Xe-137'	0.00286591
'Xe-138'	0.00948744
'I-129'	259.227
'I-131'	4.99135
'I-132'	0.0848598
'I-133'	1.03608
'I-134'	0.0480261
'I-135'	0.317051
'Eu-154'	62.7175
'U-233'	0.00043772
'U-235'	3993.56
'U-238'	924842
'Pu-238'	821.558
'Pu-239'	12475.1
'Pu-240'	8810.25
'Pu-241'	4629.87
'Pu-242'	2105.19
'Am-241'	595.959
'Cm-244'	417.194

ii) 計算結果(output.csv)

表 6-72 計算結果一覽

1	Kr-83m	0.000
2	Kr-85m	0.010
3	Kr-85	8.915
4	Kr-87	0.000
5	Kr-88	0.000
6	Kr-89	0.000
7	Sr-90	331.220
8	Ru-106	61.127
9	Xe-131m	0.000
10	Xe-133m	0.000
11	Xe-133	0.000
12	Cs-134	77.797
13	Cs-137	1277.110
14	Xe-135m	0.000
15	Xe-135	0.000
16	Xe-137	0.000
17	Xe-138	0.000
18	I-129	259.227
19	I-131	0.000
20	I-132	0.000
21	I-133	0.000
22	I-134	0.000
23	I-135	0.000
24	Eu-154	55.809
25	U-233	0.000
26	U-235	3993.560
27	U-238	924842.000
28	Pu-238	809.351
29	Pu-239	12475.100
30	Pu-240	8810.250
31	Pu-241	4328.390
32	Pu-242	2105.190
33	Am-241	904.873
34	Cm-244	395.495

3) 簡易評価手法での試計算

簡易評価手法について試解析を実施した。以下の入力データで解析を行い、出力結果を得た。

i) 入力データ

データベースから取得するデータ(DB.csv)

表 6-73 データベース

50	40	75	1.2	200	500	0.6	0.5	5
0.01835	0.04579	0.1667	0.4484	2.016	5.587			
0.00024	0.00136	0.0012	0.0026	0.00082	0.00016			
0.00015	10	0.01	0.015					

入力データ(input.csv)

表 6-74 入力データ

0.5	20	24
-----	----	----

ii) 出力結果(dbout.csv)

表 6-75 出力結果

Tuck FT	7.5000E+18
Olsen FT	1.8704E+18
Barbry FT	9.1968E+17
Nomura Non-boiling FT	1.9500E+18
Nomura boiling FT	4.5000E+18
Knemp-Duluc Non-boiling(1) FT	1.1976E+18
Knemp-Duluc Non-boiling(2) FT	1.1976E+18
Knemp-Duluc boiling(1) FT	5.5612E+18
Knemp-Duluc boiling(2) FT	6.4500E+18
Yamane Ep	2.0499E+08
Yamane Ed	2.6308E+04
Yamane Ec	2.0000E+03
Yamane Etotal	2.0501E+08
Yamane n-hat	7.2220E+03

4) 動特性パラメータ計算コードでの試計算

動特性パラメータ計算コード (KINETIC) について試解析を実施した。以下の入力データで解析を行い、出力結果を得た。

i) 入力データ

標準入力(input)

1

ii) 計算結果(outx.data)

Life Time(sec)= 4.9377804477045986E-005

Beta 1= 2.49211531E-04

Beta 2= 1.64556468E-03

Beta 3= 1.48273003E-03

Beta 4= 2.95656151E-03

Beta 5= 8.78131832E-04

Beta 6= 3.19005369E-04

Beff = 7.53120519E-03

lambda 1= 1.24448417E-02

lambda 2= 3.05537526E-02

lambda 3= 0.111686163

lambda 4= 0.302106977

lambda 5= 1.14263773

lambda 6= 3.03401232

6.1.3 まとめ

H26 年度提案のリスク評価手法の実施を支援する性能を有する、燃料デブリ再臨界等評価支援ツール「RESTORE」の試作を行った。ユーザーインターフェイス、状態管理データベースへの保存、リスク評価機能が稼働することを確認した。

今後の課題は、以下のとおりである。

- ① いくつかのコードは実装が不安定。

例えば、MCNP6.1 はインストールできたが、MVP-II はソースを修正してコンパイルエラーを回避したものの、起動後、エラーで停止した。

- ② コードの実装と利用を容易にする必要がある。
- ③ 実際の事故時影響評価では、公衆の被ばく線量を評価する必要があるので、線量評価機能があるとよい。

第7章 臨界事故評価手法の調査等

7.1 目的と概要

臨界事故の影響評価手法について最新の情報を調査した。核燃料が放置されてその位置や量が不明確となり約50年後に回収された、カナダの事例について調査した。

7.2 臨界事故評価手法の調査

臨界事故時の総核分裂数を評価する手法について最新の情報を調査した。JAEAでは、臨界事故発生直後の出力のピークで生じるエネルギー E_p の評価式として、以下の式を提案している（エネルギーは核分裂数に容易に換算できる）¹⁾。

$$E_p = \frac{1}{K} \left[\sqrt{3 \left(\frac{\rho_0 - \beta}{\alpha_2} \right) + \frac{9}{4} A^2} - \frac{3}{2} A \right] \quad A = \frac{\alpha_1}{2\alpha_2}$$

ここで、 K ：熱容量の逆数、 ρ_0 ：添加反応度、 β ：実効遅発中性子割合、 α_1 、 α_2 ：それぞれ1次と2次の反応度温度係数である。近似的な計算式として、上式を単純化した

$$\tilde{E}_p \approx \frac{1}{K} \sqrt{\frac{3\rho_0}{\alpha_2}}$$

も提案されている。

これらの式は一点炉動特性方程式に基づいているため、同方程式が適用できる条件に対して適用可能である。固体の燃料デブリの臨界事故に適用するには、内部を一様と想定して平均化した値を用いる必要がある。溶液燃料を用いた実験の結果と比較して良好な結果が得られている。

フランス放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）では、沸騰に至る臨界事故における総核分裂数 $N_f(\infty)$ を評価する式を提案している²⁾。

$$N_f(\infty) \leq \varepsilon \cdot m \cdot C_p \cdot 80 + \varepsilon \cdot \Delta H_{vap} \cdot \rho_{vol(water)} \cdot V_{initial} \cdot \left(1 - \frac{C_{initial}}{C_{final}} \right)$$

ここで、 ε ：変換係数、 m ：質量、 C_p ：比熱、 ΔH_{vap} ：蒸発のエンタルピー、 $\rho_{vol(water)}$ ：水の密度、 $V_{initial}$ ：溶液の初期体積、 $C_{initial}$ ：ウラン初期濃度、 C_{final} ：ウラン最終濃度である。式中の80は初期温度と沸点の差の温度であり、必要に応じて変更する。溶液燃料を用いた実験との比較では、数倍以上の過大評価となっている。冷却水中に粉末状の燃料デブリが分散して臨界になるような場合に上限を評価する方法として適用できる可能性がある。

7.3 放置された NRX 燃料棒の回収について（カナダ）

原子炉のメルトダウン事故で溶解した燃料棒等が”一時的に”処分地に埋められ、インベントリーが不明な状態が続いたあと、約 50 年後に回収作業が行われた。この事例³⁾から学ぶことのできる、位置や量がわからない核燃料物質の回収時にとるべき方策について報告する。

1952 年にカナダのチョークリバー研究所の試験研究炉 NRX で、操作ミスにより制御棒が引き抜かれる事故があった。制御不能状態で出力がおおよそ 90MW まで上昇し、部分的なメルトダウンが生じた。カランドリア内の燃料棒が十分に冷却されない状態となり、溶解してアルミ製のカランドリア管と溶け合った。

原子炉の復旧が最優先され、破損した燃料棒やカランドリア（重水タンク炉心）の廃棄が行われた。カランドリアはチョークリバー研究所（Chalk River Laboratories）に運ばれ、カランドリア内の破損燃料棒は CRL 内の保管庫に収められた。

歴史上初となる原子炉の重大な事故であったため、研究目的で破損燃料がサイト内外の複数の研究所に分配された。短時間に大きな照射を受けた燃料棒のうち、プルトニウムを回収可能なものは処理を行ったが、アルミが多くて処理が困難であることからエンドピースを切断して廃棄した。照射をほとんど受けなかった燃料棒は処理をしないでそのまま廃棄候補となった。記録では燃料棒や缶が、一時的貯蔵として木箱に入れられて CRL 内の「廃棄場」に埋められた。木箱の大きさは LWH=4.4m×0.9m×0.7m である。実際はその後数十年にわたって放置された。

カナダ天然資源省（Natural Resources Canada）の出資による「原子力の負の遺産解消プログラム」（Nuclear Legacy Liabilities Program）は、このような AECL（Atomic Energy of Canada Limited）の運用初期の歴史的廃棄物を取り除いて国土を正常に戻す取り組みをしており、上述の NRX 炉の燃料棒を近代的な燃料貯蔵施設に移す作業が、優先的に実施されることとなった。

2005 年初頭に記録の調査が行われた。廃棄物管理ファイル、核物質防護インベントリー、中央記録、NRX 事故後の汚染除去報告、廃棄物伝票、核分裂性物質及び親物質出入記録など、複数の記録を調査したところ、ある程度のインベントリーが特定できたものの、相互に矛盾する内容も見つかった。木箱と同じ場所に、分割された燃料棒”Split rod”が埋められていることが予想されたが、その燃料棒の出所を特定することはできなかった。

記録調査の後、2005 年に現地調査が行われた。その目的は

- 木箱と分割された燃料棒の位置の特定
- それらの物理的な状態の確認
- 放射線量の確認
- 周辺土壌の汚染状態の確認

である。部分的に掘り起こしたところ、燃料棒や缶が他の何にも納められていない状態で直接砂に埋められている状態であることを確認できた。ほとんどの燃料棒はアルミ缶もしくはフロー管に収められた状態であった。ガンマ線測定の結果は、ほぼ接する距離において 3～650mSv/hr であった。土壌のサンプルの分析結果によれば、α線が 2pcm、β/γ線は 1000cpm

であった。缶に入っていない燃料棒には、ウラン腐食を示唆する黄色い物質が付着しているものがあつた。

現地調査の結果を受けて、木箱等の回収が勧告された。作業時のハザードと影響緩和策についてのレポートと合わせて回収作業の詳細に関する文書が作成された。基本的な考え方は以下の通り。

- 木箱や分割された燃料棒の露出時の退避
- 棒を鉄製の頑強な支持具に交換
- 燃料棒を燃料缶に交換
- 燃料缶をサイト内の配送用箱内に配置
- 配送用箱を最新の貯蔵施設へ移送
- 汚染土壌を掘り起こしたサイトから除去
- 掘り起こしたサイトの埋め戻し

いくつかのモックアップが作成された。目的は回収作業の有効性確認、今後生じる可能性のある問題点の特定、必要に応じた回収作業の代替案の開発である。段階を踏んで進めることで、機材が適切に製作されていることを確認するとともに、作業員の訓練を行うことができた。

2007年秋に回収作業が行われた。取り出し作業中に、予想された本数とは異なる燃料棒が見つかるなどの矛盾が見受けられた。合わせて32の燃料棒とエンドピースを収めた缶が発見されたが、予想されていたのは19であった。この食い違いによりプロジェクトの完了が遅れるとともに、予算が増大し、予定していた以上の保管場所が必要となった。天然ウランのため、臨界の可能性はないと考えられ、中性子実効増倍率の評価等が行われなかった。作業後のレビューにより一定量の核燃料物質がまだ土壌に埋められている可能性が指摘された。

本事例から示唆される方策は以下の通りである。

- サイトの評価を包括的に行うべきである。インベントリーを過小評価していると、プロジェクトの遅延、予算増大、保管場所の拡大などの影響があり得る。
- 在庫量等の1次資料だけでなく、出入管理記録、廃棄物管理記録等の2次資料等、できる限り多くの記録を参照する。
- 作業時の手順作成では、作業時のハザード評価、影響緩和策評価を実施する。
- モックアップにより作業の効果確認、潜在的な問題点の洗い出し、代替え案の開発、作業員の訓練、機材の適切な製作を推進することができる。
- 回収作業後のレビュー（post-retrieval review）を実施し、作業の効果を確認する。

7.4 まとめ

臨界事故の影響評価手法について最新の情報を調査した。この分野は近年新しい評価手法の開発が進められているので、最新の情報の調査を継続するべきである。

カナダの事例の調査からは、所在不明の核燃料物質を回収する際に注意すべき事柄についての知見を得ることができた。インベントリーを包括的に検討することやモックアップを用いた作業効果の確認等は、回収作業を円滑に進める上で重要と考えられる。

参考文献

- 1) 山根祐一、「非線形の温度フィードバック反応度に基づく臨界事故時の第1ピークエネルギーの近似式」、日本原子力学会「2015年春の年会」予稿集、J25、2015.
- 2) M. Duluc and G. Caplin, “NEW SIMPLIFIED FORMULAE OF ESTIMATION THE TOTAL NUMBER OF FISSIONS BASED ON THE NORDHEIM-FUCHS MODEL,” Proc. ICNC2015, pp.1375-1384, 2015.
- 3) M. vickerd, “Dealing with historical discrepancies: the recovery of national research experiment (NRX) reactor fuel rods at chalk river laboratories (CRL) – 13324,” CW-508600-CONF-008 Rev.0, AECL, 2012.

第 IV 編 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

第 8 章 STACY 更新炉原子炉本体の整備

本章では、「STACY 更新炉原子炉本体の整備」として、第 8.1 節「STACY 更新炉原子炉本体の設計」、第 8.2 節「臨界実験炉心の検討」、第 8.3 節「臨界実験装置に係る調査等」、第 8.4 節「給水停止スイッチモックアップ試験」について述べる。

8.1 STACY 更新炉原子本体の設計

8.1.1 目的及び概要

(1) 目的

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

本検討では平成 27 年度事業として以下の設計作業を行う。

- ・製作設計の実施に向け、設置変更許可申請の審査進捗に応じて許可条件との適合性を確保するために必要な詳細設計の見直し及び設計計算評価を実施する。
- ・整備工程上、平成 28 年度以降の早期に着手する必要がある継続使用設備の主要な改造工事及び主要な新設機器の製作に向けて、実施レベルの改造設計及び製作設計を行う。

なお、STACY 更新炉原子炉本体の整備は、平成 30 年度に臨界を達成して実験を開始することを目途に平成 27 年度から約 4 か年で整備を進める計画であった。しかし、平成 27 年度当初から開始した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上記の検討に必要なインプット条件の確定が遅れたため、平成 27 年度事業計画を平成 28 年度末まで延長して完了させた。これにより、設工認手続も遅れ整備工事の着手時期の変更が必要なため、平成 26 年度に検討した 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 8.1.1-1 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 8.1.1-1 に示す。

② 設計概要

製作設計の実施に向け、STACY 施設の変更及び新規制基準への適合性に係る設置変更許可申請の審査進捗に応じ許可条件として明確になった要求機能、安全機能の重要度分類、耐震重要度分類等をインプット条件として、これまでに実施した詳細設計の必要な見直し及びその妥当性確認として耐震強度評価、耐圧強度評価を実施した。

整備工程上、早期に着手する必要がある以下の主要な継続使用設備の改造工事及び主要な新設機器の製作に向けて、実施レベルの改造設計及び製作レベルの構造、製作手順、検査手順等の製作設計を行った。

- ・ 炉室フードの改造
- ・ 実験装置架台の改造
- ・ 炉心タンク（内部構造物を含む）
- ・ 棒状燃料収納容器
- ・ 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）
- ・ 安全板装置
- ・ ダンプ槽
- ・ 可動装荷物駆動装置

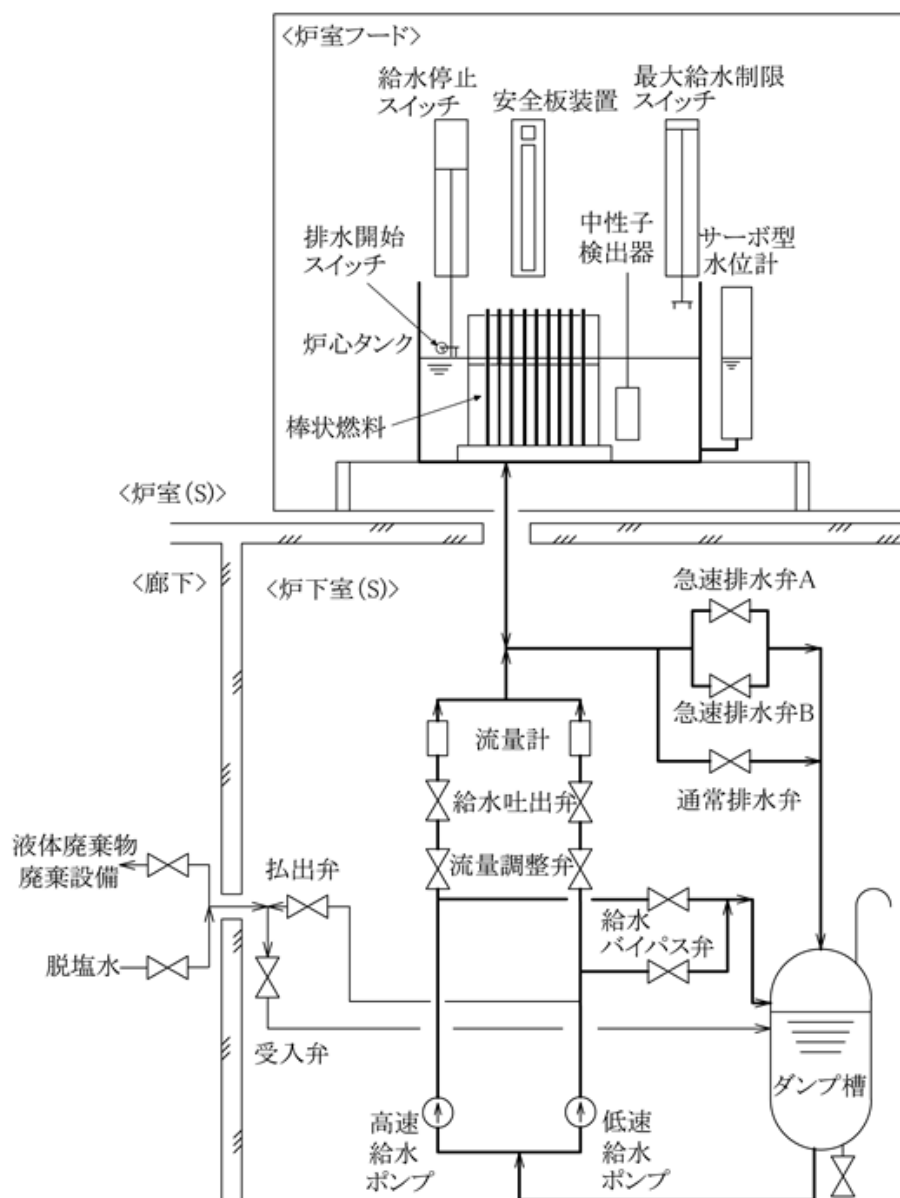


図 8.1.1-1 STACY 更新炉の概略系統図

表 8.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (1/2)

原子炉本体	
燃料体	<ul style="list-style-type: none"> ○ ウラン棒状燃料 (既存) ○ ウラン棒状燃料 (新規)
原子炉容器	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心タンク ○ 内部構造物
その他主要な事項	<ul style="list-style-type: none"> △ 起動用中性子源 △ 炉室フード (実験装置架台)
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	
核燃料貯蔵設備	<ul style="list-style-type: none"> 棒状燃料貯蔵設備 棒状燃料貯蔵設備 II ○ 棒状燃料収納容器 (棒状燃料収納容器架台) △ 溶液燃料貯蔵設備 粉末燃料貯蔵設備 △ ウラン酸化物燃料貯蔵設備 △ 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備
計測制御系統施設	
計装	<ul style="list-style-type: none"> 核計装 その他主要な計装 ○ 最大給水制限スイッチ ○ 給水停止・排水開始スイッチ ○ サーボ型水位計 ○ 炉心温度計 ○ 高速給水流量計、低速給水流量計 炉室 (S)、炉下室 (S) 線量率計 ○ ダンプ槽温度計 ○ ダンプ槽電導度系 △ 監視操作盤 △ モニタ盤 炉室線量率計盤
安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> △ 原子炉停止回路 STACY主電源盤
制御設備	<ul style="list-style-type: none"> 制御材 ○ 安全板 (安全板装置 原子炉停止系) 制御材駆動設備 ○ 給排水系 ○ 安全板駆動装置
その他主要な事項	<ul style="list-style-type: none"> 制御室 △ インターロック (反応度制御回路) △ 警報回路

凡例：○新設 △改造

表 8.1.1-1 STACY 施設の設備構成と整備計画 (2/2)

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

8.1.2 成果報告

(1) 詳細設計見直し

① 実施内容

製作設計の実施に向けて、設置変更許可申請の審査の進捗により許可条件として明確になった要求機能、安全機能の重要度分類、耐震重要度分類等のインプット条件に対するこれまでに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主要機器の耐圧強度評価、耐震強度評価を行った。また、プロセスフローダイヤグラム、配管計装系統図、配置図等の全体設計図面については、既存設備との取り合い調整、改造工事・据付工事の施工性、運用後の保守性等に関する製作設計に向けた設計レビュー結果を反映する見直しも併せて行った。

主な設計の見直し内容及び設計計算実施内容を以下に示す。

1) 全体設計の見直し

系統設計の見直しとして、機能性と経済性を確保しつつ一部配管のサイジングの最適化を図った。配管配置については、施工性及び運用後の保守性の観点から給水系のバルブ配置を大幅に見直した。配管配置の見直しにより、ダンプ槽のノズルオリエンテーション変更についても見直しを行った。

2) 機器設計の見直し

i) 炉室フード改造

炉室フードについては、平成 26 年度の検討で津波による浸水時に炉心タンクが水没することを防止するため水密化の検討（水圧に対する補強等の検討）を行った。しかし、設置変更許可申請の審査過程で、STACY 更新炉は B クラス施設であること及び B クラス施設で想定する津波は行政機関により評価された最大クラスの津波（L2 津波）とすることが明確になった。想定する津波の遡上高さとも STACY 施設の設置高さの関係から浸水することはないため、炉室フードの水密化は行わず、耐震補強のみを行うこととした。

現状の炉室フードの構造では 1 次固有振動数が 20Hz を下回り建家との共振のおそれがある。主要梁構造の強化ないし支持サポートの追加により共振のおそれがない構造とする耐震補強を検討した。現状構造モデルの振動解析結果から弱い箇所を特定し、支持サポートを追加した構造モデルでの振動解析を行う作業を繰り返し行い、主要梁構造の強化は行わず支持サポートを 12 箇所追加するのみで 1 次固有振動数が 20Hz を超える合理的な補強構造を決定し改造設計を見直した。

ii) 実験装置架台改造

STACY 更新炉の主要機器である炉心タンクは炉室(S)の実験装置架台に支持される。また、炉心タンク上部には同じく主要機器の安全板装置、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）が取り付けられるが、それらも実験装置架台上に設置する安全板駆動装置架台により支持する。現状の実験装置架台の構造では 1 次固有振動数が 20Hz を下回り建家との共振のおそれがある。そのため、STACY 更新炉の主

要機器を設置した状態で共振のおそれがない構造とするようブレース材を追加及び支持サポートを追加する改造設計を行っている。各機器構造設計、配置設計等の見直しを反映して改造設計の見直しを行った。

炉心タンク周りの主要部構造を図 8.1.2-1(1)に、解析モデルを図 8.1.2-1(2)示す。解析モデルによる炉心タンク周りの主要部構造の固有値解析結果を図 8.1.2-1(3)に示す。解析結果から 1 次固有振動数が 20Hz 以上で建家との共振のおそれがない構造であることを確認した。

iii) 可動装荷物駆動装置、他

可動装荷物駆動装置については、平成 26 年度の検討において基本設計を実施した。その際、装置全体を耐震 B クラスとしたが、設置変更許可申請に応じて炉心タンク内に直接挿入する案内管のみを耐震 B クラスとし、駆動装置本体及びサンプル棒は耐震 C クラスに見直した。ダンプ槽についても同様に耐震 C クラスに見直した。

iv) 棒状燃料収納容器

棒状燃料収納容器について、臨界防止のための寸法制限值の管理に加え、異常な変形により寸法制限值が満足されなくなり、かつ水没した場合を想定しても臨界とならないよう中性子吸収材を併用する旨の記載を設置変更許可申請に追加したことを反映する見直しを行った。

3) 設計計算評価の実施

詳細設計の見直し結果により開放タンク（炉心タンク、ダンプ槽）の耐圧強度計算評価、設置変更許可申請で耐震重要度分類を B クラスとした機器（炉心タンク、安板板装置、主要な計装）の耐震強度評価を行い、十分な強度を有することを確認して製作設計に向けた諸元を確定した。

なお、炉室(S)の実験装置架台に設置する炉心タンク、同じく実験装置架台上に設置する安全板駆動装置架台により支持される安全板装置、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）の耐震性の評価は、機器単独での評価ではなく各架台及び炉心タンク周りの主要部構造を一体としたモデルによる地震応答解析を行い、各機器に対する設計用地震力を定め耐震強度評価を行った。炉心タンク周りの主要部構造を図 8.1.2-1(1)に、地震応答解析モデルを図 8.1.2-1(2)示す。解析モデルによる炉心タンク周りの主要部構造の固有値解析結果を図 8.1.2-1(3)に示す。解析結果から 1 次固有振動数が 20Hz 以上で建家との共振のおそれはないので、地震応答解析は B クラスの水平方向静的震度（1.8Ci）を入力として行う。応答解析結果の例として、水平方向地震により炉心タンクに生じる最大せん断力及び最大モーメントを求めた結果を図 8.1.2-1(4)に示す。各機器について求めた最大せん断力及び最大モーメントを設計用地震力として、自重による荷重、最高使用圧力による荷重、機械的荷重を適切に組み合わせて機器個別の耐震強度評価を行った。

② 実施結果

1) 全体設計

全体設計図書の見直し結果を以下に示す。

- ・プロセスフローダイアグラムを図 8.1.2-2 に示す。
- ・配管計装系統図を図 8.1.2-3(1)、(2)に示す。
- ・機器配置図を図 8.1.2-4(1)、(2)に示す。
- ・配管配置図を図 8.1.2-5(1)～(4)に示す。

2) 機器設計

詳細設計の見直し結果に基づいて変更した主要な改造及び主要な新設機器の詳細設計図面を以下に示す。

- ・炉室フード改造図を図 8.1.2-6(1)、(2)に示す。
- ・炉心タンク構造図を図 8.1.2-7 に示す。
- ・棒状燃料収納容器構造図を図 8.1.2-8 に示す。
- ・主要な計装（最大給水制限スイッチ）構造図を図 8.1.2-9 に示す。
- ・安全板装置（安全板）構造図を図 8.1.2-10 に示す。
- ・ダンプ槽構造図を図 8.1.2-11 に示す。
- ・可動装荷物駆動装置（本体）構造図を図 8.1.2-12 に示す。

(2) 主要な改造設計・製作設計

① 実施内容

1) 主要な改造設計

STACY 更新炉の炉心タンク、安全板装置等の主要機器は、新規に製作し炉室(S)に設置される。それら新設機器の据付に必要な既設の炉室フード及び実験装置架台の改造については、整備工事の早い段階で実施する必要がある。

これらの主要な改造工事について、詳細設計の見直し結果に基づいて補強部材の調達仕様、材料検査の要否に関する情報、工場での加工指示図面作成及び現地での施工手順及び検査等の検討に必要な情報を含む製作・施工レベルの改造図面を作成した。

2) 主要な新設機器の製作設計

工場での製作に長期間を要する製缶品（炉心タンク、ダンプ槽等）、工場段階で完成品に対する性能確認を行う必要がある装置類（安全板装置、主要な計装等）については、整備工事の早い段階で製作着手する必要がある。

これらの主要な施設機器について、詳細設計の見直し結果に基づいて主要部材及び購入部品の調達仕様、材料検査の要否に関する情報、工場での部品加工指示図面作成の検討に必要な情報を含む製作レベルの機器構造図面を作成した。なお、主要な計装（最大給水制限スイッチ等）については、平成 27 年度事業として実施したモックアップ試験結果に基づき駆動機構の設計、主要部材の材質選定に関する成果を反映している。また、各機器の製作・据付段階の管理に資するため基本的な製作手順と各段階で必要な検査項目の関係をフロー図にして明確化した。

② 実施結果

1) 主要な改造設計

- ・ 炉室フードの改造図を図 8.1.2-13(1)～(8)に示す。
- ・ 実験装置架台の改造図を図 8.1.2-14(1)～(5)に示す。

2) 主要な新設機器の製作設計

- ・ 炉心タンク構造図（本体、格子板フレーム）及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-15(1)～(3)に示す。
- ・ 棒状燃料収納容器構造図（本体、架台）及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-16(1)～(6)に示す。
- ・ 主要な計装の構造図（最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチ）及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-17(1)～(3)に示す。
- ・ 安全板装置の構造図（安全板、安全板駆動装置、安全板駆動装置支持架台）及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-18(1)～(5)に示す。
- ・ ダンプ槽構造図及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-19(1)、(2)に示す。
- ・ 可動装荷物駆動装置構造図（本体、サンプル棒、案内管）及び製作・検査フロー図を図 8.1.2-20(1)～(4)に示す。

(3) 整備工程表の見直し

① 実施内容

平成 26 年度の検討では、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。

その検討では、H27 年度中に設置変更許可を取得し設工認申請を経て平成 28 年度の早い時期に改造工事、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、設工認手続も遅れ整備工事の着手時期の変更が必要なため整備工程表の見直しを実施した。

② 実施結果

平成 26 年度に検討した主要作業の所要期間と実施順序により作成した 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見直した結果を表 8.1.2-1 に示す。

表 8.1.2-1 STACY 更新炉の整備工程表

	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	平成31年度
I. 許認可					
(1) 設置変更許可	[黒塗り]				
(2) 設工認					
① 解体撤去(第1回)		[黒塗り]			
② 炉本体(第2回)(フード改造、炉心タンク)		[黒塗り]			
③ 炉本体(第3回)(炉心、制御設備)			[黒塗り]		
④ 炉本体(第4回)(治具、燃料貯蔵)			[黒塗り]		
⑤ 棒状燃料(単独)		[黒塗り]			
II. 既存設備の解体撤去(更新後に使用しない設備)					
(1) 工事計画/資材調達	契約	[黒塗り]			
(2) 既設備解体・撤去工事					
① 炉室(S)非汚染機器		[黒塗り]			
② 炉室(S)汚染機器/炉心タンク等移動			[黒塗り]		
③ 炉下室(S)非汚染機器			[黒塗り]		
④ 炉下室(S)汚染機器/燃調機器			[黒塗り]		
⑤ 機材室等保管機器移動			[黒塗り]		
III-1. 既存設備の改造工事					
(1) 改造設工認/改造設計		[黒塗り]			
(2) 既設備改造工事					
① 炉室(S) 炉室フード改造			[黒塗り]		
② 炉室(S) 試験装置架台改造	契約		[黒塗り]		
③ 制御室盤/現場盤改造			[黒塗り]		
III-2. STACY更新炉の製作・据付					
(1) 新設設工認/製作設計		[黒塗り]			
(2) 主要機器材料手配/工場製作					
① 炉心タンク、格子板(原子炉本体)			[黒塗り]		
② 安全板装置、ダンプ槽(制御設備)			[黒塗り]		
③ 水位計測装置(主要計装)			[黒塗り]		
④ 燃料棒収納容器(燃料貯蔵設備)			[黒塗り]		
(3) 主要購入品手配					
① ポンプ、弁等(給排水系設備)			[黒塗り]		
② 電気ヒータ/保温/制御盤			[黒塗り]		
(4) 新設機器据付工事					
① 燃料棒収納容器架台据付(炉室(S))			[黒塗り]		
② 炉心タンク、安全板等据付(炉室(S))			[黒塗り]		
③ 給排水系機器・配管据付(主に炉下室(S))			[黒塗り]		
④ 電気・計装工事			[黒塗り]		
(5) 運転・調整				[黒塗り]	

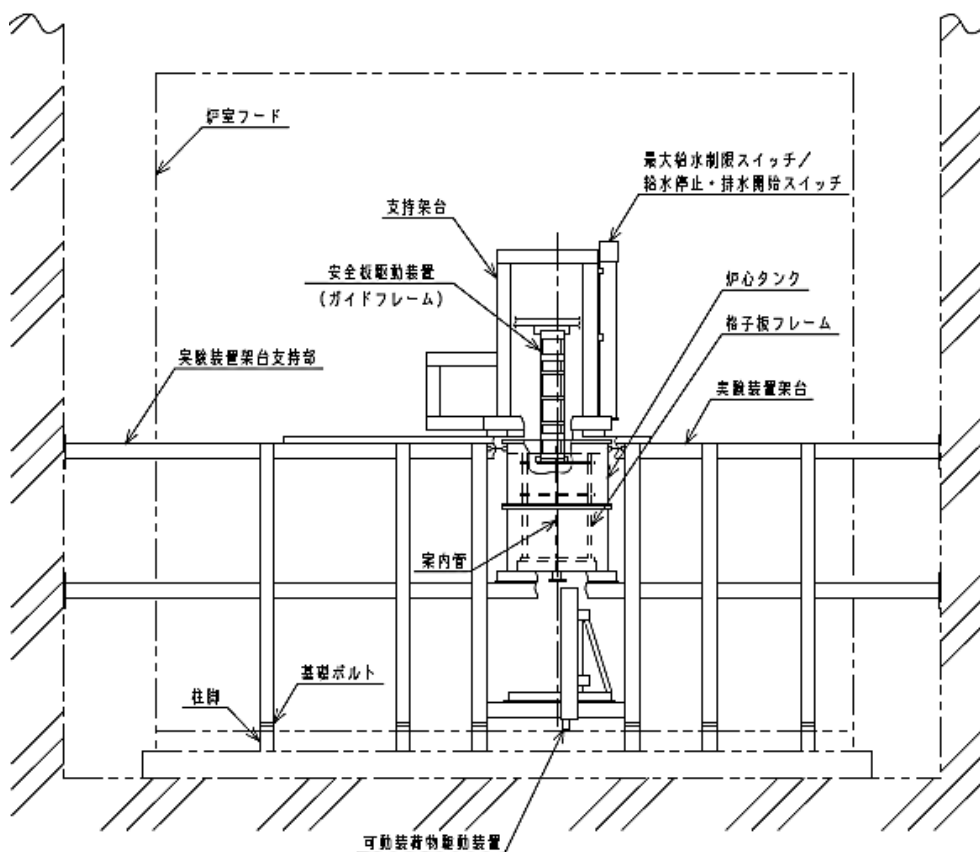


図 8.1.2-1(1) 炉心タンク周りの主要部構造

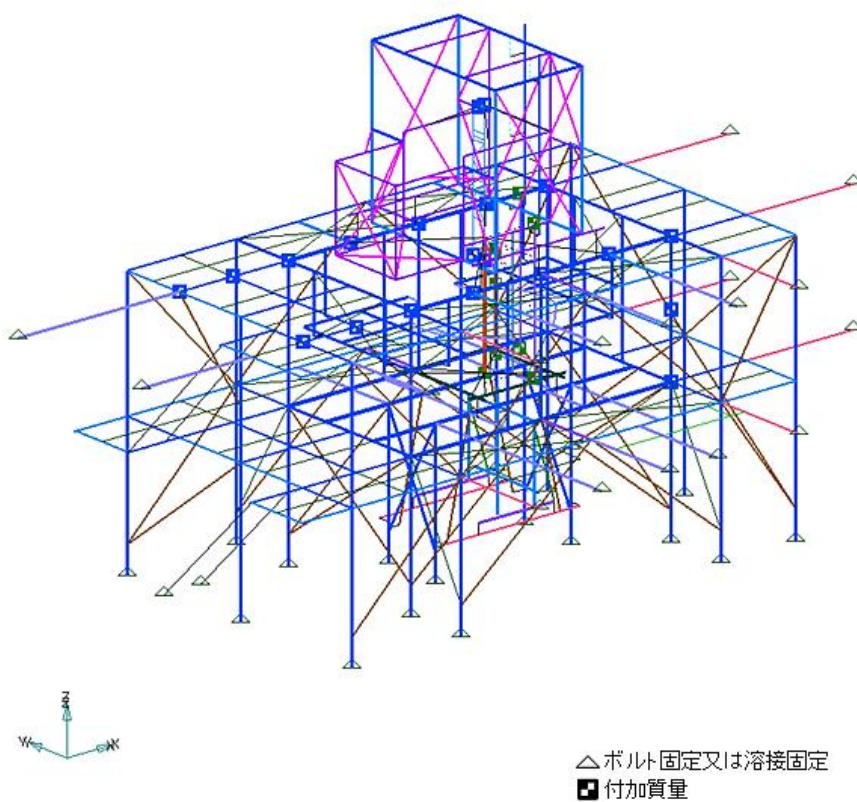


図 8.1.2-1(2) 炉心タンク周りの地震応答解析モデル

固有周期 (秒)	0.046
固有振動数 (Hz)	21.6

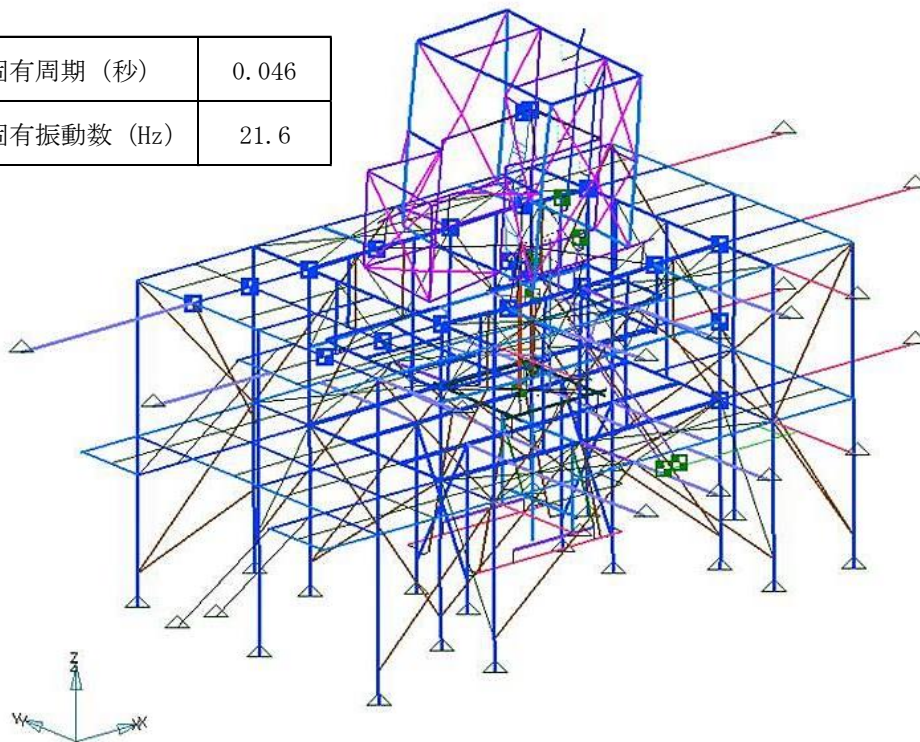


図 8.1.2-1(3) 炉心タンク周りの1次固有周期及び振動モード

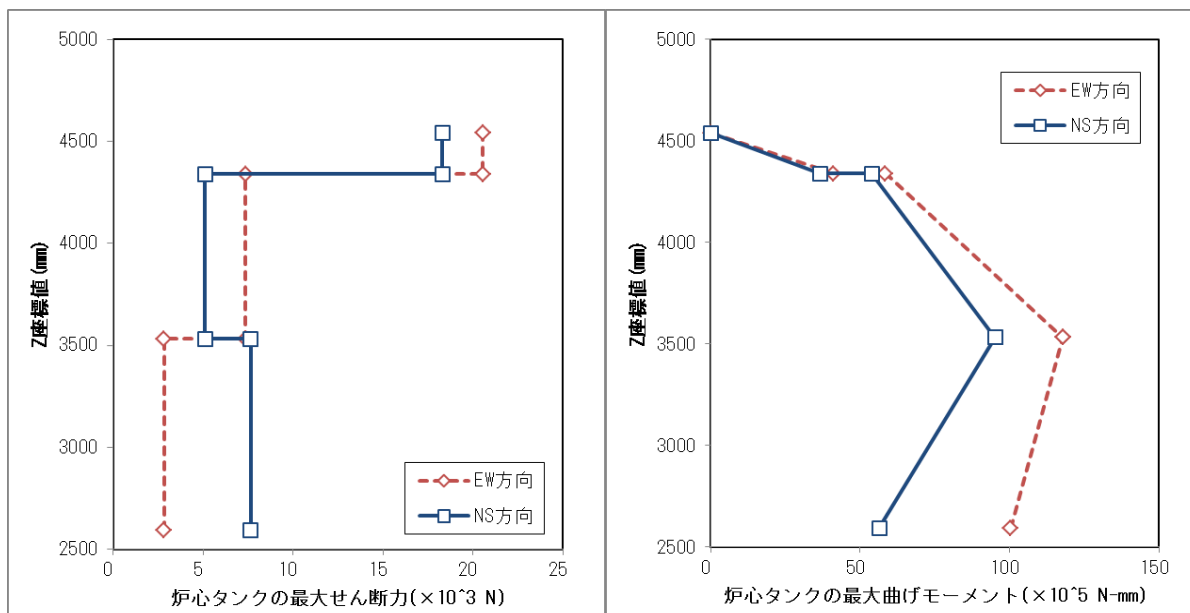
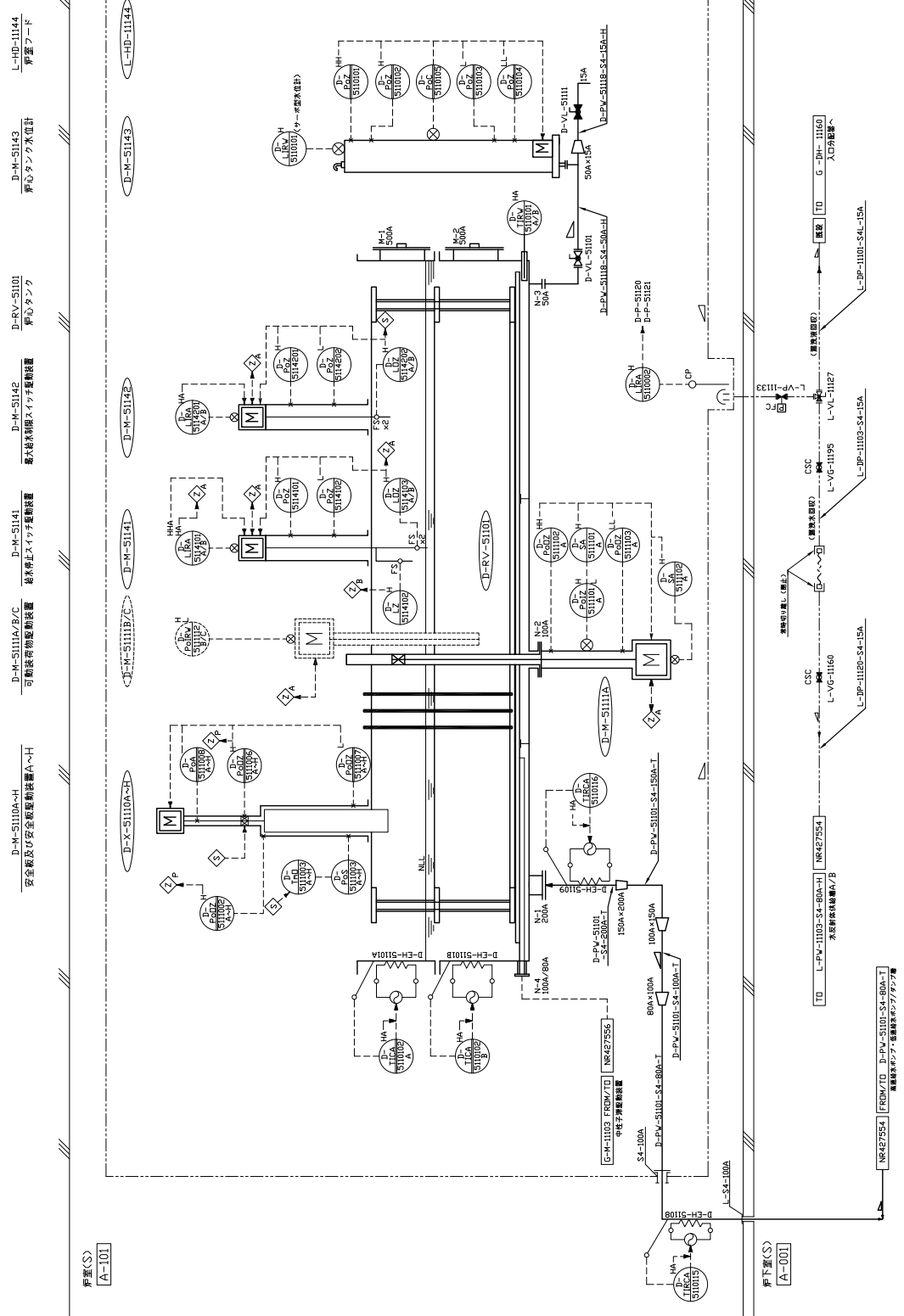


図 8.1.2-1(4) 炉心タンクの最大せん断力及び最大モーメント



安全板及び安全板取付装置へH
 D-M-S1103A/B/C
 可動制御装置
 D-M-S1142
 緊急停止スイッチ駆動装置
 D-M-S1143
 炉心タンク水位計
 L-UD-1144
 炉壁フールド
 D-M-S1104A/B
 安全板及び安全板取付装置へH
 D-M-S1103A/B/C
 可動制御装置
 D-M-S1142
 緊急停止スイッチ駆動装置
 D-M-S1143
 炉心タンク水位計
 L-UD-1144
 炉壁フールド

図8.1.2-3(1) 配管計装系統図 (1/2)

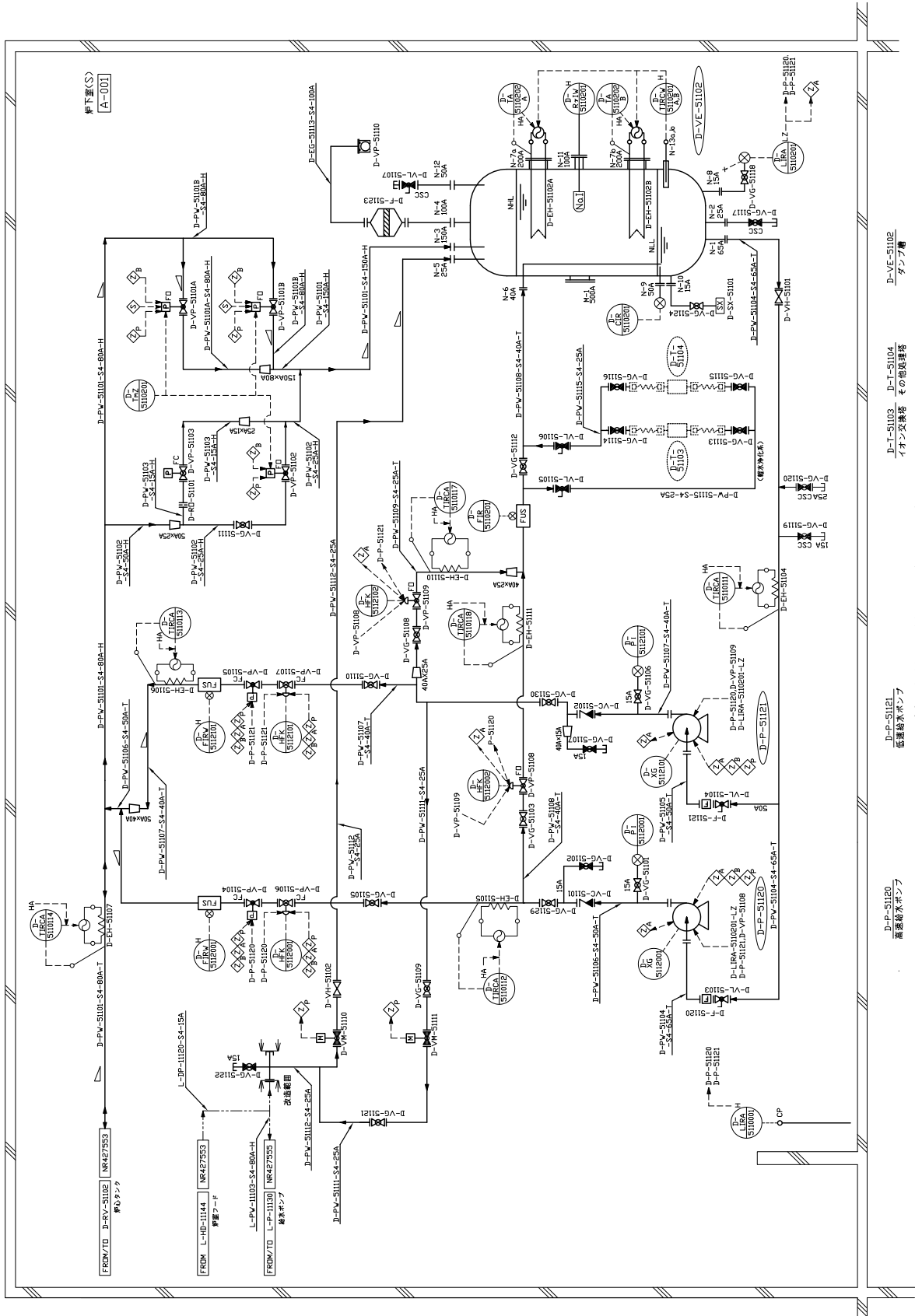
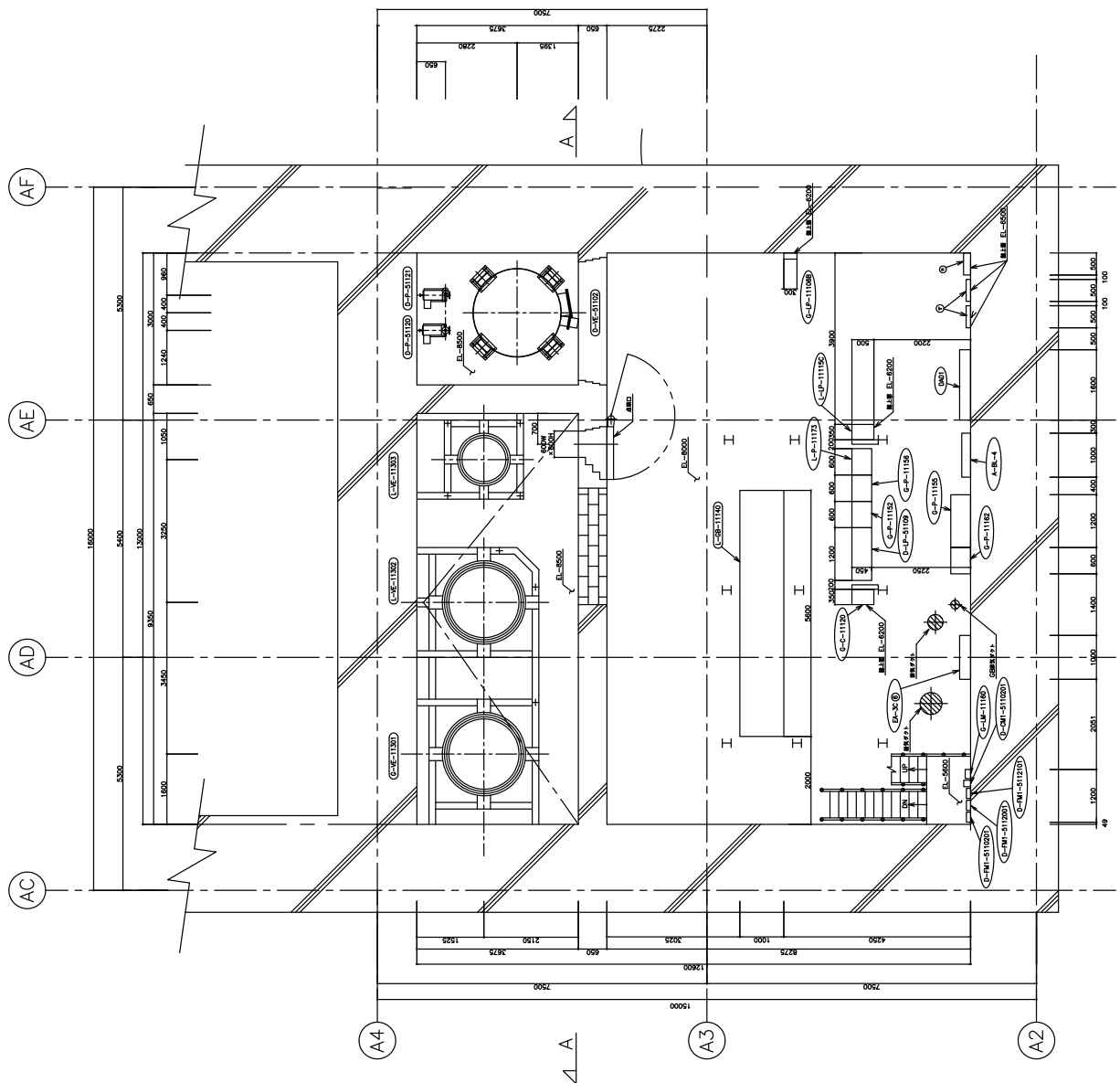


図8.1.2-3(2) 配管計装系統図 (2 / 2)



機器番号	機器名称	備考
G-VE-11301	タンク槽ⅠA	
L-VE-11302	タンク槽ⅠB	
L-VE-11303	タンク槽Ⅱ	
L-GB-11140	燃料取扱ボックス	
D-VE-51102	タンク槽	
D-P-51120	高圧給水ポンプ	
D-P-51121	低圧給水ポンプ	

※1
※1
※1

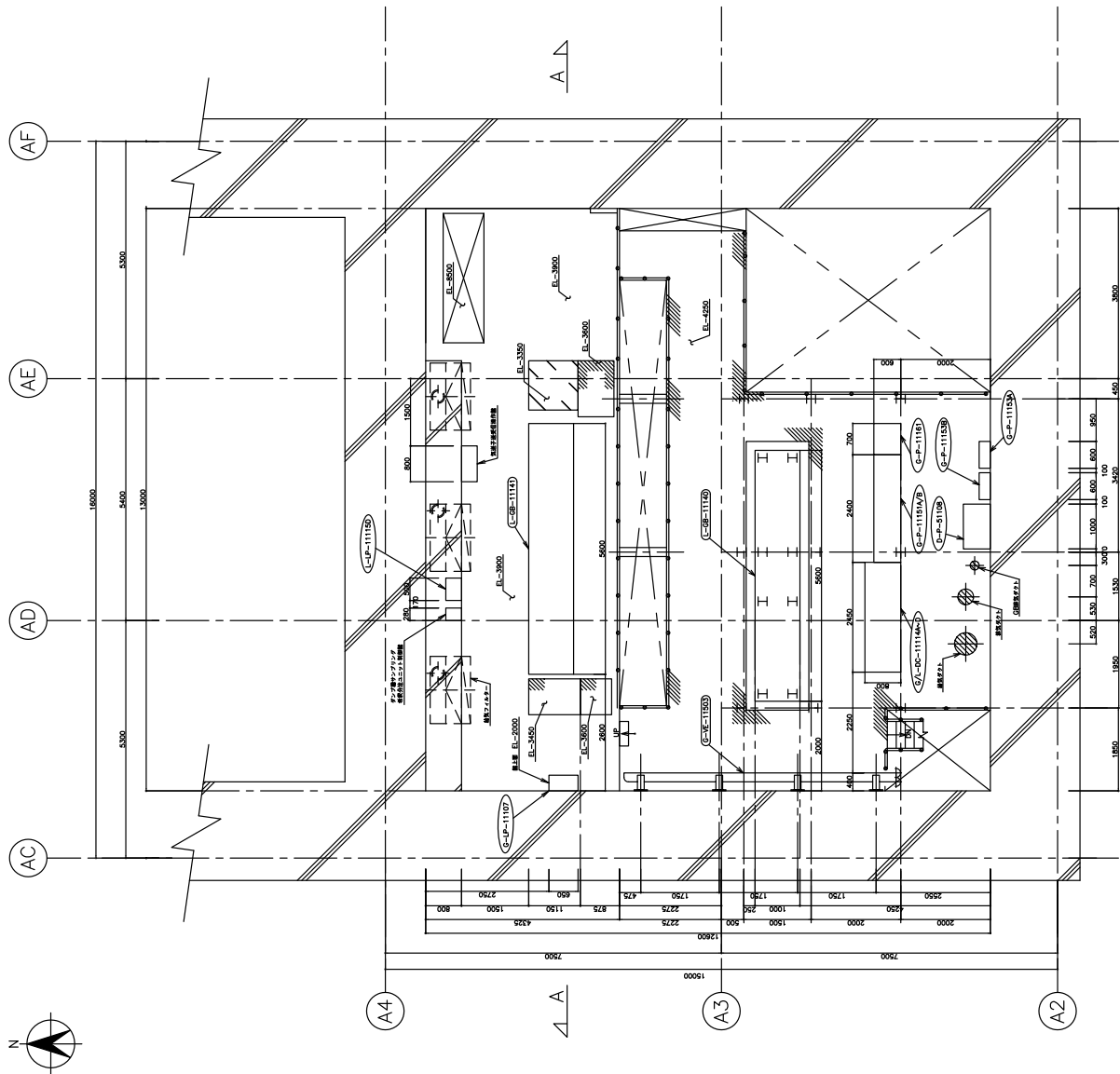
器番号	器名称	備考
L-LP-1115C	GB警報器C	500W×350D×700H
G-P-11152	常用制御盤	600W×450D×1900H
G-P-11155	非常用遮断并制御盤	1200W×450D×1900H
G-P-11156	限電盤	600W×450D×1900H
G-P-11162	非常用遮断并制御盤	600W×450D×1900H
L-P-11173	EABA分電盤	600W×450D×1900H
G-LP-11106B	安全スイッチ箱B	300W×140D×300H
D-FM1-5112001	専用変換器〈高圧給水流量〉	230W×95D×312H
D-FM1-5112101	専用変換器〈低圧給水流量〉	230W×95D×312H
D-FM1-5110201	専用変換器〈バイパス流量〉	230W×95D×312H
D-CM1-5110201	タンク槽温度変換器	144W×155D×144H
G-LM-11160	入口分配器 (高出スイッチ交換器)	206W×123D×326H
DA01	主幹分電盤	1600W×250D×1500H
A-BL-4	電灯分電盤	1000W×200D×1500H
EA-3C 6	実験盤	1000W×250D×1950H
ア	固定型アエリアモニタ	500W×100D×300H
ハ	固定型ハエリアモニタ	500W×160D×600H
G-C-11120	変換器盤	500W×250D×500H
D-LP-51109	給水ポンプ制御盤	1200W×450D×1900

※1：新設設置機器
※2：新設設置盤 (筐体は旧G-P-11154を使用)

図8.1.2-4(1) 機器配置図 (炉下室(S)) (1/2)

B1FL 平面

(EL-8500~EL-4250)



機器番号	機器名称	備考
G-VE-111503	燃費電	
L-GB-11140	燃費取扱ボックス	
L-GB-11141	給排水ヘッダーボックス	

機器番号	機器名称	備考
G-P-11151A/B	常用動力機A/B	2400W×6000×2400H
G-P-11161	非常用動力機	700W×6000×2400H
G-LP-11107	蒸気計・ヒータ中継端子箱	650W×3500×550H
L-LP-1115D	GR警報機D	1000W×4500×1900H
D-P-51108	ヒータ制御機	1000W×6000×1900H
G-DC-11114A/B	制御装置機(2)	2450W×8000×2105H
G-P-11153A/B	スクラム遮断装置A/B	600W×2500×800H
—	写真子送受信機	800W×3500×1700H
L-X-11126	炉下室の機器取付用機器	280W×3500×363H

※ 新規設置機

図8.1.2-4(2) 機器配置図 (炉下室(S)) (2/2)

MB1FL 平面
(EL-4250~EL-1000)

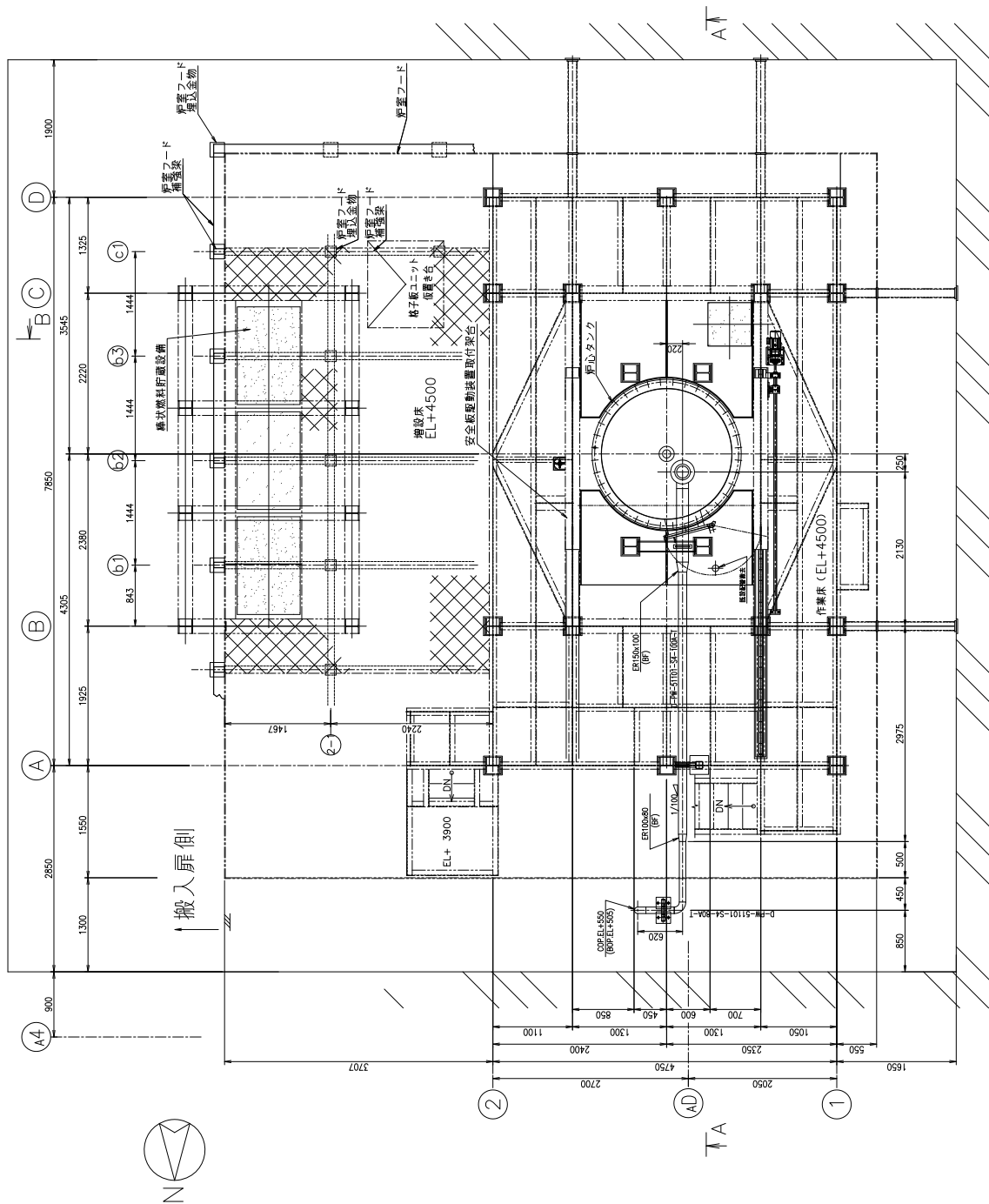


図8.1.2-5(1) 配管配置図 (炉室(S)平面)

EL+ 4500

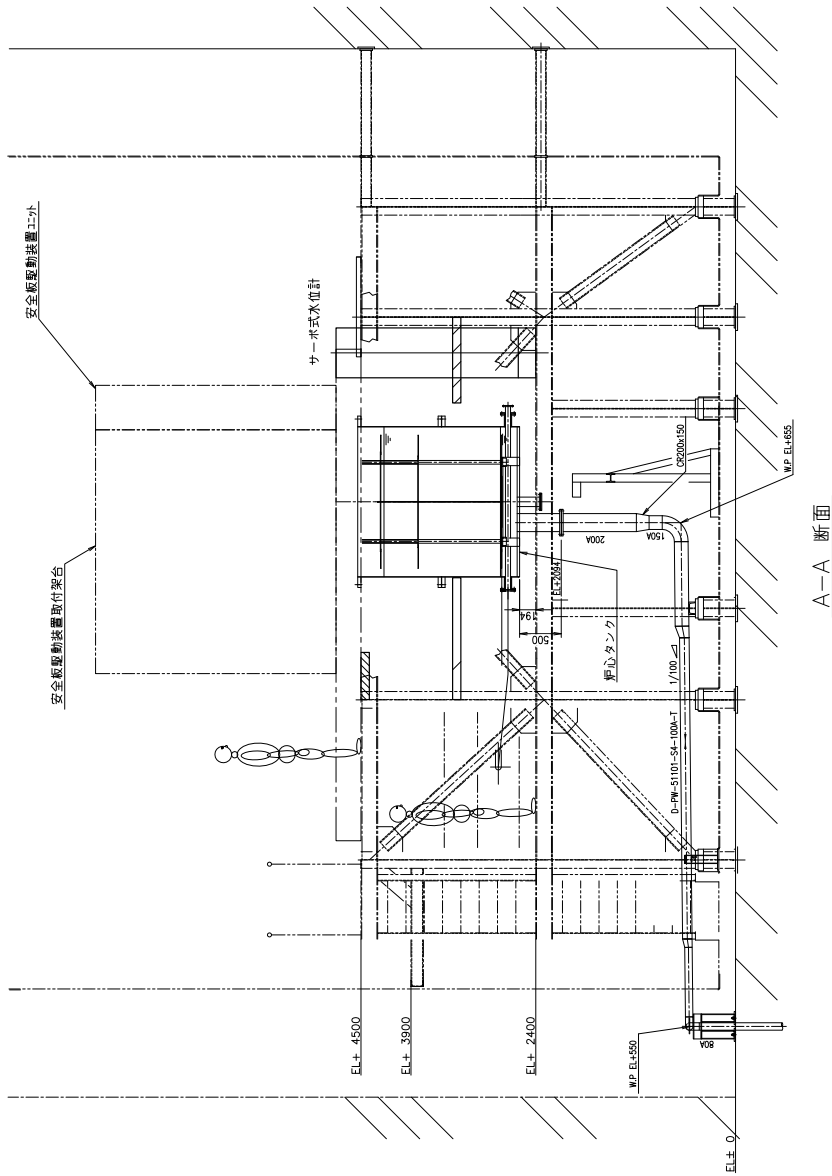
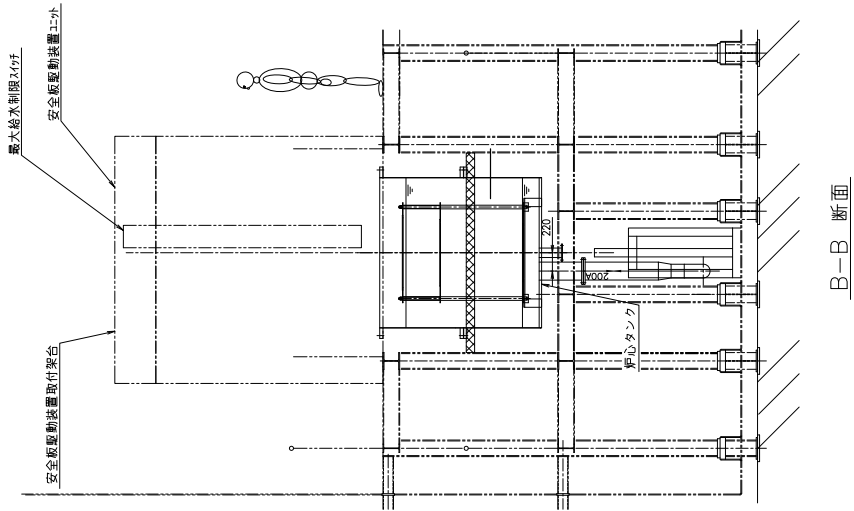


図8.1.2-5(2) 配管配置図 (炉室 (S) 断面)

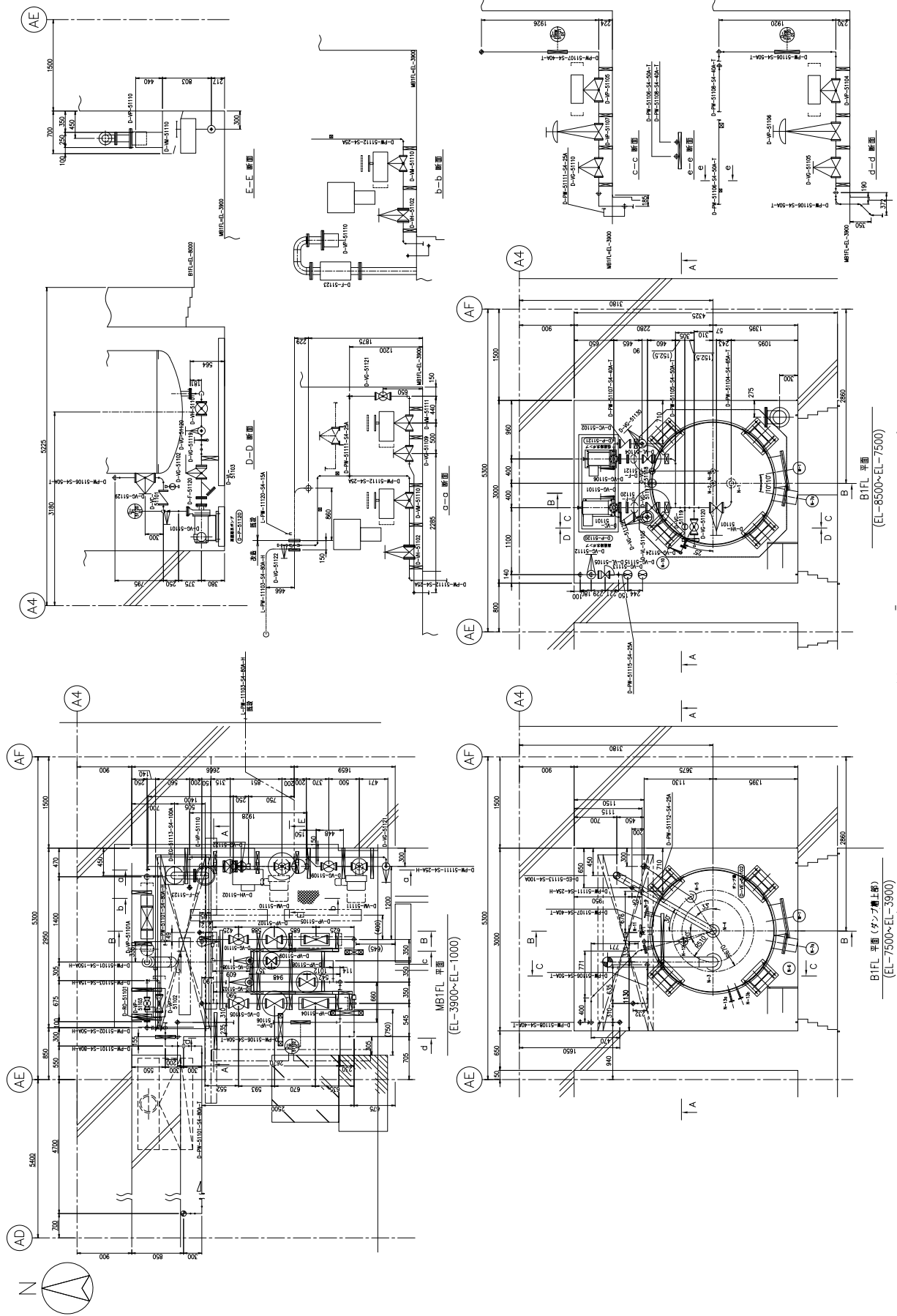


図8.1.2-5(3) 配管配置図 (炉下室 (S) 平面)

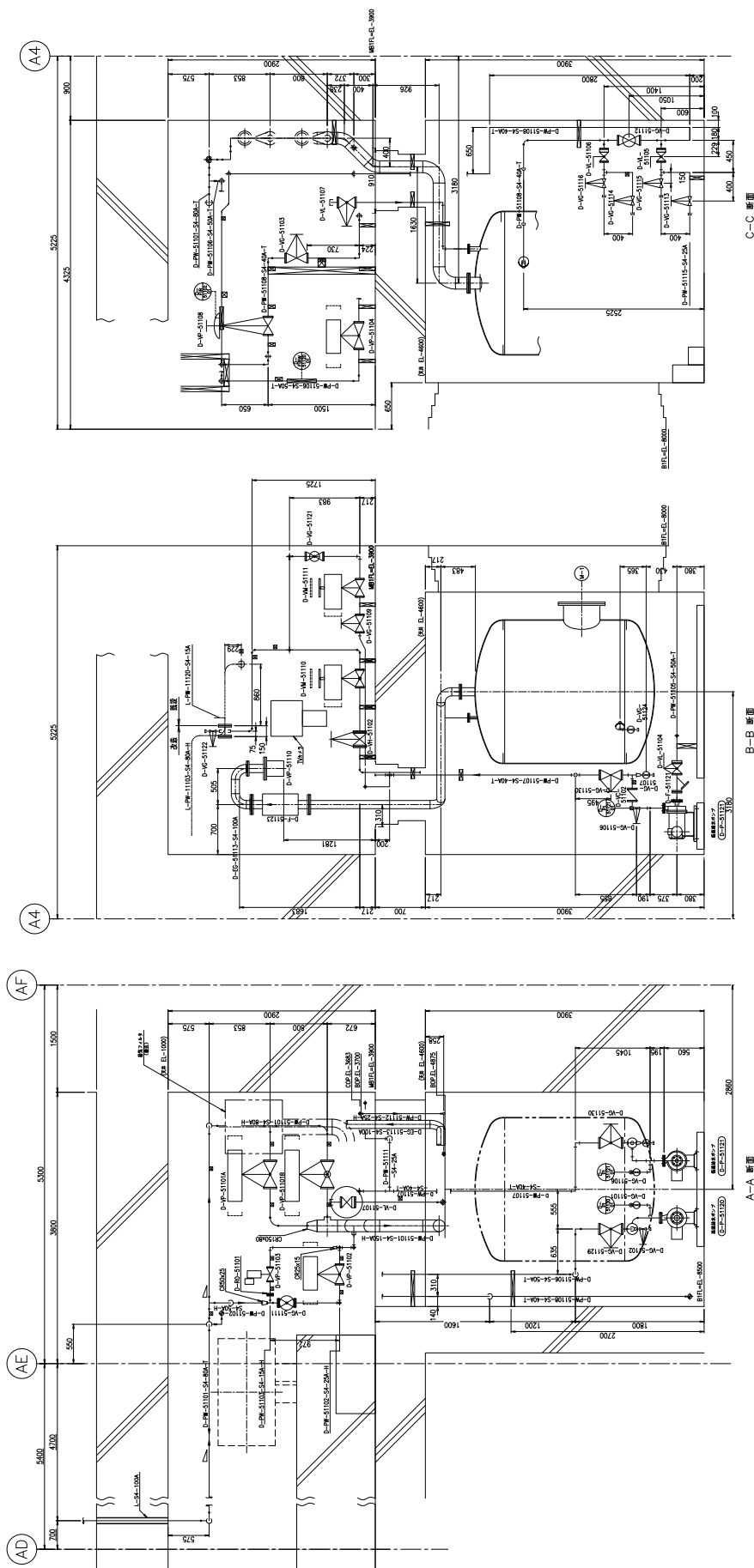
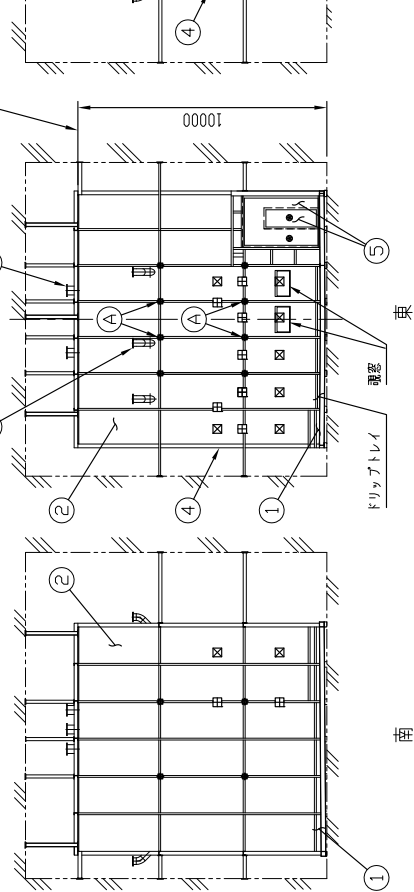
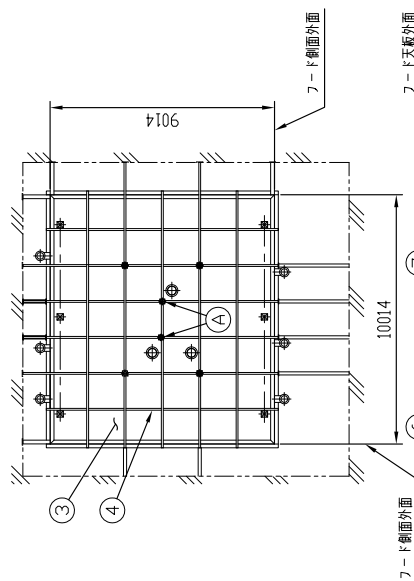


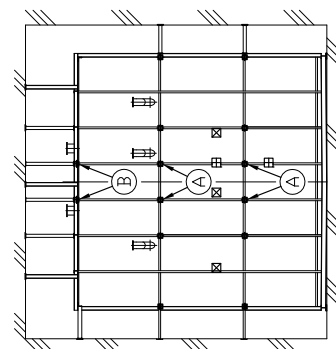
図8.1.2-5(4) 配管配置図 (炉下室(S)断面)



凡例	
支持ポルト (C型) 追加分	
支持ポルト (C型) 追加分	
支持ポルト (C型)	
梁台支持 サポート用 貫通孔	
梁台支持 用 貫通孔(標準付)	



部品名表			
番号	品名	個数	材料
7	排気口	1式	SUS304TP
6	給気口	1式	SUS304TP
5	扉及びハッチ	1式	SS400
4	補強梁	1式	SS400
3	天板	1式	SS400
2	側板	1式	SS400
1	底板	1式	SUS304



南

東

北

西

改造後の炉室フード
構造図 (その1)

図8.1.2-6(1) 炉室フード改造図 (1/2)

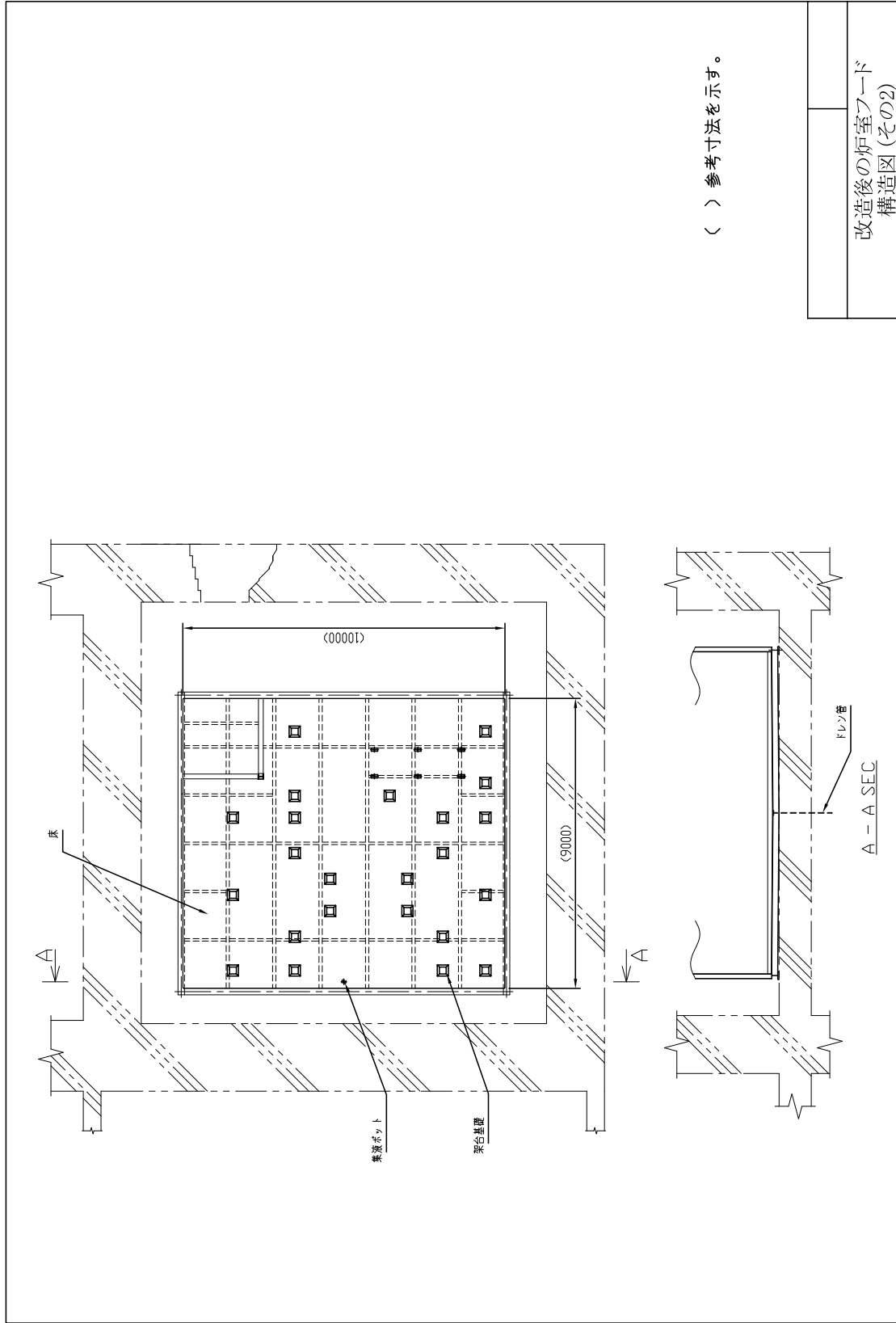
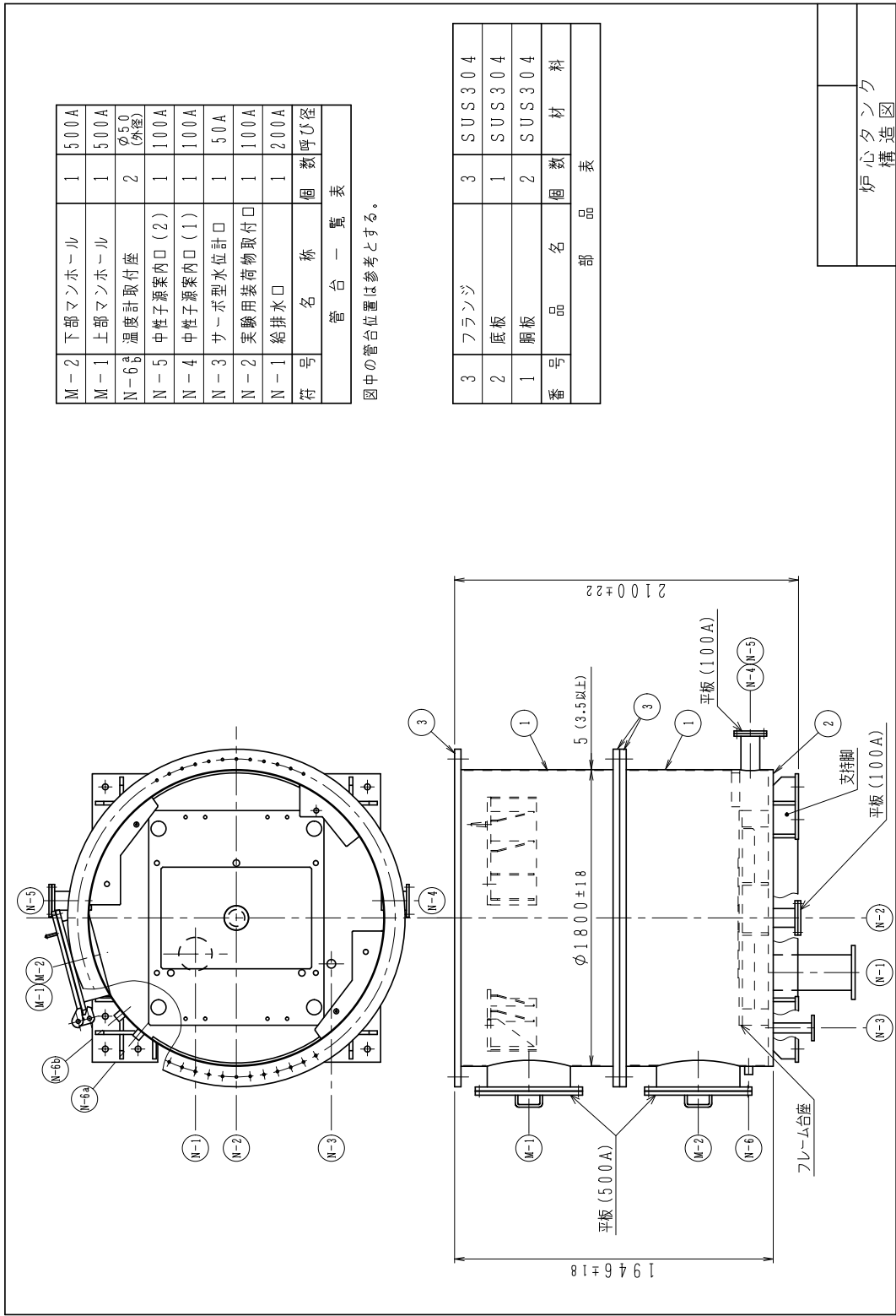


図8.1.2-6(2) 炉室フールド改造図 (2/2)



管台一覧表			
符号	名称	個数	呼び径
M-2	下部マンホール	1	500A
M-1	上部マンホール	1	500A
N-6a	温度計取付座	2	$\phi 50$ (外径)
N-5	中性子源案内口 (2)	1	100A
N-4	中性子源案内口 (1)	1	100A
N-3	サーボ型水位計口	1	50A
N-2	実験用装荷物取付口	1	100A
N-1	給排水口	1	200A

