

「取替炉心の安全性について」において使用する解析コードの信頼性について
(CASMO/SIMULATEの信頼性について)

2019年6月

関西電力株式会社 原子力事業本部

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 解析コードの概要および信頼性	2

1. はじめに

本資料は、「取替炉心の安全性について」において使用する解析コード（CASMO/SIMULATE）の概要および信頼性について説明するものである。

2. 解析コードの概要および信頼性

項目 \ コード名	CASMO/SIMULATE
開発機関	Studsvik Scandpower, Inc.
開発時期	1995年
使用するバージョン	CASMO : Ver.4 SIMULATE : Ver.3
使用目的	取替炉心の安全性評価
コード概要	<p>CASMOは、2次元多群燃料集合体輸送計算コードであり、炉心計算に必要な核定数あるいは燃焼燃料の核種組成を算出する。核データは、米国の評価済み核データライブラリーENDF/B-IVに基づく70群核定数セットを用いている。中性子スペクトル及び中性子束分布は、衝突確率法及びCharacteristics法により計算している。</p> <p>SIMULATEは、3次元2群拡散計算コードであり、臨界ほう素濃度、出力分布、制御棒価値、各種反応度係数等を算出する。核データは、CASMO-4による2群核定数セットを用いている。中性子スペクトル及び中性子束分布は、近代ノード法により計算している。</p> <p>両計算コードにおいて取り扱うべき物理現象及び用いられている計算モデルの詳細は、「PWRにおけるCASMO/SIMULATEコードシステムによる核設計手法と信頼性,BTN-0204036-1,株式会社原子力エンジニアリング,平成30年8月」に示している。</p>
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 取替炉心の安全性評価において確認する核設計パラメータ（ほう素濃度、出力分布、反応度価値等）は、CASMOから得られた核定数を用いて、SIMULATEで算出される中性子束及び実効増倍率から求められる。このため、中性子束及

び実効増倍率に関連する実験値（測定値）との比較を実施することで、CASMO及びSIMULATEで用いている計算モデルが適正であることを確認している。

- ・ 具体的には、実機PWR及び臨界実験で得られた種々の核設計パラメータの内、中性子束及び実効増倍率に関連するパラメータについて測定値と計算値の比較を行っている。比較結果の詳細は、添付資料1第2章に示している。
- ・ 本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。

【妥当性確認(Validation)】

本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。

- ・ CASMO及びSIMULATEは、平成16年に旧原子力安全・保安院にコードの信頼性確認結果を説明した上で、取替炉心の安全性評価に適用されている。安全性評価において確認する核設計パラメータに対しては、安全解析で考慮している核的不確実性が設定されている。CASMO及びSIMULATEを用いて、この核的不確実性を評価し、安全解析で考慮している核的不確実性に包絡されることを確認することで、CASMO及びSIMULATEの妥当性を確認している。確認結果の詳細は、添付資料1第3章に示している。
- ・ 上記に加え、安全性評価において確認する核設計パラメータの内、一部のパラメータは、零出力時炉物理検査、通常運転中の保安規定確認作業等によって計算値と測定値の差異を評価しており、設計目標の範囲内にあることを確認している。
- ・ 設計目標は、安全解析で考慮している核的不確実性の根拠としており、炉心設計の妥当性を確認するために設定している。核設計コードが、設計目標を満足することは、核設計コードとして十分な精度を有していることの判断基準の一つとすることができる。
- ・ CASMO及びSIMULATEについて、計算値と測定値の差異を評価したところ、各パラメータとも設計目標の範囲内で

	<p>ばらつきを示しており、核設計コードとして妥当であると判断している。詳細は「PWRにおけるCASMO/SIMULATEコードシステムによる核設計手法と信頼性,BTN-0204036-1,株式会社原子力エンジニアリング,平成30年8月」に示している。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 使用する用途及び適用範囲が上述の検証及び妥当性確認の範囲内であることを取替炉心の安全性評価ごとに確認している。
--	--

以上

添付資料1：取替炉心設計に係る CASMO-4/SIMULATE-3 の信頼性について (ATN-1904009)

添付資料2：PWRにおける CASMO/SIMULATE コードシステムによる核設計手法と信頼性
(BTN-0204036-1)

資料番号

ATN-1904009

発行日

2019年 4月 26日

取替炉心設計に係る
CASMO-4/SIMULATE-3 の信頼性について

株式会社 原子力エンジニアリング
Nuclear Engineering, Ltd.

N E L

目 次

1.	はじめに	1-1
2.	CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの検証結果	2-1
2.1	照射後燃料同位体組成解析	2-2
2.2	UO ₂ 燃料臨界実験解析	2-7
2.3	MOX 燃料臨界実験解析.....	2-13
2.4	国内 PWR 実機解析.....	2-18
2.5	海外 PWR 実機解析.....	2-26
3.	CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの妥当性確認結果	3-1
3.1	反応度停止余裕	3-3
3.2	最大線出力密度	3-5
3.3	FXYN.....	3-6
3.4	最大反応度添加率.....	3-7
3.5	制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース.....	3-7
3.6	制御棒クラスタ落下時のFΔHN及び制御棒クラスタ飛出し時のFQ.....	3-7
3.7	出力運転時ほう素濃度	3-11
3.8	減速材温度係数	3-12
3.9	燃料集合体最高燃焼度及び MOX 燃料装荷炉心における燃料棒最高燃焼度	3-12
4.	まとめ	4-1

1. はじめに

取替炉心の安全性評価に関して、保安規定では取替炉心ごとに炉心特性を評価し、その評価結果が制限値を満足していることの確認が要求されている。一方、新検査制度の導入に伴い、当該箇所に関する記載内容の見直しが検討されており、取替炉心の安全性評価の前提条件として、「事業者が信頼性を確認した計算コードを使用すること」が要求されている。このような経緯から、事業者として、取替炉心の安全性評価に用いる計算コードの信頼性について確認しておく必要がある。そこで、本文書では、取替炉心設計に係る CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステム（以下、「C4/S3」という。）の信頼性の確認結果を示す。

なお、C4/S3 の計算モデルについては公開文献「PWR における CASMO/SIMULATE コードシステムによる核設計手法と信頼性,BTN-0204036-1,株式会社原子力エンジニアリング,平成 30 年 8 月」に示すとおりである。

2. CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの検証結果

取替炉心設計に係る C4/S3 の信頼性を確認するためには、検証 (Verification) と妥当性確認 (Validation) に分けて C4/S3 の性能を確認する必要がある。このうち、本章では C4/S3 に対する検証内容を示す。

C4/S3 による取替炉心の安全性評価において、確認する核設計パラメータは CASMO-4 コードから得られた核定数を用いて SIMULATE-3 コードで評価される中性子束及び実効増倍率から求められる。このため、中性子束及び実効増倍率に関連する実験値もしくは測定値との比較を実施することで、C4/S3 で用いている計算モデルが適正であることを検証できる。

そこで、以下に示す解析を実施し、測定値と計算値の比較を行った。

- ・照射後燃料同位体組成解析 : 2.1 節
- ・UO₂ 燃料臨界実験解析 : 2.2 節
- ・MOX 燃料臨界実験解析 : 2.3 節
- ・国内 PWR 実機解析 : 2.4 節
- ・海外 PWR 実機解析 : 2.5 節

これらの解析において、C4/S3 による測定値と計算値は良好な一致を示しており、同コードシステムで用いている計算モデルが適正であることが検証できた。

2.1 照射後燃料同位体組成解析

高濃度ガドリニア入り燃料及び高燃焼度燃料の同位体組成に対する CASMO-4 コードの計算精度を確認するため、照射後燃料同位体組成解析を実施した。

① 高濃度ガドリニア入り燃料

海外試験炉においてガドリニア濃度が 7wt%及び 10wt%の燃料が照射され、照射後試験により燃焼に伴うガドリニア同位体組成が分析されている。ガドリニア濃度が 7wt%及び 10wt%のガドリニア入り燃料棒の ^{235}U 濃縮度はそれぞれ 3.5wt%及び 6.0wt%である。7wt%ガドリニア入り燃料棒については、ガドリニア入り燃料棒の周りが全て標準ウラン燃料棒である体系と、1本が水セルに置換されている体系の 2種類の測定が実施されている。 ^{155}Gd 及び ^{157}Gd 同位体組成の燃焼に伴う変化を図 2.1-1 から図 2.1-3 に示すように、高濃度ガドリニア入り燃料に対しても燃焼途中を含めて測定値と計算値の一致は良好である。

② 高燃焼度燃料

国内 PWR においては標準 UO_2 燃料棒 (^{235}U 濃縮度 3.2wt%) 及び 6.0wt%ガドリニア入り燃料棒 (^{235}U 濃縮度 1.7wt%) が、海外 PWR においては標準 UO_2 燃料棒 (^{235}U 濃縮度 3.5wt%、4.1wt%) が照射され、照射後試験により同位体組成が分析されている。これらの燃料サンプルの燃焼度は約 20~60GWd/t である。ウラン同位体組成及びプルトニウム同位体組成の比較結果を図 2.1-4 に示すように、各同位体組成の測定値と計算値の差は燃焼に伴って特異な傾向は示しておらず、高燃焼度領域においても現行と同等の精度で同位体組成を計算できる。

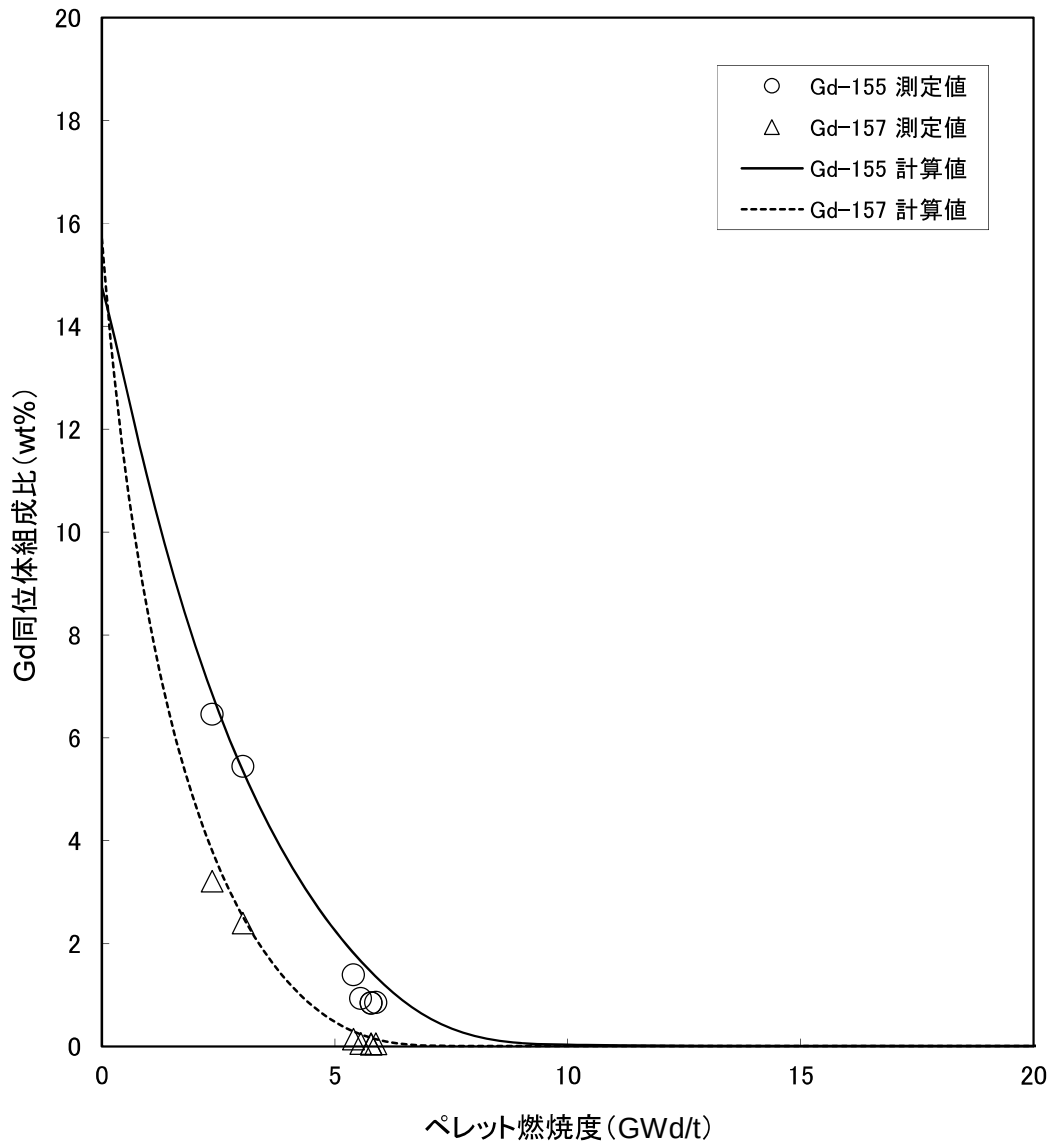


図 2.1-1 ガドリニウム同位体組成解析結果
(7wt%Gd 燃料、水セルなし)

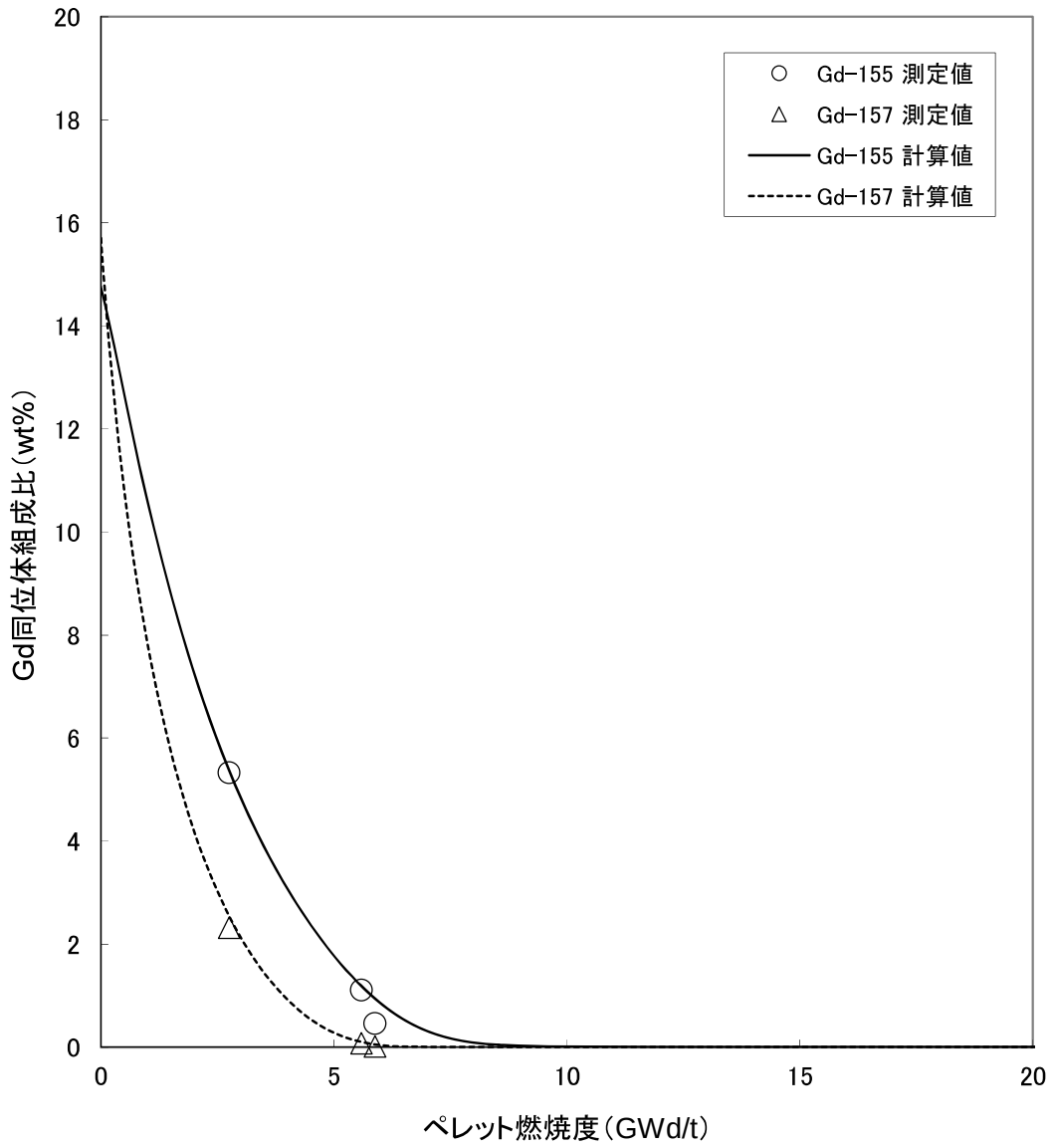


図 2.1-2 ガドリニウム同位体組成解析結果
(7wt%Gd 燃料、水セルあり)

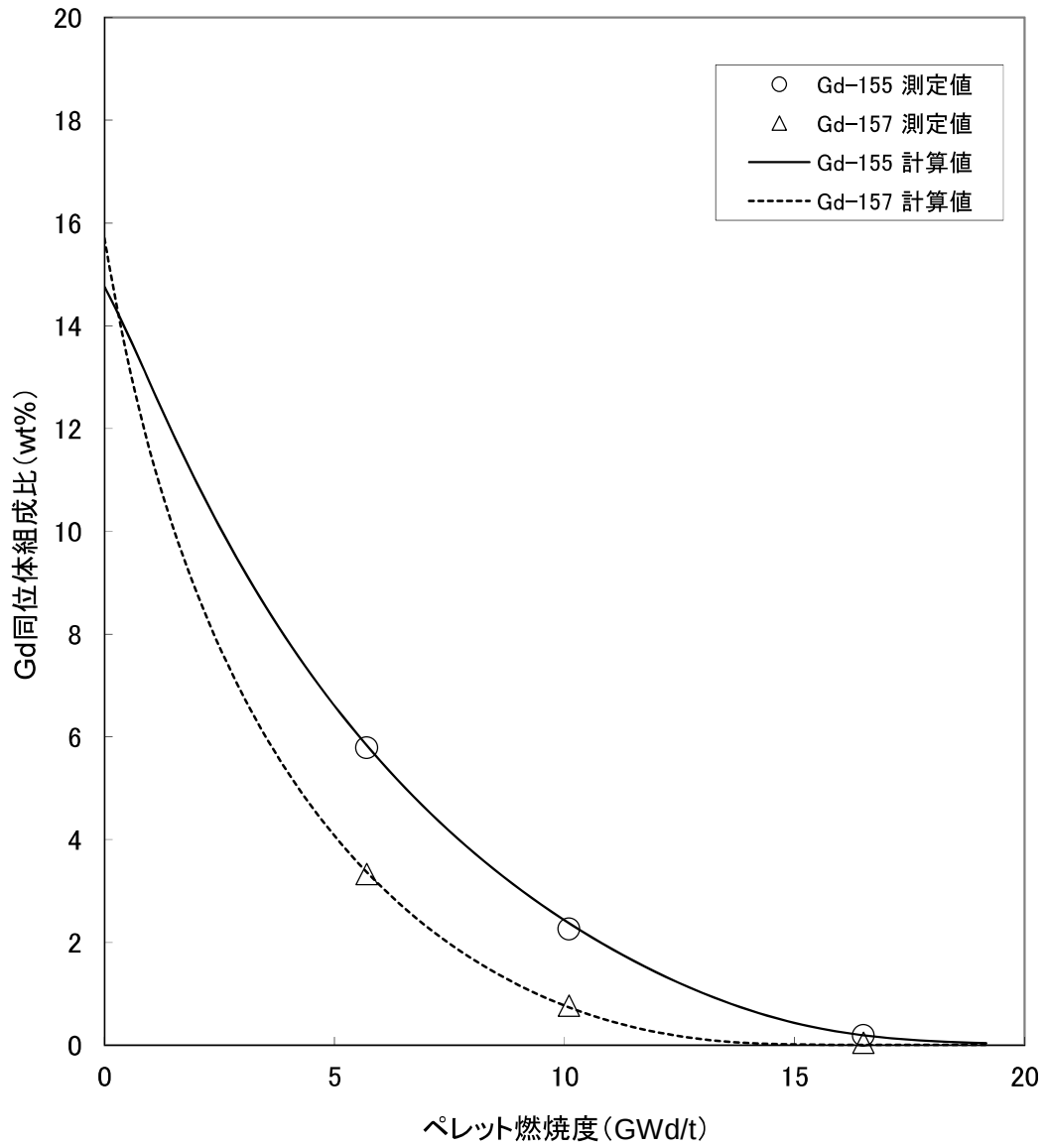
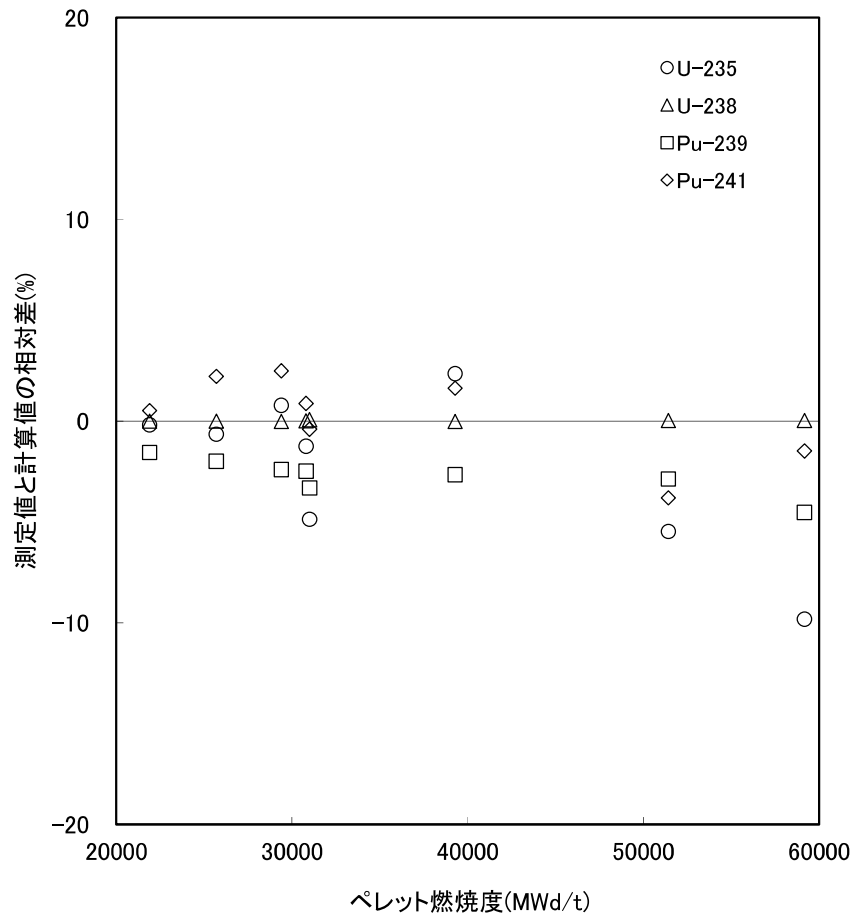


図 2.1-3 ガドリニウム同位体組成解析結果
(10wt%Gd 燃料)



測定値と計算値の相対差 = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100 (%)

図 2.1-4 同位体組成解析結果

2.2 UO₂燃料臨界実験解析

燃料棒単位の集合体内出力分布に対する C4/S3 の計算精度を評価するため、米国 B&W 社において行われた PWR 型臨界実験について解析を行い、測定値と計算値の比較を行った。臨界実験体系を図 2.2-1 に示す。この臨界実験では、図 2.2-1 に示す燃料集合体部に異なる燃料棒配置をした燃料集合体を装荷し、臨界実験体系を構成する。この臨界実験体系に減速材である軽水を注水し、軽水中のほう酸濃度を調節することにより、臨界を達成する。

燃料棒単位の集合体内出力分布解析結果のまとめを下表に、燃料棒単位の出力分布計算精度を図 2.2-2 から図 2.2-5 に示すが、測定値と計算値の一致は良好である。

集合体仕様	集合体内出力分布誤差	平均自乗誤差 (%)
燃料濃縮度：2.46wt% ²³⁵ U ガドリニア入り燃料棒なし	図 2.2-2	0.6
燃料濃縮度：2.46wt% ²³⁵ U ガドリニア (4.0wt%Gd ₂ O ₃) 入り燃料棒 12 本	図 2.2-3	1.1
燃料濃縮度：4.02wt% ²³⁵ U ガドリニア入り燃料棒なし	図 2.2-4	0.9
燃料濃縮度：4.02wt% ²³⁵ U ガドリニア (4.0wt%Gd ₂ O ₃) 入り燃料棒 12 本	図 2.2-5	0.9

注) 誤差：燃料棒単位の相対出力誤差(%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

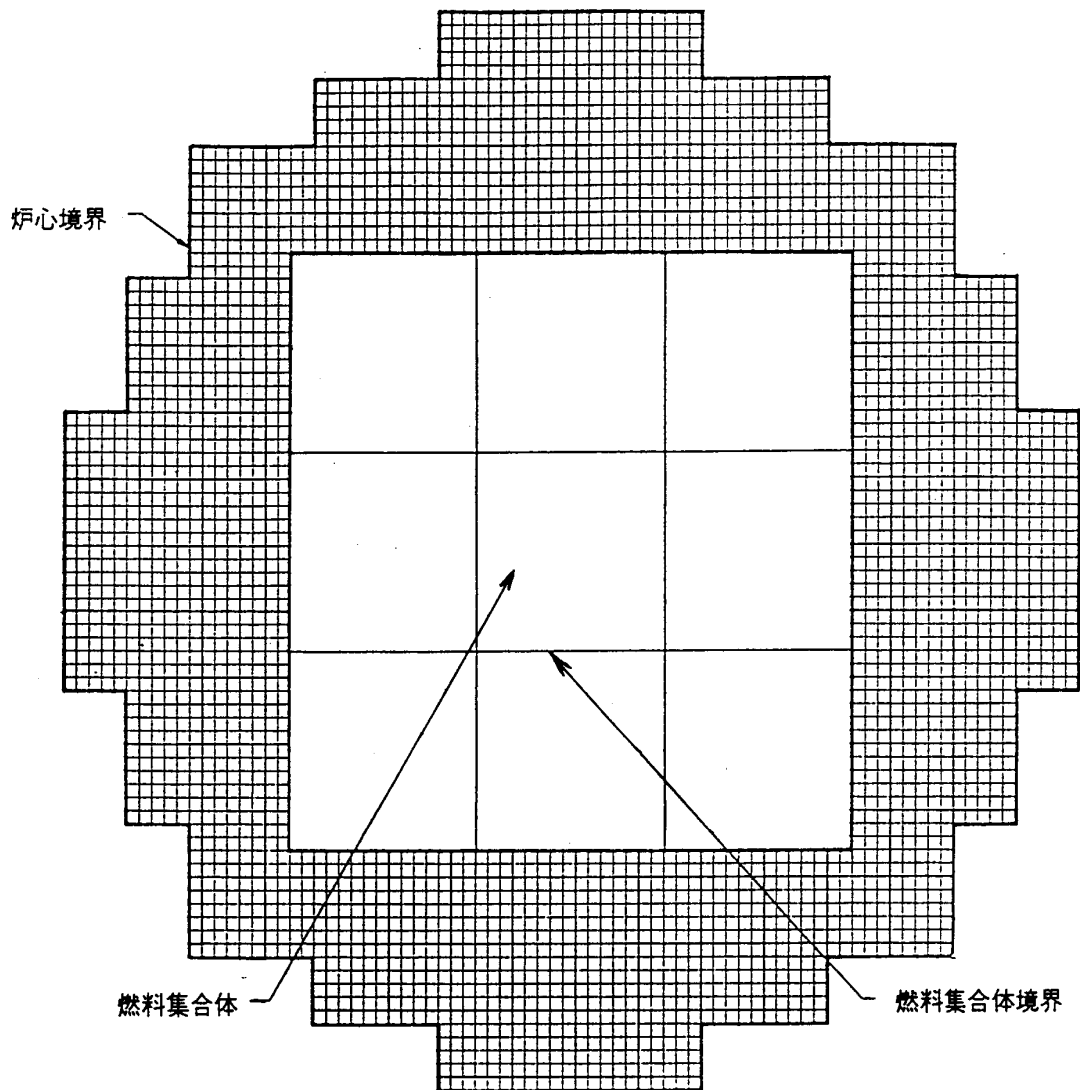
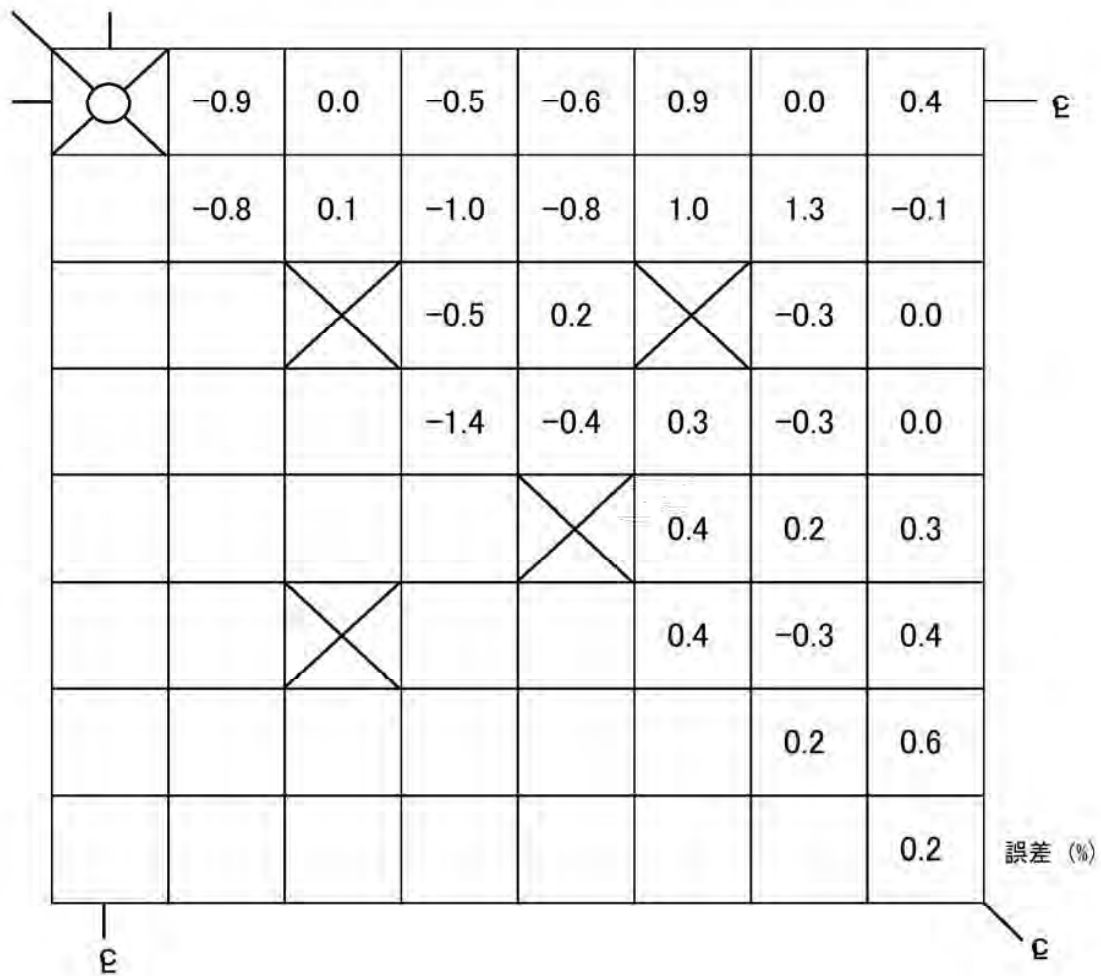


图 2.2-1 PWR 型臨界実験体系



$$\text{誤差 (\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

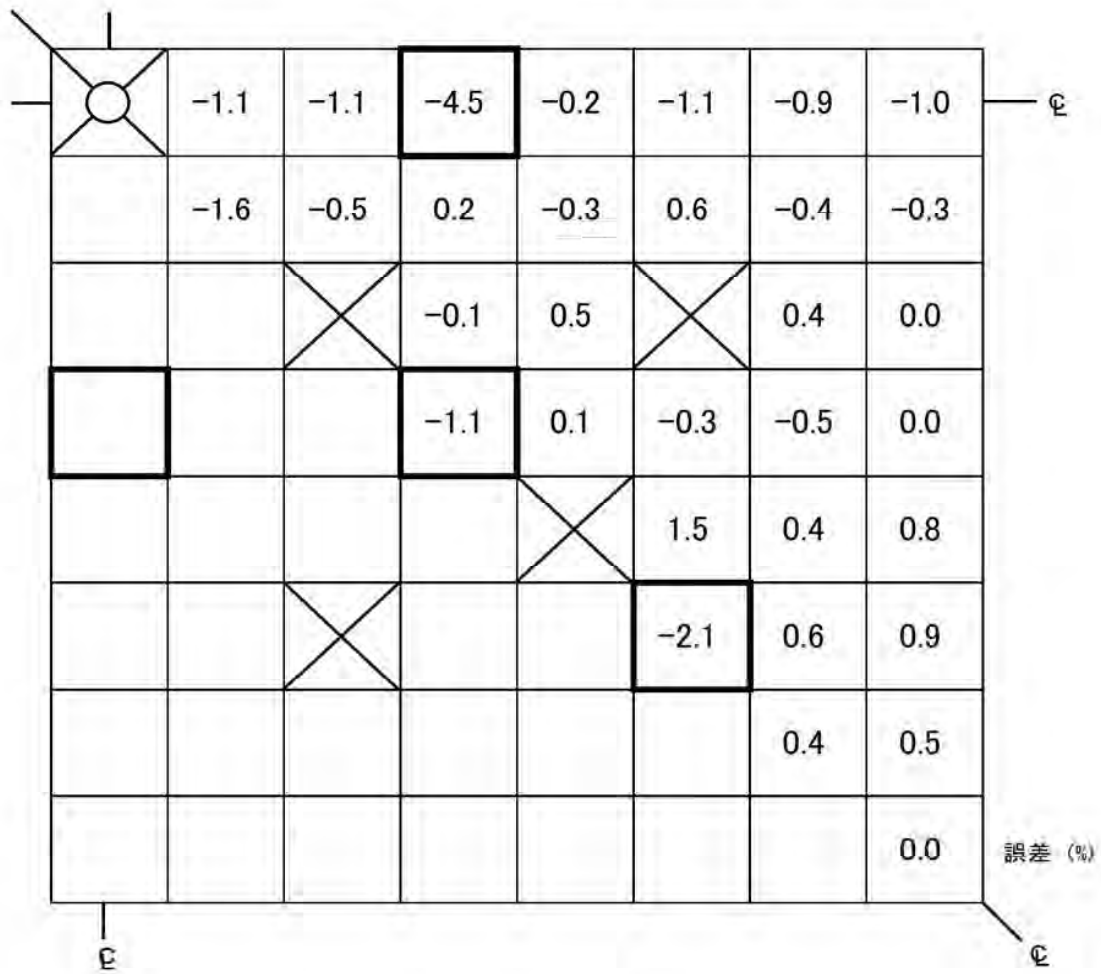
平均自乗誤差 = 0.6%

: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

図 2.2-2 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度 : 2.46wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒なし



$$\text{誤差 (\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

平均自乗誤差 = 1.1%

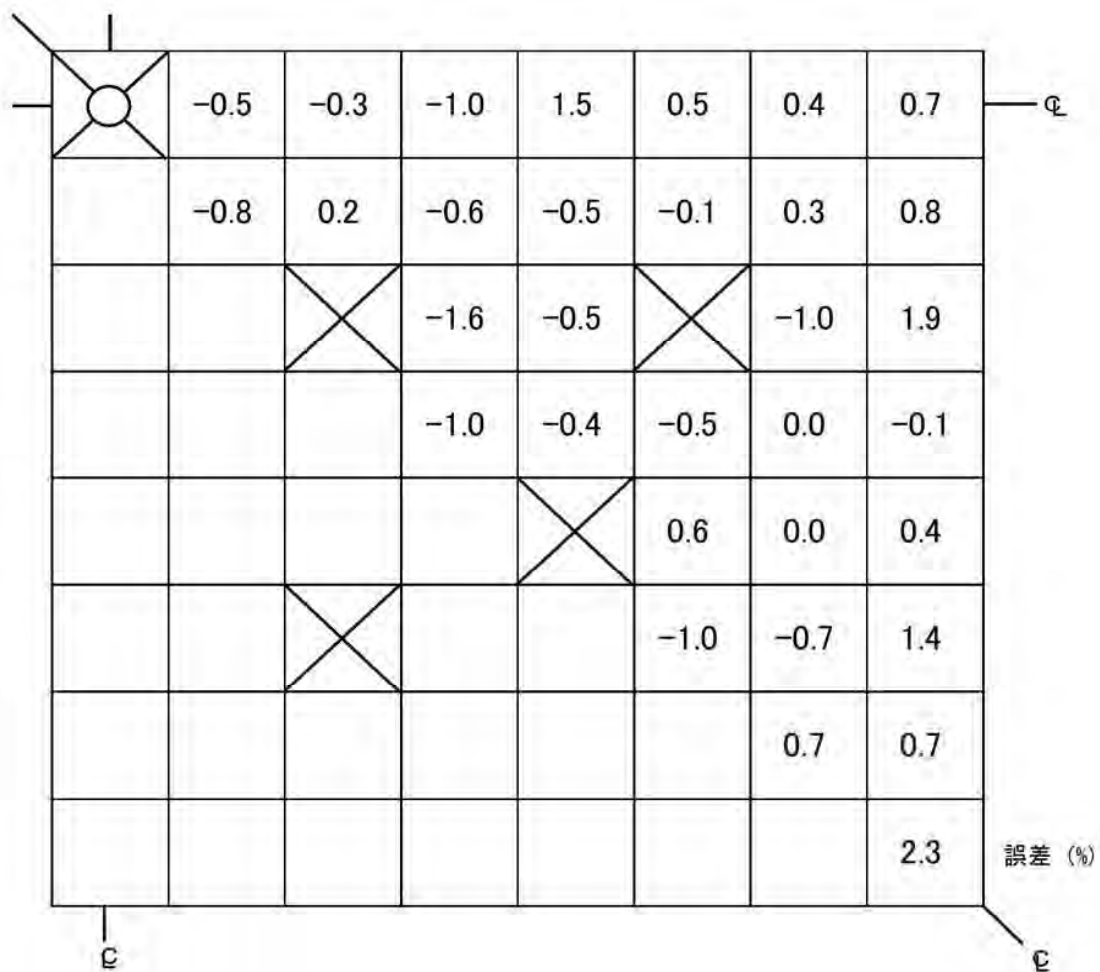
: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

: ガドリニア(4.0wt%Gd₂O₃)入り燃料棒

図 2.2-3 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度 : 2.46wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒 12 本



$$\text{誤差}(\%) = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

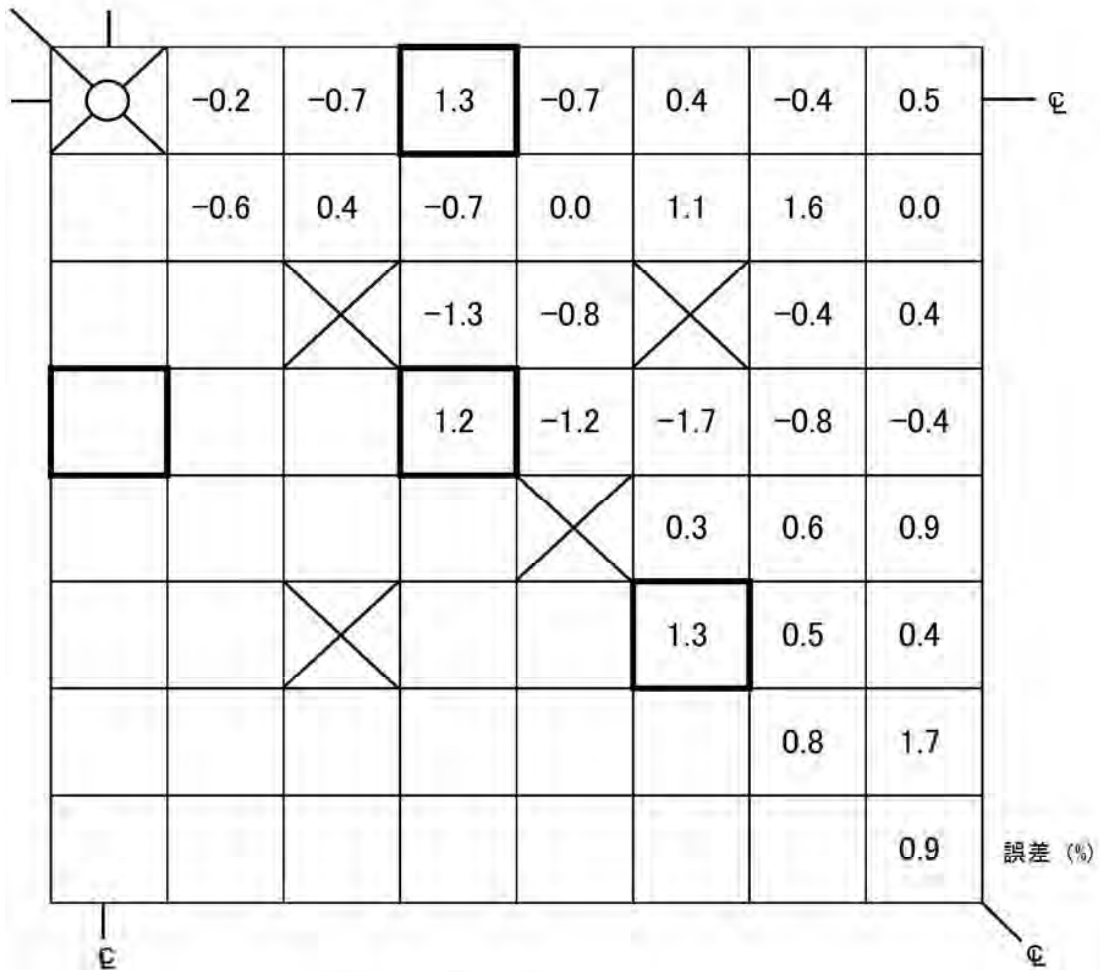
平均自乗誤差 = 0.9%

: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

図 2.2-4 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度: 4.02wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒なし



$$\text{誤差 (\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

平均自乗誤差 = 0.9%

: 計装用案内管セル (集合体中心)

: 水セル

: ガドリニア (4.0wt%Gd₂O₃) 入り燃料棒

図 2.2-5 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度 : 4.02wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒 12 本

2.3 MOX 燃料臨界実験解析

MOX 燃料に対する計算精度を評価するため、C4/S3 より MOX 燃料棒を使用した臨界実験解析を行った。臨界実験体系を図 2.3-1 に示す。実験体系は 17×17 型燃料集合体を模擬するテスト領域と、ドライバー領域から構成される。MOX 燃料集合体は図 2.3-2 に示す 3 種類の Pu 富化度から構成されている。テスト領域中心部の MOX 燃料集合体の周辺には 4 体の 3.3wt%UO₂ 燃料集合体が装荷されており、MOX 燃料集合体が実際に炉内に装荷された状態を模擬している。また、ドライバー領域には、4.0wt%UO₂ 燃料棒が使用されている。

この臨界実験体系における中性子実効増倍率 (k_{eff}) の計算値は 0.999 と測定値 ($k_{\text{eff}}=1.000$) との一致は良好である。また、燃料棒単位の集合体内出力分布解析結果を図 2.3-3 及び図 2.3-4 に示すが、燃料棒毎の測定値と計算値のばらつきを平均自乗誤差で表すと、MOX 燃料集合体で 1.6%、UO₂ 燃料集合体で 1.5%と同程度であり、本コードシステムは MOX 燃料集合体においても UO₂ 燃料集合体と同等の計算精度で燃料棒単位の集合体内出力分布を計算できる。

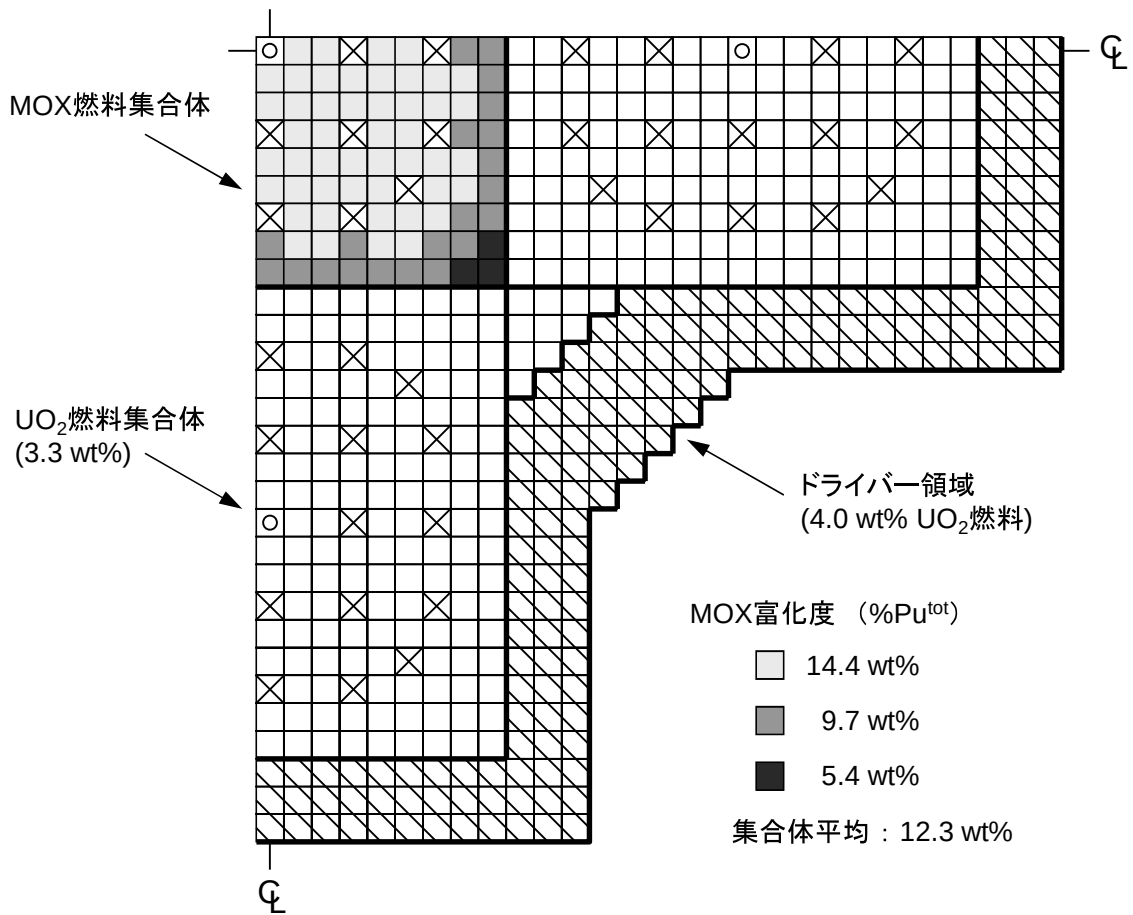
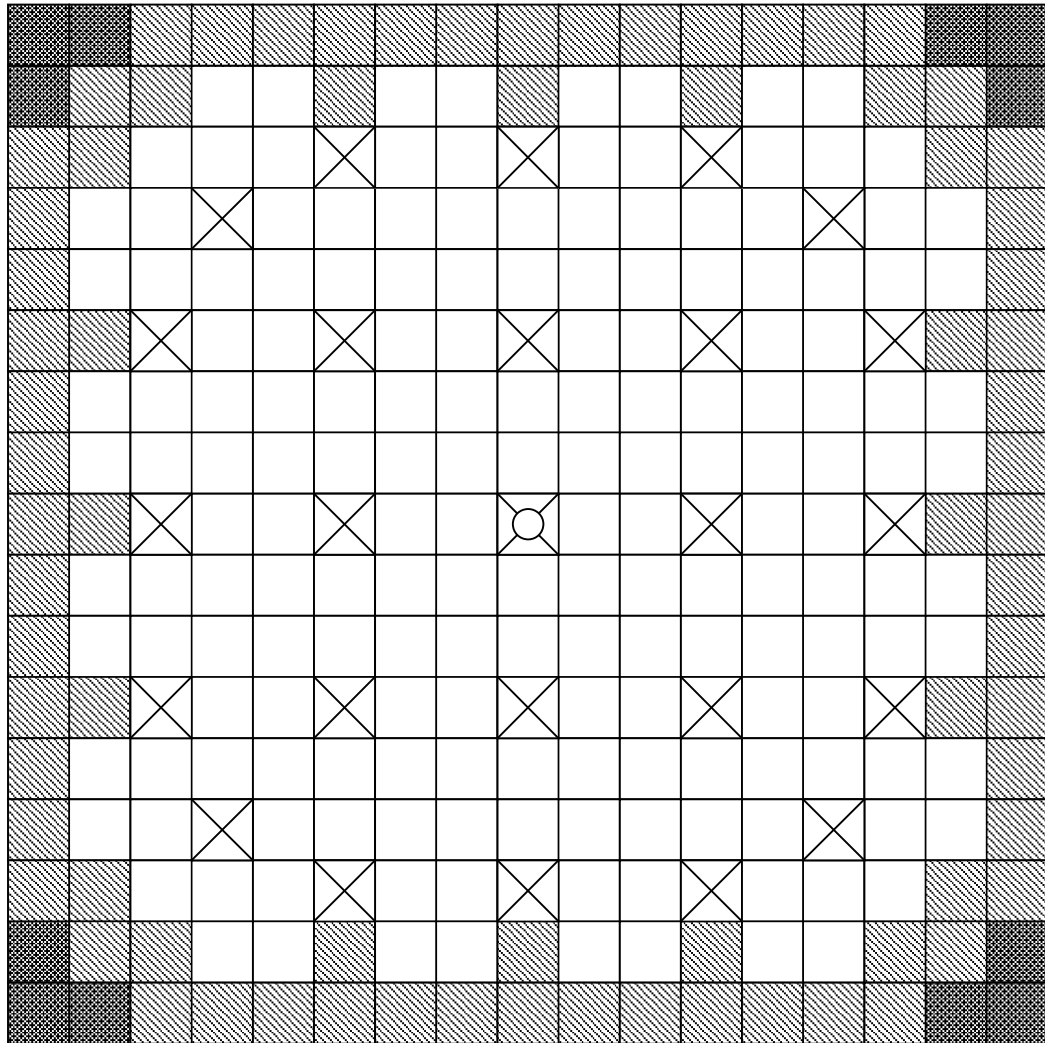