図中の管台位置は参考とする。

部品表			
番号	品名	個数	材料
3	フランジ	3	SUS304
2	底板	1	SUS304
1	胴板	2	SUS304

炉心タンク
構造図

図8.1.2-7 炉心タンク構造図

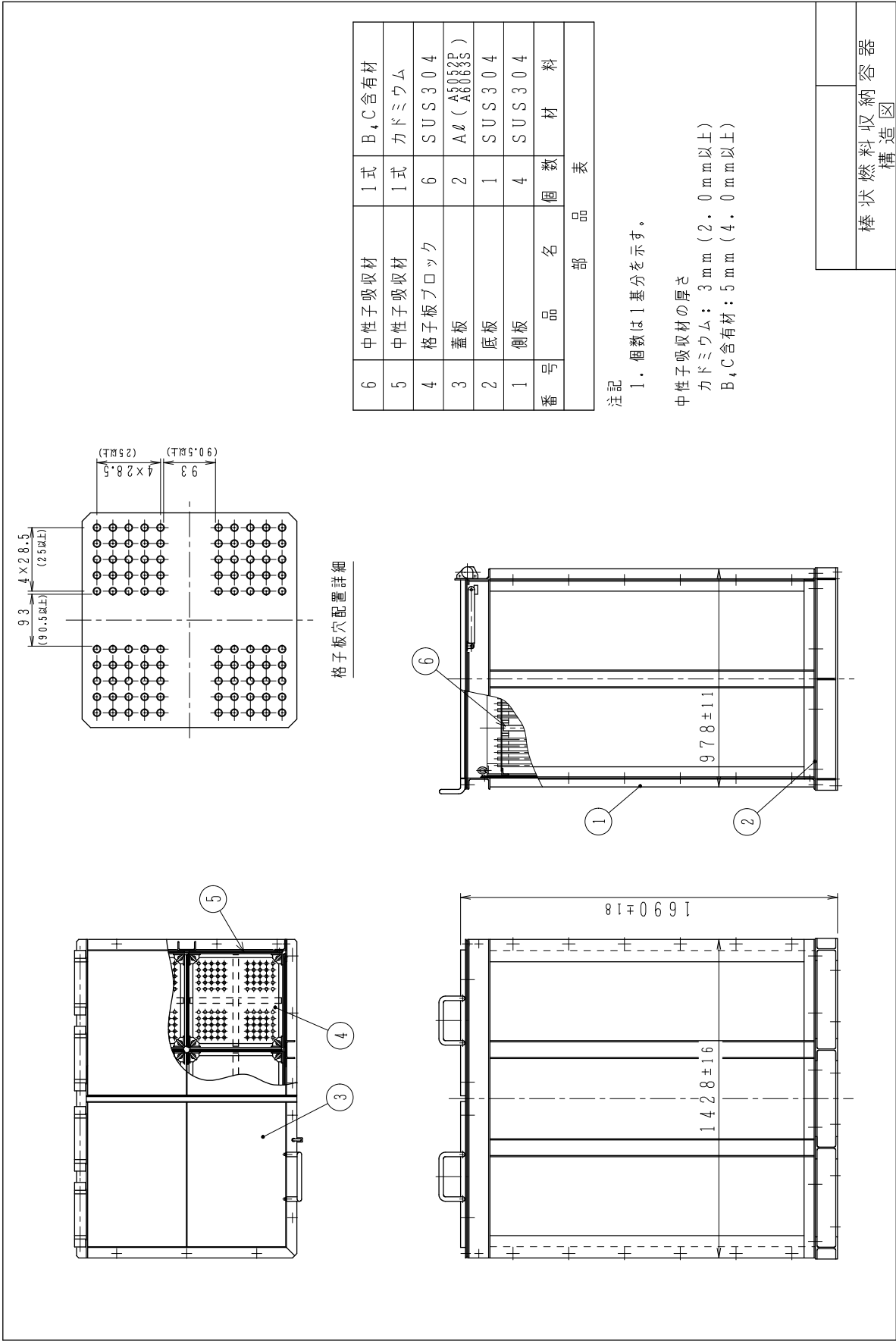


図8.1.2-8 棒状燃料収納容器構造図

棒状燃料収納容器
構造図

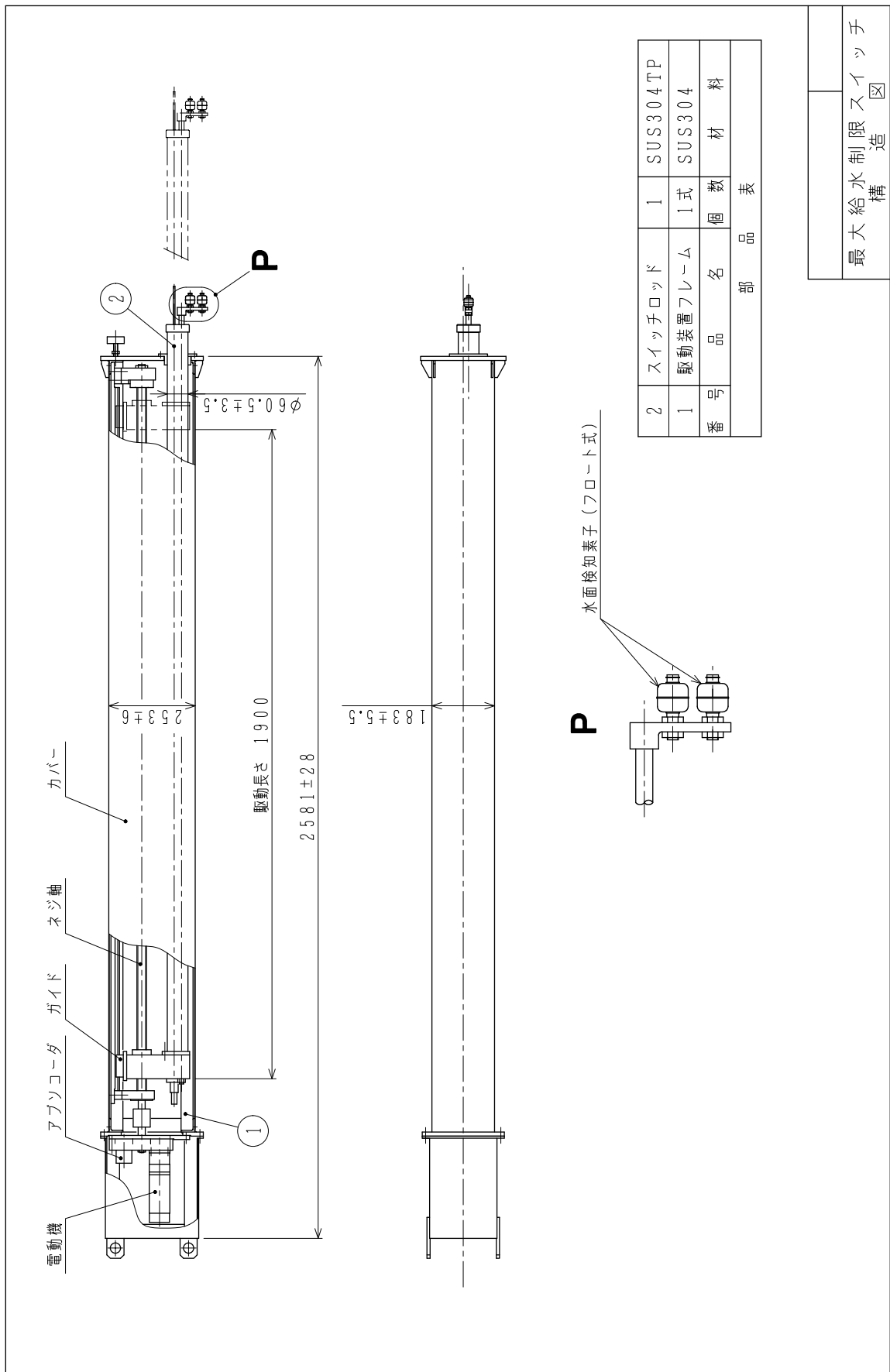


図8.1.2-9 主要な計装 (最大給水制限スイッチ) 構造図

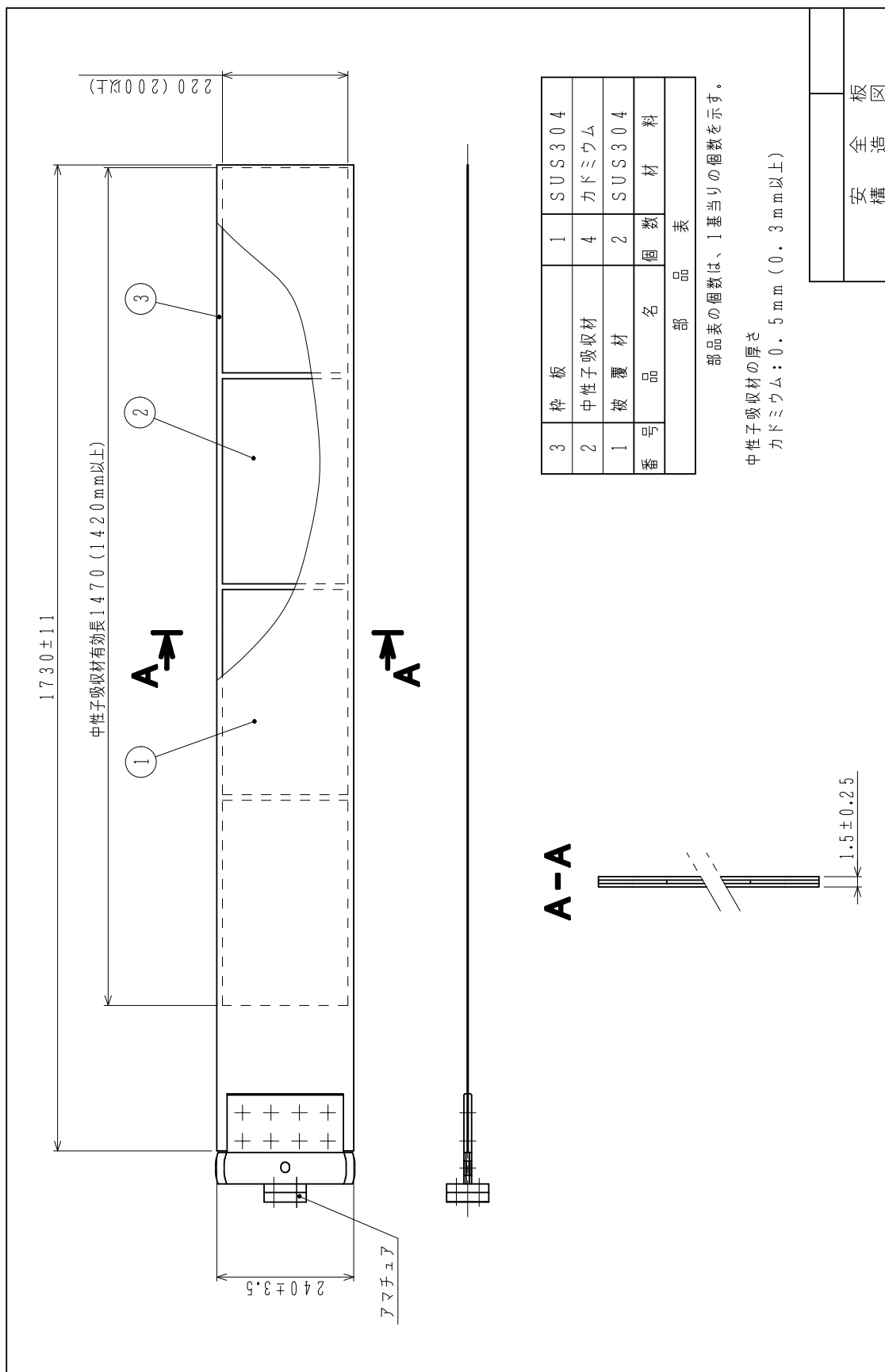


図8.1.2-10 安全板装置 (安全板) 構造図

M-1	マンホール	1	500A
N-13a, b	温度計取付座	2	φ50 (外径)
N-12	薬品入口	1	50A
N-11	放射能測定口	1	100A
N-10	サンプル採取口	1	15A
N-9	電導度計取付口	1	50A
N-8	レベル計取付口	1	15A
N-7a, b	ヒータ取付口	2	200A
N-6	バイパス入口	1	40A
N-5	脱塩水入口	1	25A
N-4	ベント口	1	100A
N-3	排水入口	1	150A
N-2	ドレン出口	1	25A
N-1	給水出口	1	65A
符号	名称	個数	呼び径

管台一覧表

図中の管台の位置は参考とする。

2	鏡板	2	SUS304
1	胴板	1	SUS304
番号	品名	個数	材料
部品表			

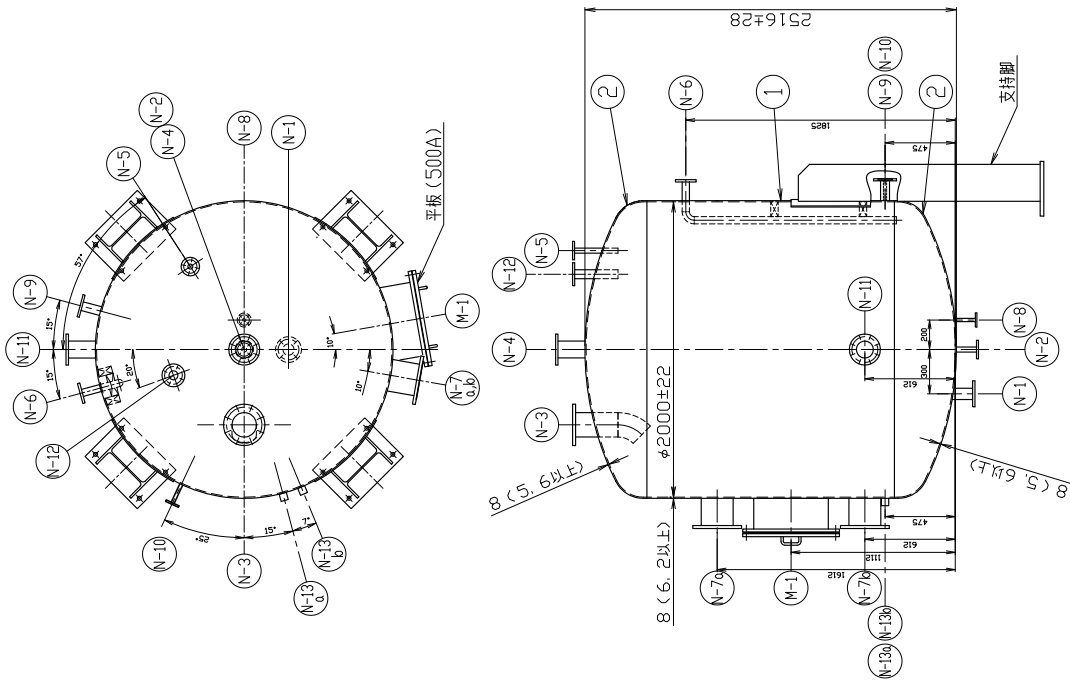
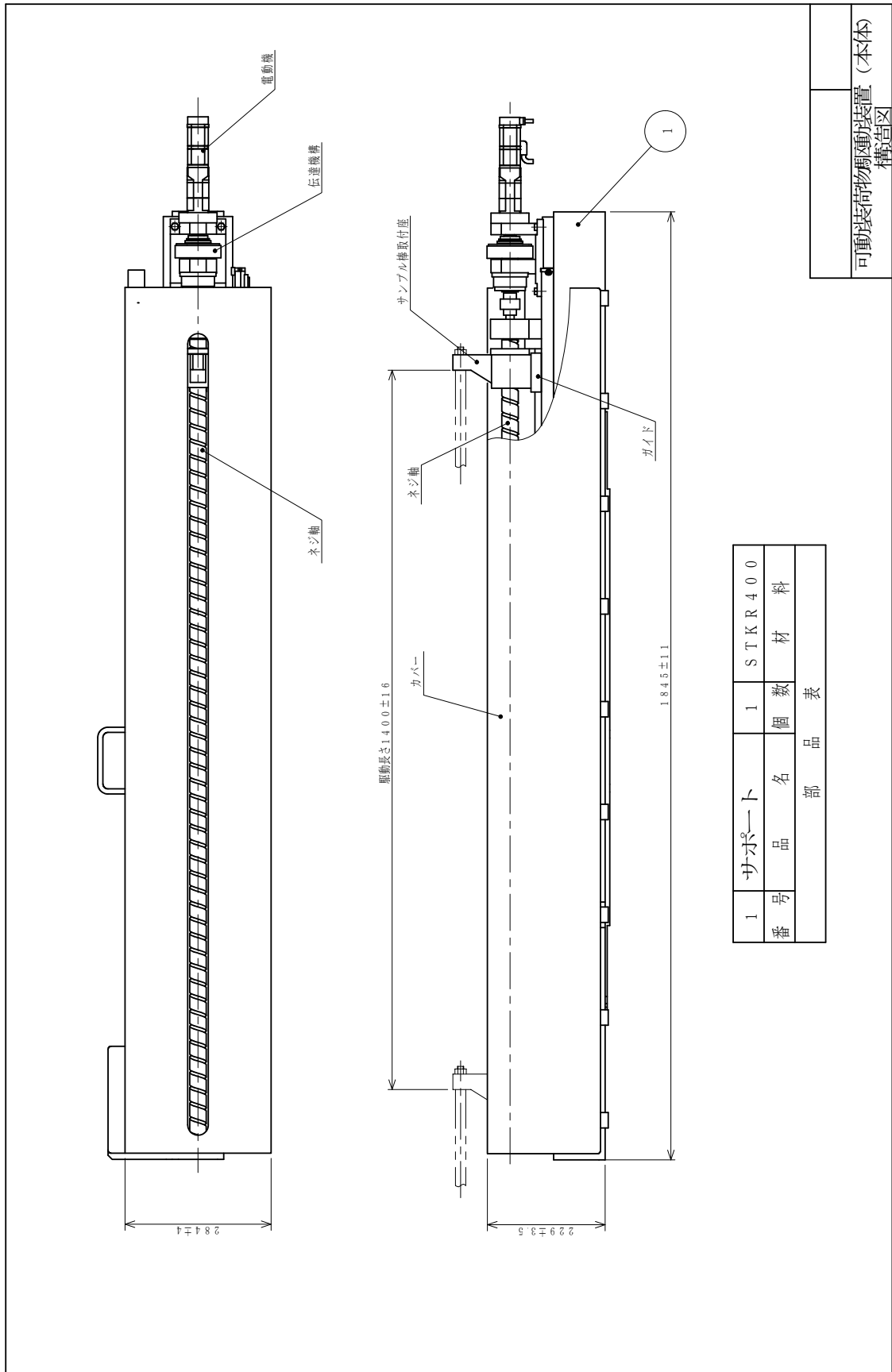


図8.1.2-11 ダンプ槽構造図

ダンプ槽
構造図



部品表			
番号	品名	数量	材料
1	サブポート	1	STKR400

可動装荷物駆動装置 (本体) 構造図

図8.1.2-12 可動装荷物駆動装置 (本体) 構造図

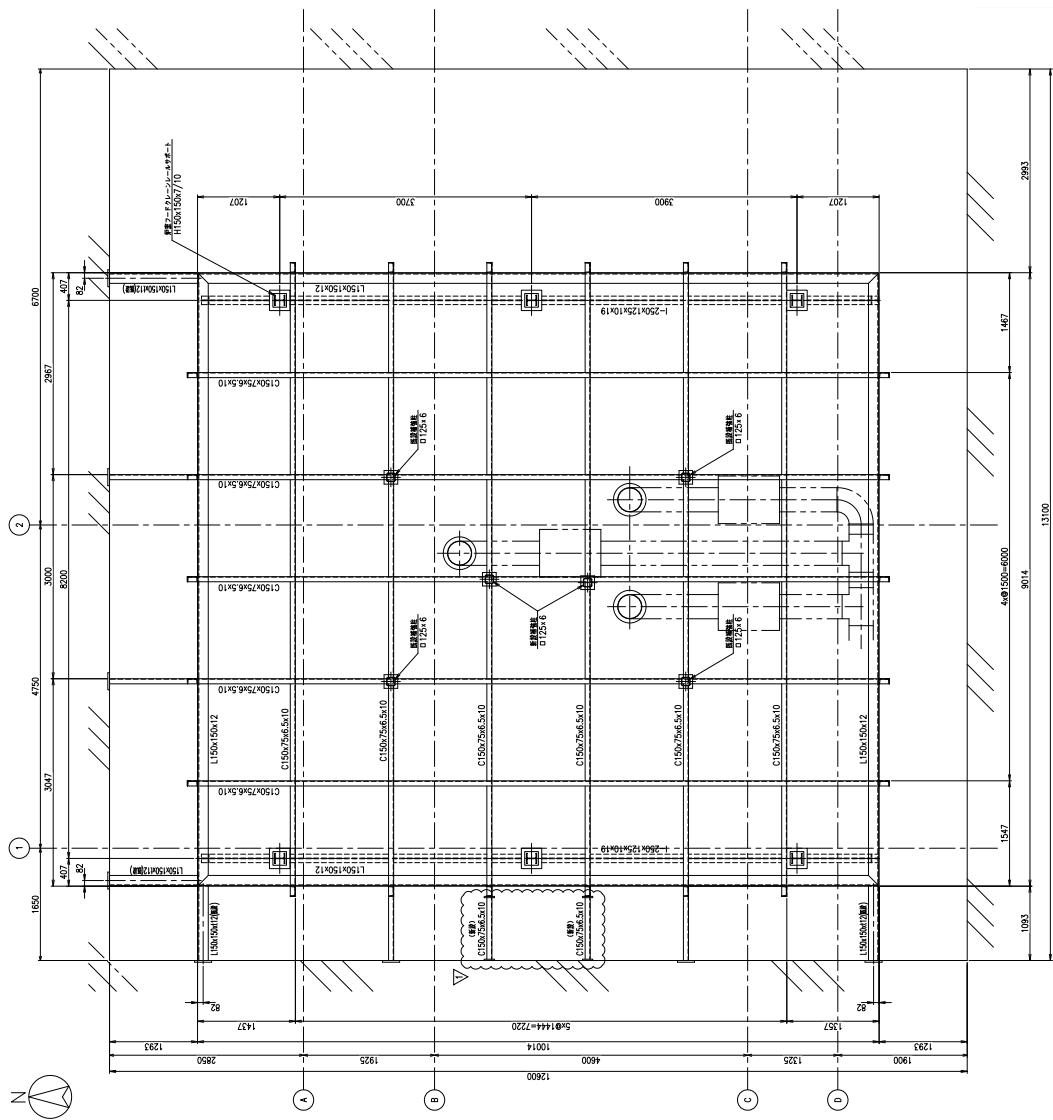
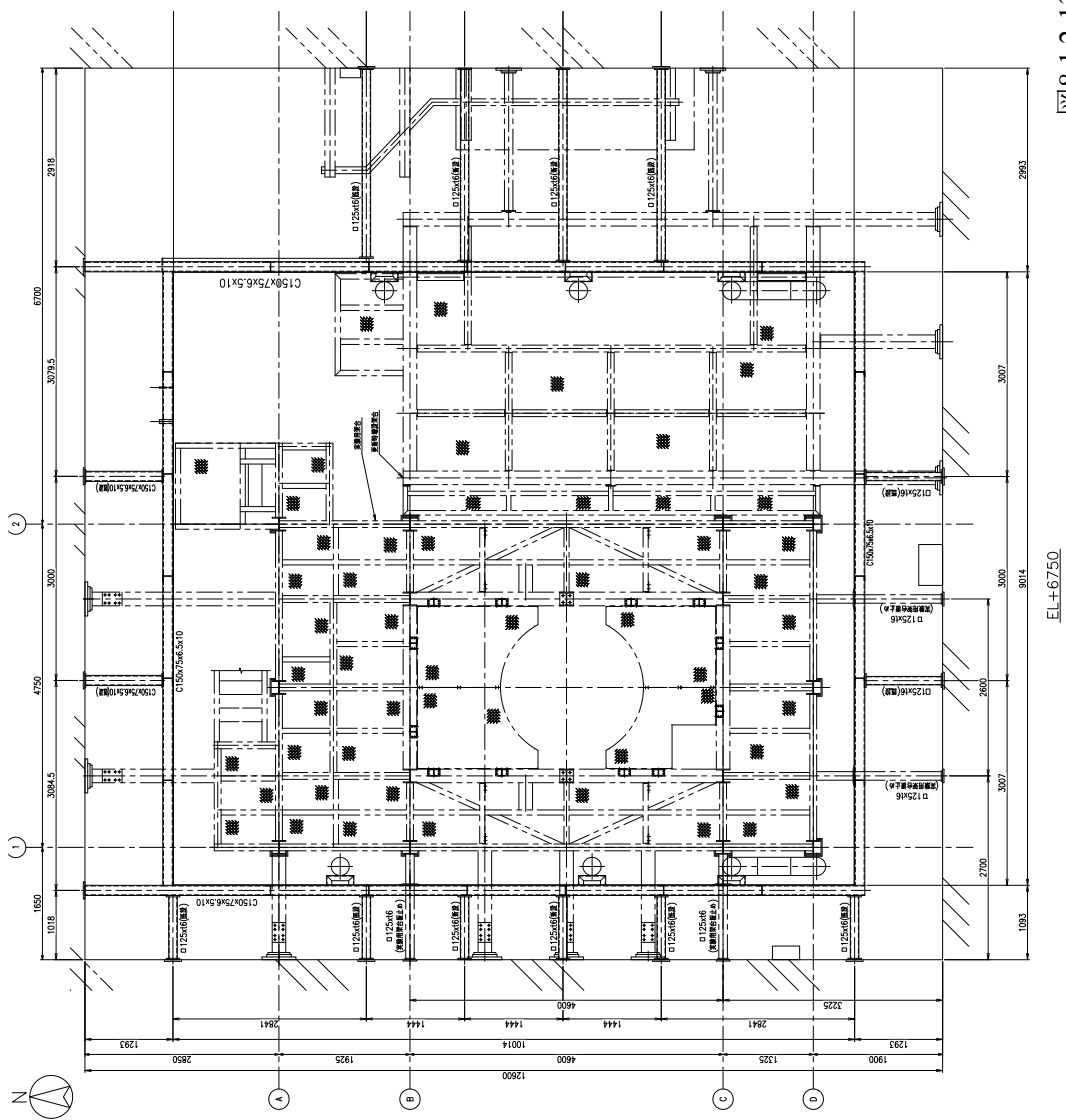


図8.1.2-13(1) 炉室フード改造図 (天井面)

天井面
(EL+10150)



EL+6750.

図8.1.2-13(2) 炉室フード改造図 (EL+6750)

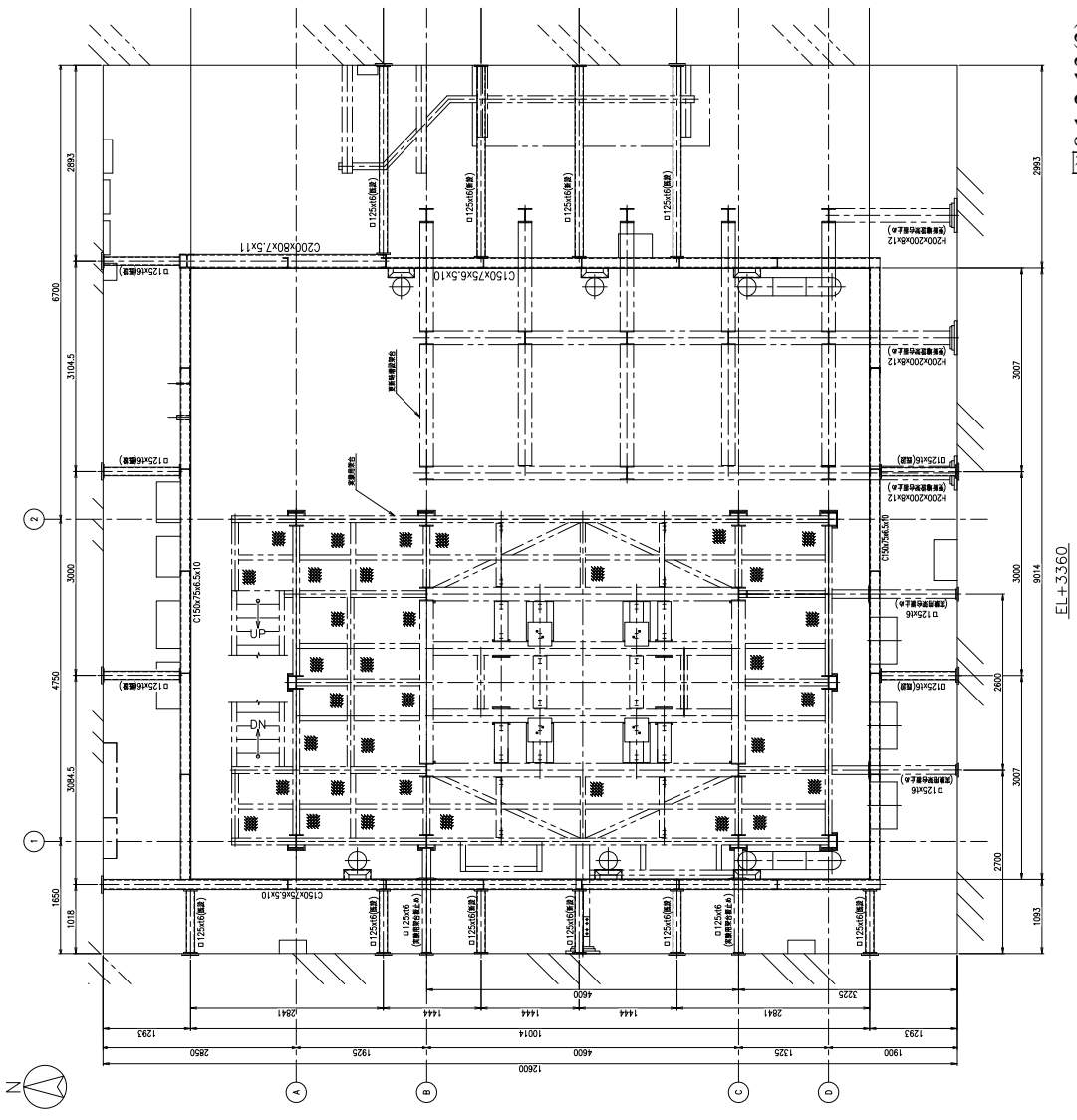
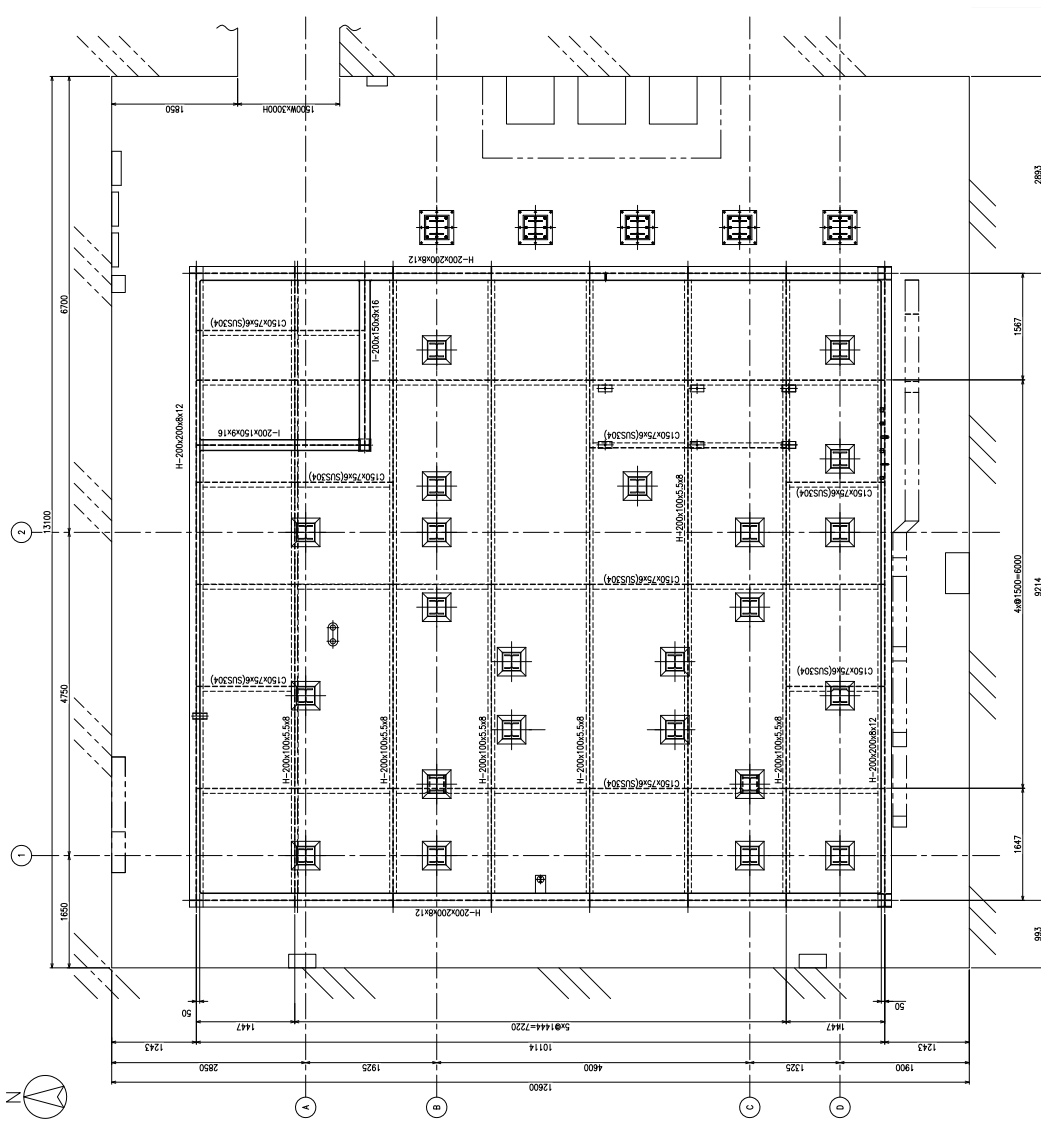


図8.1.2-13(3) 炉室フード改造図 (EL+3.360)

EL+3.360



床平面図

図8.1.2-13(4) 炉室フード改造図 (床平面)

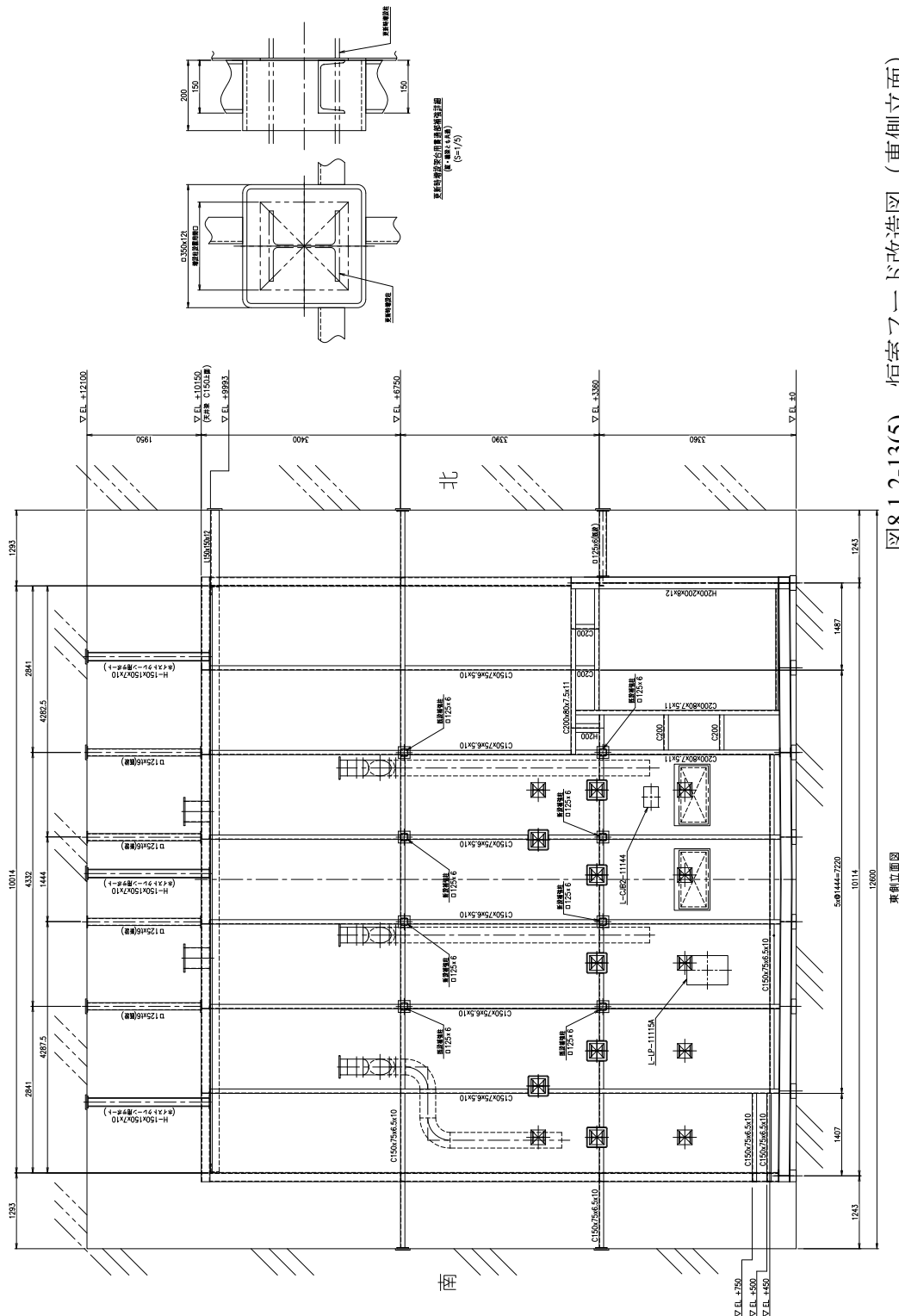


図8.1.2-13(5) 炉室フード改造図 (東側立面)

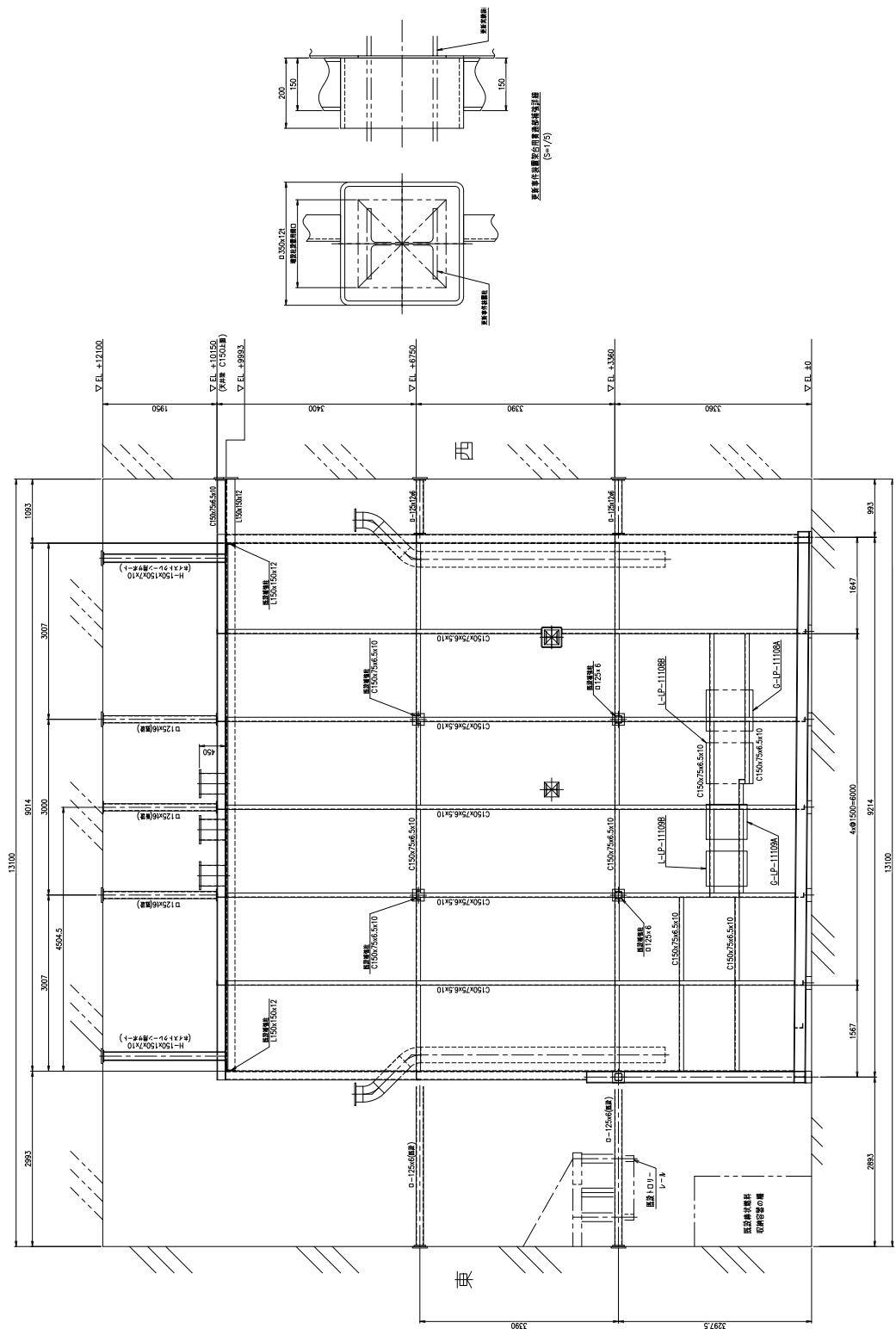


図8.1.2-13(7) 炉室フード改造図 (北側立面)

北側立面図

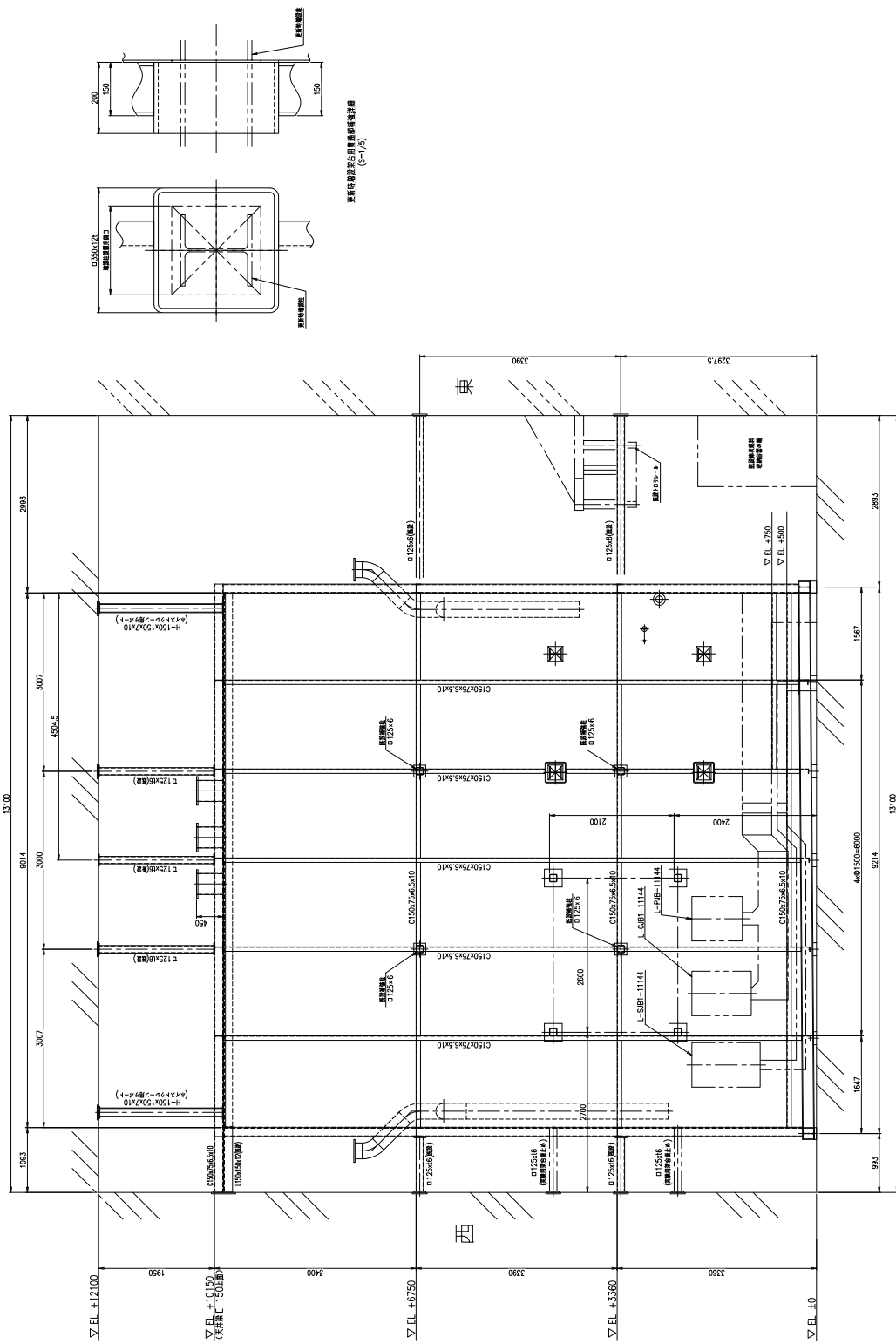


図8.1.2-13(8) 炉室フード改造図 (南側立面)

南側立面図

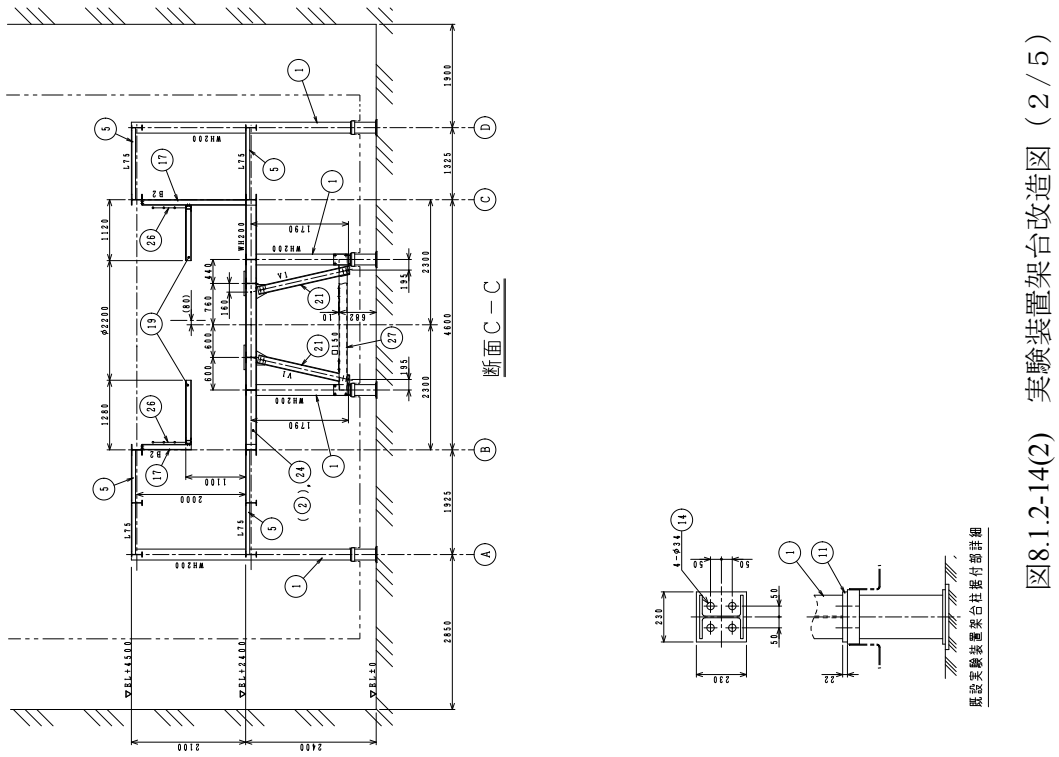


图8.1.2-14(2) 实验装置架台改造图 (2/5)

底座与横梁架台柱梁连接部详图

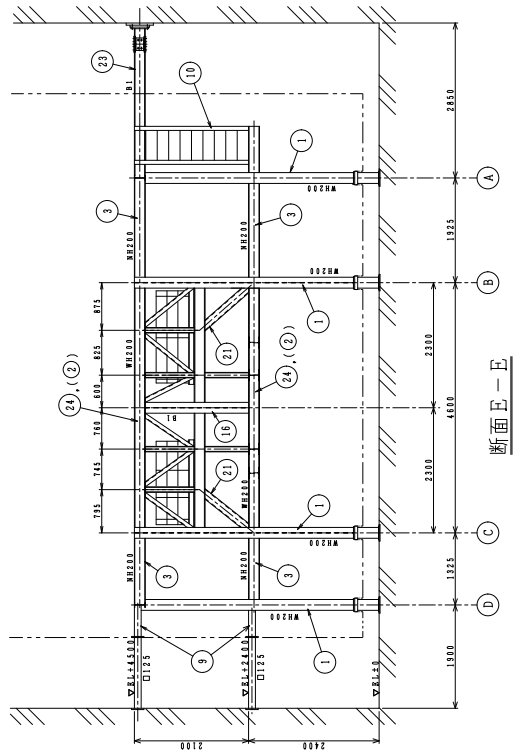
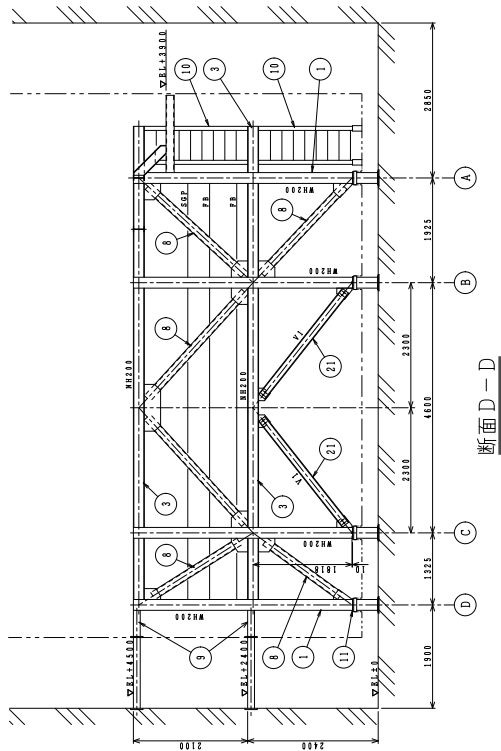
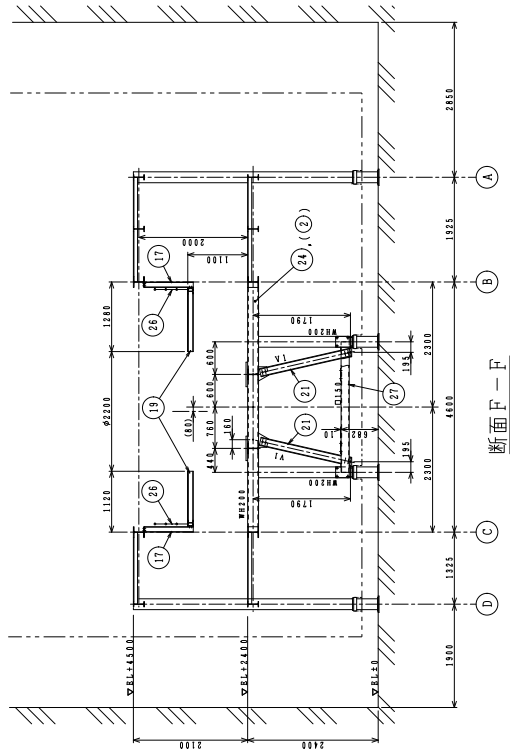


图8.1.2-14(3) 实验装置架台改造图 (3/5)

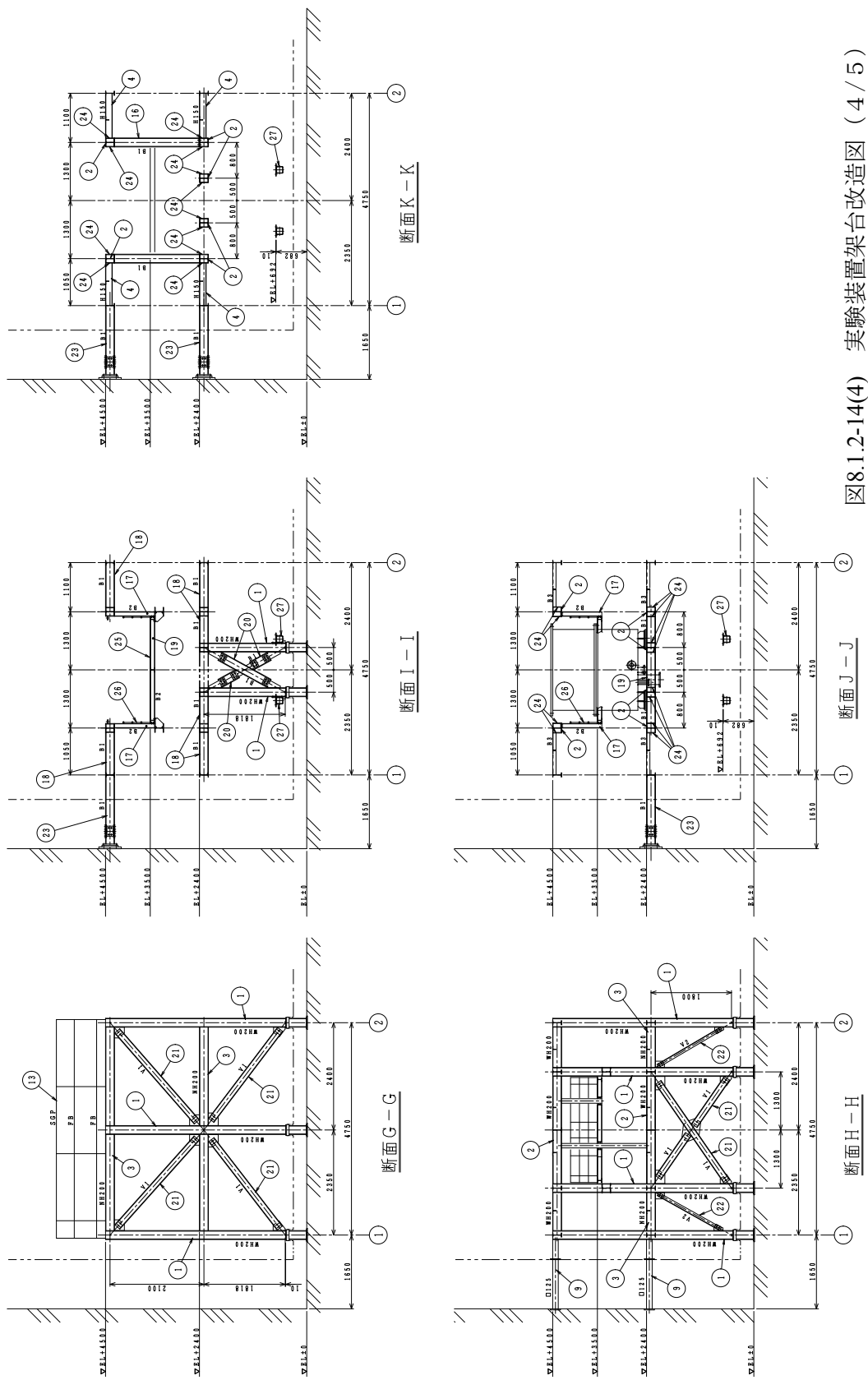


图8.1.2-14(4) 实验装置架台改造图 (4/5)

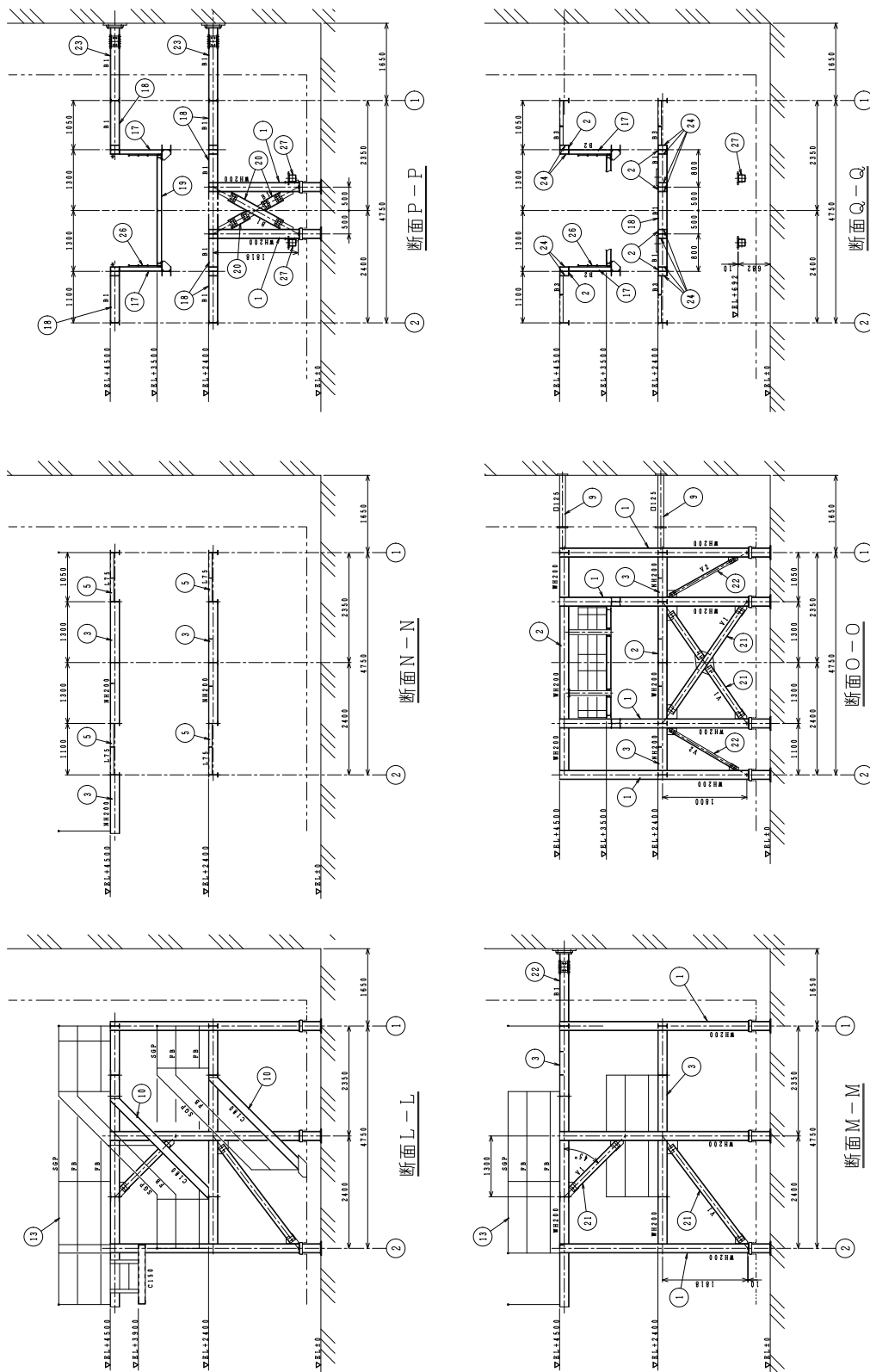


图8.1.2-14(5) 实验装置架台改造图 (5 / 5)

部号	品名	数量	材料	規格	備考
1	上筒継ぎ	1	SS400		
2	下筒継ぎ	1	SS400		
3	上筒フランジ	1	SS400		
4	上筒フランジ	1	SS400		
5	下筒フランジ	1	SS400		
6	底版	1	SS400		
7	70°-60度継ぎフランジ	4	SS400		
8	70°-60度フランジ	1	SS400		
9	変形	1	ABS/PP-70		
10	調整用蓋	1	SS400		
11	降子継ぎフランジ(1)	2	SS400		
12	降子継ぎフランジ(2)	2	SS400		
13	変形	1	SS400		
14	中継ボルトフランジ	1	SS400/SS400P		
15	中継ボルトフランジ	2	SS400		
16	変形ボルト	1	SS400		

設計仕様	
設計	調整用蓋(調整用フランジ)
主寸法	1 変形
主寸法	内径φ1870mm×高さ19148mm
設計圧力	静水圧(0.2MPa)
設計温度	80℃
主要材料	ステンレス鋼, 70°-60°フランジ
規格区分	材料標準 (JIS S400) 降子継ぎフランジ(1)(2)
安全規格	安全規格 (JIS B 8181)
フランジ仕様	降子継ぎフランジ P5-2
対象対象	有り
タンク容量	約 4.4 万 L (概ね 1700 m³)
重量	上筒継ぎ 1002kg
	下筒継ぎ 1302kg
	フランジ等 252kg
	調整用蓋 3150kg
	調整用蓋重量 (静水圧) 7.552kg

部号	名称	数量	規格	材質	規格	備考
N-1	調整用蓋	1	SS400			
N-2	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-3	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-4	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-5	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-6	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-7	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-8	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-9	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-10	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-11	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-12	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-13	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-14	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-15	調整用蓋フランジ	1	SS400			
N-16	調整用蓋フランジ	1	SS400			

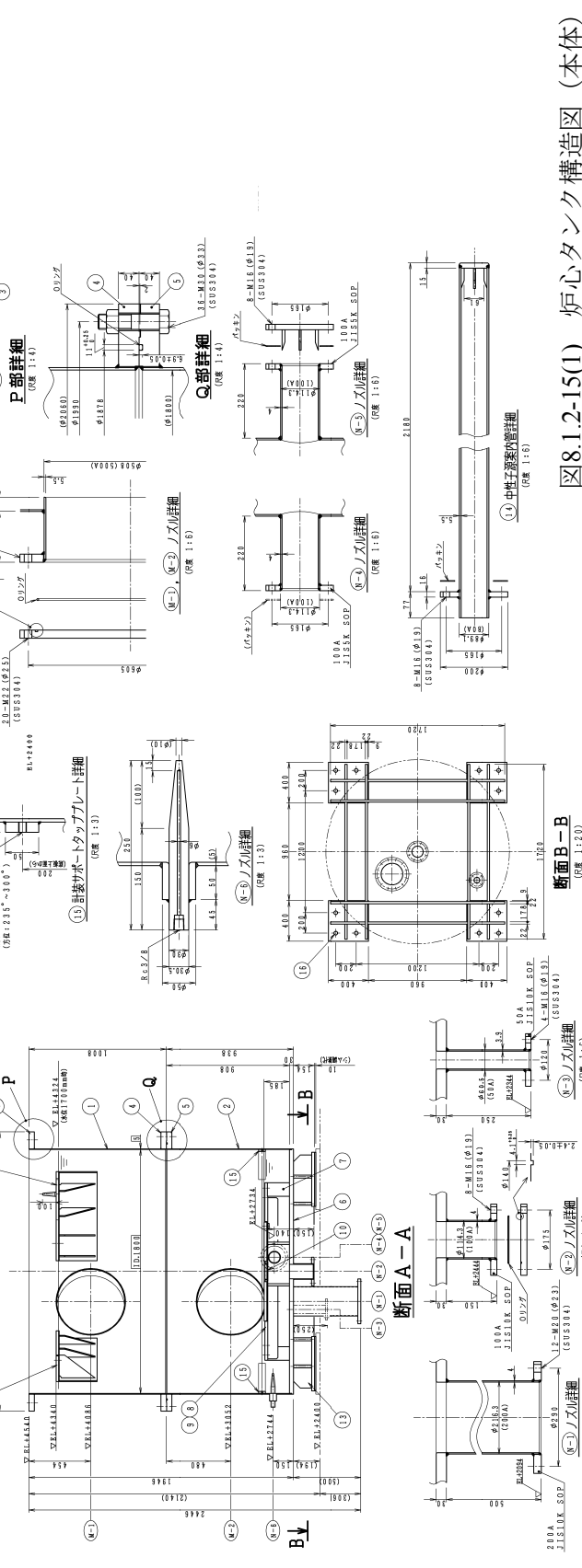
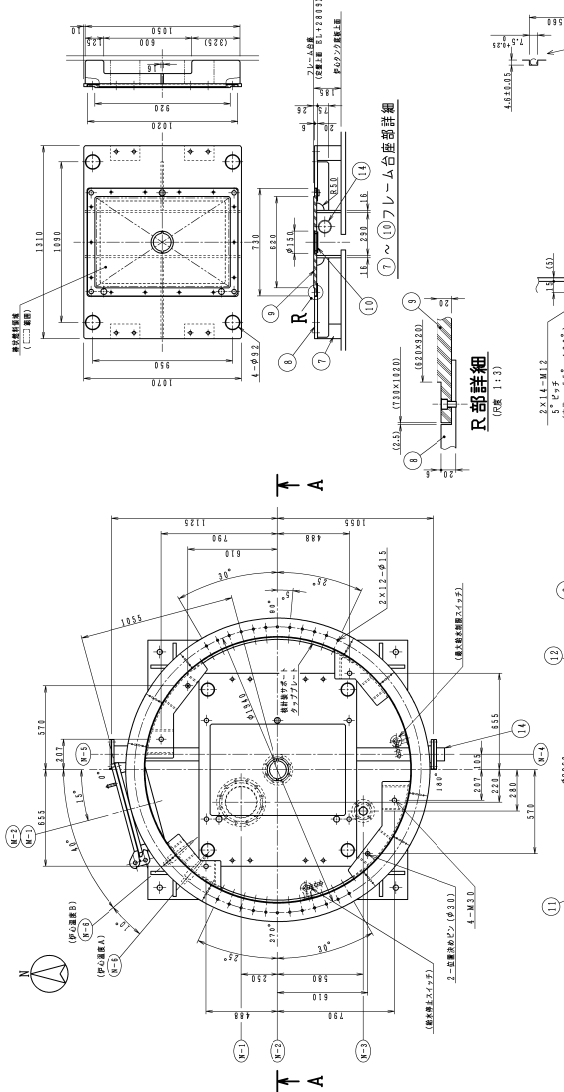
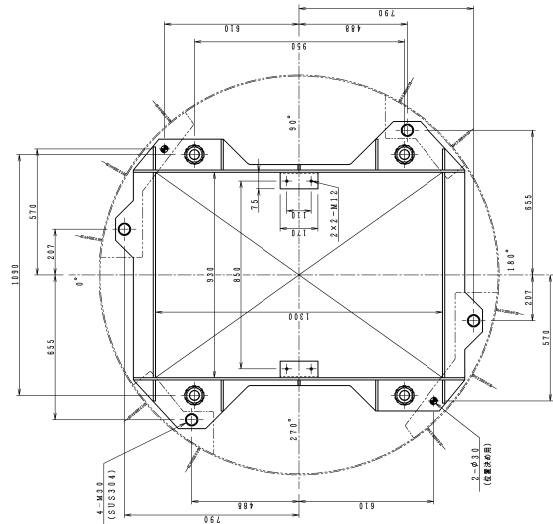


図8.1.2-15(1) 炉心タンク構造図 (本体)

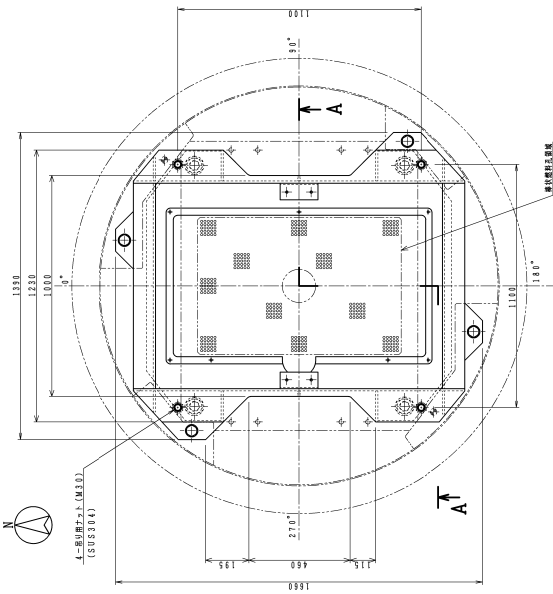
番号	品名	規格	主材料	数量	備考
1	格子板フレーム(左取)	1	SUS304	○	
2	格子板フレーム(右取)	1	SUS304	○	
3	格子板フレーム(上取)	1	SUS304	○	
4	タイロッド	4	SUS304	○	
5	スベーク	4式	SUS304TP	○	
6	格子板ユニット(取付)	1式	SUS304	○	
7	六角ナット	4	SUS316	○	M4.5

設計仕様	
型式	上部固定下部変位フレーム構造
基準	1 基準
主要寸法	幅 1000mm 高さ 1000mm 軸間距離 1000mm
設計圧力	0.0℃
設計温度	ステンレス鋼
機器区分	区分外
安全規格の項	P.S-2
耐震クラス	B
耐震履歴	耐7.00kE(準1)

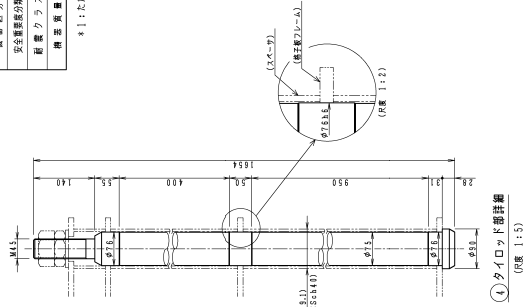
*1:ただし格子板取付部



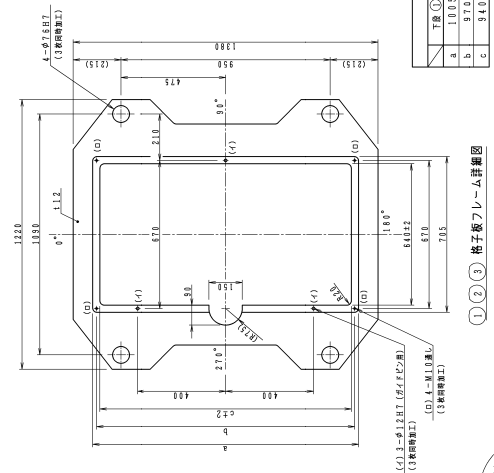
断面B-B



断面A-A

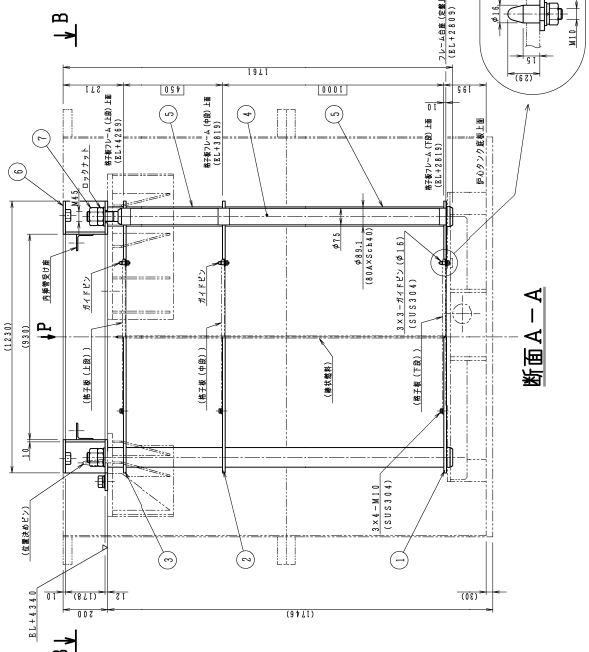


④ タイロッド部詳細 (図様 1:5)



① ② ③ 格子板フレーム詳細

寸法	格子板フレーム寸法
a	100.5
b	97.0
c	94.0



断面A-A

図8.1.2-15(2) 炉心タンク構造図 (格子板フレーム)

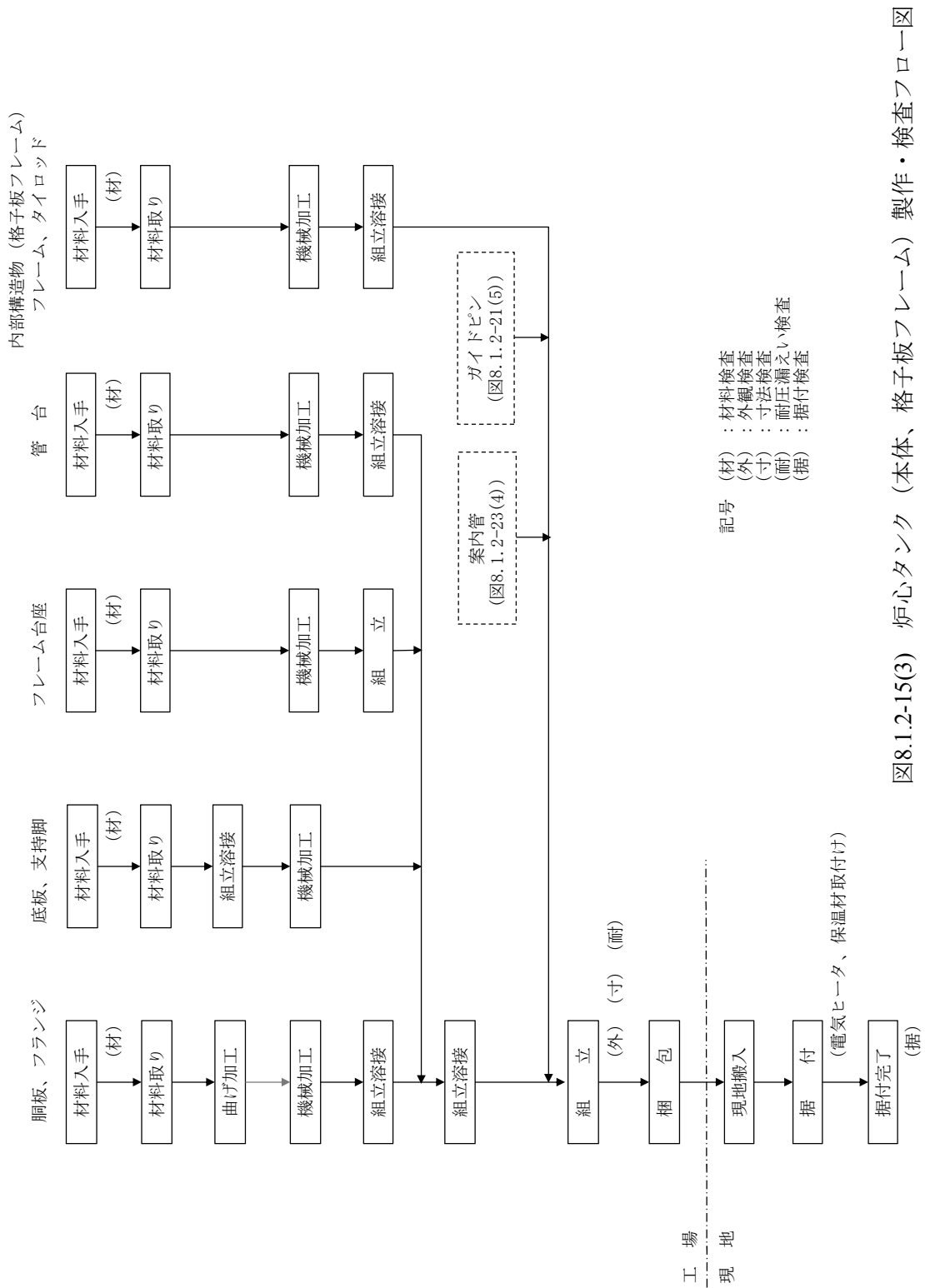


図8.1.2-15(3) 炉心タンク (本体、格子板フレーム) 製作・検査フロー図

部名	品名	数量	仕様	単位	標準
1	柱	1式	SS400	○	H200×200×8×12
2	梁	1式	SS400	○	H200×200×8×12
3	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
4	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
5	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
6	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
7	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
8	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
9	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8
10	梁	1式	SS400	○	H200×100×5.5×8

項目	仕様
型式	1 番
主筋寸法、容量	約7000×約4500×約4500kg
設計圧力	大気圧
設計温度	6℃
主筋材料	炭素鋼
構造区分	区分外
安全基準区分	PS-3
耐震クラス	C (7~9階部分) 準2種(中層部)
液体対象	無し
構造重量	約16000kg

品名	仕様
B1	H200×200×8×12
B2	H200×100×5.5×8
B3	C200×80×7.5×11
B4	D125×125×9
V1	C125×65×6×8

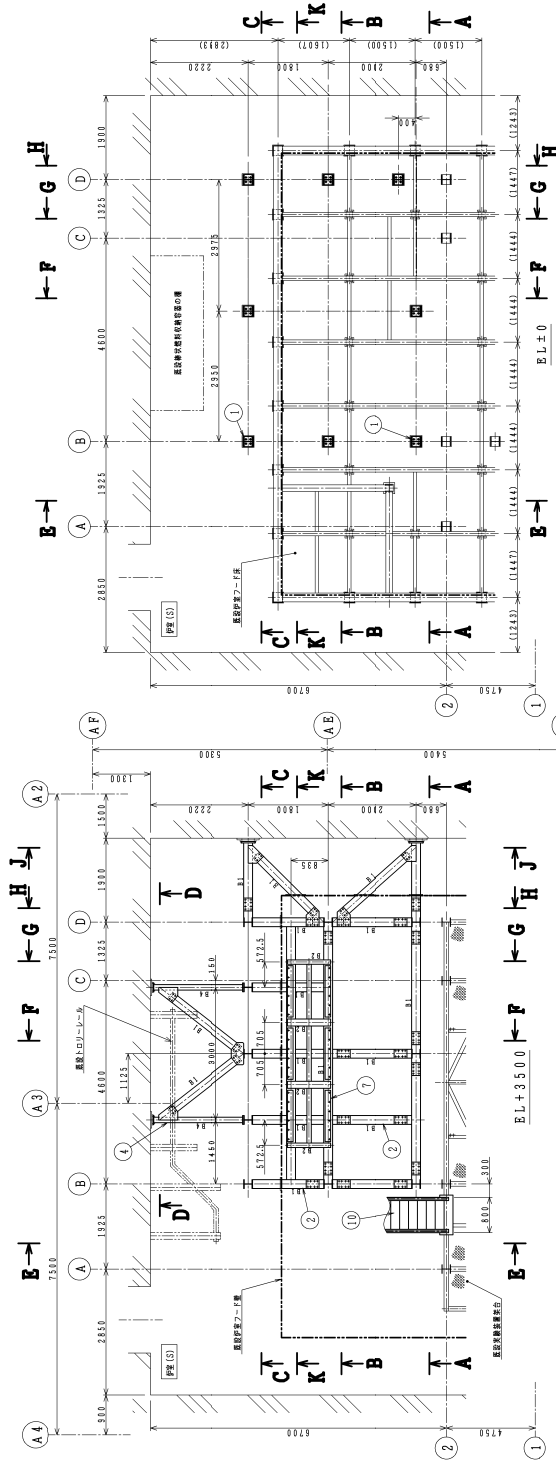
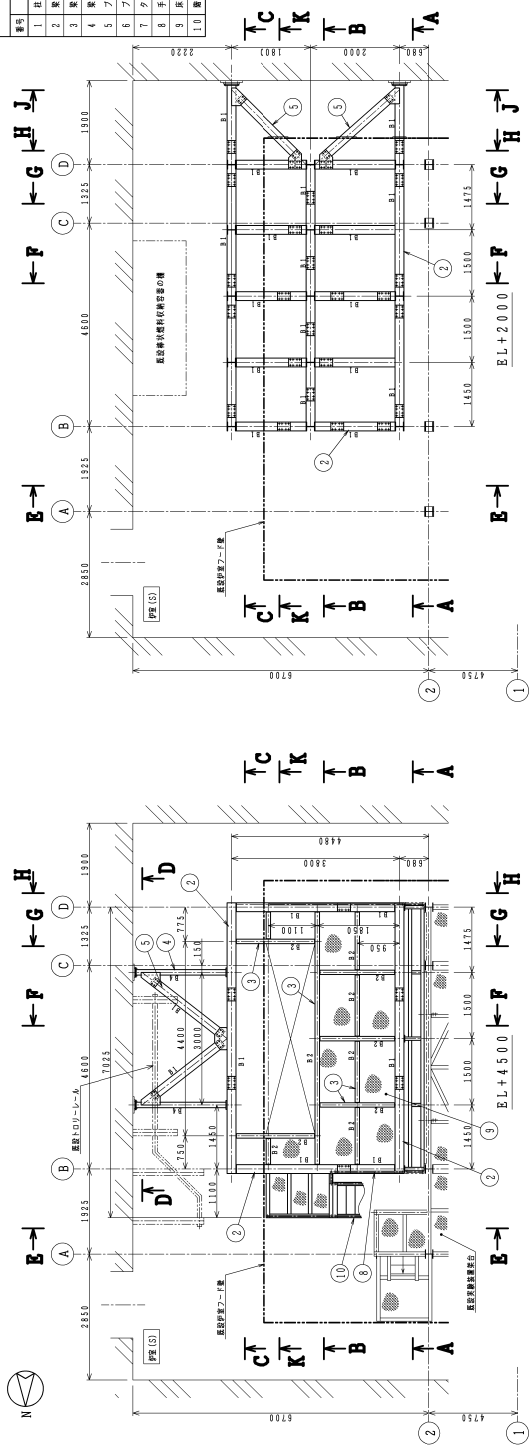
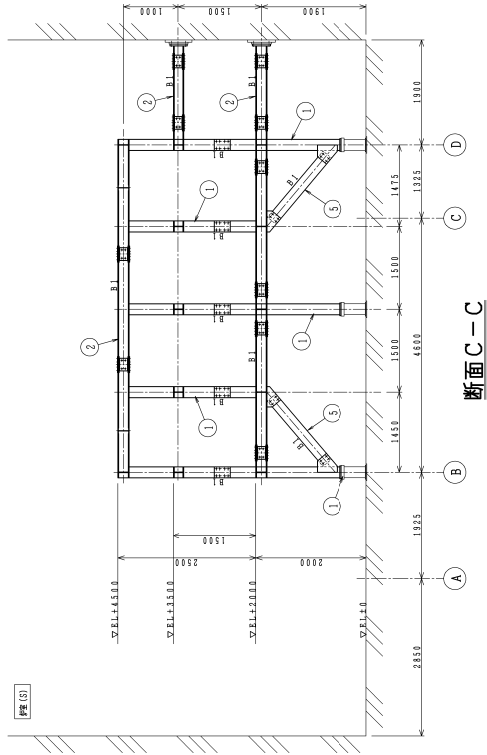
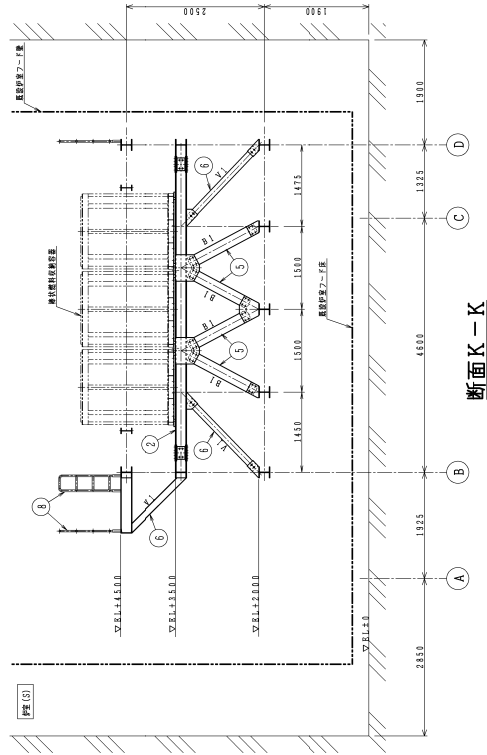


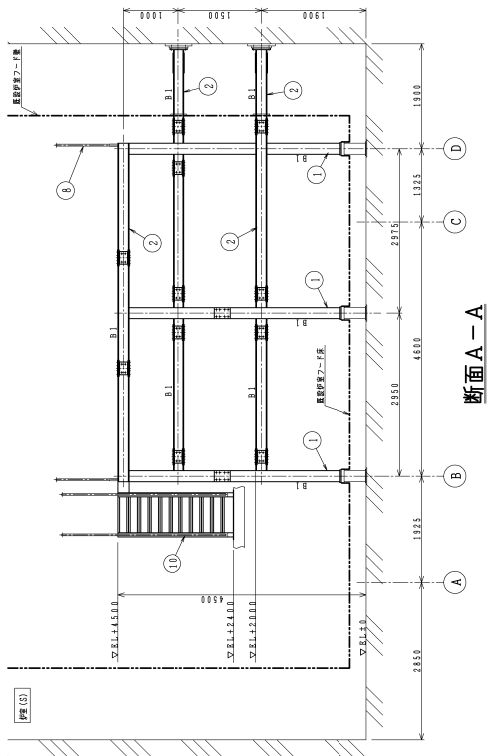
図8.1.2-16(3) 棒状燃料収納器構造図 (架台) (1/3)



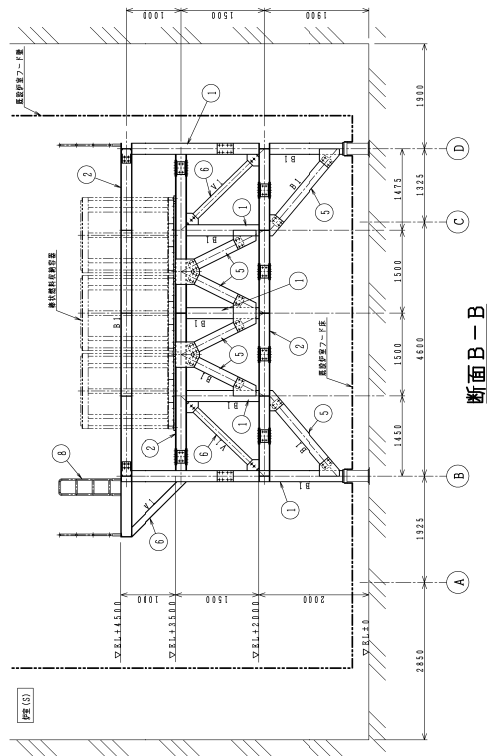
断面 C—C



断面 K—K



断面 A—A



断面 B—B

图 8.1.2-16(4) 棒状燃料收纳容器构造图 (架台) (2 / 3)

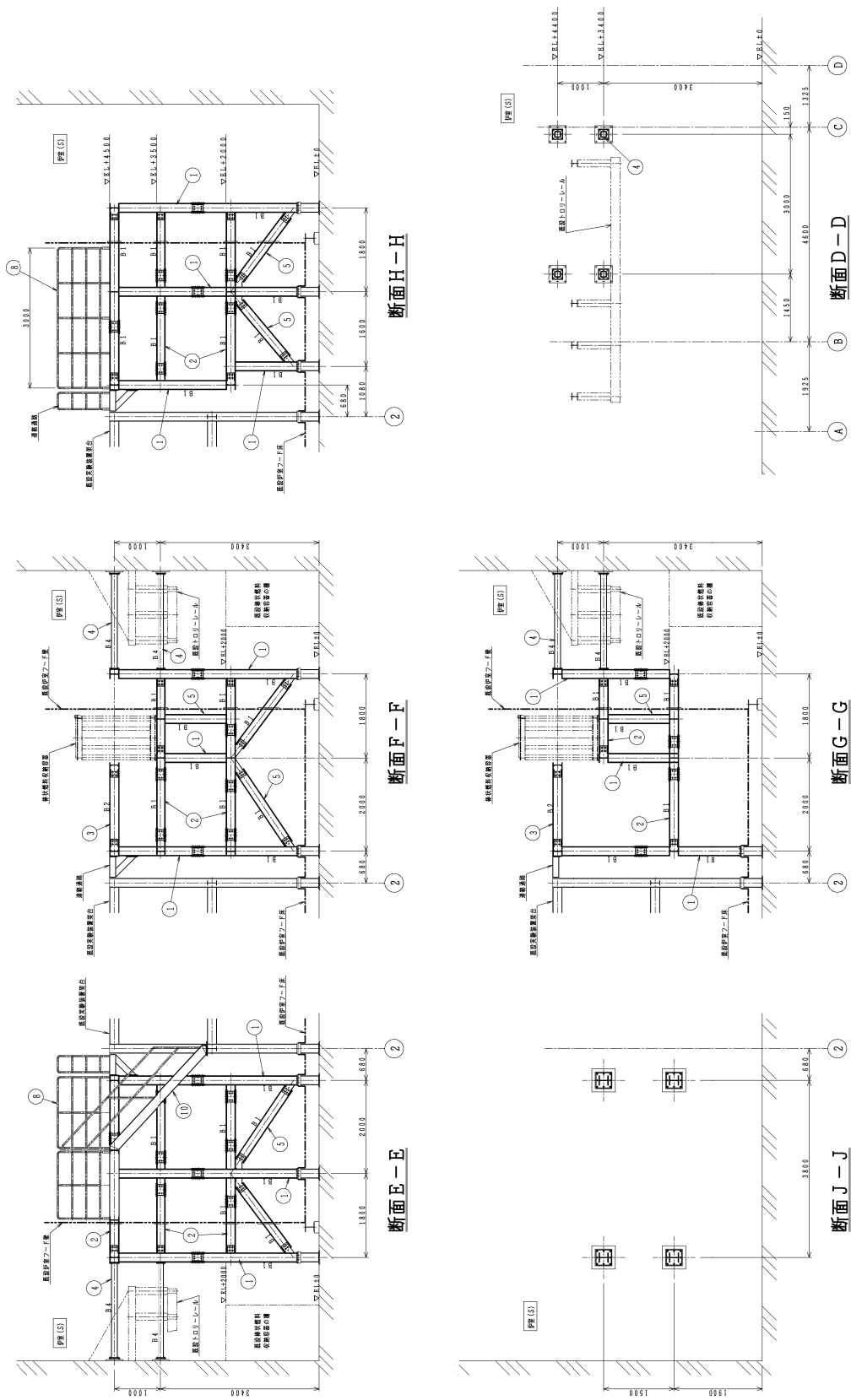


图8.1.2-16(5) 棒状燃料收纳器构造图 (架台) (3/3)

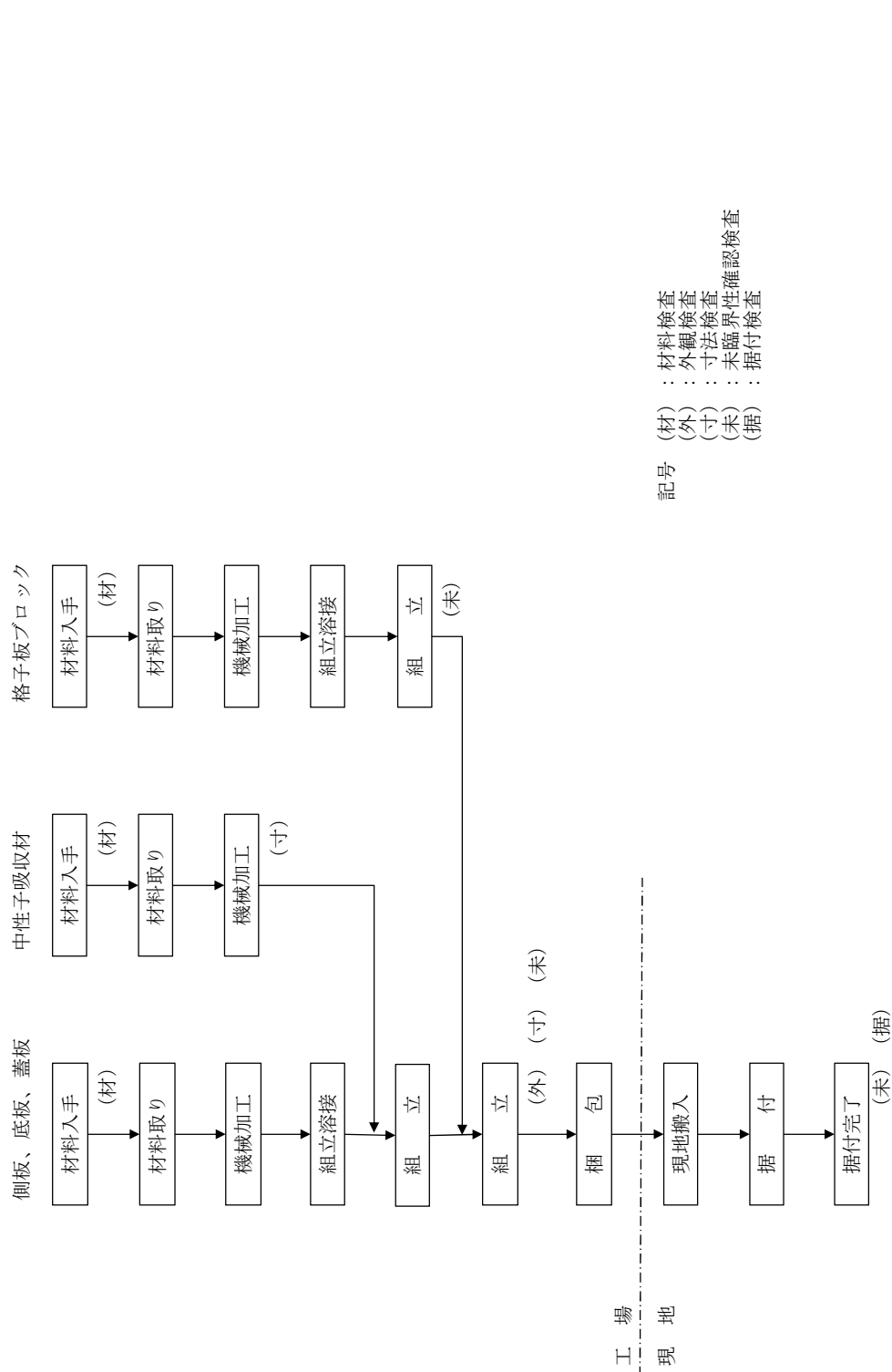


図8.1.2-16(6) 棒状燃料収納容器（本体）製作・検査フローー図※燃料貯蔵設備Ⅱ

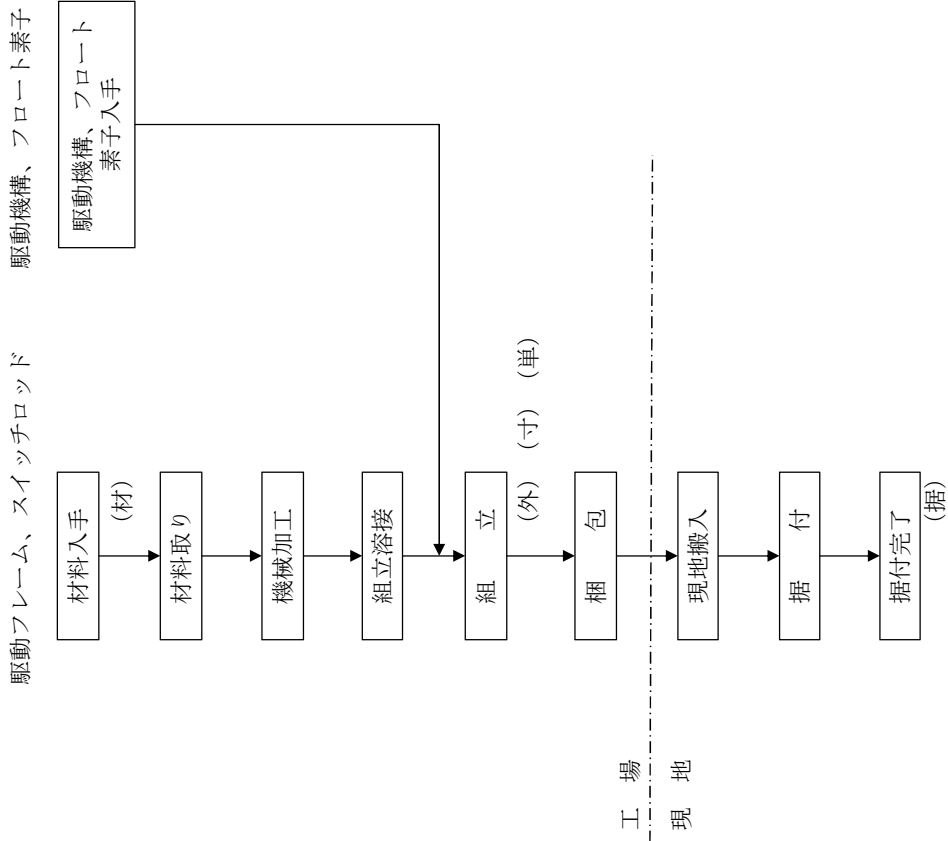


図8.1.2-17(3) 主要な計装（最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチ）^他製作要な^な梱^な装^なフロー図