図 2.3-1 MOX 燃料装荷 PWR 型臨界実験体系 (1/4 炉心)









	高富化度MOX燃料棒	本数 176		計装管	本数 1
	中富化度MOX燃料棒	76		制御棒案内管	24
	低富化度MOX燃料棒	12			

図 2.3-2 MOX 燃料集合体内燃料棒配置

(MOX燃料集合体に対する隣接面)

1.1	1.2	-1.1	-1.8	-1.6	0.2	1.7	-0.1	2.5									-0.8
	-2.0	-2.2	-1.6	-1.0	-1.7	-0.9	0.2	-2.2									
		-1.4	-0.6	-0.1		-2.1	0.0										
				-0.3	-0.7	-1.1	0.5	1.2									
				-1.2	-1.4	-1.6	-0.3	-0.9					-1.9				
							2.4	0.3									
							0.7	-0.1	1.3								
								1.4	0.8								
								2.5	2.9								
							1.7		2.6								
					2.8				1.1								
									2.3								
			1.1														
									1.1								
2.6									0.6								

 計装用案内管セル 誤差(%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

 水セル 平均自乗誤差 1.5%

図 2.3-4 集合体内出力分布誤差 (UO₂燃料集合体)

2.4 国内 PWR 実機解析

国内 PWR 実機プラントにおける C4/S3 の計算精度を評価するため、関西電力の PWR プラントを対象に、主な核特性パラメータを解析し測定値との比較を行った。対象炉心は 3 ループ（15x15 型燃料及び 17x17 型燃料装荷炉心）及び 4 ループとした。これらの炉心には 48GWd/t 対応 UO₂ 燃料、55GWd/t 対応 UO₂ 燃料及び 45GWd/t 対応 MOX 燃料が装荷されている。

2.4.1 核特性パラメータの評価方法

主要な核特性パラメータとして、原子炉起動時の炉物理検査及び出力運転中に保安規定に基づき確認するパラメータを評価対象とした。これら核特性パラメータと取替炉心の安全性評価項目との関係を表 2.4-1 に示す。また、それぞれの核特性パラメータの評価方法を以降に記す。

表 2.4-1 評価対象核特性パラメータと取替炉心の安全性評価項目との関係

核特性パラメータ	取替炉心の安全性 確認項目との関係
径方向出力分布 (集合体平均出力)	<ul style="list-style-type: none"> ・最大線出力密度 ・F_{XY}^N ・制御棒落下時の $F_{\Delta H}^N$ ・制御棒飛出時の F_Q
臨界ボロン濃度 (高温全出力時)	<ul style="list-style-type: none"> ・全項目（反応度評価全般） ・出力運転時ほう素濃度
臨界ボロン濃度 (高温零出力時)	<ul style="list-style-type: none"> ・全項目（反応度評価全般）
減速材温度係数	<ul style="list-style-type: none"> ・減速材温度係数
制御棒価値	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度停止余裕 ・制御棒落下時のワース ・制御棒飛出時のワース ・最大反応度添加率
燃料集合体燃焼度	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体最高燃焼度 ・燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）

(1) 径方向出力分布

径方向出力分布とは、燃料集合体毎の相対出力分布であり、炉心状態を模擬した SIMULATE-3 コードの炉心計算により求める。この計算は、取替炉心毎の燃料装荷パターンに基づいて行う。

径方向出力分布の測定は、炉内可動型中性子検出器を用いて行われる。主に原子炉出力運転時の月例の測定において高温全出力時の径方向出力分布が測定される。

出力分布の計算精度は、燃料集合体毎の相対出力の測定値と計算値を比較することによって評価される。燃料集合体毎の誤差は次式で評価される。

$$\text{燃料集合体毎の相対出力誤差 (\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100 \quad (2.4-1)$$

炉心に装荷される燃料集合体全体についての平均自乗誤差は、次式で求める。

$$\text{平均自乗誤差 (\%)} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1, N} E_i^2}{N}} \quad (2.4-2)$$

ここで、

- E_i : i 番目の燃料集合体の相対出力誤差 (%)
 N : 炉心内燃料集合体数 (3 ループ炉心 157 体、4 ループ炉心 193 体)

である。

(2) 臨界ボロン濃度

臨界ボロン濃度とは、原子炉が臨界状態となるような 1 次冷却材中の可溶性ボロンの濃度であり、SIMULATE-3 コードによる臨界ボロン濃度サーチ計算により求められる。臨界ボロン濃度は、取替炉心毎の零出力時炉物理検査において高温零出力時の測定値が、出力運転時の定期測定において高温全出力時の測定値が得られる。

(3) 減速材温度係数

減速材温度係数とは、減速材温度の単位変化あたりの反応度変化量である。

PWR 炉心の自己制御性、すなわち負の反応度フィードバック特性は、減速材温度係数とドップラ係数（常に負の値）を併せた総合的反應度出力係数が負であることで保証される。炉心設計においては、高温出力運転状態で減速材温度係数は正とならないように設計するという設計方針を定めている。

減速材温度係数は、SIMULATE-3 コード炉心計算において減速材温度を変動させ、この時の反応度差から求められる。減速材温度係数の測定は、取替炉心毎の零出力時炉物理検査において行われる。この検査では、サイクル初期高温零出力状態で、タービンバイパス弁（又は主蒸気逃し弁）の操作により 2 次系の蒸気負荷を調整し、1 次冷却材（減速材）温度を変動させ、その間の反応度変化から減速材温度係数を求める。なお、この実測の結果、正の値が確認された場合には、設計方針に従い出力運転状態で負の値を確保するための制御棒引抜限度（出力レベル、燃焼度で条件付けがなされる）を設定する。

(4) 制御棒価値

制御棒価値とは、制御棒の挿入による炉心の反応度変化量である。制御棒価値は、SIMULATE-3 炉心計算において着目制御棒引き抜き状態から挿入状態に変化させることにより、その際の反応度変化量として計算される。制御棒価値の測定は、取替炉心毎の零出力炉物理検査において行われる。この検査では、サイクル初期高温零出力状態で制御棒を全引き抜きし、着目制御棒を連続的に挿入する際の中性子束信号から反応度変化量を測定する。これは動的制御棒価値測定法 (Dynamic Rod Worth Measurement) と呼ばれ、本資料中の制御棒価値はこの手法により測定されたものである。

(5) 燃料集合体燃焼度

燃料集合体燃焼度とは、燃料集合体から発生した熱出力積算値を燃料集合体に含まれる初期重金属の総重量で除したものである。燃料集合体燃焼度は、SIMULATE-3 において全出力状態で運転が行われた場合を模擬した炉心計算により求められる。集合体燃焼度の測定は、原子炉施設保安規定で定められる測定頻度に従って実施される定期的な炉内出力分布測定の結果、対象とする期間の炉心熱出力積算値及び燃料集合体に含まれる重金属重量を用いて求めることができる。

2.4.2 評価結果

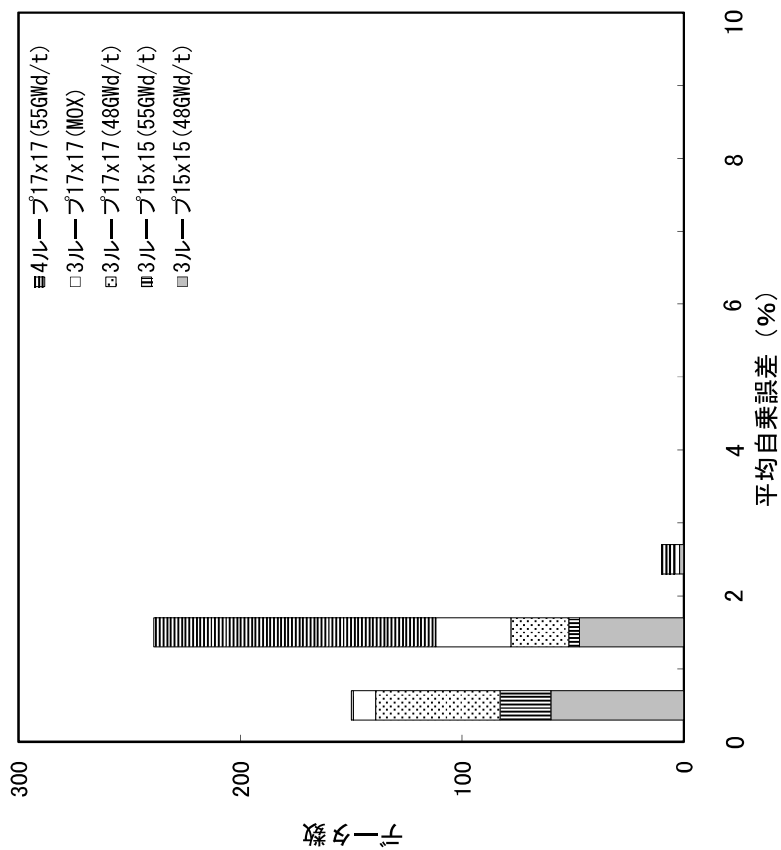
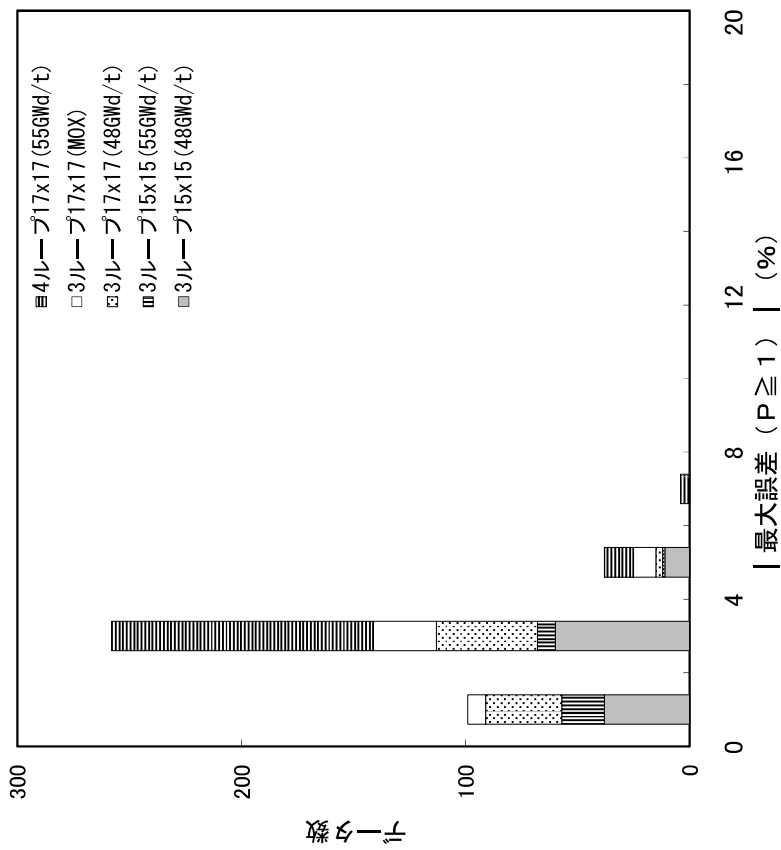
主要な核特性パラメータとして、高温全出力時の径方向出力分布、燃料集合体燃焼度（サイクル解列時点）、臨界ボロン濃度、高温零出力時の臨界ボロン濃度、減速材温度係数、制御棒価値について測定値と計算値を比較した。評価結果を図 2.4-1 から図 2.4-5 に示す。全ての評価結果において、測定値と計算値の一致は良好である。以上の結果より、本コードシステムは、 UO_2 燃料（高燃焼度燃料含む）及び MOX 燃料装荷炉心の解析においても十分な信頼性を有する。

[高温全出力時]

- ・ 径方向出力分布…………… 図 2.4-1
- ・ 燃料集合体燃焼度…………… 図 2.4-2
- ・ 臨界ボロン濃度…………… 図 2.4-3

[高温零出力時]

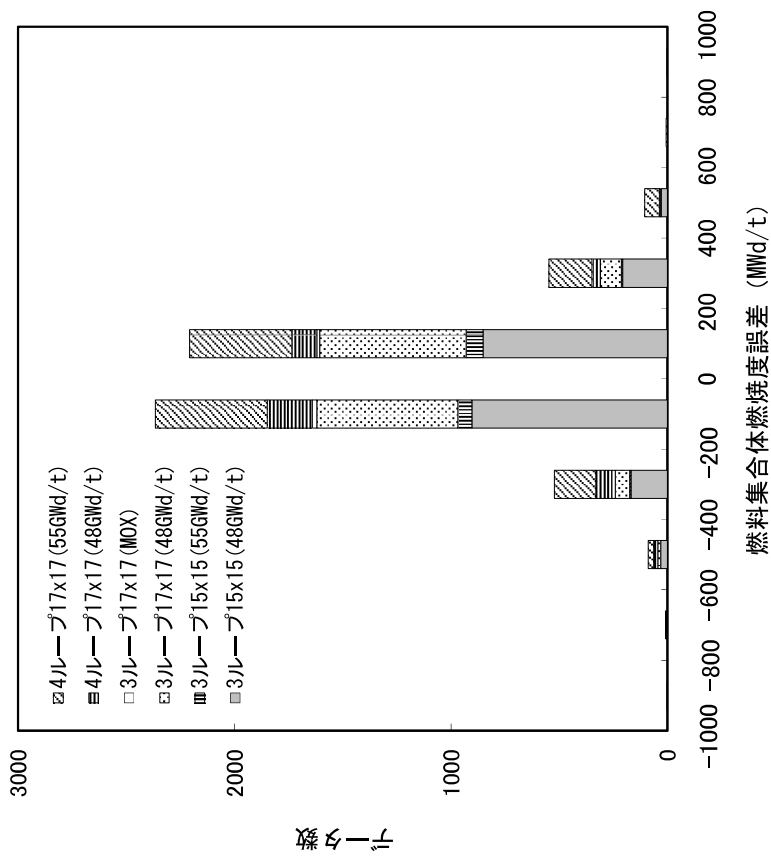
- ・ 臨界ボロン濃度…………… 図 2.4-3
- ・ 減速材温度係数…………… 図 2.4-4
- ・ 制御棒価値…………… 図 2.4-5



注) 誤差の定義：燃料集合体毎の相対出力誤差 (%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

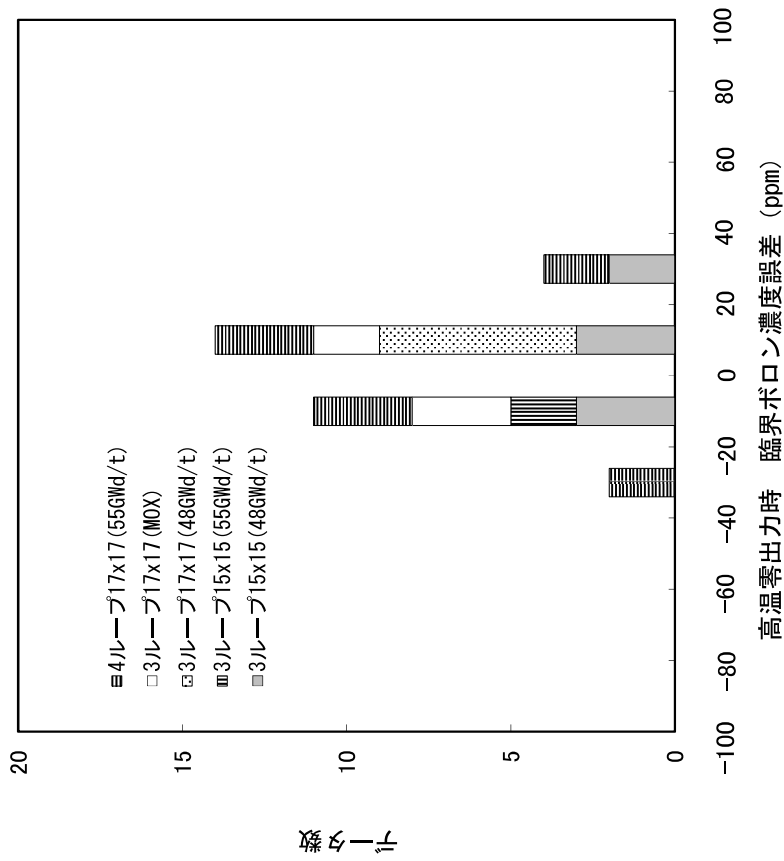
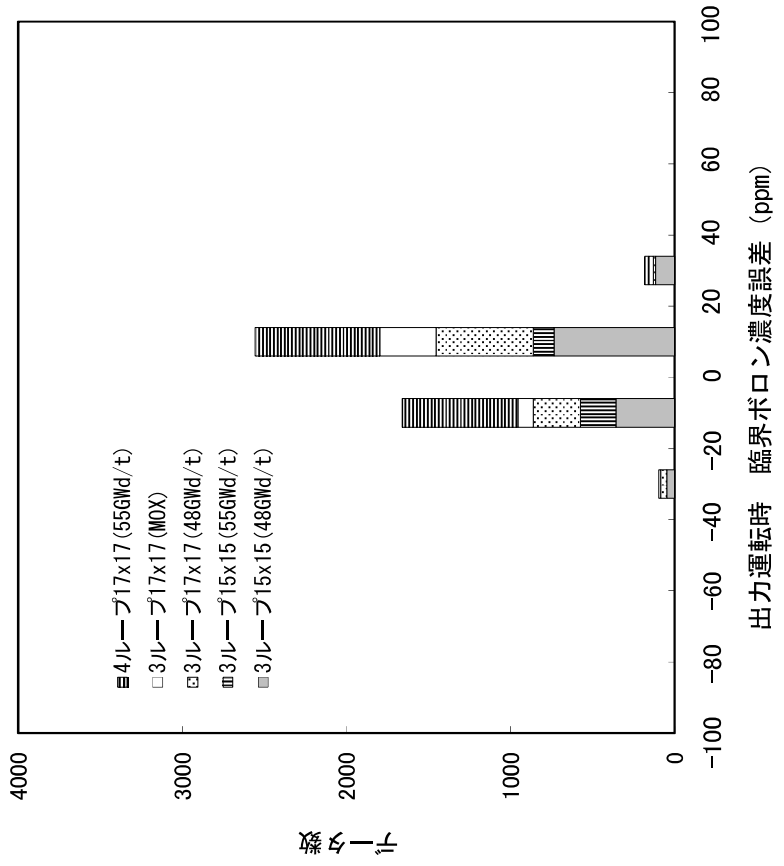
$$\text{平均自乗誤差 (\%)} = \sqrt{\sum (\text{燃料集合体毎の相対出力誤差})^2 / \text{燃料集合体数}}$$

図 2.4-1 径方向出力分布誤差のヒストグラム



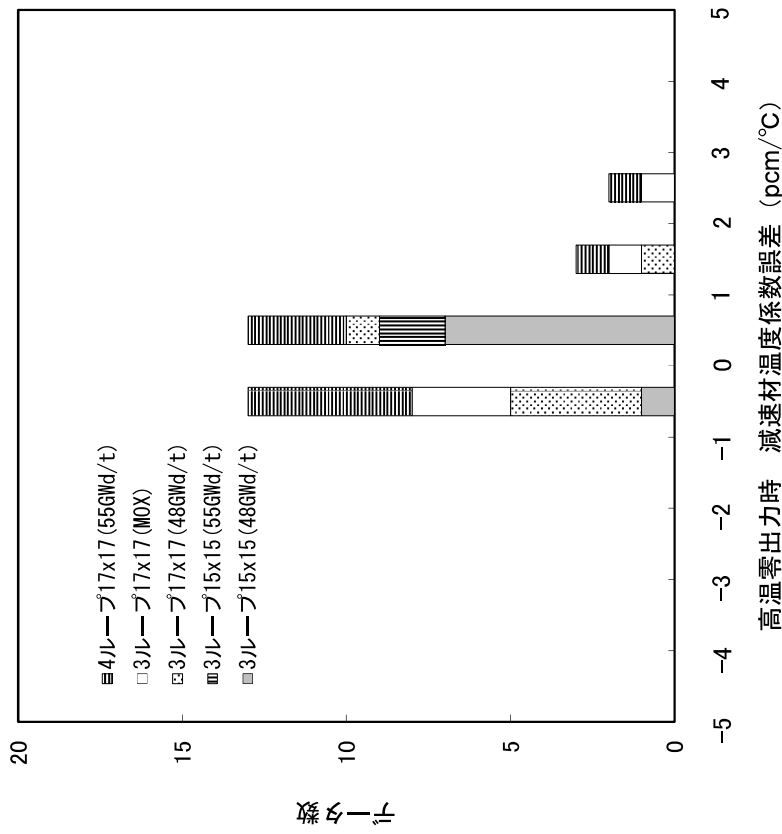
注) 誤差の定義: 燃料集合体燃焼度誤差 (MWd/t) = 測定値 - 計算値