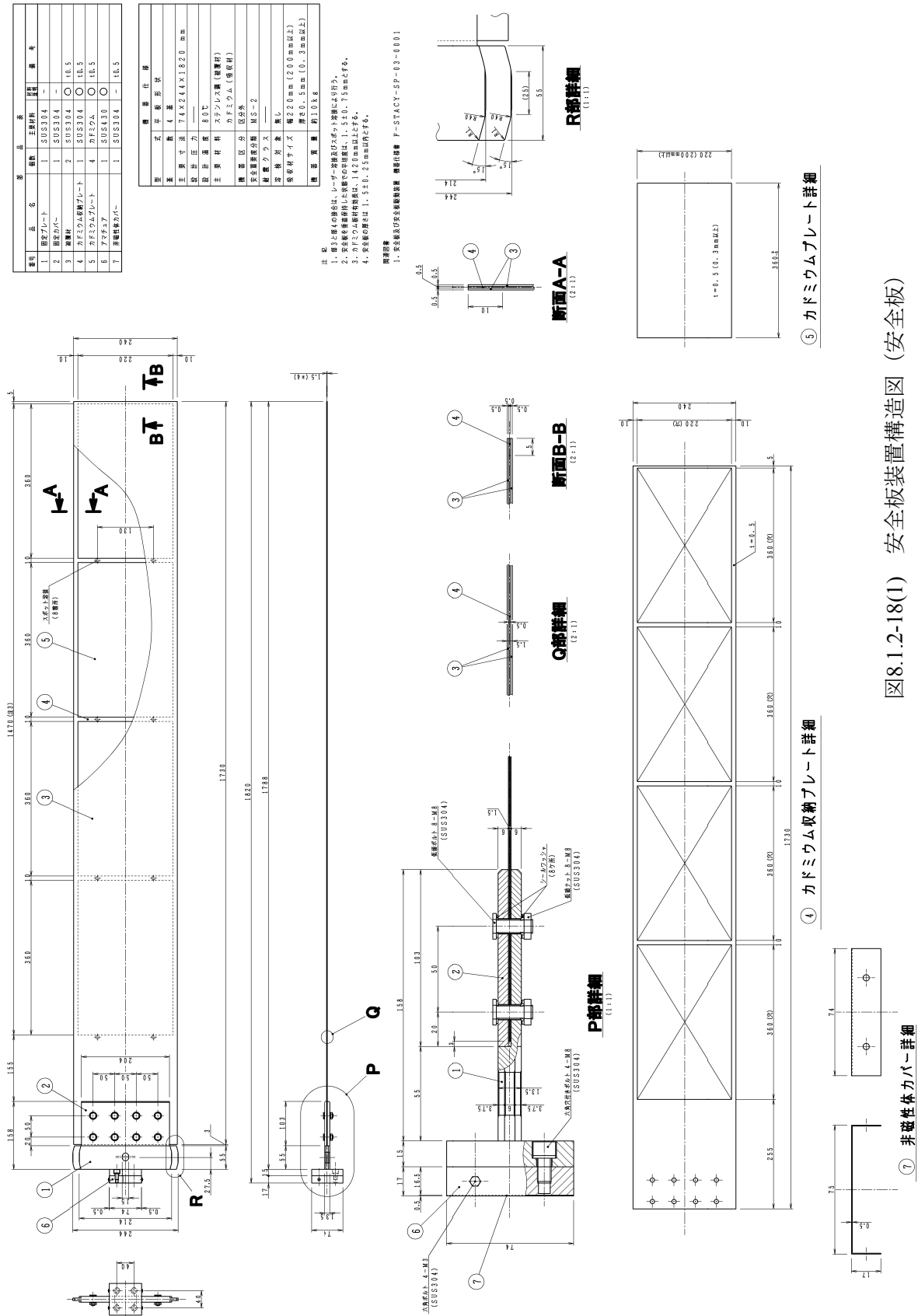


図8.1.2-18(1) 安全板装置構造図 (安全板)

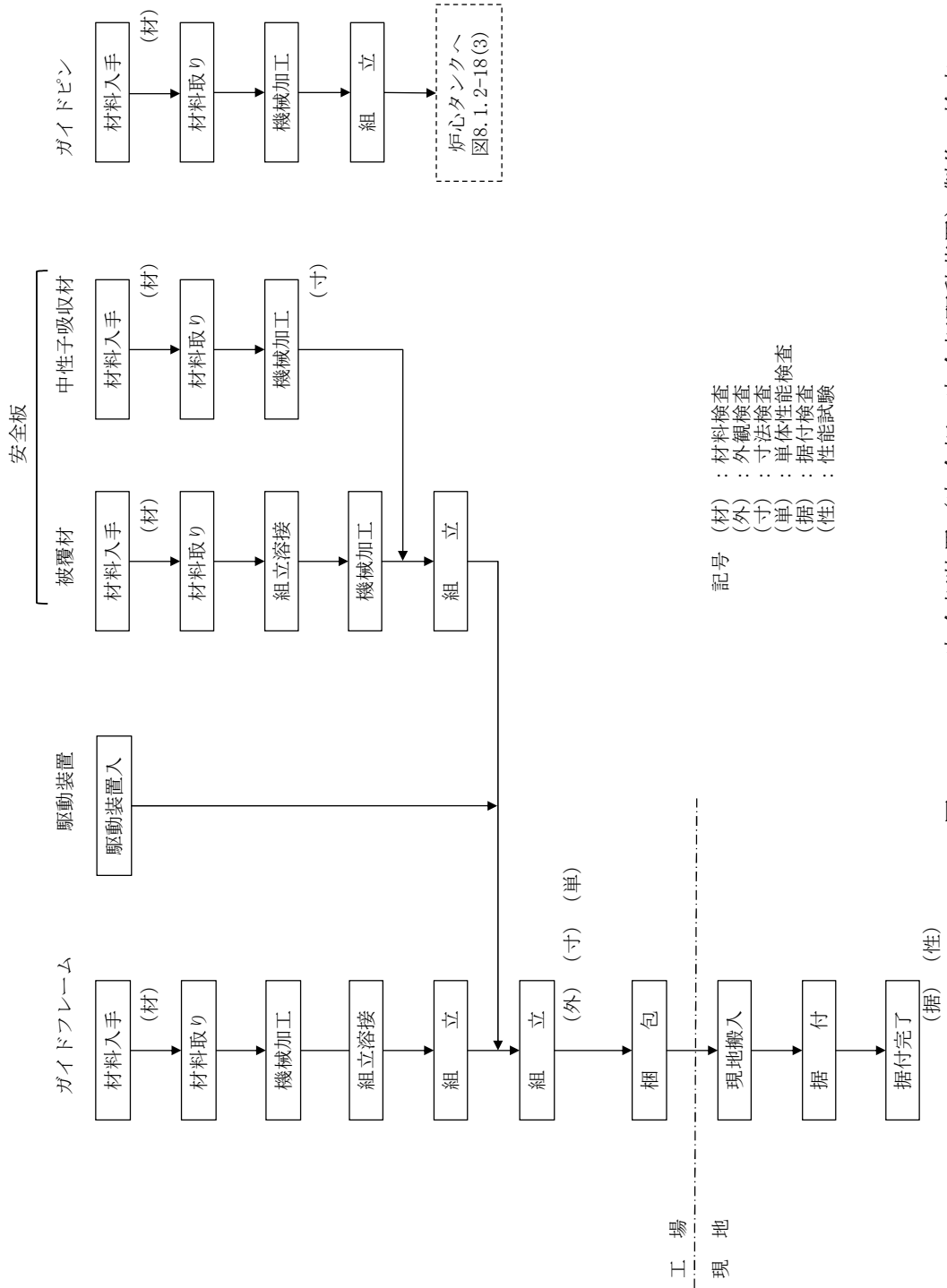


図8.1.2-18(5) 安全板装置 (安全板、安全板駆動装置) 製作・検査フロー図

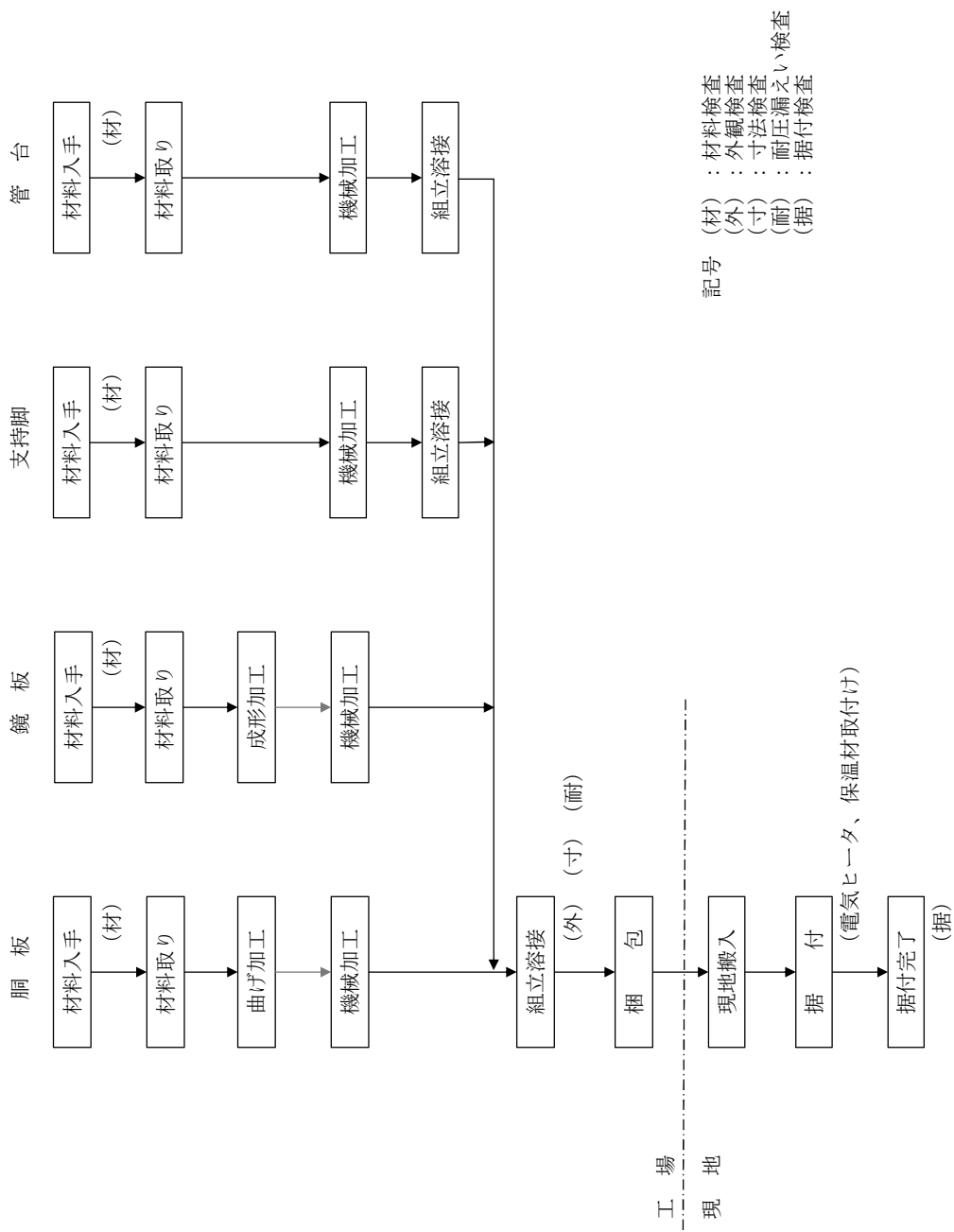
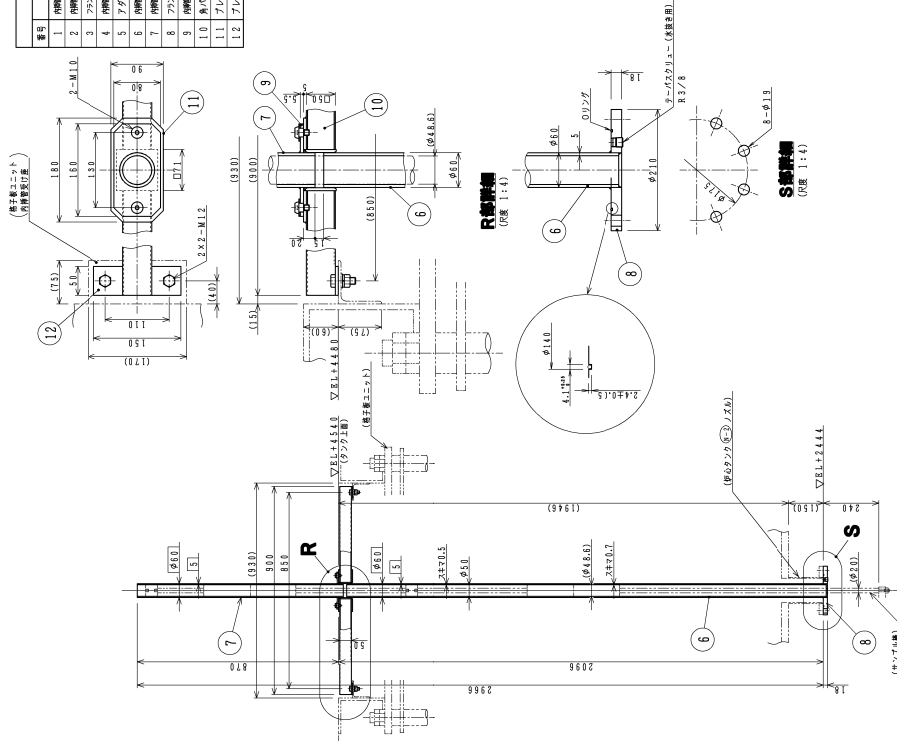


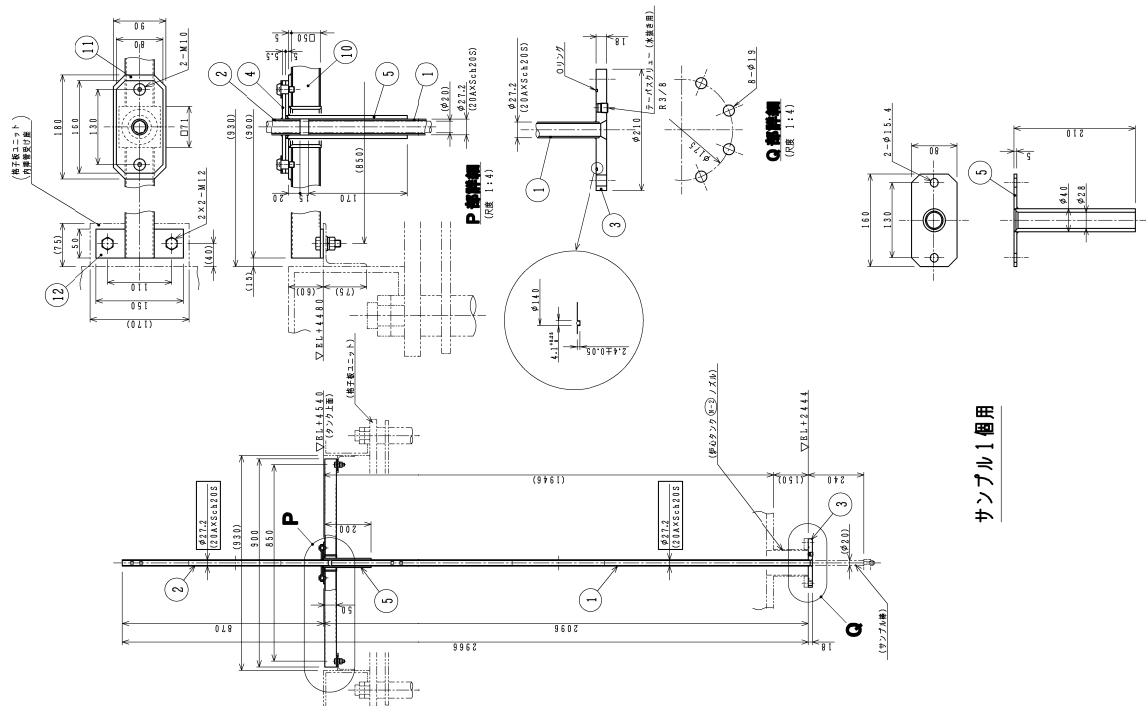
図8.1.2-19(2) ダンプ槽製作・検査フロー図

番号	品名	数量	主要材料	仕様	備考
1	押棒(1) (ワッパ用)	1	A5052T	○	
2	押棒(2) (ワッパ用)	1	A5052T	○	
3	ワッパ(ワッパ用)	1	A5052T	○	
4	ワッパ(ワッパ用)	1	A5052T	○	
5	アダプタ (ワッパ用)	1	SUS316L(PT)	—	
6	押棒(1) (ワッパ用)	1	A5052T	○	
7	押棒(2) (ワッパ用)	1	A5052T	○	
8	ワッパ(ワッパ用)	1	A5052P	○	
9	ワッパ(ワッパ用)	1	A5052P	○	
1.0	アダプタ	2	SUS316TP	○	未用
1.1	プレート(1)	1	SUS304	○	未用
1.2	プレート(2)	2	SUS304	○	未用

別式	設計仕様
型式	2分銅構造
基数	各1式
設計圧力	静水頭(最大2m)
設計温度	80℃
主要材料	アルミニウム
構造区分	区分外
安全継手区分	PS-3
継手クラス	B
検閲	静水(圧入/圧出検査等) 型式その他 ワッパ用: 891kg ワッパ用: 891kg



サンプル3×3 専用



サンプル1 専用

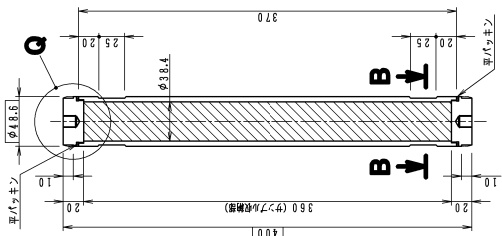
5 アダプタ (サンプル1専用) 詳細

(尺渡 1:4)

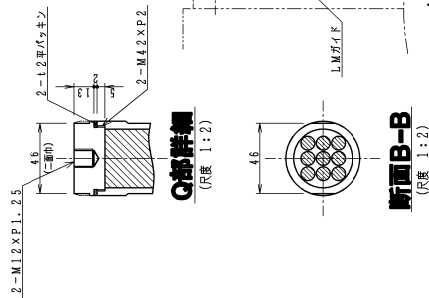
図8.1.2-20(2) 可動装置駆動装置構造図 (サンプル棒)

番号	品名	数量	主要材料	仕様	備考
1	サンプリング機 (1) (サンプリング機)	2式	A50327/A5052B	○	
2	サンプリング機 (2) (サンプリング機)	2式	A50327/A5052B	○	
3	サンプリング機 A	1	A5052B	○	共用, L200mm
4	サンプリング機 B	2	A5052B	○	共用, L475mm
5	サンプリング機 C	1	A5052B	○	共用, L1120mm
6	中間ガイド (サンプリング機)	1	A5052B	○	
7	中間ガイド (サンプリング機)	1	A5052B	○	
8	上部ガイド (サンプリング機)	1	A5052B	○	
9	上部ガイド (サンプリング機)	1	A5052B	○	

設計仕様	
型式	8分割構造、ネジ固定式
基数	各1式
設計圧力	大気圧
設計温度	80℃
主要材料	アルミニウム
耐震クラス	—
構造クラス	区分外
雰囲気	空気に
機器質量	サンプリング機:約3kg サンプリング機×3個時:約9kg



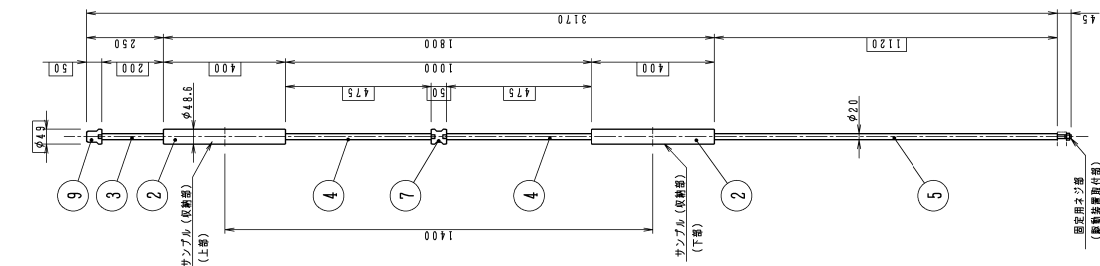
② サンプリング機部 (2) (サンプリング機) 詳細
(尺規 1:3)



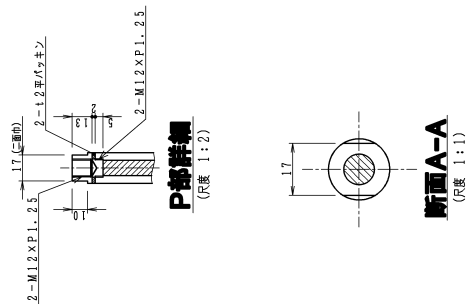
サンプリング機支持部詳細
(尺規 1:3)

サンプリング機部
(尺規 1:2)

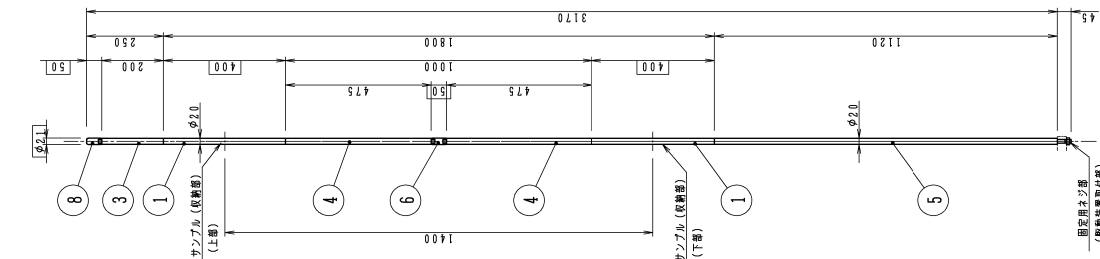
断面B-B
(尺規 1:2)



① サンプリング機部 (1) (サンプリング機) 詳細
(尺規 1:3)



断面A-A
(尺規 1:1)



サンプリング機部
(尺規 1:2)

図8.1.2-20(3) 可動装置物駆動装置構造図 (案内管)

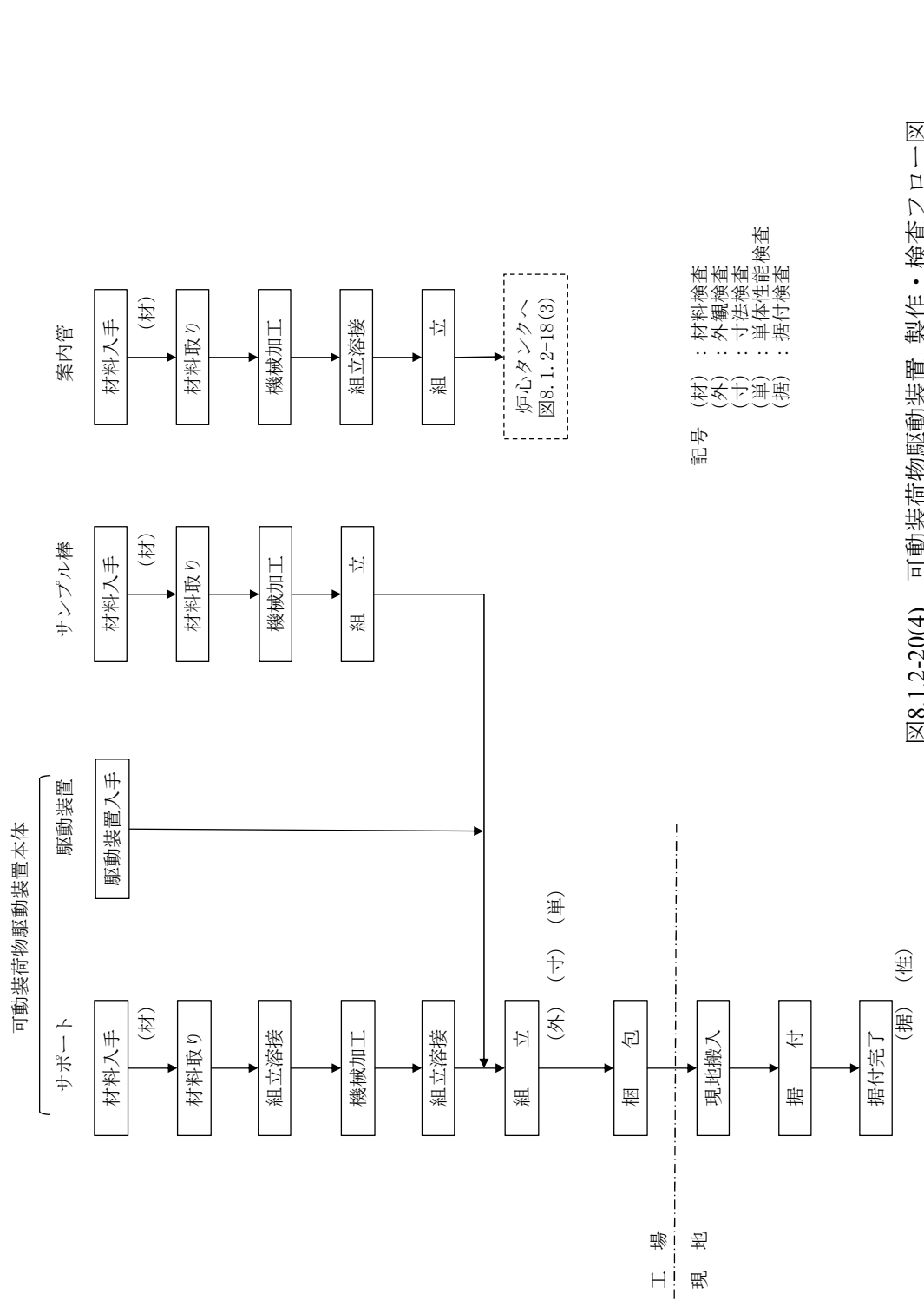


図8.1.2-20(4) 可動装荷物駆動装置 製作・検査フロー図

8.1.3 まとめ

STACY 更新炉原子炉本体の設計に係る平成 27 年度事業として、製作設計に向け設置変更許可申請との整合性を確保するための詳細設計の見直し及びその妥当性を確認するための設計計算評価を実施した。

整備工程上、早期に着手する必要がある主要な改造及び主要な新設機器につて、実施レベルの改造設計及び製作設計を行った。

なお、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、STACY 整備工程計画の見直しも併せて行った。

主な設計成果は以下のとおりである。

(1) 詳細設計の見直し

- ・全体設計（プロセスフローダイアグラム、配管計系統図、配管配置図）への既存設備取り合い、施工性、保守性等に関する設計レビュー結果の反映
- ・機器設計における設置変更許可申請内容（要求機能、重要度分類等）との整合性確保
- ・設計計算評価による詳細設計の妥当性確認

(2) 主要な改造設計・製作設計

- ・改造工事における部材調達仕様、材料検査の要否に関する情報、施工手順等の検討に必要な情報を含む実施レベルの改造図面を作成
- ・主要な機器製作における主要部材及び購入部品の調達仕様、材料検査の要否に関する情報、部品加工指示図面作成に必要な情報を含む製作レベルの機器構造図を作成
- ・主要な計装（最大給水制限スイッチ等）へのモックアップ試験成果の反映
- ・製作・据付管理に資する製作・検査の手順フロー図の作成

(3) 整備工程表の見直し

- ・STACY 更新炉の整備工程表の作成（見直し工程）

8.2 臨界実験炉心の検討

平成 27 年度事業では、STACY 更新炉における臨界実験に先立つ炉心構成の検討のため、燃料デブリを模擬した構造材模擬体によるデブリ模擬炉心の核特性の検討（第 8.2.1 節）を行った。また、更新炉の炉心タンク等に使用しているステンレス構造材の反応度効果の影響の評価（第 8.2.2 節）及び実験炉心の減速材対燃料体積比を減速不足側に拡張するための検討（第 8.2.3 節）を実施した。

8.2.1 構造材模擬体によるデブリ模擬炉心の核特性検討

8.2.1.1 目的及び概要

(1) 目的

1F 内部に存在する実際の燃料デブリ組成は本稿執筆時点（平成 29 年 2 月）においても不明であるが、炉心熔融時に熔融燃料と炉心構造材とが混合したことに加え、格納容器床面において熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を起こし、MCCI 生成物が形成された可能性が示唆されている¹⁾。このため、デブリ模擬臨界実験においては、燃料と原子炉構造材（主に鉄及びコンクリート）が混合した体系が重要なターゲットとなる。

本事業では、STACY 更新炉を用いたデブリ模擬臨界実験として、サンプル照射領域に燃料デブリを模擬したサンプル（デブリ模擬燃料体）を装荷する実験と、炉心の一部領域又は全領域に燃料デブリを模擬した材料（構造材模擬体）を装荷する実験の二種類を計画している。実験に先立ち、構築するデブリ模擬炉心の炉心特性を事前に検討し、実燃料デブリとの差異について把握する必要がある。

(2) 概要

前節に示した目的を達成するため、本報告では、STACY 更新炉に構造材模擬体を装荷するデブリ模擬炉心について、実験計画の中でも早期に実験が可能と予想できる炉心モデルを選定し、臨界解析によりその炉心特性を検討する。また当該モデルの非均質効果について検討するため、モデルを構成する物質の一部又は全部を均質混合化することにより非均質性の異なるモデルを作成し、臨界解析により得られる炉心特性からモデル間における非均質効果の差異についても検討する。

8.2.1.2 成果報告

(1) 炉心モデルの設定

① 設定条件

本事業で検討する炉心モデルは、実験計画の中でも早い段階に構造材模擬体によるデブリ模擬臨界実験が実施可能となるよう、以下の条件を考慮する。

- ・棒状燃料と軽水減速材により構成される基本的な炉心構成から炉心構造物の大きな変更を可能な限り廃する
- ・構造材模擬体による炉心特性への影響を明瞭にするため簡素な体系とする
- ・炉心パラメータの変更が容易な高い拡張性を有する体系とする

これらの条件を考慮した上で、STACY 更新炉で現実的に構築可能な体系から炉心モデルを策定する。

② 設定結果

上記の条件を考慮し、棒状燃料と軽水により構成される基本的な炉心から、一部の棒状燃料を同形状の構造材模擬体へと置換することにより構成するデブリ模擬炉心モデルを策定した。

このモデルを本報告書内では「STACY デブリ模擬体系」と仮称する。

STACY デブリ模擬体系は以下の特徴を有する。

- ・棒状燃料から構造材模擬体への置換本数を核的制限値の範囲内で自由に変更できるため、炉心構成範囲は広く、高い自由度を有する。
- ・格子板を新規作成する必要がない。
- ・棒状燃料と構造材模擬体の置き換え位置に制限がない。

(2) 臨界解析

① 解析条件

解析では、策定した STACY デブリ模擬体系に加えて、当該体系とインベントリが等しく非均質性の異なる体系を 2 種類、計 3 種類の体系を対象に無限体系による臨界解析を実施した。

検討対象とした体系は以下の 3 とおりである：

STACY モデル：棒状燃料を配列した 2×2 の格子（以下「サブ格子」という。）を最小単位とし、一つのサブ格子当たり 1 本の棒状燃料を、棒状燃料と同一形状の構造材模擬体に置換した体系。

DW-Hetero モデル：棒状燃料 3 本と構造材模擬体 1 本とを均質混合した混合物燃料体をサブ格子の全セルに装荷する体系。

DW-Homo モデル：サブ格子内の全領域を均質化した体系。

各解析モデルの構成図を図 8.2.1-1 から図 8.2.1-3 に示す。また、STACY モデルの棒状燃料、軽水減速材及び構造材模擬体における原子個数密度を表 8.2.1-1 に示す。DW-Hetero モデル及び DW-Homo モデルにおける各領域の原子個数密度は STACY モデルの単位格子内の原子個数密度を維持している。

解析コードには日本原子力研究開発機構が作成したモンテカルロコード MVP-2.0 を、評価済み各データライブラリは JENDL-3.3 を使用した。

STACY モデル及び DW-Hetero モデルの格子間隔を変化させることで、モデル内のウラン - 水素の原子個数密度比 (H/U) を変化させ、炉心解析の変数とした。

なお、本検討におけるウラン-ケイ素の原子個数密度比 (Si/U) は約 0.23 である。

格子間隔の変化範囲は STACY 更新炉の原子炉設置変更許可申請書に記載の制限の通り、減速材-燃料体積比 (V_m/V_f) 0.9~11 を満足する範囲とした。本検討の STACY モデルにおける格子間隔と減速材-燃料体積比、水素-ウラン原子数密度比を表 8.2.1-2 に示す。

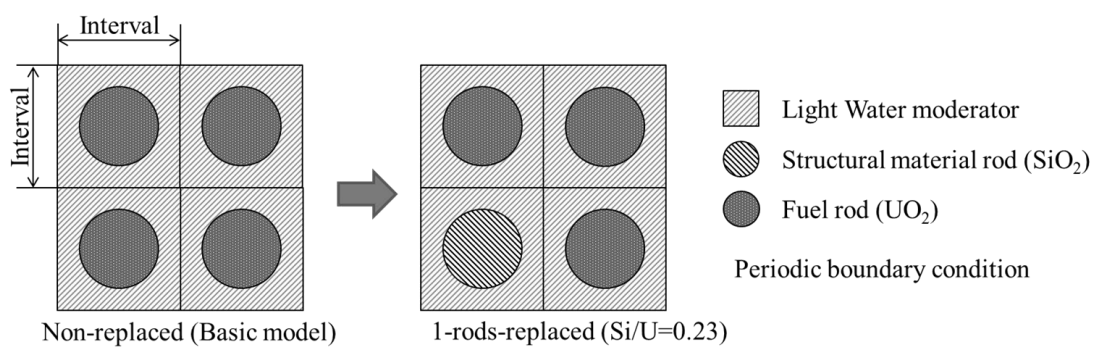


図 8.2.1-1 STACY 更新炉におけるデブリ模擬体系 (STACY モデル)

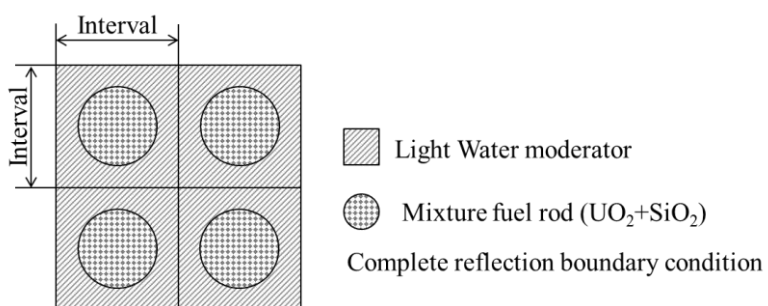


図 8.2.1-2 燃料及び構造材領域を均質化した体系 (DW-Hetero モデル)

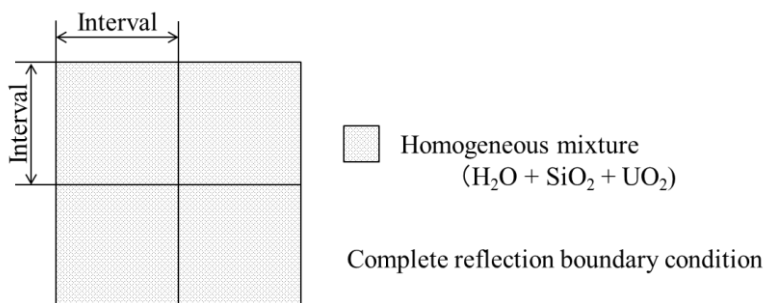


図 8.2.1-3 単位格子内の全領域を均質化した体系 (DW-Homo モデル)

表 8.2.1-1 原子個数密度 (棒状燃料、軽水減速材、構造材模擬体)

Uranium dioxide (UO ₂)		Light-water (H ₂ O)		SiO ₂ (1.62g/cm ³)	
Nuclide	Number density (10 ²⁴ /cm ³)	Nuclide	Number density (10 ²⁴ /cm ³)	Nuclide	Number density (10 ²⁴ /cm ³)
U-235	1.1757 × 10 ⁻³	H-1	6.6658 × 10 ⁻²	Si-28	1.5326 × 10 ⁻²
U-238	2.2057 × 10 ⁻²	O-16	3.3329 × 10 ⁻²	Si-29	7.7605 × 10 ⁻⁴
O-16	4.6465 × 10 ⁻²			Si-30	5.1515 × 10 ⁻⁴
				O-16	3.1761 × 10 ⁻²

表 8.2.1-2 格子間隔と水素-ウラン原子個数密度比及び減速材-燃料体積比

Si/U=0.23	Lattice Interval [cm]					
	1.09	1.29	1.49	1.70	1.91	2.13
H/U	4.8	8.3	12.3	17.2	22.7	29.1
V _m /V _f	1.7	2.9	4.3	6.0	7.9	10.1

② 解析結果

1) 無限増倍率

臨界解析の結果得られた各解析モデルにおける無限増倍率 k_{∞} の推移を図 8.2.1-4 に示す。どの解析モデルにおいても、H/U の増加に伴い無限増倍率 k_{∞} が一旦上昇し、最適減速領域を過ぎると下降する傾向が確認できた。なお、STACY モデル及びDW-Hetero モデルは H/U=8.3 の条件で最大の無限増倍率 1.53 を示し、DW-Homo モデルでは H/U=12.3 の条件で最大の無限増倍率 1.46 を示した。

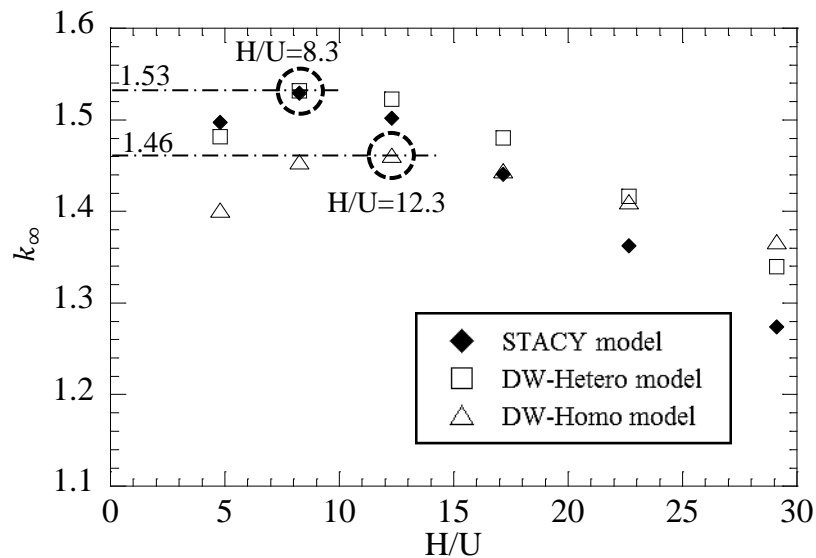


図 8.2.1-4 各解析モデルにおける無限増倍率の推移

ここで、STACY モデルと他のモデルとの間の無限増倍率の差 Δk を、非均質効果の違いを示す数値的指標として図 8.2.1-5 に示す。STACY モデル-DW-Hetero モデル間の無限増倍率の差は、 H/U が 12.3 未満の領域では小さいが、 H/U の増加に伴い無限増倍率の差が増大する。対して、STACY モデル-DW-Homo モデル間の無限増倍率の差は H/U が 8.3 未満の領域では大きいですが、 H/U の増加とともに差は小さくなり、 $H/U=17.2$ 付近でほとんど差がなくなる。その後は、 H/U の増加に伴い再び無限増倍率の差が増大する。

STACY モデルとの無限増倍率の差はどちらのモデルでも直線的に変化し、ある 1 点でのみ差が 0 となっている。また STACY モデル-DW-Hetero モデル間の傾きに比べて STACY モデル-DW-Homo モデル間の傾きが大きい結果となった。

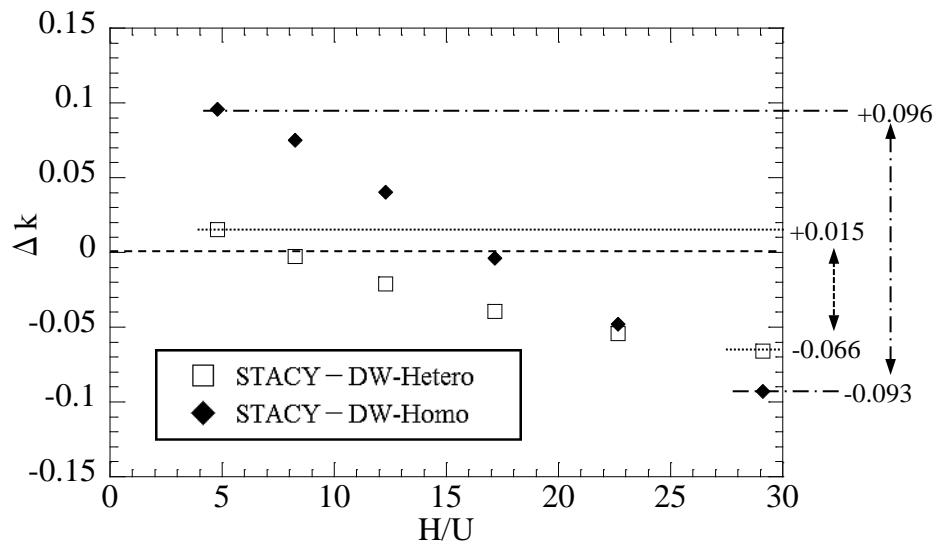


図 8.2.1-5 STACY モデルと他モデル間における無限増倍率の差

2) 中性子エネルギースペクトル

図 8.2.1-6 に各モデルの単位格子内平均のカドミウム比を示す。各モデルのカドミウム比は H/U の増加に伴い上昇しており、 H/U が増加することで熱中性子の割合が増加していることを示している。モデル間で比較すると、どの H/U 領域においても STACY モデルが最も熱中性子の割合が多く、DW-Homo モデルが最も熱中性子の割合が小さい。図中にて破線及び一点鎖線の円で囲った点は、図 5 に示したモデル間の無限増倍率の差が最も 0 に近い値を示した点である。これらの点から、無限増倍率が一致する H/U 領域においてもスペクトルが明確に異なる場合があることが見て取れる。

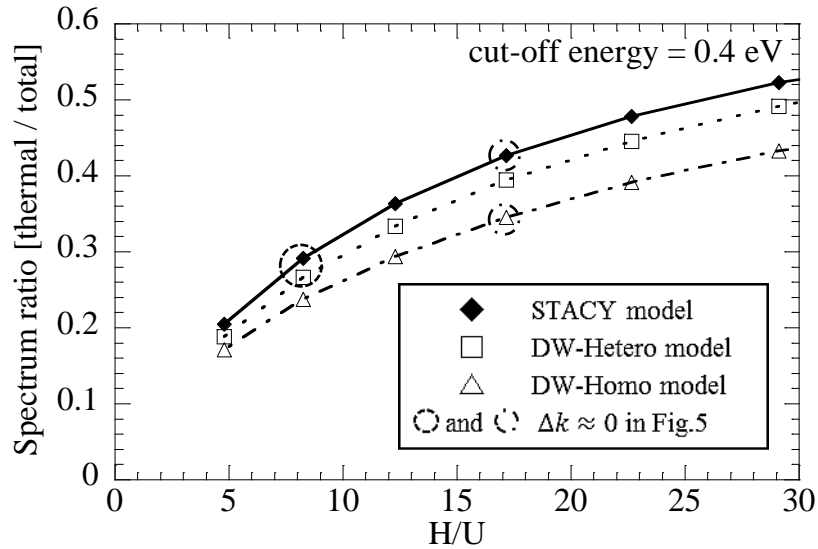
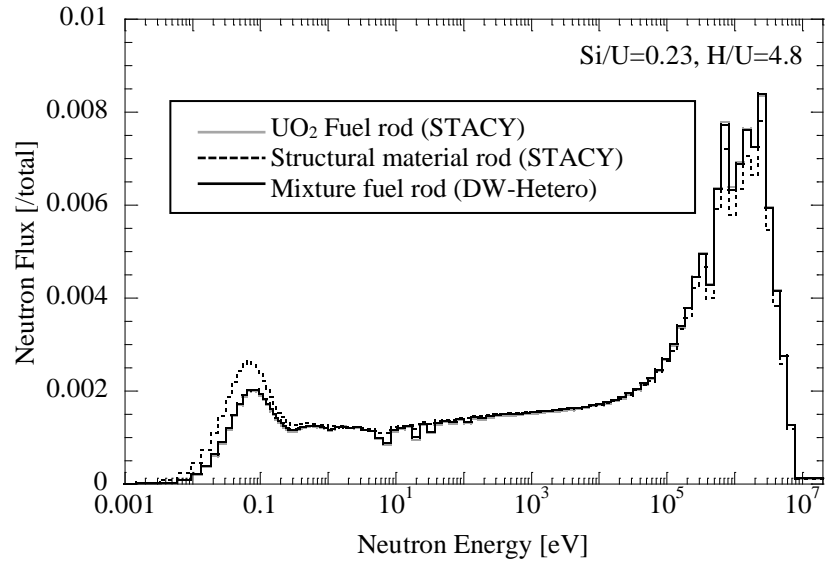


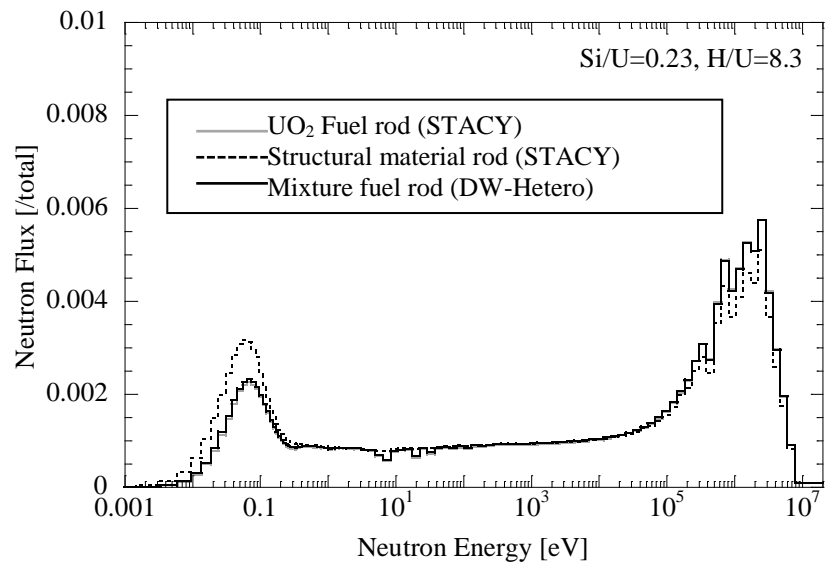
図 8.2.1-6 各モデルにおけるカドミウム比の推移 (全中性子束)

ここで、カドミウム比が比較的近い値を示している STACY モデルと DW-Hetero モデルの全ての H/U 条件における燃料領域と構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルを 図 8.2.1-7-(a)から図 8.2.1-7-(f)に、同モデルの減速材領域と構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルを図 8.2.1-8-(a)から図 8.2.1-8-(f)に示す。なお、これらの中性子エネルギースペクトルは各領域の体積で規格化している。

図 8.2.1-7-(a)から 8.2.1-7-(f)において、STACY モデルと DW-Hetero モデルの各燃料領域の中性子エネルギースペクトルは全てのエネルギー領域で重なっており、同じスペクトルであるといえる。これは、燃料領域での ^{238}U による自己遮蔽効果がほとんど変わらないことを示している。対して、STACY モデルにおける構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルは両燃料領域の中性子エネルギースペクトルに対して熱中性子の割合が多い傾向が見られ、格子間隔の増大に伴いその差は顕著になっている。

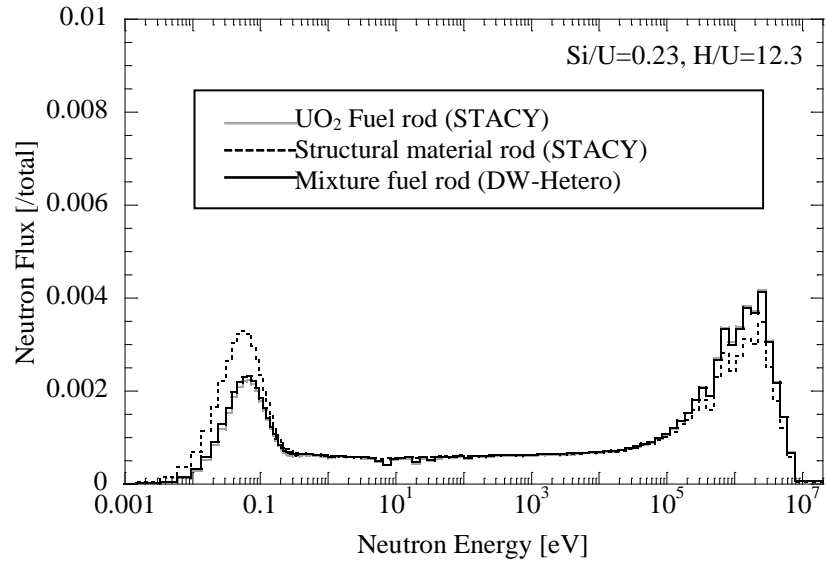


(a) 格子間隔 1.09cm ($V_m/V_f=1.7$)

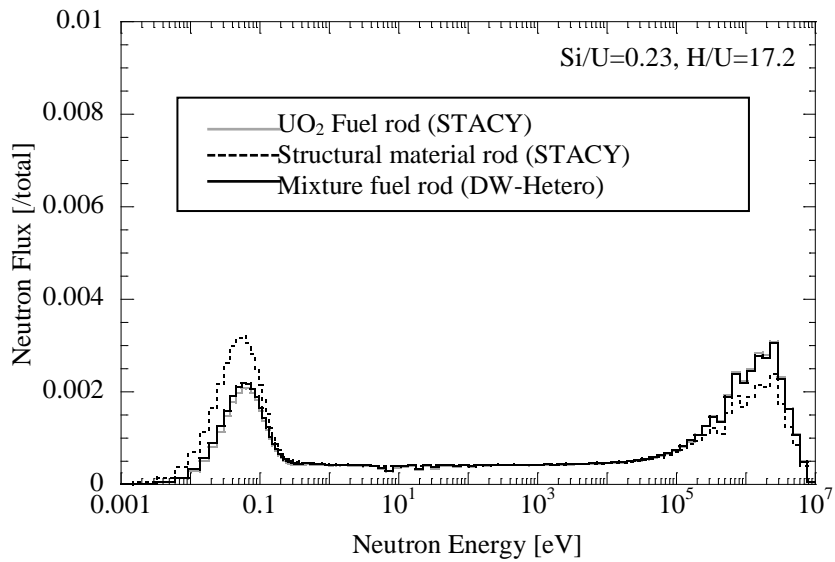


(b) 格子間隔 1.29cm ($V_m/V_f=2.9$)

図 8.2.1-7 燃料領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル

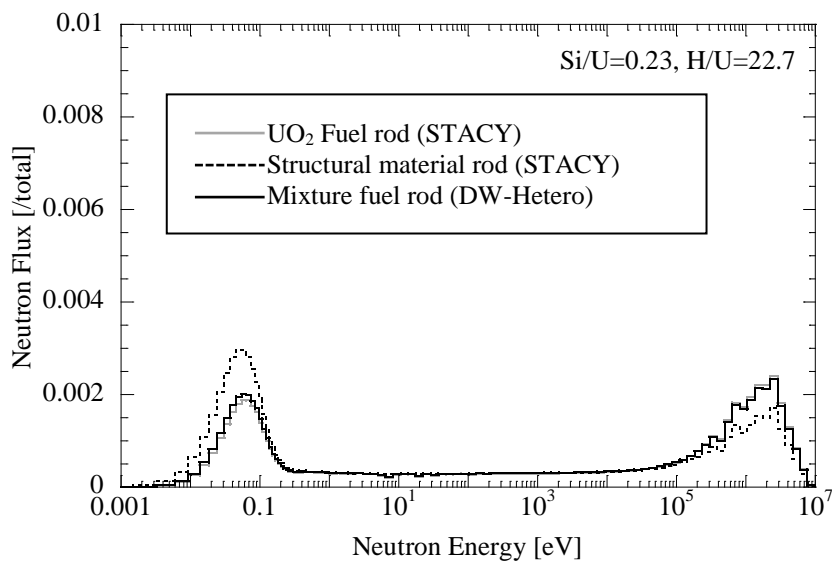


(c) 格子間隔 1.49cm ($V_m/V_f=4.3$)

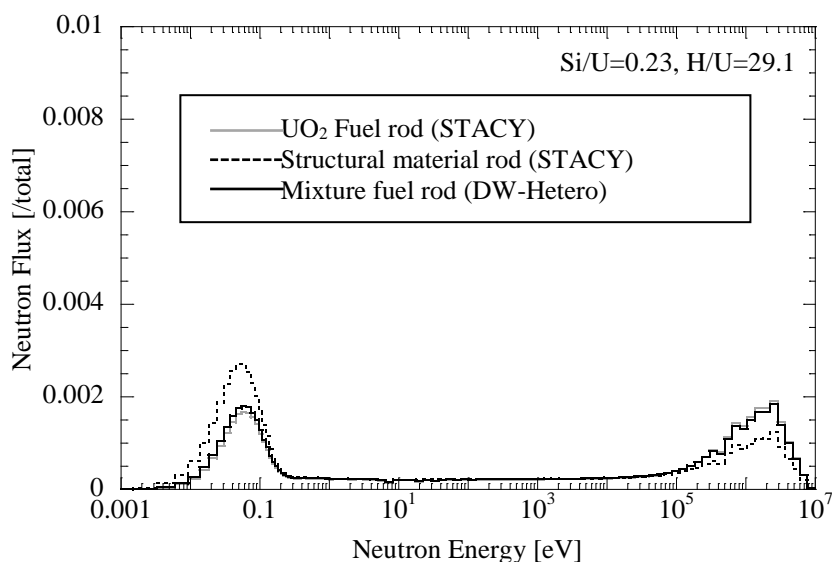


(d) 格子間隔 1.70cm ($V_m/V_f=6.0$)

図 8.2.1-7 燃料領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル (つづき)



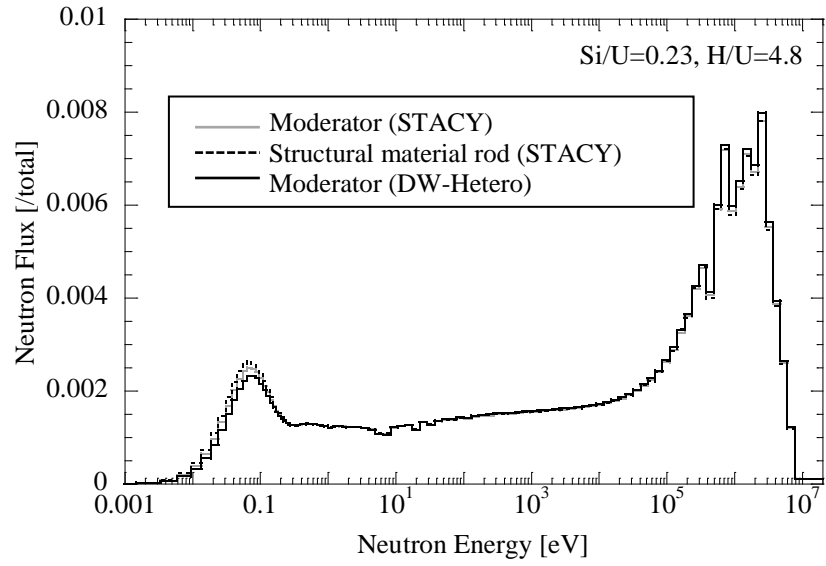
(e) 格子間隔 1.91cm ($V_m/V_f=7.9$)



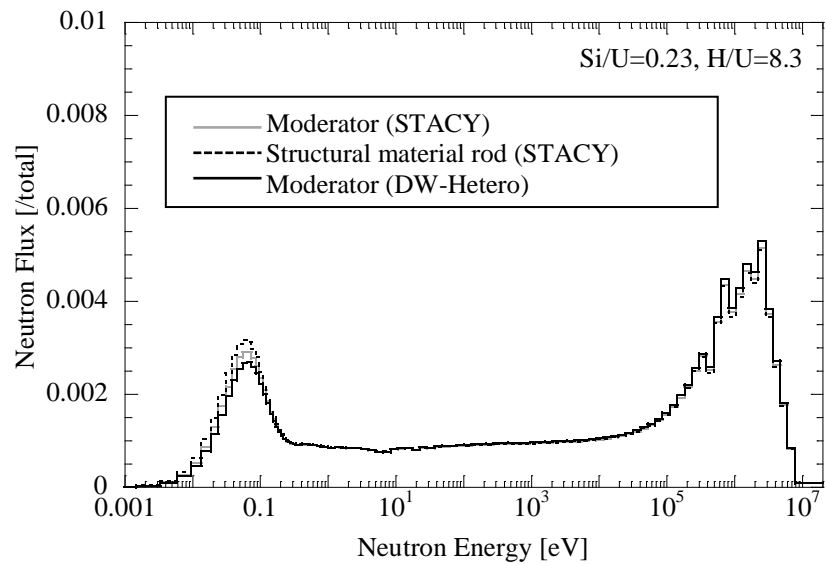
(f) 格子間隔 2.13cm ($V_m/V_f=10.1$)

図 8.2.1-7 燃料領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル (つづき)

また、図 8.2.1-8-(a)から 8-(f)において STACY モデルと DW-Hetero モデルの各減速材領域における中性子エネルギースペクトルを比較すると、DW-Hetero モデルに比べて STACY モデルの熱中性子の割合が若干ながら多くなっていることが確認できた。さらに、STACY モデルにおける構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルを合わせて比較すると、両減速材領域の中性子エネルギースペクトルよりも構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルの熱中性子の割合が多い傾向が確認できた。また、格子間隔が増大してもこの傾向に変化は確認できなかった。

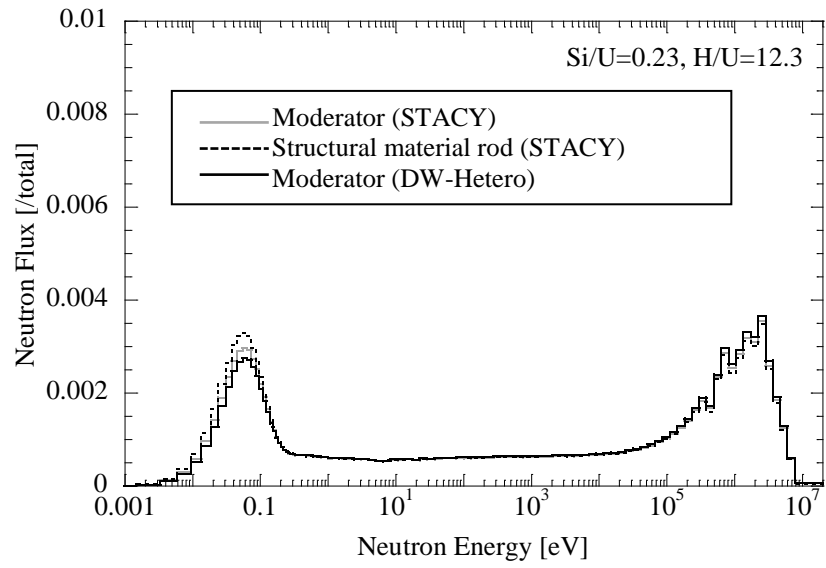


(a) 格子間隔 1.09cm ($V_m/V_f=1.7$)

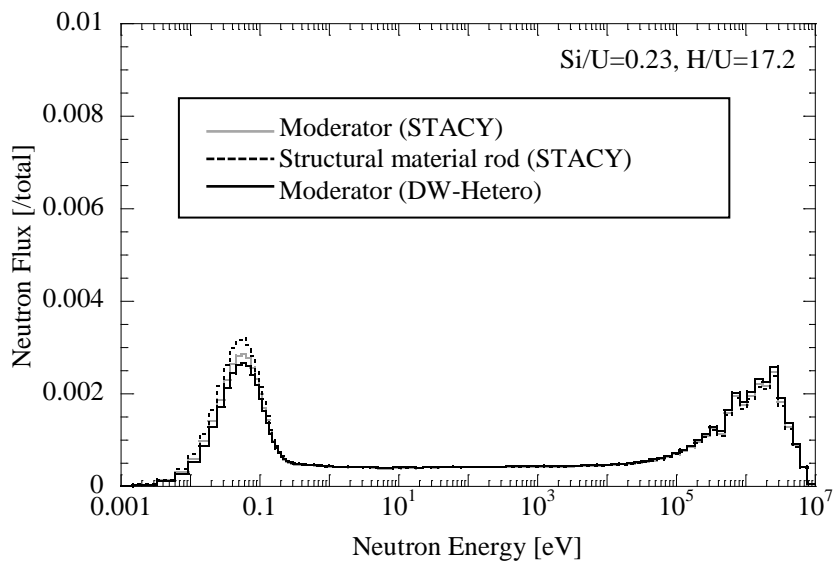


(b) 格子間隔 1.29cm ($V_m/V_f=2.9$)

図 8.2.1-8 減速材領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル

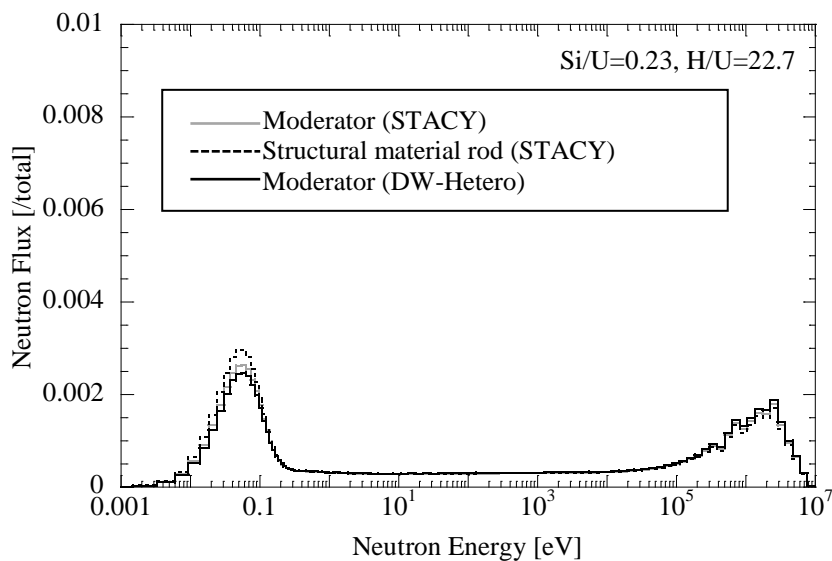


(c) 格子間隔 1.49cm ($V_m/V_f=4.3$)

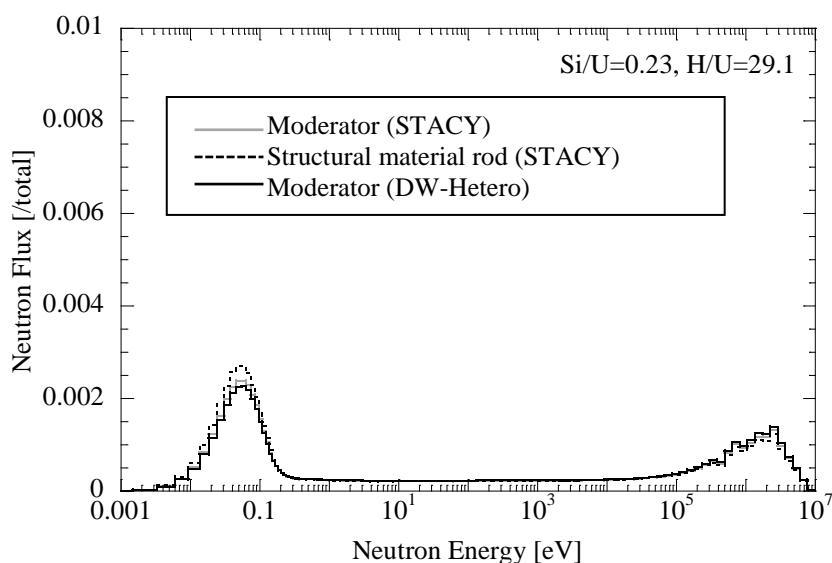


(d) 格子間隔 1.70cm ($V_m/V_f=6.0$)

図 8.2.1-8 減速材領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル (つづき)



(e) 格子間隔 1.91cm ($V_m/V_f=7.9$)



(f) 格子間隔 2.13cm ($V_m/V_f=10.1$)

図 8.2.1-8 減速材領域及び構造材領域内における中性子エネルギースペクトル (つづき)

図 8.2.1-7 及び図 8.2.1-8 の結果から棒状燃料の内 1/4 を構造材模擬体に置き換える $Si/U=0.23$ の条件において以下の点が確認できた。

燃料領域における中性子エネルギースペクトルに大きな変化が確認できない。減速材領域の中性子エネルギースペクトルは STACY モデルが若干ながら熱中性子の割合が大きい。STACY モデルにおける構造材模擬体領域の中性子エネルギースペクトルが他のどの領域の中性子エネルギースペクトルよりも熱中性子の割合が大きい。これらの特徴は格子間隔の増大によってより顕著になる傾向が確認できた。

以上の結果から、図 8.2.1-6 に示したカドミウム比の推移における STACY モデルと DW-Hetero モデルとの差は STACY モデルと DW-Hetero モデルの燃料領域の自己遮蔽効果に大きな差がないこと、STACY モデルにおける構造材模擬体領域が中性子吸収に寄与しないことによりモデル全体の熱中性子の割合を増加させる傾向にあることが確認できた。

8.2.1.3 まとめ

STACY 更新炉でデブリ模擬臨界実験を行うに当たっては、現在想定されている燃料デブリと STACY 更新炉に構築可能なデブリ模擬炉心との燃料の形状、組成、化学的状態等の違いを十分に考慮する必要がある。特に福島第一原子力発電所（1F）における燃料デブリは MCCI 生成物の生成が示唆されていることからこれまで炉物理的検討がなされていない炉心を構成する必要がある。

本事業では、STACY 更新炉の実験計画において早期の実験実施が可能と予想できる構造材模擬体によるデブリ模擬炉心体系を策定した。また、策定したデブリ模擬炉心体系について無限体系の解析モデルによる臨界解析を実施し、非均質効果に着目した炉心特性の検討を行った。これらの検討から、次の結果を得た。

- ・ 策定したデブリ模擬炉心体系は特別な格子板を必要とせず、棒状燃料を同形状の構造材模擬体に置換することで構成されるため、炉心構成の自由度が高く、その構成範囲も広い。ただし、棒状燃料に対する構造材模擬体の割合が極めて大きな炉心は燃料体積に対する減速材体積比が大きくなるため、炉心構成範囲を逸脱しない範囲に制限する必要がある。
- ・ 非均質性の大きく異なる炉心においても特定の格子間隔で中性子の無限増倍率が一致する可能性があるが、その多くは中性子エネルギースペクトルが一致しておらず、単純に同一体系とみなすことは困難である。
- ・ 構造材模擬体を用いてデブリ模擬炉心を構成する場合、元の物質よりも中性子吸収の小さな構造材模擬体に置き換わった部分では、本来燃料等に吸収されるはずの熱中性子が吸収されないことにより、体系全体の熱中性子の割合を増加させる。

8.2.1.4 今後の課題

本事業にて実施した臨界解析は、検討の第一段階として実施したものであり、無限体系を対象としている。今後、有限体系における検討を実施し、炉心設計を具体化する必要がある。また、本事業では非均質効果に着目し、無限増倍率と中性子エネルギースペクトルによる検討を行ったが、今後の検討では中性子の反応率分布等の断面積に着目した評価を実施する必要がある。

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>

8.2.2 炉心タンク内ステンレス構造材の反応度効果の影響評価

8.2.2.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉においては、通常臨界実験装置で好んで用いられるアルミニウムに代わり、ステンレス鋼を炉心タンク、炉心下部定盤等に用いている。このため、実験運転に際してはステンレス鋼が持つ中性子吸収による負の反応度効果と、長期的には放射化が問題となる。このうち本評価においては、主なステンレス部材の反応度効果を各基本炉心に対して求めた。

(2) 概要

炉心タンク内のステンレス部材として、炉心タンク、格子板支持部材、下部定盤を選定し、これらの材料の部材の有無による臨界水位の変動をモンテカルロコードにて求め定量化した。

8.2.2.2 評価方法

(1) 対象としたステンレス製構造物

ステンレス構造物として考えられるのは、炉心タンク、格子板支持部材、下部定盤である。いずれも材質は SUS304 として評価を行った。図 8.2.2-1 に対象物を図示し、下記に諸元を示す。

- ・ 炉心タンク

内径 180cm、側面厚さ 3cm、底面厚さ 3cm(z: -23~-20cm)

タンク内側底部は燃料の実効高さ下端(z=0)から-20cm

- ・ 格子板支持部材

直径 8.4cm、位置(x:±54.5cm、y:±53.5cm)

- ・ 下部定盤

L: 131cm(x)×107cm(y)、厚さ 1.4cm(z: -3.468~-2.068cm)

S: 62cm(x)×92cm(y)、厚さ 0.6cm(z: -2.068~-1.468cm)

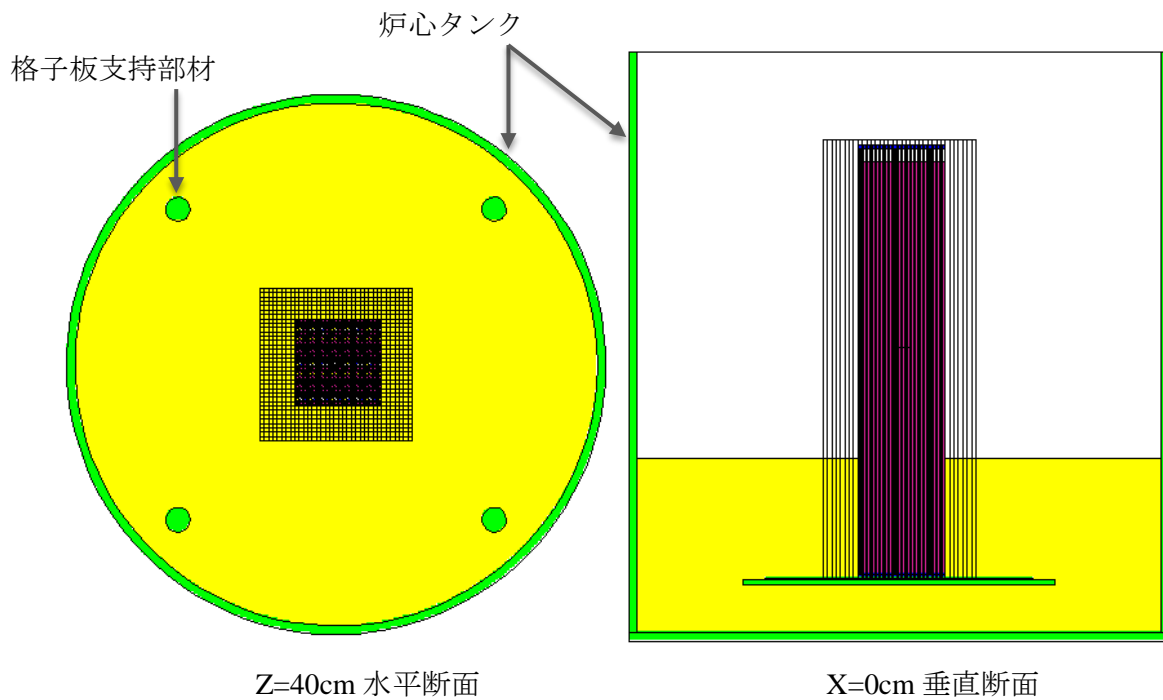


図 8.2.2-1 評価で考慮した炉心タンク内ステンレス構造材

(2) 対象とした基準炉心

STACY 更新炉の正方格子について調査した。STACY 更新炉の水対燃料比(V_m/V_f)の許可範囲から正方格子では格子間隔 1.15cm~2.55cm となる。この上限/下限の格子板に加えて、最適減速となり最初に整備される予定の格子間隔 1.50cm の 3 種類の格子板で構成した正方炉心を対象とした。また、下部定盤や炉心タンク底面の影響で減速材水位の下限である 40cm と上限である 140cm では反応度の入り方が異なることが予想されるため、それぞれの水位で臨界となるような次の 5 炉心について検討を行った。格子間隔 1.15cm で臨界水位 40cm の炉心は燃料本数が 900 本を超えるために評価を実施していない。

- ・ 格子間隔 1.15cm、臨界水位 140cm、676 本炉心
- ・ 格子間隔 1.50cm、臨界水位 40cm、400 本炉心
- ・ 格子間隔 1.50cm、臨界水位 140cm、256 本炉心
- ・ 格子間隔 2.55cm、臨界水位 40cm、441 本炉心
- ・ 格子間隔 2.55cm、臨界水位 140cm、225 本炉心

(3) 計算条件と計算ケース

1) 計算ケース

各構造材の反応度影響を調べるために、ステンレス製部材を含まない上記それぞれの臨界炉心に対して、各ステンレス部材を入れた場合の実効増倍率の変化、また臨界水位ごとの反応度効果の違いについて検討するため、以下の計算を行った。

i) ステンレス部材の反応度効果の評価

本評価は上記の 5 つの基準炉心に対して下記の 7 ケースを実施した。

- ・ケース 0 (C0) : ステンレス部材を含まない基準炉心 (燃料棒と水のみ)
- ・ケース 1 (C1) : 炉心タンクのみを追加
- ・ケース 2 (C2) : 下部定盤のみを追加
- ・ケース 3 (C3) : 格子板支持部材のみを追加
- ・ケース 4 (C4) : 炉心タンクと下部定盤を追加
- ・ケース 5 (C5) : 炉心タンクと格子板支持部材を追加
- ・ケース 6 (C6) : 炉心タンク、下部定盤及び格子板支持部材の追加

ii) 臨界水位の変化によるステンレス部材の反応度効果

(2)に示した各基準炉心のうち、格子間隔 1.50cm と 2.55cm の炉心については、水位 40cm でも臨界を取ることができるので、水位変化 10cm ごとに臨界となる炉心条件(点対称配置となる燃料本数)について、ステンレス部材を含まない基準炉心(C0)と考慮したステンレス部材全てを含むケース(C6)の各水位の実効増倍率を比較し、臨界水位による依存性がないかどうかを調べた。比較に際して、各水位においてケース 0 の実効増倍率を 1 と規格化した。

2) 計算コードと核データライブラリ

連続エネルギーモンテカルロコード MCNP5.1 と評価済み核データライブラリ JENDL4.0 を用いた。50,000×2,600 バッチ(うち 100 バッチ捨て)の 1.25×10^8 ヒストリで計算した。また、MCNP 固有のばらつきがあるため、乱数の種を 10 回変えて平均をとった。

3) 原子個数密度

計算に使用する物質は(1)ウラン酸化物燃料、(2)被覆管、(3)軽水及び(4)ステンレスのみである。このうち(1)と(2)については平成 26 年度の受託事業評価において MVP 計算に用いた原子個数密度を用いている。(3)軽水の密度は 25°C のものである。これら原子個数密度を表 8.2.2-1 に示す。なお、(4)ステンレスについては、材質を SUS304 と想定し、TRACY で用いた SUS304 のミルシートを用いた。原子個数密度を表 8.2.2-2 に示す。

表 8.2.2-1 計算に用いた原子個数密度(1)

ウラン燃料		被覆管	
同位体	原子個数密度	同位体	原子個数密度
²³⁴ U	1.07932e-05	¹² C	4.28254e-05
²³⁵ U	1.17326e-03	⁵⁰ Cr	3.69736e-06
²³⁶ U	8.70677e-06	⁵² Cr	7.12999e-05
²³⁸ U	2.20930e-02	⁵³ Cr	8.08484e-06
¹⁶ O	4.66414e-02	⁵⁴ Cr	2.01249e-06
⁵⁰ Cr	5.77776e-08	⁵⁴ Fe	8.76580e-06
⁵² Cr	1.11418e-06	⁵⁶ Fe	1.37604e-04
⁵³ Cr	1.26340e-07	⁵⁷ Fe	3.17789e-06

⁵⁴ Cr	3.14486e-08	⁵⁸ Fe	4.22918e-07
⁵⁴ Fe	2.10523e-07	¹⁶ O	3.18523e-04
⁵⁶ Fe	3.30476e-06	²⁸ Si	1.27649e-05
⁵⁷ Fe	7.63213e-08	²⁹ Si	6.48465e-07
⁵⁸ Fe	1.01570e-08	³⁰ Si	4.27973e-07
⁵⁸ Ni	4.37433e-07	¹¹² Sn	4.22228e-06
⁶⁰ Ni	1.68497e-07	¹¹⁴ Sn	2.87289e-06
⁶¹ Ni	7.32450e-09	¹¹⁵ Sn	1.47998e-06
⁶² Ni	2.33543e-08	¹¹⁶ Sn	6.32907e-05
⁶⁴ Ni	5.94686e-09	¹¹⁷ Sn	3.34300e-05
		¹¹⁸ Sn	1.05427e-04
		¹¹⁹ Sn	3.73912e-05
		¹²⁰ Sn	1.41817e-04
		¹²² Sn	2.01538e-05
		¹²⁴ Sn	2.52031e-05
		⁹⁰ Zr	2.18833e-02
		⁹¹ Zr	4.77223e-03
		⁹² Zr	7.29444e-03
		⁹⁴ Zr	7.39227e-03
水 (25°C)		⁹⁶ Zr	1.19093e-03
同位体	原子個数密度	²⁷ Al	3.60183e-06
¹ H	6.66758e-02	¹ H	1.64609e-05
¹⁶ O	3.33379e-02	¹⁷⁴ Hf	1.91938e-09
		¹⁷⁶ Hf	6.30995e-08
		¹⁷⁷ Hf	2.23127e-07
		¹⁷⁸ Hf	3.27254e-07
		¹⁷⁹ Hf	1.63387e-07
		¹⁸⁰ Hf	4.20823e-07
		¹⁴ N	7.19400e-06
		¹⁵ N	2.62818e-08

表 8.2.2-2 計算に用いた原子個数密度(2)

ステンレス鋼(SUS304)			
同位体	原子個数密度	同位体	原子個数密度
¹² C	1.98803E-04	⁵⁸ Ni	4.56936E-03
²⁸ Si	8.70022E-04	⁶⁰ Ni	1.76011E-03
²⁹ Si	4.41776E-05	⁶¹ Ni	7.65108E-05
³⁰ Si	2.91222E-05	⁶² Ni	2.43950E-04
⁵⁵ Mn	9.65176E-04	⁶⁴ Ni	6.21269E-05
³¹ P	4.07980E-05	⁵⁰ Cr	7.23616E-04
³² S	5.27432E-06	⁵² Cr	1.39542E-02
³³ S	4.22257E-08	⁵³ Cr	1.58230E-03
³⁴ S	2.38353E-07	⁵⁴ Cr	3.93867E-04
³⁶ S	1.11120E-09	-	-
⁵⁴ Fe	3.59239E-03	-	-
⁵⁶ Fe	5.63928E-02	-	-
⁵⁷ Fe	1.30236E-03	-	-
⁵⁸ Fe	1.73320E-04	-	-

8.2.2.3 評価結果

(1) ステンレス部材の反応度効果の評価

臨界水位 140cm 時の計算結果を表 8.2.2-3 に、同様に臨界水位 40cm 時の計算結果を表 8.2.2-4 に、また理解しやすいよう基準炉心をベースとしたときの増倍率の増減について表 8.2.2-5 に示す。

表 8.2.2-3 及び表 8.2.2-5 より、臨界水位 140cm 時の結果を比較すると、炉心タンク及び格子板支持部材単体による反応度影響はほとんどなく、組み合わせた場合に過減速側でやや負の反応度が入るように見えるが、計算の誤差 (± 0.0003) の範囲内である。一方で、下部定盤を入れた場合には負の反応度効果が計算誤差と同程度に入る。疑問が残ったのは、それぞれの部材単体よりも組み合わせて用いた方が、印加される負の反応度が小さかったことであるが、計算誤差に埋もれる範囲ではある。臨界時の燃料棒本数が多いほど、すなわち最適減速から遠い条件ほど全体の反応度影響が大きくなることを確認した。

一方、表 8.2.2-4 及び表 8.2.2-5 より、臨界水位 40cm 時の結果を比較すると、臨界水位 140cm 時同様に炉心タンクと格子板支持部材はほぼ反応度に影響しないと考えられるが、下部定盤は臨界水位 140cm 時より相対的に 10 倍程度の反応度影響を持つ。これは炉心が小さくなることにより、定盤に含まれるステンレスの吸収断面積に対するインポートランスが大きくなることを示唆する結果である。臨界水位 140cm 時と異なり、臨界時の燃料棒本数が少ないほど、すなわち最適減速に近い条件ほど反応度影響が大きくなることを確認した。

表 8.2.2-3 臨界水位 140cm 時のステンレス部材の反応度効果の評価結果

CA	水位 [cm]	140		
SE	格子間隔 [cm]	1.15	1.50	2.55
No.	燃料本数 [本]	676	256	225
C0	基準炉心	1.00299±0.00018	1.00299±0.00029	1.00869±0.00015
C1	炉心タンクのみ	1.00302±0.00025	1.00296±0.00027	1.00866±0.00024
C2	下部定盤のみ	1.00274±0.00022	1.00284±0.00021	1.00857±0.00016
C3	格子板支持部材のみ	1.00301±0.00017	1.00300±0.00016	1.00862±0.00017
C4	炉心タンクと下部定盤	1.00271±0.00021	1.00281±0.00015	1.00852±0.00014
C5	炉心タンクと格子板支持部材	1.00304±0.00024	1.00294±0.00016	1.00862±0.00020
C6	全ステンレス部材	1.00277±0.00021	1.00282±0.00021	1.00854±0.00015

表 8.2.2-4 臨界水位 40cm 時のステンレス部材の反応度効果の評価結果

CA	水位 [cm]	40		
SE	格子間隔 [cm]	1.15	1.50	2.55
No.	燃料本数 [本]	-	400	441
C0	基準炉心	-	1.01044±0.00016	1.00038±0.00022
C1	炉心タンクのみ	-	1.01046±0.00031	1.00062±0.00014
C2	下部定盤のみ	-	1.00679±0.00023	0.99795±0.00020
C3	格子板支持部材のみ	-	1.01045±0.00024	1.00037±0.00020
C4	炉心タンクと下部定盤	-	1.00692±0.00013	0.99819±0.00021
C5	炉心タンクと格子板支持部材	-	1.01052±0.00019	1.00064±0.00013
C6	全ステンレス部材	-	1.00698±0.00019	0.99820±0.00019

表 8.2.2-5 各ステンレス部材の反応度効果による実効増倍率の相対変化

CA	水位 [cm]	140			40		
SE	格子間隔 [cm]	1.15	1.50	2.55	1.15	1.50	2.55
No.	燃料本数 [本]	676	256	225	-	400	441
C1	炉心タンクのみ	0.0000	0.0000	0.0000	-	0.0000	0.0002
C2	下部定盤のみ	-0.0003	-0.0002	-0.0001	-	-0.0036	-0.0024
C3	格子板支持部材のみ	0.0000	0.0000	-0.0001	-	0.0000	0.0000
C4	炉心タンクと下部定盤	-0.0003	-0.0002	-0.0002	-	-0.0035	-0.0022
C5	炉心タンクと格子板支持部材	0.0000	-0.0001	-0.0001	-	0.0001	0.0003
C6	全ステンレス部材	-0.0002	-0.0002	-0.0002	-	-0.0035	-0.0022

(2) 臨界水位の変化によるステンレス部材の反応度効果

(1)の評価では、臨界水位 140cm 時と 40cm 時を評価すると下部定盤の持つ反応度が大きく異なることがわかった。それでは、この下部定盤の影響は他の臨界水位に対してどのように変化するのか、線形なのか非線形なのかを確認するため、追加計算を実施した。

40～140cm の水位に対して、正方格子の点対称・線対称炉心で臨界となるように炉心形状と燃料本数を検討し、それらの炉心に対して、ステンレス構造物である炉心タンク、下部定盤、格子板支持部材の3点セットの有無による反応度影響を調べることにした。(1)と同様の実効増倍率計算により基準炉心 (C0) と全ステンレス構造物ありの炉心 (C6) の実効増倍率を求め、C6 の結果を C0 で除した結果を表 8.2.2-6 及び図 8.2.2-2 に示す。計算誤差は最大で±0.0003 程度であるので、とりわけ図 8.2.2-2 に示されるように、臨界水位が 90cm (より安全側には 100cm) を下回るような炉心構成の仕方だと、下部定盤の中性子吸収の影響を大きく受ける。臨界水位が 100cm 以上であれば、下部定盤の反応度影響は計算誤差の範囲に埋もれる程度と考えられる。このような条件であれば、STACY 更新炉の目的のひとつである核計算妥当性検証のために必要な実験精度は保たれるものとする。

表 8.2.2-6 基準炉心 (C0) と全ステンレス構造物ありの炉心 (C6) の比較

格子間隔 [cm]	1.50		2.55	
水位 [cm]	燃料本数 [本]	実効増倍率相対比 [C6/C0]	燃料本数 [本]	実効増倍率相対比 [C6/C0]
140	256	0.9998	225	0.9998
130	256	0.9999	225	0.9999
120	256	0.9998	225	0.9999
110	256	0.9997	225	0.9998
100	260	0.9997	225	0.9998
90	264	0.9995	233	0.9997
80	272	0.9994	241	0.9996
70	280	0.9991	253	0.9995
60	296	0.9988	277	0.9992
50	328	0.9980	321	0.9988
40	400	0.9966	441	0.9978

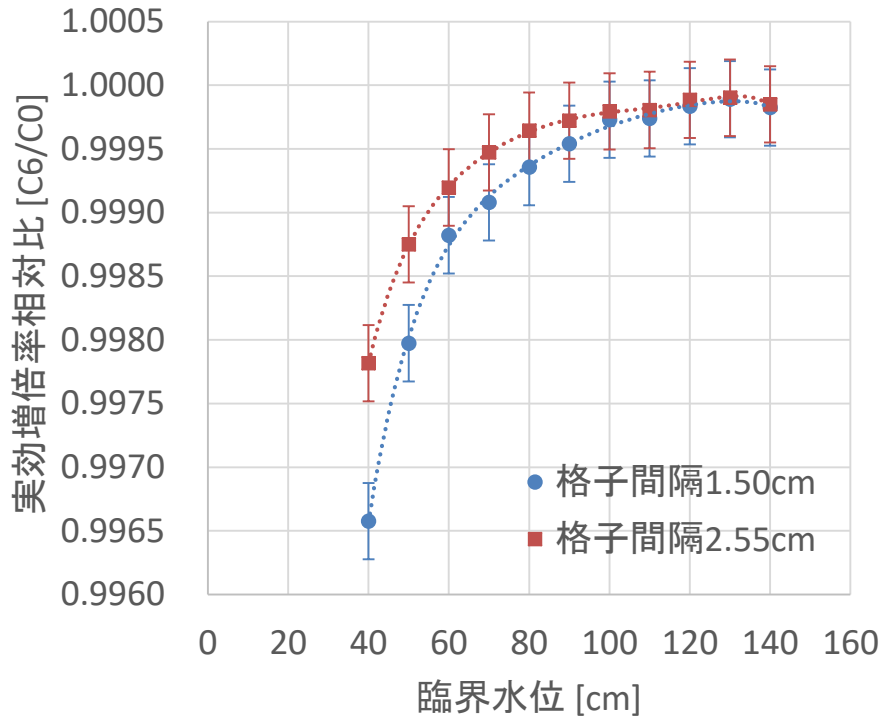


図 8.2.2-2 臨界水位によるステンレス構造材の反応度影響の変化

8.2.2.4 まとめ

現在の STACY 更新炉設計において、ステンレスで製作が考えられている炉心タンク内構造物である、炉心タンク、格子板支持部材、下部定盤について、その中性子吸収効果を定量化するための解析を行った。この結果、炉心タンクと格子板支持部材は通常の実験において臨界水位が大きく変動するような反応度影響はないと考えられる。一方で下部定盤については、ステンレスによる有意な中性子吸収効果が認められ、その影響は中性子インポートランスが大きくなる臨界水位が小さい炉心ほど大きくなることがわかった。これを回避するには、臨界水位として 100cm 以上となるよう実験炉心の構築を行うことが必要である。これにより、一般的な核計算の精度を検証するための実験としては成立性が見込める。又は、設計変更を行い、下部定盤の材質をアルミニウムに変更することが考えられる。