図 2.4.2 燃料集合体燃焼度誤差のヒストグラム



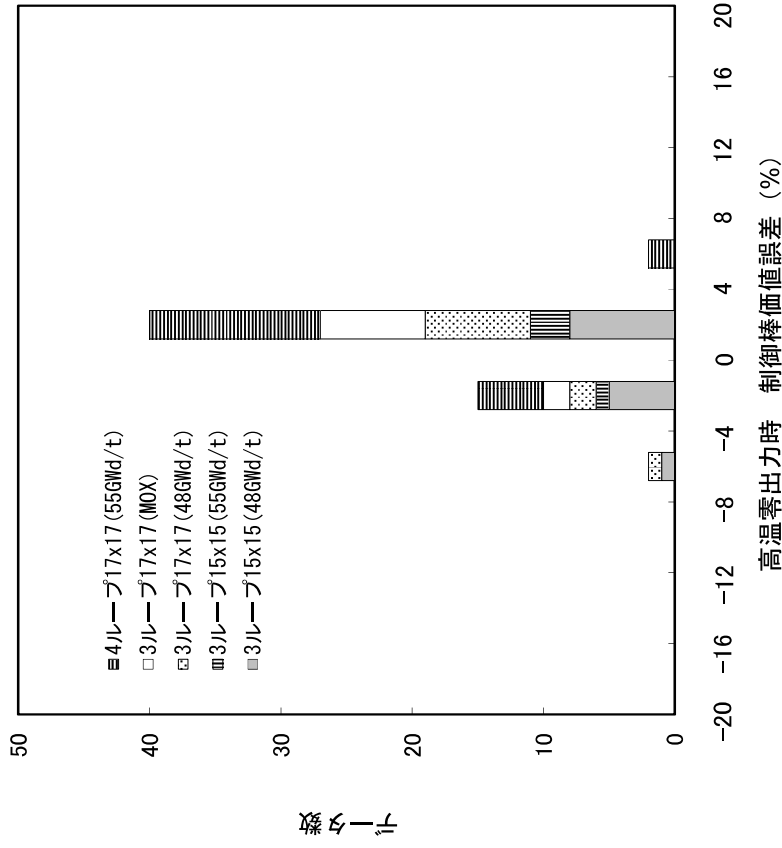
注) 誤差の定義：臨界ボロン濃度誤差 (ppm) = 測定値 - 計算値

図 2.4-3 臨界ボロン濃度誤差のヒストグラム



注) 誤差の定義: 減速材温度係数誤差 (pcm/°C) = 測定値 - 計算値

図 2.4-4 減速材温度係数誤差のヒストグラム



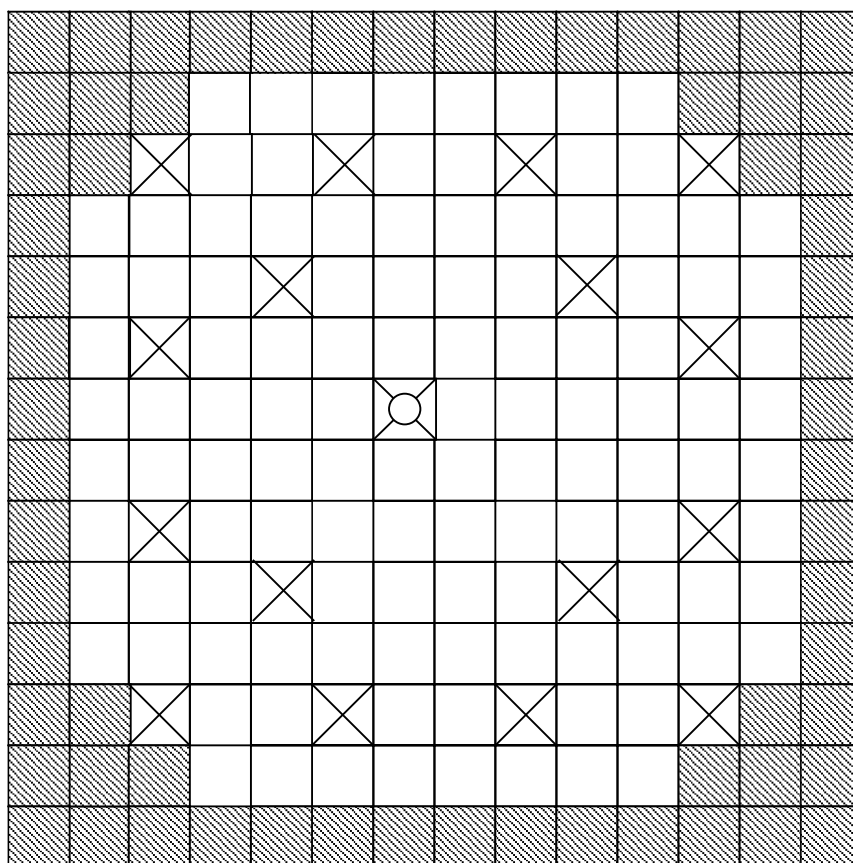
注) 誤差の定義: 制御棒値誤差 (%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

図 2.4-5 制御棒値誤差のヒストグラム

2.5 海外 PWR 実機解析

海外 PWR 実機プラントにおける C4/S3 の計算精度を評価するため、海外の PWR プラントを対象に、主な核特性パラメータを解析し、測定値との比較を行った。対象炉心は高燃焼度燃料装荷炉心（17×17 型燃料集合体、4 ループ炉心、長期サイクル）及び MOX 燃料装荷炉心（14×14 型燃料集合体、2 ループ炉心）とした。MOX 燃料集合体の富化度分布を図 2.5-1 に示す。また、それぞれの燃料装荷パターンを図 2.5-2 及び図 2.5-3 に示す。図 2.5-2 の炉心に装荷されている燃料の集合体燃焼度は、サイクル末期（EOC）において最高約 53.5GWd/t まで到達している。

それぞれの炉心における零出力時炉物理検査結果を表 2.5-1 及び表 2.5-2 に示す。各項目ともに測定値と計算値の一致は良好である。また、高温全出力時の核特性パラメータの評価結果を図 2.5-4 から図 2.5-8 に示す。各項目ともに測定値と計算値の一致は良好である。以上の結果より、本コードシステムは、海外高燃焼度燃料及び海外 MOX 燃料装荷炉心の解析においても十分な信頼性を有する。







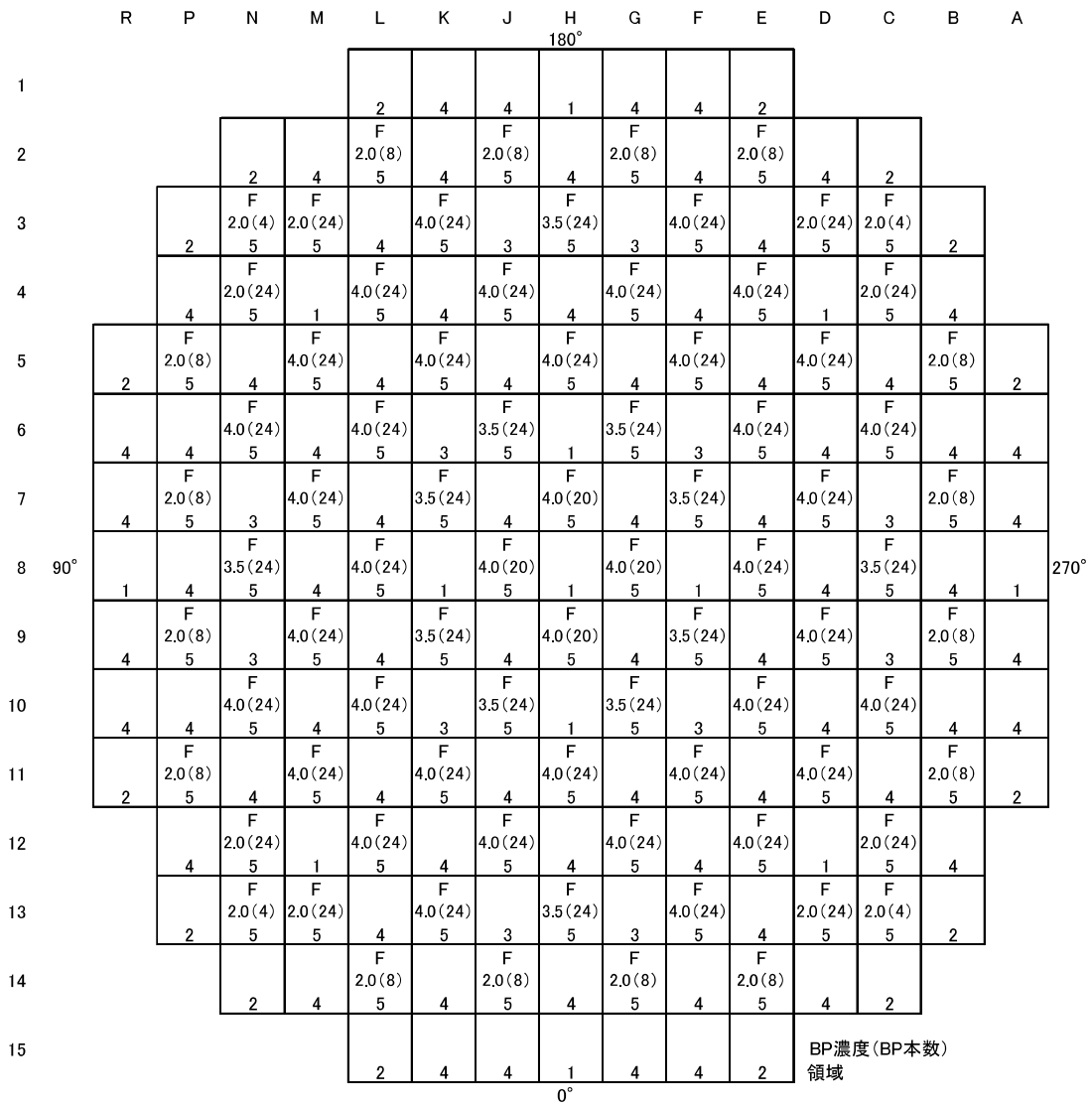
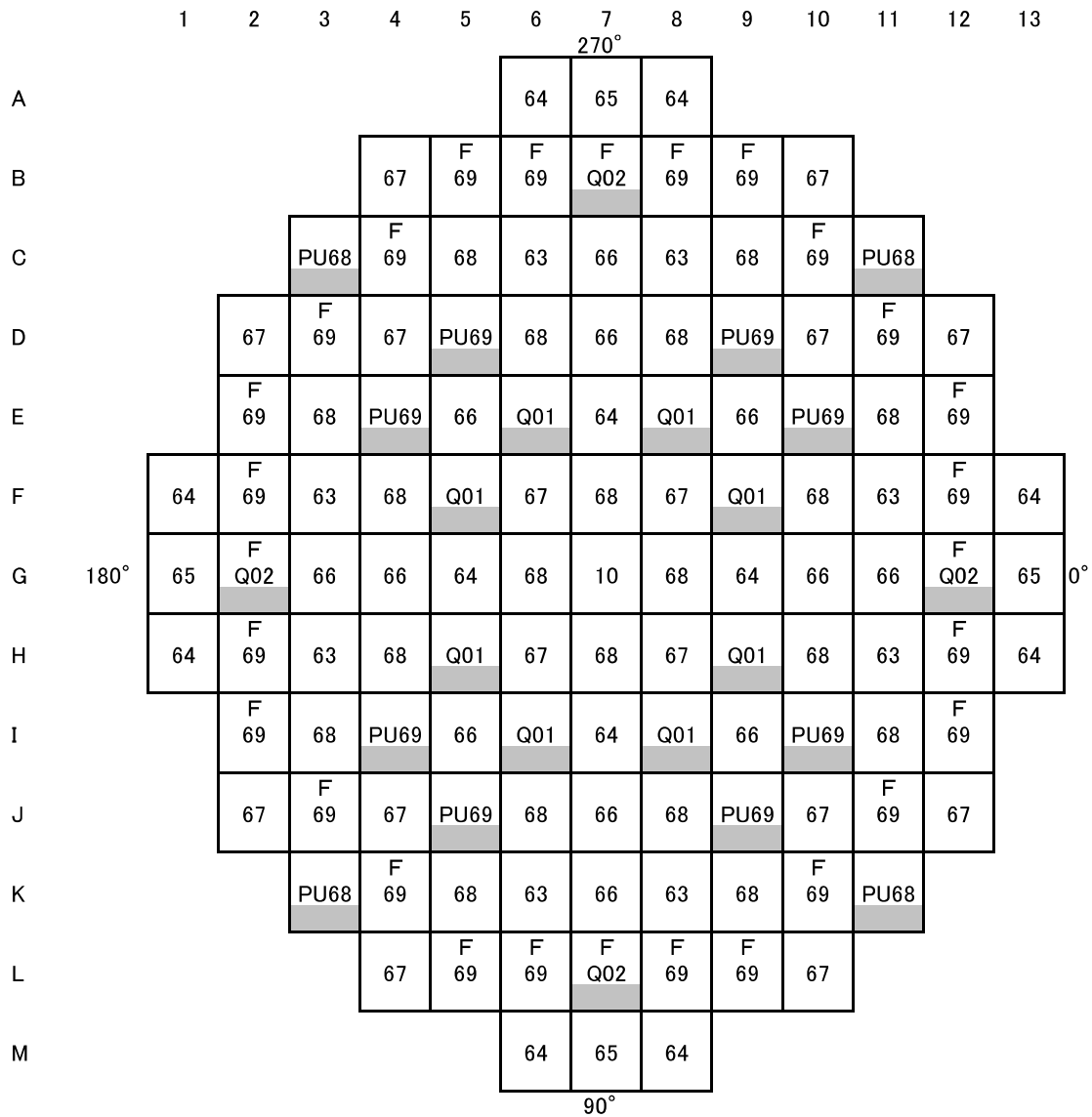
- 
制御棒案内シンブル
- 
炉内計装用案内シンブル
- 
3.2wt% Pu^{fis}MOX燃料棒
- 
2.0wt% Pu^{fis}MOX燃料棒

図 2.5-1 MOX 燃料集合体内富化度分布



領域	体数	濃縮度(wt%)	F : 新燃料
1	13	3.45	
2	16	3.86	
3	12	4.09	
4	72	4.20	
5	80	4.73	

図 2.5-2 海外高燃焼度燃料装荷炉心 燃料装荷パターン



領域	体数 (体)	濃縮度 (wt%)	Pu ^{fis} 富化度 (wt%) (高富化度/低富化度)		
10	1	3.2	—	MOX燃料集合体	
63	8	3.5	—		
64	12	3.5	—	UO ₂ 燃料集合体	
65	4	3.5	—		
66	12	3.6	—	F	新燃料
67	16	3.6	—		
68	20	3.6	—		
69	24	3.4	—		
PU68	4	—	3.2/2.0		
PU69	8	—	3.2/2.0		
Q01	8	—	3.2/2.0		
Q02	4	—	3.2/2.0		

図 2.5-3 海外 MOX 燃料装荷炉心 燃料装荷パターン

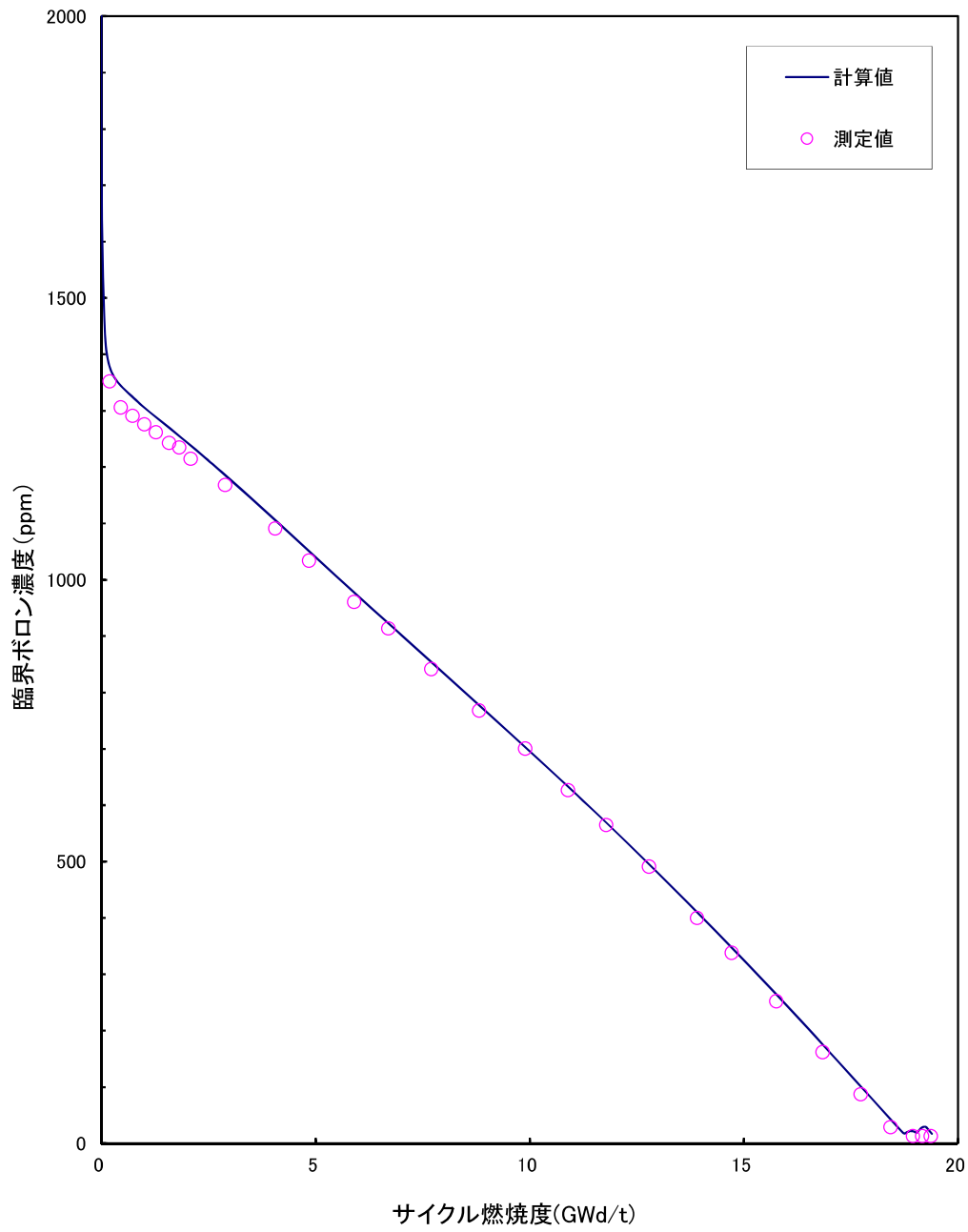
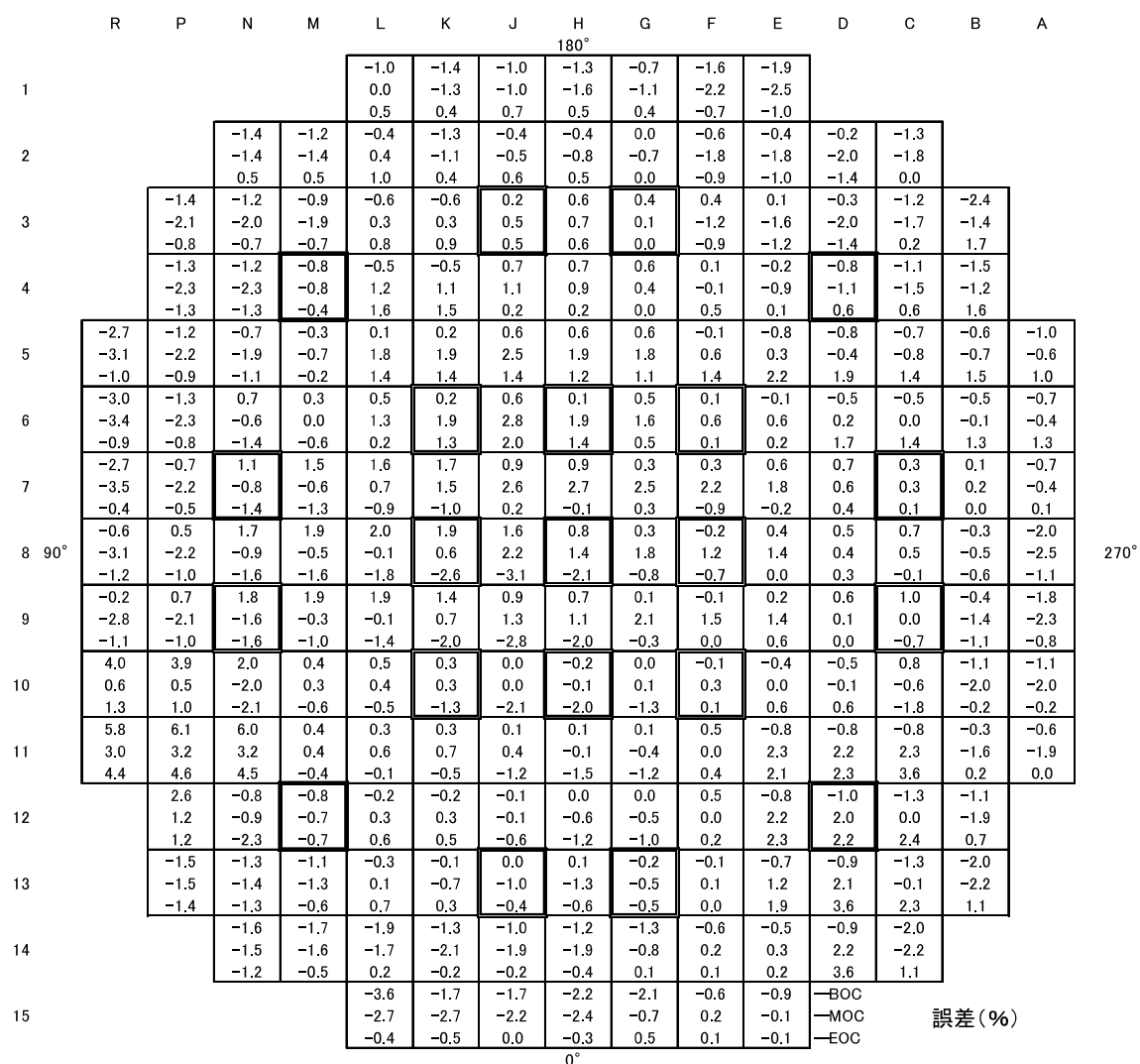



図 2.5-4 海外高燃焼度燃料装荷炉心 臨界ボロン濃度の燃焼特性
高温全出力

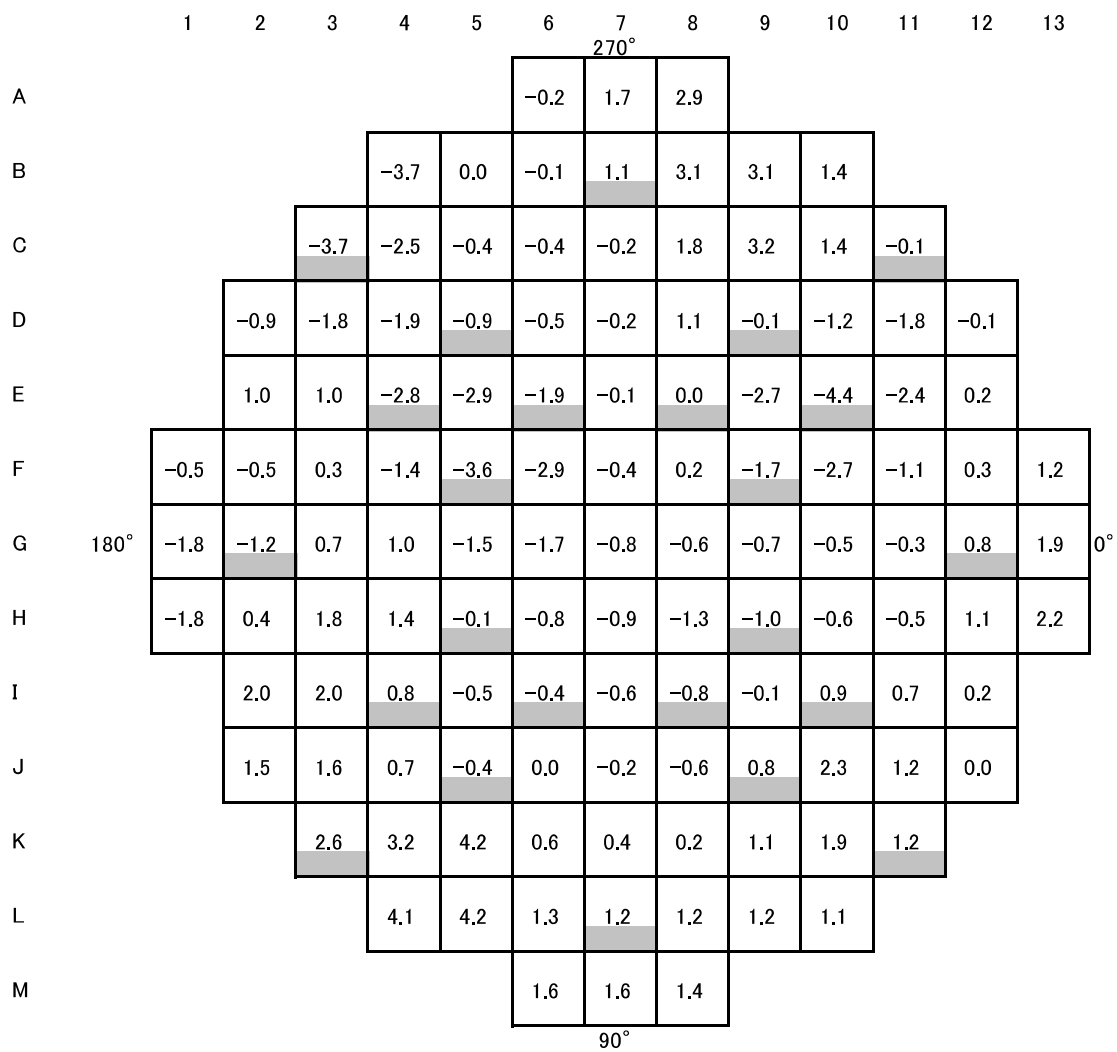


 : 高燃焼度燃料集合体
(EOC燃焼度48GWd/t以上)

誤差: (測定値-計算値)/計算値×100(%)

平均自乗誤差 BOC 1.4%
MOC 1.5%
EOC 1.3%

図 2.5-5 海外高燃焼度燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差
高温全出力、平衡キセノン



誤差(%) : (測定値-計算値)/計算値 × 100 (%)
 平均自乗誤差 1.7 (%)
 MOX燃料平均自乗誤差 1.8 (%)

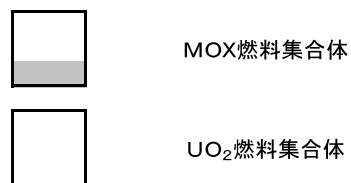
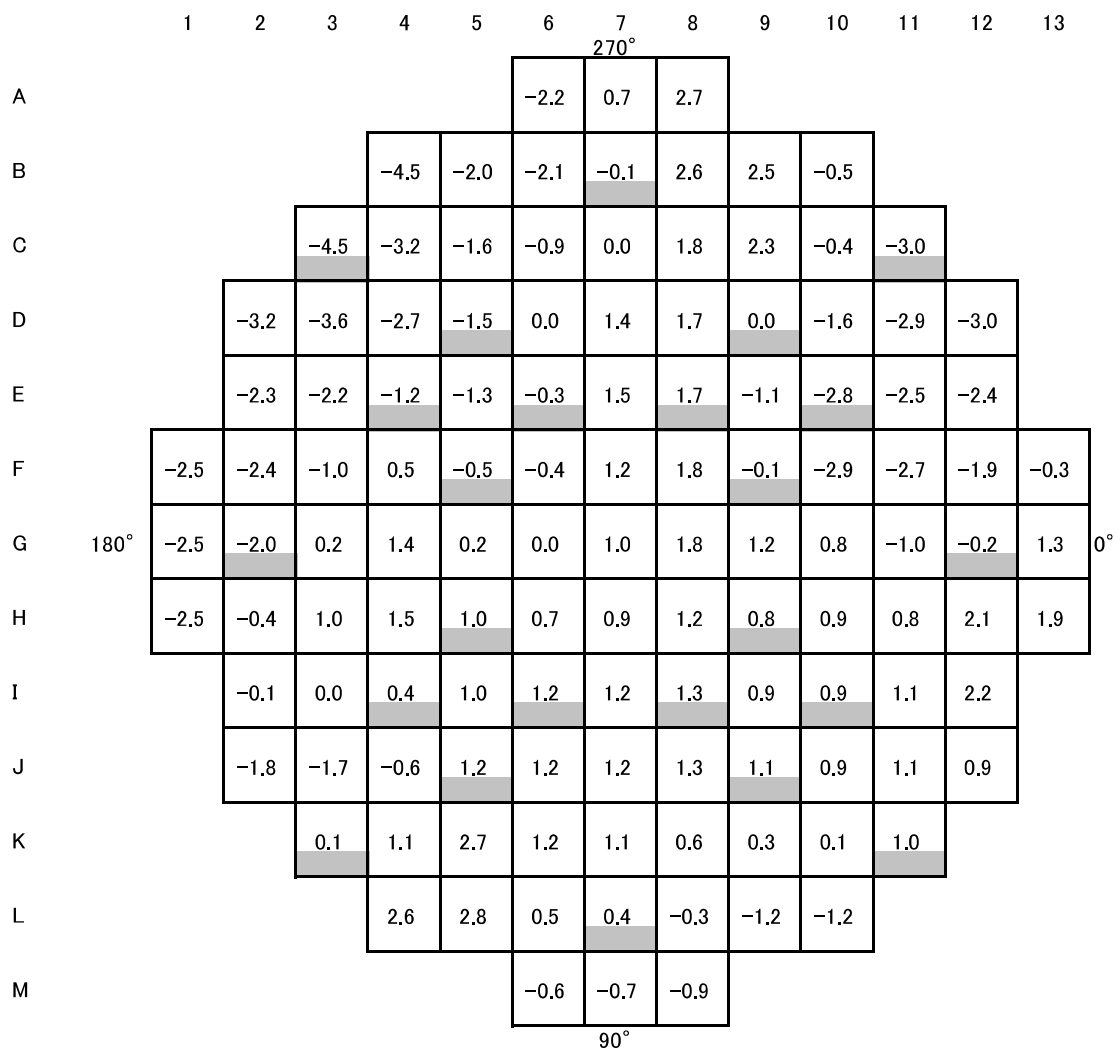


図 2.5-6 海外 MOX 燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差
 サイクル初期 高温全出力、平衡キセノン



誤差(%) : (測定値-計算値)/計算値 × 100 (%)
 平均自乗誤差 1.7 (%)
 MOX燃料平均自乗誤差 1.6 (%)

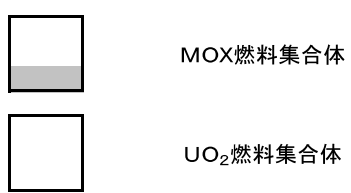


図 2.5-7 海外 MOX 燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差
 サイクル末期 高温全出力、平衡キセノン

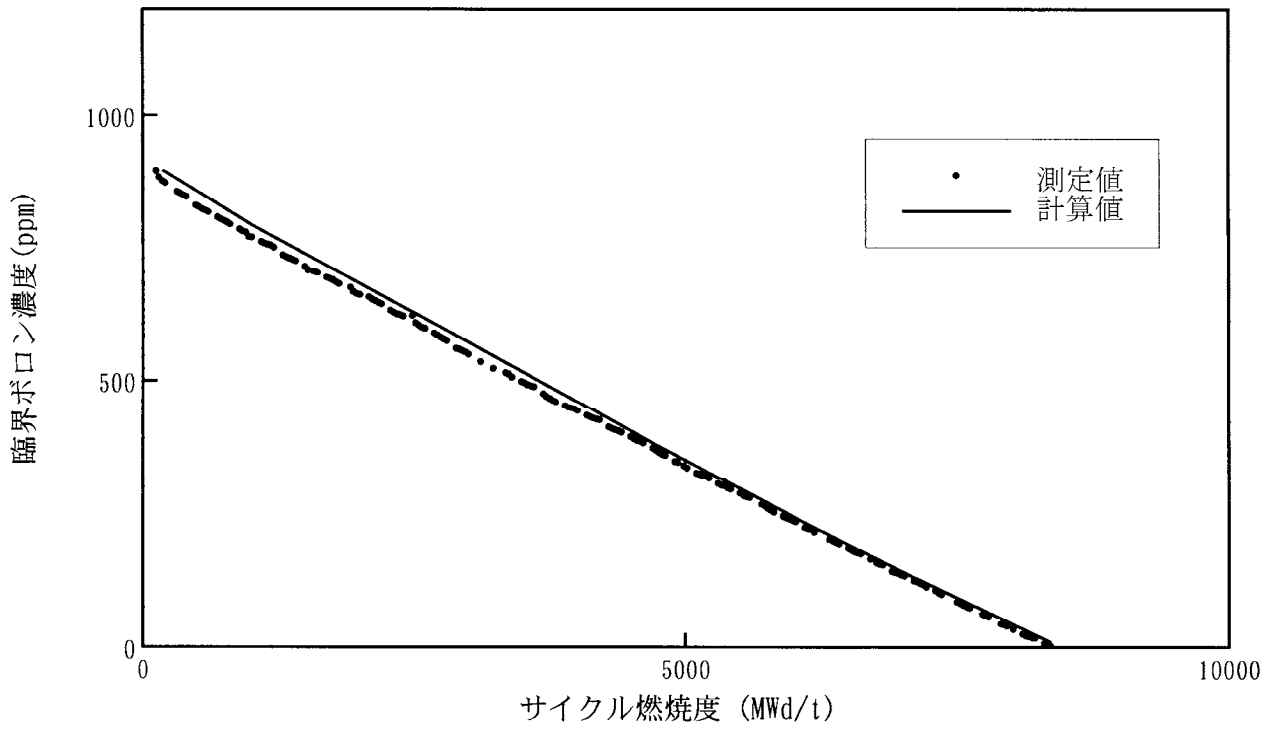


図 2.5-8 海外 MOX 燃料装荷炉心 臨界ボロン濃度の燃焼特性
高温全出力

表 2.5-1 海外高燃焼度燃料装荷炉心 零出力時炉物理検査の測定値と計算値の比較

検査項目	制御棒状態	誤差*
臨界ボロン濃度	全制御棒引抜	-5 (ppm)
全制御棒価値	—	+2.5 (%)
減速材温度係数	全制御棒引抜	-0.2 (pcm/°C)

* 臨界ボロン濃度、減速材温度係数 : 誤差=測定値-計算値
 制御棒価値 : 誤差= (測定値-計算値) /計算値×100

表 2.5-2 海外 MOX 燃料装荷炉心 零出力時炉物理検査の測定値と計算値の比較

検査項目	制御棒状態	誤差*
臨界ボロン濃度	全制御棒引抜	-12 (ppm)
	制御棒バンクD挿入	-11 (ppm)
減速材温度係数	全制御棒引抜	-1.6 (pcm/°C)
制御棒価値	制御棒バンクD	-3.3 (%)
	制御棒バンクC	-4.2 (%)
ボロン価値	全制御棒引抜～制御棒バンクD挿入	-2.6 (%)

* 臨界ボロン濃度、減速材温度係数 : 誤差=測定値-計算値
 制御棒価値、ボロン価値 : 誤差= (測定値-計算値) /計算値×100

3. CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムの妥当性確認結果

取替炉心設計に係る C4/S3 の信頼性を確認するためには、検証 (Verification) と妥当性確認 (Validation) に分けて C4/S3 の性能を確認する必要がある。このうち、本章では C4/S3 に対する妥当性確認内容を示す。

取替炉心の安全性評価では、評価対象の核設計パラメータがサイクルを通じて安全解析の入力値又は制限値を満足することを確認している。その確認においては、計算モデル及び入力で考慮していない効果や条件に起因する影響を不確定性として設定している。このため、C4/S3 による取替炉心の安全性評価で設定している不確定性が適切であることを確認することで、C4/S3 による取替炉心の安全性評価が妥当であることが確認できる。

取替炉心の安全性評価において不確定性を考慮している安全性評価項目について、不確定性及びその設定根拠を表 3-1 に示す。以降では、表 3-1 に挙げた項目及びそれ以外の取替炉心の安全性評価項目について、評価の詳細をそれぞれ示すが、

取替炉心の安全性評価に対して適切な不確定性が設定されていることが確認できた。

以上より、C4/S3 による取替炉心の安全性評価が妥当であることが確認できた。

表 3-1 取替炉心の安全性評価における不確定性及びその根拠

安全性評価項目		不確定性	設定根拠
反応度 停止余裕	制御棒価値	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	出力欠損 ^{※1}	<input type="text"/>	<input type="text"/>
最大線出力密度		<input type="text"/>	<input type="text"/>
F_{XY}^N		<input type="text"/>	<input type="text"/>
最大反応度添加率		<input type="text"/>	<input type="text"/>
制御棒クラスタ 落下時	ワース	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	$F_{\Delta H}^N$	<input type="text"/>	<input type="text"/>
制御棒クラスタ 飛出し時	ワース	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	F_Q	<input type="text"/>	<input type="text"/>
出力運転時ほう素濃度		<input type="text"/>	<input type="text"/>

※1

--

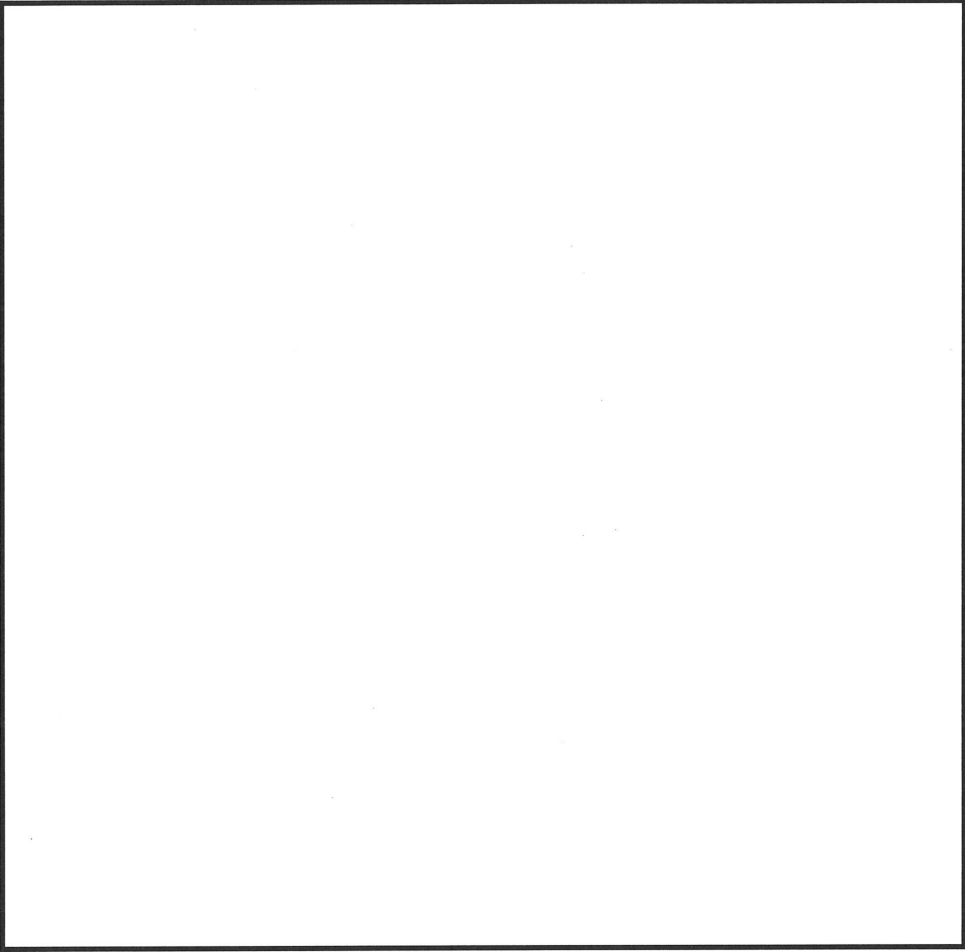
3.1 反応度停止余裕

反応度停止余裕は、制御棒クラスターの反応度と原子炉を高温全出力から高温停止状態へ移行させるのに必要となる所要反応度の差である。

[Redacted]

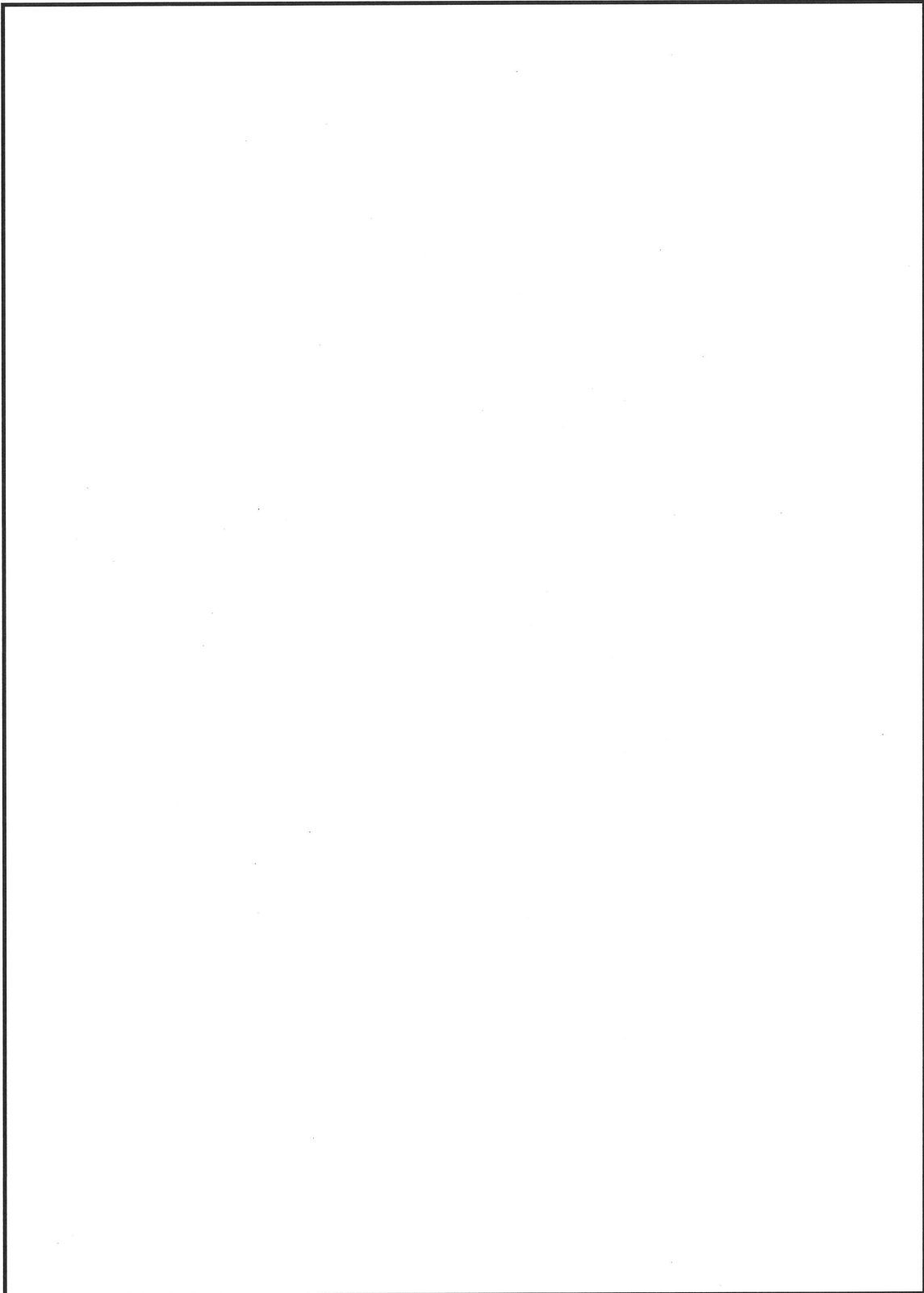
[Redacted]

[Redacted]



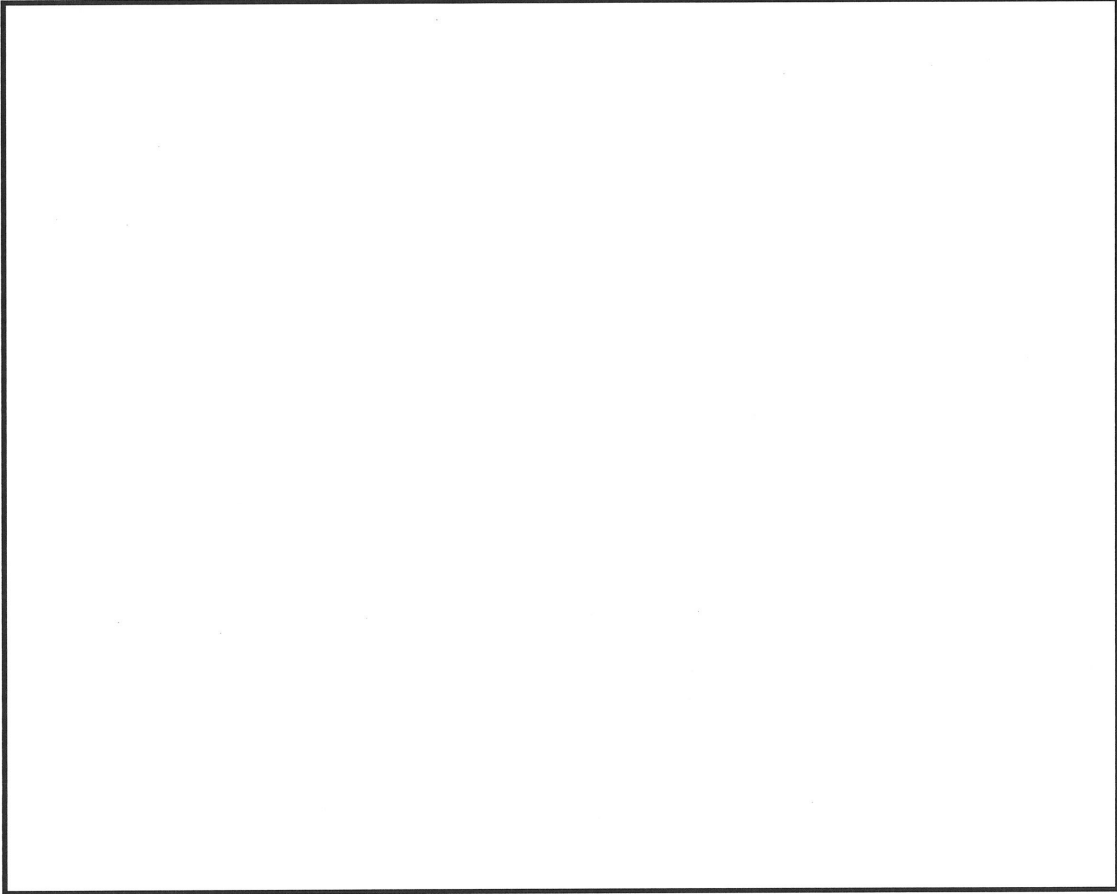
3.2 最大線出力密度

最大線出力密度は熱流束熱水路係数 F_Q に対して平均線出力密度を乗じた値として算出される。



3.3 F_{XY}^N

F_{XY}^N に対しては、直接的には不確定性を考慮していないものの、



3.4 最大反応度添加率

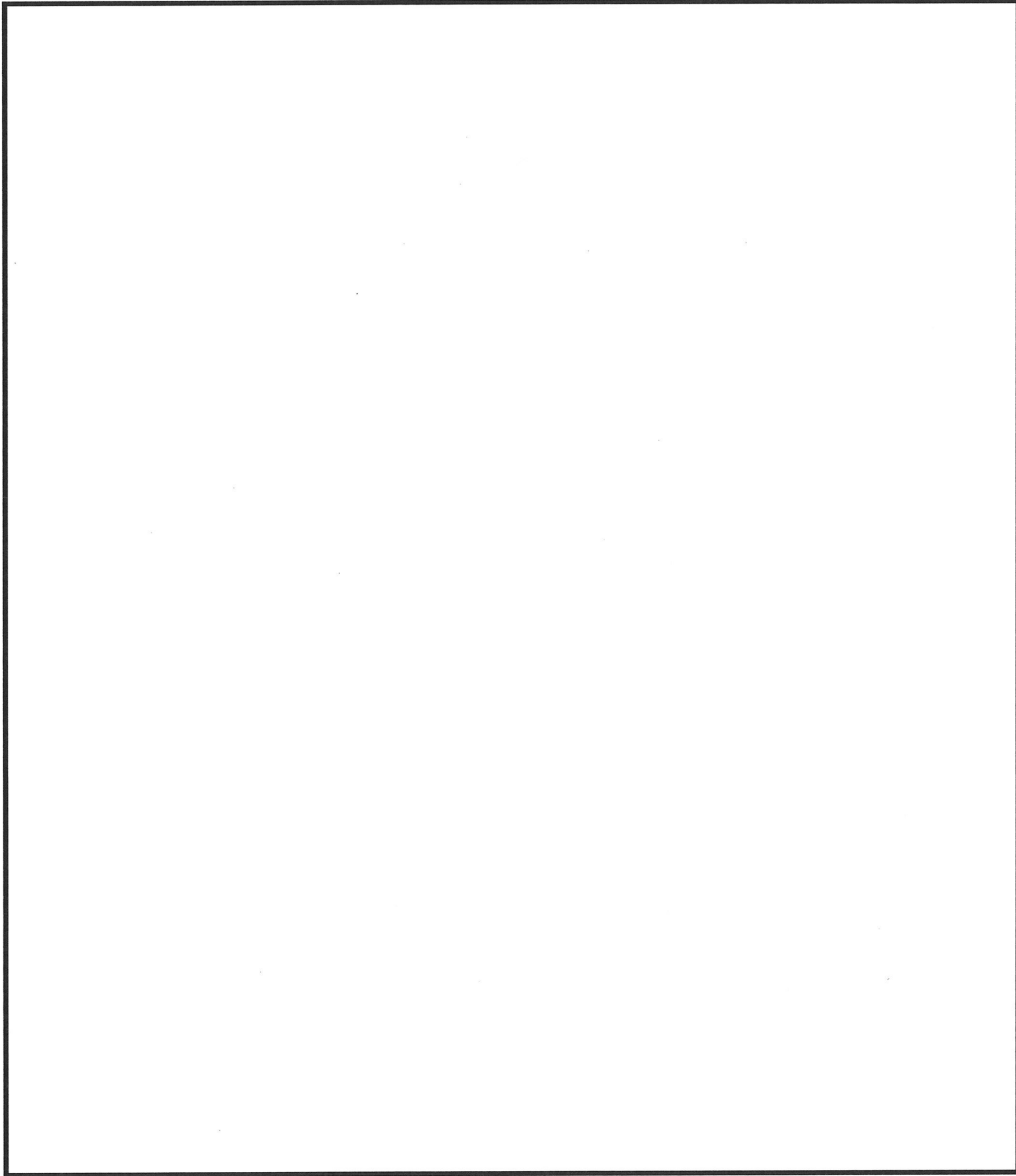
最大反応度添加率は、最大速度での制御棒クラスタ引抜きにおいて、単位時間あたりに添加される最大の反応度（制御棒価値）である。