また、今回反応度影響がほとんどないとした炉心タンク、格子板支持部材も、少なからず中性子吸収効果はあり、また必ず放射化することを念頭に置くべきである。

8.2.3 実験炉心減速材対燃料比拡張検討

8.2.3.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の炉心平均 V_m/V_f の許可範囲は 0.9～11.0 の範囲である。一方、H26 年度受託事業の MCCI デブリの $k_{inf}>1$ となる V_m/V_f 範囲はこれより大きく特に減速不足側への拡張が必要であると考えられる。そこで、本節では、 V_m/V_f が 0.9 以下となる稠密格子の使用も念頭に、2 領域炉心（テスト領域及びドライバ領域）の成立性評価を実施し、STACY 更新炉において模擬できる減速条件の拡大を検討した。

(2) 概要

テスト領域への稠密格子採用も含む 2 領域炉心も想定し、炉心平均 V_m/V_f の許可範囲かつ実効水位 110cm 程度で臨界となる体系について成立性の検討を行った。また、テスト領域、ドライバ領域双方の代表的な位置での中性子スペクトルの評価も実施した。

8.2.3.2 減速材対燃料比 (V_m/V_f) の基本的考え方

(1) 炉心平均減速材対燃料比 (V_m/V_f) の考え方

炉心平均 V_m/V_f の基本的考え方として、水穴、水ギャップや二分割炉心の場合の複雑化要因を極力無視することとした。棒状燃料要素を規則的に配置するための領域のみを考慮し、大きな水穴、水ギャップ、二分割炉心、内挿管などの実験用装荷物等は考慮しないこととする。このため、本節の評価で取り扱う 2 領域炉心は、それぞれの領域の基本配列の V_m/V_f を、それぞれの領域に装荷される燃料要素数で重み付け平均したものである。式で表わせば下記のように表現できる。

$$(V_m/V_f)_{ave.} = \frac{(V_m/V_f)_T \times N_T + (V_m/V_f)_D \times N_D}{N_T + N_D} \quad (8.2.3-1)$$

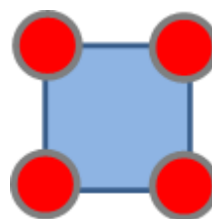
ここで N は領域の燃料要素数、添字 *ave.* は炉心平均、同 T はテスト領域、同 D はドライバ領域を表す。

(2) 基本格子の V_m/V_f

以下、STACY 更新炉の燃料要素ペレット直径を 0.82cm、被覆管直径を 0.95cm として、それぞれの格子配列の代表的な格子間隔に対する V_m/V_f について例を挙げる。

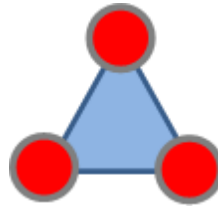
① 正方格子

格子間隔[cm]	V_m/V_f
1.09	0.9
1.15	1.2
1.27	1.7
1.50	2.9
2.55	11.0



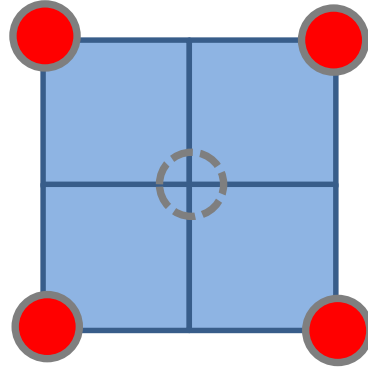
② 三角格子

格子間隔[cm]	V_m/V_f
1.00	0.3
1.09	0.6
1.15	0.8



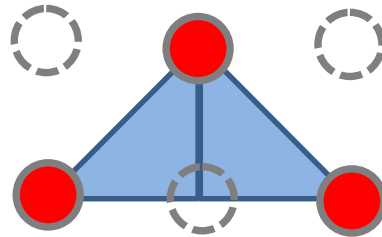
③ 2倍格子

格子間隔[cm]	V_m/V_f
1.15	8.7
1.50	15.7
2.55	47.9



④ 市松格子 (チェッカーフラグ)

格子間隔[cm]	V_m/V_f
1.15	3.7
1.50	7.2
2.55	23.3



⑤ 格子形状のまとめ

表 8.2.3-1 に各格子形状の格子間隔、 V_m/V_f 、 H/U をまとめた。

表 8.2.3-1 STACY 更新炉における基本格子形状ごとの V_m/V_f 、 H/U のまとめ

ウラン個数密度	2.32858E-02	$\times 10^{24} \text{cm}^{-3}$
水素個数密度(H_2O)	6.66758E-02	$\times 10^{24} \text{cm}^{-3}$
ペレット直径	0.82	cm
被覆管直径	0.95	cm

格子	格子間隔	V_m	V_f	V_m/V_f	H	U	H/U
正方格子	1.09	0.479	0.528	0.908	3.20E-02	1.23E-02	2.60
	1.15	0.614	0.528	1.162	4.09E-02	1.23E-02	3.33
	1.27	0.904	0.528	1.712	6.03E-02	1.23E-02	4.90
	1.50	1.541	0.528	2.918	1.03E-01	1.23E-02	8.36
	2.55	5.794	0.528	10.97	3.86E-01	1.23E-02	31.4
三角格子	1.00	0.079	0.264	0.298	5.24E-03	6.15E-03	0.85
	1.09	0.160	0.264	0.606	1.07E-02	6.15E-03	1.74
	1.15	0.218	0.264	0.827	1.46E-02	6.15E-03	2.37
	1.50	0.620	0.264	2.348	4.13E-02	6.15E-03	6.72
2倍格子	1.09	4.044	0.528	7.657	2.70E-01	1.23E-02	21.9
	1.15	4.581	0.528	8.675	3.05E-01	1.23E-02	24.8
	1.50	8.291	0.528	15.700	5.53E-01	1.23E-02	45.0
	2.55	25.301	0.528	47.910	1.69E+00	1.23E-02	137
市松格子	1.09	0.834	0.264	3.157	5.56E-02	6.15E-03	9.0
	1.15	0.968	0.264	3.666	6.45E-02	6.15E-03	10.5
	1.50	1.896	0.264	7.179	1.26E-01	6.15E-03	20.6
	2.55	6.148	0.264	23.284	4.10E-01	6.15E-03	66.7

8.2.3.3 実験炉心構成の検討結果

8.2.3.2 に記載の様々な格子板が組み合わせ可能という前提で、STACY 更新炉で許可の炉心平均 V_m/V_f の範囲を満たし、かつ STACY 更新炉で調達する ^{235}U 濃縮度 5wt% 燃料棒 900 本の範囲内で構成できる炉心配置を検討し、その成立性を確認した。検討に当たってはモンテカルロコード MCNP5.1 と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた 5×10^7 実効粒子数で計算した（実効増倍率の統計誤差 ± 0.0001 程度）。以下で検討する全ての炉心は正方（矩形）炉心を前提とし、炉心中央の孔に模擬燃料デブリなどを装荷することを念頭に、対称性が保持できるよう燃料要素の各行列は奇数本配置とした。その上で、炉心中央部で目的とする中性子スペクトルが得られるよう、中央部に設けるテスト領域はおおむね 15cm 四方程度の一様配置としている。このテスト領域の外側に炉心を臨界とするためのドライバ領域が存在する。実効水位が 110cm 付近で臨界となるようにドライバ領域の燃料要素数を配置の対称性が保たれるように調整した。

(1) 1 領域炉心

1 領域炉心は 1 種類の格子間隔の格子板を用いて構成する一様な燃料要素配置を持つ炉心構成である。したがって、テスト領域とドライバ領域の違いはない。今回は以下の 7 炉心について成立性と炉心中央部の中性子スペクトルを確認した。

- ・<C1-1> 格子間隔 1.15cm 正方格子 ($V_m/V_f=1.2$) (燃料棒 677 本)
- ・<C1-2> 格子間隔 1.27cm 正方格子 ($V_m/V_f=1.7$) (燃料棒 429 本)
- ・<C1-3> 格子間隔 1.50cm 正方格子 ($V_m/V_f=2.9$) (燃料棒 253 本)

- <C1-4> 格子間隔 1.15cm 市松格子 ($V_m/V_f=3.7$) (燃料棒 221 本)
- <C1-5> 格子間隔 1.50cm 市松格子 ($V_m/V_f=7.2$) (燃料棒 181 本)
- <C1-6> 格子間隔 1.15cm 2 倍格子 ($V_m/V_f=8.7$) (燃料棒 189 本)
- <C1-7> 格子間隔 2.55cm 正方格子 ($V_m/V_f=11.0$) (燃料棒 221 本)

以上の 1 領域炉心の例として、<C1-5> 格子間隔 1.50cm 市松格子 ($V_m/V_f=7.2$) の炉心配置図を図 8.2.3-1 に、全 7 炉心の中性子スペクトルを図 8.2.3-2 に示す。

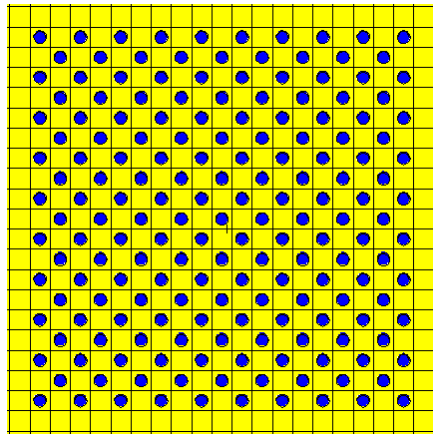


図 8.2.3-1 炉心の構成例 (1 領域炉心、<C1-5> 格子間隔 1.50cm 市松格子)

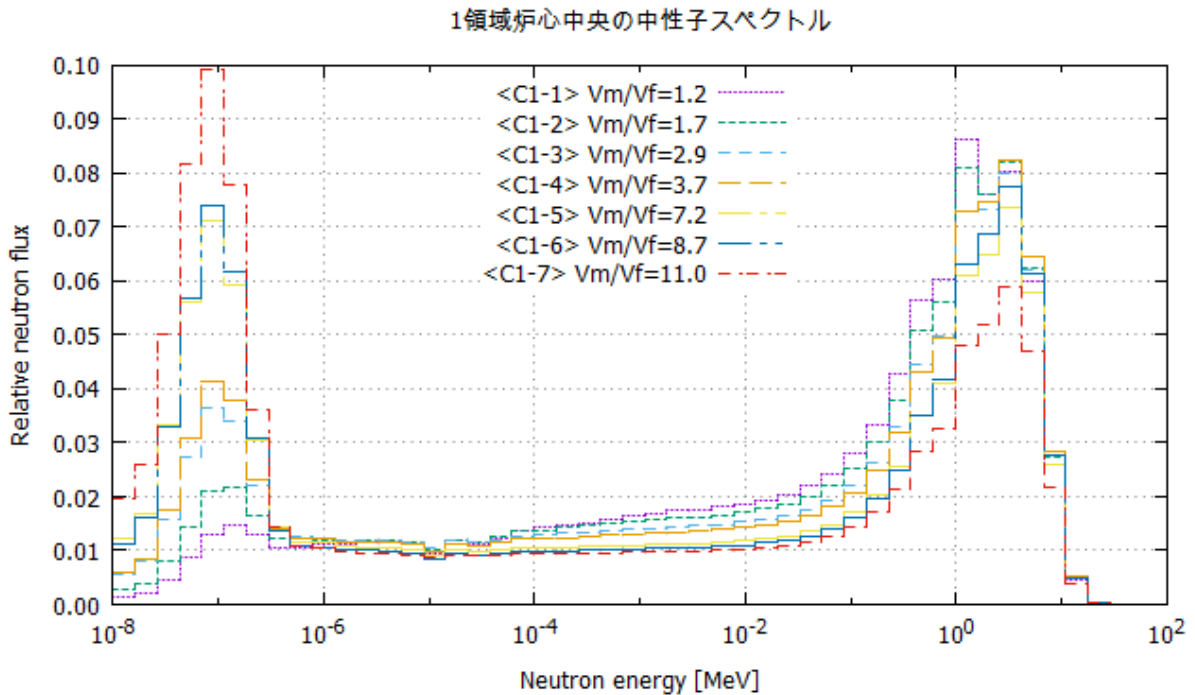


図 8.2.3-2 炉心中央の中性子スペクトル (1 領域炉心)

(2) 2領域炉心

2領域炉心は1種類又は複数の格子間隔の格子板を組み合わせ用い、実験の目的に合わせてテスト領域の V_m/V_f を炉心平均より小さくあるいは大きくできることが特徴である。今回は以下の6炉心について成立性と炉心中央部の中性子スペクトルを確認した。

- ・<C2-1> [テスト領域] 格子間隔 1.00cm 三角格子 ($V_m/V_f=0.3$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.50cm 正方格子 (燃料棒 531 本)
- ・<C2-2> [テスト領域] 格子間隔 1.09cm 三角格子 ($V_m/V_f=0.6$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.15cm 正方格子 (燃料棒 767 本)
- ・<C2-3> [テスト領域] 格子間隔 1.09cm 正方格子 ($V_m/V_f=0.9$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.15cm 正方格子 (燃料棒 685 本)
- ・<C2-4> [テスト領域] 格子間隔 1.15cm 市松格子 ($V_m/V_f=3.7$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.15cm 正方格子 (燃料棒 385 本)
- ・<C2-5> [テスト領域] 格子間隔 1.50cm 市松格子 ($V_m/V_f=7.2$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.50cm 正方格子 (燃料棒 225 本)
- ・<C2-6> [テスト領域] 格子間隔 1.50cm 2倍格子 ($V_m/V_f=15.7$)
[ドライバ領域] 格子間隔 1.50cm 正方格子 (燃料棒 301 本)

以上の2領域炉心の例として、<C2-1> 格子間隔 1.00cm 三角格子 ($V_m/V_f=0.3$) の炉心配置図を図 8.2.3-3 に、全7炉心の中性子スペクトルを図 8.2.3-4 に示す。

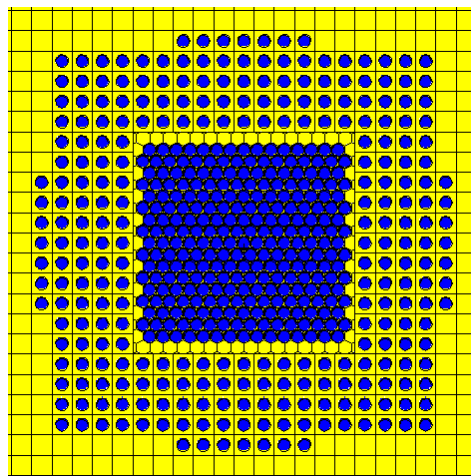


図 8.2.3-3 炉心の構成例 (2領域炉心、<C2-1> 格子間隔 1.00cm 三角格子)

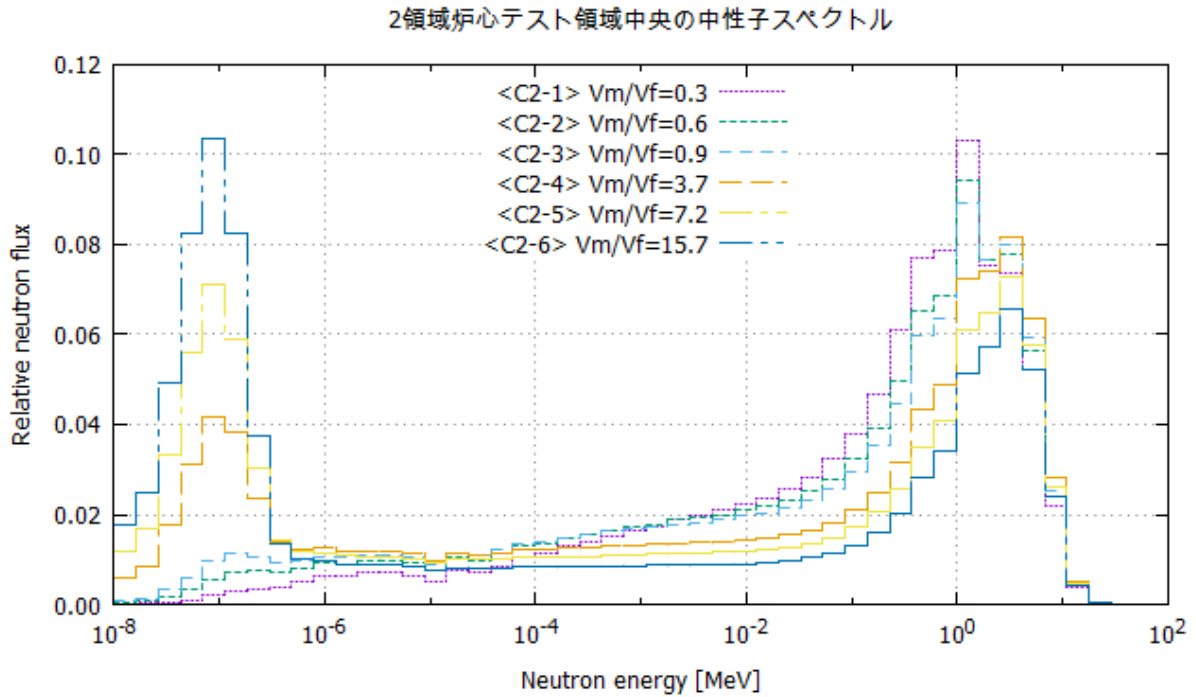


図 8.2.3-4 炉心中央の中性子スペクトル (2 領域炉心)

上記のとおり、2 領域炉心の許可の範囲での成立条件を検討したが、テスト領域に設定している 15cm 四方の範囲で十分に中性子スペクトルが変更されているかどうか調査するため、格子間隔 1.15cm 及び 1.50cm の 2 種について、市松格子 1 領域炉心としたものと 2 領域炉心でテスト領域のみ市松格子にしたものの中性子スペクトルを比較した。なお、比較に当たってはそれぞれの格子間隔の正方格子 1 領域炉心の中性子スペクトルも合わせて示し、テスト領域のスペクトルシフトの状況について明らかにした。図 8.2.3-5 に格子間隔 1.15cm の炉心中央中性子スペクトルの比較を、同じく図 8.2.3-6 に格子間隔 1.50cm の比較を示す。

図 8.2.3-5 及び図 8.2.3-6 に示される結果から、2 領域炉心のテスト領域では十分な中性子スペクトルの変更がなされ、1 領域で炉心を構成した場合と同等の効果が得られていることを確認した。頻繁に減速条件を変える実験スケジュールを組む場合には非常に有益な情報であり、テスト領域を構成する小格子板を用いる組合せ格子板の設計と制作に当たり、テスト領域の大きさの目安を与える重要な知見が得られた。

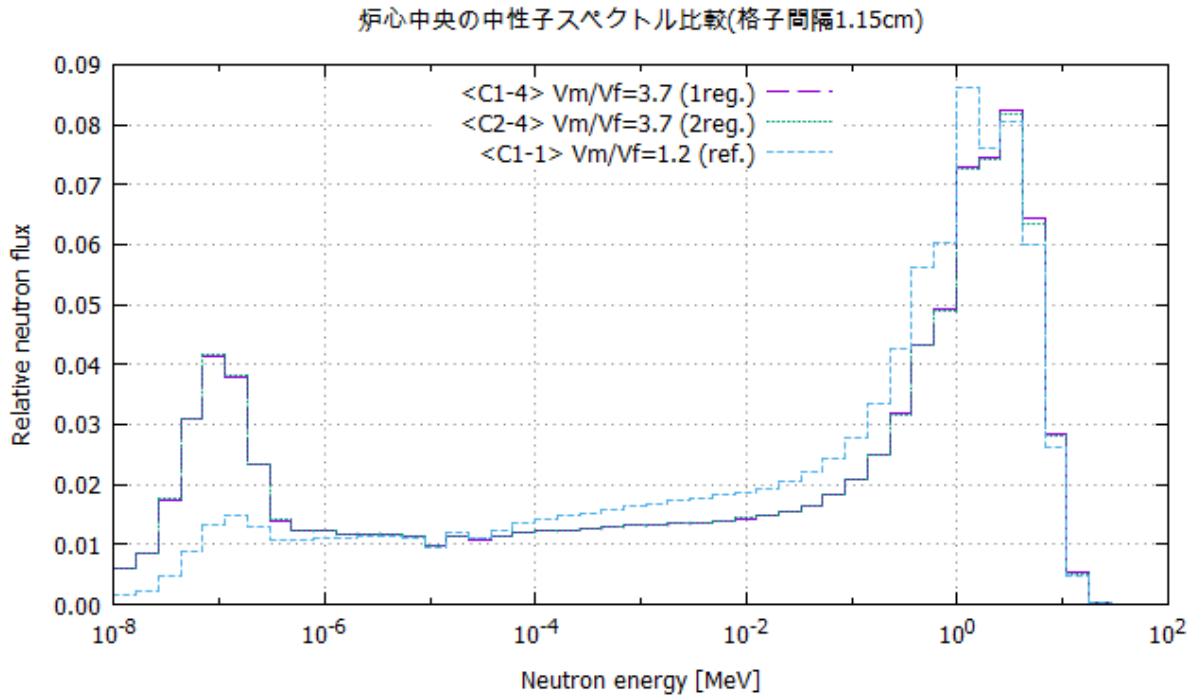


図 8.2.3-5 中性子スペクトルの比較 (格子間隔 1.15cm の 1 領域炉心及び 2 領域炉心)

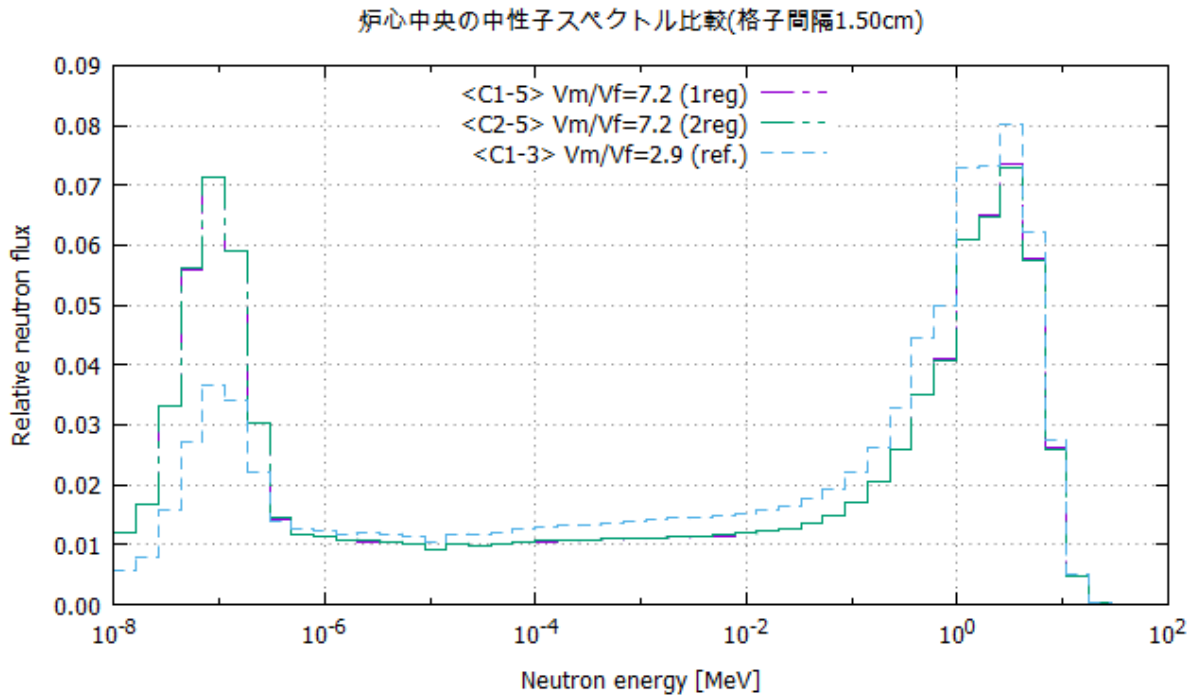


図 8.2.3-6 中性子スペクトルの比較 (格子間隔 1.50cm の 1 領域炉心及び 2 領域炉心)

(3) その他の検討

上記以外で下記の 2 領域炉心配置を検討したが、成立しなかった。

- <C2-X1> [テスト領域] 格子間隔 1.00cm 三角格子 ($V_m/V_f=0.3$)

- [ドライバ領域] 格子間隔 1.15cm 正方格子 (燃料棒 900 本超のため)
- ・ <C2-X2> [テスト領域] 格子間隔 2.55cm 市松格子 ($V_m/V_f=23.3$)
 - [ドライバ領域] 格子間隔 2.55cm 正方格子 (平均 V_m/V_f が 11 を超えるため)
- ・ <C2-X3> [テスト領域] 格子間隔 2.55cm 市松格子 ($V_m/V_f=23.3$)
 - [ドライバ領域] 格子間隔 1.15cm 正方格子 (燃料棒 900 本超のため)

本節で評価した 1 領域及び 2 領域炉心について、テスト領域の V_m/V_f ごとに並べたものを表 8.2.3-2 に示す。

表 8.2.3-2 検討した 2 領域炉心の一覧

炉心ID	テスト領域				ドライバ領域				全炉心		備考
	格子	V_m/V_f	本数		格子	V_m/V_f	本数		V_m/V_f	本数	
C2-X1	1.00cm格子間隔 三角格子	0.3	247		1.15cm格子間隔正方格子(13x13)	1.2	672		0.9<	900<	※未臨界(900本超)
C2-1	1.00cm格子間隔 三角格子	0.3	263		1.50cm格子間隔正方格子(11x11)	2.9	268		1.62	531	
C2-2	1.09cm格子間隔 三角格子	0.6	187		1.15cm格子間隔正方格子(13x13)	1.2	580		1.03	767	
C2-3	1.09cm格子間隔 正方格子	0.9	169		1.15cm格子間隔正方格子(13x13)	1.2	516		1.10	685	
C1-1	1.15cm格子間隔 正方格子	1.2	677		<1領域炉心>				1.16	677	
C1-2	1.27cm格子間隔 正方格子	1.7	429		<1領域炉心>				1.71	429	
C1-3	1.50cm格子間隔 正方格子	2.9	253		<1領域炉心>				2.92	253	
C2-4	1.15cm格子間隔 市松格子	3.7	85		1.15cm格子間隔正方格子(13x13)	1.2	300		1.71	385	
C1-4	1.15cm格子間隔 市松格子	3.7	221		<1領域炉心>				3.67	221	
C2-5	1.50cm格子間隔 市松格子	7.2	61		1.50cm格子間隔正方格子(11x11)	2.9	164		4.07	225	
C1-5	1.50cm格子間隔 市松格子	7.2	181		<1領域炉心>				7.18	181	
C1-6	1.15cm格子間隔 2倍格子	8.7	189		<1領域炉心>				8.67	189	
C1-7	2.55cm格子間隔 正方格子	11.0	221		<1領域炉心>				10.97	221	
C2-6	1.50cm格子間隔 2倍格子	15.7	25		1.50cm格子間隔正方格子(11x11)	2.9	276		3.98	301	
C2-X2	2.55cm格子間隔 市松格子	23.3	61		2.55cm格子間隔正方格子(11x11)	11.0	404		12.59	465	※ V_m/V_f 未達
C2-X3	2.55cm格子間隔 市松格子	23.3	25		1.15cm格子間隔正方格子(17x17)	1.2	800		0.9<	900<	※未臨界(900本超)

8.2.3.4 減速不足炉心と過減速炉心における模擬燃料デブリの特性評価

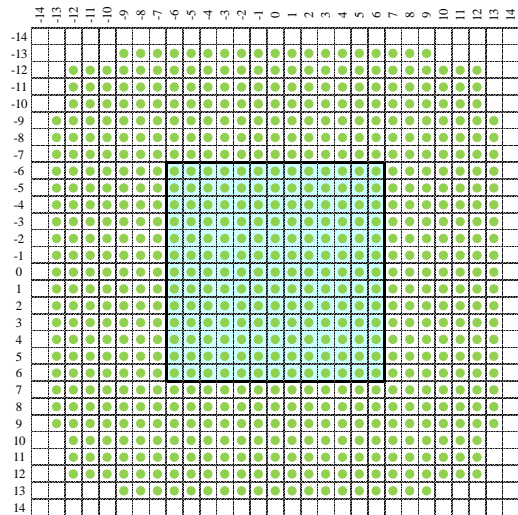
8.2.3.3 で検討した減速条件を実現する実験炉心構成案のうち、初期の STACY 更新炉で整備予定としている格子間隔 1.15cm の格子板を用いて、減速条件の違いによる燃料デブリ特性評価の具体的な計画について検討した。格子板を変えずに複数の減速条件が構築できれば、実験効率が良くなる。本節の評価では、実際に模擬燃料デブリ試料を装荷した炉心を解析し、減速条件の違いによる反応度効果の違いについて定量化した。また、最適な試料装荷量进行评估することで、今後の模擬燃料デブリ試料の調製量を見積もることができる。

模擬燃料デブリの組成として、MCCI 生成物を選定した。平成 26 年度の報告書に記載の MCCI 生成物の臨界特性のうち ^{235}U 濃縮度 4wt% UO_2 のものを代表とすると、無限増倍率 (k_∞) が最も大きくなる V_m/V_f は主として 0.5~3 程度の範囲である。この評価結果に対して可能な限り減速不足及び過減速となるような 2 つの減速条件を実現する実験炉心を考案することで、臨界特性解析の妥当性を評価するのに有効な実験データが得られるものと考えられる。

本節の評価においては、モンテカルロコード MCNP5.1 と評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、反応度の評価誤差が 0.02%以下になるように 5×10^7 実効粒子数をもって計算を行った。

(1) 減速不足炉心

減速不足炉心は図 8.2.3-7 に示されるように 701 本の燃料要素で構成される $V_m/V_f=1.2$ の実験炉心である。

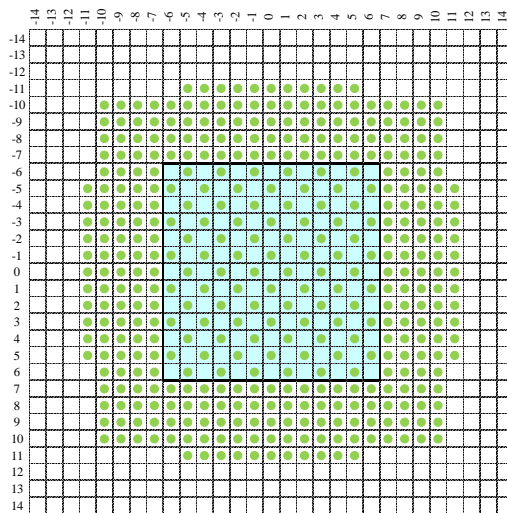


● 5wt.% fuel: 701 Test region (13x13) $V_m/V_f=1.2$

図 8.2.3-7 減速不足炉心の配置図

(2) 過減速炉心

過減速炉心は図 8.2.3-8 に示されるように 400 本の燃料要素で構成されるテスト領域の $V_m/V_f=3.7$ の実験炉心である。この格子間隔 1.15cm 市松格子は、テスト領域を設けずとも臨界となる炉心が構築できるが、テスト領域の三角格子などへの置換も考慮に入れて 2 領域炉心で検討したものである。



● 5wt.% fuel: 400 Test region (13x13) $V_m/V_f=3.7$
Water Hole: 84

図 8.2.3-8 過減速炉心の配置図

(3) 炉心特性の比較

これらの実験炉心配置の予想臨界水位を示したのが図 8.2.3-9 である。減速不足炉心の実効水位 1000mm での実効増倍率は 1.00035 ± 0.00011 であり、臨界予想水位は 990mm である。水位 1000mm における反応度添加率は $0.62\text{¢}/\text{mm}$ であり、 $\pm 100\text{mm}$ の範囲では大きく異なる。一方、過減速炉心の実効水位 1000mm での実効増倍率は 1.00357 ± 0.00011 であり、

臨界予想水位は 935mm である。水位 1000mm における反応度添加率は 0.63¢/mm であり、±100mm の範囲では大きく異なる。

STACY 更新炉に設置予定の水位計の精度が±0.2mm であることから、臨界水位の変動の下限値を 0.5mm と設定した。上限値については、上記反応度添加率が大きく変わらず、軸方向バックリングも大きく変わらない範囲として炉物理的見地から 100mm と設定した。

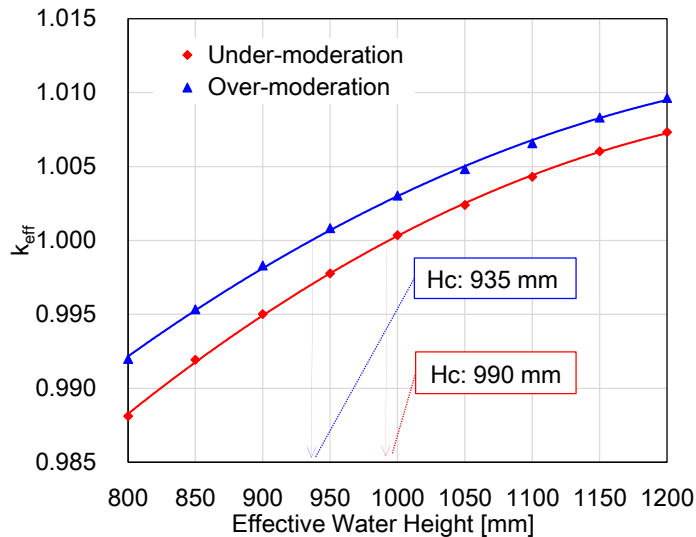


図 8.2.3-9 実効水位に対する実効増倍率の変化及び予想臨界水位

(4) MCCI 模擬燃料デブリ装荷時の反応度変化

① MCCI 燃料デブリサンプル

前述したとおり、本節で評価する模擬燃料デブリは MCCI 生成物を模擬したものであり、組成は平成 26 年度の報告書に記載のものを用いた。それぞれ次の値をパラメータとして評価している。

- ・有効長 1420mm、燃料要素と同サイズ（直径 0.82cm）、ジルコニウム被覆形状
- ・ ^{235}U 濃縮度： 3、4、5wt%
- ・コンクリート体積割合： 0、20、40、60、80%
- ・装荷本数： 1本、5本（2パターン）、9本、13本（装荷パターンは図 8.2.3-10 参照）

減速不足炉心では燃料棒との置換、過減速炉心では水穴との置換条件となる。

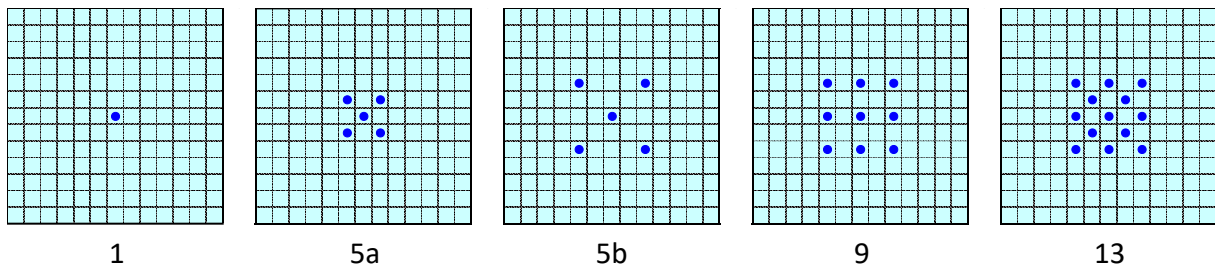


図 8.2.3-10 模擬燃料デブリの装荷パターン

② コンクリート体積割合変化時の反応度変化

1) 減速不足炉心

減速不足炉心にサンプルを 1～13 本装荷した場合の反応度効果を図 8.2.3-11 に示す。減速不足の条件に、コンクリート中に含まれる水分が減速に寄与する効果が加わるため、コンクリート体積割合及び装荷本数に応じて正の反応度効果が印加される。特にコンクリート体積割合が 30%程度の場合には、いずれの装荷本数でも反応度効果が小さく、測定が難しいことがわかる。この反応度効果が小さく臨界水位がほとんど変動しない範囲を除いては、STACY 更新炉においてその反応度効果を十分に測定できると考えられる。臨界水位の変動が乏しい範囲では、ドライバ燃料本数を変えて臨界水位を調整した炉心などで測定を行うことが考えられる。

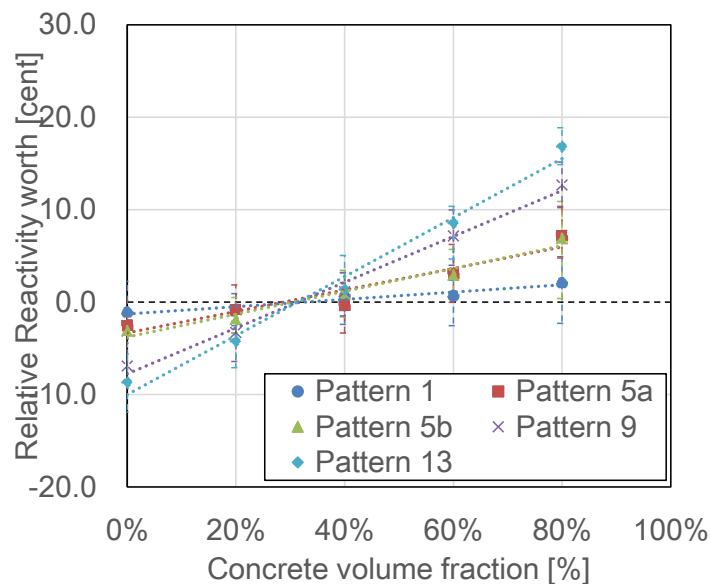


図 8.2.3-11 減速不足炉心に対する模擬燃料デブリの装荷時反応度効果

2) 過減速炉心

過減速炉心にサンプルを 1～13 本装荷した場合の反応度効果を図 8.2.3-12 に示す。過減速の条件に、コンクリート中に含まれる水分が減速に寄与する効果が加わるため、コンクリート体積割合及び装荷本数に応じてやや負の反応度効果が印加される。本炉心では、試料 1 本あたりの負の反応度効果印加の量が多い。そのため、9 本、13 本の場合には印加反応度が大きく、臨界水位の変動が 100mm を超えてしまうため、実験に適さない。このことから、本体系で模擬燃料デブリの反応度効果を測定する際に必要な試料数は 1～5 本程度と見積もることができる。

また、本検討での過減速炉心は、模擬燃料デブリ試料を水穴と置換しており、測定時には局所的に V_m/V_f が小さくなってしまっており、今後の課題である。

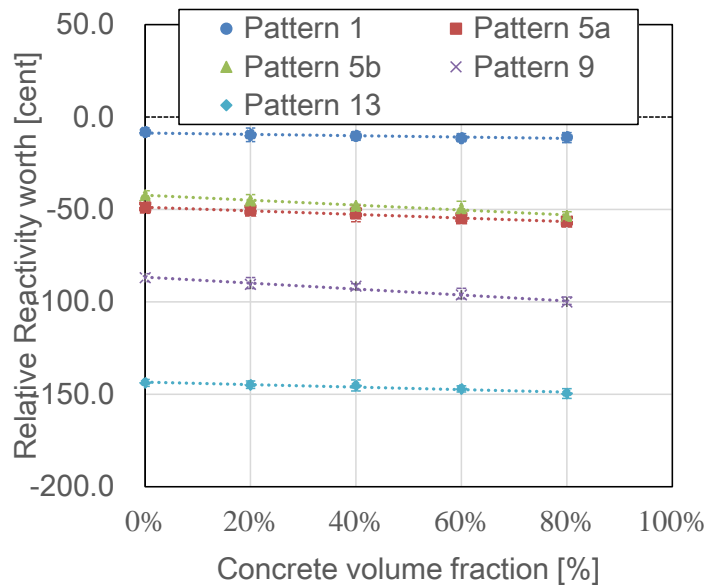


図 8.2.3-12 過減速炉心に対する模擬燃料デブリの装荷時反応度効果

③ 国際学会における調査及び意見交換

8.2.3.4 に記載の模擬燃料デブリの反応度効果測定のための実験炉心の検討について、2016年5月に米国サンバレーで開催された炉物理国際会議 **PHYSOR2016** で発表を行い、**STACY** 更新炉に対するニーズの調査と意見交換を行った。

STACY 更新炉では **IRSN** と協同で炉物理試験を実施することとなっており、そのスケジュールや実験内容がどのようなものであるかといった質問と研究計画に対する期待が寄せられた。今後三角格子などを取り入れた稠密体系での評価計画を練っていく旨を説明した。また、研究計画については国際臨界安全ベンチマークプロジェクト **ICSBEP** メンバーからベンチマーク化の期待が述べられ、ベンチマーク化を念頭に機器の設計や燃料調達に注力している旨を説明した。

(5) 今後の予定

過減速体系については、燃料要素と模擬燃料デブリの置換反応度を評価する予定である。また、本検討において2領域炉心の有効性が確認できたので、テスト領域に三角格子を設けさらに稠密にすることで V_m/V_f を下げた炉心について、組合せ格子板の実現性・製造性を含めた議論を進めていく。

8.2.3.5 まとめ

STACY 更新炉を用いた模擬燃料デブリの臨界特性測定において、実験で模擬できる減速条件を拡大するため、1領域炉心への水穴付与による減速比変更、模擬燃料デブリを装荷するテスト領域と炉心を臨界にするためのドライバ領域に分けた2領域炉心の成立性検討を行った。2領域炉心におけるテスト領域は15cm四方程度が確保できれば、1領域炉心と同等の中性子スペクトルが得られることが確認でき、複数の格子間隔を組み合わせた格子板の設計に有意な知見が得られた。また、**MCCI** 模擬燃料デブリの臨界特性を評価するための減速不足炉心と過減速炉心を検討し、それぞれの炉心に被測定模擬燃料デブリ試料を装荷

した場合に印加される反応度効果とそれに伴う臨界水位の変動が、精度良い測定を行う上で十分であるかどうか検討した。その結果、試料を1～5本装荷した各実験炉心に成立性があることを確認した。

参考文献

- 1) 「原子力規制庁 平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業」報告書、(独)日本原子力研究開発機構、平成 27 年 3 月

8.3 臨界実験装置に係る調査等

8.3.1 目的及び概要

(1) 目的

本事業で検討を行ってきた STACY 更新炉における臨界実験について、国際会議において成果発表を行い、国内外の研究者との意見交換を行う。特に、燃料デブリ模擬体を用いるデブリ模擬臨界実験に備え、実験方法を検討し、かつその効果を評価する。

また、STACY 更新炉の実験開始に先立って類似の機能を持つ他の臨界実験装置を調査し、得られた知見を更新炉の設計に取り入れる。

(2) 概要

前節の目的を達成するため、本事業の平成 26 年度の成果である、STACY 更新炉の基本炉心における感度解析結果を臨界安全国際会議 ICNC2015（平成 27 年 9 月 13 日～17 日、米国ノースカロライナ州シャーロット）において発表を行うとともに情報収集を行った。また、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）を訪問し、現地の研究者と STACY 更新炉で計画している臨界実験についての議論を行った。さらに、STACY 更新炉と類似の設計の原子炉である米国サンディア国立研究所の臨界集合体を見学し、STACY 更新炉の設計に参考になる情報を収集した。

8.3.2 成果報告

(1) 国際臨界安全会議 ICNC2015 における発表

国際臨界安全会議 ICNC（International Conference on Nuclear Criticality Safety）は、4 年に 1 回開催され、臨界安全研究に携わる各国の研究者、技術者が一堂に会し、情報交換を行う国際会議である。平成 27 年の会議 ICNC2015 は米国ノースカロライナ州シャーロットにて開催され、プレナリーセッション及び 22 の技術セッションで 182 件の発表があった。本事業からは、平成 26 年度事業の成果である、STACY 更新炉の基本炉心の設計及びその感度解析結果を発表した。以下、会議の概要及び発表内容を報告する。

オープニングプレナリーセッションでは、参加各国を代表する研究者が現在重要視している研究テーマ等について発表した。我が国からは日本原子力研究開発機構(JAEA)原子力基礎工学研究部門の須山グループリーダー及び同機構技術主幹であり本事業を統括する安全研究センターの外池グループリーダーが登壇し、福島第一原子力発電所(1F)燃料デブリの臨界安全研究について本事業の内容を含め現状と将来計画を述べた。また、米国の J. McKamy 氏、仏国の E. Létang 氏がそれぞれ当該国の臨界安全研究の現状について発表を行った。発表において、両氏ともに世界の臨界実験設備の数が減少傾向にあることについて懸念を表明したことは注目に値する。このような世界的な趨勢の中、我が国が本事業を通じて汎用の臨界実験装置である STACY を更新し、基盤的な実験設備を維持し、国際協力も含めて活用していくことの意義は極めて大きいと考えられる。

本事業からの成果発表は、JAEA 原子力科学研究所の井澤技術副主幹が行った。まず、臨界実験(I)セッションにおいて、デブリ模擬物質を含まない STACY 更新炉の基本炉心を設計し、当該炉心の機械的、化学的不確かさが実験精度へ及ぼす影響を仏国放射線防護・原

子力安全研究所 (IRSN) と共同で評価した結果 (平成 26 年度事業成果¹⁾) を報告した。続いて臨界実験(II)セッションにおいて、デブリ模擬物質を燃料ペレットへ混入する方法と実験用装荷物として減速材部に挿入する方法の核特性の差異を検討評価した結果について発表した (平成 27 年度事業成果²⁾)。本報告書第 8.2.2 章参照)。本事業に対する聴衆の関心は高く、解析結果の詳細に加えて、STACY の具体的な運転開始時期に注目する質問があった。

上記技術セッションのほか、本事業に関連が強い内容として IRSN で開発された核計算ツール PROMETHEE を紹介するワークショップが開催された。

上記ツールは核計算コード開発で通常注目される炉物理問題の解法やその具体的実装に焦点を当てたものではなく、多変数を用いて系統的に臨界計算を行う際の一連の定型作業、すなわち「変数の値を変更した入力データ群の作成」「計算の実行と結果回収」「中性子増倍率を最大にする変数値の推定」「再計算による確認」を半自動化し効率化するものである。本事業で開発中である臨界マップデータベースシステム (臨界マップ DB) は燃料デブリの臨界特性を網羅的にデータベース化するものであるが、汎用の計算自動化システムとして PROMETHEE と同様の側面を備えている。

本事業の臨界マップ DB と IRSN の PROMETHEE が焦点を当てている上記一連の計算解析作業は、従来は、各計算者の手作業に多くを依存し、属人性・作業環境依存性が強く、技術継承や OS 間移植が困難であった。ツールによって定型作業を標準化しこの困難を解消することができれば、熟練者の退職、異動時の計算情報の散逸を防ぎ、初学者の学習効率を改善する効果が期待できるほか、規制担当官等、非専門家が検証計算を行う際の労力を大幅に軽減することができる。また、PROMETHEE ツールは計算インプット内で変数値の変更等の記述を臨界計算コードの入力データから独立した独自の記法で書くことができる高度なマクロ・プログラム機能を有しているが、これによりどの臨界計算コードでも同じ書き方で変数値の操作ができる利点が生じ、これもやはり学習効率の観点で極めて利益が大きい。我が国の臨界計算コードでは、例えば連続エネルギーモンテカルロコード MVP が入力データを変数名で与え柔軟に値を変更できる機能を独自に持つが、標準炉物理計算コードシステム SRAC はこの機能を持たない等、標準化されているとは言い難い現状にある。本事業の臨界マップ DB は、計算インプット生成時に変数名を置換して入れ替える機能を有しているが、PROMETHEE のように高度な機能は現状では有していない。今後の開発でインプット生成機能を高度化し、我が国のコード間の差を埋める機能を提供することは有益であると考えられる。

その他のセッションでは臨界実験において実験設備や核データに付随する不確かさの影響を検討する発表を中心に聴講し、当該トピックの研究が活発に行われていることを確認した。特に、Fe-56 の共鳴吸収の詳細評価やコンクリートの水分率の違いが遮蔽計算結果に及ぼす影響の検討等、従来広く用いられている物質の特性を掘り下げる研究も見られた。これらの物質は燃料デブリの臨界安全性を検討する上で重要な物質であり、今後とも情報収集を行う必要がある。

(2) 米国オークリッジ国立研究所(ORNL)における情報収集

ORNL を訪問し、Reactor and Nuclear Systems Division の J. C. Wagner ディビジョン長を始めとする研究者と会合し、STACY 更新炉におけるデブリ模擬臨界実験について議論した。本事業からは外池グループリーダー、山根サブグループリーダー及び井澤技術副主幹、並びに原子力規制庁の藤田技術研究調査官が出席し、ICNC2015 で使用した発表資料を用いて 1F 燃料デブリ臨界管理研究開発の現状について説明した。ORNL からは、デブリ模擬臨界実験においてコンクリートや鉄等の構造材の装荷方法が核特性に及ぼす差異の検討を、ORNL 開発の臨界計算コードシステム SCALE-TSUNAMI による感度解析を通じて検討すること等の提案があった。

このような臨界実験に係る情報交換は、本事業の計画するデブリ模擬臨界実験にも有益であり、ORNL との技術交流は継続すべきである。

(3) 米国サンディア国立研究所(SNL)における情報収集

ORNL に引き続き、井澤技術副主幹及び原子力規制庁の藤田技術研究調査官が STACY 更新炉と同様に水減速材と棒状燃料を組み合わせた臨界集合体が設置されている SNL を訪問した。

今回の訪問では臨界集合体を見学し、実験担当者の Gary A. Harms 博士から同集合体について詳細な説明を受けた。SNL の臨界集合体 7uPCX の概観を図 8.3-1 に、主要な仕様を表 8.3-1 に示す。同表に示すとおり、7uPCX は STACY 更新炉よりも小型であるが同じく燃料棒と軽水減速材を組み合わせた非均質体系であり、設計で参考になる点が多い。出張者は、自身の解析から水減速材が少ない条件の実験では燃料棒外径の精度が臨界量測定の精度を左右する結果を得ており、SNL が独自に整備した、レーザーによる外径測定装置の説明を受けた。SNL ではこの装置により全ての燃料棒を測定している。

燃料デブリ臨界実験のためには、装置各部の寸法や組成を詳細に測定し、さらに測定に用いた機器の仕様も含めて情報を保存することが必要である。燃料ペレット径等の後から測定できない項目は製作工程の適切な段階で取得しなければならない。このような測定すべき項目、要求精度、測定工程等の計画策定について、経験豊富な Harms 氏を始めとする SNL スタッフの協力を仰ぐことは本事業で計画しているデブリ模擬臨界実験の実験精度向上のために重要である。

8.3.3 まとめ

国際臨界安全会議 ICNC2015、及び原子炉物理に係る国際会議 PHYSOR2016 に出席し、本事業の平成 26 年度、平成 27 年度成果発表を行うとともに臨界安全に係る情報収集を行った。また、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)及びサンディア国立研究所(SNL)を訪問し、研究者との議論及び設備の見学を通じて情報収集を行った。

ICNC2015 では、臨界実験を行う設備が世界的に見て減少傾向にあること、そのような趨勢の中、本事業を通じて臨界実験装置を維持し、実験機能を提供し続けることとの重要性を再確認した。また、フランス放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)において開発された計算自動化機能を持つツール PROMETHEE について情報を収集し、本事業で開発中の臨界マップデータベースシステムに参考になる知見を得た。

ORNL 及び SNL の訪問では現地の研究者と直接議論することにより本事業においてデブリ
模擬臨界実験を遂行するための情報を収集するとともに、STACY 更新炉の設計に関する知見
を収集した。

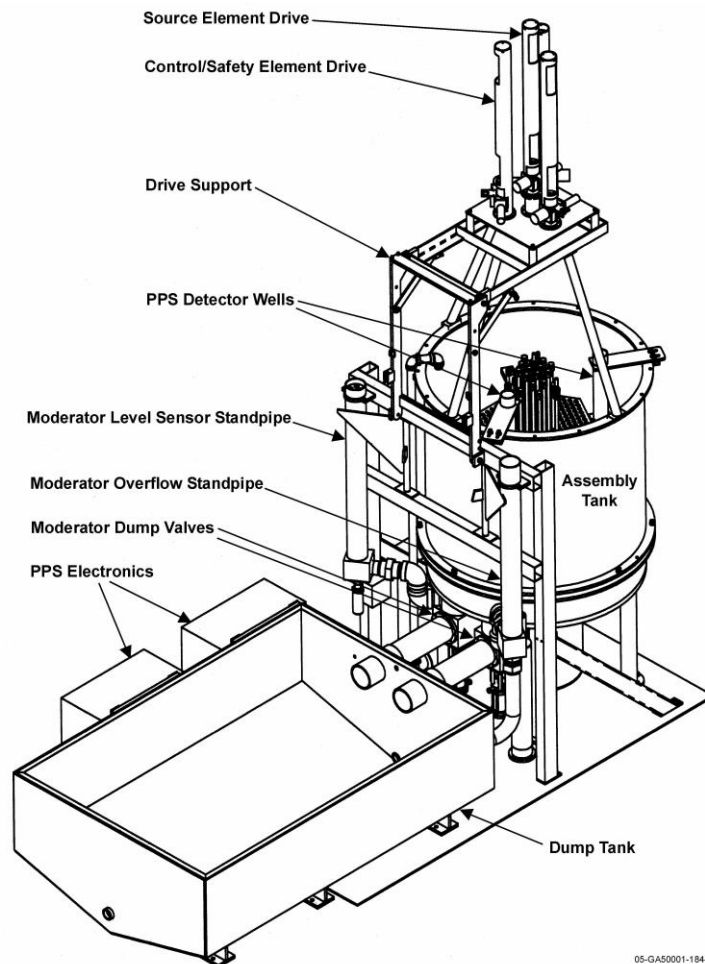


図 8.3-1 SNL 臨界集合体 7uPCX の概観³⁾

表 8.3-1 SNL 臨界集合体 7uPCX の主要仕様³⁾

項目	7uPCX	STACY 更新炉
炉心タンク寸法	101.6 cmH 93.6752 cmΦ	約 190 cmH 約 180 cmΦ
燃料ペレット直径	0.52578 cm	約 0.8 cm
棒状燃料直径	0.635 cm	約 0.95 cm
²³⁵ U 濃縮度	6.90%	10%以下 (デブリ模擬臨界実験では 5%)
減速材対 燃料ペレット体積比	0.67	0.9~11

参考文献

- 1) (独) 日本原子力研究開発機構、「原子力規制庁 平成 26 年度 原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費 (東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備) 事業報告書」、平成 27 年 3 月、(2015)
- 2) A. Sakon, K. Izawa, H. Sono, *et al.*, “Representability Evaluation of Fuel Debris Nuclear Characteristics by Heterogeneous Core of STACY,” *Proc. International Conference on Nuclear Criticality Safety 2015*, Charlotte, NC, USA, Sept. 13-17, 2015 (2015)
- 3) G A. Harms, “Water-Moderated Square-Pitched U(6.90)O₂ Fuel Rod Lattices with 0.67 Fuel to Water Volume Ratio,” Revision 1, *The International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, LEU-COMP-THERM-080*, Sept. 30, 2013, (2013)

8.4 給水停止スイッチモックアップ試験

8.4.1 目的及び概要

(1) 目的

本モックアップ試験は、給水停止スイッチの制御精度を検証するために行ったものである。給水停止スイッチは、STACY 炉心タンクの給水を制限するとともに、反応度を制御する装置である。本装置は、実験上はもとより安全上も非常に重要であり、その制御機能は確実なものでなければならない。この確実な制御機能を実現するためには、水面検知部の位置決め精度と水面の検知精度を正確に把握する必要がある。また、STACY の水位制御精度として $\pm 1.5\text{mm}$ を見込み安全解析を実施している。これらのことから、給水停止スイッチが想定した範囲内の制御精度となることを検証するため、実機相当の試験装置を製作し、STACY 実験の成立性及び安全性が確保されることを検証した。

(2) 概要

STACY は、炉心タンク内に設置した格子板に棒状燃料を配列後、給排水系のポンプや弁を用いて軽水を炉心タンクに供給し、炉心タンク水位を調節することによって反応度を制御する臨界実験装置である。炉心タンクへ供給できる水量は棒状燃料の装荷量とともに変化し、その最大水位は 1400mm （棒状燃料有効長下端を基準）である。また、STACY の実験では軽水の温度も変化させることが可能であり、その最大温度は 70°C である。これらの実験範囲において、安全解析上の制御精度を $\pm 1.5\text{mm}$ で評価しており、この制御には給水停止スイッチを用いる。このため、給水停止スイッチには $\pm 1.5\text{mm}$ の制御精度が求められる。

給水停止スイッチの主要機構は、水位制限と水面検知であり、それぞれの制御精度として前者 $\pm 1.0\text{mm}$ 、後者 $\pm 0.5\text{mm}$ を見込んでいる。このうち、後者の精度については既に検証済み^[1]であるため、本モックアップ試験では前者の精度検証を実施した。この検証においては、昨年度（H27年度）にモックアップ試験装置の設計検討を行い、今年度（H28年度）、装置製作及び試験を実施した。試験の結果、給水停止スイッチに要求される制御精度を満足できる見通しが得られた。

また、STACY の水位制限は、給水停止スイッチとは別に設けている最大給水制限スイッチによっても行う。このスイッチの主要機構は、給水停止スイッチと同様であることから、最大給水制限スイッチについても、その制御精度が $\pm 1.5\text{mm}$ 以下となる見通しが得られた。

(3) 実施体制

本モックアップ試験は、原子力機構の監督のもと、富士電機株式会社が試験装置の設計を実施し、スギノマシン株式会社が装置製作及び試験データの取得を行った。また、試験は、スギノマシン株式会社の早川事業所（富山県）で実施し、平成28年7月7～8日には原子力機構立会にて最終データの確認を行った。

8.4.2 成果報告

8.4.2.1 給水停止スイッチモックアップ試験装置の製作

給水停止スイッチモックアップ試験装置は、以下の設計方針に基づき設計及び製作を行った。

(1) 設計方針

- ・温度影響（最大+50℃）による水面検知器の移動量（スイッチロッドの伸び）は1.0mm以下となる構造であること（実機同等）。
- ・スイッチロッドの伸び方向は、早期水面検知の観点から、原則として下方向となる構造とすること。
- ・水面検知器の位置決め機構は、高い再現性があること。
- ・上記構造の検証が可能であること。

(2) 機器の主要仕様

給水停止スイッチモックアップ試験装置の主な構造及び仕様を下記に示す。

- ・ボールネジ及びスイッチロッドの材質、ボールネジの支持方法、形状寸法及びスイッチロッドの駆動機構は実機同等とした。
- ・実機の水位計は、炉心タンクに供給された温水によって間接的に温められるが、本試験でこの状態を再現することは困難である。このため、水位計を密封箱の中に収め、温風を用いて水位計自身を実機で用いる水温まで上昇することのできる試験装置とした。また、上部密封箱及び下部密封箱は保温のため、箱の外側に断熱材を設置した。
- ・スイッチロッドの昇降には AC サーボモータを採用する。モータのトルク（0.64N・m）及びスイッチロッドの昇降速度（0～3000mm/min）は実機水位計と同等のものを選定した。スイッチロッドの先端には、高さ測定用ブロックを取り付けた。このブロックの先端部は下部密封箱に設けたスリットから外に出し、このブロックの上下移動量をレーザー変位計で測定する構造とした。
- ・試験装置は、熱風発生機を用いて下部密封箱のみ加熱する場合（パターン A）と、下部密封箱及び上部密封箱を同時に加熱する場合（パターン B）の2パターンで試験が実施できる構造とした。また、スイッチロッドの表面、内面及び温度測定用ロッドの表面には熱電対を貼り、各部の温度を測定できる構造とした。（ボールネジに直接熱電対を貼りつけることができないため、同じ材質の温度測定用ロッドを設置することにより温度を計測した。）

- ① 主要材質
 - ・ 架台類：SS400
 - ・ スイッチロッド（本体）：SUS630
 - ・ スイッチロッド（ハウジング）：SUS304
 - ・ ボールネジ：メーカー標準炭素鋼+AP-CF 処理

- ② 昇降駆動部仕様
 - ・ 駆動原：AC サーボモータ（AC200V、200W）
 - ・ 昇降方式：ボールネジ
 - ・ 昇降速度：0～3000mm/min
 - ・ 昇降ストローク：1900mm

- ③ 熱風発生機
 - ・ 電源：AC200V
 - ・ ヒータ容量：5kW
 - ・ 供給熱風温度：常温～350℃
 - ・ 最大風量：5.3m³/min
 - ・ 型式：TSK23 5kW（関西電熱）

- ④ レーザー変位計
 - ・ 測定レンジ：50mm±10mm
 - ・ 測定精度（直線性）：25 μm
 - ・ 型式：ZX2-LD50（OMRON）

上記の設計方針に基づき製作した給水停止スイッチモックアップ試験装置の構造図及び温風供給パターン並びに写真を図 8.4.2.1-1～図 8.4.2.1-3 に示す。

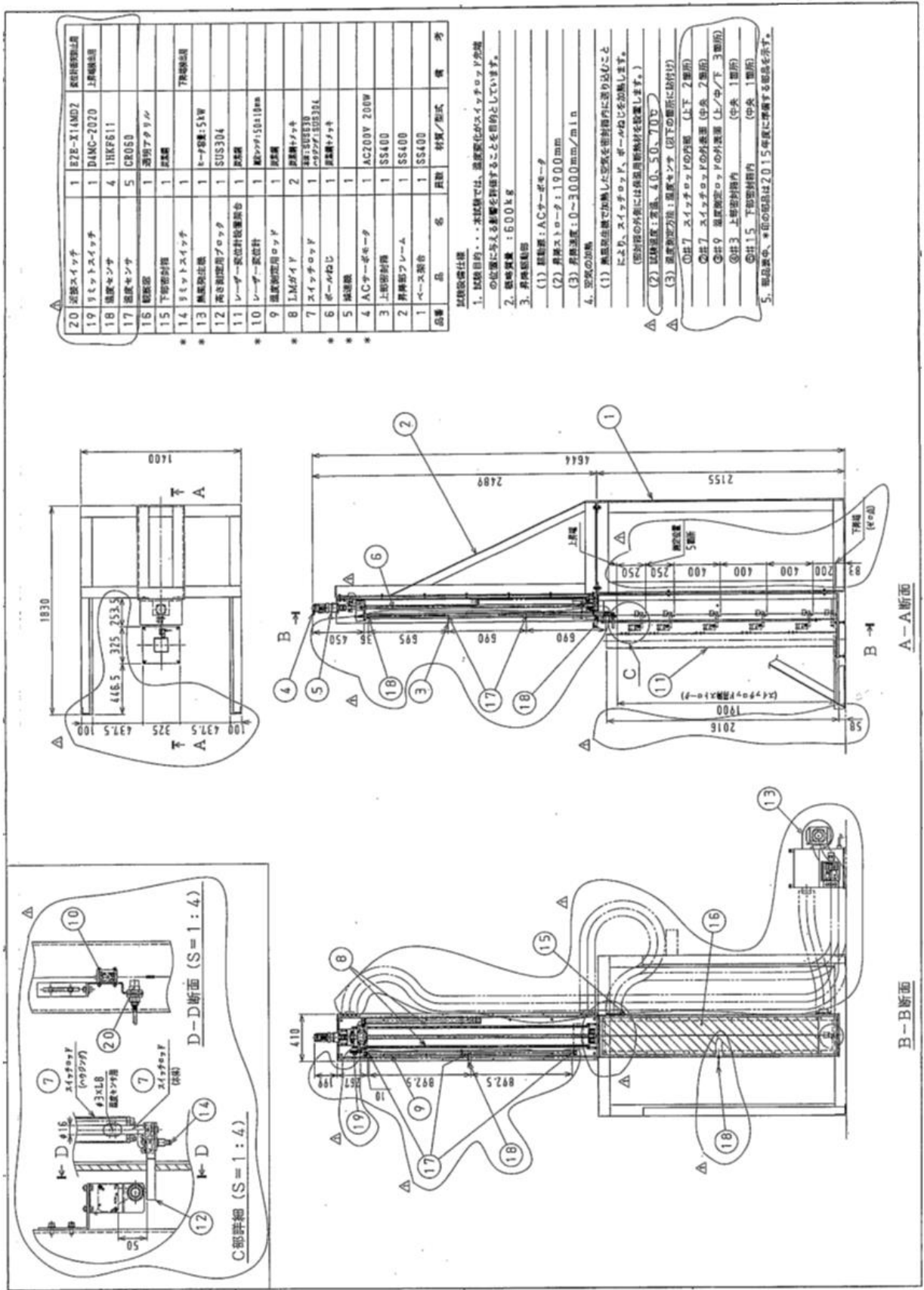
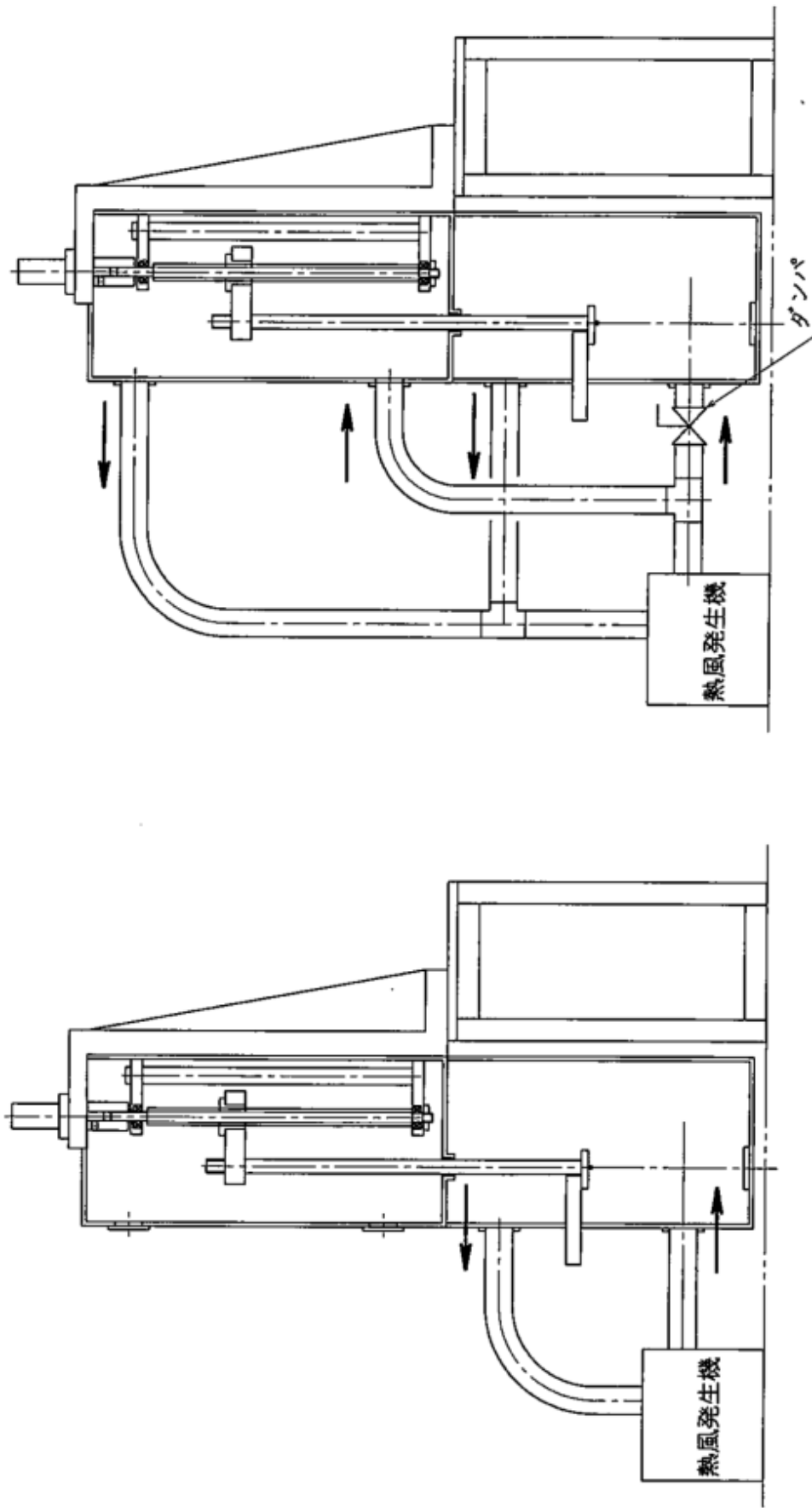


図 8.4.2.1-1 給水停止スイッチモックアップ試験装置の構造図



(1) 温風供給パターンA

(2) 温風供給パターンB

図 8.4.2.1-2 温風供給パターン



(1) 試験装置全体 (1/2)



(2) 試験装置全体 (2/2)

図 8.4.2.1-3 (1/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真

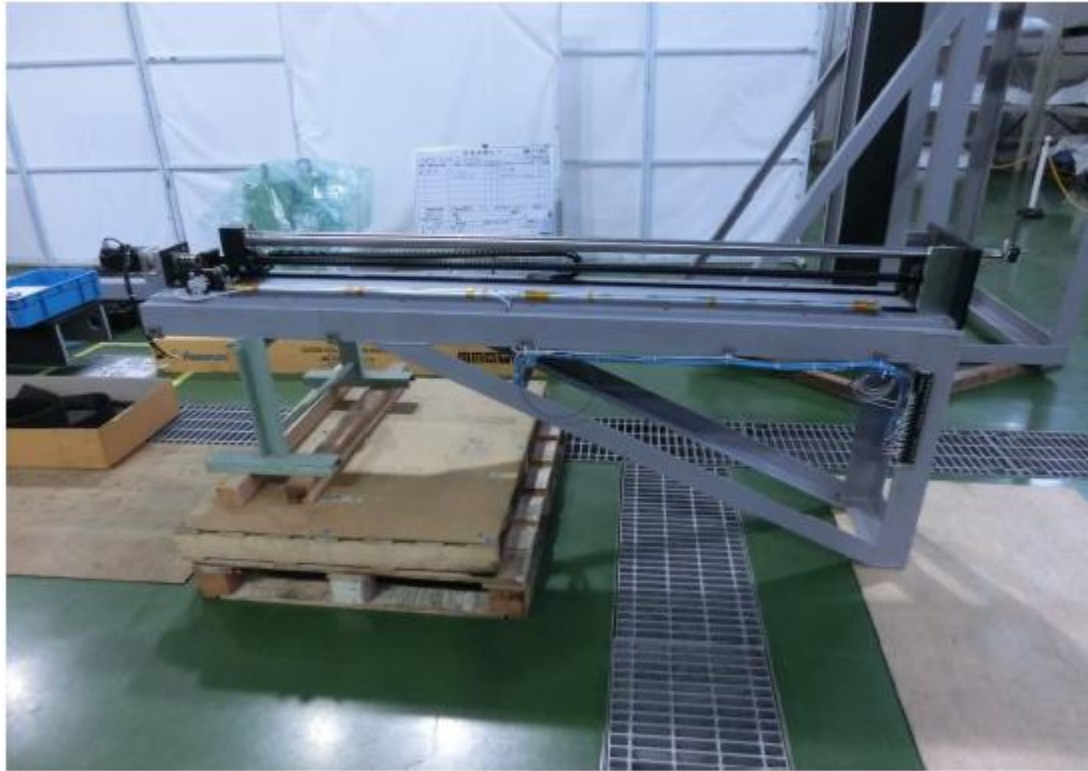


(3) 熱風供給パターン A (下部加熱)



(4) 熱風供給パターン B (上下加熱)

図 8.4.2.1-3 (2/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真



(5) 試験装置駆動部



(6) 駆動装置モータ部

図 8.4.2.1-3 (3/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真



(7) 温度測定ロッド及びレーザー変位計



(8) 温度測定ロッド及びレーザー変位計

図 8.4.2.1-3 (4/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真



(9) 下部密封箱内部



(10) 温度測定ロッド

図 8.4.2.1-3 (5/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真



(11) 熱風発生機



(12) 制御及び記録部

図 8.4.2.1-3 (6/6) 給水停止スイッチモックアップ試験装置写真

8.4.2.2 検証試験

製作したモックアップ試験装置を用いて、以下の試験条件及び手順により「温度影響測定試験」及び「繰り返し精度確認試験」を実施した。

(1) 試験条件

温度影響測定試験及び繰り返し精度確認試験の試験パラメータを表 8.4.2.2-1 及び表 8.4.2.2-2 に示す。

(2) 試験手順

1) 温度影響測定試験

温度影響測定試験の手順を図 8.4.2.2-1 に示す。なお、予備試験実施の際に温風によって下部架台が熱膨張し、試験結果に影響することが判明した。このため、下部架台の試験中の変位量を測定することとした。測定機器の設置概要及び写真を図 8.4.2.2-2 及び図 8.4.2.2-3 に示す。

2) 繰り返し精度確認試験

以下の手順により常温での昇降部の繰り返し精度確認を行う。

- ① スイッチロッドを下降させ、リミットスイッチが作動する位置で自動停止させる。
- ② この位置で高さを 0 リセットする。（この位置を原点とする。）
- ③ 自動運転にて設定高さ（モータエンコーダの指示値）まで上昇させる。
- ④ 原点から設定高さまでの距離（H0）をスケールにて測定し記録する。
- ⑤ レーザー変位計により、設定高さでの高さ測定ブロックの変位量の測定を開始する。
- ⑥ ①～⑤までの操作を合計 5 回繰り返す。

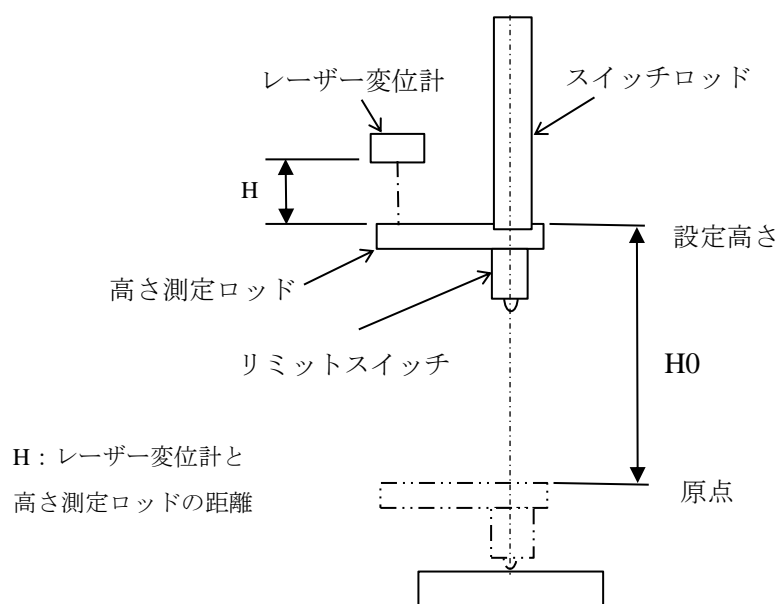
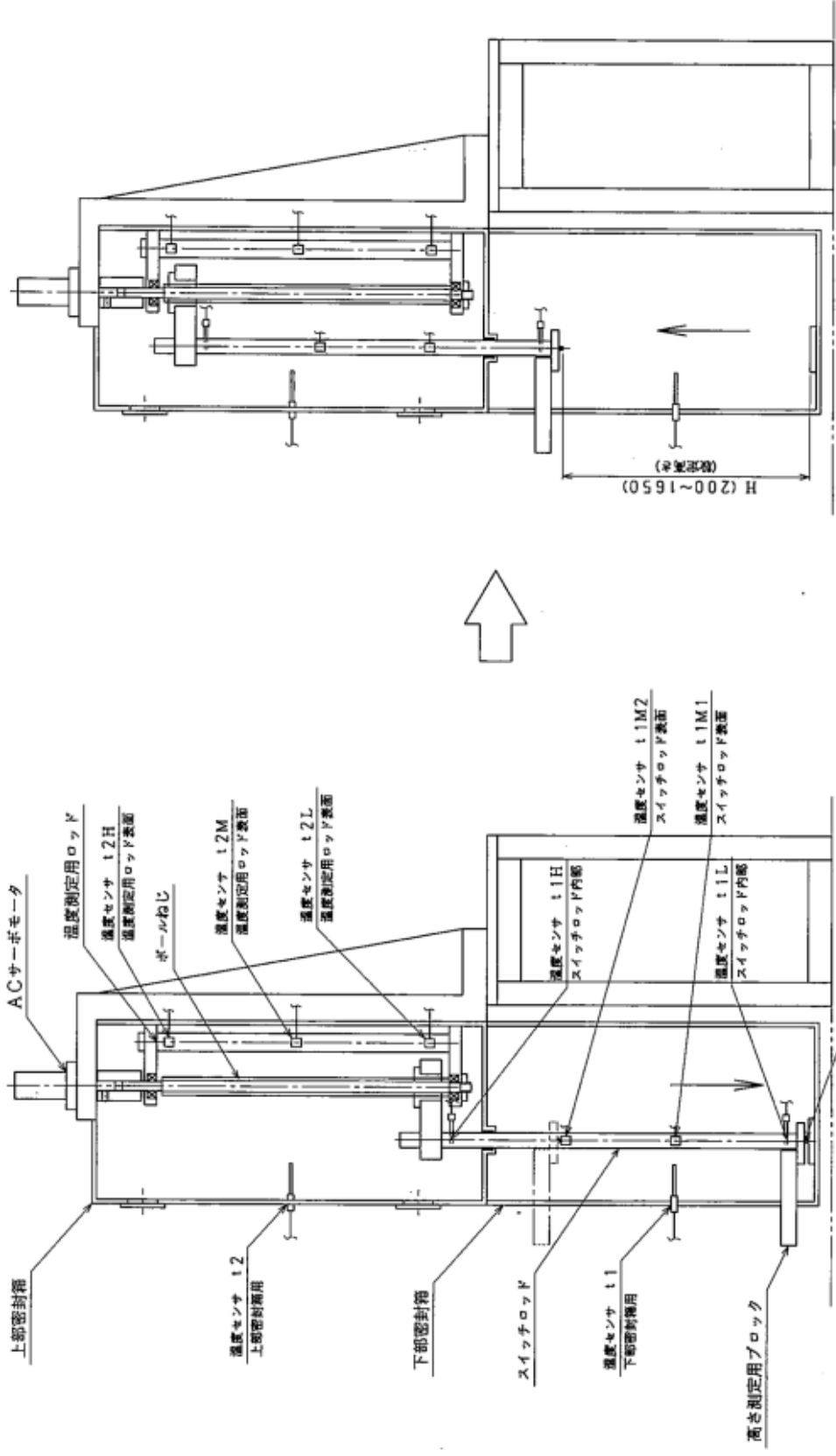


表 8.4.2.2-1 温度影響測定試験の試験パラメータ

試験 No.	温風供給 パターン	スイッチ ロッド高さ [mm]	設定温度 (下部密封容器内温度) [°C]	温度設定
1	A	200	常温	No.1 (常温→40→50→70°C)
			40	
			50	
			70	
2		600	常温	No.2 (常温→40→50→70°C)
			40	
			50	
			70	
3		1000	常温	No.3 (常温→40→50→70°C)
			40	
	50			
	70			
4	1400	常温	No.4.1 (常温→40°C)	
		40	No.4.2 (常温→50→70°C)	
		50		
		70		
5	1650	常温	No.5 (常温→40→50→70°C)	
		40		
		50		
		70		
6	B	200	常温	No.6 (常温→40→50→70°C)
			40	
			50	
			70	
7		600	常温	No.7 (常温→40→50→70°C)
			40	
			50	
			70	
8		1000	常温	No.8.1 (常温→40°C)
			40	No.8.2 (常温→50→70°C)
	50			
	70			
9	1400	常温	No.9 (常温→40→50→70°C)	
		40		
		50		
		70		
10	1650	常温	No.10 (常温→40→50→70°C)	
		40		
		50		
		70		

表 8.4.2.2-2 繰り返し精度確認試験の試験パラメータ

試験 No.	スイッチロッド測定高さ [mm]	備考
1	200	昇降速度は 10mm/s と する。
2	600	
3	1000	
4	1400	
5	1650	



上部密封箱
 ACサーボモータ
 温度測定用ロッド
 温度センサ t2H
 温度測定用ロッド表面
 ボールねじ
 温度センサ t2M
 温度測定用ロッド表面
 温度センサ t2L
 温度測定用ロッド表面
 温度センサ t2
 上部密封箱用

下部密封箱
 スwitchロッド
 温度センサ t1
 下部密封箱用

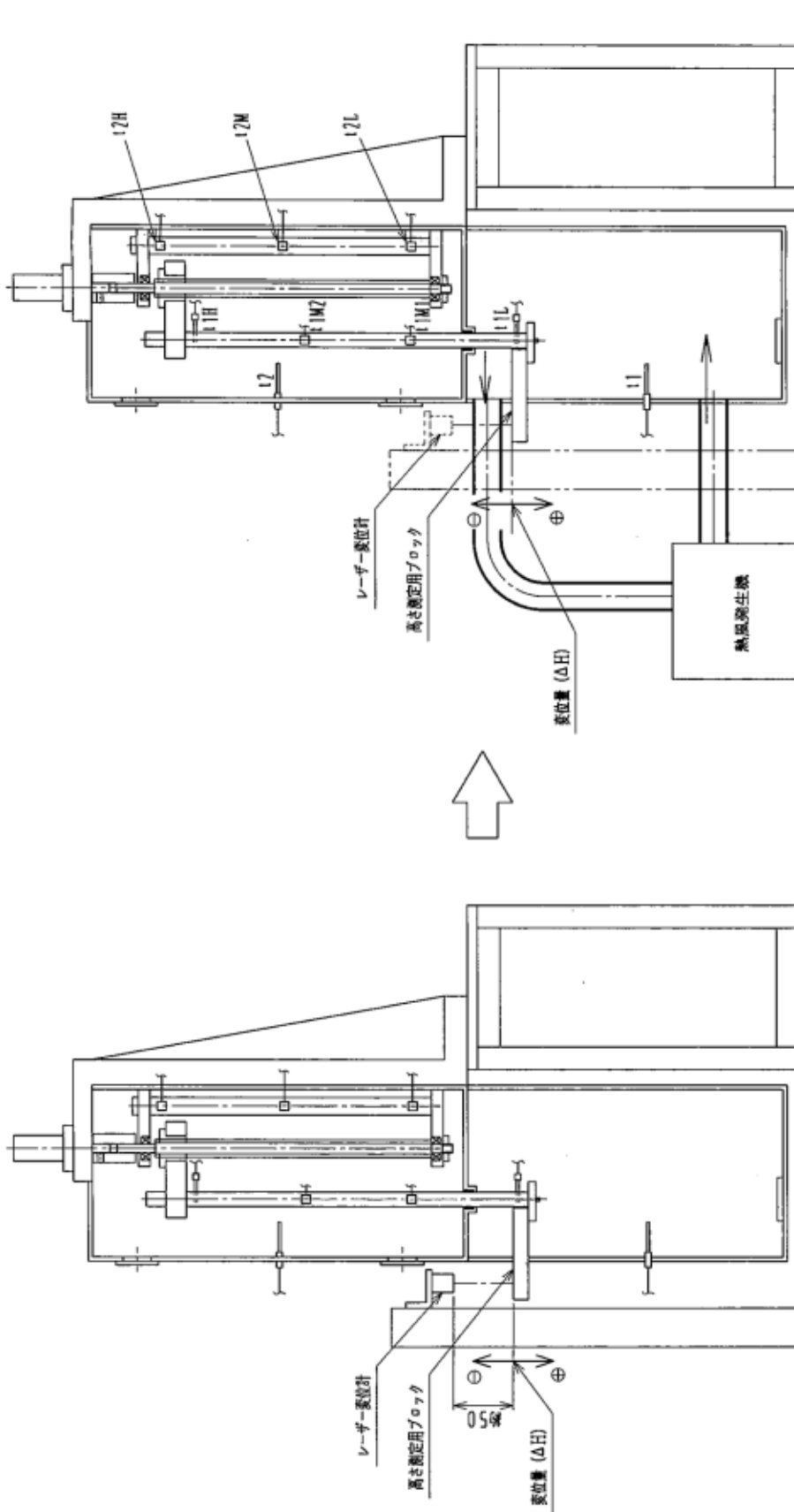
温度センサ t1H
 スwitchロッド内部
 温度センサ t1L
 スwitchロッド内部
 リミットスイッチ
 (ゼロ点検出用)

温度センサ t1M2
 スwitchロッド表面
 温度センサ t1M1
 スwitchロッド表面

1. スwitchロッドをタンク底面まで下降させ、リミットスイッチによりゼロ点位置を検出する。

2. スwitchロッドを設定高さまで上昇させる。
 (これ以降スitchロッドは移動させない。)

図 8.4.2.2-1 (1/2) 温度影響測定試験手順



3. 高さ測定用ブロック～レーザー変位計の距離が約 5 mm となるようレーザー変位計を設置する。

4. 高さ測定ブロックの高さの変位量 (ΔH) の計測を開始する。
*変位量 (ΔH) は上側を一方向、下側を+方向とする。

5. 下部密封箱内、上部密封箱内、スイッチロッド、温度測定用ロッドに設置した温度センサにより各温度の計測を開始する。

6. 熱風発生機により加熱した空気をハウジング内に送り、下部密封箱内の温度 (t_1) を設定温度 (T) に上昇させる。

7. 全ての測定点の温度上昇がなくなるまで、各温度と高さ測定ブロック変位量 (ΔH) を計測する。

図 8.4.2.2-1 (2/2) 温度影響測定試験手順

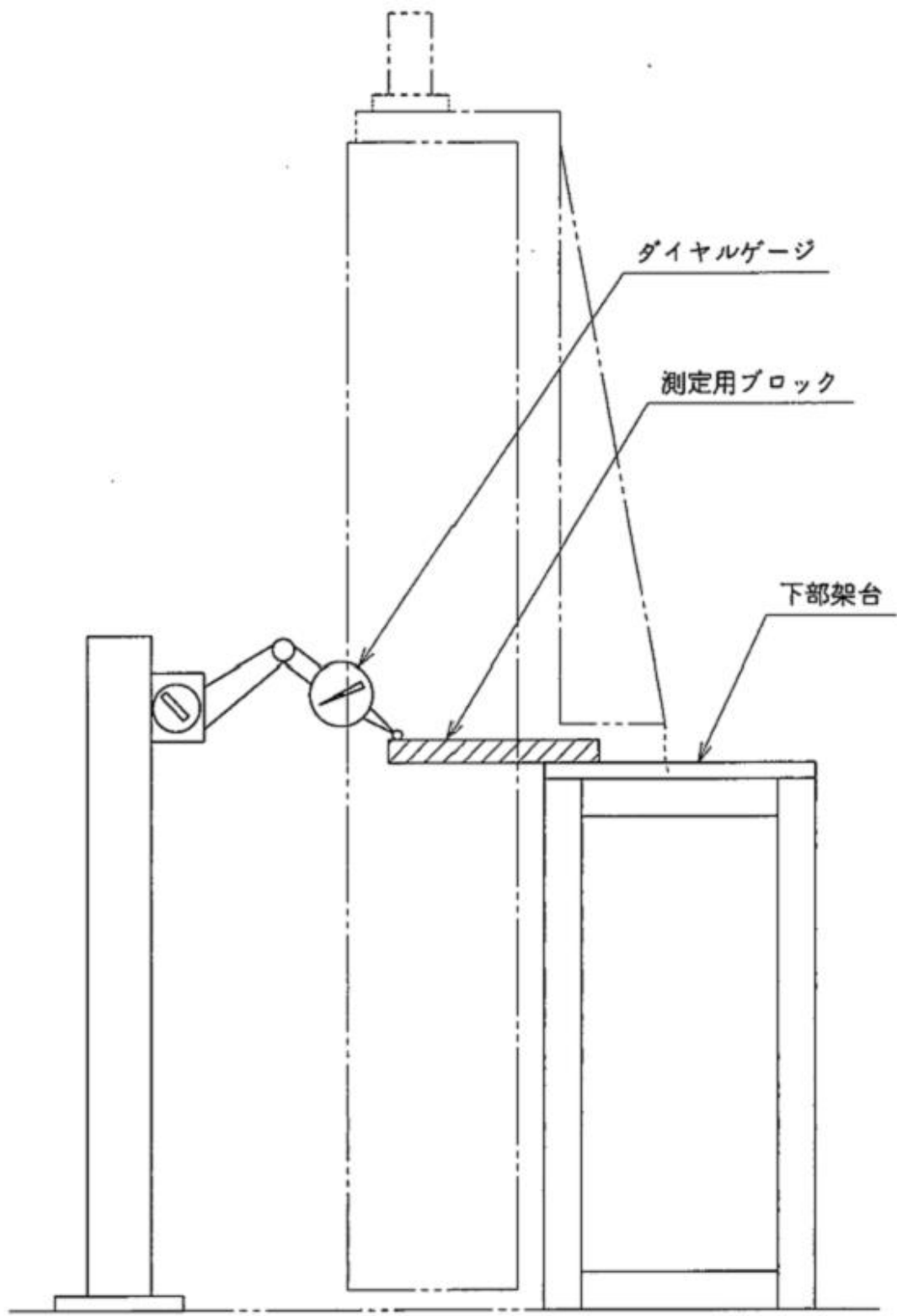
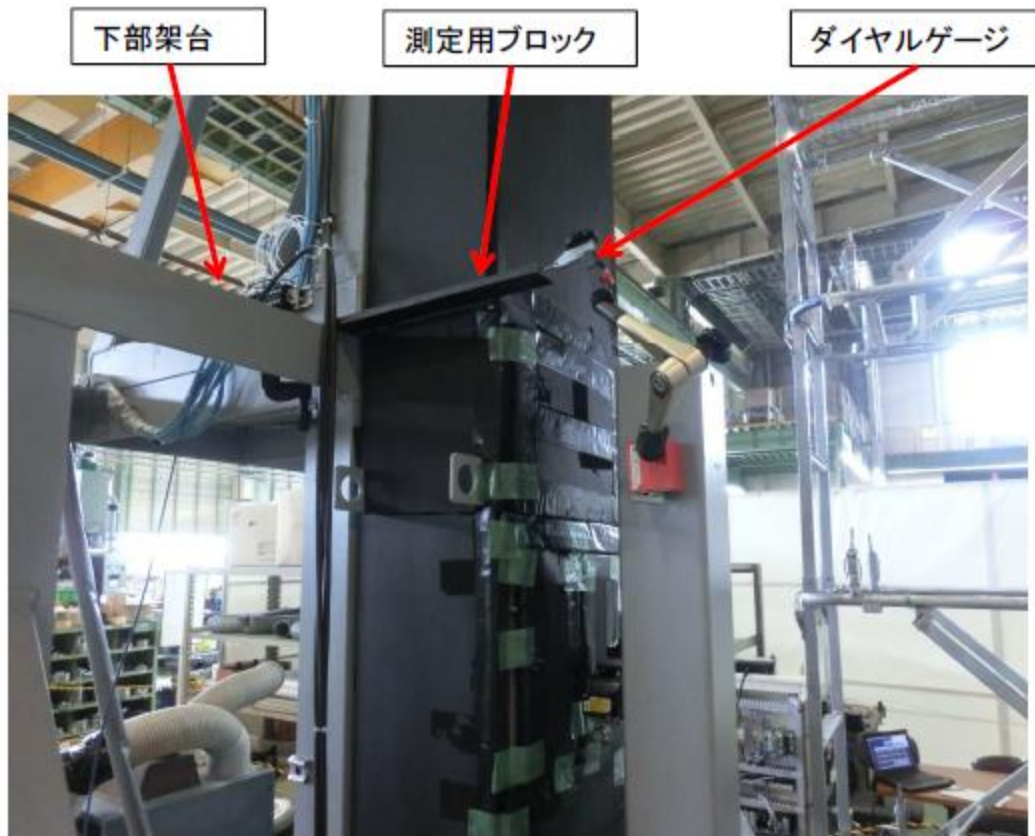


図 8.4.2.2-2 下部架台変位量測定機器の設置概要



(1) 変位量測定機器



(2) ダイヤルゲージ

図 8.4.2.2-3 下部架台変位量測定機器

8.4.2.3 試験結果

検証試験の結果、目標とした制御精度±1.0mm を満足できる見通しが得られた。以下に試験結果を示す。

(1) 温度影響測定試験

各試験ケースでの各部温度測定値及びスイッチロッド変位量の時間変化を図 8.4.2.3-1 (1/12) ~ (12/12) に示す。また、これらの測定データから、温度が定常状態に達した際の下部密封箱温度の初期温度からの変化量 (Δt_1) とスイッチロッド変位量の関係について整理した結果を図 8.4.2.3-2 (温風供給パターン A 又は B) に示す。さらに、下部架台の温度による変位量の測定結果を図 8.4.2.3-3 に示す。

図 8.4.2.3-3 より、下部架台の温度による変位量は無視できないことが分かったため、図 8.4.2.3-2 の結果から下部架台の変位量を差し引いたスイッチロッドの変位量を求めた。その結果を図 8.4.2.3-4 (温風供給パターン A) 及び図 8.4.2.3-5 (温風供給パターン B) に示す。

スイッチロッド変位量の変化は、温風供給パターン A では全てのケースで温度上昇に伴いスイッチロッドが下方に変位する傾向であることが分かった。また、設定位置が高い方が加熱している下部密封箱への露出が少なくなるため、変位量は小さくなることが分かった。

一方、温風供給パターン B においては、設定高さ 200mm~1000mm では温度上昇に伴ってスイッチロッドが下方へ変位しているが、設定高さ 1400mm と 1650mm のケースでは、上方に変位する傾向を示した。この原因は、図 8.4.2.3-1 (12/12) 等で示されるように上部密封箱内の温度が一様とならず、スイッチロッドとボールネジの当初想定した伸びとは異なる状況が生じたためと判断できる。しかし、実機の上部密封箱（実機の給水停止スイッチでは「ケーシング」という。）は、昇温された炉心タンクから離れた位置となるため、その内部が温風供給パターン B のように大きく昇温されることはなく、昇温実験時においても伸び量は小さくなると言える。また、設定位置が高い炉心では、水位あたりの反応度が小さくなるという STACY の特徴から、スイッチロッドが多少上方に変位したとしても安全性への影響は無視できる。

以上のとおり、STACY の昇温実験 (+50℃) を想定した場合のスイッチロッドの変位量は、最大でも 0.95mm であり、目標とした精度 (±1.0mm) 以内となることを確認した。また、昇温時の変位方向についても、基本的には下方への伸びとなり、上方への伸びとなった場合でも安全性に影響がないことを確認した。

(2) 繰り返し精度確認試験

各試験ケースでのスイッチロッド位置決めに対する繰り返し精度確認試験の結果を表 8.4.2.3-1 に示す。全ての設定高さにおける繰り返し精度は±0.1mm 以内であり、高い再現性があることを確認した。

表 8.4.2.3-1 (1/5) 繰り返し精度確認試験結果

試験No : 1

試験実施日 : 2016.6.27

スイッチロッド設定高さ(mm) : 200

昇降速度(mm/sec) : 10

*温度は常温にて実施する。

	スイッチロッド位置	スイッチロッド高さ (指令値) (mm)	H0 スケールによる実測値 (mm)	ΔH (設定高さでのスイッチ ロッド高さ変位量) (mm) 注1)
1	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(1回目)	200	200	0
2	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(2回目)	200	200	0.047
3	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(3回目)	200	200	0.055
4	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(4回目)	200	200	-0.018
5	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(5回目)	200	200	0.035

変位量(最大値-最小値): 0.073

注1) 1回目のレーザー変位計の数値を基準値とし、基準値からの変位量を測定する。
(下側変位を+、上側変位を-とする。)

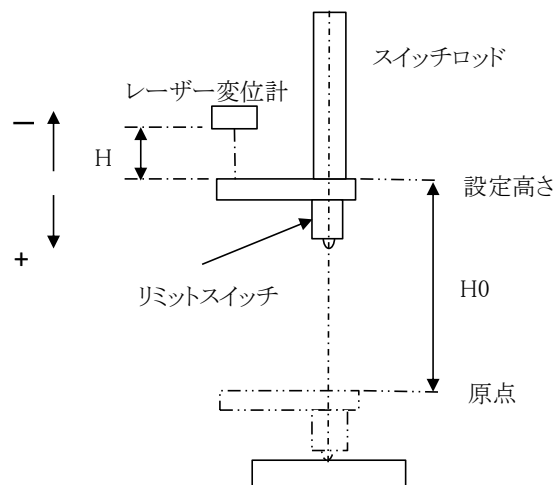


表 8.4.2.3-1 (2/5) 繰り返し精度確認試験結果

試験No : 2

試験実施日 : 2016.6.29

スイッチロッド設定高さ(mm) : 600

昇降速度(mm/sec) : 10

*温度は常温にて実施する。

	スイッチロッド位置	スイッチロッド高さ (指令値) (mm)	H0 スケールによる実測値 (mm)	ΔH (設定高さでのスイッチ ロッド高さ変位量) (mm) 注1)
1	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(1回目)	600	600	0
2	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(2回目)	600	600	-0.013
3	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(3回目)	600	600	0.021
4	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(4回目)	600	600	0.005
5	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(5回目)	600	600	0.039

変位量(最大値-最小値): 0.052

注1) 1回目のレーザー変位計の数値を基準値とし、基準値からの変位量を測定する。
(下側変位を+、上側変位を-とする。)

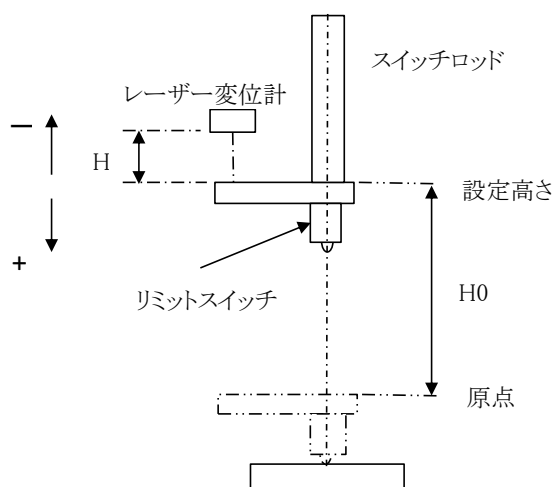


表 8.4.2.3-1 (3/5) 繰り返し精度確認試験結果

試験No : 3

試験実施日 : 2016.6.27

スイッチロッド設定高さ(mm) : 1000

昇降速度(mm/sec) : 10

*温度は常温にて実施する。

	スイッチロッド位置	スイッチロッド高さ (指令値) (mm)	H0 スケールによる実測値 (mm)	ΔH (設定高さでのスイッチ ロッド高さ変位量) (mm) 注1)
1	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(1回目)	1000	1000	0
2	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(2回目)	1000	1000	0.009
3	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(3回目)	1000	1000	0.022
4	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(4回目)	1000	1000	0.012
5	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(5回目)	1000	1000	0.004

変位量(最大値-最小値): 0.022

注1) 1回目のレーザー変位計の数値を基準値とし、基準値からの変位量を測定する。
(下側変位を+、上側変位を-とする。)

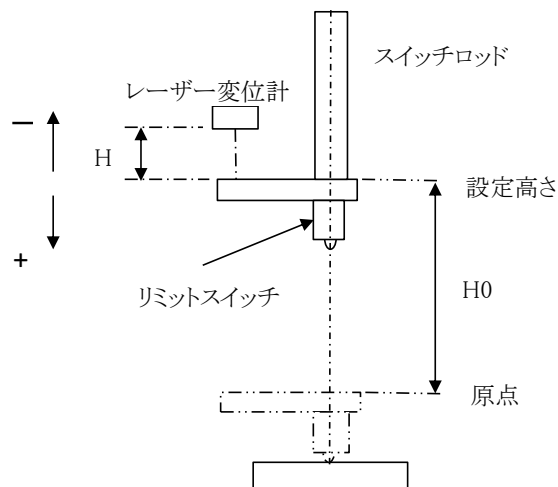


表 8.4.2.3-1 (4/5) 繰り返し精度確認試験結果

試験No : 4

試験実施日 : 2016.6.29

スイッチロッド設定高さ(mm) : 1400

昇降速度(mm/sec) : 10

*温度は常温にて実施する。

	スイッチロッド位置	スイッチロッド高さ (指令値) (mm)	H0 スケールによる実測値 (mm)	ΔH (設定高さでのスイッチ ロッド高さ変位量) (mm) 注1)
1	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(1回目)	1400	1400	0
2	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(2回目)	1400	1400	-0.010
3	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(3回目)	1400	1400	0.019
4	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(4回目)	1400	1400	0.013
5	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(5回目)	1400	1400	0.005

変位量(最大値-最小値): 0.029

注1) 1回目のレーザー変位計の数値を基準値とし、基準値からの変位量を測定する。
(下側変位を+、上側変位を-とする。)

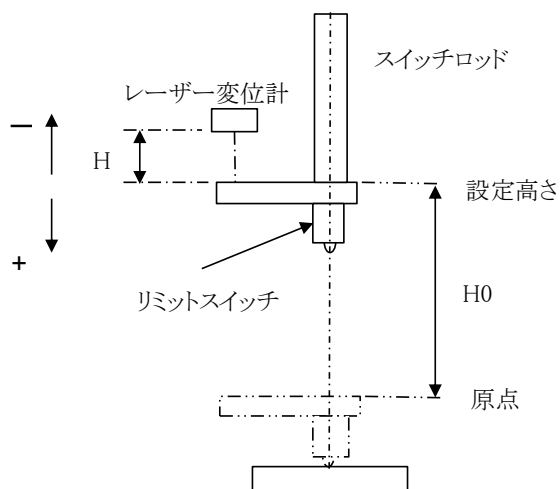


表 8.4.2.3-1 (5/5) 繰り返し精度確認試験結果

試験No : 5

試験実施日 : 2016.6.29

スイッチロッド設定高さ(mm) : 1650

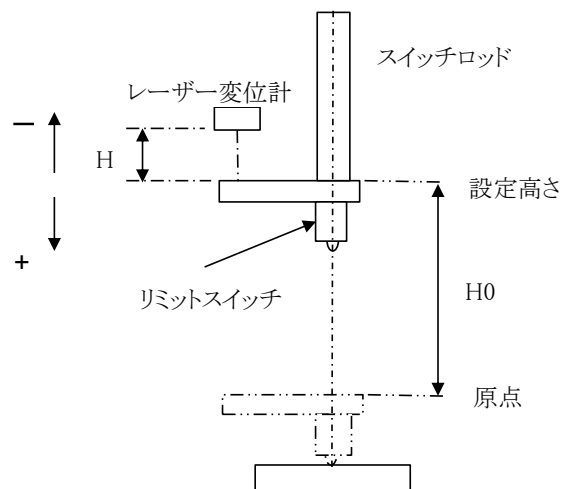
昇降速度(mm/sec) : 10

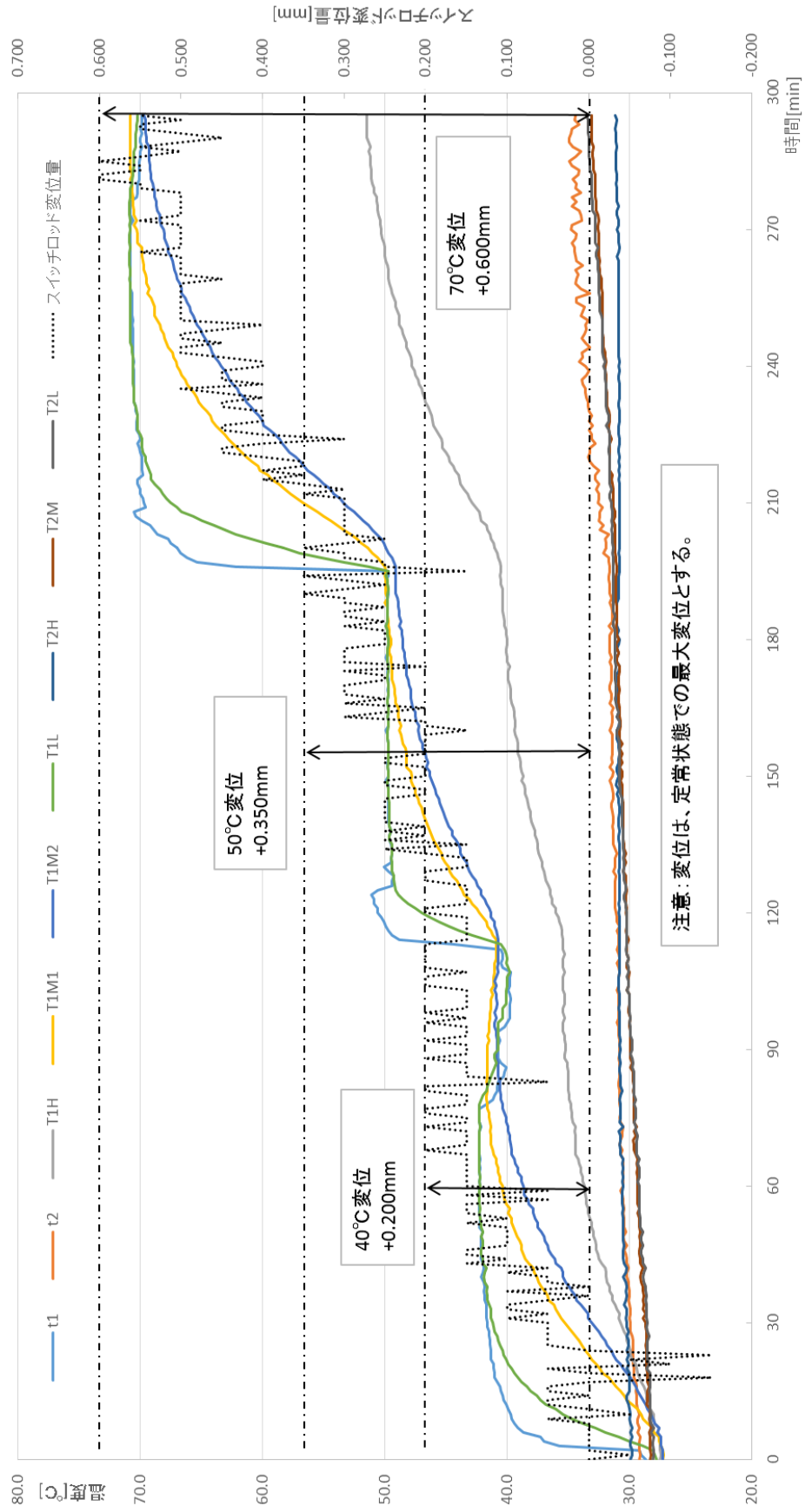
*温度は常温にて実施する。

	スイッチロッド位置	スイッチロッド高さ (指令値) (mm)	H0 スケールによる実測値 (mm)	ΔH (設定高さでのスイッチ ロッド高さ変位量) (mm) 注1)
1	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(1回目)	1650	1650	0
2	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(2回目)	1650	1650	-0.008
3	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(3回目)	1650	1650	0.026
4	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(4回目)	1650	1650	0.018
5	原点	0 *原点リセットする	—	—
	設定高さ(5回目)	1650	1650	0.010

変位量(最大値-最小値): 0.034

注1) 1回目のレーザー変位計の数値を基準値とし、基準値からの変位量を測定する。
(下側変位を+、上側変位を-とする。)

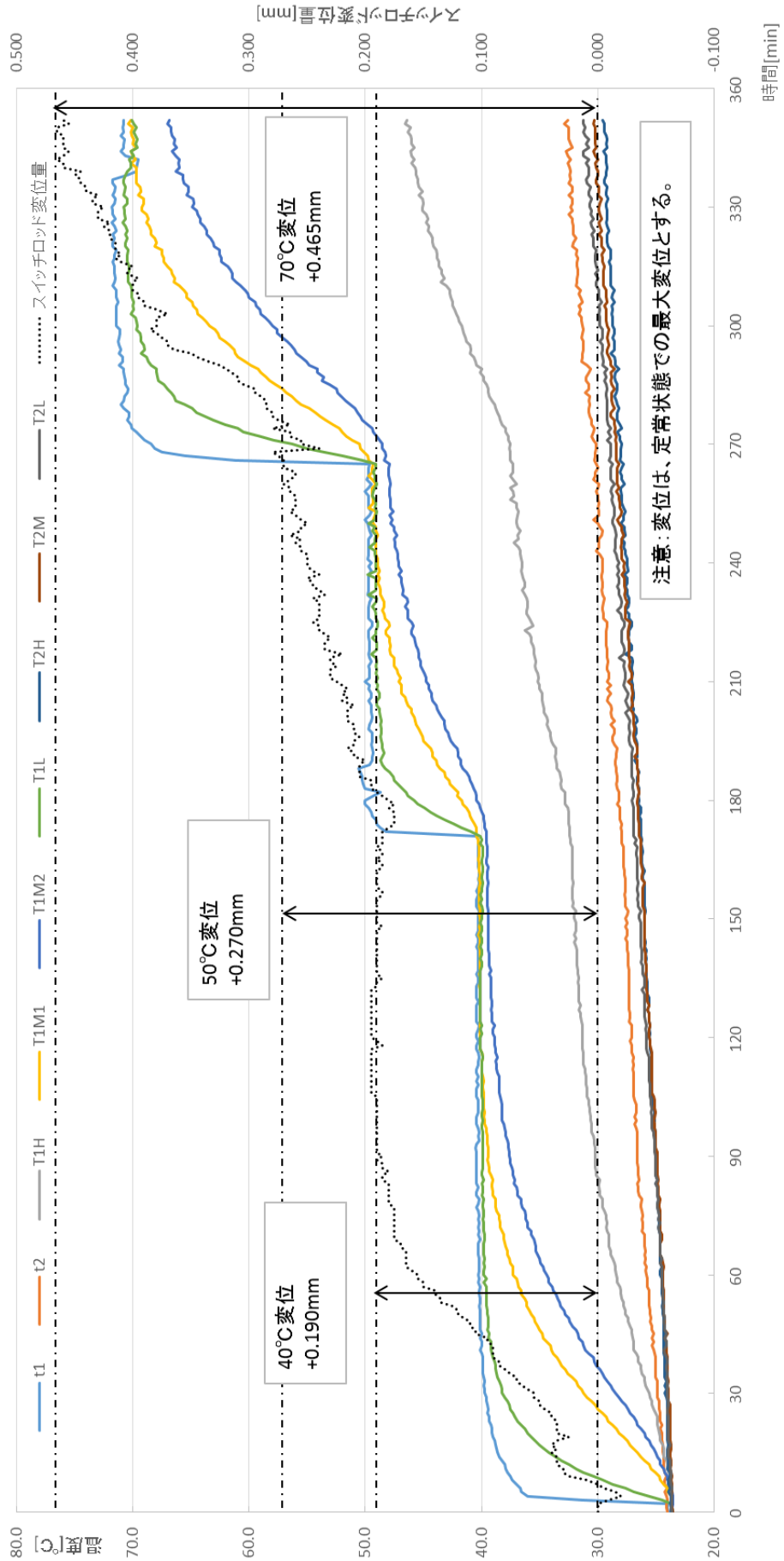




試験No1

- ① 温風供給パターン:A
- ② スイッチロッド高さ:200mm
- ③ 設定温度: 常温→40°C→50°C→70°C

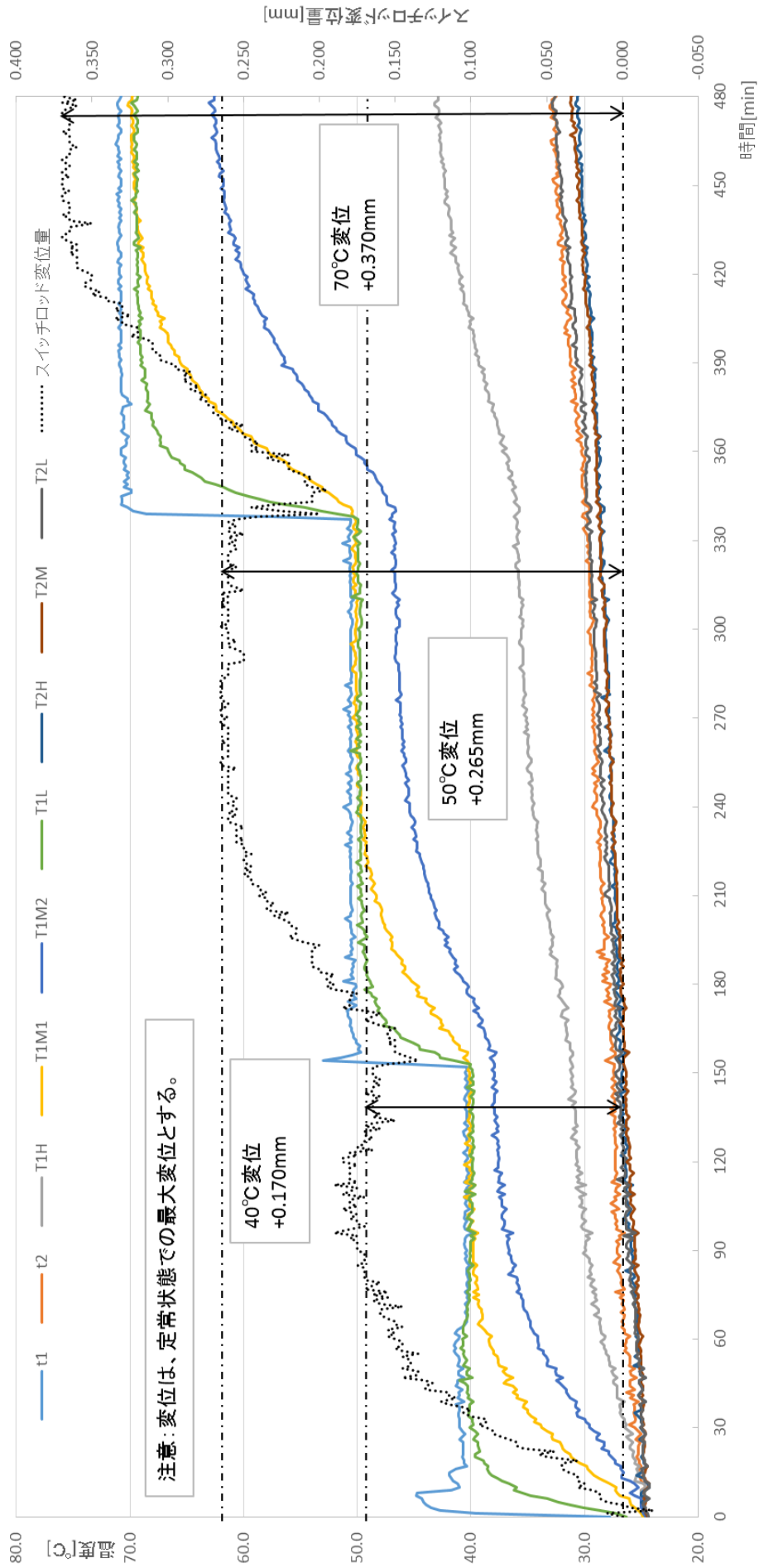
図 8.4.2.3-1 (1/12) 温度影響測定試験結果



試験No2

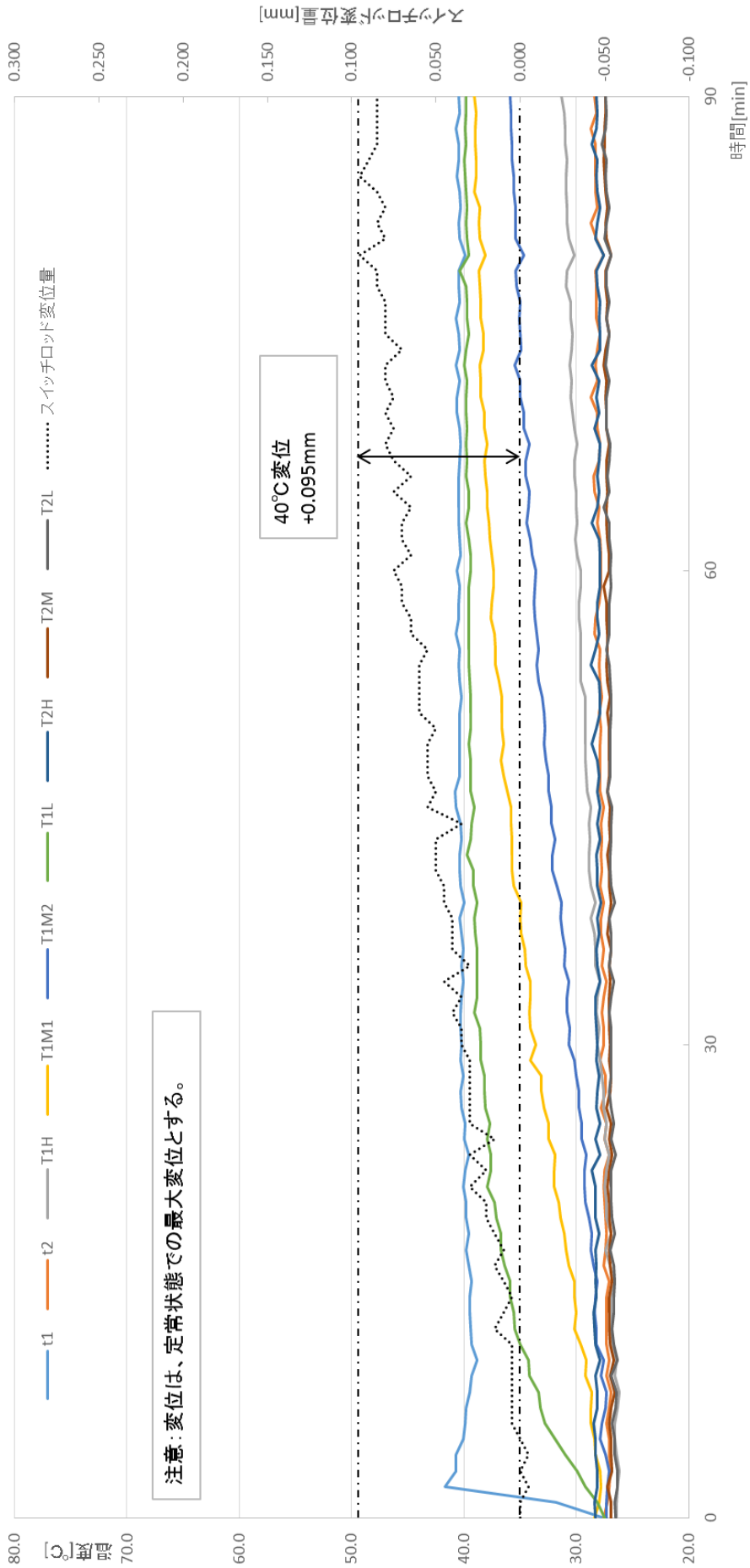
- ① 温風供給パターン:A
- ② スイッチロッド高さ: 600mm
- ③ 設定温度: 常温 → 40°C → 50°C → 70°C

図 8.4.2.3-1 (2/12) 温度影響測定試験結果



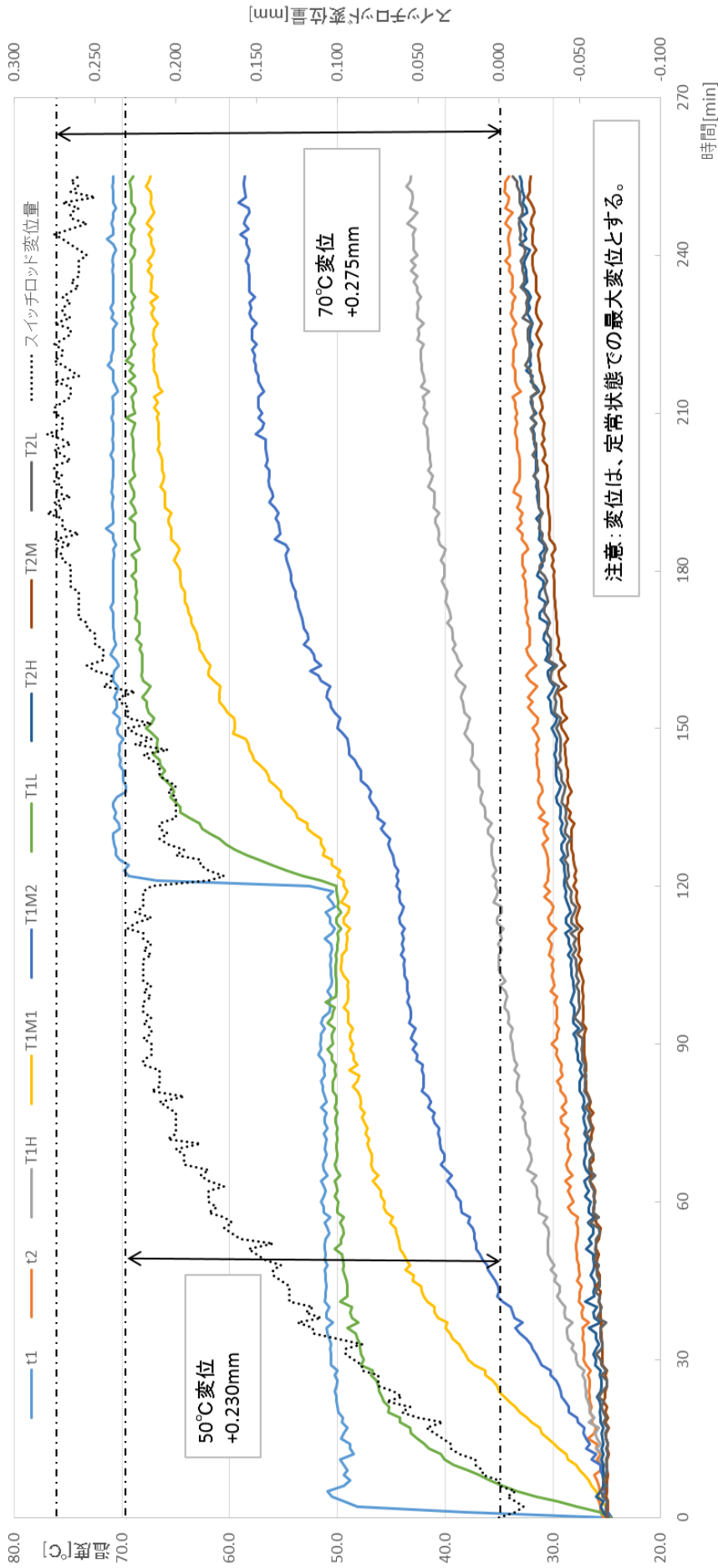
試験No3 ①温風供給パターン:A
 ②スイッチロッド高さ:1000mm
 ③設定温度:常温→40°C→50°C→70°C

図 8.4.2.3-1 (3/12) 温度影響測定試験結果



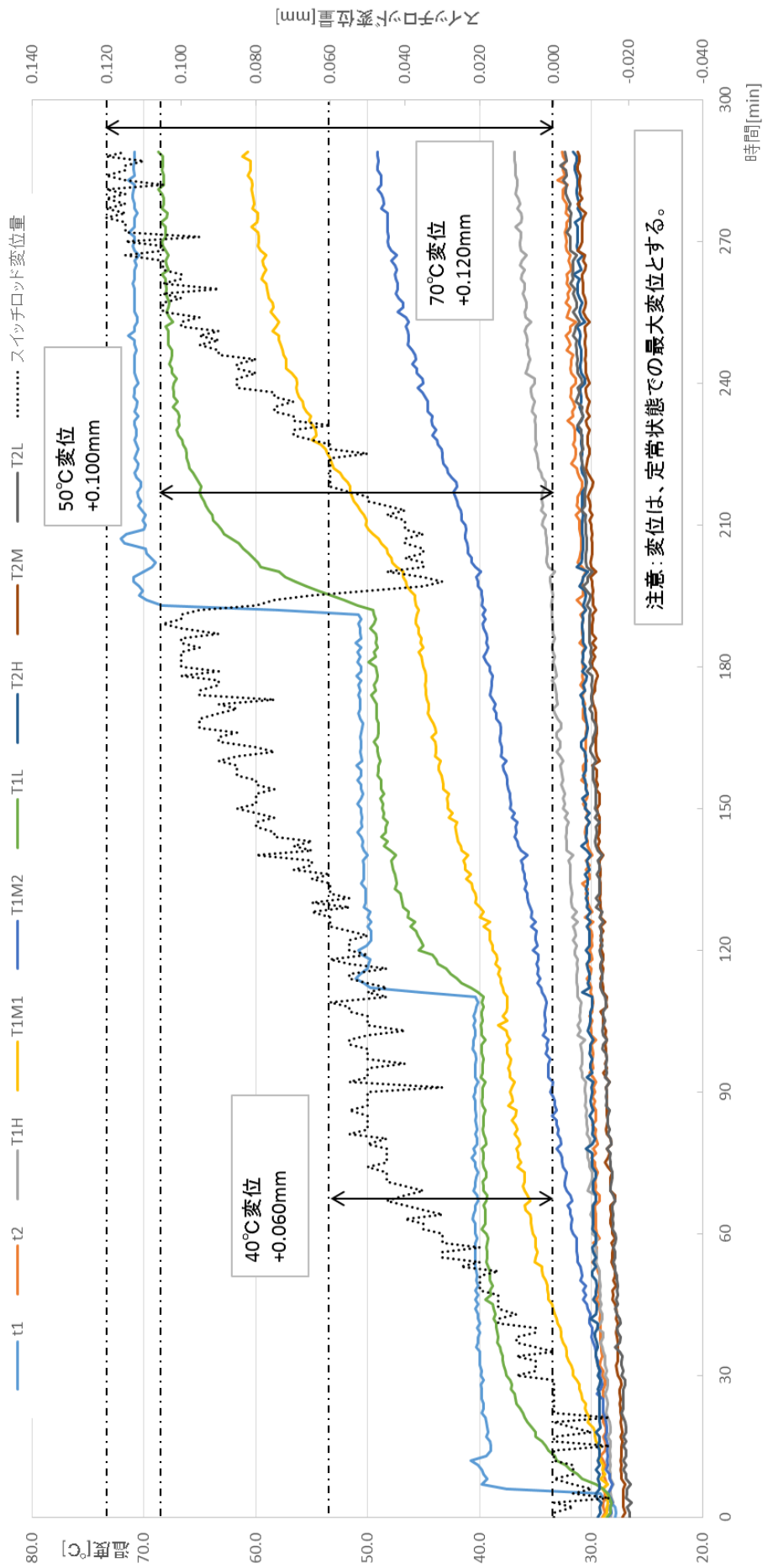
試験No4.1 ① 温風供給パターン:A
 ② スイッチロッド高さ: 1400mm
 ③ 設定温度: 常温→40°C

図 8.4.2.3-1 (4/12) 温度影響測定試験結果



試験No4.2 ①温風供給パターン:A
 ②スイッチロッド高さ:1400mm
 ③設定温度:常温→50°C→70°C

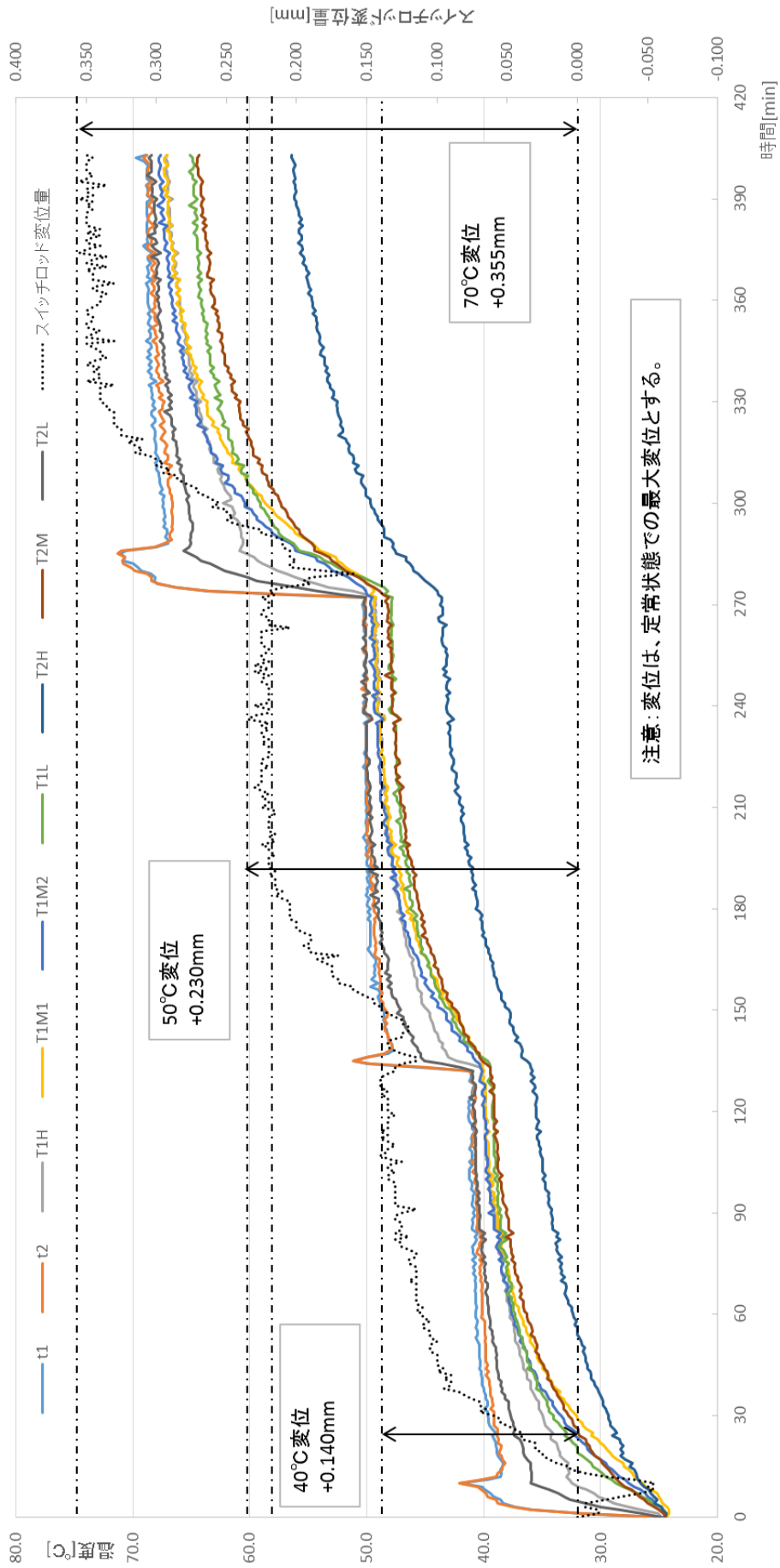
図 8.4.2.3-1 (5/12) 温度影響測定試験結果



試験No5

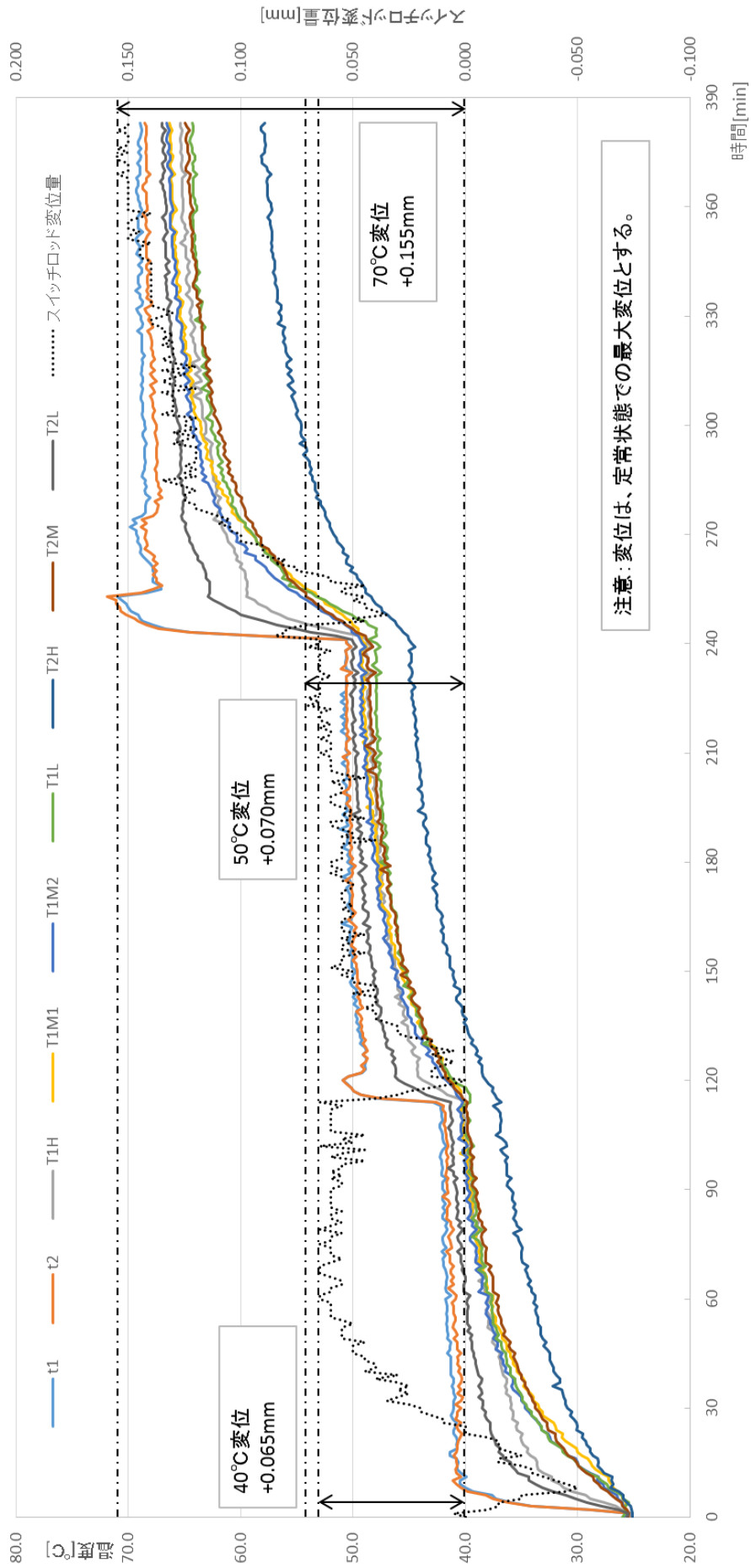
- ① 温風供給パターン:A
- ② スイッチロッド高さ:1650mm
- ③ 設定温度: 常温→40°C→50°C→70°C

図 8.4.2.3-1 (6/12) 温度影響測定試験結果



試験No6 ①温風供給パターン:B
 ②スイッチロッド高さ:200mm
 ③設定温度:常温→40°C→50°C→70°C

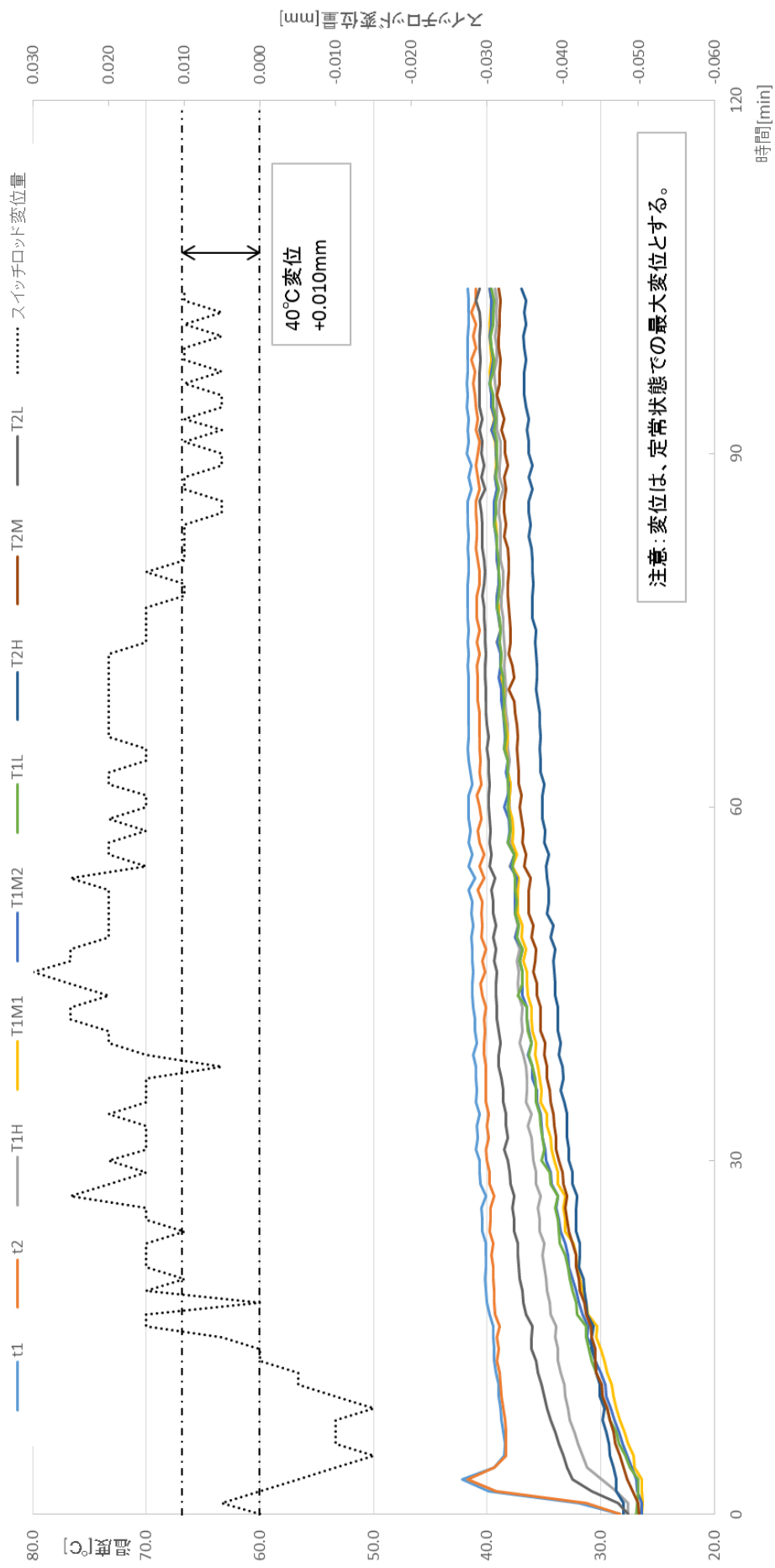
図 8.4.2.3-1 (7/12) 温度影響測定試験結果



試験No7

- ① 温風供給パターン: B
- ② スイッチロッド高さ: 600mm
- ③ 設定温度: 常温→40°C→50°C→70°C

図 8.4.2.3-1 (8/12) 温度影響測定試験結果



試験No8.1 ①温風供給パターン:B
 ②スイッチロッド高さ:1000mm
 ③設定温度:常温→40°C

図 8.4.2.3-1 (9/12) 温度影響測定試験結果

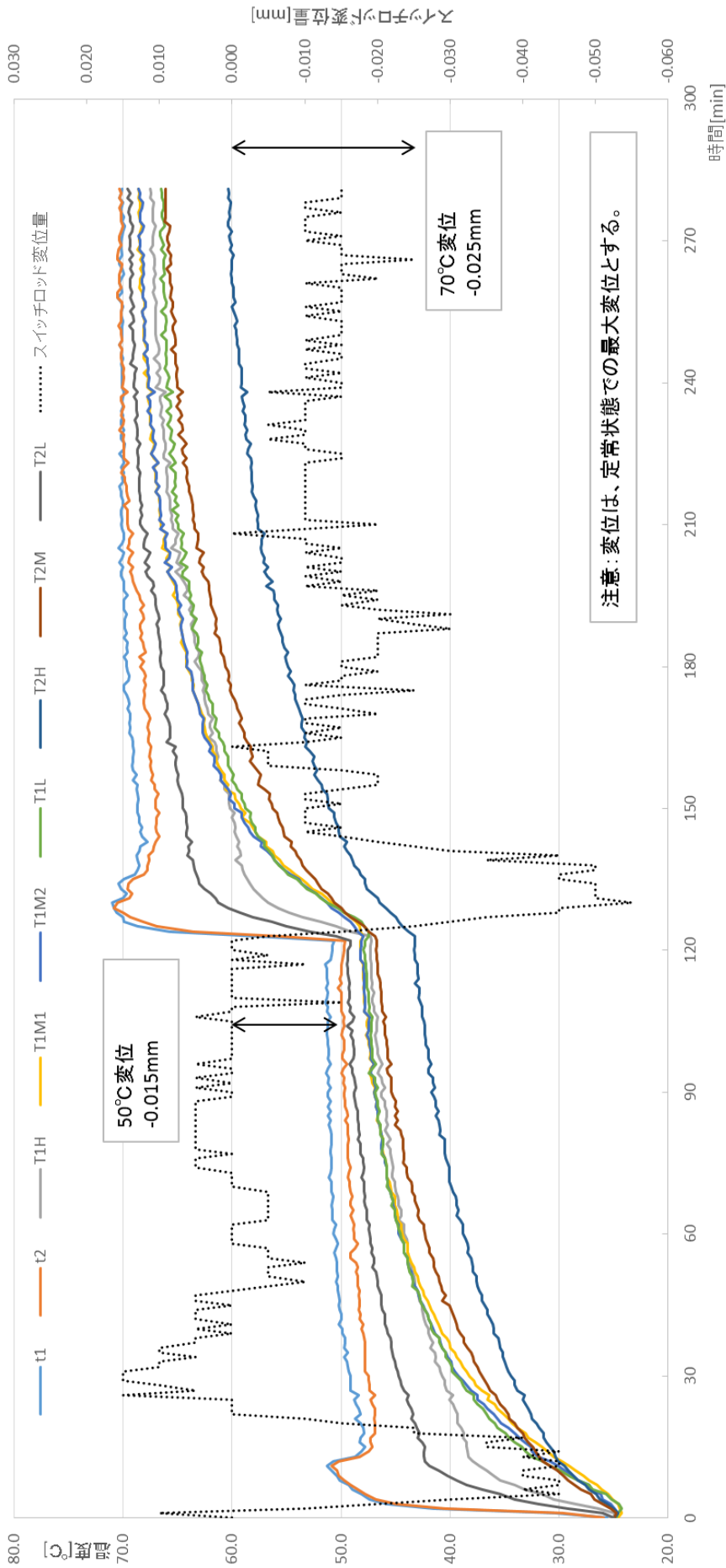


図 8.4.2.3-1 (10/12) 温度影響測定試験結果

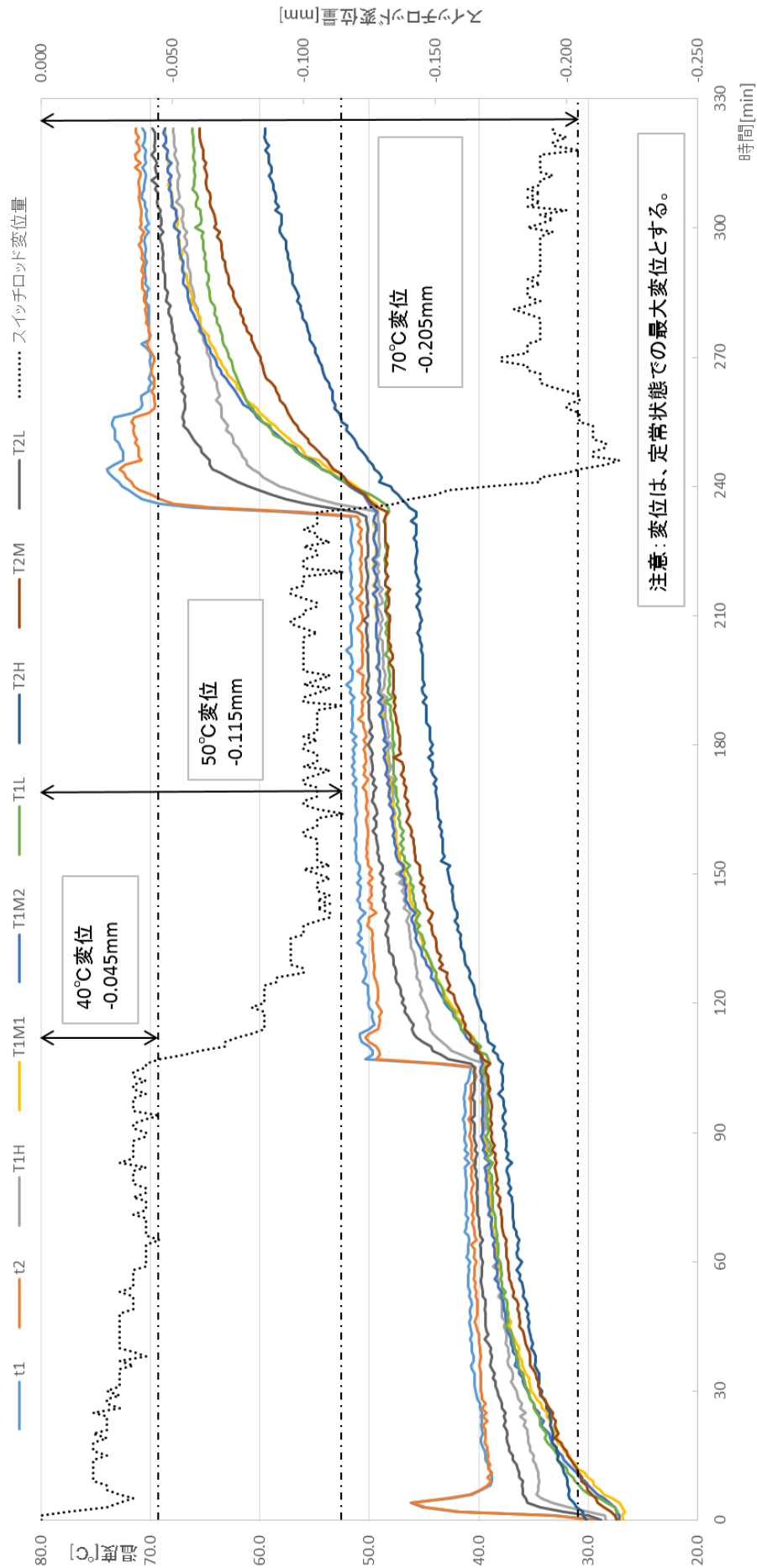
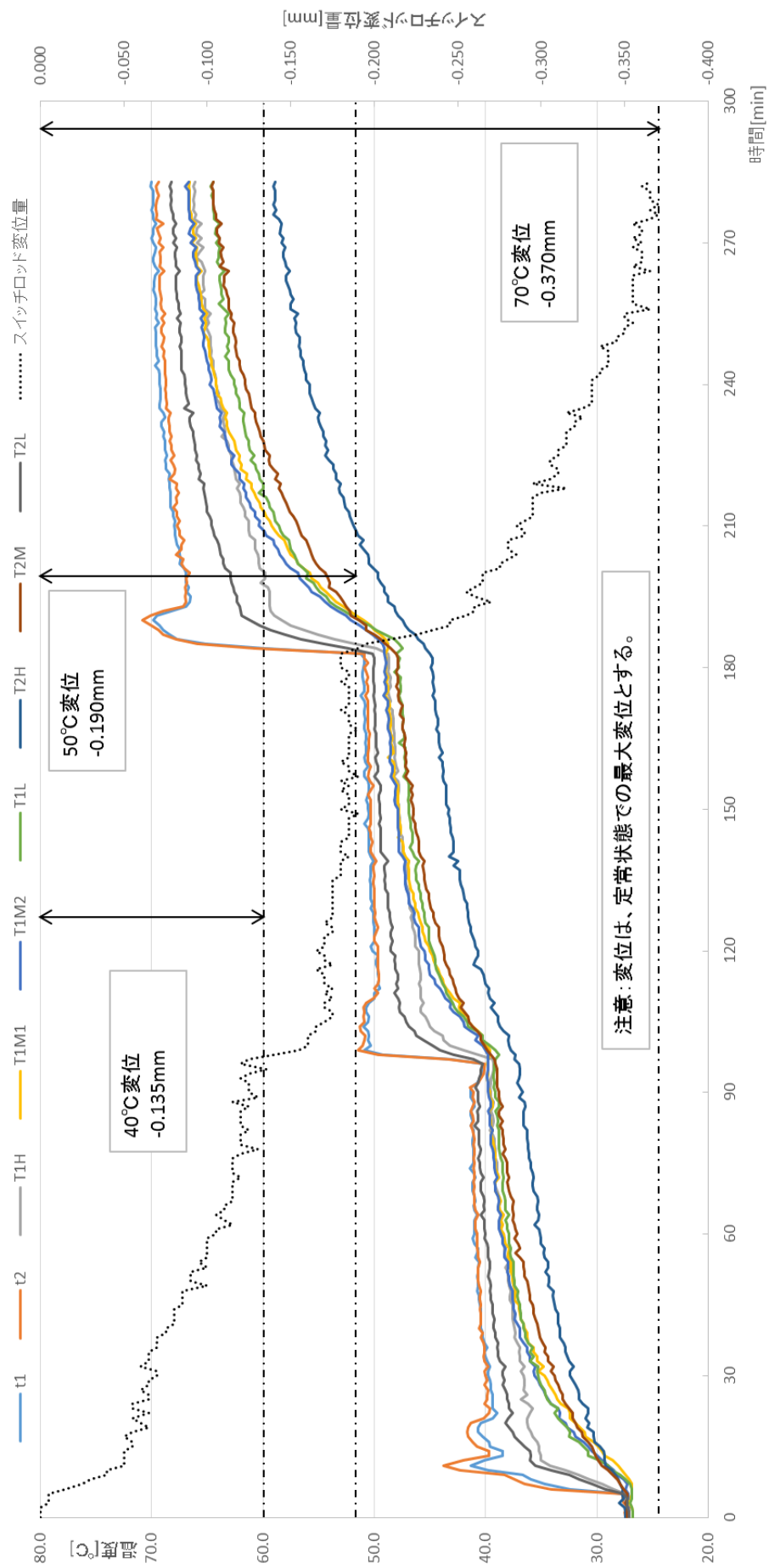


図 8.4.2.3-1 (11/12) 温度影響測定試験結果



試験No10 ①温風供給パターン:B
 ②スイッチロッド高さ:1650mm
 ③設定温度:常温→40°C→50°C→70°C

図 8.4.2.3-1 (12/12) 温度影響測定試験結果

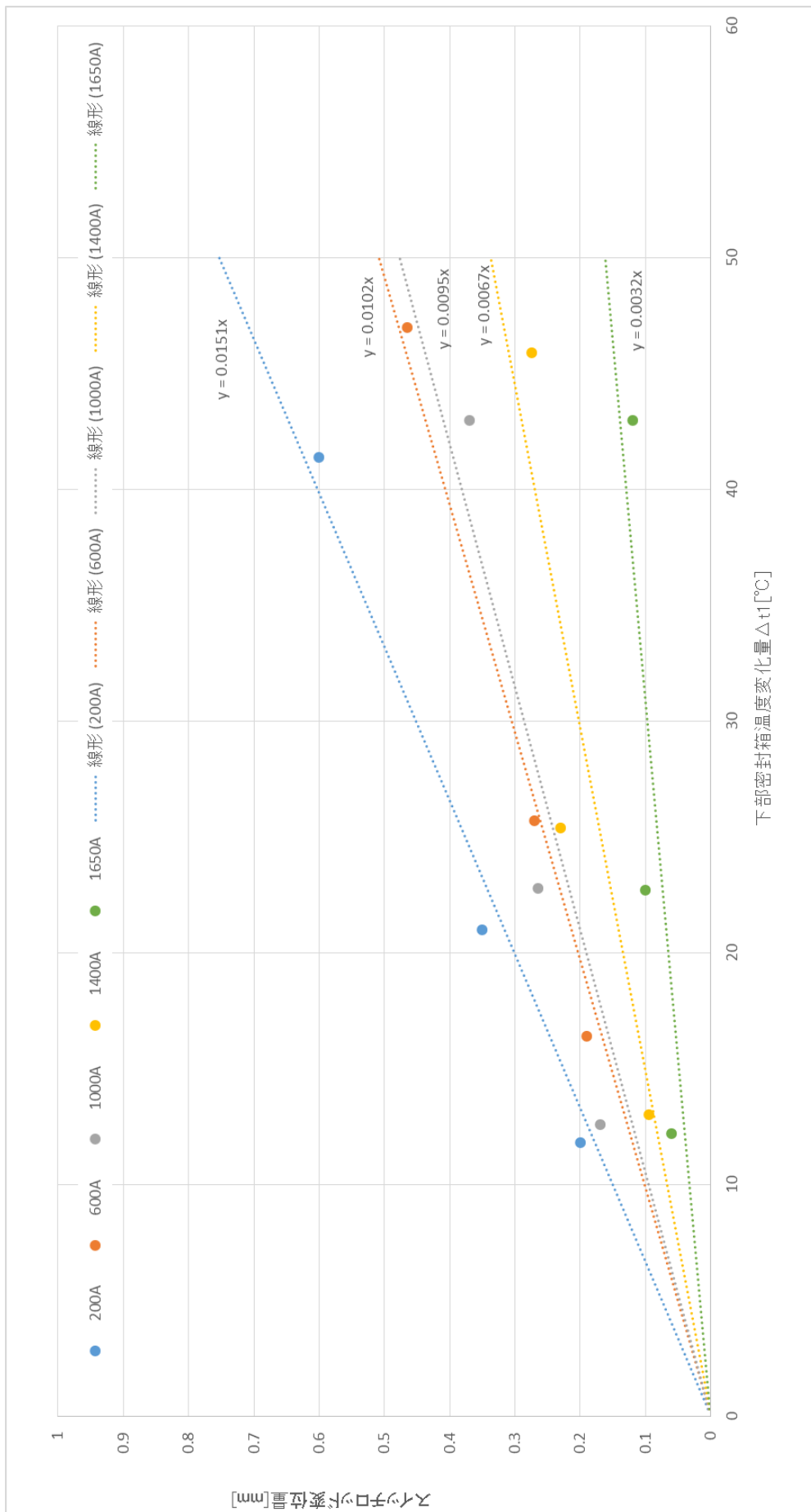


図 8.4.2.3-2 (1/2) 温度変化量とスイッチロッド変位量まとめ
(温風供給パターン A)

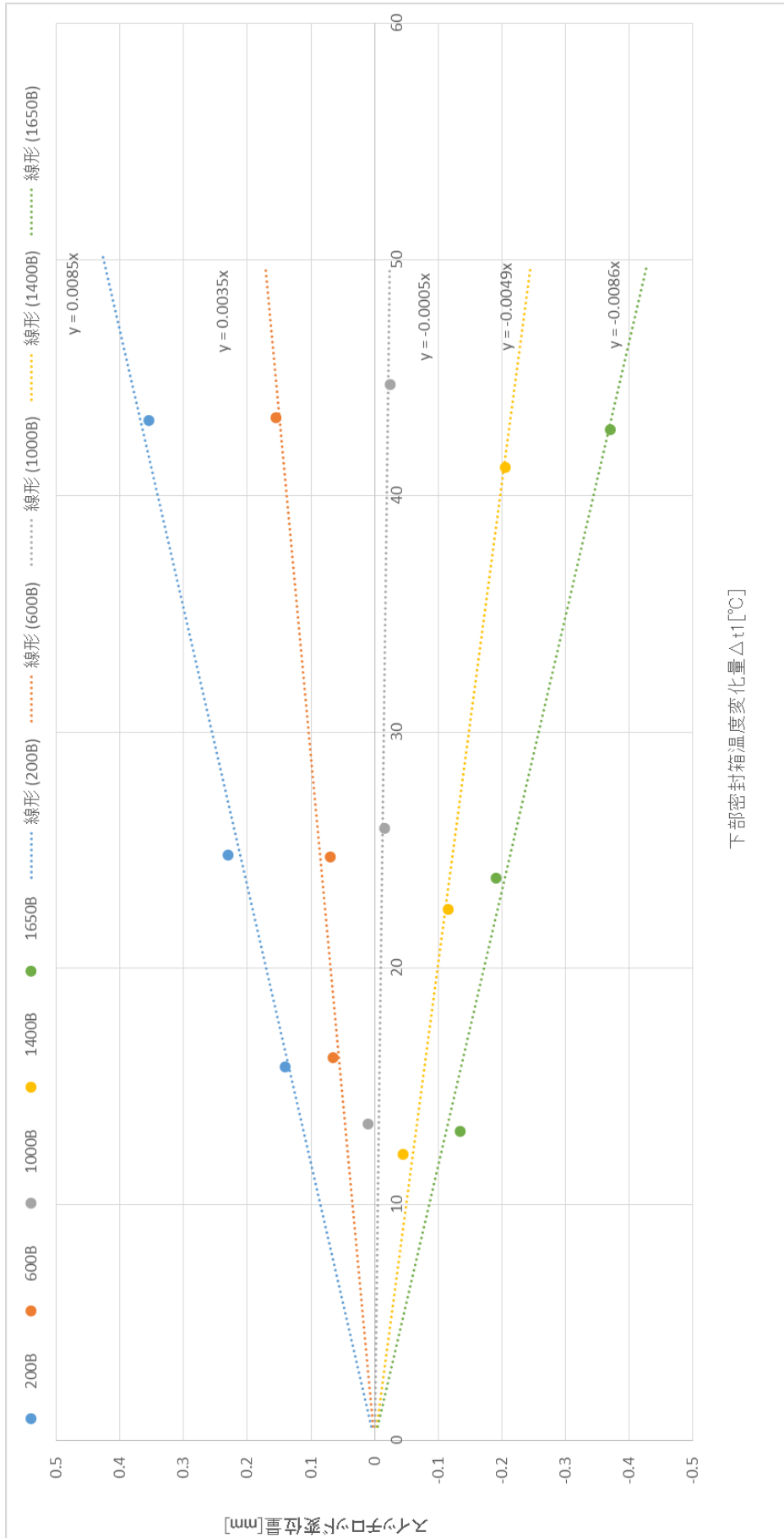


図 8.4.2.3-2 (2/2) 温度変化量とスイッチロッド変位量まとめ
(温風供給パターンB)

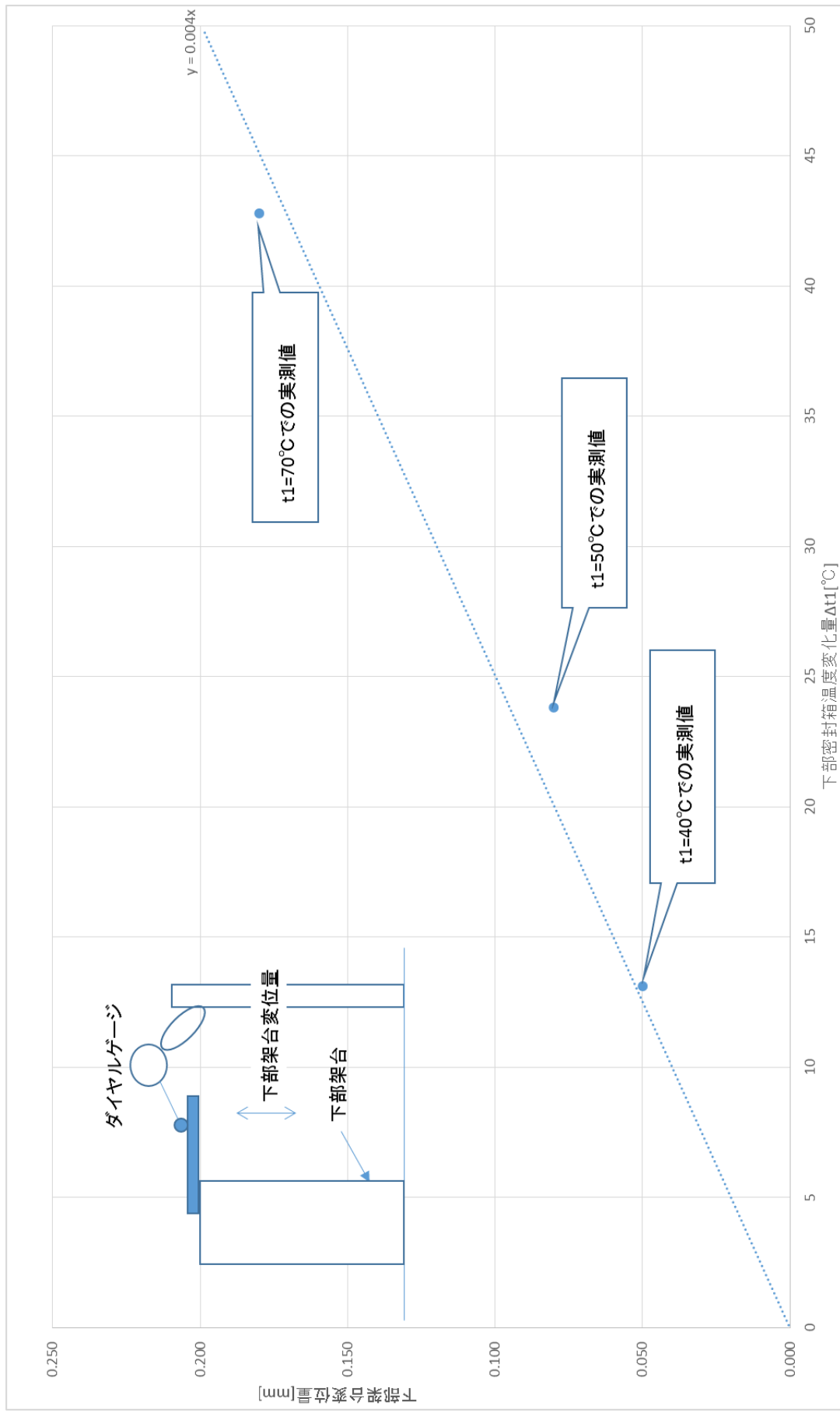
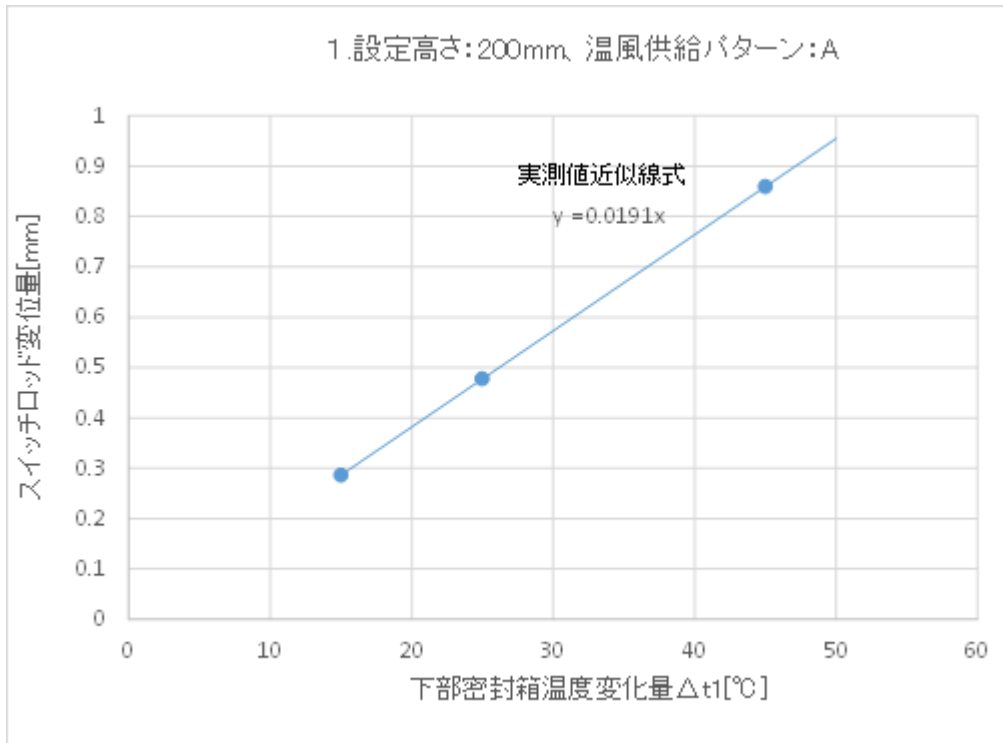
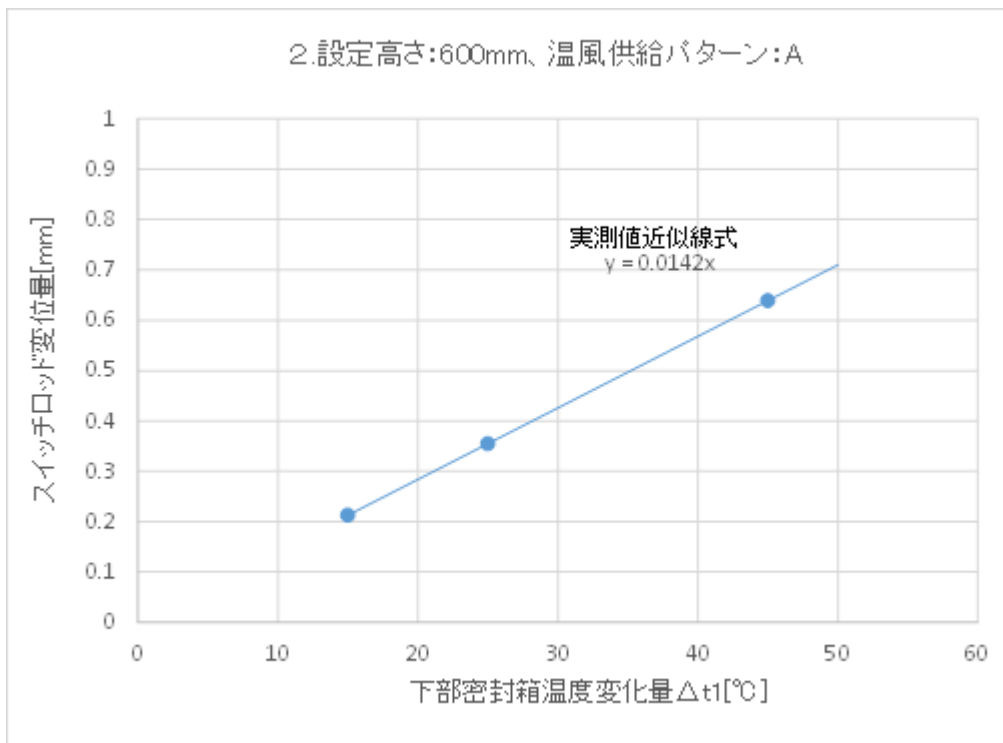


図 8.4.2.3-3 下部架台の温度による変位量

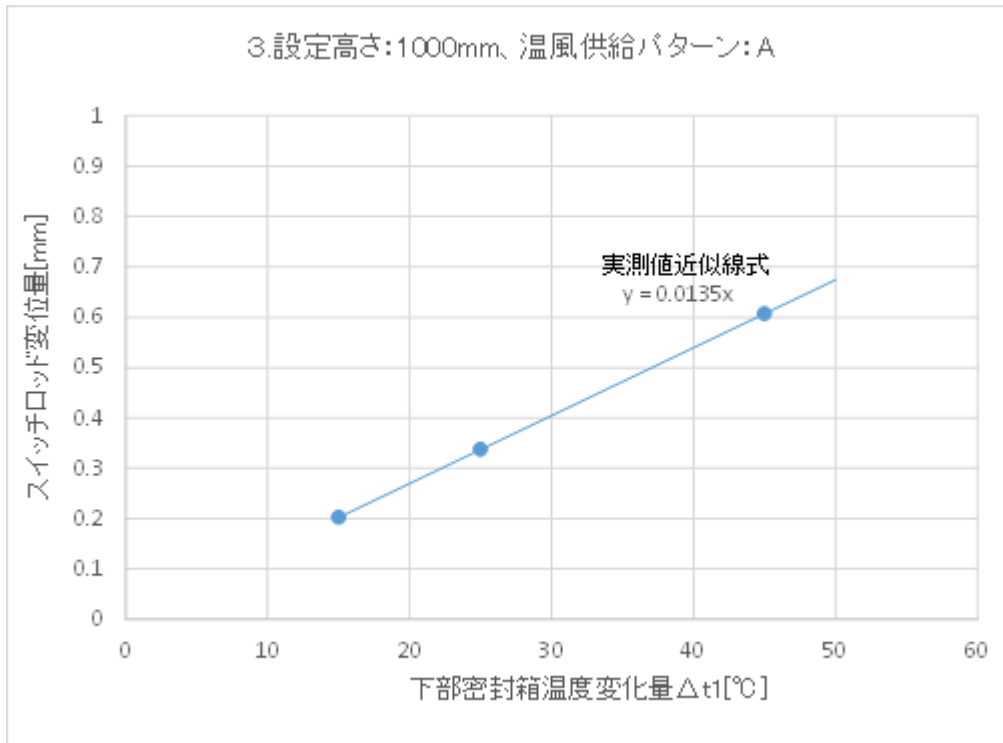


(1) 設定高さ 200mm

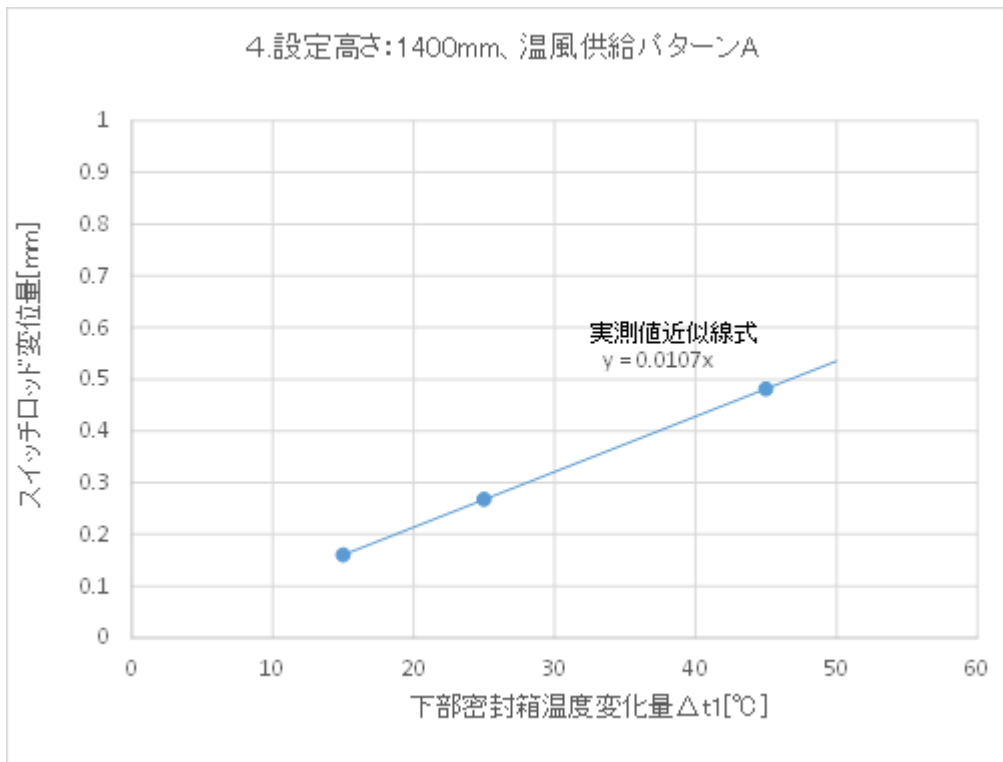


(2) 設定高さ 600mm

図 8.4.2.3-4 (1/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッド変化量の関係 (温風供給パターン A)

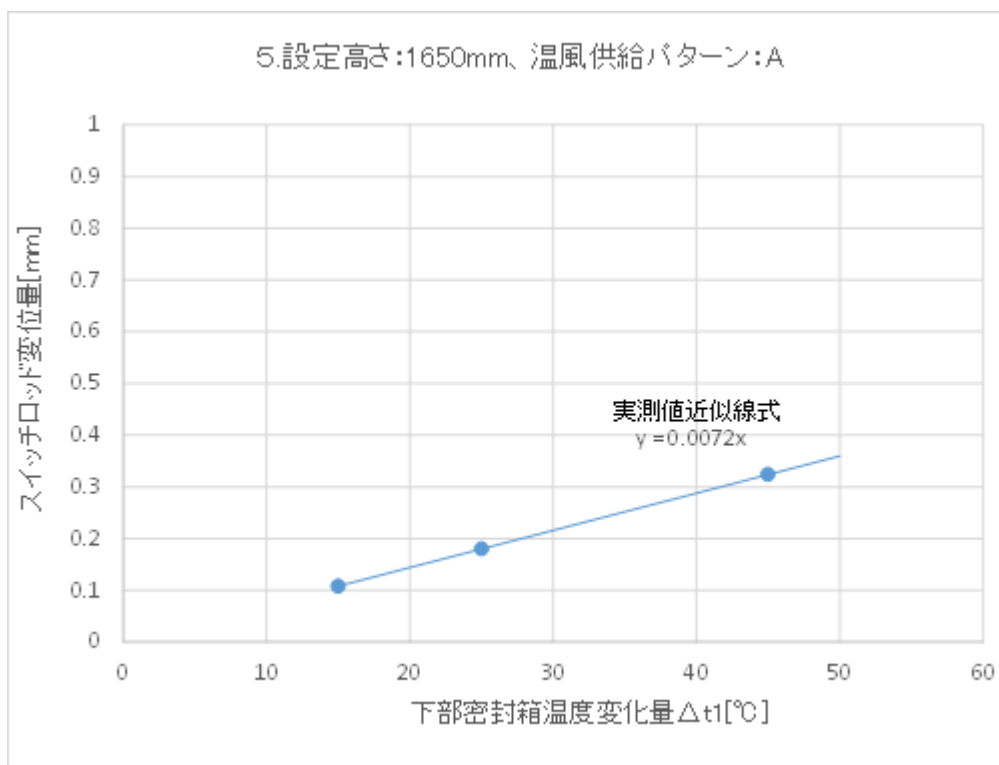


(3) 設定高さ 1000mm



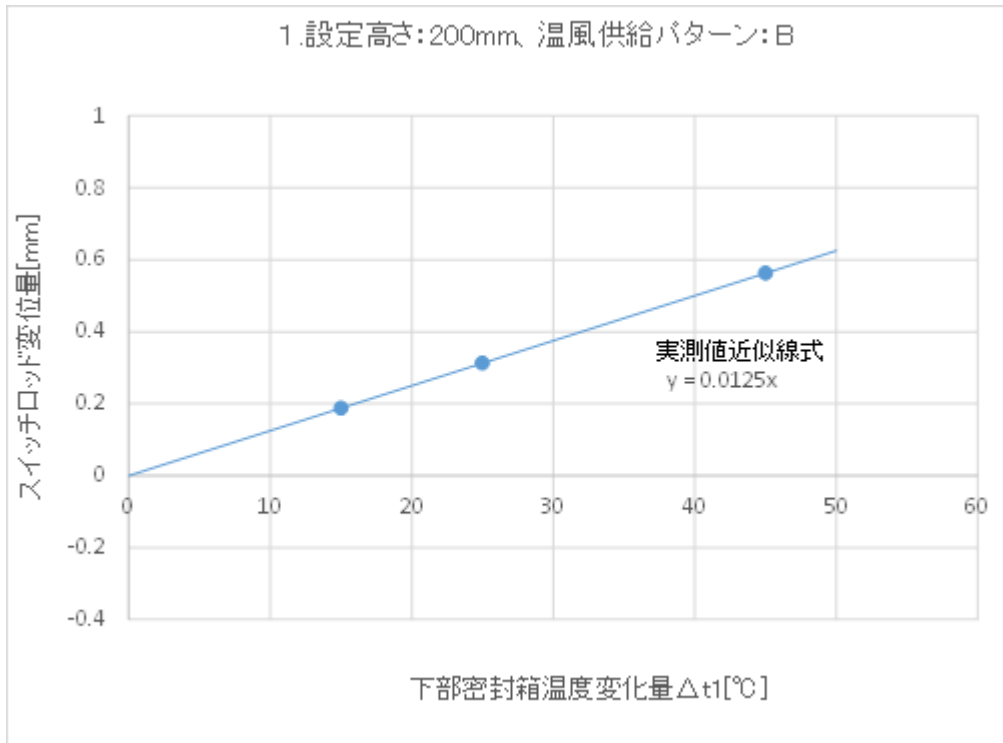
(4) 設定高さ 1400mm

図 8.4.2.3-4 (2/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッド変位量の関係 (温風供給パターン A)

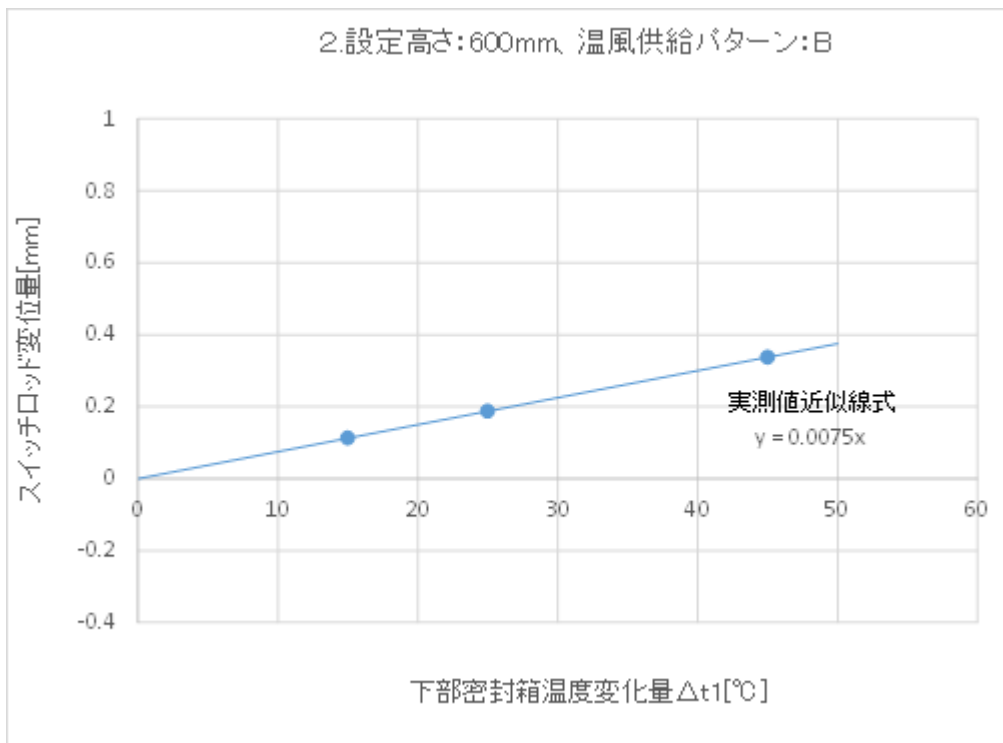


(5) 設定高さ 1650mm

図 8.4.2.3-4 (3/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッド変化量の関係
(温風供給パターン A)

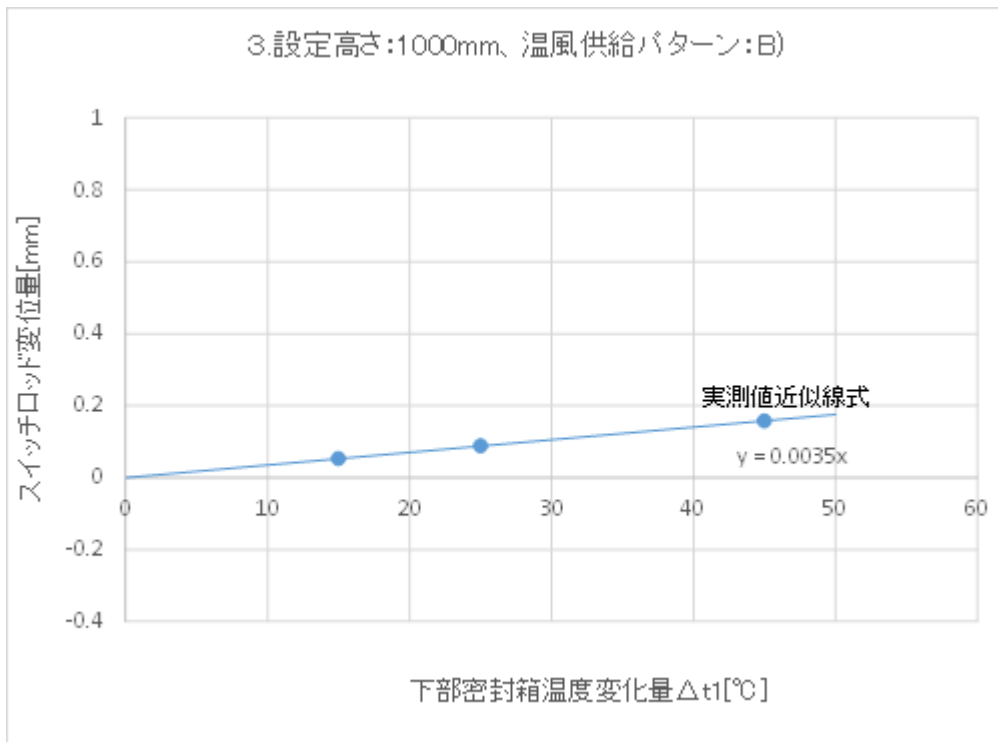


(1) 設定高さ 200mm

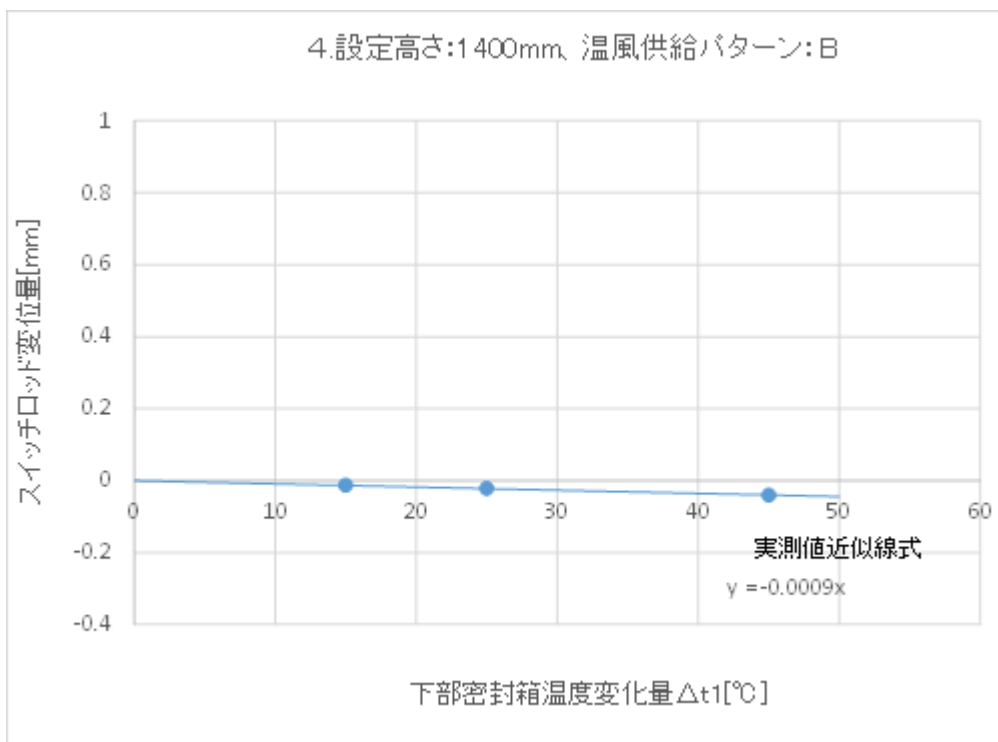


(2) 設定高さ 600mm

図 8.4.2.3-5 (1/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッドの変化量 (温風供給パターン B)