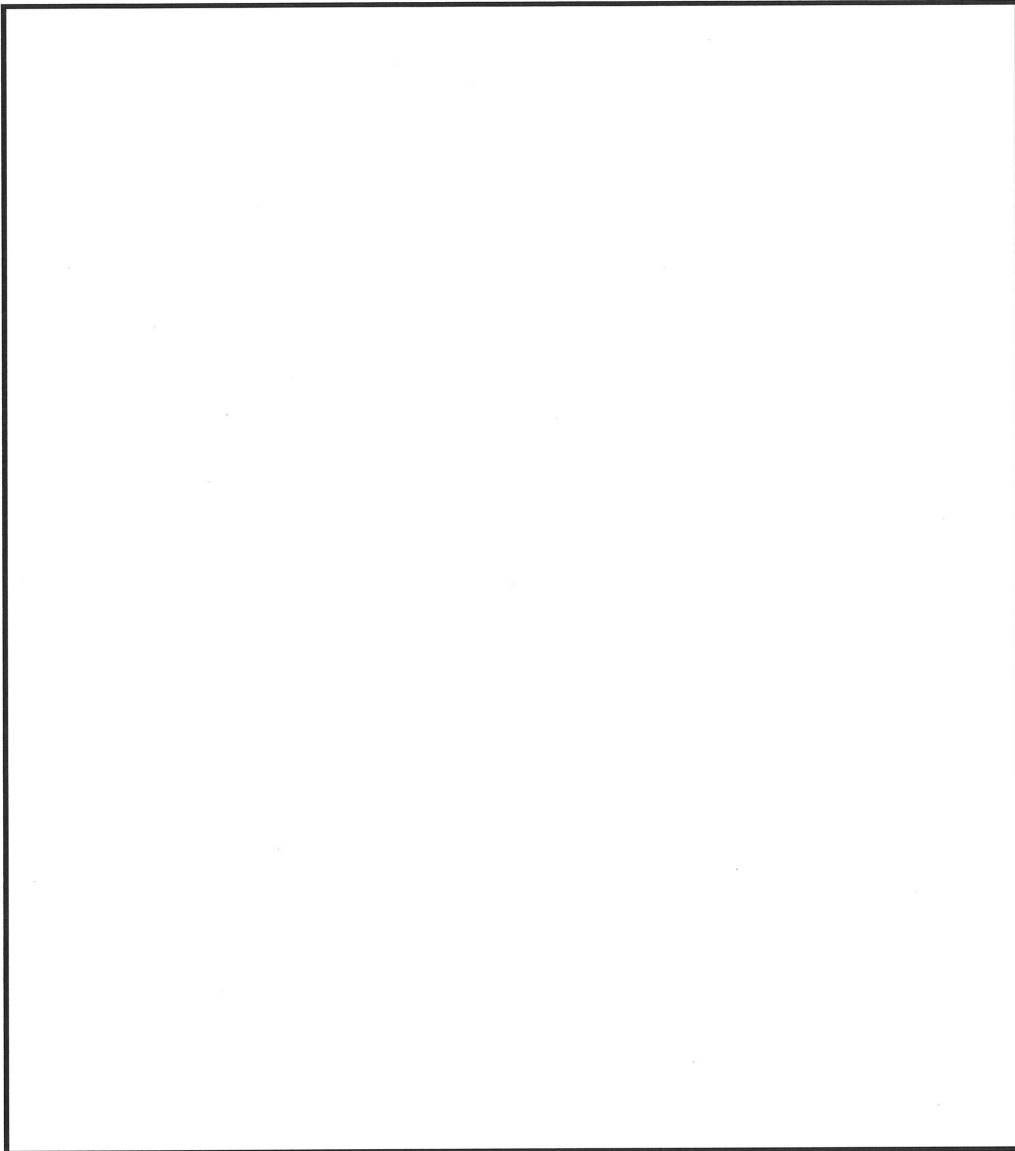
3.5 制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース

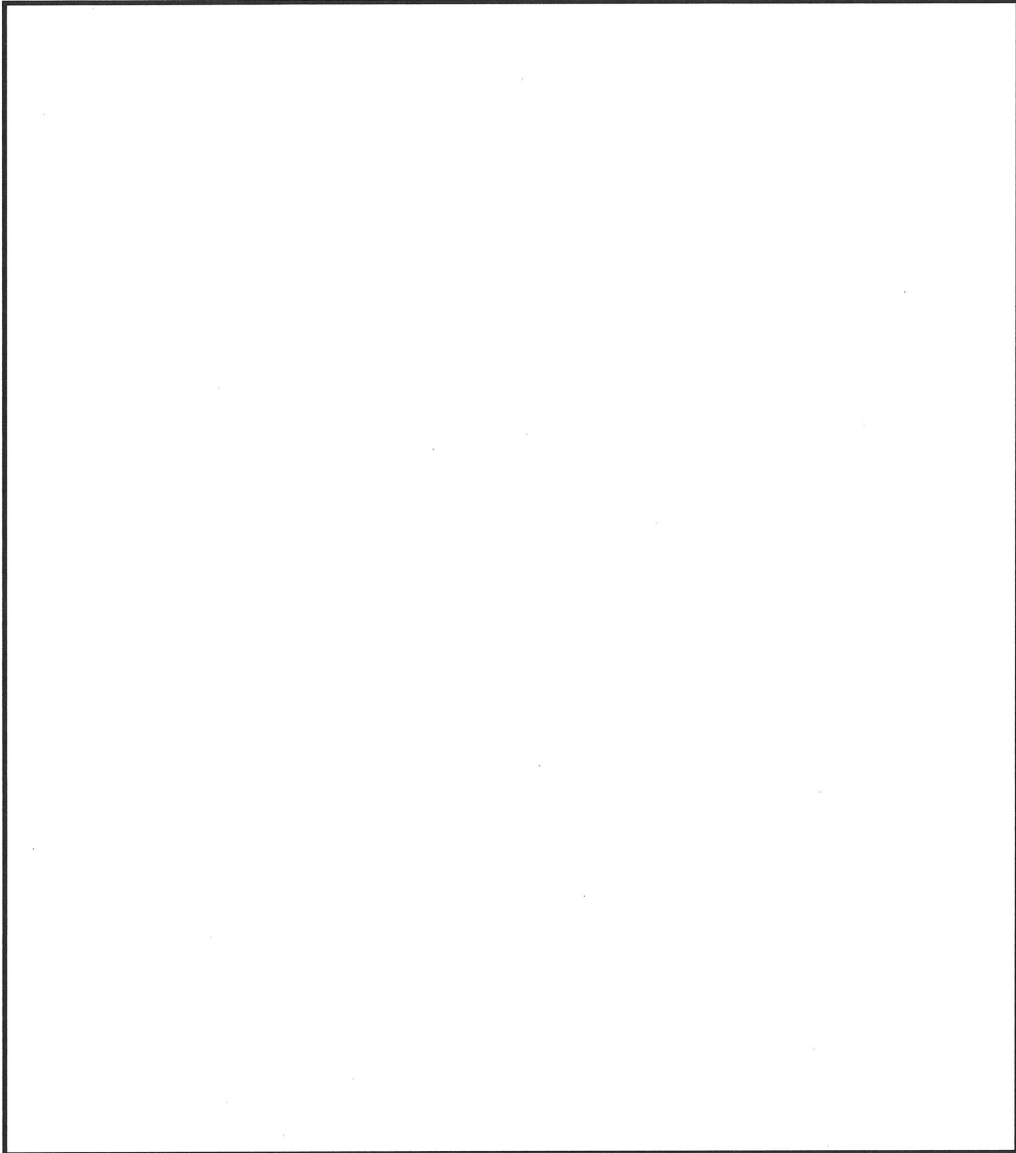
制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワースは、制御棒クラスタの落下・飛出しにおいて、添加される反応度（制御棒価値）である。

3.6 制御棒クラスタ落下時の $F_{\Delta H}^N$ 及び制御棒クラスタ飛出し時の F_Q

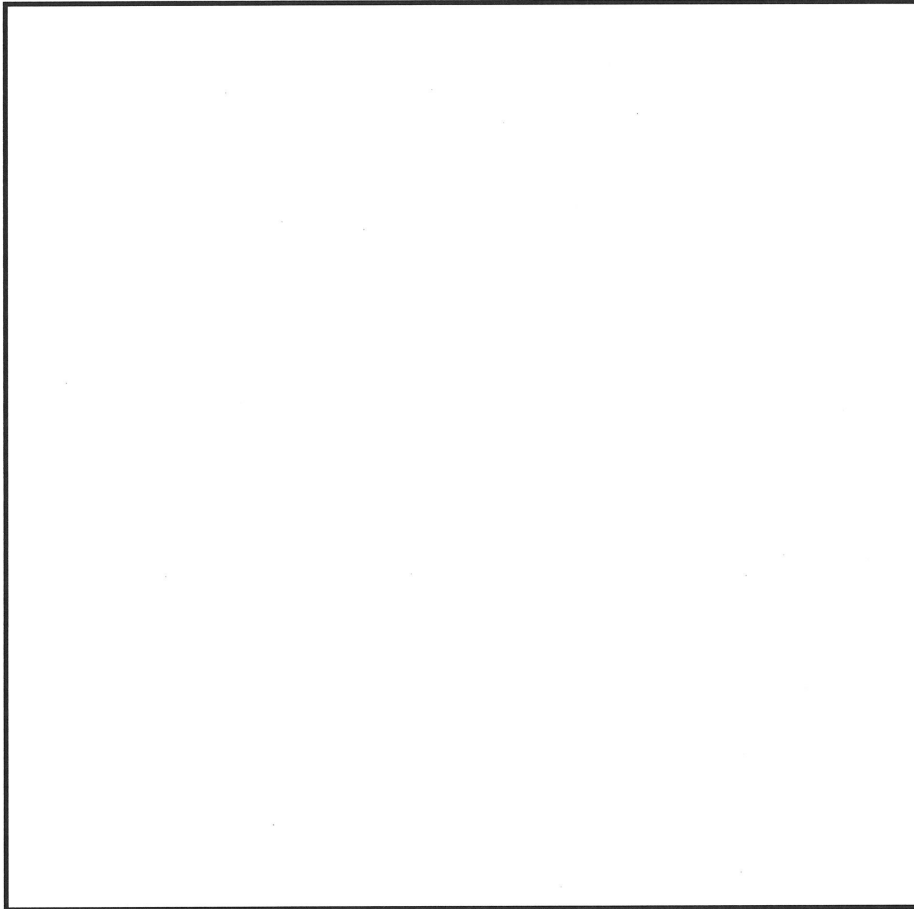
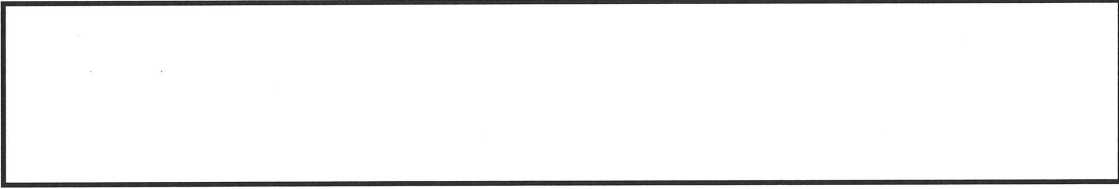
制御棒クラスタ落下時及び飛出し時の出力分布は、通常運転時の出力分布に比べて大きな歪みを生ずる。







3.7 出力運転時ほう素濃度



3.8 減速材温度係数

減速材温度係数は、零出力時炉物理検査時に負の値が確保されていることを測定により確認するとともに、減速材温度係数が正であった場合には、出力運転状態で負の減速材温度係数を確保するための制御棒引抜限度が設定される。

3.9 燃料集合体最高燃焼度及び MOX 燃料装荷炉心における燃料棒最高燃焼度

燃料集合体燃焼度は、出力運転中に測定に基づいて監視を行っており、集合体燃焼度の測定値が制限値以下に収まっていることが担保されている。また、燃料棒最高燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を制限値以下で管理する限り、制限値を超えることはない。

4. まとめ

本文書では、新検査制度の導入に向けた計算コードの信頼性に関する整理として、C4/S3 の検証/妥当性確認を実施し、取替炉心設計に係る C4/S3 の信頼性を確認した。

C4/S3 の検証では、照射後同位体解析、臨界実験解析、国内 PWR 実機解析（ UO_2 燃料装荷炉心（高燃焼度燃料含む）及び MOX 燃料装荷炉心）、海外 PWR 実機解析（高燃焼度燃料装荷炉心（長期サイクル）、MOX 燃料装荷炉心）、における核設計パラメータについて、いずれも測定値と計算値の一致は良好であり、C4/S3 で用いている計算モデルが適正であることを確認した。

また、C4/S3 の妥当性確認では、取替炉心の安全性評価における不確定性について、不確定性設定の根拠を明確化するとともに、

取替炉心の安全性評価
に対して適切な不確定性が設定されていることを確認した。

以上より、取替炉心設計に係る C4/S3 の信頼性が確認できた。

資料番号

BTN-0204036-1

平成 30 年 8 月

PWR における CASMO/SIMULATE コード
システムによる核設計手法と信頼性

平成 30 年 8 月



株式会社 原子力エンジニアリング

NUCLEA ENGINEERING, Ltd.

NEEL

ま え が き

本資料は、「PWRにおけるCASMO/SIMULATEコードシステムによる核設計手法と信頼性(平成14年11月),BTN-0204036」の改訂第1版である。

初版からの主な変更内容は、「3.4 国内 PWR 実機解析」の対象データを充実したことである。

平成14年当時、国内 PWR に装荷されていた主な燃料集合体は 48GWd/t 対応 UO₂ 燃料であったが、その後、国内 PWR では 55GWd/t 対応 UO₂ 燃料(高燃焼度燃料)及び 45GWd/t 対応 MOX 燃料が装荷され、平成 30 年時点でこれらの燃料が装荷された炉心の運転データが蓄積できた。

本改訂では、これらのデータを使用して CASMO/SIMULATE コードシステムの信頼性を再確認した結果を追記している。

以上

PWR における CASMO/SIMULATE コード
システムによる核設計手法と信頼性

平成 30 年 8 月

目 次

1. 序	1-1
2. CASMO/SIMULATE コードシステムの計算モデル	2-1
2.1 CASMO/SIMULATE コードシステムの概要	2-1
2.2 CASMO コードのモデル.....	2-3
2.3 SIMULATE コードのモデル.....	2-13
3. CASMO/SIMULATE コードシステムによる PWR 核設計手法の信頼性.....	3-1
3.1 照射後燃料同位体組成解析.....	3-2
3.2 UO ₂ 燃料臨界実験解析.....	3-7
3.3 MOX 燃料臨界実験解析	3-13
3.4 国内 PWR 実機解析	3-18
3.5 海外 PWR 実機解析	3-25
3.6 反応度事故模擬実験解析	3-35
3.7 制御棒異常引き抜き解析	3-37
3.8 制御棒連続挿入時の中性子束信号解析.....	3-39
3.9 LMW ベンチマーク解析.....	3-42
3.10 定常計算コードとの比較（制御棒飛び出し解析）	3-46
4. まとめ.....	4-1
5. 参考文献	5-1

添付資料

添付 A 中性子束不連続因子.....	A-1
---------------------	-----

1. 序

本資料は CASMO/SIMULATE コードシステムの計算モデルの説明(定常計算及び動特性計算)、並びに PWR 実機プラント等の測定データとの比較に基づく同コードシステムの信頼性について取りまとめたものである。なお、本資料に記載の CASMO/SIMULATE のバージョンを以下に示す。

コード	バージョン
CASMO	CASMO-4
SIMULATE	SIMULATE-3

2. CASMO/SIMULATE コードシステムの計算モデル

2.1 CASMO/SIMULATE コードシステムの概要

CASMO/SIMULATE コードシステム⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾は、集合体体系で中性子スペクトル・同位体燃焼計算を行って集合体核データを作成する CASMO コードと、集合体をノード単位で均質化した 3 次元体系で炉心計算を実施する SIMULATE コードから構成される。CASMO/SIMULATE コードシステムの計算法の概要を図 2.1-1 に示す。SIMULATE コードの炉心計算では定常状態の炉心核特性を評価する定常計算と、非定常状態の炉心核特性を時間依存で解析することができる動特性計算がある。

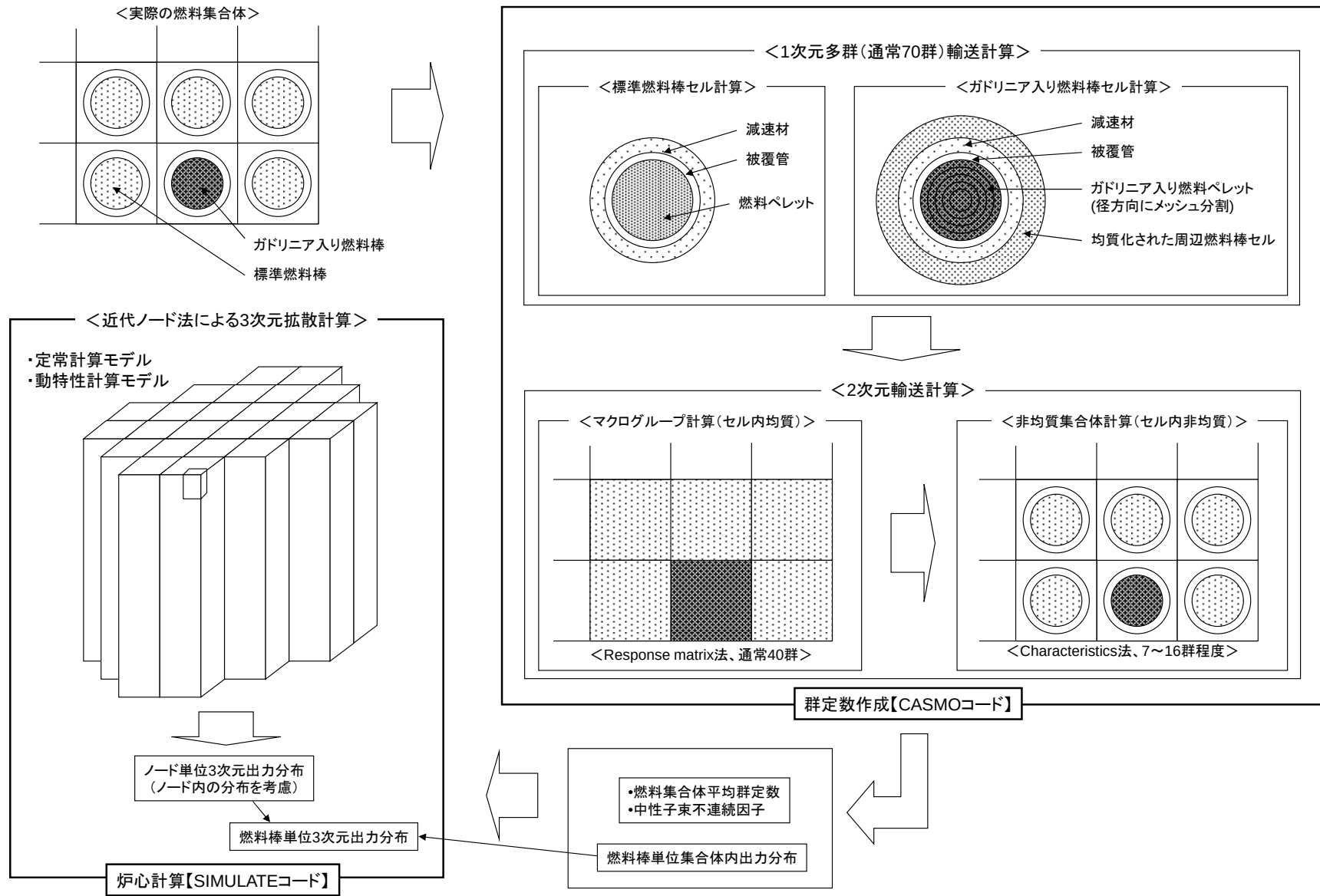


図 2.1-1 CASMO/SIMULATE コードシステムの計算法の概要

2.2 CASMO コードのモデル

2次元集合体計算コード CASMO コードの計算手順の流れを図 2.2-1 に、主要な入出力データを図 2.2-2 に示す。CASMO コードの計算手順は大きく分けて共鳴計算、集合体中性子スペクトル計算、及び燃焼計算に分けられる。集合体中性子スペクトル計算は更に、

- ① 燃料棒セルを円筒体系で近似して多群(通常 70 群)の 1 次元輸送計算を行うセル計算
- ② 集合体内の中性子スペクトルの空間依存性を考慮するために、セル計算によって得られたセル平均群定数を用いて集合体横断面体系で多群(通常 40 群)の 2 次元輸送計算を行うマクログループ計算
- ③ ①及び②の計算から求められる集合体内位置依存性を考慮したセル内各領域の群定数を使用し、集合体横断面体系で少数群(7~16 群程度)の 2 次元輸送計算を行う非均質集合体計算

に分けられる。

2.2.1 入力データ処理及び共鳴計算

CASMO コードに入力されるデータは集合体形状、各領域の組成及び燃焼計算条件(出力密度及び燃焼ステップ)であり、この入力データに基づいて核断面積ライブラリーが読み込まれる。CASMO コードに使用される核断面積ライブラリーは、主として米国の核データライブラリーである ENDF/B に基づき、多群の中性子エネルギー群数の形にまとめられたものである。

中性子エネルギーに対して激しく変化する共鳴核種の断面積については、共鳴自己遮蔽効果を考慮した共鳴積分が温度とバックグラウンド断面積(共鳴核種 1 個あたりのポテンシャル散乱断面積)の関数として CASMO の核断面積ライブラリー中に準備されており、等価原理⁽⁴⁾に基づいて非均質燃料棒セル体系における実効共鳴断面積を作成する。

共鳴計算によって計算された多群実効共鳴断面積、及び核断面積ライブラリーから読み込まれた共鳴核種以外の多群断面積は、各領域の組成から求められた核種毎の個数密度を乗じて加えられ、セル計算に用いる多群定数が計算される。

2.2.2 セル計算

セル計算は、セルを図 2.2-3 に示すような円筒体系で近似した衝突確率法⁽⁵⁾に基づく 1 次元多群輸送計算である。吸収材セル(制御棒、可燃性吸収棒、ガドリニア入り燃料棒)や水セルについては、そのまわりに均質化された周辺標準燃料棒セルが設定され、周辺セルの中性子スペクトルの影響を考慮する。

ガドリニア入り燃料棒セルについては、ガドリニア入り燃料ペレット内を更に径方向に細分割する詳細な 1 次元輸送計算を行い、ガドリニア入り燃料棒内の中性子束分布の歪みと、ガドリニア燃焼の非一様性を考慮する。

セル計算によって得られた多群の中性子束分布を用いてセルの均質化及びエネルギー群数の縮約が行われ、セル平均群定数が作成される。

2.2.3 集合体計算

CASMO コードの集合体計算には、集合体内の中性子スペクトルの空間依存性を考慮するためにセル内を均質化した体系で多群計算が行われるマクログループ計算と、燃料集合体内の詳細な中性子スペクトルを計算するために非均質な体系で少数群計算が行われる非均質集合体計算に分けられる。

(a) マクログループ計算

マクログループ計算では、セル計算によって求められたセル平均群定数を用い、Response matrix 法によるセル内均質の多群集合体 2 次元輸送計算が行われる。マクログループ計算の計算体系を図 2.2-4 に示す。Response matrix 法は中性子のセルの透過、脱出を取り扱うことにより隣接メッシュ間の中性子バランスを解く手法である(図 2.2-5 参照)。マクログループ計算は、集合体内の中性子スペクトルの空間依存性を考慮するために行われる。

(b) 非均質集合体計算

非均質集合体計算では、セル計算及びマクログループ計算から求められる集合体内の位置依存性を考慮したセル内各領域の少数群定数を用い、Characteristics 法⁽⁶⁾によるセル内非均質の少数群集合体 2 次元輸送計算が行われる。非均質集合体計算の計算体系を図 2.2-6 に示す。非均質集合体計算は燃料集合体の中性子束分布、出力分布及び増倍率を計算するために行われる。CASMO コードによる非均質集合体計算は、無限配列を模擬した単一集合体体系の他に隣接集合体体系で行うことができる。

Characteristics 法の概念図を図 2.2-7 に示す。Characteristics 法は計算体系全体に対して中性子の飛程(トレース)を様々な角度に対して設定し、その飛程一本一本に対して中性子輸送方程式を厳密に解く輸送計算手法である。