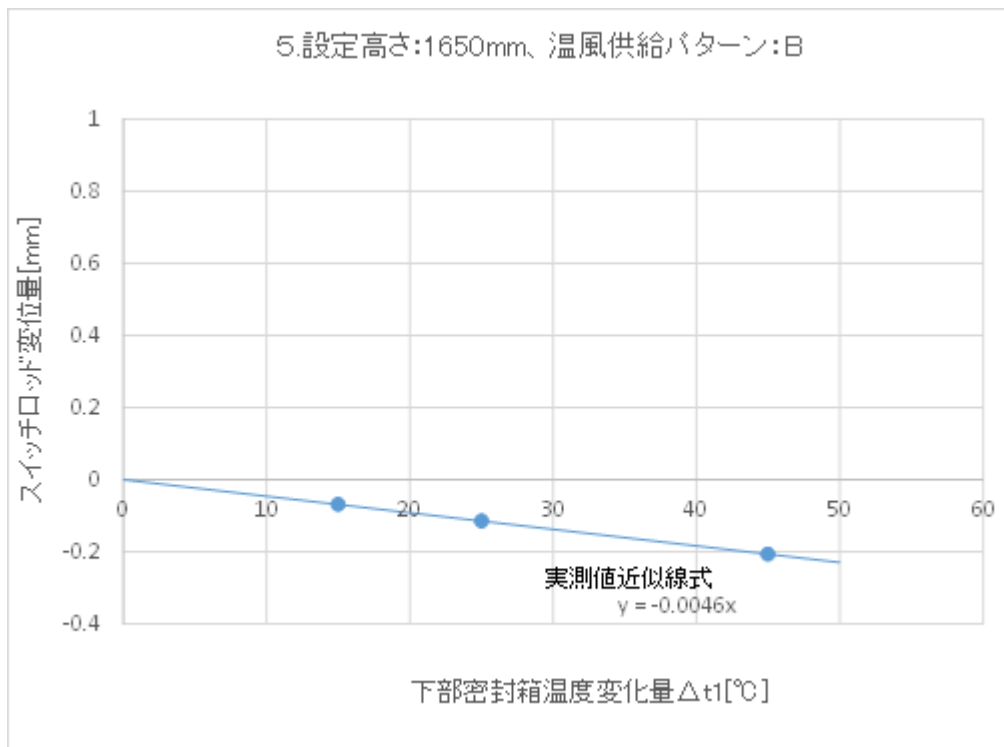


(3) 設定高さ 1000mm



(4) 設定高さ 1400mm

図 8.4.2.3-5 (2/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッドの変位量 (温風供給パターン B)



(5) 設定高さ 1650mm

図 8.4.2.3-5 (3/3) 下部架台変位量差引後の温度変化とスイッチロッドの変化量
 (温風供給パターン B)

8.4.3 まとめ

給水停止スイッチモックアップ試験を実施し、以下の結果が得られた。

- (1) STACY 昇温実験時の給水停止スイッチ（スイッチロッド）の変位量は、最大でも 0.95mm（±1.0mm 以内）である。また、変位方向に対する安全性にも影響はない。
- (2) 給水停止スイッチの熱影響を含めた変位量（±1.0mm 以下）及びフロートスイッチによる水面検知精度（±0.5mm 以下）の合計は、±1.5mm 以下であり、給水停止スイッチの目標精度を満足する。
- (3) 上記の結果から、給水停止スイッチの主要部の材質選定及び基本設計は妥当である。また、最大給水制限スイッチについても、主要機構は給水停止スイッチと同様であるため、その設計は妥当であると言える。

参考文献

- 1) 関 真和,他, “STACY（定常臨界実験装置）施設の更新に係るモックアップ試験（給水停止スイッチ水面検知器の精度検証）”, JAEA-Technology 2014-047

第9章 デブリ模擬臨界実験用燃料の調達

9.1 デブリ模擬臨界実験用燃料調達計画の最適化検討

9.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及び燃料デブリ模擬体調製用の粉末燃料の調達について、平成 26 年度実施の調査結果を踏まえ、試験炉用の少数発注に対しても製造受入れ可能な海外燃料加工メーカーを調達先として選定した。また、臨界実験の精度向上のため、当初 500 本としていた棒状燃料の調達本数を、実験に必要な 900 本を一括で調達する方針に変更した。これにより、既存の棒状燃料仕様に縛られることなく仕様等の調達条件を決定することができ、また 1 ロットで製造することで製品のバラツキを最小に収めることが可能となる。平成 27 年度事業では、上記の変更を踏まえて調達仕様の確定、輸送方法及び調達費用の調査を行う必要がある。

(2) 概要

前項の目的を達成するため、燃料調達の調査として、燃料調達仕様の決定、燃料輸送容器の調査を行った。本調査により、輸送容器の準備に際して、海外輸送の手続費用等が大幅に増加する見通しとなった。このため、調達予算の見直し等により、燃料納入時期変更等の全体工程の見直しを予定している。

9.1.2 成果報告

9.1.2.1 実施内容

(1) 燃料調達仕様の決定

調達本数の変更による影響は、物量の増加によるコスト増加と、既存の燃料の仕様に縛られる必要がなくなり仕様の選択肢が広がることによるコスト低減の二通りが考えられる。本調査では上記両面の観点から情報調査として海外燃料加工メーカー現地調査等を行い、調達仕様を決定するとともに費用を検討した。

(2) 燃料輸送容器の調査

海外燃料加工メーカーから機構まで当該燃料を輸送する燃料輸送容器について、国内燃料加工メーカーA 社が所有する輸送容器の使用可否を検討するため、使用時に必要となる輸送容器整備の手続調査、梱包方法の検討、既存の安全解析書（SAR）への影響確認、輸送実施時の費用等に関する確認を行い、適用できる輸送容器を選定するための情報を調査した。

(3) 輸送ルート調査

平成 26 年度の調査では、輸送コストを低減できる定期コンテナ船を用いた米国経由のルートを予定していた。しかし、今年度の輸送容器調査から定期コンテナ船を用いた輸送を行う場合、直前まで定期コンテナ船の経由国を特定することが難しいため、経由する可能性のある全ての国の輸送容器海外ライセンスを取得する必要がある。輸送容器の海外ライセンスを取得するに当たり、取得費用も高額かつ、取得期間が長期間となるリスクが判明したため、他国を経由しない輸送ルートの実現性について調査を行った。

9.1.2.2 調査結果

(1) 燃料調達仕様の決定

機構が要求する燃料仕様及び試験検査の実施可否について技術内容を確認するため、平成 27 年度 8 月上旬に海外燃料加工メーカーを訪問し、工場見学及び打合せを実施した。海外燃料加工メーカーの情報調査を踏まえて機構仕様案を下記のとおりまとめた。

〔STACY 用調達燃料仕様案〕

① 燃料調達内容

1) 棒状燃料：900 本

2) ウラン粉末及びペレット：total 40kgU 以下

(ウラン粉末：約 38kgU、ペレット：棒状燃料 1 本分 (130～150 個程度))

3) その他の要求事項：

- ・ STACY 用の燃料は 1Lot で製造。(ウラン粉末、ペレット、棒状燃料、部材等全て)
- ・ ペレットについては、ペレット専用の輸送容器を準備しないため、900 本の棒状燃料と同様に棒状燃料に加工し、棒状燃料輸送容器に入れて輸送する。機構に納入後、切断してペレットを取り出す。すなわち、棒状燃料は 900 (製品) +1 本 (ペレット取り出し用) とする。
- ・ ペレット取り出し用の 1 本は棒状燃料 900 本と明確に識別する。

② 燃料仕様

1) ウラン粉末

項目	仕様
U235	4.95 +0.02/-0.05 %
U232	≤ 0.0001 ppm/U total
U234	≤ 500 ppm/U total
U236	≤ 250 ppm/U total
ウラン含有量	> 87.4 %
O/U比	2.05 +0.05
湿度	< 0.3 %
TAP 密度	> 1.5 g/cm ³
比表面積	$1.8 < \text{比表面積} < 3$ m ² /g

不純物 (ppm/ U total)	項目	仕様
	Ag	≤ 1
	Al	≤ 25
	Bi	≤ 10
	C	≤ 50
	Ca	≤ 50
	Cl	≤ 50
	Cr	≤ 25
	Cd	≤ 1
	Cu	≤ 25
	F	≤ 25
	Fe	≤ 100
	Mg	≤ 25
	Mn	≤ 25
	Mo	≤ 50
	Ni	≤ 50
	Li	≤ 2
	Pb	≤ 25
	Si	≤ 100
	Sn	≤ 25
Ti	≤ 50	
Th	≤ 10	
W	≤ 50	
Tc	≤ 0.01	

ボロン等量 (ppm/ U total)	項目	仕様
	B	≤ 1.0
	Dy	≤ 0.05
	Eu	≤ 0.5
	Gd	≤ 0.5
	Sm	≤ 0.5

ASTM による係数を考慮したボロン当量合計 ≤ 4 ppm

2) ペレット

項目	仕様
密度	96%TD±1
濃縮度	4.95 +0.02/-0.05
直径	8.179 - 8.204mm (公称値 8.19mm)
高さ	公称値 : 12.0mm

化学特性	項目	仕様
	ウラン含有量	> 87.7%
	O/U比	2.000 ± 0.010

不純物	項目	仕様
	ボロン当量	< 2 ppm
	不純物含有量合計	< 1000 ppm
	B	< 1.0 ppm
	Cd	< 1.0 ppm
	C	< 500 ppm
	Si	< 300 ppm
	Al	< 100 ppm
	Ca	< 100 ppm
	Li	< 2.0ppm

※次の元素についても分析が行われる : Ni、Mg、Co、Fe、Cu、Mo、
V、Cr、Pb、Ag、N、Mn

3) 被覆管

項目	仕様
材料	メーカーが調達可能なジルコニウム合金
外径	公称値 9.50mm
内径	公称値 8.36mm
肉厚	公称値 : 0.57mm

4) 上部／下部端栓

項目	仕様
材料	メーカーが調達可能なジルコニウム合金
形状	メーカーと協議の上決定

5) 棒状燃料

項目	仕様
充填気体	ヘリウム充填
燃料ペレット部長さ	1420±10mm
棒状燃料全長	公称値 1495mm
溶接方法	メーカーと協議の上決定

6) スプリング

メーカーと協議の上決定する。

③ 試験/検査関連

1) ウラン粉末

試験/検査	項目
	U235/U232/U234/U236
	ウラン含有量
	O/U 比
	湿度
	TAP 密度
	比表面積
	不純物

2) ペレット

試験/検査	項目
	U235/U232/U234/U236
	密度
	ウラン含有量
	O/U 比
	直径
	不純物

3) 被覆管

試験/検査	項目
	成分/不純物
	寸法検査
	機械特性 (引張強さ/耐力/伸び)
	外観検査
	その他 (水素化物方位、腐食試験、 超音波探傷試験等)

4) 上部/下部端栓

試験/検査	項目
	成分/不純物
	機械特性 (引張強さ/耐力/伸び)
	寸法検査
	外観検査

5) 棒状燃料

試験/検査	項目
	寸法検査
	重量
	外観検査
	溶接検査
	ヘリウム漏えい試験

6) 試験/検査その他

- ・棒状燃料の端栓部分が STACY 更新炉の格子板穴を通過できることを確認するため、穴の形状（直径 9.8mm、厚さ 12mm）のリングケージ通過可否を検査する。
- ・検査抜取数等は協議の上決定する。

(2) 燃料輸送容器の調査

国内燃料加工メーカーA社所有する容器の使用可否を検討するため、以下の調査を行った。

① 調査項目

1) 粉末輸送容器に関する検討

- ・粉末輸送容器概要
- ・STACY 用燃料粉末の適用性
(現状 SAR の比較確認、輸送容器整備に必要な国内外の手続期間調査、梱包方法検討、安全解析の必要性検討)
- ・必要となる輸送容器数量

2) ペレット輸送容器に関する検討

- ・ペレット輸送容器概要
- ・STACY 用燃料ペレットの適用性
(現状 SAR の比較確認、輸送容器整備に必要な国内外の手続期間調査、梱包方法検討、安全解析の必要性検討)
- ・必要となる輸送容器数量

3) 棒状燃料輸送容器に関する検討

- ・棒状燃料輸送容器概要
- ・STACY 用棒状燃料の適用性
(現状 SAR の比較確認、輸送容器整備に必要な国内外の手続期間調査、棒状燃料梱包方法検討、安全解析の必要性検討)
- ・必要となる輸送容器数量及び部材等の調査

4) 輸送実施時の費用等に関する検討

- ・安全解析及び国内外の手続に関わる費用
- ・輸送容器（関連資機材を含む）の貸与費用

・海上コンテナのレンタル費用

② 調査結果

1) 粉末輸送容器に関する検討

i) 輸送容器概要

国内燃料加工メーカーA 社所有の粉末輸送容器は濃縮度 5%以下のウラン酸化物の国内及び国際輸送に使用可能である。

輸送容器本体には、粉末収納缶を 12 缶入れることができる仕様となっている。

ii) STACY 用粉末燃料の適用性

STACY 燃料と輸送容器許可仕様を比較調査した結果、現行設計のままで STACY 用粉末燃料が輸送可能であり、輸送容器の設計変更は不要である。

また、輸送容器の許可（核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書）は国内及び海外ともに取得されている。許可の有効期限は、現状 STACY 輸送時期（平成 31 年頃）まで有していないが、国内燃料加工メーカーにて期限失効前に更新する予定となっており、STACY 燃料の輸送時期においても使用可能である。

iii) 輸送容器の個数

STACY 用粉末燃料は、STACY 施設内の取扱い用途を考え、1~2kg 程度の小分けにした状態で輸送する必要がある。小分けにした粉末燃料を粉末収納缶に収納する場合、粉末輸送容器は 4 基必要となり、輸送時は 4 基を収納するコンテナが 1 基必要である。

iv) その他

輸送容器の粉末収納缶は、国内燃料加工メーカーの施設の許認可に紐付けられており、貸与はできないため、機構用に新規購入が必要となる。

2) ペレット輸送容器に関する検討

i) 輸送容器概要

上記にて検討した粉末輸送容器は、国内についてはペレットを輸送する許認可も取得されている。

ii) STACY 用燃料ペレットの適用性

STACY 用燃料ペレットと輸送容器許可仕様を比較調査した結果、国内輸送については現行の許可仕様のままで STACY 用燃料ペレットが輸送可能であり、輸送容器の設計変更は不要である。ただし、この輸送容器は、ペレットに対して海外許認可を取得していないため、海外輸送用の認可取得が必要となる。また、ペレットに対し衝撃緩和を考慮しないような収納とすれば許可取得が不要の可能性もある。しかし、輸送時の割れ欠け等の品質が保てない可能性も考えられるため、この状態での輸送は難しい。

iii) 輸送容器の個数

粉末燃料を収納した輸送容器とともにペレットを収納することができるため、ペレットとして追加の輸送容器手配は不要となる。

iv) その他

輸送容器の収納缶は、国内燃料加工メーカーの施設の許認可に紐付けられており、貸与はできないため、機構用に新規購入が必要となる。

v) 調査結果を踏まえた適用の検討結果

輸送容器は、ペレットに関する海外輸送の許認可がなく、新規に認可取得を実施するためには費用及び期間を要する。今回の調達においては、棒状燃料と合わせて輸送することとし、製品の棒状燃料 900 本に、ペレット取り出し用の棒状燃料を 1 本追加し、機構内に納品後、端栓部を取り外して、ペレットを取り出す予定とした。したがって、ペレット輸送容器の手配は不要とした。

3) 棒状燃料輸送容器に関する検討

i) 輸送容器概要

国内燃料加工メーカーA 社所有の棒状燃料輸送容器は、発電用軽水炉用燃料集合体及び棒状燃料梱包体（棒状燃料輸送用に棒状燃料を格子配列に並べた収納物）を収納できる。濃縮度 5%以下のウラン酸化物燃料集合体の国内輸送に使用している。

ii) STACY 用棒状燃料の適用性

- ・STACY 用燃料粉末及びペレット仕様と既存輸送容器 SAR に記載の収納物ウラン仕様を比較し、STACY 仕様は既存の輸送容器仕様を満たしていることを確認した。
- ・STACY 棒状燃料は棒全長が約 1.5m で既存輸送容器の棒状燃料全長の半分程度の長さであり、棒状燃料外径は既存仕様に比べて小さく、仕様が異なる。このため、既存棒状燃料梱包方法の考えを踏襲し、STACY 棒状燃料用に梱包部材等の設計を変更する必要があることを確認した。
- ・既存輸送容器は、国内認可のうち設計承認は取得済みであるが、STACY 棒状燃料用に設計変更申請が必要となる。
- ・STACY 用棒状燃料に対応した安全解析（棒状燃料応力評価、密封評価、臨界評価、棒状燃料梱包部材等の強度評価）を実施する必要がある。
- ・既存輸送容器は、海外許認可に対応しておらず、STACY 用棒状燃料の安全解析に対して、海外の許認可（バリデーション）を取得する必要がある。
- ・核燃料物質の輸送に定期コンテナ船を使用する場合、定期コンテナ船が経由する国が定める核燃料輸送物の許認可をあらかじめ取得しておく必要がある。このため、輸送時に寄港が想定される全ての国に対して海外許認可（バリデーション）を取得する必要がある。

iii) 輸送容器の個数

STACY 用の棒状燃料は商用炉の燃料棒と比較して全長が短いため、長手方向に 2 本を収納できる。梱包方法変更案を考慮すると容器 1 基に 224 本を収納でき、輸送容器は 5 基必要

となる。また、コンテナは2基必要となる。

iv) その他

- ・既存輸送容器の燃料仕様と STACY 用の棒状燃料仕様が異なるため、輸送容器の梱包部材として既存の製品が適用できない。このため、STACY 専用に梱包部材の新規製作が必要となる。
- ・輸送容器の空きスペースには、スペーサーとして SYACY 用棒状燃料の模擬体（外径、長さ、重量を模擬したステンレスの中実丸棒）を配置する必要がある。

4) 輸送容器関連の見積り

これら STACY 用燃料の設計変更、設計変更申請、海外許認可、輸送に必要な部材の製作を考慮した詳細見積りを取得した。

5) 輸送ルートへの影響

当初の計画では、輸送コストを低減できる定期コンテナ船を用いた米国経由のルートを予定していた。しかし、輸送容器整備に際し、輸出国以外にも米国及び定期コンテナ船の途中寄港が想定される国々のライセンス取得を考えると輸送費用が増大する。このため、直行輸送ルートを含めて検討し、トータル費用を踏まえた計画見直しが必要である。

6) 今後の対応

国内燃料加工メーカーA社の所有する棒状燃料輸送容器の適用については、STACY 燃料用に国内の設計変更の許認可、海外許認可（バリデーション）取得、及び STACY 燃料固有に準備する容器部材製作等の対応が必要であることを確認した。これらの対応を実施することで、海外燃料加工メーカーより輸送が可能となる。今後は、全体の輸送工程見直し、燃料調達準備を進めていく予定である。また、平成 28 年度事業において他の国内燃料加工メーカーの所有する輸送容器について調査を行い、費用低減可否を確認する予定である。

(3) 輸送ルート調査

燃料輸送容器の調査から、海外輸送ルートで経由国が増えると海外許認可取得に時間と費用を要するため、別ルートの実現性調査及びその他米国経由ルートの遅延リスク等について調査を行った。

① 米国経由ルート（定期コンテナ船による輸送）

[概略ルート]

海外燃料加工メーカー→（陸上輸送）→ 欧州側港 →（コンテナ船）→ 米西海岸港 →（トレーラー輸送）→ 米国東海岸港（コンテナ船）→ 東京港 →（トレーラー輸送）→ 日本原子力研究開発機構（図 9.1-1 参照）

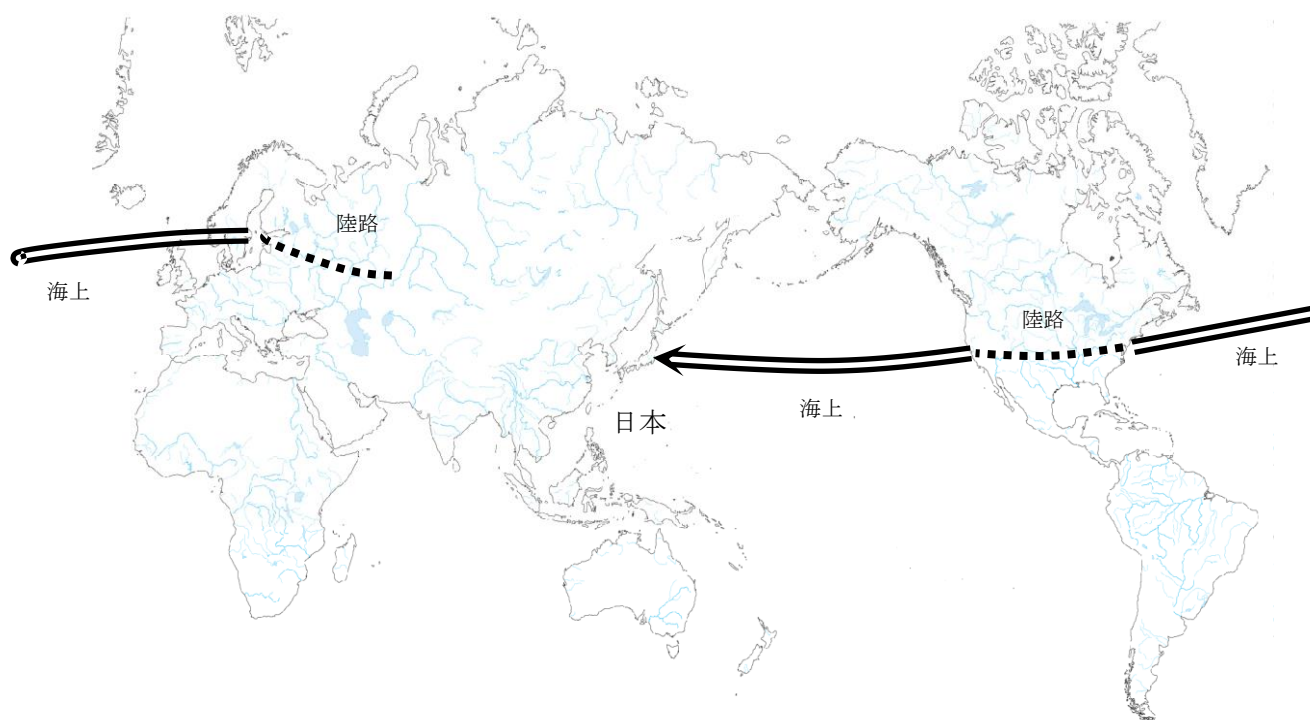


図 9.1-1 輸送ルート概略図（米国経由ルート）

1) 定期コンテナ船輸送ルートリスク

現在、欧州側港から米西海岸港への定期コンテナ船輸送は、複数の貨物を合積みし、欧州港に寄港することなく直行便で輸送が行われている。同航路における貨物の直行便は、今後も定期的な実施が見込まれているものの、STACY 燃料輸送時における航路が確定されているものではなく、受入貨物の状況に応じて航路を決定するため、欧州等の港に寄港する可能性がある。その場合には、寄港する可能性のある国における輸送容器のライセンスを取得する必要が生じる。どの船会社でも状況は同じで、必ずしも本件輸送時における航路が確定されているものではなく、輸送数か月前に同航路の確認を行う必要がある。上記理由から新規に輸送容器の海外ライセンスを取得する場合は、寄港の可能性のある国をあらかじめ取得する必要がある。

2) 米国での積替遅延リスク

- ・ 欧州側港から米国西海岸港間の輸送が数日の遅れが生じるものの、その後の陸上輸送が米国東海岸港発の船舶の出港までに間に合うと判断される場合には、港で一時保管後に陸上輸送を実施する。
- ・ 欧州側港－米国西海岸港間の輸送において数日の遅れが生じ、その後の陸上輸送が米国東海岸港発の船舶の出港までに間に合わず、緊急事態と判断される場合には、米国東海岸港から米国の輸送業者の所有する施設まで陸上輸送を行い保管する。
- ・ 米国内を保税手続にて輸送を行う場合には、保税手続後 30 日以内に米国外に持ち出さなくてはならないこと並びに第三者の施設で保管してはならないという条件が課されるため、陸上輸送の中で期日までに米国東海岸港を出港するよう調整する必要がある。
- ・ 船会社は当局に船積 1 か月前までに輸送に関する申請書類を提出する必要がある。このため、申請後に船舶が変更となる場合、申請書類を提出し直さなければならない。したがって、船舶の変更があった場合には、最短でも 1.5 か月程度の輸送物を適切に保管する必要がある。しかしながら保管を行う場合には、保税輸送の実施を 30 日以内に行うことができないため、米国東海岸出港船においては、あらかじめ保税期間内に調整可能となる余裕を持ったスケジュールでの船舶予約が必要となる。

② 直行ルート（専用船舶による輸送）

〔概略ルート〕

海外燃料加工メーカー→（陸上輸送）→ 日本側港 →（多目的専用船）→ 東京港→（トレーラー輸送）→ 日本原子力研究開発機構（図 9.1-2 参照）



図 9.1-2 輸送ルート概略図（直行便ルート）

本ルートの実現の可能性については、日本の軽水炉向け輸送が行われた実績があり、実現可能であることが確認できている。表 9.1-1 に米国経由ルートとの比較をまとめる。本ルートの海上輸送は直行便となるため、積替回数が少なくリスクが少ない。また、寄港地もなく航海日数も数日と短いため、遅延リスクも少ない。ただし、定期コンテナ船の輸送はなく、専用輸送船の手配が必要となるため、輸送費用は定期コンテナ船のルートと比較して高額となる。

③ 輸送ルートの選定

当初の予定では、定期コンテナ船を使用した米国経由の輸送ルートが安価となる見込みであった。しかし、輸送容器の詳細調査から容器の海外許認可費が高額となるため、専用船を適用した直行便ルートの方がトータル費でコストが安くなるとの結果が得られた。また、直行便ルートの実現性が確認され、積替や遅延のリスクが少なく、輸送工程も短縮できるメリットがあるため、今回の調査を踏まえて直行便ルートの適用を計画することとした。

表 9.1-1 燃料輸送ルートの詳細検討結果

	米国経由ルート	直行ルート
海外からの輸送日数	約 1.5 か月	約 1 週間
海外からの積替回数	3 回	1 回
米国内輸送時の制約 (保税手続)	①30 日以内の米国外への出荷 ②第三者施設での保管禁止	なし
船舶予約	出港 3 か月前まで	出港 6 か月前まで
輸送費用(海外～国内)	定期コンテナ船使用により安価	多目的専用船を使用するため高額
輸送容器の海外ライセンス取得	輸出国以外に米国及び定期コンテナ船の寄港が想定される諸外国のライセンス取得が必要	輸出国のみライセンス取得

(4) 燃料調達工程の変更

今回の調査結果を踏まえ、輸送容器準備について費用が増加するため、燃料納入時期変更等の全体計画見直し及び予算見直しを予定している。

9.1.3 まとめ

燃料調達の調査として、海外燃料加工メーカー現地調査等の情報調査、輸送容器の適用詳細検討、輸送ルートへの調査及び調達費用への影響を調査した。本調査により、海外燃料加工メーカーより棒状燃料 900 本を調達する場合の調達仕様を決定することができた。また、輸送方法の詳細検討として実施した輸送容器調査において、商業炉燃料と異なる STACY 試験炉用燃料を輸送する際のコスト因子（輸送容器の国内変更許可、海外ライセンスの取得、STACY 棒状用の特別な梱包部材の製作等）により調達費用が増加することが判明した。このため、調達時の輸送ルート変更し、全体計画の見直しを行った。また、平成 28 年度事業において他の国内燃料加工メーカーの所有する輸送容器について調査を行い、費用低減可否を確認する予定である。

9.2 棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作

9.2.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の調達先として試験炉用の少数発注に対しても製造受入れ可能な海外（ロシア）燃料加工メーカーを選定した。H27 年度の予算の繰り越し内容として、H28 年度にロシア燃料加工メーカーと STACY 更新炉用の燃料製造を進めるため、契約に向けた詳細仕様等の調整を行い、製造契約を締結することを目的とする。

(2) 概要

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の調達に向け、ロシア燃料加工メーカーと契約に向けた詳細仕様の調整及び必要となる技術情報の確認を行い、契約の技術仕様を確定し、ロシア燃料加工メーカーの国内代理店である国内商社と STACY 用燃料の製造契約を締結した。

9.2.2 成果報告

9.2.2.1 実施内容

(1) 海外燃料加工メーカーとの契約仕様調整及び技術情報の取得

STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末を製造可能なロシア燃料加工メーカーとの製造契約を進めるため、H28 年 10 月 10 日～14 日の日程でロシア燃料加工メーカーを訪問し、契約に向けた詳細仕様の調整及び必要となる技術情報の取得を実施した。特に、STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料に関する設工認申請及び輸送容器設計に必要な仕様について確認し、合意した。

(2) 契約仕様の確定及び製造契約締結

海外燃料加工メーカーとの調整を行い、契約の技術仕様を確定した。また、ロシア燃料加工メーカーの国内代理店である国内商社と STACY 用の棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作に関して契約を締結した。

9.2.2.2 結果

(1) 海外燃料加工メーカーとの仕様調整及び技術情報の取得

ロシア燃料加工メーカーとの製造契約を進めるため、H28年10月10日～14日の日程でロシア燃料加工メーカーを訪問し、契約に向けた詳細仕様の調整及び必要となる技術情報の取得等に関して協議した。打合せ協議の概要をまとめる。

・第1～2回打合せ（H28年10月10日～11日）

STACY燃料製造に関する協議事項（表9.2-1）のうち全体スケジュール及び粉末燃料、 UO_2 ペレットの仕様に関する内容について協議を行った。また、調達する粉末燃料の一部はJAEA（NUCEF）にてデブリ模擬体ペレットの製作に用いる予定であり、ロシア燃料加工メーカーが実施する UF_6 から UO_2 粉末への再転換方式は、ペレット製作が容易なIDR法（総合乾式法）であることを確認した。

・第3回打合せ（H28年10月12日）

燃料製造工場の見学を行い、ロシア燃料加工メーカーの分析設備、ペレット製造及び棒状燃料組立ての製造ライン等を実地にて確認、説明を受けた。JAEAから、STACY更新炉においてベンチマーク臨界実験を行うために、燃料要素各部の寸法、密度、組成等を高精度かつ高信頼性で製造・分析する必要があることについて説明し、当該製造ラインがその要件を満足できることを確認した。具体的には、製造ラインの系統除染（回収ウラン等の混入がないこと）、製作工程ごとの品質保証管理、同一工程における製品のバラツキを抑える製法等を確認し、STACY更新炉用の棒状燃料を製造する上で技術的に問題ないことを確認した。

・第4回打合せ（H28年10月13日）

STACY燃料製造に関する協議事項（表9.2-1）のうち被覆管、端栓、スプリング及び棒状燃料の仕様に関する内容について協議を行った。特に、機械強度、溶接構造、検査方法等について確認し、棒状燃料に関する国内設工認を申請するために必要な仕様については全て合意が取れ、設工認申請の見通しが得られた。

・第5回打合せ（H28年10月14日）

STACY燃料調達に関する協議事項（表9.2-1）のうち燃料輸送に係る内容（ロシア国内の輸送容器承認手続、燃料梱包作業、輸送工程等）について情報共有を行った。輸送に関しては、現時点では確定できない事項が多いため、引き続き密に情報共有することについて確認した。

表 9.2-1(1) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（全般）

No	確認項目	結果
1.1	製造に係る全体スケジュールの確認。	全体のスケジュールについて理解を共有した。
1.2	日本の国内申請に伴う、製作工程上のホールドポイントを設置すること。（各製作工程において JAEA の確認後、次の工程へ進む。）	ホールドポイントを設けることについて合意。
1.3	検査方法及び検査記録の記載方法の詳細（生データ記載の有無、測定誤差の表記等）については検査開始前までに調整すること。	合意。
1.4	製作する部材については全て製作図面を提示すること。また、その提示時期の確認。	概略図（設工認申請等に必要なもの）については打合せにて受領した。詳細図面はロシアメーカーと国内商社の契約締結から 5～6 か月後に提出する。
1.5	燃料調達数量は、 <ul style="list-style-type: none"> ・ 棒状燃料：900 本 ・ ウラン粉末：約 38kgU（1kg-U ごとに小分けした状態で輸送する） ・ ペレット：棒状燃料 1 本分（輸送は棒状燃料の形状で行う。） 	合意。
1.6	ペレット（棒状燃料 1 本分）は、棒状燃料の形状で輸送し、JAEA で解体する。すなわち、棒状燃料は 900+1 本となる。ペレット取り出し用の 1 本は、他の 900 本の燃料と明確に識別されること。	合意。
1.7	棒状燃料（900 本）は、個々の識別のためにシリアル番号等の刻印を行うこと。詳細な仕様については別途協議の上、決定すること。	合意。
1.8	燃料製造契約の引渡し条件に関する確認。	情報を入手し、合意。

表 9.2-1(2) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（ウラン粉末）

No	確認項目	結果
2.1	ウラン粉末の製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	ライン整備後、約1週間で粉末再転換・調製。約1週間で分析。 その他、再転換はIDR法（総合乾式法）とすることを確認。
2.2	ウラン粉末の製作の際、1Lotにより製作すること。	合意。
2.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	仕様表を合意。また、国内申請で公開できない数値はないことを確認。
2.4	ウラン粉末に対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
2.5	濃縮ウラン粉末を1kg-Uごとに小分けすることに関する確認。	ウラン粉末は、造粒前の粉末とすること及び小分けすることについて合意。

表 9.2-1(3) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（ペレット）

No	確認項目	結果
3.1	ペレットの製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	製作フローは別途提示。製造工程は2～3か月程度。
3.2	ペレットの製作の際、1Lotにより製作すること。	合意。
3.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	仕様表を合意。また、国内申請で公開できない数値はないことを確認。
3.4	ペレットに対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
3.5	製品のバラツキを抑えるため、ペレットの製造は1ラインで製作すること。	合意。
3.6	JAEAで解体し取り出す棒状燃料1本分のペレットは、1Lot全体からランダムサンプルしたものを使用すること。	ランダムサンプリングによるペレット充填とすることについて合意。

表 9.2-1(4) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（被覆管）

No	確認項目	結果
4.1	被覆管の製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	被覆管は、ロシア燃料加工メーカーの子会社から部品として調達する。製作フロー及び工程期間は、契約後に提示。
4.2	被覆管の製作の際、1Lot により製作すること。	合意。
4.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	仕様表を合意。また、国内申請で公開できない数値はないことを確認。
4.4	被覆管に対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
4.5	被覆管の寸法公差についての確認。	情報を入手し、合意。
4.6	被覆管肉厚の寸法についての確認。	仕様は「肉厚 0.54mm 以上」のみとすることで合意。
4.7	被覆管機械特性の試験条件及びスペックについての確認。	機械特性として、引張強さ、耐力、延びの仕様値を確認。なお、同社で取扱い可能な被覆管材料が決まっており、他の被覆管材料に変更することは不可であることを確認。
4.8	被覆管の機械特性データについて、既を取得された実績データがあれば提示のこと。	有償で対応可能と回答があり、本要求を取り下げた。
4.9	被覆管の機械特性データについて、温度依存性の実績データがあれば提示のこと。	提示した温度条件以外の値はない。測定するには別途検討（有償）が必要と回答があり、本要求を取り下げた。
4.10	機械特性試験のデータ数についての確認。	情報を入手し、合意。

表 9.2-1(5) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（上部／下部端栓）

No	確認項目	結果
5.1	上部／下部端栓の製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	端栓は、ロシア燃料メーカーの子会社から部品として調達する。その製作フロー及び工程期間は、契約後に提示。
5.2	上部／下部端栓の製作の際、1Lot により製作すること。	合意。
5.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	仕様表を合意。また、国内申請で公開できない数値はないことを確認。
5.4	上部／下部端栓に対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
5.5	端栓形状の確認。	サンプル案が提示された。一部変更等の希望があれば JAEA から変更案を提示することとの返答あり。
5.6	端栓と被覆管接合部の確認。	情報を入手。
5.7	端栓と被覆管の接合部近傍の寸法を確認。	情報を入手。
5.8	端栓の成分/不純物検査についての確認。	情報を入手。
5.9	端栓機械特性の試験条件及びスペックについての確認。	合意。
5.10	端栓の機械特性について高温条件の有無の確認。	情報を入手。
5.11	端栓の機械特性データについて、既を取得された実績データがあれば提示のこと。	有償で対応可能と回答があり、本要求を取り下げた。
5.12	端栓の機械特性データについて、温度依存性の実績データがあれば提示のこと。	提示した温度条件以外の値はない。測定するには別途検討（有償）が必要と回答があり、本要求を取り下げた。
5.13	端栓機械特性の試験サンプル数に関する確認。	情報を入手し、合意。
5.14	端栓の機械特性試験に係る温度条件を任意に設定可能かについて確認。	測定するには別途検討（有償）が必要と回答があり、本要求を取り下げた。
5.15	端栓の寸法検査についての確認。	情報を入手し、合意。

表 9.2-1(6) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（スプリング）

No	確認項目	結果
6.1	スプリングの製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	スプリングは、ロシア燃料メーカーの子会社から部品として調達する。その製作フロー及び工程期間は、契約後に提示。
6.2	スプリングの製作の際、1Lot により製作すること。	合意。
6.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	国内申請で公開できない数値はないことを確認。 なお、製造可能な仕様・型（AISI302 相当）が決まっており、契約後、詳細条件が決まった段階で提示。
6.4	スプリングに対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
6.5	スプリングの形状等の概要を確認。	情報を入手。
6.6	スプリングの検査、抜取り頻度の確認。	情報を入手。

表 9.2-1(7) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（棒状燃料）

No	確認項目	結果
7.1	棒状燃料の製作フロー及び各工程の作業期間の提示。	ライン整備後、約2週間で製造・検査を実施。 通常の量産よりも時間がかかる。
7.2	棒状燃料の製作の際、1Lotにより製作すること。	合意。
7.3	仕様表の全ての数値について確認。 なお、記載される数値のうち、契約締結前に国内申請において公開できない数値の有無を確認。	仕様表を合意。また、国内申請で公開できない数値はないことを確認。
7.4	棒状燃料に対して実施する試験について、検査結果は測定誤差を含んだ状態で仕様を満足すること。	合意。
7.5	ヘリウム充填についての確認。	合意。
7.6	突合せ抵抗溶接の概要に関する情報の確認。	情報を入手。
7.7	下部端栓溶接部に JAEA の指定する大きさのリングゲージを用いた通過検査の実施。	JAEA 指定のリングゲージによる検査は取り下げ。 (ロシア燃料加工メーカーにて、棒状燃料端栓溶接後に溶接部の外径をリング通過検査及び外観検査により確認するため。)
7.8	棒状燃料の燃料部長さ測定方法の確認。	情報を入手。
7.9	溶接検査の具体的な内容の確認。	情報を入手。

表 9.2-1(8) ロシア燃料加工メーカーとの協議事項（燃料輸送）

No	確認項目	結果
8.1	ロシアでのバリデーション取得期間の目安。	英文証明書を受け取り後、英露対訳、ロシア国内代理申請契約手続、ロシア国内審査等で最長 14 か月程度。
8.2	ロシアでの輸送に係る工程に関する情報。	情報を共有。
8.3	当該燃料に係る輸送は区分 III に該当するが、ロシア当局からの要望で特別な PP 措置を輸送物、コンテナ等に施す必要性の有無。	特別な PP 措置は不要であることを確認。
8.4	空容器の搬入工程に関する情報。	情報を共有。
8.5	輸送の契約時期に関する情報。	情報を共有。
8.6	燃料の輸送発送前検査に関する確認。	情報を共有。
8.7	ロシアでの輸出許可申請及び取得までの期間の情報。	情報を共有。
8.8	ロシア国内輸送に関する情報。	情報を共有。

(2) 契約仕様の確定

ロシア燃料加工メーカーとの調整を行い、下記に示す契約仕様を確定した。また、ロシア燃料加工メーカーの国内代理店である国内商社と STACY 用棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作に関する契約を締結した。

〔STACY 用燃料の契約（技術）仕様〕

① 一般事項

- 1) 本仕様書に従ってウラン粉末、 UO_2 ペレット、金属部材及び棒状燃料を製造（又は調達）すること。
- 2) 自主検査に合格したウラン粉末を用いて、 UO_2 ペレットを製造すること。この際、 UO_2 ペレット製造前のウラン粉末を一部分取し、棒状燃料とともに納入すること。
- 3) 自主検査に合格した UO_2 ペレット、金属部材を用いて棒状燃料 900 本を製造すること。また、機構の分析用とする棒状燃料 1 本を製造し、他の棒状燃料と識別できるようにすること。
- 4) 自主検査に合格した棒状燃料を納入すること。
- 5) 製品品質上のバラツキを抑えるため、粉末燃料、 UO_2 ペレット、金属部材及び棒状燃料は 1Lot により製造（又は 1Lot により製造されたものを調達）すること。
- 6) ロシア燃料加工メーカーの製造工程を確認し、製造工程を定め、工程管理を行うこと。また、各年度末及び業務完了時に実績工程を含む業務報告書を提出すること。

② ウラン粉末

1) ウラン粉末の仕様

ウラン粉末の仕様を表 9.2-2 に示す。

2) ウラン粉末の調達

ウラン粉末調達前に調達要領書（製造フローを含む。）を提出し、機構の確認を得ること。

調達要領書に基づきウラン粉末を調達し、仕様を満足していることを確認するために社内検査を実施すること。

3) ウラン粉末の自主検査

ウラン粉末の自主検査に係る検査項目を表 9.2-3 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて機構の立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) ウラン粉末の調達完了

ウラン粉末に係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって調達完了とする。

5) ウラン粉末の分取

粉末燃料用として、STACY 用に調達したウラン粉末から約 38kgU のウラン粉末を分取すること。

分取したウラン粉末は、機構での取扱いを容易にするために、輸送開始前までに 1.000 ±0.010kgU ずつの粉末燃料に小分けし、識別できるよう ID 等を付すこと。

なお、小分け方法については、別途協議の上、決定するものとする。

6) 粉末燃料の重量検査

前項で小分けした粉末燃料ごとに重量を測定すること。重量測定の方法や記録様式については、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

表 9.2-2(1) ウラン粉末の仕様

項目 Item	仕様 Specification
U235	4.95 +0.02/-0.05 %
U232	≤ 0.0001 ppm/U total
U234	≤ 500 ppm/U total
U236	≤ 250 ppm/U total
ウラン含有量 Uranium Content	> 87.4 %
O/U 比 O/U ratio	2.05 ± 0.05
含水率 Water Content	< 0.3 %
TAP 密度 TAP density	$1.5 < \text{TAP 密度} < 5\text{g/cm}^3$ $1.5 < \text{TAP density} < 5\text{g/cm}^3$
比表面積 Specific surface area	$1.8 < \text{比表面積} < 3\text{ m}^2/\text{g}$ $1.8 < \text{Specific surface area} < 3\text{ m}^2/\text{g}$

表 9.2-2(2) ウラン粉末の仕様

不純物含有量 (ppm/Utotal) Impurity			
元素名	含有量	元素名	含有量
Ag	≦ 1	Ni	≦ 50
Al	≦ 25	Li ※	≦ 2
Bi	≦ 10	Pb	≦ 25
C	≦ 50	Si	≦ 100
Ca	≦ 50	Sn	≦ 25
Cl	≦ 50	Ti	≦ 50
Cr	≦ 25	Th	≦ 10
Cd	≦ 1	W	≦ 50
Cu	≦ 25	Tc	≦ 0.01
F	≦ 25	B ※	≦ 1.0
Fe	≦ 100	Dy ※	≦ 0.05
Mg	≦ 25	Eu ※	≦ 0.5
Mn	≦ 25	Gd ※	≦ 0.5
Mo	≦ 50	Sm ※	≦ 0.5

※を付した元素については、ASTM (Designation:C1233-15) の係数を用いてボロン当量を算出し、ボロン当量合計≦4 ppm となるようにすること。
 ※Total boron equivalent derived with the coefficients defined in ASTM(Designation:C1233-15) ≦4 ppm

表 9.2-3 ウラン粉末の検査

試験/検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
ウラン粉末検査 UO ₂ powder inspection	1/Lot	表 9.2-1 に定める値を満足すること*。
重量検査 (粉末燃料) Weights inspection	粉末燃料全数 All	小分けした粉末燃料の U メタル重量を測定し、 $1.000 \pm 0.010 \text{kgU}$ であることを確認する*。

※測定結果（測定値）にエラーバー（測定誤差）が含まれる場合は、そのエラーバー（測定誤差）を踏まえても仕様値を満足すること。

③ UO₂ペレット

1) UO₂ペレットの仕様

UO₂ペレットの仕様を表 9.2-4 に示す。

2) UO₂ペレットの製造

UO₂ペレットの製造前に製造要領書（製造フローを含む。）及び製造図面を機構に提出し、確認を得ること。

製造要領書に基づき STACY 用に調達したウラン粉末を用いて、UO₂ペレットを製造すること。なお、製造に際しては製品品質上のバラツキを抑えるために 1Lot で製造すること。

製造した UO₂ペレットが機構の仕様を満足していることを確認するために、社内検査を実施すること。

3) UO₂ペレットの自主検査

UO₂ペレットの自主検査に係る検査項目を表 9.2-5 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて機構の立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) UO₂ペレットの製造完了

UO₂ペレットに係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって製造完了とする。

5) UO₂ペレットの分取

STACY 用に製造した UO₂ペレットから棒状燃料 1 本分（約 118 個）を分取すること。なお、分取する UO₂ペレットは全ペレット保管容器から均等に抜き取るものとする。

また、分取した UO₂ペレットは、棒状燃料用の輸送容器収納条件に合わせるために 900 本の棒状燃料と同様に加工すること。当該棒状燃料には、他の棒状燃料と識別可能となるようシリアル番号等の刻印を実施すること。詳細な施工方法については、別途協議の上、決定する。

表 9.2-4(1) UO₂ペレットの仕様

項目 Item	仕様 Specification
密度 Density	96 ± 1 %TD
濃縮度 Enrichment	4.95 +0.02/−0.05 %
U232	≦ 0.0001 ppm/U total
U234	≦ 500 ppm/U total
U236	≦ 250 ppm/U total
直径 Diameter	8.177 ~ 8.204 mm (公称値 8.19 mm)
高さ Height	公称値 12.0 mm
化学特性 Chemical property for UO ₂ pellet	
ウラン含有量 Uranium content	> 87.7%
O/U 比 O/U ratio	2.000 + 0.010/ - 0.000

表 9.2-4(2) UO₂ペレットの仕様

不純物含有量 (ppm) Impurity			
元素名	含有量	元素名	含有量
合計 Total impurity content	< 1000	Co	分析すること
B ※	< 1.0	Fe	分析すること
Cd	< 1.0	Cu	分析すること
C	< 500	Mo	分析すること
Si	< 300	V	分析すること
Al	< 100	Cr	分析すること
Ca	< 100	Pb	分析すること
Li ※	< 2.0	Ag	分析すること
Ni	分析すること	N	分析すること
Mg	分析すること	Mn	分析すること
<p>※を付した元素については、ASTM (Designation:C1233-15) の係数を用いてボロン当量を算出し、ボロン当量合計<2 ppm となるようにすること。</p> <p>※Total boron equivalent derived with the coefficients defined in ASTM (Designation:C1233-15) <2 ppm</p>			

表 9.2-5 UO₂ペレットの検査

試験/検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
密度検査 Density	50 / Lot	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。
濃縮度検査 U235 enrichment	3 / Lot	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。
寸法検査（直径） ^{注1)} Dimensional inspection	全数 All	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。
同位体検査 （U232,U234,U236） Isotope inspection	3 / Lot	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。
化学特性検査 Chemical inspection	3 / Lot	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。
不純物含有量検査 Impurity inspection	3 / Lot	表 9.2-4 に定める値を満足すること※。

※測定結果（測定値）にエラーバー（測定誤差）が含まれる場合は、
そのエラーバー（測定誤差）を踏まえても仕様値を満足すること。

注 1) 立会検査を実施する可能性があるため、立会検査時には
別途抜き取り検査を実施すること。

④ 被覆管

1) 被覆管の仕様

被覆管の仕様を表 9.2-6 に示す。被覆管材料の機械特性の検査基準として、機構と協議し合意した基準を用いるものとする。

2) 被覆管の調達

被覆管調達前に調達要領書（製造フローを含む。）及び製造図面を機構に提出し、確認を得ること。

調達要領書に基づき被覆管を調達すること。なお、製品品質上のバラツキを抑えるために 1Lot で製造されたものを調達すること。

調達した被覆管が機構の仕様を満足していることを確認するために、社内検査を実施すること。

3) 被覆管の自主検査

被覆管の自主検査に係る検査項目を表 9.2-7 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて機構の立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) 被覆管の調達完了

被覆管に係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって調達完了とする。

表 9.2-6 被覆管の仕様

項目 Item	仕様 Specification
材料 Material	ジルコニウム合金 (E-110 相当品 : Zr-1%Nb)
外径 Outer diameter	9.50 ±0.04 mm
内径 Inner diameter	8.33 +0.06/-0.00 mm
肉厚 Thickness	0.54mm 以上

表 9.2-7 被覆管の検査

試験/検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
成分/不純物検査 Main component/Impurity inspection	2 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
機械特性検査 (引張強さ、耐力、伸び) Mechanical property inspection	2 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
寸法検査 (外径、内径及び肉厚) Dimensional inspection	全数 All	表 9.2-6 に定める値を満足すること ※。
外観検査 Visual inspection	全数 All	表面に有害な傷、割れ等がなく、 形状に異常な欠陥がないこと。
水素化物方位検査 Hydrides orientation factor (Fn) inspection	2 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
腐食試験 Corrosion test	2 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
超音波探傷試験 Ultrasonic inspection	全数 All	機構と協議し合意した基準を満足すること。

※測定結果（測定値）にエラーバー（測定誤差）が含まれる場合は、
そのエラーバー（測定誤差）を踏まえても仕様値を満足すること。

⑤ 上部／下部端栓

1) 上部／下部端栓の仕様

上部／下部端栓の仕様を表 9.2-8 に示す。端栓材料の機械特性の検査基準として、機構と協議し合意した基準を用いるものとする。

2) 上部／下部端栓の調達

上部／下部端栓調達前に調達要領書（製造フローを含む。）及び製造図面を機構に提出し、確認を得ること。

調達要領書に基づき上部／下部端栓を調達すること。なお、製品品質上のバラツキを抑えるために上部／下部端栓を 1Lot で製造されたものを調達すること。

調達した上部／下部端栓が機構の仕様を満足していることを確認するために、社内検査を実施すること。

3) 上部／下部端栓の自主検査

上部／下部端栓の自主検査に係る検査項目を表 9.2-9 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて機構の立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) 上部／下部端栓の調達完了

上部／下部端栓に係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって調達完了とする。

表 9.2-8 上部／下部端栓の仕様

項目 Item	仕様 Specification
材料 Material	ジルコニウム合金 (E-110 相当品：Zr-1%Nb) Zirconium alloy
形状／寸法 Shape/Dimensions	別途協議とする。

表 9.2-9 上部／下部端栓の検査

試験／検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
成分／不純物検査 Main component/ Impurity inspection	1 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
機械特性検査 (引張強さ、耐力、伸び) Mechanical property inspection	1 / Lot	機構と協議し合意した基準を満足すること。
寸法検査 Dimensional inspection	全数 All	表 9.2-8 に定める値を満足すること ※。
外観検査 Visual inspection	全数 All	表面に有害な傷、割れ等がなく、形状に異常な欠陥がないこと。

※測定結果（測定値）にエラーバー（測定誤差）が含まれる場合は、そのエラーバー（測定誤差）を踏まえても仕様値を満足すること。

⑥ スプリング

1) スプリングの仕様

スプリングの仕様を表 9.2-10 に示す。

2) スプリングの調達

スプリング調達前に調達要領書（製造フローを含む。）及び製造図面を機構に提出し、確認を得ること。

調達要領書に基づきスプリングを調達すること。なお、製品品質上のバラツキを抑えるためにスプリングを 1Lot で製造されたものを調達すること。

調達したスプリングが機構の仕様を満足していることを確認するために、社内検査を実施すること。

3) スプリングの自主検査

スプリングの自主検査に係る検査項目を表 9.2-11 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) スプリングの調達完了

スプリングに係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって調達完了とする。

表 9.2-10 スプリングの仕様

項目 Item	仕様 Specification
材料 Material	ステンレス鋼 (AISI302 相当品)
形状／寸法 Shape/Dimensions	別途協議とする。

表 9.2-11 スプリングの検査

試験/検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
成分／不純物検査 Main component/Impurity	1	機構と協議し合意した基準を満足すること。
バネ特性検査 (弾性係数、巻数) Springs property inspection	10% 抜取 10% sampled	機構と協議し合意した基準を満足すること。
寸法検査 (直径) Dimensional inspection	全数 All	機構と協議し合意した基準を満足すること。

⑦ 棒状燃料

1) 棒状燃料の仕様

棒状燃料の仕様を表 9.2-12 に、構造図を図 9.2-1 に示す。

2) 棒状燃料の製造

UO₂ ペレットの製造前に製造要領書（製造フローを含む。）及び製造図面を機構に提出し、確認を得ること。

製造要領書に基づき STACY 用に製造・調達した UO₂ ペレット、被覆管、上部／下部端栓及びスプリングを用いて、棒状燃料を製造すること。なお、製造に際しては製品品質上のバラツキを抑えるために 1Lot で製造すること。

製造した棒状燃料が機構の仕様を満足していることを確認するために、社内検査を実施すること。

3) 棒状燃料の自主検査

棒状燃料の自主検査に係る検査項目を表 9.2-13 に示す。検査手法や検査記録の作成方法について、機構及びロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

自主検査の詳細を決定した後、検査要領書を作成し、機構の確認を得ること。

検査要領書の確認を得た後、自主検査の検査記録を提出すること。

なお、必要に応じて機構の立会検査とする場合があるため、立会検査の内容、時期等についてロシア燃料加工メーカーと調整を行うこと。

4) 棒状燃料の製造完了

棒状燃料に係る全ての検査記録及び提出書類の機構による確認及び原子力規制庁の使用前検査の合格をもって製造完了とする。

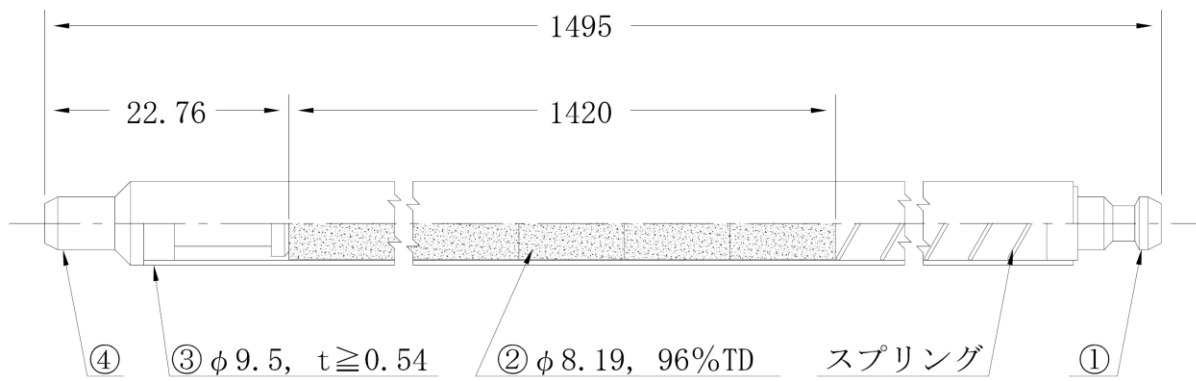
表 9.2-12 棒状燃料の仕様

項目 Item	仕様 Specification
本数	900 本（ドライバー燃料） + 1 本（JAEA 分析用）
充填気体 Filling gas	ヘリウム充填
充填圧力 Pressure of filling gas	0.3～0.5 MPa（0.4±0.1 MPa）
燃料 UO ₂ ペレット部長さ Length of the Meat	公称値：1420 ±9.0 mm
棒状燃料全長 Total length	公称値：1495 ±2.0 mm
溶接方法 Welding method	突合せ抵抗溶接

表 9.2-13 棒状燃料の検査

試験/検査項目 Item	データ数 Number of data	判断基準 Criteria of judgment
寸法検査 (全長/燃料部長さ/溶接部 外径) Dimensional inspection	全数 All	表 9.2-12 に定める値を満足すること ※。
重量検査 Weight inspection	全数 All	棒状燃料の重量及び核燃料物質の重量を測定すること。
外観検査 Visual inspection	全数 All	表面に有害な傷、割れ等がなく、形状に異常な欠陥がないこと。
溶接検査 Welding inspection	全数 All	溶接部に有害な傷、割れ等がなく、形状に異常な欠陥がないこと。 溶接接合部の長さを測定すること。
ヘリウムリーク検査 He leaking test	全数 All	表 9.2-11 に定める値を満足すること ※。

※測定結果（測定値）にエラーバー（測定誤差）が含まれる場合は、そのエラーバー（測定誤差）を踏まえても仕様値を満足すること。



④	下部端栓	1	ジルコニウム-ニオブ合金
③	被覆管	1	ジルコニウム-ニオブ合金
②	燃料ペレット	—	二酸化ウラン
①	上部端栓	1	ジルコニウム-ニオブ合金
番号	品名	個数	材 料
物 品 表			

物品表の個数は、1本あたりの個数を示す。

図 9.2-1 棒状燃料の構造図

⑧ ウラン粉末及び棒状燃料の保管

STACY 用に調達・製造・分取したウラン粉末、 UO_2 ペレット及び棒状燃料についてロシア燃料加工メーカーと調整を行い、機構の指定する期間ロシア燃料加工メーカーで保管すること。保管方法については、ロシア燃料加工メーカーと協議の上、決定し、保管要領書を作成し、保管開始前までに機構の確認を得ること。

⑨ 検査に関する一般事項

検査は、その検査の実施主体によって、次の 3 種類に分類される。これらの位置づけを理解し、検査を実施し、検査の対応をとること。

1) 製造者による検査（社内検査）

ロシア燃料加工メーカーが作成する検査要領書に従って、製造者が実施する検査を社内検査という。社内検査は、機構が確認した検査要領書に沿って実施すること。

2) 機構による検査（自主検査）

機構が定める検査要領書に従って、機構が実施する検査を自主検査という。自主検査は、工場立会検査又は記録確認検査とし、社内検査合格品を対象として実施する。自主検査は、下記のとおり実施する。

i) 機構と製造者が合意した時期に実施できるようにすること。

ii) 検査が遅滞なく速やかに進むように計画すること。

iii) 機構の指名した者（以下「検査員」という。）が、自主検査のために工場の立入許可手続を行うに当たり助勢すること。なお、検査員は、製造者が採用している各種安全基準に従うものとする。

iv) 検査員が検査要領書に従って確認、検査、サンプリング等を実施するに当たり、それを製造者が支援するよう手配すること。

v) 自主検査前に、当該検査に係る図書一式（和文で記載されたものを含む。）を工場立会検査場所に準備すること。

vi) 自主検査前に、製造者が用意する測定機器一式、それらの校正記録及びトレーサビリティ証明書を工場立会検査場所に準備すること。なお、特殊な測定機器を用いる場合には、別途協議とする。

vii) 検査の実施状況が把握できるようなチェックシートを作成し、検査の都度機構に報告すること。

viii) 検査には、受注者及び製造者が立ち会うこと。

ix) 自主検査が円滑に実施できるよう通訳等の手配を行うこと。

3) 使用前検査

原子力規制庁が実施する使用前検査は、工場における検査及び受入れ場所における検査があり、自主検査合格品を対象として実施する。使用前検査が工場検査である場合は、下記のとおり実施する。なお、受入れ場所における検査については、別途締結する契約に基づいて実施する。

i) 受注者及び製造者は、使用前検査の内容を事前に把握し、使用前検査受検の準備に協力すること。また、原子力規制庁の方針等の変更により使用前検査の内容が見直された場合には、その内容を把握し、その準備に協力すること。

- ii) 受注者及び製造者は検査に立ち会うとともに、検査が遅滞なく進むように計画すること。
- iii) 原子力規制庁の検査官が使用前検査のために工場に立ち入り、確認、検査、サンプリング等を実施するに当たり、それを製造者が支援するよう手配すること。
- iv) 製造者の品質保証体制について機構が行う原子力規制庁検査官への説明を助勢すること。

⑩ 測定機器の校正記録及びトレーサビリティ証明書に関する一般事項

1) 校正記録

校正記録には、測定機器の名称、品番及びシリアルナンバー、校正実施日及び有効期限が記載されていること。

2) トレーサビリティ証明書

トレーサビリティ証明書は、測定機器が校正記録を通じて国際又は国家計量標準にたどりつける状態になっていることを確認できるものとする。原則として、国際又は国家計量標準とは、下記に示すものとする。下記を満たすことができない場合は、機構と協議の上、決定する。

- i) 国際計量標準に基づく日本又はロシアの国家計量標準研究所が保有する計量器
- ii) 国際計量標準に基づく日本又はロシアの計量法基準器検査制度により認定された基準器で校正された計量器
- iii) 日本の計量法校正事業者登録（認定）制度（JCSS）による登録（認定）事業者が登録（認定）範囲内で保有する計量器及びこれに関係する登録（認定）事業者による登録（認定）範囲内で校正された計量器
- iv) 国際相互承認（ILAC/APLAC-MRA 等）された試験所認定機関により国際規格（ISO/IEC17025）に準拠して認定された校正事業者が、認定の範囲内で保有する計量器及びこれに関係する認定事業者による認定範囲内で校正された計量器

⑪ その他燃料調達に関する作業

その他燃料調達に関する作業として下記の作業を実施する。

- ・輸送容器のロシアバリデーション取得
- ・STACY 更新に係る燃料に関する安全評価対応の助勢
- ・ロンドンガイドラインに基づく外交手続

9.2.2.3 燃料調達工程の変更

STACY 用の棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作に関して契約仕様が確定したため、燃料粉末調達、ペレット加工及び棒状燃料製作の見通しが得られた。今後は、規制庁による許認可等の安全審査の進捗に応じて製作を進める予定である。なお、ロシア燃料加工メーカーが調達する被覆管は、既存の輸送容器の設計で想定しているものと材料物性及び機械的特性（強度）等が異なる。STACY 更新炉用の燃料に合わせた輸送容器の設計変更が必要であり、輸送容器準備について費用及び工程の見直しを行った。見直した燃料調達全体工程を表 9.2-14 に示す。

表 9.2-14 燃料調達全体工程

項目 \ 年度	H 2 8	H 2 9	H 3 0	H 3 1
燃料製作 (保管時期含む)	燃料仕様調整 契約準備	粉末燃料調達	ペレット 製作	燃料棒製造 保管、 輸送準備
輸送容器準備		設計変更	容器承認 収納容器製作等	
輸送準備/輸送				

燃料納入予定：H31 年度

9.2.3 まとめ

STACY 更新炉用の燃料製造を進めるため、ロシア燃料加工メーカーと契約に向けた詳細仕様等の調整を行い、契約の技術仕様を確定した。これに基づき、ロシア燃料加工メーカーの国内代理店である国内商社と STACY 用の棒状燃料及びデブリ模擬体用燃料粉末の製作に関して契約を締結した。

今後、確定した技術仕様に基づき燃料製造を進めるとともに、STACY 更新炉の臨界実験に用いる棒状燃料に関する設工認申請及び輸送容器設計を進める。特に輸送容器の設計においては、STACY 試験炉用の燃料を輸送する際のコスト因子（被覆管材料の差異による輸送容器設計承認及び海外ライセンス取得への影響、STACY 棒状燃料用梱包部材の製作等）により調達費用が増加することが判明しており、他の国内メーカーの所有する輸送容器について調査を行い、費用低減可否を確認する予定である。また、輸送費用低減に資する合積み輸送に向けて、ロシア～国内間燃料輸送の情勢を調査する予定である。

第 10 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

10.1 デブリ模擬体調製設備の整備

デブリ模擬体調製設備の整備として、平成 26 年度までに実施した設備の設計を基に、本年度はデブリ模擬体調製設備の製作を実施した。

10.1.1 目的及び概要

(1) 目的

STACY 更新炉の臨界実験で用いるデブリ模擬体を調製するための設備機器の製作を行う。

(2) 概要

デブリ模擬体調製設備は、NUCEF の BECKY 施設の分析室に設置された 2 台の既存グローブボックス（以下 GB と示す。）に整備する予定である。デブリ模擬体を調製する主要機器（圧縮成型機、焼結炉本体）、その他の内装機器（ペレット保管庫、作業台など）及び GB 外に設置する圧縮成型機用制御盤等について、昨年度（平成 26 年度）実施した詳細設計に基づき製作を行う。

10.1.2 成果報告

(1) 実施内容

平成 27 年度は、デブリ模擬体調製設備の主要機器として圧縮成型機、焼結炉本体の製作及び、内装機器として燃料保管庫、ペレット保管庫、ペレット収納皿、作業台の製作を行う。さらに、設備に必要な電源盤、制御盤の製作を行う。製作機器の概要を示す。

① 圧縮成型機

1) 概要

- ・デブリ模擬燃料を圧縮成型するための成型機であり、GB 内に設置する。
- ・成型するデブリ模擬燃料は外径 $\phi 8\text{mm}$ 、長さ 10mm である。
- ・金型内に燃料粉を入れ油圧による力を加え成型し、ペレットに上下から圧縮力を加えた状態で中型を下降させペレットを取り出す方式であり、安全装置はエリアセンサー及び W 起動スイッチを設置する。

2) 主要構成及び仕様

- ・成型用上型
成型軸径： $\phi 8.5, \phi 9.0, \phi 9.5$ 、軸長さ： 29mm 、材質：SKS3、数量：各 1 個
- ・成型用中型
成型穴径： $\phi 8.5, \phi 9.0, \phi 9.5$ 、穴深さ： 42mm 、材質：SKS3、数量：各 1 個
- ・成型用下型
成型軸径： $\phi 8.5, \phi 9.0, \phi 9.5$ 、軸長さ： 38mm 、材質：SKS3、数量：各 1 個
- ・油圧シリンダ
押力： 50kN 、ストローク： 95mm 、数量：1 式
- ・油圧ユニット
型式（例）：MP-5SW、メーカー：理研機器、数量：1 式

- ・プレス台
型式(例)：CD-10-45、メーカー：理研機器、数量：1式
- ・成型用中型フローティング機構
電動モータ駆動方式、ストローク：25mm、数量：1式
- ・ペレットフローティング機構
エアシリンダ駆動方式、フローティング力：可変(63N～157N)、数量：1式
(安全装置)
- ・油圧シリンダ起動時Wスイッチ
- ・エリアセンサー

② 焼結炉本体

1) 電気炉本体部と下蓋移動機構部

- ・試料 $\phi 9 \times 10(H)$ mm/個 $\times 23 \times 4$ 段/日
- ・最高温度 $\sim 1800^{\circ}\text{C}$
- ・温度分布 $\sim 1800 \pm 10^{\circ}\text{C}$ ($\phi 80 \times 50(H)$ mm 範囲内)
- ・発熱体 円筒型カーボン製 $\phi 120 / \phi 90 \times 135(H)$ mm 程度 1個
- ・チャンバー 水冷式 SUS 2重ジャケット式 1式
*上蓋・下蓋も2重ジャケット式で堅牢であること。
- ・断熱材 カーボンファイバー製成型断熱材等
- ・試料移動機構 電動式上下移動 ACモータ *パワーは十分であること。
移動距離：0～400mm
移動速度：5～500 mm/min.
*速度可変は、ポテンショメーターを回転させる。
- ・試料台前後移動 手動式 移動距離：500mm (手前に移動し容易に試料交換)
*ガイドレールを使用すること。
- ・下蓋移動機構 電動式上下移動 ACモータ *パワーは十分であること。
移動距離：0～400mm
移動速度：5～500 mm/min.
- ・ガス雰囲気 アルゴンガス アナログ式流量計 流量：0.5～5L/min.
*自動で真空置換できること。
- ・真空ポンプ ドライポンプ 排気量は炉のサイズに適合するもの。
- ・配管 真空配管関係は SUS 製 NW25 で行うこと。
ガス配管は SUS 製 1/4 インチ以上を使用すること。
冷却水は、給水・排水用の SUS 製マニホールドを設けて、各系統に分けて、系統ごとにストップバルブを装着すること。
- ・炉体サイズ 600(W) \times 1250(H) \times 750(D)mm (ドラフトチャンバー内に配置)

2) ユーティリティ

- ・電気容量：200V 単相、10KW 程度
- ・冷却水：30L/min.程度
(安全対策)
- ・過昇温 温度制御器のアラーム設定温度で加熱オフ

- ・ 停電 タイマー設定時間内で復帰、それ以上加熱オフ
- ・ 冷却水断水 タイマー設定時間内で復帰、それ以上加熱オフ
- ・ サイリスター 異常時には加熱オフ
- ・ 真空ポンプ 過負荷時にはポンプの停止
- ・ ガス圧低下 ガス圧低下時には排気弁閉と加熱停止
- ・ ガス過加圧 ガス供給の停止と加熱オフ
- ・ モータ異常 過負荷時にはモータ停止

③ 燃料保管庫 A

1) 概要

ウラン粉末 1kg 程度に小分けされた容器 (約 500cc) を 5 個収納保管できること

2) 仕様

外形寸法 : 225(W)×410(L)×113(H) mm、材質 : SUS304、数量 : 1 式

④ 燃料保管庫 B

1) 概要

ウラン粉末 1kg 程度に小分けされた容器 (約 500cc) を 2 個収納保管できること

2) 仕様

外形寸法 : 120(W)×240(L)×113(H) mm、材質 : SUS304、数量 : 1 式

⑤ ペレット保管庫

1) 概要

ペレット (φ8×H10) を収納したペレット収納皿を 5 枚搭載でき、搬出容器に収納可能な構造、大きさであること

2) 仕様

外形寸法 : 170(W)×195(H) mm、材質 : SUS304、数量 : 1 式

⑥ ペレット収納皿

1) 概要

ペレット (φ8×H10) を個々に識別可能な状態で 33 個保管できる容量、ペレットを収納したままペレット保管庫に保管できる形状であること

2) 仕様

外形寸法 : 170(W)×30(H) mm、材質 : SUS304、数量 : 1 式

⑦ 作業台 A

1) 概要

粉末取扱いのため、またその他の作業のため GB 内に設置するものとする

2) 仕様

外形寸法 : 610(W)×700(L)×100(H)×465(H) mm (作業ステージ 2 段)

材質 : SUS304、数量 : 1 式

3) 安全対策

粉末飛散防止シート

⑧ 作業台 B

1) 概要

粉末取扱いのため、またその他の作業のため GB 内に設置するものとする

2) 仕様

外形寸法：320(W)×650(L)×565(H) mm、材質：SUS304、数量：1 式

⑨ 作業台 C

1) 概要

粉末取扱いのため、またその他の作業のため GB 内に設置するものとする

2) 仕様

外形寸法：750(W)×770(L)×100(H)×405(H) mm（作業ステージ 2 段）

材質：SUS304、数量：1 式

3) 安全対策

粉末飛散防止シート

⑩ 電源盤

1) 概要

既設分電盤から焼結炉、混合粉碎機、秤量器、チラーへ電源を供給する。

2) 仕様

外形寸法：600(W)×500(H)×200(D) mm、数量：1 式

⑪ 圧縮成型機用制御盤

1) 概要

圧縮成型機を制御する自立盤であり、専用架台を有する。

2) 仕様

外形寸法：600(W)×700(H)×250(D) mm、数量：1 式

⑫ 焼結炉本体用温度制御操作盤

1) 概要

焼結炉本体の温度制御を行う。

2) 仕様

・温度制御	プログラム制御器	5桁デジタル	1台
・SCR	位相型	10KW程度	1台
・トランス	マッチングトランス		1台
・シーケンサー	自動化のために設けること。		
・他の電気部品	表示灯、ブレーカー、電流計、電圧計等		
・制御盤	750(W)×550(H)×850(D)mm		

(2) 実施結果

本年度はデブリ模擬体調製設備の製作として以下に示す 12 品目を製作した。デブリ模擬体調製設備の機器概要及び写真を図 10.1-1～10.1-31 に示す。

① 圧縮成型機

(用途) 原料粉末をグリーンペレットに圧縮成型する機器

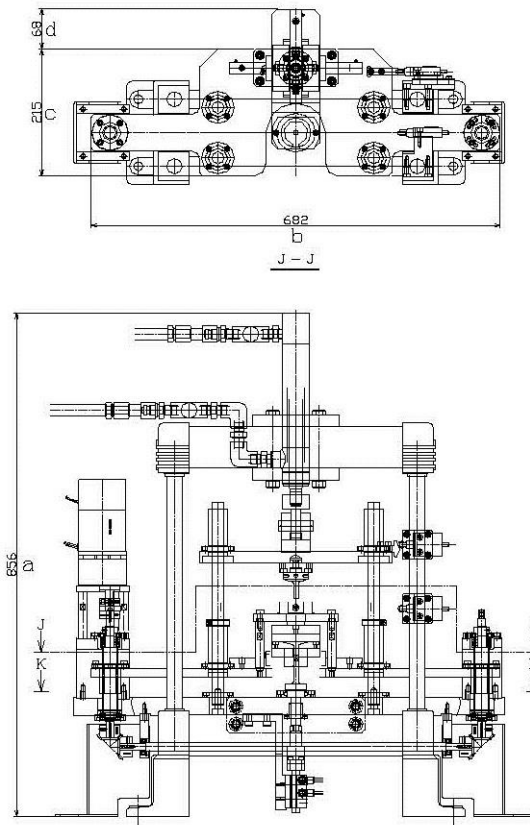


図 10.1-1 圧縮成型機概要

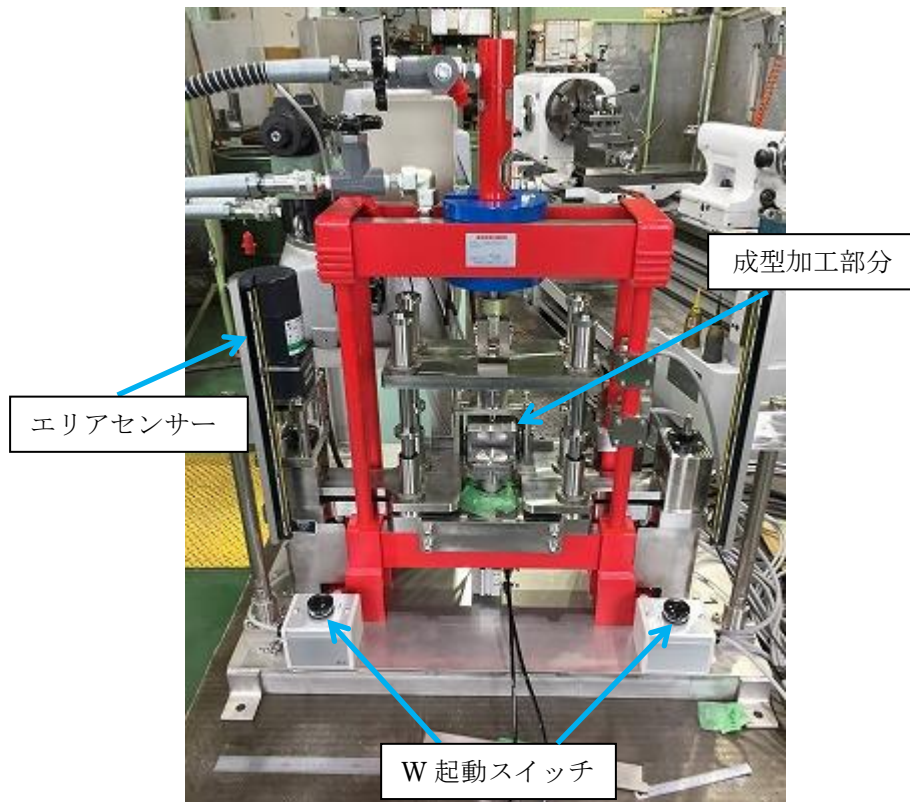


図 10.1-2 圧縮成型機全体写真



図 10.1-3 成形加工部分写真



図 10.1-4 エリアセンサー部写真

② 焼結炉本体

(用途) グリーンペレットを焼結する機器

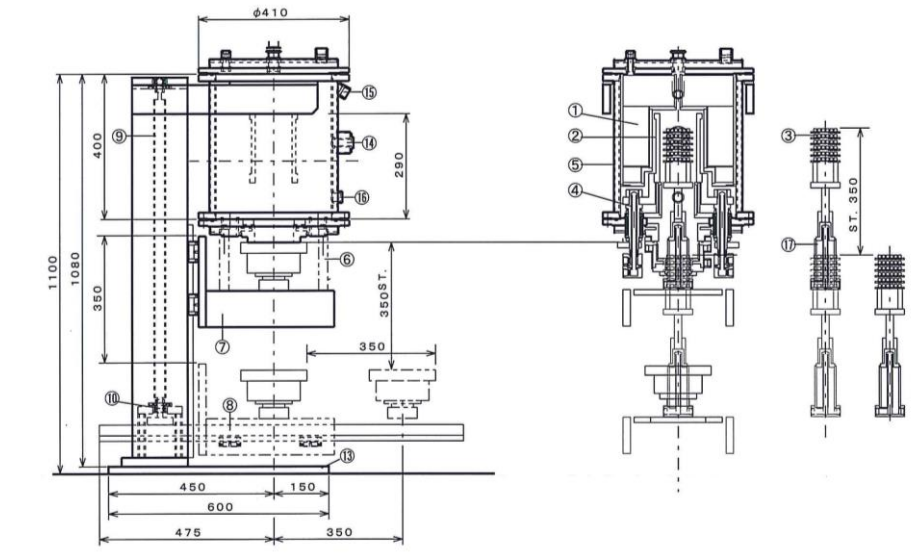


図 10.1-5 焼結炉本体概要



図 10.1-6 焼結炉本体写真 (前面)



図 10.1-7 焼結炉本体写真（側面）



図 10.1-8 発熱体写真

③ 燃料保管庫 A

(用途) 燃料粉末を入れた小分けの容器を仮置する台

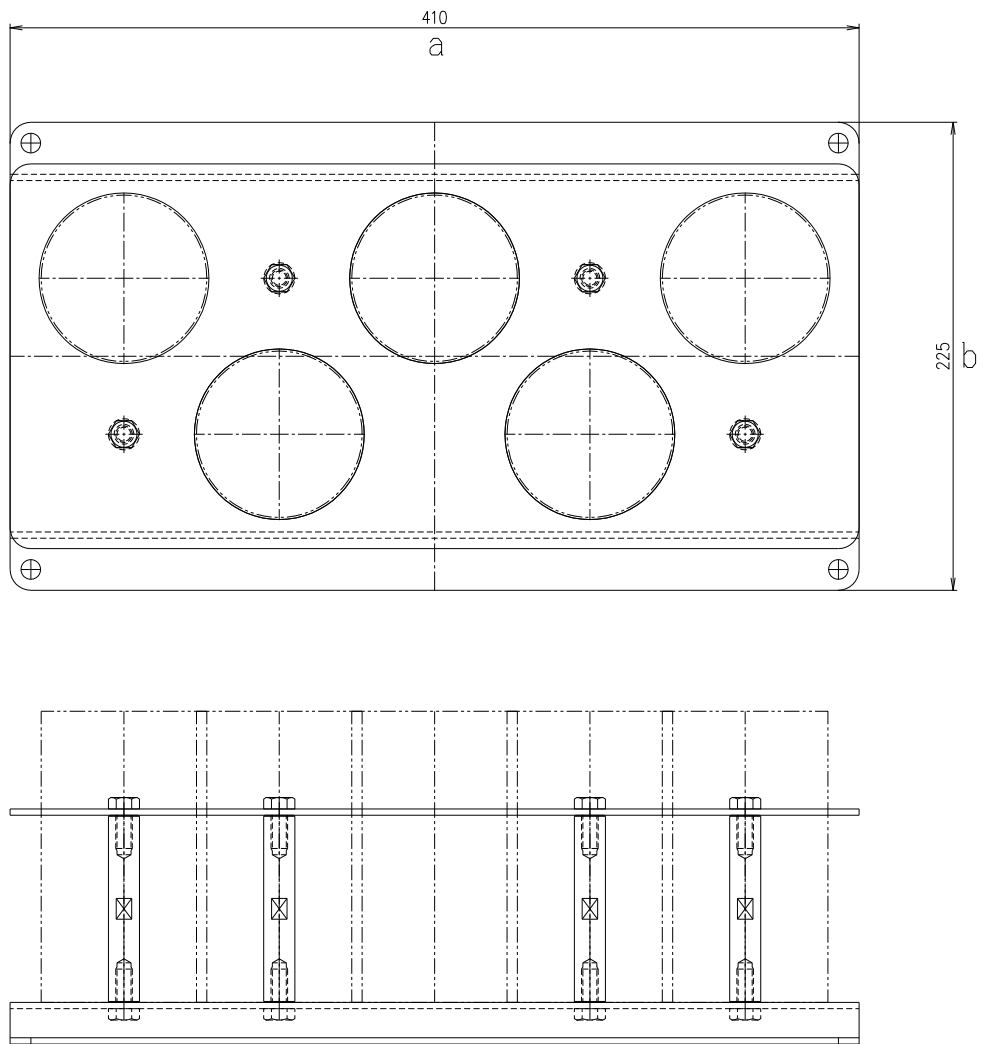


図 10.1-9 燃料保管庫 A 概要



図 10.1-10 燃料保管庫 A 写真

④ 燃料保管庫 B

(用途) 燃料粉末を入れた小分けの容器を仮置する台

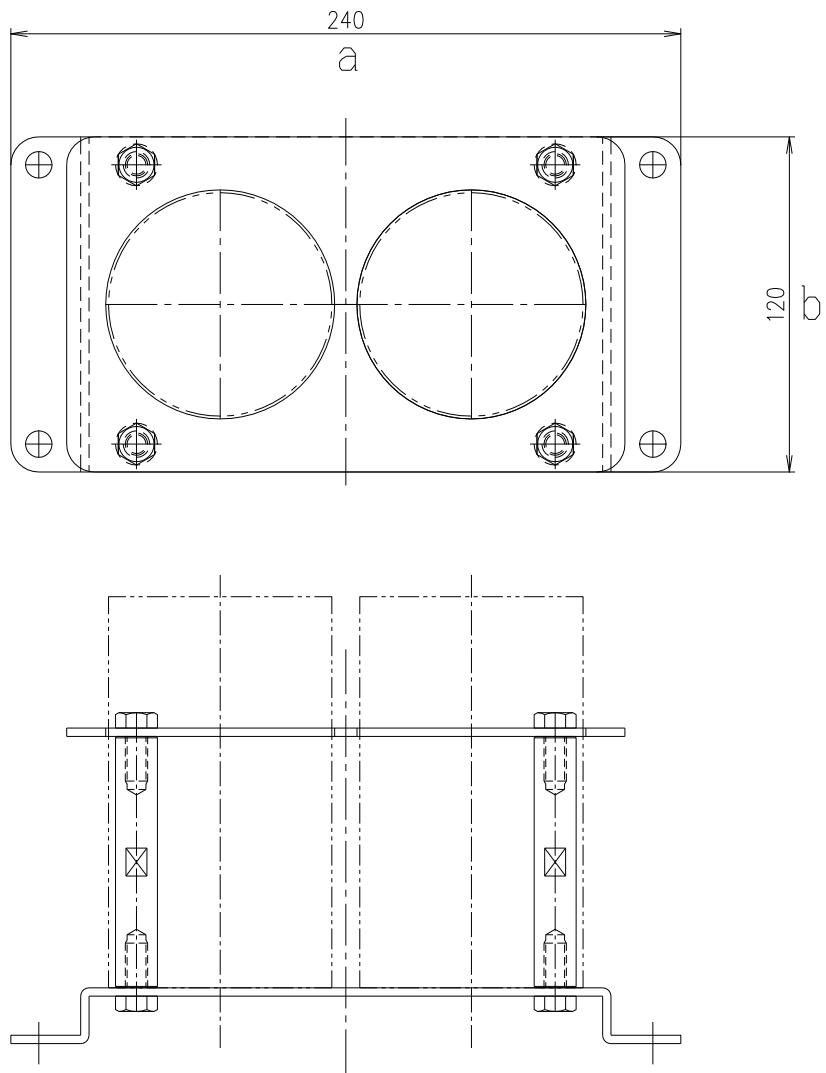


図 10.1-11 燃料保管庫 B 概要



図 10.1-12 燃料保管庫 B 写真

⑤ ペレット保管庫

(用途) ペレットを個々に識別可能な状態で収納できる容器

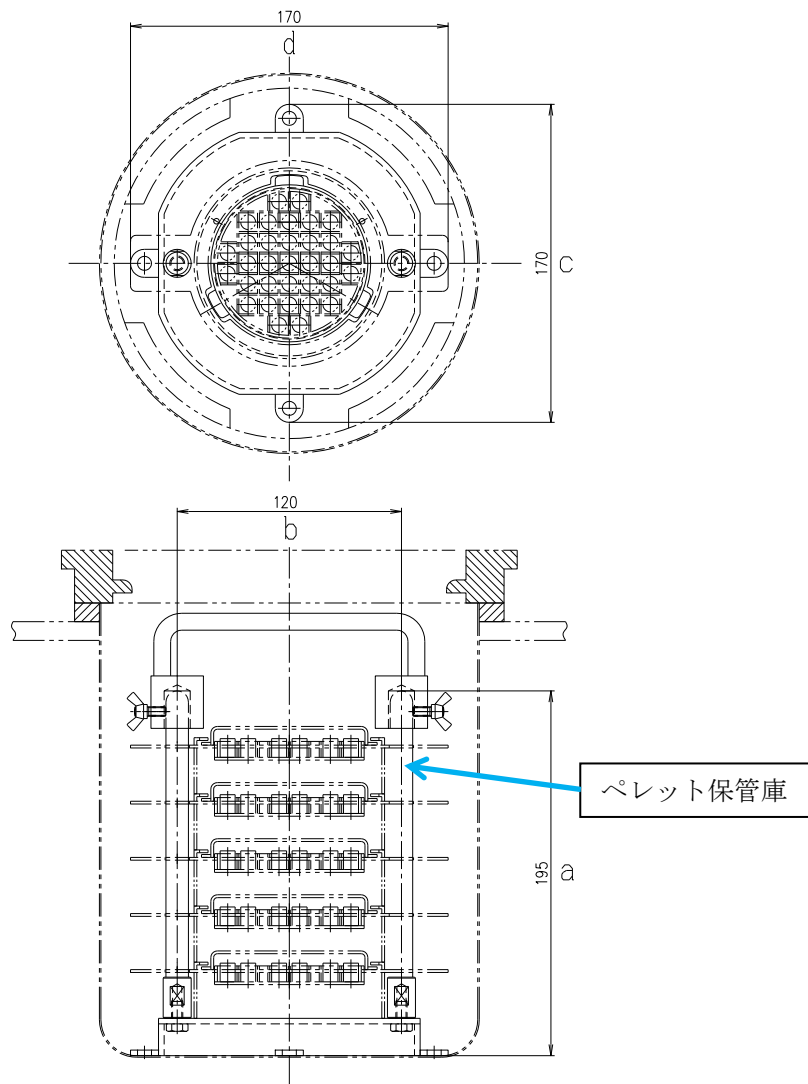


図 10.1-13 ペレット保管庫概要

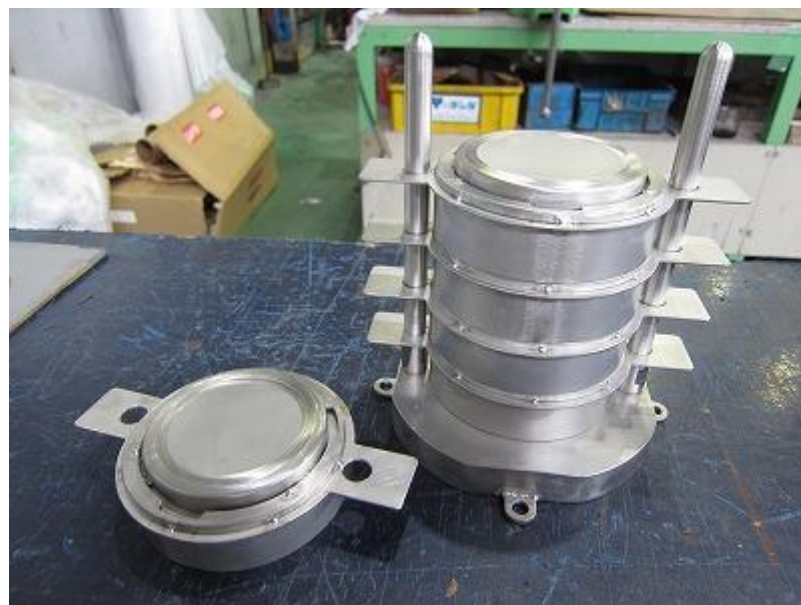


図 10.1-14 ペレット保管庫写真

⑥ ペレット収納皿

(用途) ペレットを個々に 33 個収納できる容量

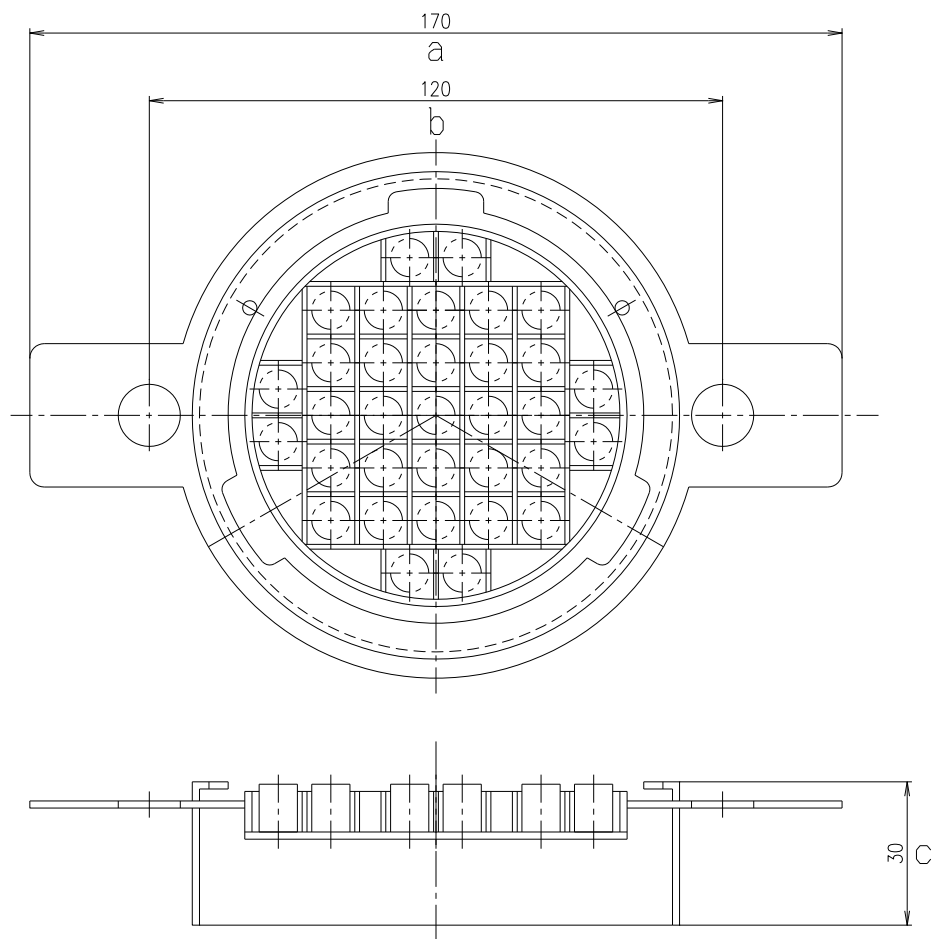


図 10.1-15 ペレット収納皿概要



図 10.1-16 ペレット収納皿写真

⑦ 作業台 A

(用途) 燃料粉末、ペレットなどの取扱作業及び秤量を行う台

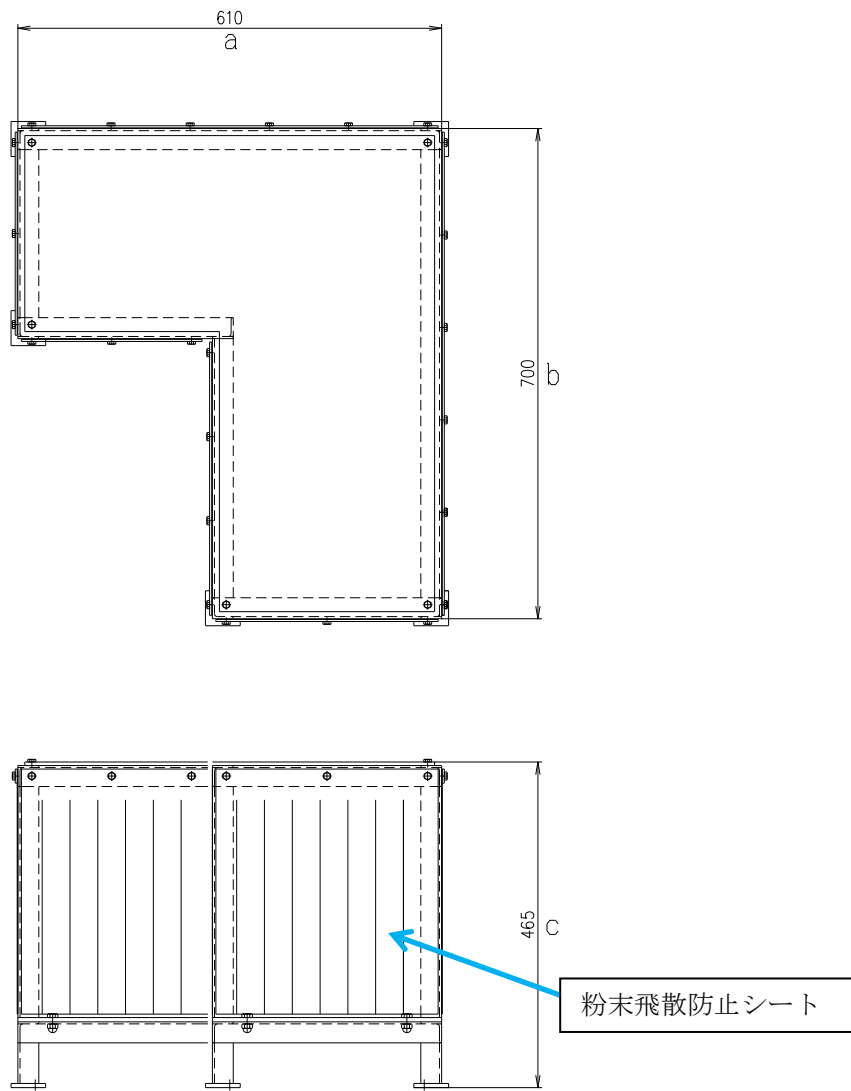


図 10.1-17 作業台 A 概要

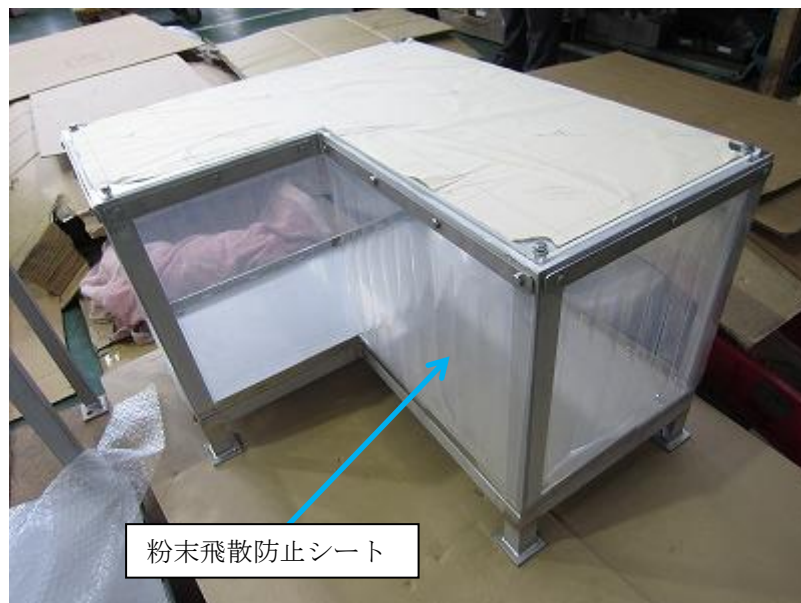


図 10.1-18 作業台 A 写真

⑧ 作業台 B

(用途) 燃料粉末、ペレットなどの取扱作業及び秤量を行う台

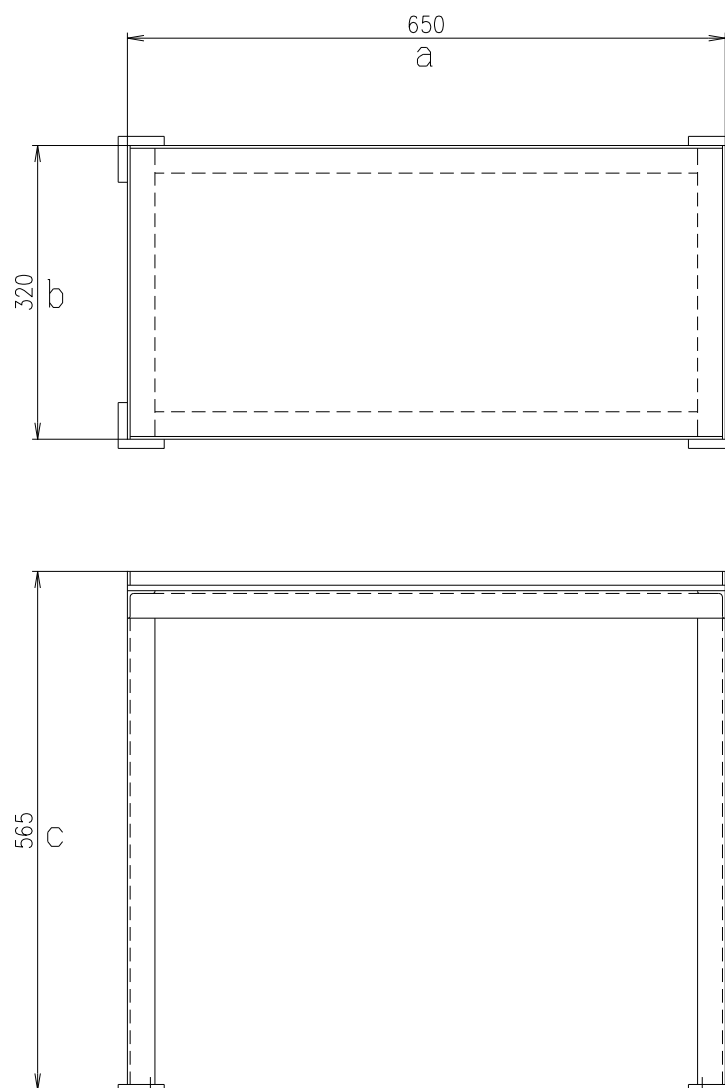


図 10.1-19 作業台 B 概要



図 10.1-20 作業台 B 写真

⑨ 作業台 C

(用途) 燃料粉末、ペレットなどの取扱作業及び秤量を行う台

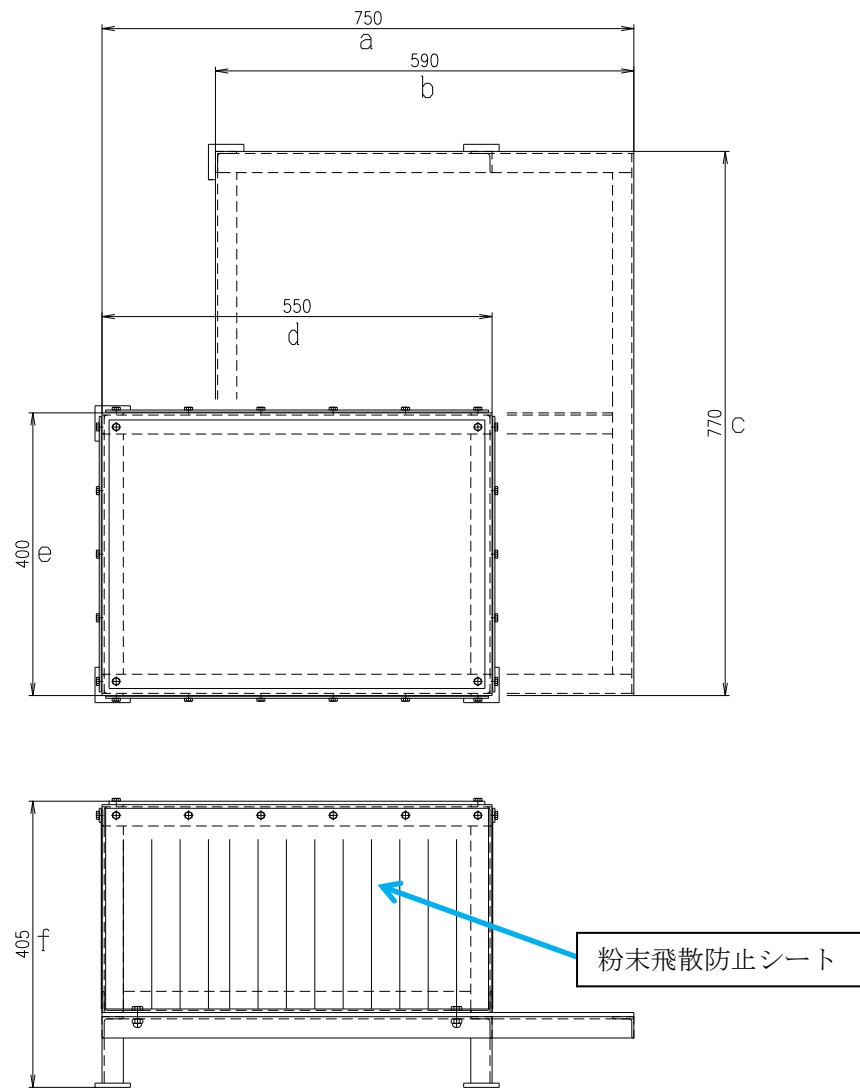


図 10.1-21 作業台 C 概要

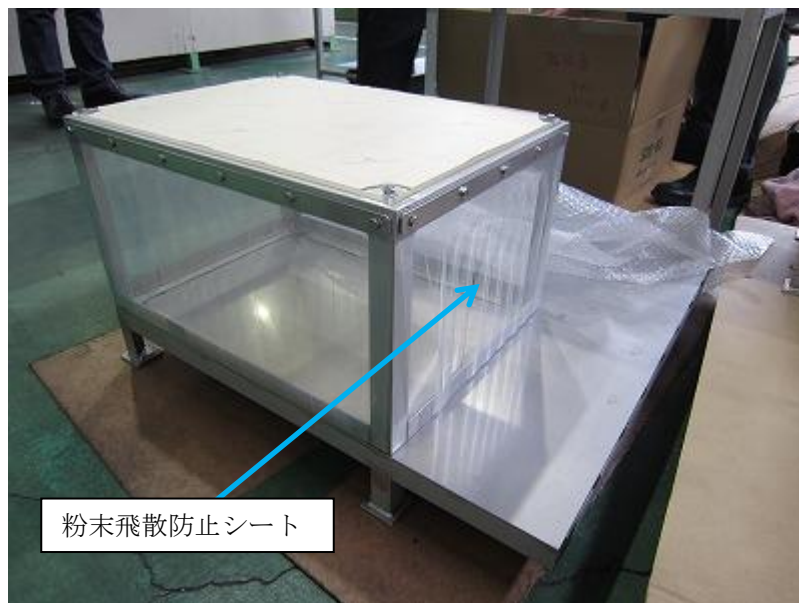


図 10.1-22 作業台 C 写真

⑩ 電源盤

(用途) 既設分電盤から焼結炉、混合粉碎機、秤量器、チラーへ電源を供給する。

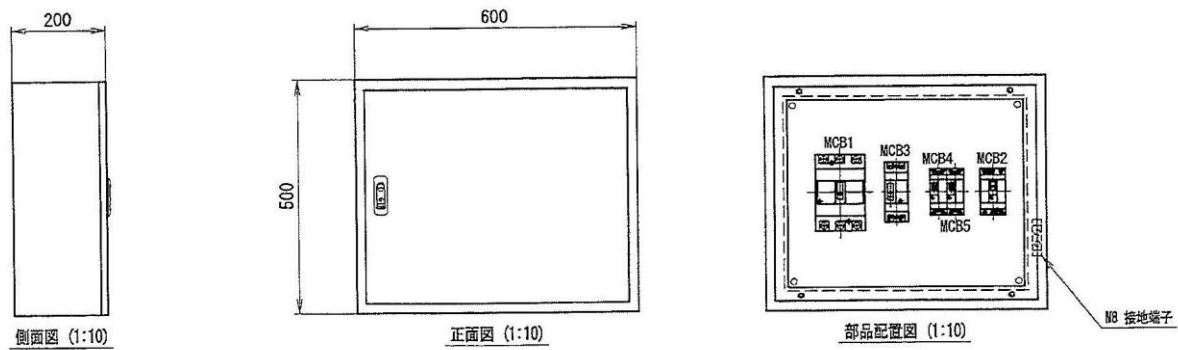


図 10.1-23 電源盤概要



図 10.1-24 電源盤写真(1)



図 10.1-25 電源盤写真(2)

⑪ 圧縮成型機用制御盤

(用途) 圧縮成型機を制御する自立盤であり、専用架台を有する。

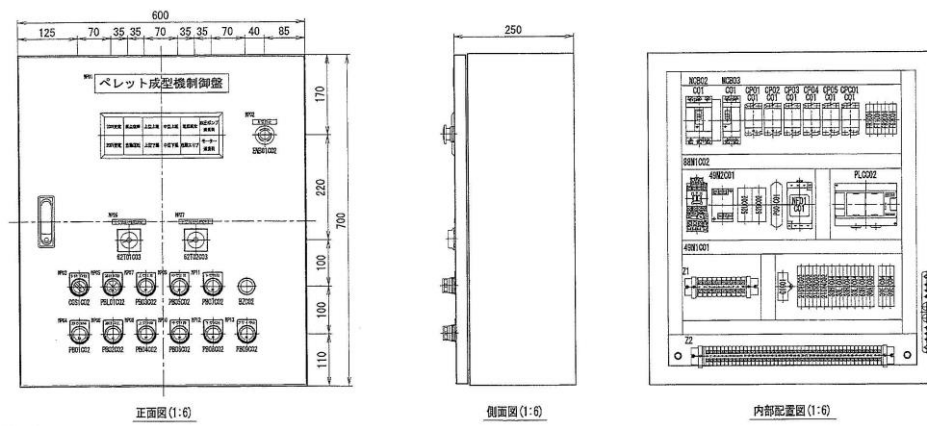


図 10.1-26 圧縮成型機用制御盤概要



図 10.1-27 圧縮成型機用制御盤写真(1)



図 10.1-28 圧縮成型機用制御盤写真(2)

- ⑫ 焼結炉本体用温度制御操作盤
 (用途) 焼結炉本体の温度制御を行う。

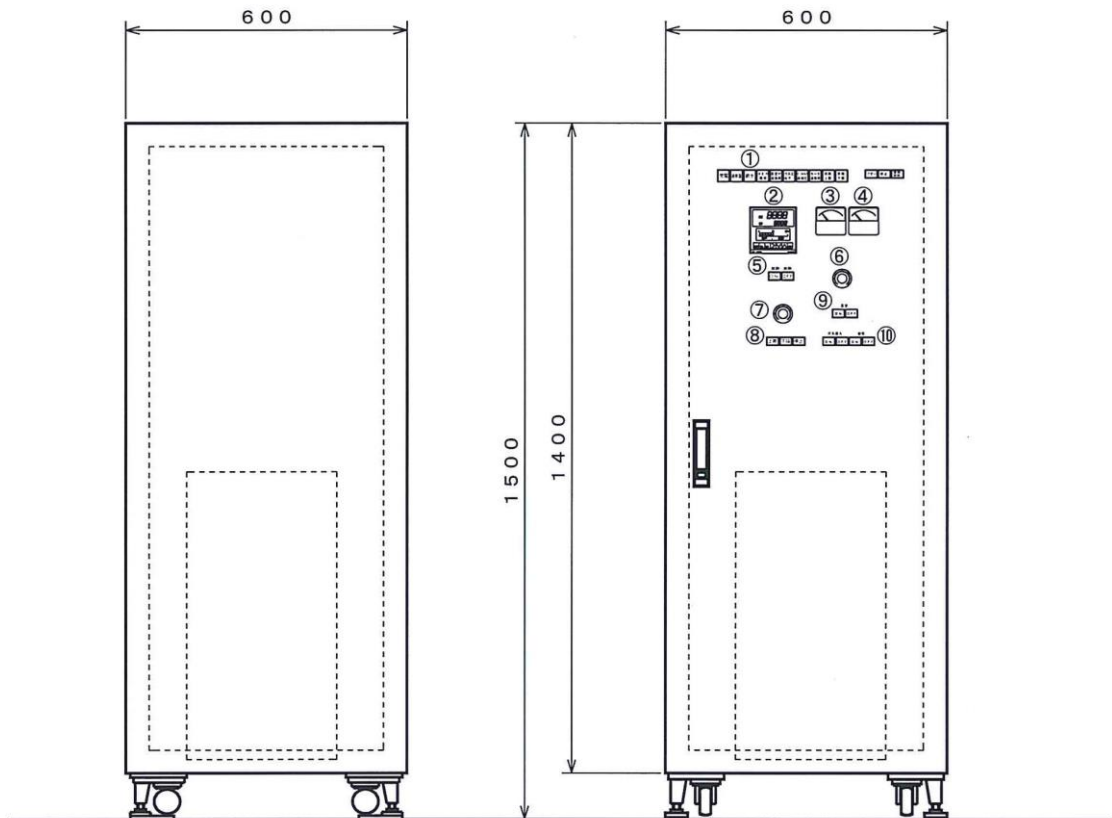


図 10.1-29 焼結炉本体用温度制御操作盤概要



図 10.1-30 焼結炉本体用温度制御操作盤写真(1)



图 10.1-31 烧结炉本体用温度控制操作盘写真(2)

10.1.3 まとめ

デブリ模擬体調製設備の機器として、主要機器（圧縮成型機、焼結炉本体）及び内装機器（ペレット保管庫、ペレット収納皿、作業台など）並びに設備に必要な電源盤、制御盤の製作を行った。次年度以降は、これらの機器の設置に必要な架台を製作し、据付け工事を行う予定である。

10.2 デブリ模擬体分析設備の整備

10.2.1 目的及び概要

(1) 目的

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

(2) 概要

本年度は、平成 26 年度の基本設計結果（分析項目及び手法の調査、分析設備のうち分析室（I）を原子炉施設から核燃料物質使用施設へ許可区分変更する方針の決定）を踏まえ、以下の項目を実施した。

① デブリ模擬体分析設備整備のための詳細設計

1) 分析手法等の選定と試料動線の検討

デブリ模擬体分析に適用する主要な分析手法等を選定した。また、分析装置等の配置及びデブリ模擬体試料の動線を検討した。

2) 許可区分変更のための分析設備の詳細設計

分析室（I）の許可区分変更を行うための具体的な方法（一部装置撤去、系統遮断等）について、手順や工法等の詳細設計を実施した。

② 分析装置の設計及び製作

デブリ模擬体分析のために新規整備するウラン／酸素比測定装置、ペレット密度測定装置、水分測定装置について、グローブボックス内への設置を考慮した設計を実施するとともに、ウラン／酸素比測定装置、ペレット密度測定装置について製作を実施した。また、デブリ模擬体分析のための試料前処理等に必要となる分析用器材等（試料切断機、試料粉碎・粉末化用器材、マイクロウェーブ分解装置等）を購入した。

10.2.2 成果報告

10.2.2.1 デブリ模擬体分析設備整備のための詳細設計

(1) 分析手法等の選定と試料導線の検討

平成 26 年度は、デブリ模擬体の分析ニーズ、分析手法等の調査を行った。当該調査では、各分析ニーズに対し、現在の分析設備で採用している分析手法等を整理するとともに、新規に整備すべき分析手法等についての各種情報を入手した。本年度は、これらの調査結果を踏まえ、デブリ模擬体分析に適用する主要な分析手法等を選定した。選定において、分析ニーズに対応できる既存の分析手法等については、有効活用のためそのまま継続利用することとした。また、新規導入が必要な分析手法等については、それぞれ複数ある手法のうちから、分析精度を最優先としつつ、コスト、装置規模等を加味して選定した。選定した主要なデブリ模擬体分析手法等について、表 10.2-1 に示す。

さらに、選定した各分析手法等及び前処理操作を分析設備で実施するため、新規導入する分析装置等の配置及びデブリ模擬体試料の動線を検討した。分析装置の配置の検討に当たっては、今後も継続して利用可能な既存の分析装置は現状の配置のままとし、今後利用目的のない分析装置が設置されているグローブボックスについては、既存の分析装置を撤去し、新規に導入する分析装置を設置することとした。また、デブリ模擬体試料の動線については、デブリ模擬体試料の受入から前処理（試料切断、粉碎・粉末化、溶解、分取、化学分離等）、分析、分析廃液の処分又は分析残試料の返却までの一連の作業を効率的に実施できることを目的に検討した。

検討の結果について、デブリ模擬体分析装置配置及び試料動線図を図 10.2-1 に、デブリ模擬体分析のための各装置の使用概要等を表 10.2-2 に示す。

図 10.2-1 に示すとおり、デブリ模擬体調製設備で調製されたデブリ模擬体のうち、分析に供する試料はグローブボックス D-8 に搬入し、試料切断、粉碎・粉末化、溶解、分取等の前処理を行う。また、グローブボックス D-20 においては、化学分離を中心とする前処理を実施する。その後、各種の分析装置が設置されたグローブボックス等に移動し、必要な分析を実施する。分析に伴って発生する分析廃液は、グローブボックス D-15 に設置されている固化処理装置により固形化し、適切に処置したのち放射性廃棄物処理場への引渡しによって処分する。また、分析残試料は、加熱固化等の操作後、デブリ模擬体調製設備に返却する。

なお、デブリ模擬体調製設備の整備について、分析室（I）内で実施することが効率的かつ合理的であるとの判断から、分析室（I）は、デブリ模擬体試料の分析のみでなく、デブリ模擬体調製設備も整備することとなった。

したがって、デブリ模擬体について、調製から分析に関する一連の作業が分析室（I）～（IV）内に集約されることとなった。

表 10.2-1 デブリ模擬体分析に適用する主要な分析手法等

分析項目	分析手法	使用分析装置	分析精度	分析設備に 既存/新規
ウラン同位体組成	イオン交換法、抽出クロマトグラフ法等による化学分離後、測定	表面電離型質量分析装置	±0.1%	既存
ウラン量	①イオン交換法、抽出クロマトグラフ法等による化学分離後、同位体希釈法による測定 ②酸化還元滴定法による測定	①表面電離型質量分析装置 ②電位差滴定装置	±0.3%	既存
構造材模擬材	イオン交換法、抽出クロマトグラフ法等による化学分離後、外部標準法（検量線法）による測定	①ICP 質量分析装置 ②ICP 発光分光分析装置	±5%	既存
中性子毒物	イオン交換法、抽出クロマトグラフ法等による化学分離後、①同位体希釈法、②外部標準法（検量線法）による測定	①②ICP 質量分析装置 ②ICP 発光分光分析装置	①：±3% ②：±5%	既存
不純物元素	イオン交換法、抽出クロマトグラフ法等による化学分離後、外部標準法（検量線法）による測定	ICP 発光分光分析装置	±10%	既存
核分裂生成物 （γ線放出核種）	γ線スペクトロメトリー	γ線スペクトロメーター	±10%	既存
含水量	カールフィッシャー電量滴定法に基づく測定	カールフィッシャー水分計	±10%	新規
ウラン／酸素比	酸化重量法 空气中で 850±20°C に強熱して八酸化三ウランに変換し、強熱前後の重量から算出	熱重量分析装置	< ±1%	新規
ペレット密度	レーザー測長による寸法測定と電子天秤による重量測定併用	レーザー測長器及び分析天秤	< ±1%	新規
試料前処理	試料切断	右記治具により縦又は横方向に切断	—	新規
	粉末化	右記治具により切断試料又は粉碎試料を粉末化		
	試料溶解	混酸（硝酸+塩酸）－加熱溶解法		

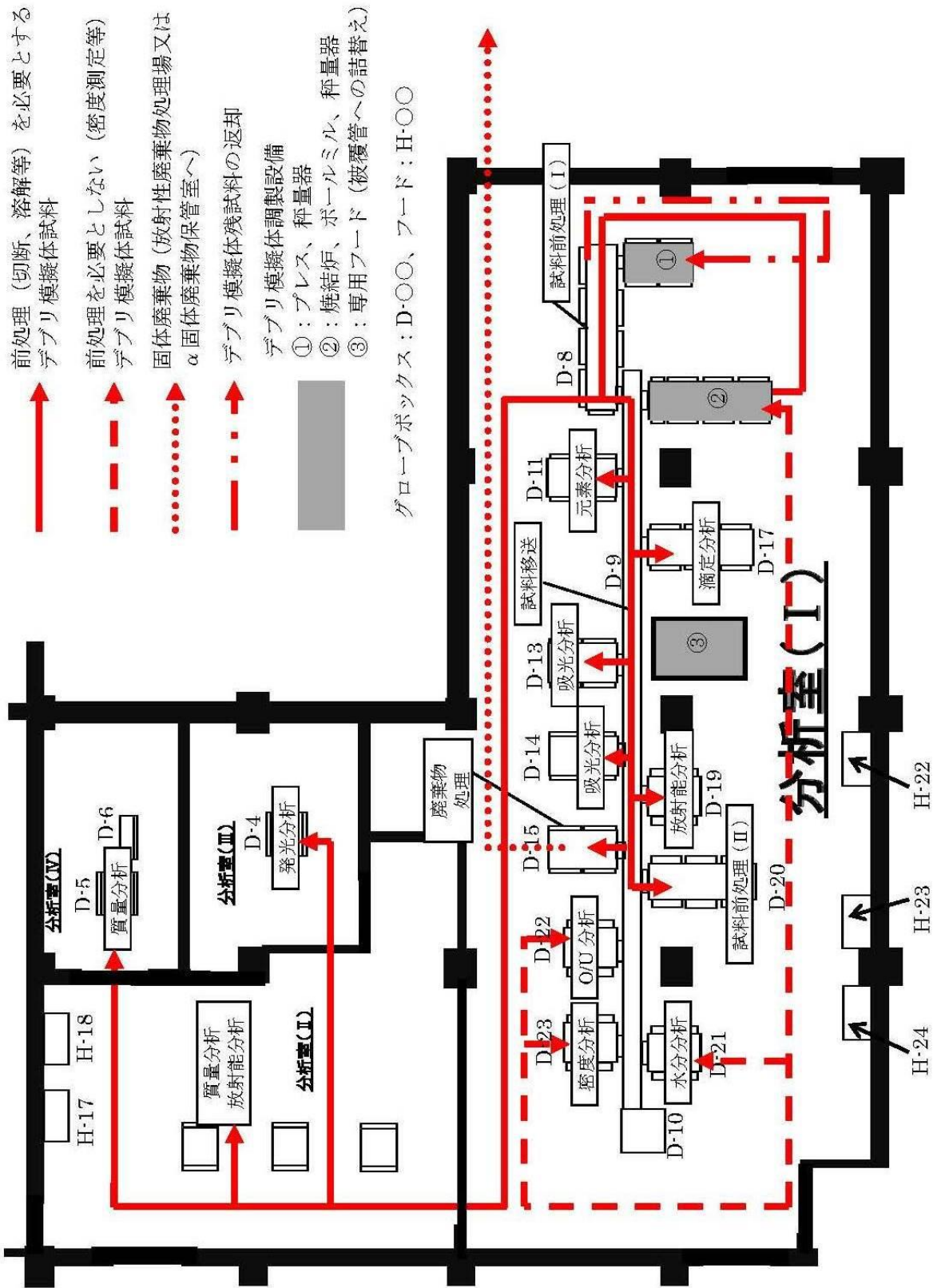


図 10.2-1 デブリ模擬体分析装置配置及び試料動線図

表 10.2-2 デブリ模擬体分析のための各装置の使用概要等

部屋	GB名称	目的	主要装置	使用概要	備考
分析室 (I)	D-8	試料前処理 (I)	切断用器材、天秤、液体密度測定装置、溶解用加熱器、ミストトラップ	デブリ模擬体試料の切断、溶解、分取・希釈、液体密度測定等	新規 (一部既存)
	D-9	試料搬送	試料搬送装置	GB間の試料移送	既存
	D-10	試料搬送装置の保守	同上	同左	既存
	D-11	元素分析	イオンクロマトグラフ	デブリ模擬体溶解試料中の陰・陽イオン元素の測定	既存
	D-13	吸光分析	紫外可視分光光度計	デブリ模擬体溶解試料分析廃液等の微量ウラン等の測定	既存
	D-14	吸光分析	赤外分光光度計	デブリ模擬体溶解試料のU除去後試料中の微量油分 (TBP) 濃度の測定	既存
	D-15	廃棄物処理	廃液蒸発固化装置	デブリ模擬体溶解試料分析廃液の固化処理	既存
	D-22	O/U分析	天秤、電気炉	酸化重量法によるデブリ模擬体試料のO/U分析	新規
	D-23	密度分析	固体密度測定装置	デブリ模擬体試料の密度測定	新規
	D-17	滴定分析	電位差滴定装置	デブリ模擬体溶解試料の酸濃度、ウラン濃度等の測定	既存
	D-19	放射能分析	γ放射能測定装置	デブリ模擬体溶解試料のγ放射能分析	既存
分析室 (II)	D-20	試料前処理 (II)	天秤、化学分離器材 (分離用カラムスタンド、恒温槽等)、ホットプレート、ミストトラップ	デブリ模擬体溶解試料の化学分離	新規
	D-21	水分分析	水分測定装置	デブリ模擬体試料の水分測定	新規
分析室 (III)	-	質量分析	ICP 質量分析装置	デブリ模擬体試料の模擬FP、不純物元素測定	既存
	D-4	発光分析	ICP 発光分光分析装置	デブリ模擬体試料の模擬FP、不純物元素測定	既存
分析室 (IV)	D-5,6	質量分析	表面電離型質量分析装置	デブリ模擬体試料のU同位体組成及び定量	既存

(2) 許可区分変更のための分析設備の詳細設計

分析設備のうち、分析室（Ⅰ）の許可区分変更にあたっては、まず分析室（Ⅰ）を原子炉施設から隔離する必要があるため、分析室（Ⅰ）内の設備・装置の一部撤去及び他設備との系統遮断を実施する。その後、核燃料物質使用施設として受検する施設検査に適合するための必要な工事（耐震上の補強のためのグローブボックス及びフード排気配管へのサポート増設等）を実施する。本詳細設計では、許可区分変更に必要なこれらの工事について、詳細な手順、具体的な工法等の検討を行った。

① 設備・装置の解体撤去及び原子炉施設との系統遮断の検討

対象となる設備・装置の解体撤去（電線管等を含む）及び原子炉施設との系統遮断のための切断工法の検討（解体撤去範囲及び切断箇所、解体撤去後及び系統遮断後の処置方法を含む）、工事に当たっての詳細な手順及び撤去物等の処理手順の検討、発生撤去物量の見積り、必要となる資器材のリストアップや作業に伴う注意事項等の作業前準備の検討、期間や人工数等の作業計画の検討を行った。

1) 解体撤去範囲

解体撤去範囲は分析室（Ⅰ）内の設備・装置のうち、(A) STACY 及び TRACY の溶液燃料を受け払いする装置（分析試料受入装置、後処理装置等）、(B) 今後使用しないことが明らかであり、新規に導入する分析装置等の設置を想定している場所に現存している設備・装置、を対象とした。

解体撤去設備・装置の概要を図 10.2-2 に示す。

設備・装置の解体撤去において、グローブボックスの気密性に影響を与える箇所は、溶接止め、フランジ止め等によって適切な閉止措置を行うこととした。以下に解体撤去対象を記載する。

i) 分析試料受入装置のうち、分析室（Ⅰ）内設置部

- ・気送子送受信器一式
- ・気送管及び気送用空気配管一式
- ・合流転換器一式
- ・自動制御盤及び操作盤
- ・その他、分析試料受入装置に附属する機器、配管等

ii) 後処理装置のうち、分析室（Ⅰ）内設置部

- ・貯槽（8基）及びポンプ（7基）
- ・液移送用、計装用配管一式
- ・計装ラック及び計装盤一式
- ・その他、後処理装置に附属する機器、配管等

iii) 分析廃液貯槽設備のうち、分析室（Ⅰ）内設置部

- ・貯槽及びポンプ各1基
- ・液移送用、計装用配管一式
- ・その他、分析廃液貯槽設備に附属する機器、配管等

iv) グローブボックス

- ・グローブボックス D-18(原子炉施設としての名称:分析機器用グローブボックス(X))
 - ・上記グローブボックスの給排気系統、電線管等
 - ・その他、上記グローブボックスに附属する機器、配管等
- v) グローブボックス対応分析装置 (グローブボックス内外設置部)
- ・ハイブリッド型 K 吸収端濃度計 (2 基) 一式
 - ・定電位クーロメーター (2 基) 一式
 - ・等速電気泳動装置一式

2) 系統遮断箇所

系統遮断は、STACY 及び TRACY の溶液燃料を受け払いする装置 (分析試料受入装置、後処理装置等) と配管によって接続されている系統について行うこととした。

以下に系統遮断箇所を記載する。

- i) 分析試料受入装置のうち、気送管及び気送用空気管
- 当該系統は、分析室 (I) 内壁又は床面で配管を切断し、閉止キャップを溶接することによる閉止措置を実施する。
- ii) 後処理装置のうち、他設備との接続配管
- 当該系統は、他設備との接続部において配管を切断し、閉止キャップを溶接することによる閉止措置を実施する。さらに、分析室 (I) 内床面においても同様に配管切断及び閉止キャップの溶接による閉止措置を行う。
- iii) 分析廃液貯槽設備のうち、極低レベル廃液貯槽への配管及び他設備との接続配管
- 極低レベル廃液貯槽への配管は、分析室 (I) 内壁又は床面で配管を切断し、閉止キャップを溶接することによる閉止措置を実施する。他設備との接続系統は、上記 ii) と同様の措置を行う。

3) 解体撤去、系統遮断の工法及び作業手順の検討

解体撤去範囲及び系統遮断箇所の決定後、それぞれの工法及び工事に当たっての詳細な作業手順について検討した。検討結果の概要を以下に記載する。

解体撤去対象のうち、分析室 (I) 内に設置された気送子送受信器、気送管及び気送用空気配管の一部、後処理装置の貯槽及びポンプ並びに液移送用及び計装用配管の一部、分析廃液貯槽設備の貯槽及びポンプ並びに液移送用及び計装用配管の一部においては、各対象箇所において適切な作業エリアを確保するため、作業用ステージ等を設置し、ビニルシート等により周辺部を養生し、汚染拡大及び切削粉飛散を防止する。その後、それぞれが設置されているグローブボックスのパネルを開放し、スパナ等の手工具、セーバーソー等の解体工具を用いて解体撤去する。パネルの開放に当たっては、あらかじめグローブボックス内の除染を実施し、パネル前面に簡易ハウスを設置することで汚染の発生及び拡大を適切に防止する。

グローブボックスの撤去においては、あらかじめグローブボックス内の除染を実施する。また、各対象箇所において適切な作業エリアを確保するため、作業用ステージ

等を設置し、ビニルシート等により周辺部を養生し、汚染拡大及び切削粉飛散を防止する。その後、給排気配管、電源ケーブル、分析装置等周辺機器等をスパナ等の手工具、バンドソー等の解体工具により解体撤去し、開放部をフランジ等で閉止したのちにグローブボックスを撤去する。各作業は、ビニル養生、手付きビニルバッグの設置等により汚染の発生及び拡大を適切に防止する。

グローブボックス内に設置されている分析装置においては、あらかじめグローブボックス内の除染を実施する。分析装置は、スパナ等の手工具により装置を解体し、グローブボックスからビニルバッグにより搬出する。グローブボックスに接続されている分析装置は、ビニル養生、手付きビニルバッグの設置等を行い、スパナ等の手工具、セーバーソー等の解体工具を用いて解体撤去する。

系統遮断は、各対象箇所において適切な作業エリアを確保するため、作業用ステージ等を設置し、ビニルシート等により周辺部を養生し、汚染拡大及び切削粉飛散を防止する。その後、配管をバンドソー等の工具により切断し、切断後の残配管を閉止キャップにより溶接止めする。

工事に当たっての詳細な手順について、解体撤去の概要を解体撤去の作業フロー（全体）として図 10.2-3-1 に、各設備・装置の解体撤去作業フローのうち、一例としてグローブボックス D-18 及びハイブリッド型 K 吸収端濃度計を図 10.2-3-2 に、各系統遮断の作業フローのうち、一例として分析試料受入装置を図 10.2-3-3 に示す。

4) 撤去物等の処理手順及び発生量の検討

解体撤去したグローブボックス内設置装置（分析試料受入装置、後処理装置等）、グローブボックス外設置装置（装置制御盤、分析装置制御部等）、グローブボックス内外に敷設されていた液移送配管等の処理手順を検討した。また、撤去するグローブボックスの移動方法の検討を行った。さらに、撤去物等の発生量の評価を行った。

撤去物等は、汚染物と非汚染物に区別したのち、汚染物は分析室（I）に設置したグリーンハウス内で性状ごとに分別、細断し、200L ドラム缶に収納後、放射性廃棄物処理場に引き渡すこととした。なお、処理に当たっては、可能な限り汚染物の発生量を低減することとした。非汚染物は、汚染がないことを確認したのち、管理区域外へ搬出することとした。

撤去するグローブボックスは、開放部をフランジ等で閉止し、酢酸ビニルシートで覆うなどの汚染拡大防止措置を行うとともに、架台等の非汚染物を取り外すなど、汚染物の発生量の低減化を実施することとした。その後、ハンドパレット等を使用して移動することとした。

表 10.2-3 に、発生する汚染物及び非汚染物の発生量の評価結果を示す。

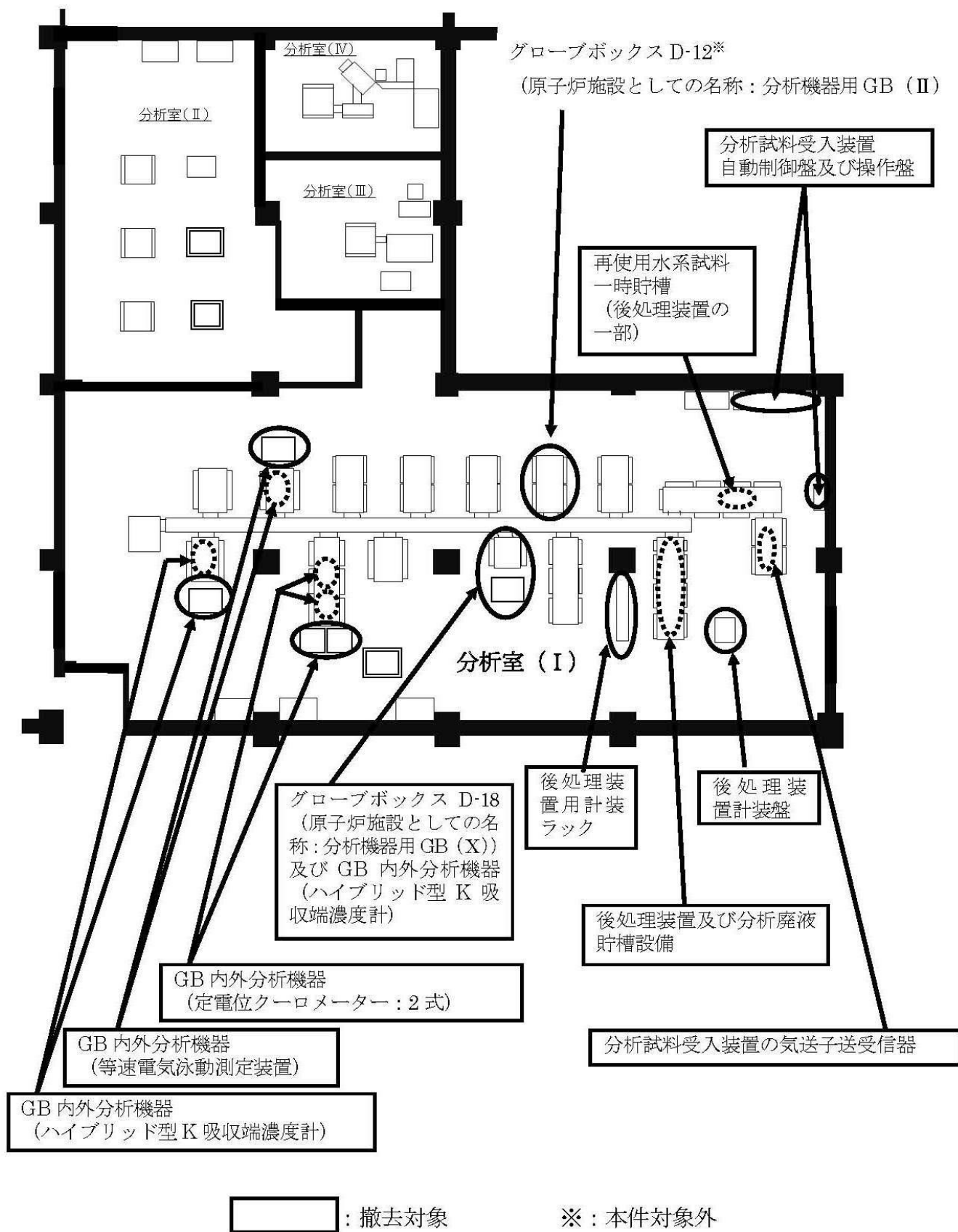


図 10.2-2 解体撤去設備・装置の概要

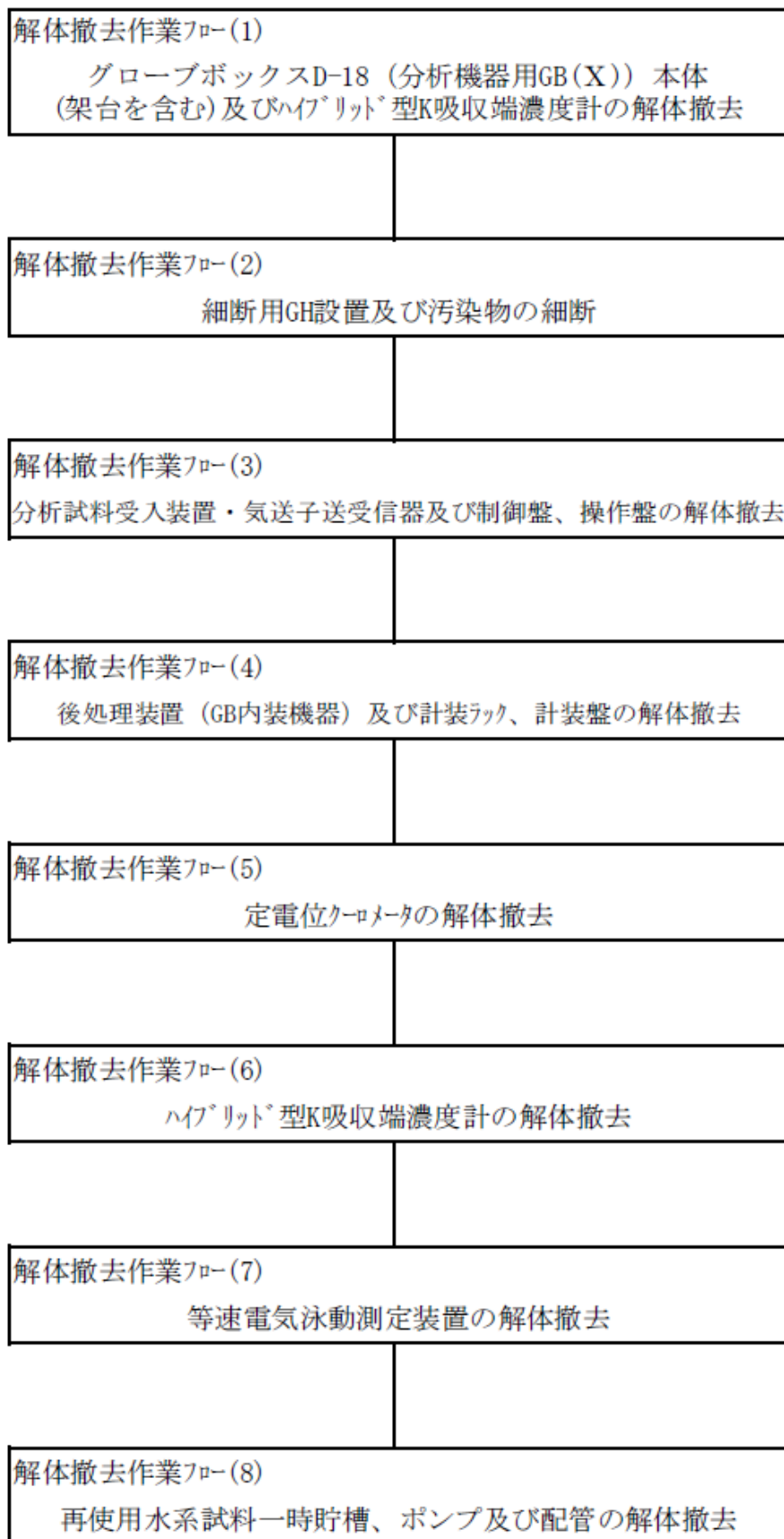


図 10.2-3-1 解体撤去作業フロー (全体)

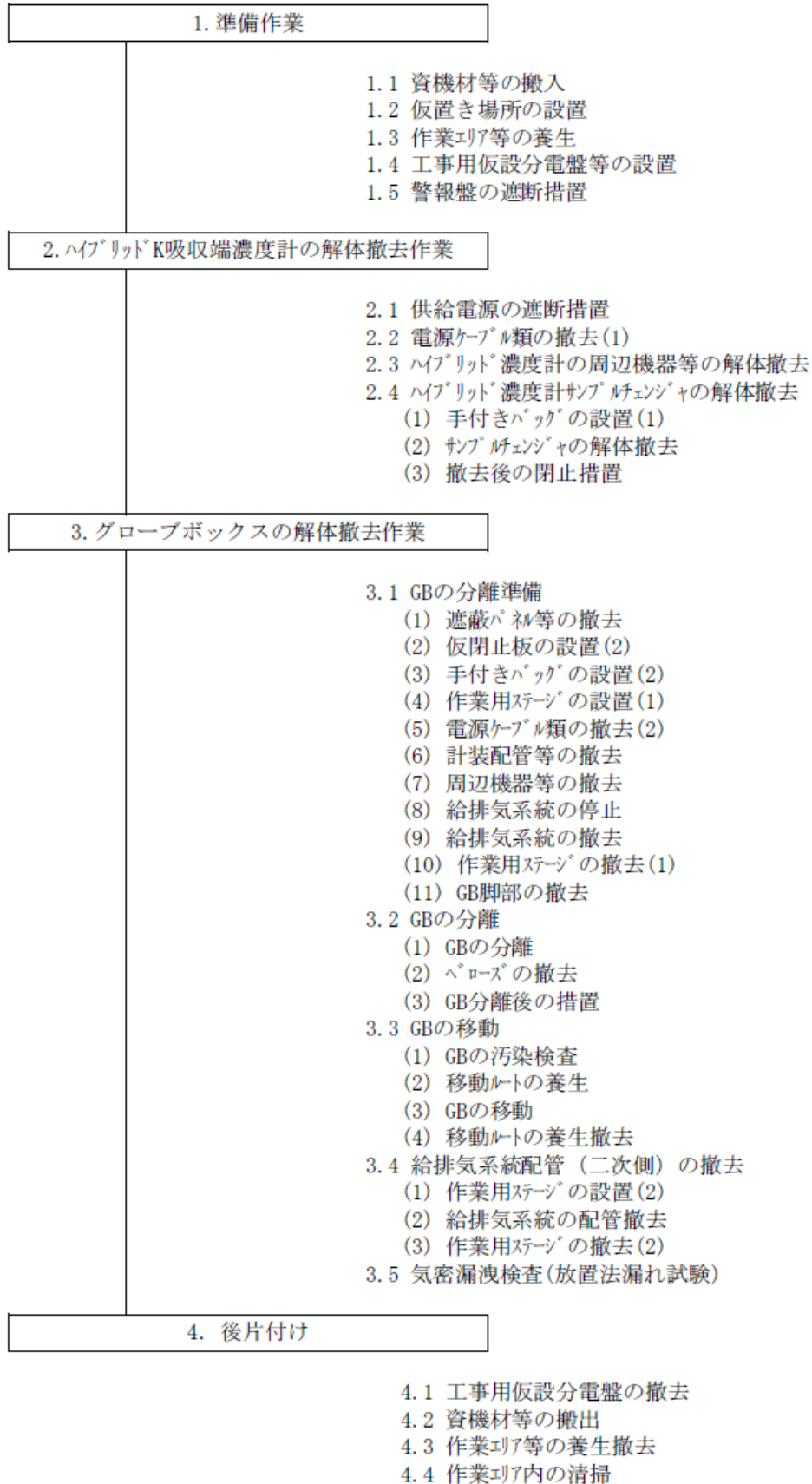


図 10.2-3-2 解体撤去作業フローの一例
(グローブボックス D-18 本体(架台を含む)及びハイパリティ型 K 吸収端濃度計)

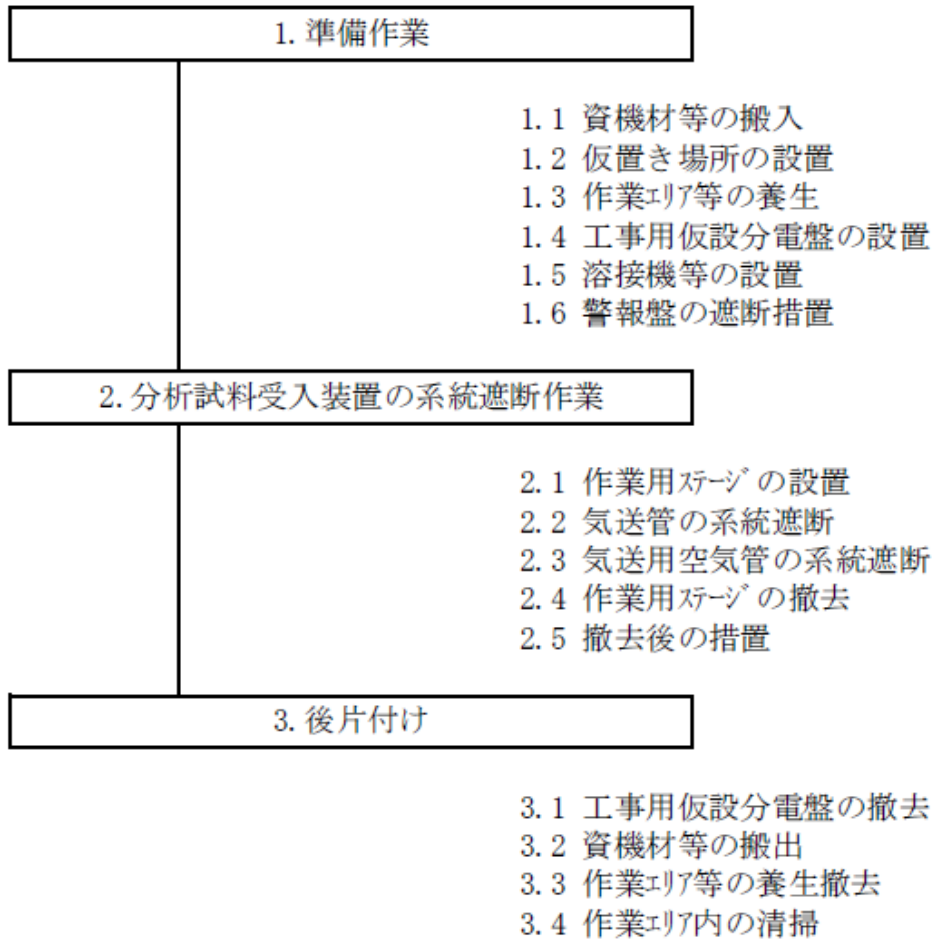


図 10.2-3-3 系統遮断作業フローの一例
(分析試料受入装置の系統遮断)

表 10.2-3 汚染物及び非汚染物の発生量の評価結果

作業名	撤去物等					
	汚染物				非汚染物 (kg)	合計 (kg)
	金属 (kg)	非金属 (kg)	混在 (kg)	保管 (kg)		
分析試料受入装置用気送子送受信器及び制御盤、操作盤の解体撤去	273	1	379	0	1362	2015
再使用水系試料一時貯槽、ポンプ及び配管の解体撤去	24	0	30	0	0	54
グローブボックス D-16 (後処理装置用グローブボックス) 内装機器及び計装ラック、計装盤の解体撤去	848	3	213	0	410	1474
等速電気泳動装置の解体撤去	0	0	30	0	150	180
グローブボックス D-18 本体 (架台を含む) 及びハイブリッド型 K 吸収端濃度計の解体撤去	198	2	110	800	1150	2260
定電位クーロメーターの解体撤去	0	0	60	0	70	130
ハイブリッド型 K 吸収端濃度計の解体撤去	0	5	100	0	800	905
合計 (kg)	1343	11	922	800	3942	4018
200L ドラム缶換算 (本) ※ : 金属に含める	15	2	※	—	—	7

5) 作業前準備の検討

解体撤去及び系統遮断の作業を行うに当たり、各作業に必要な機材等 (準備品) の検討を行った。表 10.2-4 に作業準備品リストを示す。

また、作業に伴う注意事項等についても検討を行った。具体的には、放射線管理区域での作業、溶接・溶断・グラインダー等の火気作業、高所作業、クレーン取扱作業、電気供給のための分電盤を使用した作業、異常時の通報・連絡に関する対応等について、各作業に必要な教育、関係各所との手続、作業前確認手順等を要領としてまとめた。

6) 工事の期間及び人工数

解体撤去及び系統遮断作業の工事について、各作業に要する期間及び人工数を検討した。検討結果を図 10.2-4 に示す。本検討の結果、工事準備期間 (資器材の調達含む) として約 30 日、工事に要する期間は約 60 日、人工数は約 600 と評価した。

② 核燃料物質使用施設として必要な工事

1) グローブボックス及びフード排気管へのサポート増設の検討

核燃料物質使用施設として利用するため、グローブボックス (15 基) 及びフード (3 基) の排気配管について、剛構造 (固有振動数 20Hz 以上) とするために必要なサポー

ト位置の評価を行った。さらに、評価の結果に基づき、サポートを増設するための設計及び増設作業手順を検討した。なお、増設のための設計は、直管、1曲がり、分岐等の標準的な構造要素について実施した配管耐震設計の評価に基づいて行った。増設工事に当たっての詳細な手順について、その概要を作業フローとして図 10.2-5-1 に示す。

2) フード基礎ボルトの増設

フードについて、耐震評価として、増設する基礎ボルトに加わる応力を評価し、基礎ボルトの仕様を確定した。また、基礎ボルトの増設のための工事に関する検討を行った。増設工事に当たっての詳細な手順について、その概要を作業フローとして図 10.2-5-2 に示す

3) 工事の期間及び人工数

各工事に要する期間及び人工数を検討した。検討結果を図 10.2-6 に示す。本検討の結果、工事準備期間(資器材の調達含む)として約 30 日、工事に要する期間は約 15 日、人工数は約 100 と評価した。

表 10.2-4 作業準備品リスト

品名	解体撤去 ^{※1}								系統遮断 ^{※2}		合計
	1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	
コネクタ閉止板A				2							2
コネクタ閉止板B						4	2				6
パッキンA				2							2
パッキンB						4	2				6
パネルパッキン	1		4								5
パネル仮押さえA	4	⇔	4								4
パネル仮押さえB	4	⇔	4								4
細断用グリーンハウス	共用							1	共用		1
閉止フランジ1					2						2
Oリング1					2						2
六角ボルトM16×40L					32						32
閉止フランジ2					1						1
Oリング2					1						1
六角ボルトM10×35L					12						12
閉止フランジ3							1				1
Oリング3							1				1
六角ボルトM20×45L							12				12
閉止キャップ(SWCA10A-S80)		1	7							9	17
閉止キャップ(SWCA20A-S80)			2							6	8
閉止キャップ(SWCA25A-S80)			2							6	8
閉止キャップ(SWCA40A-S80)	2								2		4
閉止キャップ(SWCA80A-S80)									2		2
閉止キャップ ^{※3} (100A用)									1		1
閉止プラグφ6(SS-6MO-P)			9		14						23
閉止プラグφ9.53(SS-600-P)		2	12								14
閉止プラグφ13.8(PC8A)		1	7								8
ねじ込みキャップ8A(PC8A)	10										10
閉止フランジ100A5K					4						4
パッキン100A5K					4						4
ボルト・ナットM16×60L					32						32
閉止フランジ20A63K					1						1
パッキン200A63K					1						1
ボルト・ナットM20×90L					4						4
合計	21	4	51	4	110	8	18	1	5	21	235

※1 1:分析試料受入装置・気送子送受信器及び制御盤、操作盤の解体撤去 2:再使用水系試料一時貯槽、ポンプ及び配管の解体撤去 3:グローブボックスD-16内装機器及び計装ラック、計装盤の解体撤去 4:等速電気泳動測定装置の解体撤去 5:グローブボックスD-18本体及びハイブリッド型K吸収端濃度計の解体撤去 6:定電位クーロメーターの解体撤去 7:ハイブリッド型K吸収端濃度計の解体撤去 8:細断用グリーンハウス設置及び汚染物の細断

※2 1: 分析試料受入装置の系統遮断 2:後処理装置及び分析廃液貯槽設備の系統遮断

※3 JIS B 2316に準じた寸法で加工するものとする

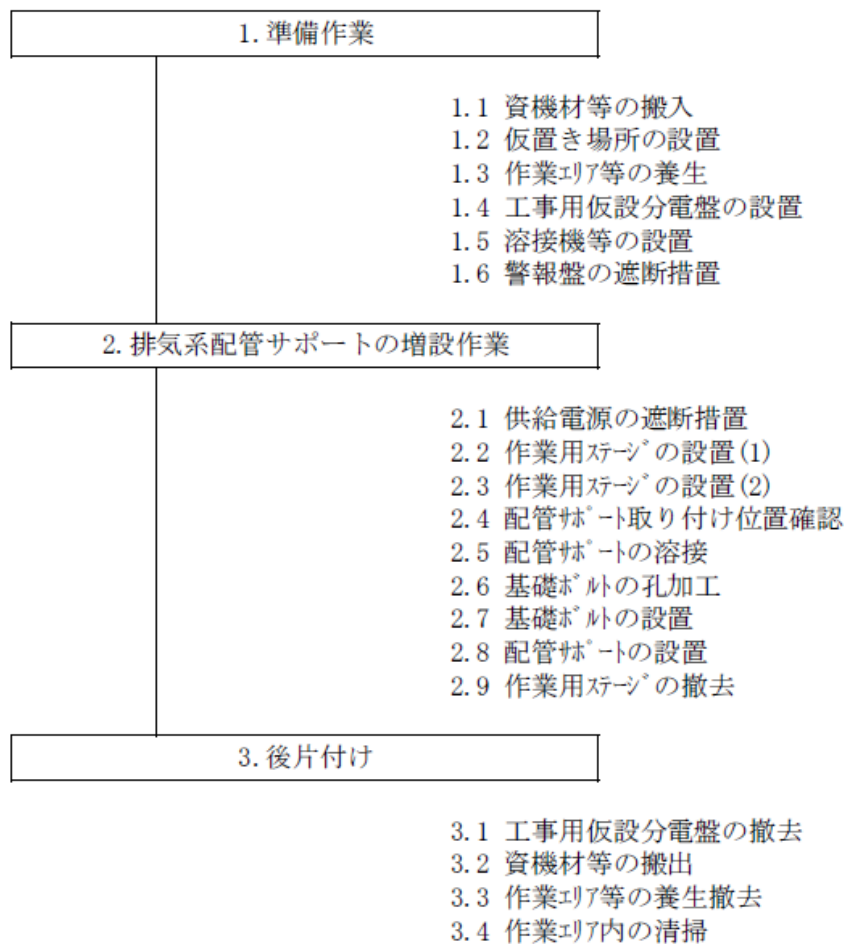


図 10.2-5-1 排気系配管サポートの増設作業フロー

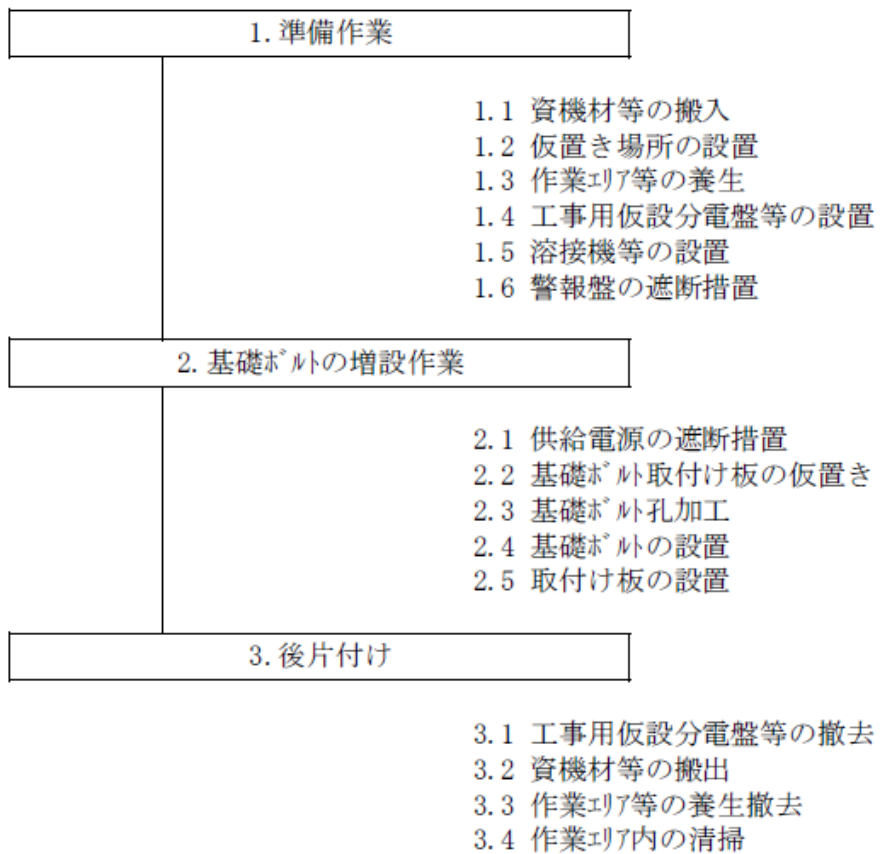


図 10.2-5-2 フード基礎ボルトの増設作業フロー

10.2.2.2 分析装置の設計・製作

(1) 新規導入する分析装置の設計・製作

表 10.2-1 に示すとおり、デブリ模擬体分析のために新規導入する分析手法等は、(A) 酸化重量法によるウラン/酸素比測定装置、(B) レーザー測長による寸法測定と電子天秤による重量測定を併用したペレット密度測定装置、(C) カールフィッシャー水分測定法による水分測定装置、の 3 種類である。

① 設計

1) 共通

分析装置の設計に当たって、共通の設計条件を以下に示す。

- i) 各分析装置については、それぞれ測定部と制御部等に分割し、測定部を分析室 (I) の各グローブボックス内に、制御部を各グローブボックス外に設置すること。
- ii) 上述した各装置について、グローブボックス内設置部がグローブボックスのバッグポート ($\phi 300$) から搬入でき、かつ、水平振動 0.24 で加振したときにおいても転倒しないこと、又は、転倒しない対策を施すこと。
- iii) グローブボックスに各装置を設置したときの配置が、装置の操作を行うに当たって適切であること。
- iv) 上述した各装置について、装置表面温度が 60°C を超えないこと、又は、 60°C を超えない対策を施すこと。
- v) 測定部の操作及びグローブボックス内設置部において実施するメンテナンス(定期的な部品交換等) がグローブ作業となることから、装置の改造に当たってはグローブによる操作性を考慮すること。

2) ウラン/酸素比測定装置

本装置は、グローブボックス D-22 に設置される。

本装置による測定では、空気中で試料中ウランを $850 \pm 20^{\circ}\text{C}$ に強熱して八酸化三ウランに変換し、加熱前後の重量変化からウラン/酸素比を算出する手法が用いられる。1 回あたりの供試料量は 1 ~ 5g 程度で、試料形態は粉末状を想定する。以下に、本法が要求する条件を記載する。

- ・焙焼温度： $>900^{\circ}\text{C}$
- ・温度調節精度： $< \pm 10^{\circ}\text{C}$
- ・重量測定：分析精度 $< \pm 0.1\%$

3) ペレット密度測定装置

本装置は、グローブボックス D-23 に設置される。

本装置による測定では、デブリ模擬体ペレット 1 個あたりの体積及び重量を測定することにより、デブリ模擬体ペレット密度を算出する手法が用いられる。デブリ模擬体

ペレットの仕様は、寸法：φ8×10mm、重量：1～10gである。以下に、本法が要求する条件を記載する。

- ・ペレット体積測定：分析精度＜±0.1%
- ・ペレット重量測定：分析精度＜±0.1%

4) 水分測定装置

本装置は、グローブボックス D-21 に設置される。

本測定では、以下に示す既存の装置一式を使用する。本法は、カールフィッシャー電量滴定法に基づいている。1回あたりの供試料量は1g程度で、試料形態は固体状又は粉末状を想定する。

- ・平沼産業株式会社製
AQ-2200F 微量水分測定装置
一室電解セル
K-2000A2S スターラ
EV-2000 水分気化装置（温度範囲；室温～350℃）

② 製作

①で設計した各分析装置について、設計結果に基づき、製作を実施した。ウラン/酸素比測定装置の仕様を表 10.2-5、装置外観図を図 10.2-7、グローブボックス内設置時の配置図を図 10.2-8 に、ペレット密度測定装置の仕様を表 10.2-6、装置外観図を図 10.2-9、グローブボックス内設置時の配置図を図 10.2-10 に示す。

水分測定装置は平成 26 年度に購入しており、本年度はグローブボックス内に設置する測定部とグローブボックス外の制御部とのデータ通信及び測定部への電源供給のための接続部（フランジ）を製作した。水分測定装置の仕様を表 10.2-7、接続部を含む装置外観図を図 10.2-11、グローブボックス内設置時の配置図を図 10.2-12 に示す。

表 10.2-5 ウラン/酸素比測定装置の仕様

基本仕様	
焙焼温度	最大950℃
温度調節範囲	±10℃以下
重量測定精度	±0.1%以下
機器仕様	
温度調節器	PID 式デジタル温度調節器
	制御周期：100msec
	熱電対：K 熱電対
	継電器：電流制御式サイリスタ
	測定制御通信：RS485
電気炉	ファイバーセラミック縦型炉
	熱容量：900W
	構造：2分割式
天秤	組込形電子天秤
	測定範囲：10μg～220g
	ゼロ設定範囲：20g
	測定制御通信：RS232C
ユーティリティー	
電源	AC100V×10A

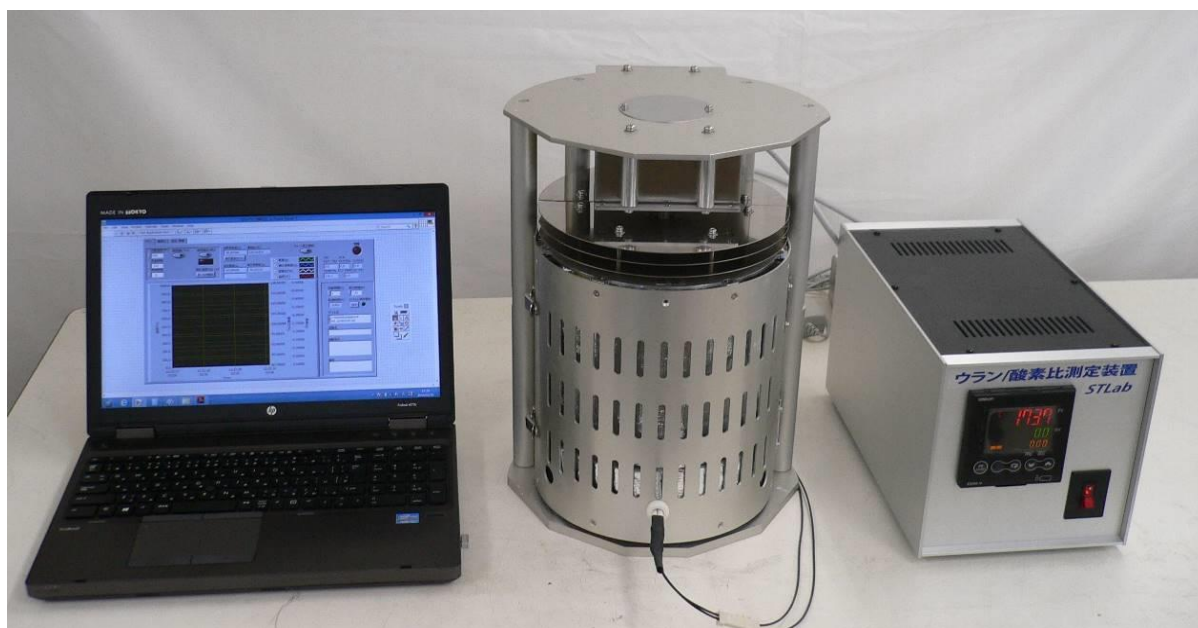


図 10.2-7 ウラン/酸素比測定装置外観図

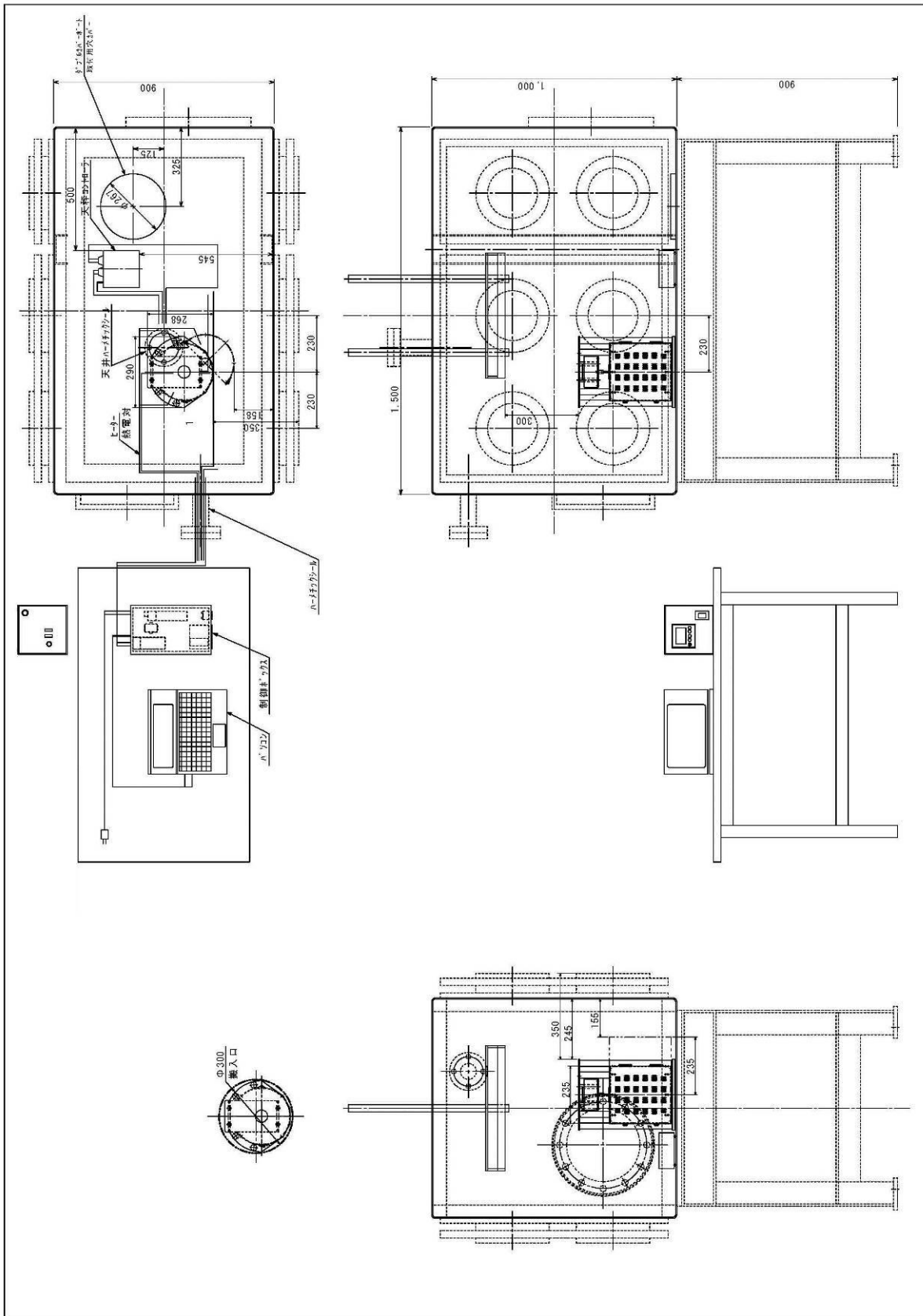


図 10.2-8 ウラン/酸素比測定装置のグループボックス内設置時の機器配置図

表 10.2-6 ペレット密度測定装置仕様

基本仕様	
体積測定精度	±0.1%以下
重量測定精度	±0.1%以下
機器仕様	
体積測定方式	レーザー式測長器
	測定範囲：φ40mm
	測定精度：±2μm
	測定周期：5.5msec
体積測定位置調整機構	4軸ステージ(XYZ+回転)
	XYZステージ移動量：30mm
	XYZステージ精度：2μm
	XYZステージスピード：最大 30mm/sec
	回転ステージ移動量：360°
	回転ステージ精度：0.006°
	回転ステージスピード：最大 30°/sec
天秤	組込形電子天秤（風防付）
	測定範囲：10μg～220g
	ゼロ設定範囲：20g
	測定制御通信：RS232C
ユーティリティー	
電源	AC100V×5A

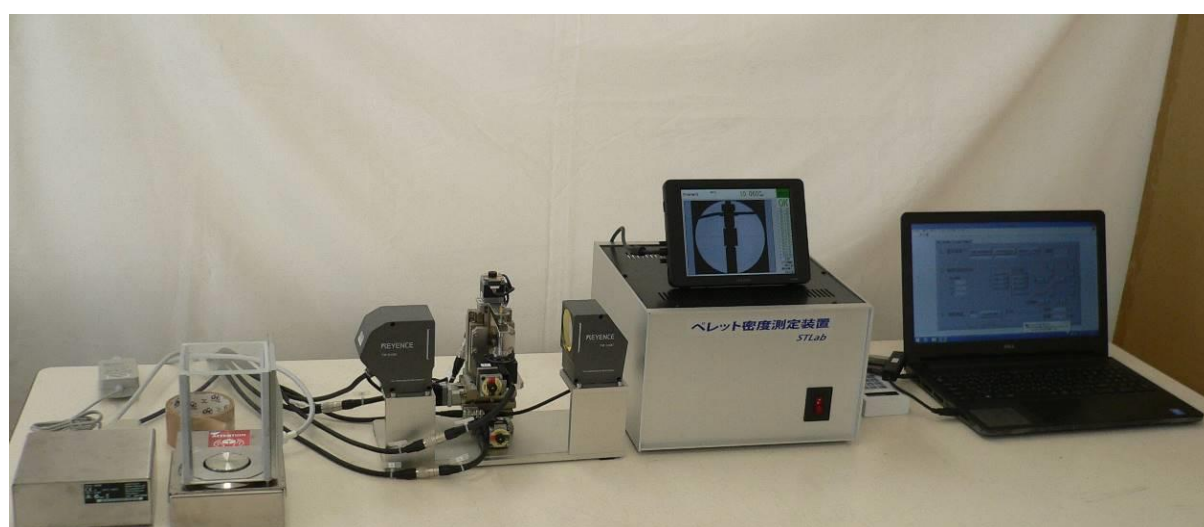


図 10.2-9 ペレット密度測定装置外観図

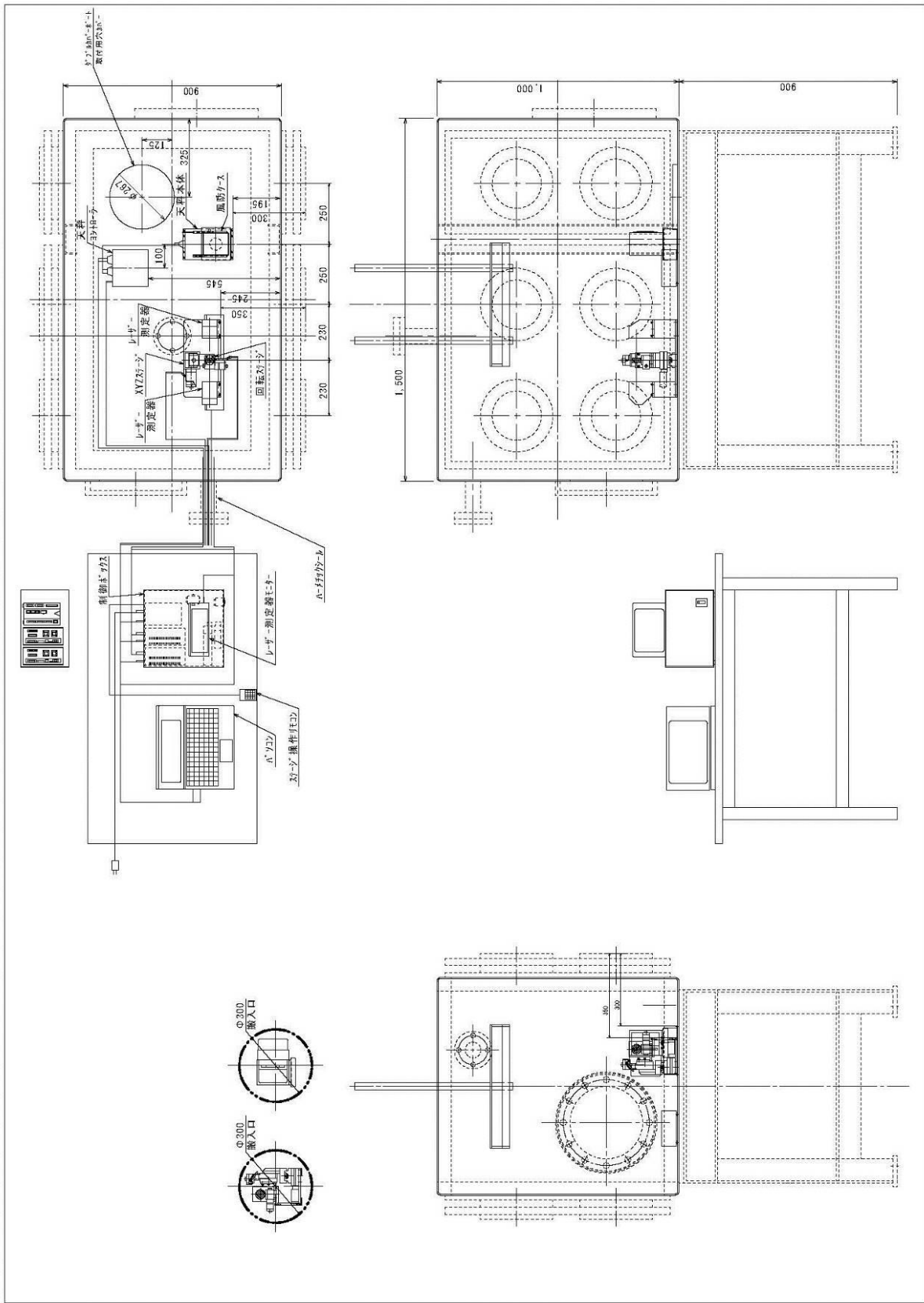


図 10.2-10 ペレット密度測定装置のグローブボックス内設置時の機器配置図

表 10.2-7 水分測定装置の仕様

測定方法	カールフィッシャー電量滴定法
測定範囲	10 μ gH ₂ O ~ 99mgH ₂ O
測定方法	一室電解セル
測定精度	CV \pm 0.3%以内
電解隔膜	イオン交換膜
温度範囲	室温 ~ 350 $^{\circ}$ C
キャリアーガス	窒素ガス (30 ~ 300mL/分)
乾燥剤	モレキュラシーブス 100g
ヒーター	バンドヒーター
電源	微量水分測定装置 AQ-2200 AC100V \times 10A 水分気化装置 EV-2000 AC100V \times 15A

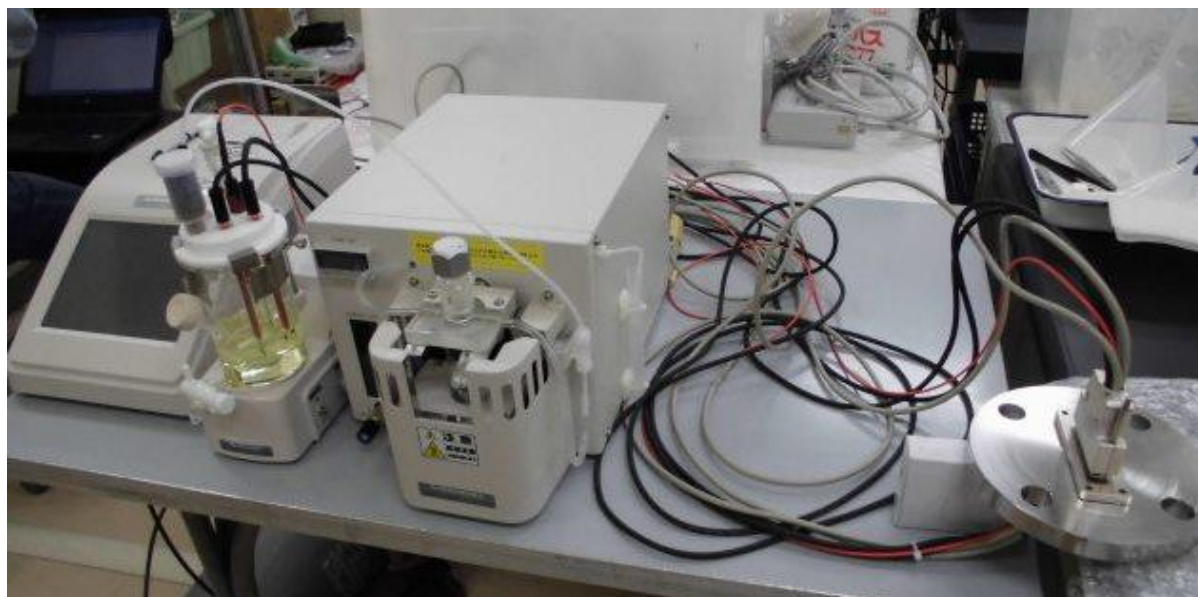


図 10.2-11 水分測定装置外観図 (接続部含む)

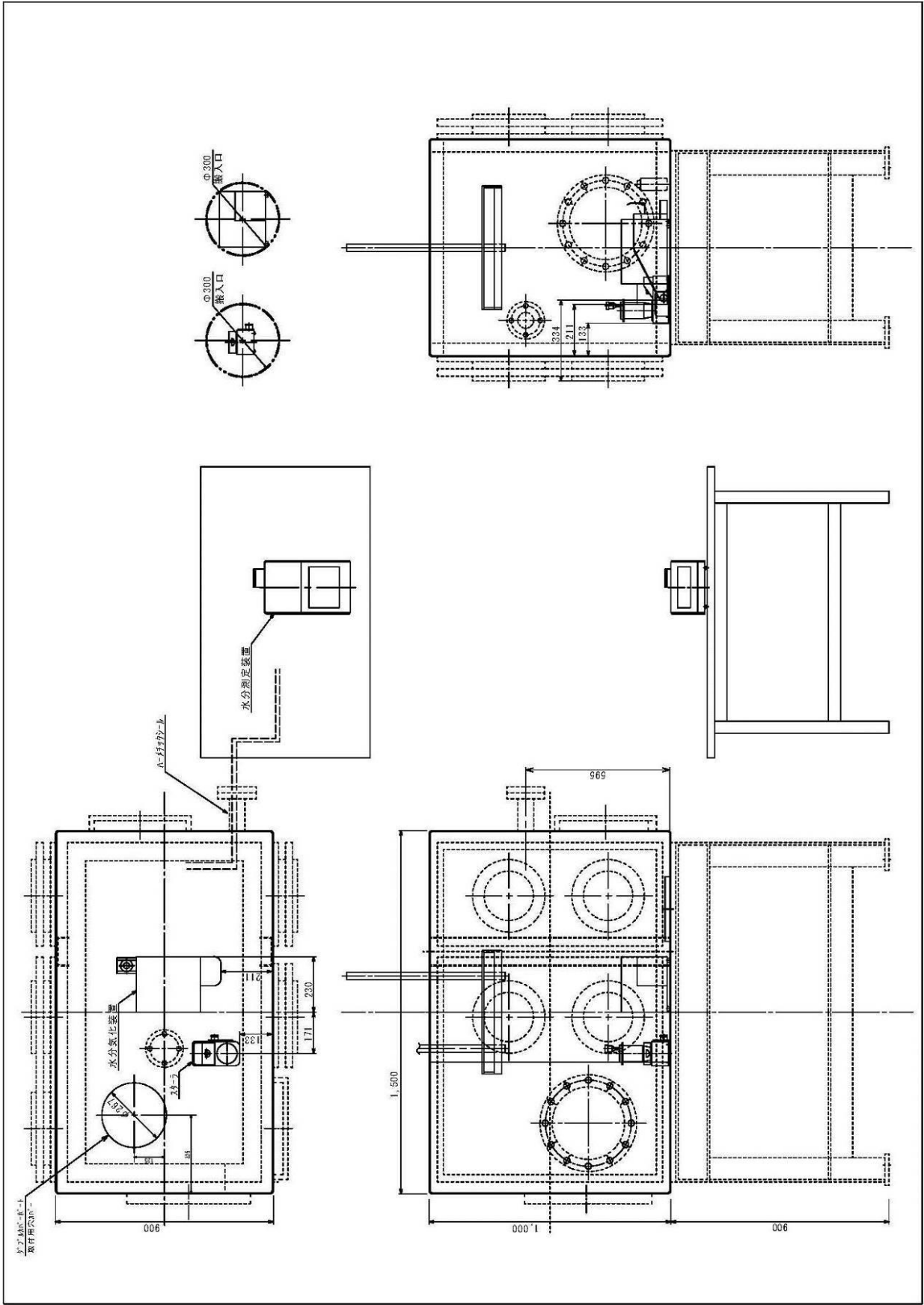


図 10.2-12 水分測定装置のグローブボックス内設置時の機器配置図

(2) 分析用器材等の購入

デブリ模擬体の分析には、ペレット状試料の前処理（ペレット切断、粉碎・粉末化、溶解等）が必要となる。この操作を実施するために必要な分析用器材等（試料切断機、試料粉碎・粉末化用器材、マイクロウェーブ分解装置等）を購入した。購入した分析用器材等一覧を表 10.2-8 に、主な器材等の外観図を図 10.2-13～17 に示す。

表 10.2-8 分析用器材等一覧 (1/2)

器材等名称	本体形式	主要仕様	備考
試料切断機	リファインテック (株)小型精密切断機 RCA-005	<ul style="list-style-type: none"> ・切断モータ：電子式変速、25W ・ホイール回転数：0～280rpm、無段変速 ・使用ホイール：コンティニューアス・リム型、ダイヤモンド・ホイール、外径 101.6mm 又は 127mm ・上下の切断送り：重錘による自動落下 	図 10.2-13 参照
密度測定装置（浸漬法）	ザルトリウス・ジャパン(株)電子天秤 MSA124S-000-DU	<ul style="list-style-type: none"> ・読取限度：0.1 mg ・最大秤量：120 g ・繰り返し性：$\leq \pm 0.1$ mg 	図 10.2-14 参照
	ザルトリウス・ジャパン(株)比重測定キット YDK01MS	<ul style="list-style-type: none"> ・ビーカー（76mmφ及び55mmφ） ・保持具付き温度計 ・ガラスプラメット ・サンプル浸漬用バスケット ・サンプルホルダー 	
試料粉碎・粉末化用器材	(株)ニチカ シリンダーモルタル TCM	<ul style="list-style-type: none"> ・超硬合金製 ・粉碎室内径：20mm 	図 10.2-15 参照
	(株)ニチカ 乳鉢 TM-104S 及び TM-99D	<ul style="list-style-type: none"> ・超硬合金製 ・外径/ 内径 × 深さ： 104mm / 70mm × 35mm 及び 99mm / 80mm × 73mm 	
	(株)ニチカ フルイ TSA-75S 及び TSD-75S	<ul style="list-style-type: none"> ・ステンレス製 ・8点セット（フルイ 6+蓋+受）及び 15点セット（フルイ 13+蓋+受） 	

表 10.2-8 分析用器材等一覧 (2/2)

器材等名称	本体形式	主要仕様	備考
試料溶解用 器材	理工科学(株)製 ベルジャーIS-26H	<ul style="list-style-type: none"> ・硬質ガラス製 ・直径×高さ：160mm×200mm 	図 10.2-16 参 照
	アズワン(株)製 ホットプレート ND-1	<ul style="list-style-type: none"> ・温度範囲：室温～350℃ ・電源：AC100V 50/60Hz ・天板材質：アルミニウム（セラミックコーティング加工） 	
	柴田科学(株)製 ガス洗浄瓶	<ul style="list-style-type: none"> ・ねじ口洗浄瓶 ・容量：500mL ・フィルター付 	
	(株)イワキ エアーポンプ APN-085V-1	<ul style="list-style-type: none"> ・最大風量：6L/min ・最高吐出圧力：0.08MPa ・出力：10W 	
マイクロウ ェーブ分解 装置	Berghof 社製 スピードウェーブ エントリー	<ul style="list-style-type: none"> ・マイクロ波出力：1000W ・同時分解本数：10 ・最高分解圧力(bar)：40 ・安全機能：ラプチャーディスクによる圧力開放 ・温度制御：赤外線センサーによる内部温度測定 ・オープン材質：ステンレススチール（耐酸コーティング） ・分解容器：高密度 TFMTM-PTFE 製、容量 60mL 	図 10.2-17 参 照



図 10.2-13 試料切断機



図 10.2-14 密度測定装置（浸漬法）



図 10.2-15 試料粉碎・粉末化用器材



図 10.2-16 試料溶解用器材



図 10.2-17 マイクロウェーブ分解装置

10.2.3 まとめ

デブリ模擬体分析設備の整備として、デブリ模擬体分析に適用する分析手法等を選定するとともに、分析装置の配置及び試料動線を検討した。また、分析室（I）の許可区分変更に必要な工事（原子炉施設からの隔離及び核燃料物質使用施設として受検する施設検査への適合）について、手順や工法等の詳細設計を実施した。さらに、デブリ模擬体分析のために新規整備する分析装置について、グローブボックス内への設置を考慮した設計及び製作を実施するとともに、分析の前処理等に使用する器材等を購入した。

第Ⅴ編 専門家の意見聴取

第 11 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」として組織し、計画どおり平成 26 年度事業から引き続き、京都大学の中島健教授が部会長に、並びに名古屋大学の遠藤知弘助教、東京都市大学の村松健特任教授、及び大阪大学の黒崎健准教授が専門委員に就いた。平成 27 年 7 月、平成 27 年 10 月及び平成 28 年 2 月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。

いずれの会合も、事務局である JAEA 事業担当者から説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者及び 1F 規制担当者もオブザーバーとして参加した。

本章はこれらの会合の議事録を転載したものである。

11.1 第 3 回会合

11.1.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成 27 年 7 月 16 日 9:30～14:00（12:00～13:00 昼食・休憩）

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

NUCEF 管理棟第 1 会議室／NUCEF 実験棟

(2) 出席者（敬称略）

中島（健）部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、須山、曾野、井澤、深谷、上野

オブザーバー原子力規制庁 安藤、藤田、小林（容）、中島（鐵）、酒井

オブザーバーJAEA 内山

(3) 配布資料

資料 3-1 委員名簿

資料 3-2 前回議事録

資料 3-3 全体計画の再編

資料 3-4 臨界マップ整備の計画

資料 3-5 モンテカルロコード整備の計画

資料 3-6 臨界リスク評価の計画

資料 3-7 STACY 更新に係る施設整備計画

11.1.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 施設見学

STACY 更新に係る施設のうち、更新炉本体が設置される炉室（S）、更新炉に減速材の軽水を給水する設備が置かれる炉下室（S）、及びデブリ模擬体の調製・分析が行われる分析室（I）を見学した。

(2) 委員構成確認及び前回議事録配布

本専門部会の委員構成は、資料 3-1 に示すとおり、昨年度から変更がないことを確認した。また、前回会合の議事録として、既に全委員に電子メールによる回付で了承を得た資料 3-2 を配布した。

(3) 全体計画の再編

資料 3-3 に基づいて、JAEA から、本事業の構成が昨年度まで (1) 燃料デブリ臨界リスク評価基準整備及び (2) 臨界実験装置を用いた臨界マップの検証実験の 2 本立てであったものを、今年度から (1) 燃料デブリ臨界リスク評価基準整備、(2) 環境影響評価手法の整備、及び (3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証の 3 本立てに再編することを説明した。

Q (中島部会長) 項目が見かけ上増えたが、中身は今までと同じで、分け方が変わったという理解でよいか? 予算・人員は増えていないという理解でよいか?