2.2.4 炉心計算用集合体核データの作成

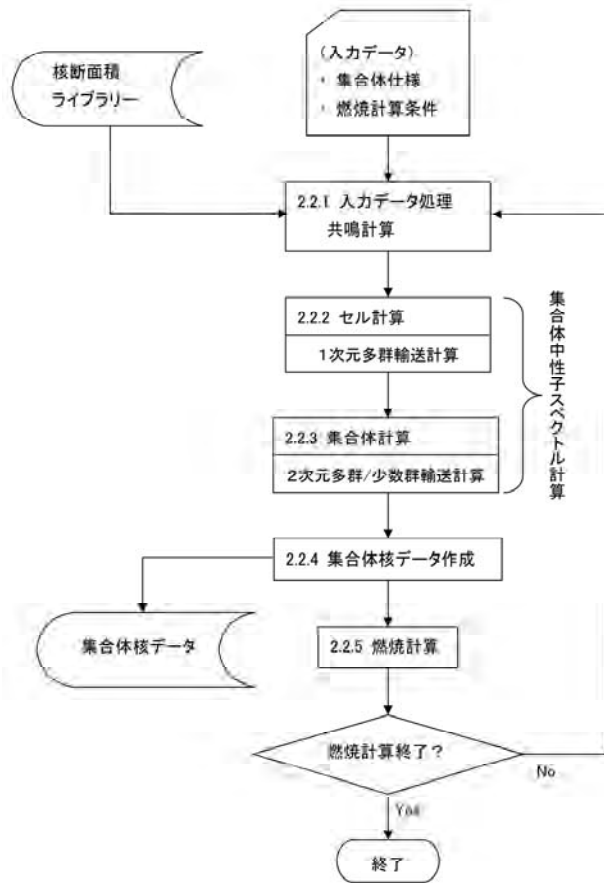
集合体 2 次元輸送計算によって得られた位置依存の中性子スペクトルを用い、領域毎の群定数を空間荷重平均及びエネルギー荷重平均することにより、集合体の均質化及びエネルギー群数の縮約が行われ、炉心計算に用いる集合体平均の 2 群定数が作成される。この時、集合体からの中性子漏れ(あるいは集合体への中性子の流れ込み)による効果をバックリングにより考慮している。また、集合体 2 次元輸送計算によって得られた集合体内中性子束分布から燃料棒単位の出力分布及び集合体境界の中性子束不連続因子が求められる。

2.2.5 燃焼計算

集合体核データと燃焼度との関係を求めるため、集合体の燃焼計算が行われる。

集合体中性子スペクトル計算によって求められた集合体内中性子束分布は入力指定された出力密度によって規格化され、絶対値が求められる。規格化された中性子束絶対値から核種毎の反応率が計

算され、生成と消滅の時間微分方程式を解くことにより、燃料棒セル毎に同位体燃焼計算が行われる。



2.2.1 入力データ処理及び共鳴計算

- ・ CASMO コードに入力されるデータは集合体形状、各領域の組成及び燃焼計算条件(出力密度及び燃焼ステップ)であり、この入力データに基づいて多群の核断面積ライブラリーが読み込まれる。
- ・ 中性子エネルギーに対して激しく変化する共鳴核種の断面積については、共鳴計算により、各エネルギー群における実効的平均値(実効共鳴断面積)が求められる。
- ・ 多群の断面積は核種毎の個数密度を乗じて加えられ、セル計算に用いる多群定数が求められる。

2.2.2 セル計算

- ・ セル計算は、燃料棒セルを円筒体系で近似した1次元多群輸送計算であり、衝突確率法に基づいている。吸収セル(制御棒、可燃性吸収棒、ガドリニア入り燃料棒)や水セルについては、そのまわりに均質化された周辺標準燃料棒セルが設定され、周辺セルの中性子スペクトルの影響を考慮する。
- ・ ガドリニア入り燃料棒セルについては、ガドリニア入り燃料ペレット内を更に径方向に細分割する詳細な1次元輸送計算を行い、ガドリニア入り燃料棒内の中性子束分布の歪みと、ガドリニア燃焼の非一様性を考慮する。
- ・ 1次元多群輸送計算によって得られた多群の中性子束分布を用いてセルの均質化及びエネルギー群数の縮約が行われる。

2.2.3 集合体計算

- ・ 集合体計算には、集合体内の中性子スペクトルの空間依存性を考慮するためにセル内を均質化した体系で多群計算が行われるマクログループ計算と、燃料集合体内の詳細な中性子スペクトルを計算するために非均質な体系で少数群計算が行われる非均質集合体計算に分けられる。

<Response matrix 法を用いたマクログループ計算>

- ・ 2.2.2のセル計算によって求められるセル平均群定数を用い、Response matrix 法によるマクログループ計算(2次元多群輸送計算、セル内均質)が行われる。

<Characteristics 法を用いた非均質集合体計算>

- ・ 2.2.2のセル計算及びマクログループ計算から求められる集合体内の位置依存性を考慮したセル内各領域の少数群定数を用い、Characteristics 法による非均質集合体計算(2次元少数群輸送計算、セル内非均質)が行われる。
- ・ Characteristics 法は、計算体系全体に対して中性子の飛程を様々な角度に対して与え、積分型輸送方程式を解く方法であり、中性子の飛程一本一本に沿った中性子バランス計算を実施し、それらを領域毎に積分して、各領域での中性子束を計算する。Characteristics 法では非均質な幾何形状を近似することなく取り扱うことができるため、複雑な幾何形状での輸送方程式に対して精度良い解が計算できる。

2.2.4 炉心計算用集合体核データの作成

- ・ 2.2.3の集合体計算によって得られた位置依存の中性子スペクトルを用いて、集合体の均質化及びエネルギー群数の縮約が行われ、炉心計算に用いる集合体平均の2群定数が作成される。この時、集合体からの中性子漏れ(あるいは集合体への中性子の流れ込み)がバックリングによって考慮される。
- ・ 集合体計算によって得られた集合体内中性子束分布から燃料棒単位の出力分布及び集合体境界の中性子束不連続因子が求められる。

2.2.5 燃焼計算

- ・ 集合体核データと燃焼度との関係を求めるため、集合体の燃焼計算が行われる。
- ・ 集合体の燃焼計算は、燃料棒セル毎の中性子束分布から核種毎の反応率を求め、生成と消滅に関する時間微分方程式を解くことにより行われる。

図 2.2-1 CASMO コードの流れ図

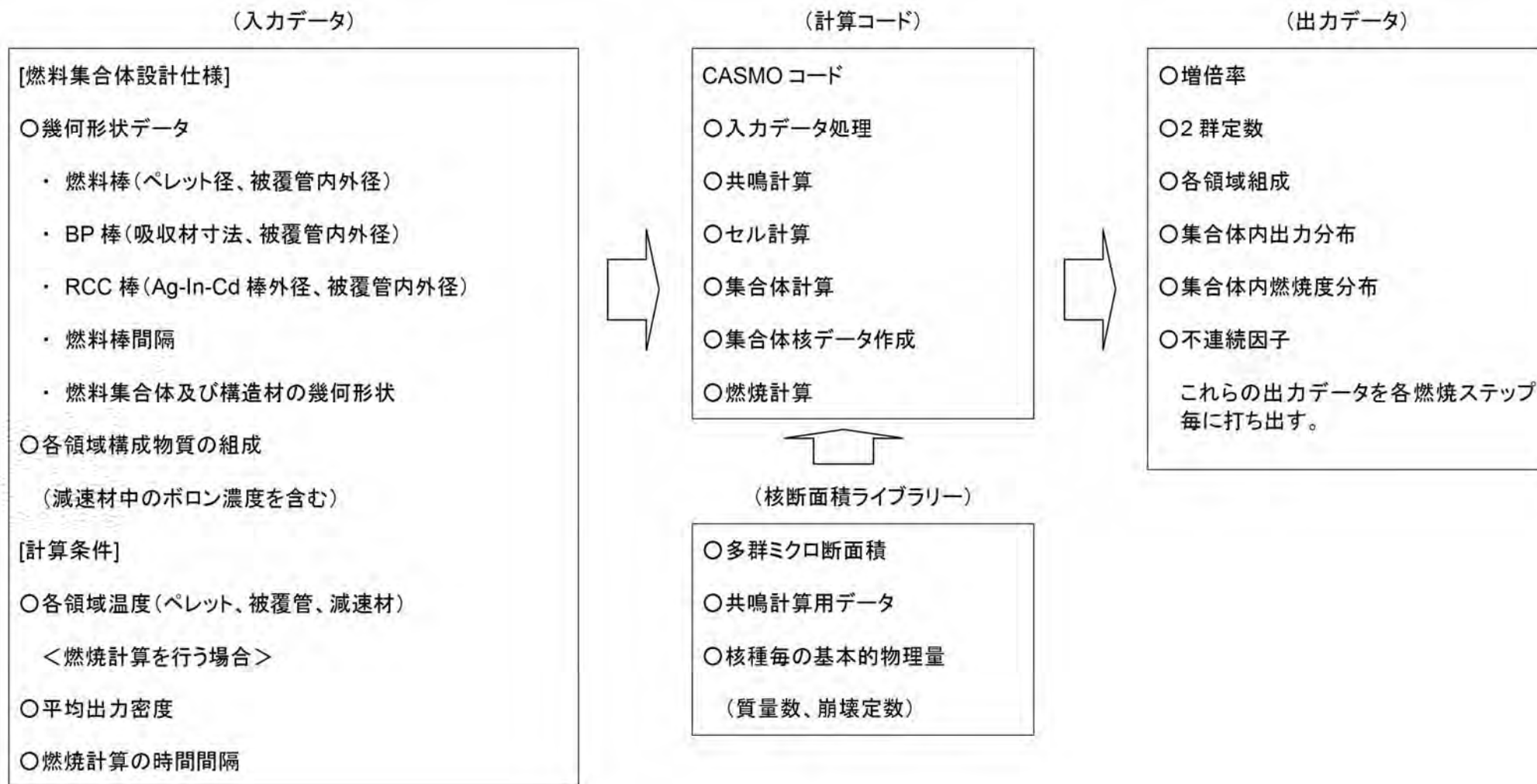
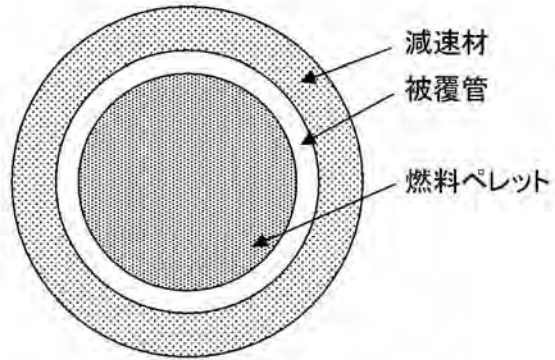
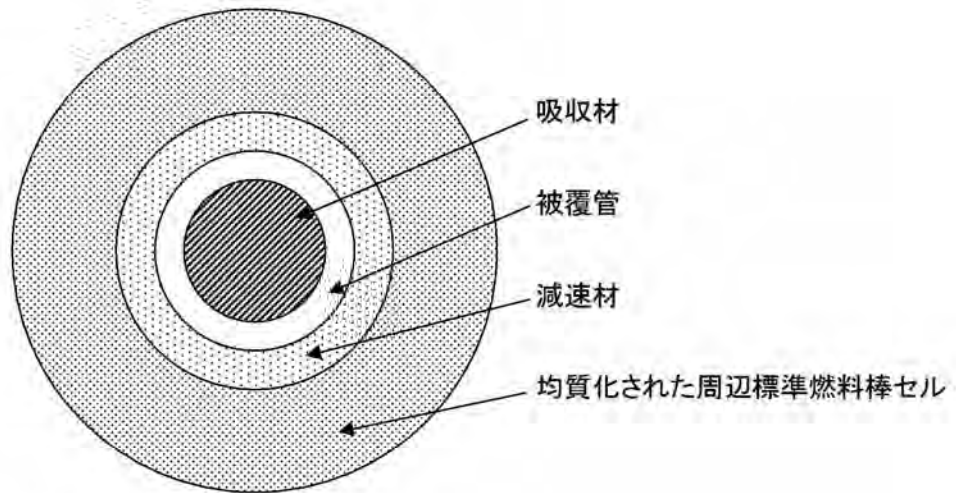


図 2.2-2 CASMO コードの主要な入力及び出力データ

(a) 標準燃料棒セル計算体系



(b) 吸収材セル計算体系



(c) ガドリニア入り燃料棒セル計算体系

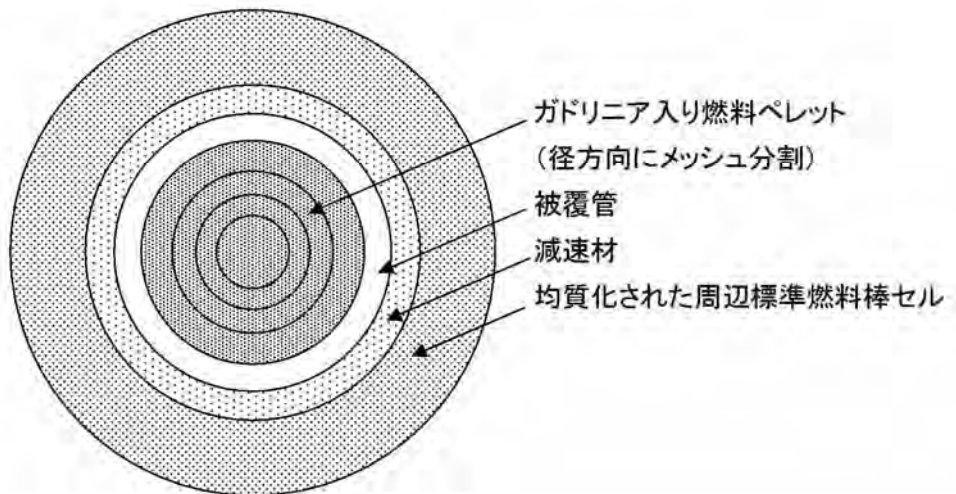


図 2.2-3 セル計算体系

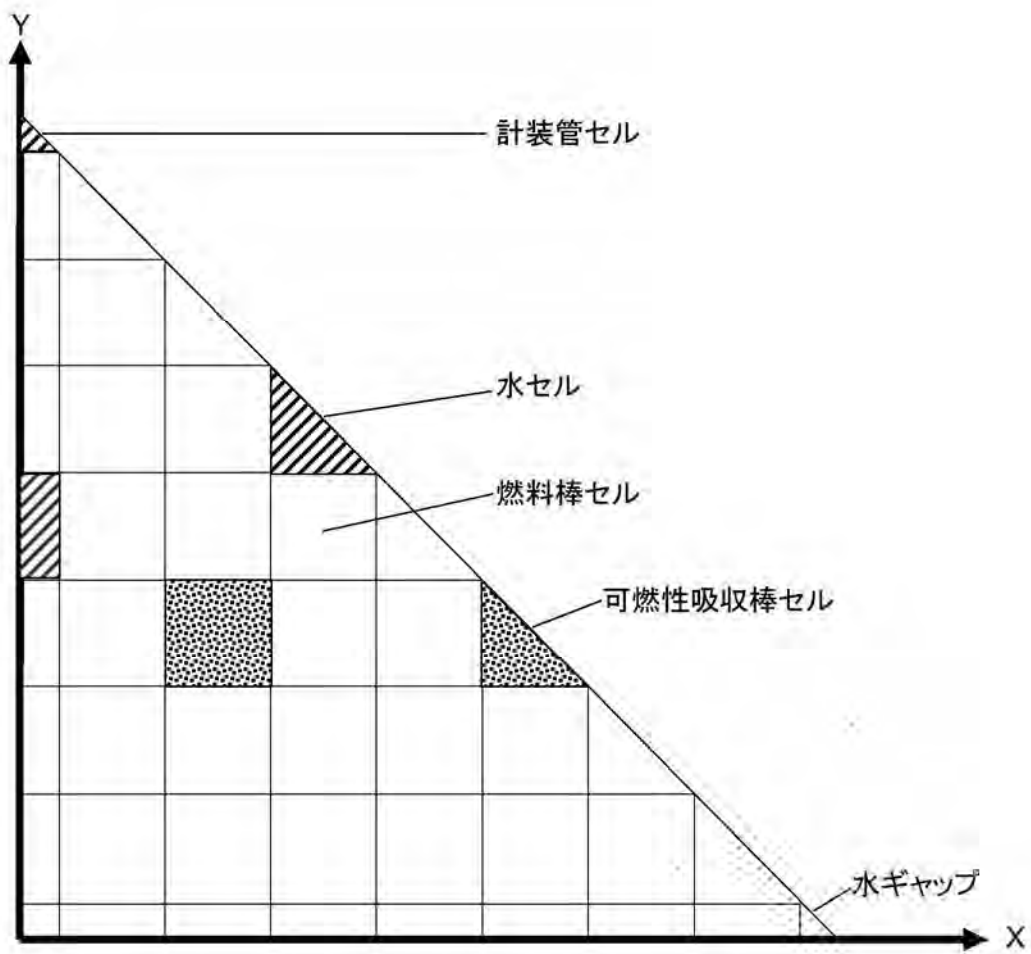
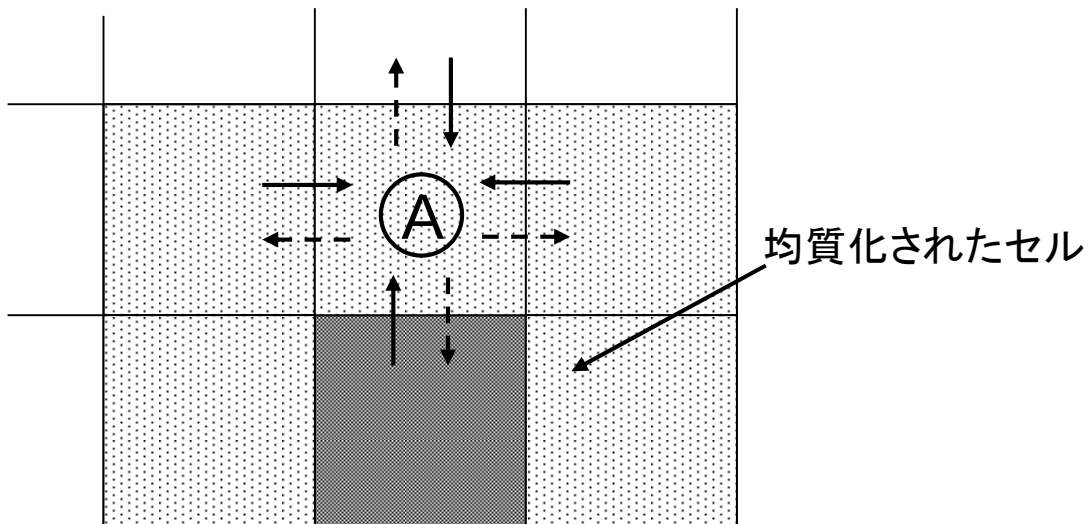


図 2.2-4 マクログループ計算体系の例

(15×15 PWR 燃料集合体 1/8 計算体系)



- ← セル(A)への中性子の流入
- ← - - セル(A)からの中性子の流出

図 2.2-5 Response matrix 法の概念図

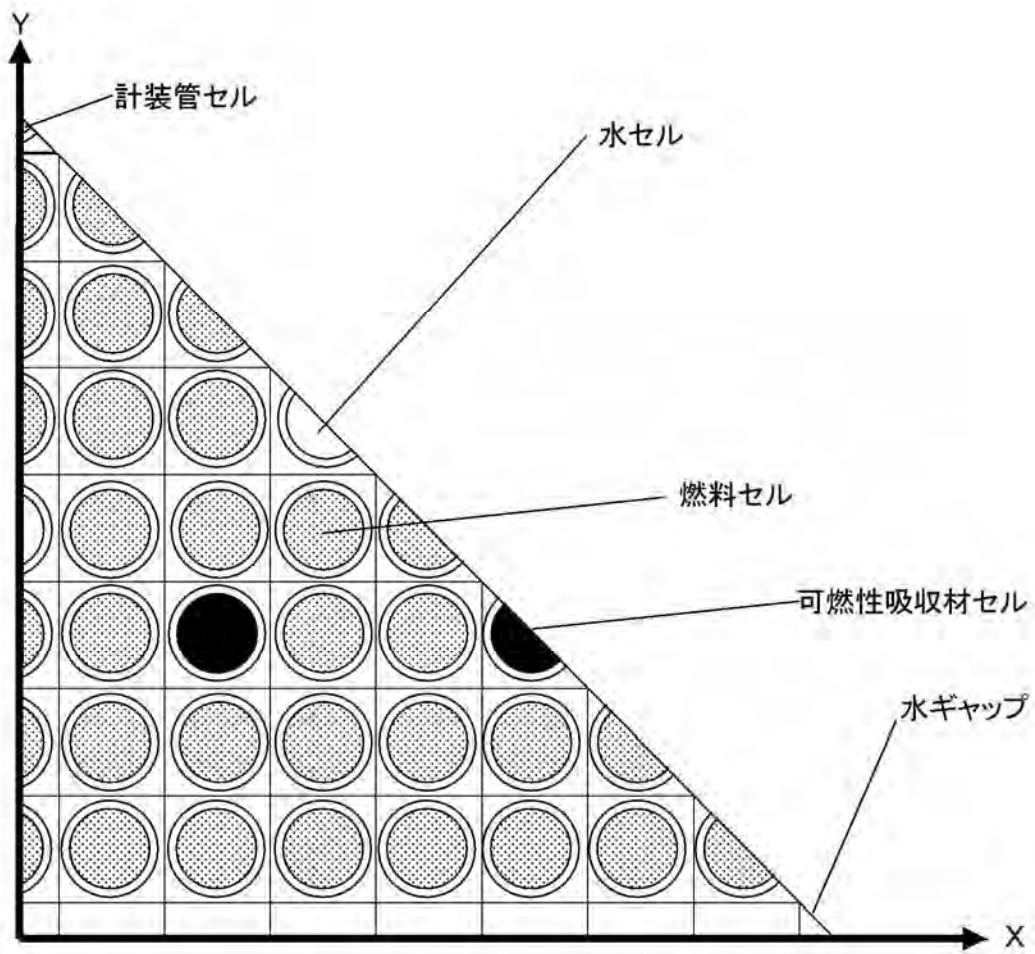
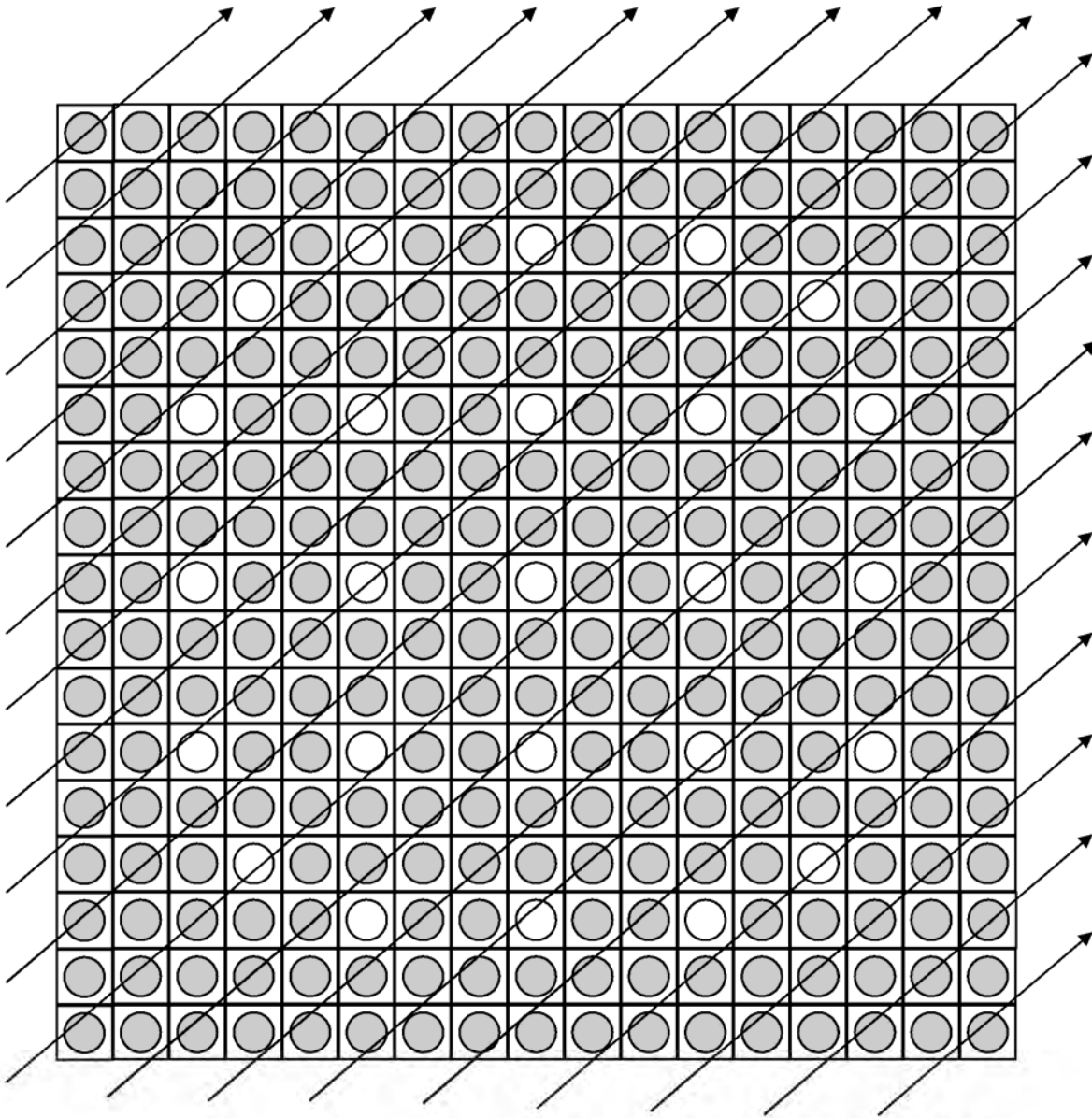