A 少なくとも平成 27 年度に変更はない。平成 28 年度はコード開発を追加したことを明示して、若干の予算増額をお願いしている。新項目の (1) に含まれる。

Q (黒崎専門委員) 平成 30 年度から実デブリの分析を行うとなっているが、どの施設で実施するのか?

A 各施設とまだ議論していないが、スリーマイル原子力発電所 2 号機 (TMI-2) デブリの研究等の実績からして、大まかな流れは見えている。まず、燃料試験施設である。使用済燃料を運び込んで試料採取して PIE やその前処理をする施設で、最も上流側の操作を行う。湿式処理は行えないため、試料の溶解には別の施設が必要で、現状では WASTEF で行っている。NUCEF でも機能 (許認可済みのもの) として溶解できるが工程調整が要る。溶解後の分析は、本事業の分析の計画でも、JNES 受託事業の分析の実績でも、すべて NUCEF の BECKY 技術課の分析室と臨界安全研究 Gr の研究 4 棟の分析室で、元素分離を済ませたごく希薄な試料を精密に定量する。燃料デブリ試料が採れたときに最初にどの施設で受け入れるかは、オール・ジャパンで議論・決定することになる。

Q (黒崎専門委員) 平成 30 年度に実際の燃料デブリが採取されるのか? 臨界試験は平成 30 年度の途中からだが、実際の燃料デブリが平成 30 年度に採取されるなら、臨界試験が遅すぎないか?

A 平成 30 年度には採取されると想定して準備を進める。事業者の計画でも平成 30 年度と書かれており、少量の試料が採取されるであろう。本格的に取り出すのは平成 32 年度以降である。

Q (黒崎専門委員) つまり、臨界試験で得られた知見が現場で活かされるのか?

A そのとおりである。平成 26 年度報告書の最後にも書いたが、ロードマップでは、事業者が取出工法・基本方針を決めるのが平成 29 年度頃となっている。同時に臨界管理の方針も決まると思われる。少なくとも平成 26 年度に本事業で検討した限りでは、fissile 量、水分等の制限値を決めて、プロセス条件をその範囲内に管理して確実に臨界を防ぐ、というような従来型の通常施設と同じ臨界管理は恐らくできない。臨界に近い状

態になるかも、臨界を超えるかも、と想定しつつ、リスクを許容値以下に保つ管理となる。臨界になっても影響がないならそれでよし、臨界になっても影響があるなら緩和の安全設備を設ける。もし臨界になっても影響を緩和しながら作業を進める前提とする。少量試料の取り出しでも本格的な取り出しでも、実際に見えてきた実燃料デブリの臨界特性を評価し、次の取り出しステップのリスク評価をアップデートし、と繰り返しながら作業する。今考えられるストーリーはこのようなものである。事業者だけでなく、リスク評価のアップデートは規制庁でも必要であり、本事業はこれを技術支援するものである。

- Q (黒崎専門委員) 廃炉工程が急に進捗した、あるいは高いレベルで廃炉計画が大幅に変更された場合、この受託事業が無駄にならないように柔軟に追従できるか？
- A 現時点では本受託事業では事業者と接触していない。しかし、基本的な燃料デブリ取出工法の方針が示されるまでの間、大いに接触して情報交換すべきである。お互いのアプローチが全く異なった方向になってはいけない。一方で、実際に取り出しに着手する前の平成 29 年度や平成 30 年度に、規制庁の審査・認可という大きな節目がある。そこで許容されないリスクが見出されたら「待った」をかけなければならない。その規制判断に足る情報を本受託事業では提供しないとイケない。
- C (中島部会長) 許認可を含む STACY 更新には時間がかかる。事業者が燃料デブリ取出工法を決めて規制庁に許認可を申請したときに、規制庁が必要な知見を持っていないと判断できない、ということでは、この受託事業が廃炉全体の足を引っ張ることになる。これは困るし本末転倒である。
- A まずは、解析ベースで規制判断ができるようにしたい。臨界マップの検証もだが、取り出された燃料デブリにリスクの考慮が必要なほど臨界に近い状態が見出された場合、臨界実験は必要になる。先週、JAEA 廃炉センターと原賠廃炉機構 NDF の会合に陪席した。刃先の冷却に水を使うこと、ドライ工法とは単に水を張らないという意味であること、今ある水は抜かずに削ること等、かなり明確な発言があった。水分を管理せずに燃料デブリを削るわけで、臨界リスクが常在する。この類の議論を事業者と 3～4 年ほどの間に密にする必要がある。
- C (中島部会長) JAEA が直接事業者と接触するののだが、事業者の申請内容を把握している規制庁を経由して常に情報をアップデートして、的外れにならないようにこの受託事業を軌道修正する柔軟さも必要である。
- A 規制庁に出す許認可申請・安全評価の方向性について、事業者側でも、技術開発、1F オンサイト、あるいは本社の間で考えの隔りがあるようだ。なので、それぞれの動向を同時に掴んでおかないと情報を取りこぼす。事業者側の技術開発会合にも出席する機会があるが、方針が定まらずに何でもやっている。その成果を活かしてどう安全評価して許認可申請するか、誰が決めるかを含めて、定まっていない感がある。
- C (中島部会長) 技術開発組合は基礎的な技術を提供し、そのうち何を使うかは事業者が決めるのではないか。
- A 実状は、事業者の主体性が弱い。最近になって「この方法で大丈夫か」というような発言もするようになった。許認可申請までに必要なものを事業者が決めるべき時期になってきている。その中で、初めて接触したのが、先日の NDF である。事業者と技術

開発組合の間で、技術開発の戦略策定を担っている。NDFにも臨界の担当者がいて、臨界リスクや燃料デブリの状態の確率分布の評価に取り組んでいる。同じ方向のアプローチになっていることがわかり有意義だった。今後も接触を続けたい。

C (中島部会長) 全体計画は了解した。本専門部会を、10月にも開催して、年度内3回とすることも了解した。

(3) 原子力規制庁受託「平成27年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業の計画

資料3-4に基づいて、本事業の(1)燃料デブリ臨界リスク評価基準整備のうち臨界マップの整備計画を説明した。

Q (中島部会長) 計算モデルにおける燃料デブリの球径はかなり小さいのか？

A 半径1cm、直径2cmで統一している。臨界マップDBが稼働すれば径をパラメータにして計算できる。1cmが増倍が最大となる目安の半径である。共鳴吸収が小さくなるためと理解している。

Q (中島部会長) 全体計画の(1)を見ると、この作業には不確かさ解析も行うとされている。不確かさを解析しているか？

A 不確かさ解析は、解析結果のパラメータに対する微分、燃料デブリ性状の不確かさに対する感度の算出に相当する。今は、とりあえず、臨界量の計算を急いでいる。

Q (中島部会長) 増倍率計算自体のベンチマークデータによる検証や、不確かさ評価はどうするのか？ コンクリートを含むような体系は臨界実験をやるとして、それ以外は、ウランの非均質体系等のモデルごとにバイアスを出したりできるはずだ。

A 既存のICSBEPのデータを使ってベンチマーク解析をすることになる。

Q (村松専門委員) 不確かさとは何か？ 管理の過程において観測できる量から臨界の可能性を評価するのであり、臨界計算の精度だけでは決まらないのではないか？

A (1)の枠組みでは、臨界計算手法の不確かさをリスクとか管理量の不確かさと関連づける。従来施設の場合は、管理量に関連づけて必要な安全裕度を定める。この受託事業ではリスクに関連づけることになる。リスク評価の段階で、燃料デブリの状態の記述にどれぐらい不確かさがあるかが議論になる。

Q (遠藤専門委員) 昨年度はMCCI生成物の計算が出そろった。それで、臨界マップが作られている状況か？

A 昨年度の報告書には多くの計算結果の曲線を示しているが、紙の上なので、曲線を描画するパラメータは固定されている。別のパラメータを振って描画することは、臨界マップDBができないと難しい。今年度末にはDBで描画できるようにしたい。

資料3-5に基づいて、本事業の(1)燃料デブリ臨界リスク評価基準整備のうち、新たに始めたモンテカルロコードFACILE (Flexible Analysis Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) 整備の計画を説明した。

Q (中島部会長) 完成すればFACILEは公開されるのか？

- A 受託事業契約のバイドール条項に基づいて、安全研究センターと原子力基礎工学研究センターの合作という形で JAEA から公開する。
- Q (遠藤専門委員) MARBLE で使われているような決定論的手法は導入しないのか？
- A まず、この FACILE を MARBLE に統合することも考えたが、両者の開発作業への影響が大きいため、外部ライブラリとしての連携にとどめることにした。FACILE は、完成したら、閉じた形で動く。
- A 次に、SN や MC の決定論のコードの新規開発は、今は、機構で手掛けていない。新たに開発を立上げるには公なニーズ表明が必要だが、検討してみる。
- C (JAEA) 臨界マップ DB は増倍率計算を他の計算サーバーで行うが、そこで、FACILE と同様に原子個数密度を算出する作業が必要になる。したがって、臨界マップ DB から FACILE を呼び出すような連携も検討したい。
- A 原子個数密度を算出する AND モジュールは、現状では、未燃焼のウラン酸化物ペレット、MOX、硝酸ウラニル等、従来の臨界安全ハンドブックで扱われる組成のデータが入っている。臨界解析コード JACS の実効断面積計算モジュール MAIL をバージョン 3 にするときに、AND モジュールを取り込んだ。MAIL が使われなくなって AND が忘れられていたが、もう一度使おうとしている。燃料デブリの組成を扱えるようにするために、新しく機能を加えることは可能である。
- Q (中島部会長) FACILE の整備は本受託事業から独立しているのか？ 予算措置も含めて本受託事業の計画には明示されないのか？
- A 来年度からは本受託事業の一部として明示しようとしている。臨界マップ DB の増倍率計算に使うコードという位置づけだが、実際には、FACILE は単独で使えるように仕上げる構想である。規制庁殿にも、1F とは別に、標準コードの必要性等をご理解頂いている。臨界マップ DB から呼び出せることは必要だが、単独でも汎用的に使えるようにする。
- Q (村松専門委員) 燃料デブリ組成を AND モジュールで計算する場合、事故が起きる前の通常状態の運転履歴や炉心条件に依存するわけだが、そういう情報は、通常は事業者やメーカーが炉物理計算のデータやコードの形で持っている。こういうデータやコードとどう連携するのか？
- A MVP-BURN 等の詳細燃焼計算の機能や計算結果を AND 経由で臨界計算に呼び込むかどうかの判断になる。一応、検討している。MOX を含む炉心については、情報を提供してもらいしか方法がないかもしれない。複数燃料集合体の燃焼計算機能は、既にコードはあるので、確実に組み込む。

資料 3-6 に基づいて、(2) 環境影響評価手法の整備として臨界リスク評価の計画を説明した。

- Q (遠藤専門委員) 最終的に、例えば敷地境界における空間線量率を指標にして、定量的にリスクを評価するのか？
- A まずは、総核分裂数や最大出力等の量を指標にする。去年の第 2 回専門部会でも、規制庁殿より、規制判断は敷地境界線量を用いることが明確に示されている。したがっ

て、簡易な換算係数を用いる方法でもよいので、総核分裂数と敷地境界線量を関連づける手法は整備しなければならない。

Q (中島部会長) 事業者にせよ規制庁にせよ、最終的に判断する基準は、公衆のリスクになろう。炉内で臨界になっても外に影響がなければよい、という判断もあり得る。したがって、本事業の成果として公衆リスクを定量する手法は必要である。

C (村松専門委員) 規制庁では、サイクル施設での被ばく線量評価に、IAEA で公開している RASCAL コードを使っている。このような一般的に使われているコードを利用するのもよいかもしれない。RASCAL コードは、パソコンで容易に使えて、遮蔽計算ではなく、日本で言うところの気象指針に基づく核種移行を計算して被ばく線量を算出する。JAEA では確率論的リスク評価のために OSCAAR コードを作っているが、気象の変動を考慮している。RASCAL コードでは一定の気象条件を入力するだけである。今、期待されているのはそこまでだと思うので、RASCAL コードは使えると思う。

A 核分裂数や最大出力を評価することとは独立して進められるので、検討する。

Q (中島部会長) 平成 27 年度計画の冒頭で「精度と効率の面から」とあるが、どういう意味か？

A 「精度」は評価結果の数値の精度を意味する。「効率」は多くのケース数を計算する効率を意味する。計算時間が現実的な範囲に収まるかという問題があり、手順を決めても計算量の観点で実用にならなければ意味がない。「効率について検討する」とは、計算量や計算効率を確認して、実用できるものにする、そのために何を解決すべきか明確にする、という意味である。精度と効率のトレードオフの検討になろう。

Q (中島部会長) デブリ形状等の反応度効果の評価は、一種の感度解析であり、テーマ (1) の話題ではないか？ テーマ (2) のリスクの中でやる意味は何か？

A リスク評価の基本的なアイデアは、不確実な部分はすべて確率分布で表現する、というものである。燃料デブリの形状は全く不明で、何をどう仮定してよいのか、不確実なことが多すぎる。そこで、ある凹凸の程度を仮定すると反応度効果はこれぐらい、というようにグループ分けする境界条件を決めて、反応度効果の程度ごとに区切って考える範囲を狭める、というようなアプローチをしている。そのための参考情報を得たい。

Q (規制庁) 不均一効果も対象か？ 燃料デブリ球の半径を平均 1 cm と仮定した場合、最大 1.5 cm、最小 0.5 cm の範囲で分布するとして、1 cm の場合に比べて反応度効果は正か負か、正として最大いくらか、そういう感じの検討か？

A 反応度効果の上限を把握しておけばよいのであれば、ある一定の分布の場合の上限を言えば、検討範囲をかなり絞れると思う。

C (規制庁) 形状だけではなく、燃焼度や運転履歴等、パラメータが多い。

A 燃焼度に対する感度は臨界マップから得て、リスク評価の検討に使える。

C (規制庁) 燃料デブリを取り出すときは、ドリルで穿孔したりするので、密度や水分量が変わるし、粉末がまき上がるので形状も大きな塊、粉、これらが組み合わさったものなどが考えられる。このような変化の反応度効果を検討する場合、パラメータの数をいかに絞るかが重要になるだろう。

- A そのような検討の端緒になる情報を得たい。例えば、粒子が細くなるにしても、ある粒径を下回れば、ある粒径で代表する、あるいは均質で代表する、ということも可能だろう。
- C (中島部会長) テーマ (1) か (2) かの区別はこだわらないが、そういう評価をするなら、臨界マップにも、不確かさという観点で、当然反映しないとイケないと思う。
- A 議論が戻ってしまうが、(1) に書いてある不確かさは、中島部会長が仰るとおり増倍率計算手法の不確かさだ。臨界マップの黄色線や青色線のボヤけ具合に相当する。先ほどの説明は撤回する。パラメータの不確かさは、臨界マップ上でデブリ性状範囲を示す緑色領域のボヤけ具合として現れる。「現実」が不確かあるいは多くのバリエーションがある。これをどうモデルで記述するかが、今議論しているリスク評価の (2) のテーマでの取り組みである。臨界マップでは無限増倍率を表示する、ないしは、球等のシンプルな形状でのみ臨界条件を示す。具体的な形状やその変化の反応度効果はリスク評価の範疇になる。
- C (村松専門委員) 全体スケジュールで平成 29 年度の終わりに臨界リスク評価手法を提案することになっているが、そのときには、これを提案した時点で、事業者と規制庁、使う側と使われる側の両者が、評価手法について理解し、ある程度の合意に達している必要がある。皆が共通認識をもつようにすることが大事であり、平成 27 年度や平成 28 年度の終わりごとに、その段階での理解を示して意見をもらってフィードバックするべきである。平成 29 年度に提案するとき初めて示すのではなく、ある程度練られたものを出すべきである。学会発表か、あるいは、もっと突っ込んで議論できる機会を持って、意見をもらってフィードバックすることで、本当に使えるものにするべきである。
- A 拝承。
- C (村松専門委員) 計算や状況に関する不確かさのうち、サンプル採取・分析で何の不確かさが減らせるか、という共通認識を持つことが必要である。臨界リスク評価は新しい概念であり、様々な人の意見を聞いた方がよい。
- A 海外出張に際しても、臨界リスクの専門家と話をするようにしている。信頼度等のコメントをもらっており、参考にしたい。昨年度の成果を ICNC2015 で発表し、諸外国の専門家の意見を聞く。国内でも機会を持ちたい。
- C (村松専門委員) そういう機会を通じて、関係者に新しい概念に慣れてもらうことが重要である。
- Q (中島部会長) 評価手法の提案先は規制庁か？
- A 事業としてはそうである。
- Q (中島部会長) 今年度、必要な最低限な機能を実装する、ということは、年度末の会合でデモが見られるということか？
- C (村松専門委員) パソコン上にツールを作り上げることだけが「実装」ではなく、実質は、むしろ、概念を記録した文書やデータを含めて「実装」と考えるべきである。パソコンのソフトを作ることに多くの労力を割くことは疑問である。
- C (JAEA) 評価に実用できる文書は、考え方の提示だけではなくて、これに沿って作業すればある程度評価できるものであることが必要だと理解している。

- C (村松専門委員) それは考え方による。「リスク評価」の標準があるが、日本とアメリカでもそれに対するイメージが違っている。例えば、軽水炉の炉心損傷頻度を定めるための標準についても、アメリカの ASME の標準は **What to do** が書かれており、**How to** ではない。**How to** を書くと量が膨大になるし、書いても本当に品質の高い PRA ができるとは言えない、という理由による。場合に応じて些末な部分は省力化し、大事な部分を丁寧にやってこそ、全体としての品質が上がる、という考え方もできる。なので、むしろ、専門家の判断に頼るところが多い。だから、細かく **How to** を書くよりも、ここで要求していることは本質的に何か、**What to do** を書く。これに対して日本では、規制のピラミッドがあって、安全目標があって、規制が **What to do** を決めて、学会は **How to** を決める、というようになっている。そこでも、目的に対する誤解が生じているようだ。非常に詳細に全部書くことが本当の意味での **How to** を書いたことにならないこともある。実際には、例えば事業者の意見を聞きつつ、評価を試行した経験に基づいて、何が本質的に大事なのかを書くべきである。なので、文書は大きな枠組みと注意事項のセットのようなものなるかもしれない。
- C (中島部会長) 村松専門委員から紹介があった RASCAL のような外部コードを上手く使って最終的な評価をできるようにすることを、念頭に置くようお願いする。
- C (村松専門委員) RASCAL に限らず、規制庁でも旧 JNES のときから整備しているものがある。JAEA で開発した ECDQ もある。既にあるものを有効に活用するとよいと思う。

資料 3-7 に基づいて、(3)臨界実験による臨界リスク評価基準の検証のうち STACY 更新の計画を説明した。

- Q (中島部会長) 炉心タンク内水位の測定にサーボマンメータは使わないのか？
- A 水位スイッチとサーボマンメータの両方を使う。水温を上げたときにはサーボマンメータは使えない。0~1400 mm の水位の測定範囲で、安全上の水位測定精度の要件は ± 1.5 mm だが、実際はもっと良くなるようにしたい。水位スイッチは「浮き」であり、この程度の精度となる。繰返測定における偶然誤差は 0.5 mm を予定している。それ以外に、温度変化による棒の膨張等の影響が ± 1 mm である。温度を固定すれば ± 0.5 mm 以内で計測できることを目指している。
- Q (中島部会長) 最低臨界水位は 40 cm か？ そのとき水位が 1 mm 異なると反応度効果は結構大きくないか？
- A 最低臨界水位はそのとおりで、水位 1 mm は 6¢ に相当する。
- Q (中島部会長) 今年度上手くいけば第 3 四半期に許可がおりて、それから解体ということだが、地階に現存する旧燃料給排液系はそのまま残しておくとして理解している。撤去するのは基本的に炉室の水槽等か？
- A そのとおりである。炉心タンクや安全棒の駆動グローブボックス等も撤去する。撤去したものは再利用せずに廃棄する。NUCEF に α 廃棄物用の保管廃棄施設が現存するので、 $\beta\gamma$ 廃棄物も置けるように変更して、撤去したものを置く。最終的には処理場に搬出することになるが、とりあえずは NUCEF 内に十分な容量がある。
- Q (中島部会長) BECKY の変更許可手続はどのように進捗しているか？

A 核燃使用変更許可申請を目指して作業中である。原子力科学研究所として一本の申請書・許可になっていることは原子炉施設設置許可と同じだが、原子炉の新規制基準適合申請が炉ごと個別であるのと同じように、核燃使用施設ごとに個別に申請することとしている。原科研の核燃使用施設の中でまず BECKY が先行し、他施設はそれに倣うことになる。

Q (中島部会長) BECKY も使用変更許可が下りないと分析装置等は設置できないのか？

A 許可を得てから整備することになる。カタログ品であれば先行して調達できるが、BECKY に入れることはできない。グローブボックスの改造も着手できない。

Q (規制庁) STACY 更新の審査はどのような進捗か？

A これまでのところおおむね計画どおりである。ここに 10 月末を目途に許可取得と示したが、1~2 か月遅れることもあり得る。というのも、他の研究炉も関係するからである。STACY は耐震 B クラスの施設であり、基準地震動を使う評価は不要だが、それ以外に竜巻、火災、航空機落下等が原子力科学研究所として共通の評価項目になっているので、想定事象策定作業の影響があり得る。まだ、7~10 月の 4 か月弱あるので、できるだけ効率的に説明し、計画どおり許可を取得したい。規制庁殿の研究炉班に審査して頂いており、7 月も 4 回というように、ほぼ毎週ヒアリングがある。週に 2 回の場合もある。

Q (中島部会長) 基本的には、旧原子力安全委員会の審査指針に適合していると確認されたところは、スムーズに進捗するはずである。

A STACY は、完成して既に 20 年経っているが、研究炉の中でも新しい、研究炉指針ができた後の施設である。したがって新規制基準のほとんどの項目が元々適合している。更新する部分は大変シンプルな小規模な炉になり、非常用電源も事故評価上は不要である。ただ、溶液燃料があるので残す。

C (JAEA) 許可取得もだが、燃料調達も少し心配ではある。それ以外は技術的には予定どおりに行くのではないかと考えている。工期やコスト面で心配などところがあるが、そこは動向に注目しながら進めていきたい。詳しいことはこの後の事務局打合せで話したい。

Q (中島部会長) 実験条件としては、正の温度係数は可能か？

A 正の温度反応度係数は許容している。

Q (中島部会長) パイルオシレータは入れるのか？ 測定手法や実験手法は事前に十分に考察しないとイケない。

A パイルオシレータも種々のものがあるが、低周波数のものは可動装荷物駆動装置がある。反応度値の測定の繰返数を多くして、精度を高めることは可能である。数 Hz 以上の速いものはまだ考えていない。静的・パッシブな炉雑音解析が高感度・リアルタイムで可能になっていることから、パイルオシレータを用いた動的で高周波数の伝達関数測定のようなものは不要と考えている。

(4) その他

C (規制庁) 臨界リスク評価については、敷地境界で評価をしてもらう、というのが、規制庁としての立場である。

- A 先日の NDF との会合で、NDF は、燃料デブリ取出作業の際の格納容器の閉じ込めを、臨界よりも、問題視していた。削ったら放射性物質の粉じんが出る。プラズマで切るなど熱を加えればそれまで安定していた放射性物質が気化して出る。遮蔽があっても、こういうものは漏出するので、作業者の吸入という観点で最もリスクが高い事項という話だった。その対処次第では臨界に関しても核分裂数と敷地境界線量の関係が大きく変わる。したがって、こういう情報を適切に反映しないといけない。NDF は、一応、作業者のリスク評価は始めているようだ。
- C (村松専門委員) 作業者のリスクを評価対象にすると、評価の作業量がかなり変わる。
- A 燃料デブリを切り出す際には必ず生じる放射性ダストやガスによるリスクなので、臨界リスクとは別に、規制庁による審査の対象になるだろうと拝察している。本受託事業のスコープ外なので、その閉込性能の評価に別途規制支援研究が要るだろう、とも考えている。
- C (中島部会長) 取出作業を行うのが水中か気中かで全く異なる様相になる。
- A 格納容器の適切な閉じ込めは極めて困難なようである。一方で、一定量の漏れを許容しながらの燃料デブリ取出作業というのも難しい。工法の成立性の判断は安全評価で左右されるところがかなりあるはずである。
- C (規制庁) デブリの試料採取は本格取り出しとほとんど同じ、という意見もある。
- A 基本方針の策定はシビアアクシデンコード解析ベースでしかできない、NDF との会合では、かなりはっきりと言及していた。
- C (中島部会長) 内部調査も種々試みられている。ミューオンによる観察を新しい検出器でさらに試みるという話もある。
- C (中島部会長) 今後の予定として、中間報告を一度行って、年度末の最終報告を頂くということで進める。
- A 今年度は、報告書の素案を先生方にご覧頂く工程も考えたい。本日説明していないが、平成 27 年度事業のうち STACY 更新の部分は、平成 28 年度に繰り越していく可能性が高い。その部分の報告書をどうするか、先生方へのご説明どうするかも、規制庁殿とご相談の上、中間報告や最終報告で適宜お知らせする。
- A 秋の臨界安全国際会議 ICNC で本事業から積極的に発表していく。須山と外池が冒頭の全体会合で、須山は事業者側を代表する発表を、外池はこの本受託事業の説明を行う。あとテーマごとに、MCCI 生成物について外池が、リスク評価について山根が、STACY 更新全体を三好が、井澤が昨年フランス IRSN に滞在して共同で作業した成果を両機関連名の下で井澤自身が、最後にやはり実験計画の炉心の検討を、臨界技術 1 課の若手の左近が、それぞれ発表する。左近の発表は平成 27 年度事業の成果である。

11.2 第4回会合

11.2.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成27年10月20日 13:30～17:30

富国生命ビル 20F 日本原子力研究開発機構 東京事務所 インフォメーションルーム

(2) 出席者（敬称略）

中島（健） 部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、郡司、須山、曾野、井澤、梅田

オブザーバー原子力規制庁 安藤、藤田、中島（鐵）、酒井、山崎

オブザーバーJAEA 三好、桜井

(3) 配布資料

資料 4-1 前回議事録案

資料 4-2 デブリ臨界特性解析及びDB整備

資料 4-3 モンテカルロコード整備

資料 4-4 臨界リスク評価手法整備の進捗

資料 4-5 STACY 更新に係る施設整備計画

11.2.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料4-1）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(2) 事業の進捗

資料4-2に基づいて、JAEAから、鉄含有燃料デブリの臨界特性の解析、及び解析結果を集積するデータベースシステムの構築について、作業の進捗を説明した。解析作業は仕様を定め外注し、作業を開始している。データベースシステムの構築について、昨年度の概念設計を受けて、今年度は詳細設計と試作システムの実装を行おうとしている。今年度は昨年度と異なる業者が受注しており、詳細設計・実装が概念設計と整合しているかレビューする作業も行うことを検討している。

Q（黒崎専門委員）鉄含有デブリの含有物としてSUS316を想定している。このような解析で、含有物のモデルを純鉄にするか合金にするかで、計算手法や計算時間に違いがあるか？

A ない。解析コードにモデルとして与える組成データを変更するだけである。

Q（中島部会長）去年はMCCI生成物を、今年は鉄含有デブリを対象としている。ほかにどんなものを対象とするのか？ 全体としてどこまでカバーするのか？

- A 来年は、1F 事故の結果として生じた、制御材由来の毒物を含んだ燃料デブリに取り組む。このほかに、臨界管理の観点で意図的に毒物を混ぜた冷却水を流した場合の効果については、解析条件のひとつとして既に計算しているところである。去年も MCCI 生成物の周りを流れる水に毒物を溶かした場合について、毒物濃度と無限増倍率の関係を明らかにしている。
- Q (中島部会長) 1F 事故のシナリオにもよるが、注入した水の不純物、例えば海水の不純物を考慮する意味はあるか？ 無視してよいか？
- A 1F 事故進展の検討として、実際に海水を注入していたときの炉内状況の解明の観点では、海水注入を考慮することは意味があろう。しかし、これから先に取り出されるデブリの臨界管理については、海水を考慮する意味はない。既に 4 年以上も淡水を循環させており洗い流されていると想定すべきである。
- Q (中島部会長) 炉心溶融時に塩分が燃料デブリに含まれたのではないかと。塩素の吸収があるので、このことを考慮する必要性や考慮の程度について、増倍率の感度を調べてはどうか？
- A 燃料デブリに含有されている場合は、 V_m/V_f が大きくて中性子スペクトルが柔らかい場合には効くと思われる。来年のテーマとして考えてみる。
- Q (遠藤専門委員) V_m/V_f をパラメータとして計算する際、燃料球の体積は一定として減速材の体積を変えているのか？ 燃料球の大きさを変えることはしないのか？
- A 球の体積を変えれば、表面積・体積比が変わる、つまり中性子減速の非均質効果が変わる。半径が 1~2 cm で増倍が最大になるので、一連の解析では、半径 1 cm で固定している。 V_m/V_f を小さくすると球同士が接するが、さらに小さいところで非均質効果を一定にする方法がないか考えている。燃料の表面積・体積比は保存し得ないので、例えば、水の表面積・体積比で定性的・定量的に何かを保存できると言いたい。
- C (遠藤専門委員) 燃料から出た中性子が次の燃料にぶつかるまでの平均弦長を保存すれば、第一近似としては上手くいく。水の体積を水の表面積で割った量 $4V/S$ を一定にする。
- Q (村松専門委員) 去年は MCCI 生成物、今年は鉄含有デブリ、来年は制御材由来の毒物含有デブリと解析を進めて、現実の燃料デブリのある狭い領域を見れば、この 3 年間で解析する組成モデルのどれかに近いであろう。しかし、もっと大きな体積、燃料デブリ全体についての臨界特性は、これら 3 種類の解析結果のデータベースから情報を取り出して組み合わせて推定できるのか？
- Q (中島部会長) 実際の体系は、ある場所の組成とその隣の組成は全く違うことがあり得る。実際の評価に際して、これらの計算結果をどう使うか？
- C (村松専門委員) 後段のリスク評価で扱うべきことかもしれないが、実際にあり得る組成配置パターンの一覧を作って、それぞれに対して、これらの解析結果を当てはめる方法を考えることも必要である。試行錯誤になり、パターンを網羅した手法を作るとは非常に大変だろうから、むしろ臨機応変で対応できるようにいくつかの代表的な例を考えることに留まるかもしれない。そういった最終的な使い方のイメージを示すことも必要である。
- C (JAEA) 実際の燃料デブリの性状分布はサンプリング・分析で調べ、このような網羅的な解析結果と突き合わせることになるだろう。しかし今は絞り込めないということだと思

う。サンプリングしても代表性の疑問から、安全評価としての絞り込みにつながらない、ということもあり得る。逆に、どういうサンプリングが評価を絞り込むか、効果的か、という議論が必要である。どこに何があるかすら何年たっても絞れてないので、そこに踏み込む必要もあろう。

- A 前回の会合でも村松専門委員から同じ問題提起を頂いた。サンプリングすることで、現状理解の不確かさがどう減るのか見極めた上で、サンプリングを計画すべき、という御意見だった。我々がサンプリングの指針を示すことになると思う。まず巨視的にどこに燃料デブリがあるのか、次にそれぞれの場所で、燃料デブリ組成のバリエーションがあるのか。狭い範囲で様々なバリエーションが見られるのか、実はそこそこ均一で結構大きな範囲で組成が分布しているのか。これは、増倍が高いものがあちこちにあるのか、それとも増倍が高い状態は非常に限られた特定の形状条件だけになるのか、の判断に繋がる。サンプリングでこのことを明らかにしないと作業ができない。
- Q (JAEA) 取り出しに際して、取り出し量の制限は当然として、あと、中性子減速の観点で粉砕度合いの制限もあろう。解析で言えば、計算モデルの粒径や V_m/V_f で示されるものである。どこまで細かい粉砕を考えるか、取り出しの工法にもよるが、解析作業で考慮しているか？
- A 今のところ一番厳しい条件で計算しており、一応取出作業の目安になる。特に砕くという点では指標になる結果が出ている。取出量については、実際には様々な燃料デブリが近接して存在するだろうから、燃料デブリ全体の増倍の様子を臨界マップからは直接的に把握することは難しい。しかし、少なくとも、取出作業の作業空間の制限、水の中で砕いた燃料デブリが動き回る範囲の制限は示せるようになった。
- C (JAEA) 本当にミクロなところまで粉砕されるわけではなく、工法によって細くなる現実的な大きさが定まる可能性があり、評価で考慮できるのではないか？ そうしなければ、厳しい仮定が際限なく積み重なって必要な安全余裕が過大になる。
- A 基本的に最適減速を仮定して一番厳しくするしかなかろう。燃料デブリを切削する工法として、ドリルのような機械的なものや、レーザーのように熱としてのエネルギーを与えて溶かして切る、というような話になっている。今、整備されつつある 1F 廃炉の技術カタログを見る限り、飛散するものの大きさを制限することは難しいであろう。特に水中で作業する場合、最適減速を仮定した上で作業により擾乱が生じる空間を制限しなければ、その作業の臨界管理はできないと見ている。逆に、この事業の結果に基づいて、この前提で切削工法を選定せよと提案することも考えられる。
- C (JAEA) 工法次第で、必ずしも全部が粉々になるのではなく、コア抜きのような形で、そのコアの大きさを制限して取り出せば、最適減速を前提にしなくてもよいのではないか。この観点でサンプリングは有用である。
- A 作業空間に 2 つの側面がある。まず、切り出すものの大きさであって、指摘のとおりその性状に応じて大きさは変化させ得る。一方で、水中で切削すれば、必ず切りクズが飛散・浮遊するので、その範囲を制限しないといけない。
- Q (中島部会長) 実際の寸法はどういうオーダーか？
- A 昨年の結果からすると MCCI 生成物でせいぜい数十 cm である。メートル単位にはならない。

- C (中島部会長) 実際の作業で相当な制約になろう。似たような研究開発の方針の議論で、炉心熔融時によく混合していると想定して、できるだけ安全裕度を合理化しようとしている。例えば、水中のボロン濃度を決めるために。
- A IRID では、できるだけ「よい」情報が欲しい、何かエビデンスがないかと、炉内状況把握の仕事に期待している。しかし、「よい」の意味が、観測に基づき確度が高いという意味ならよいが、臨界管理の安全裕度を合理化のための希望という意味なら、安全規制の観点では許されない。「よい」情報は丁寧な観測で得るしかない。よく混合していることが確認されればよいが、確認できなければクレジットできないであろう。
- C (中島部会長) そこは、事業者も規制側も同じ目的でやっており、情報交換しながら進めてほしい。

資料 4-3 に基づいて、JAEA から、燃料デブリ臨界特性解析に将来用いる解析コードシステムの整備について説明した。連続エネルギーモンテカルロ法に基づく輸送計算、原子個数密度計算、感度・類似性解析、動特性解析、線量解析の機能をもつモジュールの設計と部分的実装の進捗を紹介した。

- Q (遠藤専門委員) PHITS による線量評価は、臨界事故時の中性子線による外部被ばくと FP のプルームの両者の影響を評価するものか？
- A 直達中性子線量は中性子の発生量に基づいて評価できる。ガス状 FP の移行挙動を考慮することは難しいので、ある空間に FP は閉じ込められており、そこからの距離と遮へいに応じた評価を可能にする。要するに直達線の線量評価である。取出作業で臨界になった場合、出力は PORCAS で解析し、線量評価は PHITS で行う。
- Q (中島部会長) 臨界マップは既に整備しつつあるが、新しいコードをどう使うのか？ 臨界マップに新しい解析結果をフィードバックするのか？ それとも取出後の臨界管理に使うのか？
- A MCCI 生成物、鉄含有燃料デブリ、毒物含有燃料デブリと解析しているが、カバーできる範囲はまだ想定される組成の一部である。今は、特に増倍が高そうな燃焼度・残留濃縮度の条件に絞って作業している。取出中に新しい性状が見つければ解析しなければならず、その先も多くの計算需要がある。将来的にはこの新コードを臨界マップの計算リクエスト機能を結び付けて使っていく事業計画である。
- Q (JAEA) 新モンテカルロコードの入力は、これまでの MVP と同じ又は自動変換できるフォーマットになるのか？ それとも独立したものになるのか？
- A 入力フォーマットは同じになるようにしたいが、新たにボクセルの形状モデルも加わる。ボクセルのモデルの場合、小さな塊を玩具のブロックのように並べて体系を組むことになるので、本コード特有のフォーマットになろう。
- C (JAEA) ユーザーインターフェイスの観点で、CAD のような手法で形状モデルが入力できるように、今後でいいから、検討してもらいたい。
- A 拝承。
- C (JAEA) 来年度以降の計画だが、感度や代表性・類似性指標の解析機能は有用となろう。STACY 実験を立案するときに使える。この「指標」をどう使うか難しいが、STACY

のベンチマーク実験の体系と福島の実際の燃料デブリの相関を相対的でよいので比較できることが望まれる。

- A 今のところ TSUNAMI に頼るしかなく、ENDF で 7.0 から 7.1 にライブラリを新しくしただけで相関が大幅に悪くなった例があり、この 1 つの手法だけに依存することに不安がある。MCNP を使って TSUNAMI 相当の解析をする手法も既に試みられている。現存の MVP に新機能として加えるかこの新システムでやるか検討する。この事業でどこまでできるか今は申し上げられないが、TSUNAMI とは違う定義の指標も考えたい。例えば、TSUNAMI のパラメータ c_k が 0.8 以上だったら体系は似ていると判断することになっているが、この判断基準の妥当性はあまり議論されていないからである。
- C (JAEA) コードだけではなくて、核データの評価もあわせてやらないと出た結果の判断ができないので、時間がかかる仕事である。 c_k を用いた類似性の判断基準の是非は、0.8 でよいか 0.9 が必要か、アメリカでも明らかでない。絶対的な基準はなくとも、相対的に似ている似ていないを判断できる数値が計算できれば、実験の有効性を判断する参考データにはなる。

資料 4-4 に基づいて、JAEA から、臨界リスク評価手法整備の進捗を説明した。外注するリスク評価支援ツールの試作、形状変更に係る反応度効果の解析等の仕様策定の進捗を述べた。

- Q (黒崎専門委員) 形状変更に係る反応度効果の解析で、表面の凹凸の数と深さをパラメータとして、水と接する表面積の変化の効果を見ているのか？ これで、必要な情報を得られるのか？
- A 表面積は大きく変わる。面同士が向かい合っており、その間の水による中性子の減衰や減速により反応度効果が変わる。必要な情報が完全に得られるわけではない。この凹凸の形は 1 つの例であって、緩やかな曲線も、もっと複雑なものも考えられる。今回は、表面形状が平坦な場合と凹凸している場合の反応度効果を調べる。目安が得られれば、さらに形状を変化させる。
- Q (黒崎専門委員) 凹凸の大きさは臨界量に影響するか？ 先ほど燃料デブリ球の半径の影響の話題があったが。
- A ここでは、臨界になる全体の大きさをまず決めてある。凹凸の大きさは、この臨界条件からのズレ、反応度効果の違いに影響する。
- Q (黒崎専門委員) 何次元の形状モデルか？
- A 奥行き方向は無限の 2 次元モデルである。3 次元の場合どうなるかも今後やりたい。
- Q (JAEA) 凹凸の深さは、燃料デブリの変形をある程度想定して決めるのか？
- A 今のところ具体的な想定はない。凹凸の深さをある範囲で振って、平坦な場合と比べてどれくらい違うかを見る。
- C (JAEA) 臨界になる高さによって、全体が縦長か扁平かによって、溝を切る効果が大きく異なろう。現実の燃料デブリの寸法と対応がつくような条件を設定すべきではないか？ 臨界高さに対して凹凸の深さが同じ割合でも、臨界高さによって反応度効果は異なる。

- A 組成モデルは昨年の解析と同じである。組成に応じて臨界高さも変わる。その上で、凹凸の反応度効果がどうなるか整理する。未臨界や超臨界の条件については、将来検討する。
- Q (中島部会長) 臨界事故事例解析の最終的な成果はどのようなものか？ 臨界リスク、期待値を計算するとあるが、具体的にはどのようなアウトプットか？
- A 今回の解析対象は実在の直径 8.8 cm の体系だが、仮に 8.8 cm は単に期待値であって実際の寸法は少し小さいか大きいかははっきりわからない状況を想定している。この期待値を中心にして直径の値が例えば正規分布の確率密度になっているような場合に、その分布に対して臨界事故の計算をやってやる。まず、確率密度として k_{eff} の分布が求め、さらに、核分裂数の確率密度を計算する。これに基づき核分裂数の期待値を示す。事故規模のバラツキが得られる。
- C (中島部会長) 事故シナリオによって反応度添加率も総反応度も変わる。 β/l とか温度係数等の動特性パラメータも変わる。どこまで考慮するのか？ 摂動の範囲内であれば 1 次近似でやれるかもしれないが、摂動の範囲を超えて検討する必要性の有無やその意味は考えているか？
- A ここでは形状の効果だけを示したが、燃料中の濃度分布等、組み合わせるべきパラメータはたくさんある。それぞれのパラメータで、例えば濃度の範囲を決めてその中で分布関数は与え、LHS (Latin Hypercube Sampling) で少ないサンプル数で計算する。そういう手順を示したい。
- Q (村松専門委員) 実在しているものに対して、パラメータの不確かさを確率分布で与えて計算すると、臨界になっているかもしれないし臨界になっていないかもしれないという確率分布が得られる。これが何に使えるか？ 例えば、冷却水にボロンを加えて臨界管理する場合、ボロン濃度が半分になるような事象に対して、臨界にならずに済む場合と臨界になる場合が確率分布で現れる。もし、臨界になる確率が高い計算結果を得た場合、ボロン濃度を特に管理する結論になる。そうだとすると、現状の分布がわかっていないと使えない、という理解でよいか？
- A そのとおりである。
- Q (村松専門委員) 実際には現状の分布はわからない。したがって、1F 事故の状況に基づいて一種のベイズ法のようなもので現状の確率分布を推定して、そこから、ボロン濃度をどの程度丁寧に管理する必要があるか評価する。こういうロジックか？
- A そのとおりである。その全体の流れのうち大元になる部分の成立性を、ここでは示そうとしている。
- Q (JAEA) 増倍率の計算として SMORES で k_{eff} の最大値を計算しても、 k_{eff} が最大となる組成分布が求められることになる。このことと増倍率の最尤値の計算はどういう関係か？
- A 実際のリスク評価では k_{eff} の最大値の計算は用いない。最大値を求める理由は、単に、最大値が 1 を下回ればリスク評価を不要と判断するためである。臨界になり得るかどうかの判断のみである。まず、組成に基づいて k_{∞} の計算結果し、次に、形状や組成分布等の情報がある程度わかれば k_{eff} の最大値を推定し、それぞれの段階でリスク評価の要否を判断する。

- Q (JAEA) k_{eff} の分布や最尤値を求める際に不均一な組成分布を取り扱うとして、次に核分裂数を計算する際に、温度係数や β/l の空間分布も考えるのか？
- A AGNES や AGNESP の一点炉近似の計算で、場所によって温度係数が異なるような状況は考慮することが難しい。あくまで平均的な温度係数を使うか、若しくは多点炉の別のコードに変えることになる。
- C (JAEA) 増倍率の計算で組成の分布を考えても、核分裂数の評価で平均的な値を使わざるを得ないなら、リスク評価結果をどう解釈するのか？ それぞれ段階で厳密に計算して出た分布を評価に用いるならわかるのだが。
- A 温度係数等もパラメータとして振って、その感度に応じて期待値を出して、リスクを定量化することになる。感度がかなり大きいような場合、別途どう扱うか検討しなければならない。ただ、臨界事故については、静解析のように数%の不確かさに収める必要はなく、被ばく評価の観点からはオーダーで押さえることになるので、第一近似としては一点炉でよいかもしれない。さらに高精度を求める場合、ご指摘のような評価になる。
- C (村松専門委員) これは確率を計算するストーリーを書いているのであって、実際に使うときにこのままの順番にやればできる、というものでもなかろう。現実の意思決定に使うときには、例えば地震が起きて燃料デブリの山が崩れたら、とか、ボロンを入れるタンクは壊れたけど純水を入れる設備は生きているから水を入れ続けるけれどもいつ臨界になるかわからないとか、そういう何らかの変化が起きたときに臨界になり得るか考えると思う。そうすると、それぞれの変化に応じて、検討対象はみな違う。例えば、燃料デブリが落ちて砕けて別れたものとか、落ちてきて一緒になったものとか。ボロン濃度の変化の場合は、体系全体が対象だろうが、全体としてどれぐらい臨界に近いかどうかと、局所的に臨界なりそうな場所はどこか。逆に、臨界になりそうな候補の場所がどれぐらい臨界に近いか見定めておいて、ボロン濃度がどれだけ減ったらどうなるか、という話になる。そうすると、それぞれの局所的なパラメータの推定をどうするかが大事である。例えば、測定結果やシビアアクシデントコードによる推定に基づく解析結果を組み合わせて、臨界に近いかどうかを推定することになる。なので、炉物理とベイズ法のような統計学を組み合わせて、それぞれの局所的な対象に適用していく方法が体系化されると理解している。
- A 炉物理的な検討は後半の手順である。前半の手順のシナリオ分析において確率が決まるが、そこに、組成や形状の検討も含まれる。そこを経て初めて定量化を始める。
- C (村松専門委員) 何らかの形で状況を測定して、どれぐらい臨界から離れていそうだと、いうことを定量化するような考え方ができると現実の確率の計算に組み合わさると思う。今回やろうとしている GODIVA の事例検討は、条件がよく評価されている事象を対象にして、炉物理計算の能力を確認する目的だと理解している。
- C (中島部会長) GODIVA の体系は燃料デブリと類似しておらず、寸法に対する感度が大きいであろう。寸法の不確かさからではなく、逆に、 k_{eff} の不確かさの確率分布を与えるような寸法の分布を求める流れがよいかもしれない。

資料 4-5 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について、進捗を説明した。

Q (中島部会長) 設置変更の許可は来年の 1~3 月ぐらいを見込んでいるのか？

A そのとおりで、できるだけ早い時期、年度内を強く希望している。年度を超えると全体工程に影響が出る。審査の頻度はほぼ毎週だが、細かい点の詰めは大変である。

Q (中島部会長) 新規規制基準対応で、実験への影響は出てないか？

A 自由度を削らないで安全を確保する、という方針でやっている。要点は、臨界実験装置の特徴である炉心構成の管理のうち、JAEA に任される範囲と国が関与する範囲の仕分けになろう。

C (中島部会長) 装置設計ではすべてを担保できない。手順による部分を、国にどう約束して、どう確認してもらうか、ということか？

A 設工認・使用前検査の部分と、保安規定で約束する部分の仕分けがまずある。保安規定についても、検査官が炉心構成の現場に立ち会う機会が増えるかもしれない。あと、炉心構成範囲を小さくカバーした設工認を多く積み重ねないといけないか、大きな範囲をカバーした設工認がとれるかも、大きなポイントになろう。

(3) その他

この平成 27 年度事業は、平成 28 年度末まで延長して実施する予定である。この繰り越し手続を、まず、規制庁殿内で始めて頂くところである。延長した事業内容も適宜本専門部会（平成 28 年度事業の一環として開催）で議論して頂く。この平成 27 年度事業の報告書の取りまとめ・提出の時期、及び中間報告書を別途取りまとめるかを今後規制庁殿と協議して決める。次回専門部会ではこれらの決定をお知らせできよう。

ICNC2015 に JAEA から 4 名が参加し、本事業について合計 6 件発表した。プレナリ会合で全体計画を、技術セッションで、MCCI 生成物臨界特性、リスク評価手法整備、STACY 更新炉整備、同炉心構成検討（2 件）である。ICNC 全体で 175 件の発表があり、4 日間で 10 セッションが設けられた。リスク評価について他国からも発表があったが、いずれも、まず設計基準が確立されており、そこから逸脱するリスクの議論である。そもそも設計基準がない 1F の臨界管理に適用できるものは見出されず、本事業独自に編み出す必要がある。米国 ORNL に招かれ、ICNC に参加できなかった研究者と議論した。ORNL では、使用済燃料直接処分 の臨界リスク評価を実施している。設計基準がない点で 1F 燃料デブリに似ているが、臨界リスクが非常に小さいところなので同じ手法が使えるかは別問題である。ORNL の解析ツールは本事業に有用なものがある。今回会合で紹介した SMORES は、増倍率を最大にする最適濃度分布を求めるもので、ORNL のものである。類似性・感度解析をする TSUNAMI も同様である。ORNL とは何らかの研究協力を確立するか、あるいは密に連絡とりあって情報交換を進めるべきであろう。STACY に予算措置をして臨界実験能力を持ち続ける、という方針を発表したところ、非常に好意的に受け止められている。臨界実験の機会がなくなった仏国 IRSN は STACY の利用を希望している。アメリカも国家安全保障に関連する臨界実験装置はネバダに維持しているが、民生原子力開発用途の臨界実験装置は持っておらず、ICNC では、STACY について情報交換を希望する打診があった。プレ

ナリ会合では、キーワードとして aging や retirement という言葉が使われ、人が辞め、装置も止まり、臨界安全の知識が失われていくことの危惧が言及されていた。そういった状況下において STACY で新しい実験をやることはインパクトを持っている。

次回会合候補日を平成 28 年 2 月 24 日とする。東京で開催するものとし、会議室等は確保でき次第後日連絡する。

11.3 第5回会合

11.3.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成28年2月24日 13:30～17:30

富国生命ビル 20F 日本原子力研究開発機構 東京事務所 インフォメーションルーム

(2) 出席者（敬称略）

中島（健） 部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、沼田、須山、井澤、深谷

オブザーバー原子力規制庁 安藤、中島（鐵）、酒井、小野、小林（容）、山崎

オブザーバーJAEA 三好、玉置

(3) 配布資料

資料 5-1 前回議事録（案）

資料 5-2 デブリ臨界特性解析及び臨界マップ DB 整備

資料 5-3 臨界安全解析システムの整備

資料 5-4 臨界リスク評価手法整備の進捗

資料 5-5 STACY 更新に係る施設整備計画

11.3.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 5-1）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(2) 事業の進捗

資料 5-2 に基づいて、JAEA から、鉄含有燃料デブリの臨界特性の解析、及び解析結果を集積するデータベースシステムの構築について、作業の進捗・結果を説明した。解析作業は外注作業を完了し、鉄の中性子吸収の効果を強く示す結果を得ている。データベースシステムの構築は、詳細設計が難航し、実装の工程が遅れている。

Q（中島部会長）減速条件を示す V_m と V_f の定義は何か？

A 解析モデルでは、 V_f は鉄を含有した燃料デブリの体積であり、 V_m はその周りの水の体積である。

Q（中島部会長）解析モデルの図を見ると、燃料デブリ領域の中にランダムに密度差があるように見える。意図としては、 V_m/V_f は、均一で、どの場所も同じにしていると理解しているが？

A 解析モデルの図も、一応、立方格子になっており、均一である。

Q（中島部会長）燃焼燃料のモデルでは、燃焼度は 14 GWd/t だが、考慮している FP 核種は何か？

- A 臨界安全ハンドブックで考慮してよいとされている核種から、揮発している可能性が高いセシウムだけを除いている。
- Q (遠藤専門委員) 計算体系は、燃料デブリ球とそれを覆う水の1次元球体系か？
- A 無限増倍率の計算モデルは、そのとおりで、1次元球体系で表面をホワイト反射にしている。有限体系の臨界寸法等の計算モデルは、MVPに、水中に燃料デブリ球を配列した体系を入力している。
- Q (遠藤専門委員) 有限体系の解析結果で「球半径」と表示されているのは、どの部分の寸法か？
- A 水中に燃料デブリ球を配列した、非均質な球形状の領域。この領域の半径である。
- Q (黒崎専門委員) 今年度の解析では燃料に鉄を混ぜたモデルを用いた。前年度のモデルではコンクリートを混ぜた。何かを混ぜると臨界になりにくい方向の変化となる、という理解でよいか？
- A 基本的にそのとおりである。
- Q (黒崎専門委員) では、最も保守的な条件を設計基準とするなら、結局、何も混ぜない条件で評価して制限値を知っておいて、その値で管理することになる、と理解している。その場合、何を混ぜても安全側であるとわかっていたら、何も混ぜない一番厳しい条件でのみ評価を行えばよいことにならないか？
- A TMI-2事故のときのように、決定論的にまず臨界を防ぐ場合は、臨界を防ぐ制限値を設けられる場合は、一番厳しい条件でのみ評価を行えばよい。1F事故は、決定論的に臨界を防ぐ制限値を設定できるか、設定できても守れるか、という点で難しい。取出作業で、その都度その都度目の前の燃料デブリの性状を把握して、その臨界特性を評価しながら作業をすることになる。リスク評価の結果に基づいて、リスクの小さいところから順に作業する、というような判断も行われよう。そのような場合に、ここで系統的に整備しているデータが活きる。
- A (黒崎専門委員) 何か混ぜたら必ず臨界になりにくい方向の変化になるのか？ 臨界になりやすい方向の変化はないか？
- A それが、MCCI生成物を初年度に急いで評価した理由である。格納容器の底で燃料デブリが密に堆積して水分が少ない状態において、コンクリートが混在すると増倍が高くなる可能性がある。これはMCCIが起きても起きなくても考慮する必要がある。取出作業では、MCCIが起きなくても、デブリとコンクリートを区別せずに扱う可能性があるからである。
- C (黒崎専門委員) そういう意味で、コンクリート量の変化による減速条件の変化が現れている解析結果は特徴的で、重要である。
- C (中島部会長) 進行中の作業の全体工程の中での位置づけも説明してほしい。全体の流れと最終的な成果物の姿を把握しつつ、抜けているものを見つけやすくなる。その類の資料は、一度作れば、進捗に応じて更新するだけでよい。
- A 拝承。
- C (中島部会長) データベースシステムの構築が遅れているが、解析結果と検索システムの両方があって実用になる。確実に整備されたい。
- A 拝承。

資料 5-3 に基づいて、JAEA から、臨界安全解析システム FACILE の開発・整備の進捗を説明した。原子個数密度ルーチン AND の機能強化と実装、及び新規モンテカルロ法ソルバー開発の調査・設計が行われている。さらに、乱雑な性状を持つ燃料デブリを対象としてモンテカルロ法を効率的に行うための、トラッキング機能の開発も進められている。

Q (遠藤専門委員) 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発で、来年度の解析はまず多群で行うのか？ ゆくゆくは連続エネルギーになるのか？

A 多群でも連続エネルギーでも可能で、実装は大きく変わらない。ただ、デバッグは多群が容易である。

Q (黒崎専門委員) 燃料デブリ組成の乱雑な分布を考えた結果として、解析結果を示す点がバラついている。一方で、線で示した結果は何か？

A 組成分布が、乱雑でなく、均一な体積割合の場合の解析結果で、参照値としている。

Q (黒崎専門委員) なぜ、線が点の分布の真ん中に来ないのか？ 線の上の方に解析結果の多くの点が分布している。

A MCCI 生成物の乱雑な組成分布を取り扱っているが、燃料・コンクリート体積比の期待値は 1/8 に固定している。均質・均一な組成の場合、増倍率の値は黒い線になる。次に、組成分布を乱雑にするが、期待値や乱雑さの統計は一定にして、乱数でサンプリングして、異なる組成分布を 100 セット用意した。それぞれ計算すると、統計的には増倍率が上がる場合が多い、ということを示している。

Q (黒崎専門委員) 増倍率が上がる場合が多いことは、炉物理的に説明できるのか？

A 規則的に均一な方が、増倍率は通常高くなると考えられている。この結果は、この考えを覆しており、重要である。この振る舞いは、非均質性で説明できると思われる。中性子スペクトルが硬い体系でこの効果が強く現れ、柔らかい体系だと現れない。

C (中島部会長) コンクリートを含むからであろう。

Q (中島部会長) 今後の予定として、動特性解析手法が書かれていないが何故か？

A 動特性解析手法として、既存の AGNES を導入することを考えている。

Q (JAEA) FACILE と臨界マップデータベースシステムは機能上似たものを多く含むのではないか？

A コード整備の技術的な意図として、FACILE は独立して動くものとする。いろいろな機能が附属し、例えば、燃焼燃料のデブリの組成も ORIGEN ベースのコードで計算できるが、全体のひとまとまりは、独立している。一方で、この事業で、デブリ臨界管理に必要なデータを蓄える機能は、臨界マップデータベースシステムが担当する。このデータベースシステムは燃料デブリの性状モデルのライブラリも持つ。均質・非均質の違いや、毒物の有無など、性状モデルのバリエーションを持ち、ユーザーは独自に拡張もできる。これらのモデルを使って、パラメータを振って系統的に増倍率の計算を発注する機能も持つ。この発注を受けて、別の計算機が増倍率を実際に計算する。この計算を行うコードは、MVP でも MCNP でも FACILE でもよい。臨界マップデータベースシステムは解析結果を回収して蓄える。

A 将来的に、実際の燃料デブリ取り出しに際して、その時点で臨界マップデータベースシステムに蓄えられているデータで足りるとは限らない。新しい性状の燃料デブリが

見出された、想定外にコンクリートや鉄が多い、中性子毒物が混ざっている、中島部会長から指摘があったように塩が混ざっている、ということがあり得る。このときには、臨界マップデータベースシステム上で性状モデルを組み立て、計算サーバーに解析を発注し、FACILE で計算した結果が戻ってくる、という流れで作業する。

- Q (JAEA) 感度解析機能の整備スケジュールを前倒しできないか？ 新たに MVP を置き換えるものを作り福島廃炉に活かすのであれば、いわゆる相関係数を使って、燃料デブリの性状に対して、ベンチマーク実験の類似性を検討しなければならない。これまで MVP や MCNP で行ったベンチマーク解析をすべて新しいコードでやる時間はなかろう。新しい FACILE で、どんなベンチマーク実験が求められるか早く見通しをつけることが必要である。新しいコードを導入すると、何でバリデーションをして制限値の安全裕度をどのように設定するか必ず議論になるので、答えられなければならない。
- A 現時点で、使えるベンチマーク実験データがあるかどうかは SCALE-TSUNAMI で前もってはっきりさせることはできる。FACILE に感度解析機能を追加する意義は、TSUNAMI 以外にも使えるものを用意することである。我々自身のツールを持つておくべき、ということである。
- C (JAEA) 相関の値とバリデーションが実際の設計に有用かを関連づける議論はされていないので、TSUNAMI でやればよいというものでもない。FACILE のようなシステムを作るのであれば、そういうところまで答えられるようにすべきである。
- A TSUNAMI と異なる係数を考案することもあり得る。設計で検討したい。
- C (中島部会長) 設計だけなら 1 年前倒しできないか？
- A 予算措置が必要な作業ではないので、担当者と検討する。感度解析機能の整備は FACILE の開発チーム内でも優先度が高い。
- C (中島部会長) 事業全体として整合した整備と説明になるようにして頂きたい。
- A FACILE のいずれの機能も燃料デブリ臨界管理に重要である。

資料 5-4 に基づいて、JAEA から、臨界リスク評価手法整備の進捗を説明した。評価作業を支援するツールの整備進捗を、支援ツールのグラフィカルユーザーインターフェイスの実演を含めて、紹介した。評価手順を臨界実験装置の反応度事故に適用した解析例、さらに、燃料デブリ形状の変化と反応度効果検討の結果が示された。

- Q (遠藤専門委員) 実演頂いた支援ツールの最終的なアウトプットのイメージがよくわからない。臨界事件事例解析の説明で手順の最後に示された k_{eff} の確率分布などを出力するツールと理解すればよいか？
- A 昨年度に考えた手順では核分裂数を求めることを目標にしたが、臨界のリスクというからには、被ばくのリスクまで求めるべきと今は考えている。核分裂数の期待値を基として、放射性物質の放出量・移行量、さらに、敷地境界における線量まで、精度は今は申し上げられないが、少なくともグレーデッドアプローチができるぐらいの情報は出したい。
- Q (遠藤専門委員) そうすると、敷地全体をモデル化して入力することになるのか？
- A そのとおりである。実演で「全体」と言ったのは「敷地全体」の意味である。

- Q (中島部会長) このツールで、ある場所を指定してそのウラン量や性状を入力すると、その場所における実効増倍率を計算する入力データが生成されるのか？
- A 自動的な入力データの生成は難しい。基本的に手動入力避けられない。ただ、パラメータを変化させる操作は自動化したい。
- Q (中島部会長) このツールでは、グラフィカルに何がどこにどれぐらいあるか、マスバランス等を見せてくれる、ということか？
- A とにかく、検討に漏れが生じないことを担保したい。
- Q (中島部会長) 場所ごとの臨界評価の進捗を星取表で示すようなイメージか？
- A そのとおりである。
- C (中島部会長) 最後の実効増倍率計算の入力データを作るところは、遠藤専門委員が指摘したように敷地全体を対象とするなら、相当な作業量になろう。計算はゾーンごとに行うことになるのか？
- A 入力データの自動生成は技術的には不可能ではないが、コストが大きくなる。コストパフォーマンスの観点で適正な機能・性能としたい。
- C (中島部会長) どれぐらい詳細にジオメトリを扱うか、にもよる。
- A 今のところ、表示のこともあって、円筒形状を含む相当数の簡易形状を組み込んである。この形状を使って、実演したように、検討対象の領域を示す。臨界計算に十分とは言えないので、臨界計算のためには必要なだけ詳細な形状を入力する。
- Q (村松専門委員) ここでのリスクの定義は臨界になる確率か？ 影響評価においては影響の確率分布か？
- A 臨界になる確率ではなく、 k_{eff} がとる値の分布である。 k_{eff} の値に対してそれが生じる確率があって、それが、1を超える分布があれば事故になり得る。事故になれば、核分裂数がどれぐらいになるかの分布。さらに放射性物質がどれぐらい出てくるかの分布、最終的に線量がどれぐらいになるかの分布に対応する。なので、最初の k_{eff} がとる値の確率分布が、最終的な被ばく線量の確率分布になる流れで作っている。途中の不確かさもあるが、すべて考慮するほど精度が必要か一通りやってから考える方針である。
- Q (村松専門委員) k_{eff} の確率分布をどのように使うか？
- A 現在考えているものは、実際の取出作業において、何かの動作、例えば、この1つの塊をある場所から取り出すという確率1で生じる事象に対して、意図したとおりに取り出された場合と、ある確率で一部分を取り残してしまった場合とを比べて、このような動作の差の k_{eff} へ影響はどれぐらいか。あるいは10年間静置した場合に、燃料デブリが流出して他の場所に溜る影響も検討できる。平均的には移行率の期待値として示せて、10年でどれぐらい移行して k_{eff} にどれぐらい影響するか。このようなことを、確率分布の変化として捉えようとしている。
- C (村松専門委員) 何らかの変化を与えたときに、 k_{eff} の確率分布がどう変化するかを見ようとしているのか？
- A そのとおりである。
- C (村松専門委員) k_{eff} の確率分布は、現在、内部の様子が全くわかっていないので、実は非常に不確かなものである。しかし、変化というものは意味を持つ。厳しい状況を仮定して、それがどう変化するかは評価できるので、意思決定に使えるのではないかと

思っている。不確かな部分と、もっともらしい又はコントロールできる部分との関係を整理して示せば、ユーザーに使ってみたいと思わせるものになる。

C (JAEA) k_{eff} の確率分布を計算するとしても、濃度でも形状でも入力条件の分布がわからなければ、 k_{eff} の真の分布は得られない。

Q (JAEA) この観点で、説明にあった形状効果についても、結果として示された形状変化に対する傾向も、初期体系の形状に依存するのではないか？ もし、燃料デブリというものは総じて薄い形状であると言えれば、示された結果が使えると思う。しかし、燃料デブリの総量は多いし背の高い形状もあろう。そうするとまったく傾向が変わる。むしろ、階段状のモデルが使えるのではないか。中性子スペクトルも考慮しないといけない。

Q (JAEA) k_{eff} の確率分布そのものは、現実的に起こる条件が同定できないと意味がなくて、結局は、最大値と最小値の幅ぐらいが使える知見ではないか？ リスク評価のプロバビリティーに類した理解をされると過剰な期待を呼ぶのではないか？

A 想定や仮定に基づいたリスク評価をまず行い、より詳細な現実的なデータが出てきたらそれをフィードバックして、より精度を高めていく方針である。

C (村松専門委員) こういう確率の計算は、決定論的な情報があって初めてできることで、燃料デブリの取り出しを始めるときには、燃料デブリの性状を当然ある程度調べなくてはならない。それで、判明している情報を基にして取り得る上限値・下限値を決定論的な解析で計算し、その結果の不確かさの取扱いに確率論的な手法を用い、分布で示すことになろう。

A これは、基本的に手法の開発である。一方で、この手法に与える入力情報は、現場をよく調べることで得られる。これらは、同時並行で進められるべきものだが、現状で現場を調べる目途が立たないので、手法の開発とその実演に注力せざるを得ない状況である。

Q (中島部会長) 燃料デブリ臨界リスク評価の具体的なイメージが見えてないこともあって、GODIVA の事故解析等を説明頂いたような手順に沿ってやって、とにかく一度、一通りやってみるという方針と理解している。もし燃料デブリの試料が採取されれば少し具体的な話ができるようになるだろう。コード整備の報告にもあったように、密度の分布を変えると、増倍率変化の結果は左右対称にはならない、ガウス分布にはならないことがわかってきた。他に形状、温度、密度などの不確かさもあるが、増倍率へどのように影響するか解析的な評価をして、何を考慮しなければならないか出さないとけない。一通りやってみるのはいつか？

A 今年度中を予定している。

Q (中島部会長) 最後の臨界リスクの期待値を計算するところまで行うのか？

A 形状効果については、最初の試行として 1 次元で行ったわけで、それですべてを言えるわけではない。傾向として、どのような形状を考慮すべきかヒントを得た状況である。2次元、3次元でもそういった形状を考えつつ説明できるようにする。

Q (中島部会長) 今やっている事象事例の解析は、支援ツールには直接的にはまだ組み込まれないのか？

A 支援ツールの整備と個別のコードの精度解析は並行して行っている。

C (中島部会長) 今は、一通りやってみることを優先すべきと思われる。

資料 5-5 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を説明した。STACY 本体の設置変更許可の取得が遅れており、事業を 1 年延長する。許可を取得次第、旧設備の解体撤去、新設改造の設工認を行い、着工する予定である。燃料調達のうち輸送ルートを具体的に検討したところ大幅に高騰した。西回り米国経由ルートではなく、東回りルートへの変更を検討している。デブリ模擬体の調製・分析設備の整備は順調である。

Q (黒崎専門委員) 調製する模擬デブリの化学的な組成はもう決まっているのか？

A どのような要求にも対応できるように、確定はしてない。鉄、アルミナなどを加えられるように準備している。

Q (黒崎専門委員) アルミは実際の燃料デブリには含まれないのでは？

A そのとおりである。これは、空孔率を模擬した密度調整のため、なるべく中性子と反応しないものを模擬デブリに加えるものである。

Q (黒崎専門委員) UO_2 にジルコニウムを混ぜることもするのか？

A 平成 25 年度に予備的な実験を行い、ジルコニウムを加えたペレットが作れることを確認している

Q (黒崎専門委員) 電気炉の雰囲気は何か？ 変えられるのか？

A 不活性なアルゴンに固定している。

Q (黒崎専門委員) 分析の方で、X 線回折装置はないのか？

A 今のところ整備予定に入っていない。分析ニーズを調べた上で、湿式分析と、ペレット特有の測定装置のみを予定している。

C (黒崎専門委員) 固体燃料の分野だと、X 線回折装置で相を観察し、電子顕微鏡で表面を観察し、組織と元素分析をセットにして、調製したものを記述するのが基本である。

A 核的な特性が混合されている元素や核種の原子個数で決まってしまうので、加えたものの質量を管理し、出来上がったものの密度を測定することとしている。

C (黒崎専門委員) どんな化学状態で存在しようが、数だけみれば、というのであれば、理にかなった分析方法だと思う。ただ、代表的な少数の試料は相の分析をしておいた方がよいと思われる。しかし、X 線回折装置は高価だ。

A 分析チームでは保有していないが、NUCEF の他の研究グループは持っている。

C (黒崎専門委員) ウラン・酸素比の測定では、すべて酸化させるのだと理解している。ウランだと UO_2 が U_3O_8 になる。酸素比が 1:2 から 3:8 になるときの重量変化から逆算して、最初が 2.00 かどうかわかる。混合した物質の場合、鉄やジルコニウムが最後にどんな酸化物になるかそれぞれ把握しつつ、同じ手法を拡張することになる。

A まず、1 元素ずつ測って押さえて行く手順しか思い浮かばない。何かいいアイデアがあればご教示頂きたい。

C (黒崎専門委員) まずはデータを見て、その上で、適切に分析できているか、今後、是非、議論したい。

- Q (中島部会長) 燃料調達のスケジュールで、平成 28 年度の最初から予定されているものは設計か？ 製作は平成 29 年度からか？
- A そのとおりである。材料調達は許認可とは別に平成 28 年度に先行できる。
- Q (中島部会長) 炉心構成の自由度が大きいことは、臨界実験装置だから、当然である。規制では、適切に管理する能力を有することを確認してもらえないか。
- A 適切な手順で炉心を構成すれば核的制限値を満足できることを示すので、確認頂きたい、と説明に努めているところである。
- C (中島部会長) STACY 更新はこの事業の最も重要な項目であり、このスケジュール通りに進められるように、可能な限り努力頂きたい。

(3) その他

今後の予定として、規制庁殿・JAEA 間の事業契約は、あと 1 年間延長し、平成 29 年 3 月 31 日まで実施する。正式な事業報告書は最後に 1 冊にまとめる。延長するのは、STACY 更新の施設整備のみであり、研究グループの実施項目は延長しない。非公式ではあるが、これまでの進捗を中間報告書にまとめることを考えている。

来年度事業では、いくつか新規の実施項目がある。ひとつは、実質的に既に進めているコード整備に対して、正式に予算措置がなされる。また、実燃料デブリ分析の可能性に備えることと、燃焼計算検証に資することを目的に、使用済燃料組成分析をこの事業で実施する。これも予算措置があり、3 年ほどかけて、4~5 個の試料を分析し、燃焼計算の結果と照合できる結果を得る。もうひとつ、IRSN との研究協力を継続し、新たに職員を 1 名、この事業の一環として派遣することを予定している。IRSN とは、今年度末に一度協定が切れるので、延長する作業が国際部で行われている。それに伴って、臨界安全分野の協力も更新する。次期研究協力は具体的な中身を増やすが、人員派遣はその 1 つである。それ以外は現在の仕事を継続する。燃料デブリ臨界特性解析はデータ点を増やす。リスク評価に関しては、支援ツールを使いながら、一通りの作業を行う。

本専門部会は、来年度も引き続き、先生方をお願いしたい。不都合がなければ、今年度と同じく 3 回会合を持って、ご議論頂きたい。繰り越した平成 27 年度事業の STACY 更新の仕事と平成 28 年度事業が 2 本並行して実施されるものを対象とする。平成 27 年度事業の中間報告書は電子メールで部会長・委員に送付する。

さらに、1F の臨界管理について、以下の議論があった。

- C (規制庁) 冠水法、乾式法の選択はまだ決まっていない。
- C (JAEA) 最近報道に接して気になっているのが、遮水壁の効果で建家内の水位が変わり始めた件である。水を動かすためにポンプを増設するとも聞いている。念のため、水の分析を行うべきではないか。スラッジが見つかった場合も fissile が含まれていないか。fissile の移行を把握する観点で気になっている。移行していないという結論になれば、それはそれでよい。しかし、燃料デブリに触れて漏出してきた水、その水の流れを現場で変えようとしているので要注意と考えている。
- C (中島部会長) 1F は特定施設であり、普通の原子炉と異なる。その臨界管理はどうあるべきか。厳格に臨界を防止すべきか、増倍率の制限値を 0.95 や 0.98 にしなくてはな

らないのか。この管理から逸脱する可能性もあるが、すべての可能性を把握しきれない。そういったときに、炉規法上どう考えればよいか、まだわからない。

- C (規制庁) 特定施設なので柔軟な規制とするが、具体的には、まだ、これから決めるところ。
- C (中島部会長) 全体として安全性が高まり、リスクが下がるように考えないといけない。最終的に公衆、従事者、環境と言う観点でどうするのが一番よいかを考えるべきである。なので、1歩進んで10歩下がってはならない。一方で、社会的な目、一般的な心情もあって、これを無視して科学的に安全だからといって工程を急ぐことはせず、適切に配慮して頂きたい。
- C (JAEA) リスク評価手法整備で、全体を網羅するように、物理的に空間を区切る考え方を示している。これは重要で、TMI-2 事故でも同じような手法を採っている。壊れた燃料デブリが炉内にある一方、壊れていない健全な使用済燃料も SFP にあり、さらに燃料デブリの細かい微粉が補助建家まで移行している。そこで、NRC と事業者は、従来型の健全な使用済燃料の臨界管理、燃料デブリの臨界管理、分けられるところと混在し得るところを全部分類・区別して整理している。1F でも暗に同じようなことが起きていると理解している。4 号炉 SFP からの燃料集合体搬出は無事に終わったが、そのときの臨界管理と燃料デブリの臨界管理は、建物が違うから切り離して考えるという理解が暗黙のうちに行われたと思われる。1～3 号炉の SFP では、壊れた燃料があるかもしれない。このようなとき、規制の書類手続を柔軟にすることと、現場における管理を適切に確立することは別の議論と認識すべきである。このような検討は、事業としてもこの専門部会としても、扱って行きたいと考えている。
- C (中島部会長) IRID とエネ庁でも同じような技術開発や議論が行われている。可能ならば情報交換すべきである。最終的な目的は同じで、安全に早期に廃炉することである。双方とも税金で賄われている事業であり、効率的に進めるべきである。

第 VI 編 まとめ

第 12 章 平成 27 年度事業の成果

12.1 臨界リスク評価基準整備

燃料デブリの臨界特性解析では、燃料デブリの組成・性状を適切に推測しモデル化しなければならない。そのために炉心損傷・溶融に関する知見が必要であり、ドイツのカーlsruheエ工学研究所（KIT）が原子炉重大事故の燃料再冠水時の水素発生挙動を調べるために実施した QUNECH 試験の技術データ、及び溶融物質移行挙動評価のために整備した計算モデルを入手した。具体的な臨界特性解析として、燃料と SUS316 の均質混合物である鉄含有燃料デブリを想定し、鉄含有燃料デブリ球とそれを取り巻く水の非均質なモデルの臨界特性を解析した。主なパラメータは、燃料組成、鉄含有燃料デブリ中の SUS316 体積割合、及び水と鉄含有燃料デブリの体積比である。無限増倍率、臨界体積等を連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて求めた。さらに、標準核計算コードシステム SRAC と JENDL-4.0 を用いて、無限増倍率が 1 となる水中のホウ素濃度を求めた。

臨界リスク評価基準のうち上述のような具体的な臨界特性データはデータベースシステムに格納し、迅速な検索を可能にする。このデータベースシステムの詳細設計として、解析結果を格納するデータベース構造とデータベースモデルを決定し、既存の解析結果の一部を格納した。この情報にアクセスする基本機能を実装し、解析結果を図示するインターフェイスを試作した。この結果、解析パラメータの種類を指定して解析結果を検索し、動的に解析結果をグラフに図示することが可能となった。一方、臨界特性解析のうち燃焼計算の改良として、汎用炉物理解析コードシステム CBZ に集合体体系の燃焼感度を計算する機能を追加した。さらに臨界特性解析のうち実効増倍率計算を行う連続エネルギーモンテカルロコードの整備として、プロトタイプ版を作成し、1 領域均質球体系で機能を確認した。燃料デブリ体系の乱雑な組成分布をモデル化するため、デルタ追跡法による粒子輸送モンテカルロ法の原理的枠組みを検討するとともに、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数モデルを用いて乱雑さに起因する実効増倍率の揺らぎを評価した。

12.2 環境影響評価手法の整備

燃料デブリの取り出し作業とその準備作業を安全に行うこと及び取り出しまで安全な状態を保全することを担保するために、臨界事故時の環境影響評価の技術及び課題について検討した。

臨界事故評価手法の精度に関する検討として、既存の実験データと事故データの解析を行い、現状の計算コードでは円筒形状以外の形状を扱う場合に評価精度が悪化する可能性があることを確認した。事故解析コードは、モンテカルロ計算コードほど自由に形状を取り扱うことができないので、形状が限定されることは避けられないが、できるだけ多くの形状に対応できること若しくは、形状の効果を補正する方法の開発などが必要である。

デブリ表面凹凸の振幅及び波長をパラメータとして臨界計算を行い、最適減速となる波長及び振幅が存在すること、また燃料条件ごとにその最適減速となる波長及び振幅を明らかに

した。1次元周期性に対して、安全に取り出すことが可能な条件があることを示唆する結果であった。今後の課題として、より汎用性の高い2次元周期性などの検討が必要である。

臨界リスク評価支援ツールの試作とこれを用いた典型的な事象のリスク評価の試み及び技術課題の検討では、平成26年度事業で提案したリスク評価手法の実施を支援する性能を有する、燃料デブリ再臨界等評価支援ツール **RESTORE** の試作を行った。ユーザーインターフェイス、状態管理データベースへの保存、リスク評価機能が稼働することを確認した。

今後の課題としては、**MCNP** などいくつかのコードとの連動が不安定だったので、コードのインストールと利用を容易にするための検討が必要である。実際の事故時影響評価では、公衆の被ばく線量を評価する必要があるため、線量評価機能を追加するべきである。

臨界事故の影響評価手法について最新の情報を調査した。この分野は近年新しい評価手法の開発が進められているので、最新の情報の調査を継続するべきである。

カナダの事例の調査からは、所在不明の核燃料物質を回収する際に注意すべき事柄についての知見を得ることができた。インベントリーを包括的に検討することやモックアップを用いた作業効果の確認等は、回収作業を円滑に進める上で重要と考えられる。

12.3 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証

STACY 更新炉の原子炉本体の整備のため、平成27年度事業では(1) 主要な改造設計及び製作設計と(2) 解析による臨界実験炉心の検討を行った。また後述するとおり、給水停止スイッチのモックアップ試験を実施した。(1) では、**STACY** の原子炉設置許可の変更に合わせて新設機器及び継続使用する機器の詳細設計を見直し、実施レベルの製作設計及び設計計算評価を実施した。(2) では、燃料デブリを模擬した構造材模擬体によるデブリ模擬体臨界実験炉心の核特性の検討を行ったほか、2領域炉心の評価を行い、1領域炉心と同等の中性子エネルギースペクトルが得られる設計条件を見いだした。また、更新炉の炉心タンク等に使用しているステンレス構造材の反応度効果の影響評価を行い、構造材が実験結果に対する影響について定量的な知見を得た。

臨界安全国際会議 **ICNC2015** において成果発表を行い、デブリ模擬臨界実験に必要な情報収集及び意見交換を行ったほか、米国オークリッジ国立研究所及びサンディア国立研究所を訪問し、研究者との情報交換を通じて本事業に有益な情報を得た。

デブリ模擬体調製設備の整備について、前年度に引き続き機器の製作を進め、平成27年度は、設備の主要機器であるデブリ模擬体ペレットの圧縮成型機及び焼結炉のほか、燃料保管庫、ペレット保管庫、ペレット収納皿及び作業台等の製作を行った。

デブリ分析設備の整備のため、分析手法の選定、試料動線の検討を行ったほか、設置工事のための手順、工法の詳細検討を行った。また、デブリ模擬体の分析のために新規整備するウラン/酸素比測定装置、ペレット密度測定装置、水分測定装置について設計を実施するとともに、ウラン/酸素比測定装置及びペレット密度測定装置を製作した。さらに、デブリ模擬体分析のための試料前処理等に必要となる分析用機材等(試料切断機、試料粉碎・粉末化用機材、マイクロウェーブ分解装置等)を購入した。

デブリ模擬臨界実験に使用する棒状燃料及び燃料デブリ模擬体の原料の調達のため、前年度の成果をもとに燃料調達仕様を詳細化し、燃料輸送に使用する輸送容器の調査及び輸送費

用の見積りを行い、輸送計画の最適化検討を実施した。また、調達先の海外加工メーカーと調達仕様について合意し、当該メーカーの国内代理店である国内商社と棒状燃料及び原料粉末の製作に係る契約を締結した。

モックアップ試験では、STACY 更新炉の安全性能を確保するため、計測制御系統施設である給水停止スイッチの実機を模擬したモックアップ装置を製作し、更新炉の使用条件において運転に必要な精度が確保できる見通しを得た。

12.4 専門家の意見聴取

臨界管理、リスク評価及び燃料材料の専門家 4 名で「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」を組織し、3 回の会合を持った。1 回目の会合では本事業の計画を、2 回目の会合で本事業の進捗を、3 回目の会合で本事業の成果を検討・議論した。これらの会合には原子力規制庁からもオブザーバーが参加し、コメントしている。

主要な意見として、本事業工程と 1F 廃炉工程が整合するために、廃炉工程の進捗と今後の計画及び安全審査スケジュールに注意しなければならない、というものがある。特に、事業者による燃料デブリ取り出しの基本的な考え方の策定に対し、本事業の成果が適時に適用できるように、繰り返し注意喚起がなされた。そのためにも、情報は事業者が最も豊富に持つので、事業者と連携し情報提供を受けるべき、とされた。

第 13 章 平成 28 年度事業の計画

13.1 臨界リスク評価基準の整備

炉心溶融時の集合体同士の混合の影響を明らかにするため燃料デブリの燃焼度等を変数として臨界特性の解析を行い、平成 26 年度事業及び平成 27 年度事業で整備してきた臨界リスク評価基準のデータベースを拡充する。また、臨界リスク評価基準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。具体的には以下の項目を実施する。

- 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。
- ② 密度、ウラン含有率、水分含有率、非均質性等のパラメータを変化させ、臨界計算コード等を用いて燃料デブリの臨界特性を系統的に解析することにより、平成 26 年度事業及び平成 27 年度事業において整備した臨界リスク評価基準のデータベースに燃焼度等を変化させた燃料デブリの情報を追加する。
- ③ 臨界リスク評価基準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。

13.2 環境影響評価手法の整備

平成 27 年度事業において検討した放射性物質環境放出等の環境影響評価の技術課題に基づき、燃料デブリ取り出しに向けた準備作業及び取り出し作業を想定した環境影響評価に必要な技術及び支援ツールを整備する。具体的には以下の項目を実施する。

- ① 平成 27 年度事業において検討した放射性物質環境放出等の環境影響評価の技術課題に基づき、燃料デブリ取り出しに向けた準備作業及び取り出し作業を想定した環境影響評価に必要な技術の一部を整備する。
- ② 上記①で整備した技術を取り入れた環境影響評価の支援ツールを作成し、当該支援ツールを用いて典型的な事象における環境影響評価を試みる。

13.3 臨界実験による臨界リスク評価基準の妥当性確認

上記 13.1 節で述べた臨界リスク評価基準の妥当性確認のための臨界実験に向けた実験設備の整備として、平成 26 年度事業及び平成 27 年度事業に引き続き、臨界実験装置の整備、

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設備の整備、並びに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。具体的には以下の項目を実施する。

- ① 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欧米の研究機関への訪問及び国際会議・プロジェクト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 臨界リスク評価基準の妥当性確認のための臨界実験に用いる臨界実験装置について、上記 13.1 節 ①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 年度事業及び平成 27 年度事業におけるモックアップ試験と合わせて、臨界実験装置の設計を確定し、解体・製作・取付け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こと。
- ③ 臨界実験に用いるデブリ模擬体を調製及び分析する設備について、平成 27 年度事業における詳細設計に基づき、製作・据付けの工事を順次進める。また、当該設備の試運転に着手し、性能を確認する。
- ④ 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、平成 27 年度事業で検討した調達計画に基づき、燃料輸送及び燃料製作の準備に着手する。

13.4 専門家の意見聴取

平成 28 年度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（4 人程度）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。