図 2.2-6 非均質集合体計算体系の例

(15×15 PWR 燃料集合体 1/8 計算体系)



中性子の飛行方向
 (計算時には様々な
 角度に対して与えら
 れる。)

図 2.2-7 Characteristics 法の概念図

(例: 燃料集合体)

2.3 SIMULATE コードのモデル

SIMULATE コードは近代ノード法⁽⁷⁾に基づく 3 次元炉心計算コードであり、定常計算と動特性計算の 2 つの計算モデルが存在する。3 次元炉心計算コード SIMULATE の計算手順の流れを図 2.3-1 に、主要な入出力データを図 2.3-2 に示す。

2.3.1 集合体核データ編集

CASMO コードにより集合体タイプ毎に計算された集合体核データ(集合体平均 2 群マクロ定数、集合体内出力分布、中性子束不連続因子、及びフィードバックのための 2 群マイクロ定数)は、燃焼度及び炉心内の状態(減速材温度、ボロン濃度、燃料温度、可燃性吸収棒や制御棒挿入の有無)に対する集合体核データテーブルの形に編集される。集合体核データテーブルは、CASMO コードの基準燃焼計算(炉心内の平均的な状態での燃焼計算)、履歴燃焼計算(平均状態から変化させた状態での燃焼計算)、及びブランチ計算(各燃焼度時点で状態を変化させる計算)結果より作成される。また、集合体内出力分布及び中性子束不連続因子も同様にテーブル化される。なお、一部の FP(I, Xe, Pm, Sm)とボロンの個数密度は SIMULATE コードの中で直接取り扱われる。

2.3.2 熱水力計算

ノード拡散計算に用いられる集合体核データは炉心内の水密度分布及び燃料温度に依存するため、炉心内の出力分布に基づいて冷却材の熱水力計算及び燃料温度評価を行い、求められた水密度分布及び燃料温度に応じて集合体核データがノード毎に設定される。熱水力計算はノード拡散計算に先立って行われる必要があるため、最初に炉心内出力分布初期値が仮定される。この出力分布はノード拡散計算によって求められた出力分布によって置き換えられ、出力分布、水密度分布及び燃料温度が収束するまで熱水力計算とノード拡散計算が交互に繰り返される。

(a) 定常計算で使用する熱水力モデル

SIMULATE コードの定常計算では、ノード入口でのエンタルピー、ノード内で発生する熱、及びノード出口でのエンタルピーの熱バランスにより計算した水のエンタルピー分布より水密度分布を求めている。

(b) 動特性計算で使用する熱水力モデル

SIMULATE コードの動特性計算で使用する熱水力モデルは以下の通りである。

- (1) 燃料棒表面熱流束と燃料棒内温度分布を計算する燃料棒モデル
- (2) チャンネル毎の冷却材流量、密度及びボイド分布を計算する冷却材の熱水力モデル

熱水力計算に使われる発熱量は核計算によって求められる出力から引き渡され、核的フィードバックに必要な燃料温度と冷却材条件が熱水力計算から核計算に渡される。燃料棒モデルは、同心円に等体積分割された燃料ペレット、燃料ペレットと被覆管のギャップ、被覆管の熱伝導及び被覆管表面熱伝達から構成され、軸方向には核計算と同じノード分割で計算される。また、冷却材流路は燃料棒と同じ軸

方向ノード分割の平行水路でモデル化されている。

2.3.3 3次元ノード拡散計算

(a) 定常計算における3次元ノード拡散計算

SIMULATE コードの定常計算では、集合体をノード単位で均質化して扱い、近代ノード法に基づき 3次元、2群中性子拡散方程式を解く。

定常計算におけるノード単位の2群の中性子バランス方程式は、次式で表すことができる。

$$[\text{ノードからの漏れ}] + [\text{消滅}] = [\text{発生}]$$

$$\sum_{k=1,6} J_{g,k}^m \cdot S_k^m + \sum_g \Phi_g^m V^m = Q_g^m V^m (g=1,2) \quad (2.3-1)$$

ここで、

m : ノードを表す添字

k : ノード各表面を表す添字

$J_{g,k}^m$: ノード表面 k における中性子流(ノードから外向きへの流れを正とする)

S_k^m : ノード表面 k の面積

V^m : ノード体積

Φ_g^m : ノード平均中性子束

\sum_g^m : 消滅を表す断面積

$$\begin{cases} \sum_{a1}^m + \sum_r^m (g=1), \\ \sum_{a2}^m (g=2) \end{cases}$$

Q_g^m : 中性子源(高速群:核分裂、熱群:高速群からの減速)

$$\begin{cases} \frac{1}{k_{eff}} \{ \nu \sum_{f1}^m \Phi_1^m + \nu \sum_{f2}^m \Phi_2^m \} (g=1), \\ \sum_r^m \Phi_1^m (g=2) \end{cases}$$

である。

SIMULATE コードは、ノード境界における中性子流を正確に取り扱うため、ノード内のある方向(x)に着目し、他の2方向(y,z)について積分することにより得られる1次元2群拡散方程式を解いてノード内

の中性子束分布を考慮している(図 2.3-3)。

ノード m、g 群、x 方向についての 1 次元拡散方程式は次式で表される。

$$-D_g^m \frac{d^2}{dx^2} \Phi_g^m(x) + \sum_g^m \Phi_g^m(x) = Q_g^m(x) - L_{yzg}^m(x) \quad (2.3-2)$$

ここで、

D_g^m : 拡散係数

\sum_g^m : 消滅を表す断面積(高速群: $\sum_{a1} + \sum_r$ 、熱群: \sum_{a2})

$\Phi_g^m(x)$: ノード内 x 方向中性子束分布

$Q_g^m(x)$: ノード内中性子源(高速群: 核分裂、熱群: 高速群からの減速)

$L_{yzg}^m(x)$: x に対して垂直方向(y,z)へのノードからの中性子の漏れ

である。 $\Phi_g^m(x)$ は、他の(y,z)方向について平均された値である。ノード境界の中性子流は拡散近似を適用して

$$J = -D_g^m \frac{d\Phi_g^m(x)}{dx} \Big|_{\text{ノード境界}} \quad (2.3-3)$$

によって求められる。

(2.3-2)式は x 方向についての方程式であるが、同様の方程式が y,z 方向についても成り立つ。この 1 次元拡散方程式を(x,y,z)方向について順次解くことにより、各方向のノード境界中性子流を求めることができる。 $L_{yzg}^m(x)$ は、y 及び z 方向の中性子流より求められる。SIMULATE コードでは $\Phi_g^m(x)$ を 4 次までの多項式で展開し、1 次元拡散方程式を解くことにより展開係数を決定する。なお、MOX 燃料装荷炉心においては、後述するように熱群中性子束分布の展開に多項式及び解析関数を用いる。SIMULATE コードはまた、ノード境界での中性子流が非均質計算と同等になるように中性子束不連続因子⁽⁸⁾を用いて中性子束の不連続性を許容し(図 2.3-4)、均質化に伴う誤差を効果的に避けることができる。不連続因子の概念を添付 A に示す。

MOX 燃料装荷炉心の解析においては、MOX 燃料集合体と UO₂ 燃料集合体の境界付近における熱中性子束分布の急激な変化や中性子スペクトル干渉効果を精度良く取り扱う必要がある。MOX 燃料装荷炉心の解析においては、ノード内の高速群中性子束に対しては多項式、熱群中性子束分布に対しては多項式及び解析関数で展開することにより⁽⁹⁾、集合体境界付近の熱中性子束分布の急激な空間変化を取り扱うとともに、ノード境界付近で輸送・拡散補正を適用して中性子束不連続因子を補正している

⁽¹⁰⁾。また、MOX 燃料と UO₂ 燃料の固有の中性子スペクトルは大きく異なるため、両集合体が隣接する場合、境界付近で中性子スペクトルの干渉が生じ、集合体核定数に影響を与える。SIMULATE コードでは、炉心計算で得られた熱群と高速群の中性子束の比をインデックスとして、集合体内の核定数を空間依存で補正している⁽¹¹⁾。これらのモデルを適用することにより、MOX 燃料集合体と UO₂ 燃料集合体の境界付近の出力分布を精度良く評価できる。

(b) 動特性計算における 3 次元ノード拡散計算

SIMULATE コードの動特性計算⁽¹²⁾⁽¹³⁾では、定常計算と同様に集合体をノード単位で均質化して扱い、近代ノード法に基づき中性子 2 群、遅発中性子 6 群の 3 次元拡散動特性方程式を解く。

遅発中性子を考慮した時間依存の中性子拡散方程式は、次式で表すことができる。

<単位体積あたりの中性子のバランス>

$$\begin{aligned}
 & \text{[時間変化]} + \text{[ノードからの漏れ]} + \text{[消滅]} \\
 & = \text{[核分裂による生成(即発中性子)]} + \text{[遅発中性子として生成]} + \text{[外部中性子源]} \\
 & \frac{1}{V_g(\mathbf{r}, t)} \frac{\partial}{\partial t} \Phi_g(\mathbf{r}, t) - \nabla \cdot D_g(\mathbf{r}, t) \nabla \Phi_g(\mathbf{r}, t) + \Sigma_{tg}(\mathbf{r}, t) \Phi_g(\mathbf{r}, t) \\
 & = \text{Sum}_{g'=1,2} \left[\left((1 - \beta) \chi_g^p \nu \Sigma_{fg'}(\mathbf{r}, t) + \Sigma_{gg'}(\mathbf{r}, t) \right) \Phi_{g'}(\mathbf{r}, t) \right] \\
 & \quad + \text{Sum}_{d=1,6} \chi_g^d \lambda_d C_d(\mathbf{r}, t) + SE_g(\mathbf{r}, t) \quad g = 1, 2
 \end{aligned} \tag{2.3-4}$$

<遅発中性子先行核密度のバランス>

$$\text{[時間変化]} = \text{[核分裂により生成]} - \text{[崩壊により消滅]}$$

$$\frac{\partial}{\partial t} C_d(\mathbf{r}, t) = \beta_d \text{Sum}_{g'=1,2} \nu \Sigma_{fg'}(\mathbf{r}, t) \Phi_{g'}(\mathbf{r}, t) - \lambda_d C_d(\mathbf{r}, t) \quad d = 1, 2, \dots, 6 \tag{2.3-5}$$

ここで、

- $\Phi_g(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の中性子束
- $V_g(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の平均中性子速度
- $D_g(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の拡散係数
- $\Sigma_{tg}(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の全断面積
- $\nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の平均核分裂中性子放出数×核分裂断面積

$\Sigma_{gg'}(\mathbf{r}, t)$: 第 g' 群から第 g 群への散乱断面積
$C_d(\mathbf{r}, t)$: 第 d 群の遅発中性子先行核密度
β_d	: 第 d 群の遅発中性子割合 ($\beta = \text{Sum}_{d=1,6} \beta_d$)
χ_g^p	: 即発中性子の核分裂スペクトル
χ_g^d	: 遅発中性子の核分裂スペクトル
λ_d	: 第 d 群の遅発中性子先行核の崩壊定数
$SE_g(\mathbf{r}, t)$: 第 g 群の外部中性子源

である。

SIMULATE コードの動特性計算は、ある時間ステップ $\Delta t = t_{n+1} - t_n$ における中性子束を

1. 指数関数的に時間に依存する要素
2. 主に空間に依存し、時間には弱く依存する要素

の 2 つの要素に分離する。すなわち、第 g 群の中性子束を次式で表す。

$$\Phi_g(\mathbf{r}, t) = \exp[\Omega(t - t_n)] \cdot \psi_g(\mathbf{r}, t) \quad (2.3-6)$$

この (2.3-6) 式を使用することによって、(2.3-4) 式及び (2.3-5) 式の時間依存中性子拡散方程式を解いている。

2.3.4 遅発中性子先行核計算

動特性計算においては、3 次元ノード拡散計算によって得られた中性子束分布を使用して、遅発中性子先行核密度分布を計算する。各時刻の遅発中性子先行核は、各時刻の核分裂により発生し、前の時刻からの原子核崩壊により消滅する。従って、動特性計算による 3 次元ノード拡散計算により時刻 t_{n+1} の $\psi_g^{n+1}(\mathbf{r})$ が求められると、時刻 t_n の $\psi_g^n(\mathbf{r})$ 及び時刻 t_n の遅発中性子先行核密度 $C_d^n(\mathbf{r})$ を用いて、時刻 t_{n+1} の遅発中性子先行核密度 $C_d^{n+1}(\mathbf{r})$ を求めることができる。すなわち、以下の関係より時刻 t_{n+1} の遅発中性子先行核密度を求めることができる。

$$\begin{aligned}
 [\text{時刻 } t_{n+1} \text{ の遅発中性子先行核密度}] &= [\text{時刻 } t_n \text{ の遅発中性子先行核密度}] \\
 &+ [\text{時刻 } t_n \rightarrow t_{n+1} \text{ で核分裂により生成される遅発中性子先行核数 (単位体積あたり)}] \\
 &- [\text{時刻 } t_n \rightarrow t_{n+1} \text{ で崩壊して消滅する遅発中性子先行核数 (単位体積あたり)}]
 \end{aligned} \quad (2.3-7)$$

2.3.5 燃料棒出力再構成

SIMULATE コードは燃料棒出力再構成モデル⁽¹⁴⁾により燃料棒毎の炉心内出力分布を計算することができる。この燃料棒毎の出力は、滑らかなノード内の出力分布と CASMO コードで計算された集合体内の局所的な燃料棒毎の出力分布をノード毎に次式で合成することにより計算される(図 2.3-5)。

$$P_{Hete}(x, y) = P_{Homo}(x, y) \times P_{Assy}(x, y) \quad (2.3-8)$$

ここで、

$P_{Hete}(x, y)$: 合成された燃料棒毎の出力分布

$P_{Homo}(x, y)$: 均質化されたノード内の出力分布

$P_{Assy}(x, y)$: 集合体計算による燃料棒毎の相対出力分布

である。 $P_{Homo}(x, y)$ は 3 次元 2 群ノード拡散計算結果を基に計算される。 $P_{Assy}(x, y)$ は CASMO コードによる集合体計算によりあらかじめ求められている。

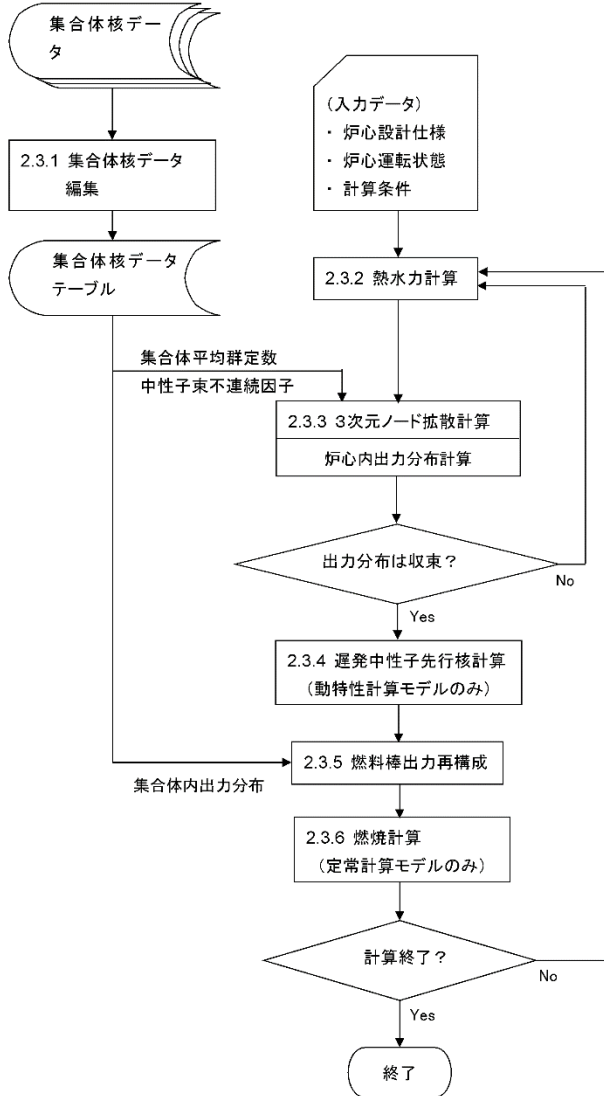
2.3.6 燃焼計算

SIMULATE コードによる燃焼計算は、入力指定された炉心の燃焼度間隔とノード拡散計算によって求められた炉心内相対出力分布を用いて炉心内燃焼度分布を計算し、その燃焼度分布に応じてノード毎に集合体核データを設定することにより実行される。SIMULATE コードは各ノードの燃焼度及び炉心内の状態に応じて集合体核データテーブルを内挿し、ノード毎に核データを設定することにより、燃料燃焼及び炉心内の状態が炉心特性に与える影響を考慮している。

SIMULATE コードの燃料燃焼モデルは燃焼度と履歴変数の関数である核データを用いている。履歴変数を用いることにより、核種の個数密度の燃焼変化に対する局所的な状態の影響(減速材温度履歴、ボロン濃度履歴、燃料温度履歴、及び制御棒挿入履歴)を正確にモデル化することができる。この巨視的な燃焼モデルにより、SIMULATE コードは炉心の各ノードの核種の個数密度を追跡することなく、微視的な燃焼効果を考慮することができる。但し、炉心状態によって個数密度が変化する I、Xe、Pm、Sm 及びボロンについては、SIMULATE コードによって個数密度を計算する。

また、SIMULATE コードにおいては、集合体間のスペクトルの干渉が燃料燃焼に与える履歴効果を取り扱うため、熱群と高速群の中性子束の比を時間積分し、この値に応じて集合体内の核定数を空間依存で補正している。

(CASMOコード計算結果)



2.3.1 集合体核データ編集

- 集合体核データはあらかじめ CASMO コードによる集合体計算によって求められた集合体平均2群マクロ定数、集合体内出力分布、中性子束不連続因子、及びフィードバックのための2群マイクロ定数である。
- 集合体核データは、燃焼度及び炉心内の状態(減速材密度、燃料温度、ボロン濃度、可燃性吸収棒や制御棒挿入の有無)に対する集合体核データテーブルの形に編集される。

2.3.2 熱水力計算

- ノード拡散計算に用いられる集合体核データは炉心内の水密度分布及び燃料温度に依存するため、炉心内の出力分布に基づいて冷却材の熱水力計算及び燃料温度評価を行い、求められた水密度分布及び燃料温度に応じて集合体核データがノード毎に設定される。

2.3.3 3次元ノード拡散計算

- 集合体をノード単位で均質化した炉心体系において、定常あるいは時間依存の3次元2群拡散計算を行う。ノード間の中性子バランスはノード境界における正味中性子流を用いて取り扱う。
- CASMO コードによる集合体計算によって求められた不連続因子をノード拡散計算に用いることにより、集合体均質化に伴う誤差を効果的に避けることができる。

2.3.4 遅発中性子先行核計算(動特性計算モデルのみ)

- 動特性計算モデルにおいては、3次元ノード拡散計算によって得られた中性子束分布を使用して、遅発中性子先行核密度分布を計算する。

2.3.5 燃料棒出力再構成

- SIMULATE コードは、燃料棒出力再構成モデルにより、燃料棒単位の炉心内出力分布を計算することができる。

2.3.6 燃焼計算(定常計算モデルのみ)

- SIMULATE コードによる燃焼計算は、入力指定された炉心の燃焼度間隔とノード拡散計算によって求められた炉心内相対出力分布を用いて炉心内燃焼度分布を計算し、その燃焼度分布に応じてノード毎に集合体核データを設定することにより実行される。
- SIMULATE コードは各ノードの燃焼度及び炉心内の状態に応じて集合体核データテーブルを内挿し、ノード毎に核データを設定することにより、燃料燃焼及び炉心内の状態が炉心特性に与える影響を考慮している。

図 2.3-1 SIMULATE コードの流れ図

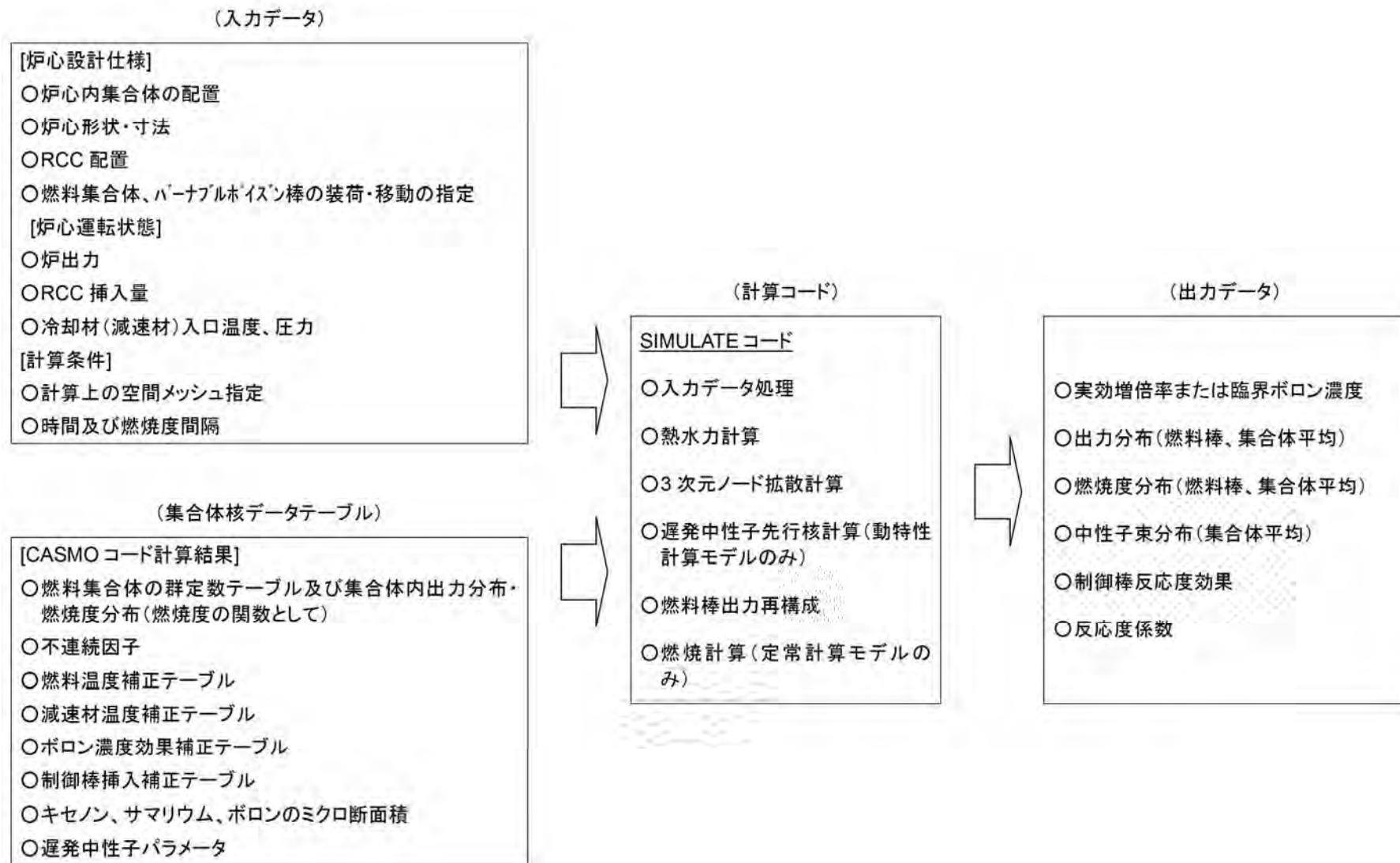


図 2.3-2 SIMULATE コードの主要な入力及び出力データ

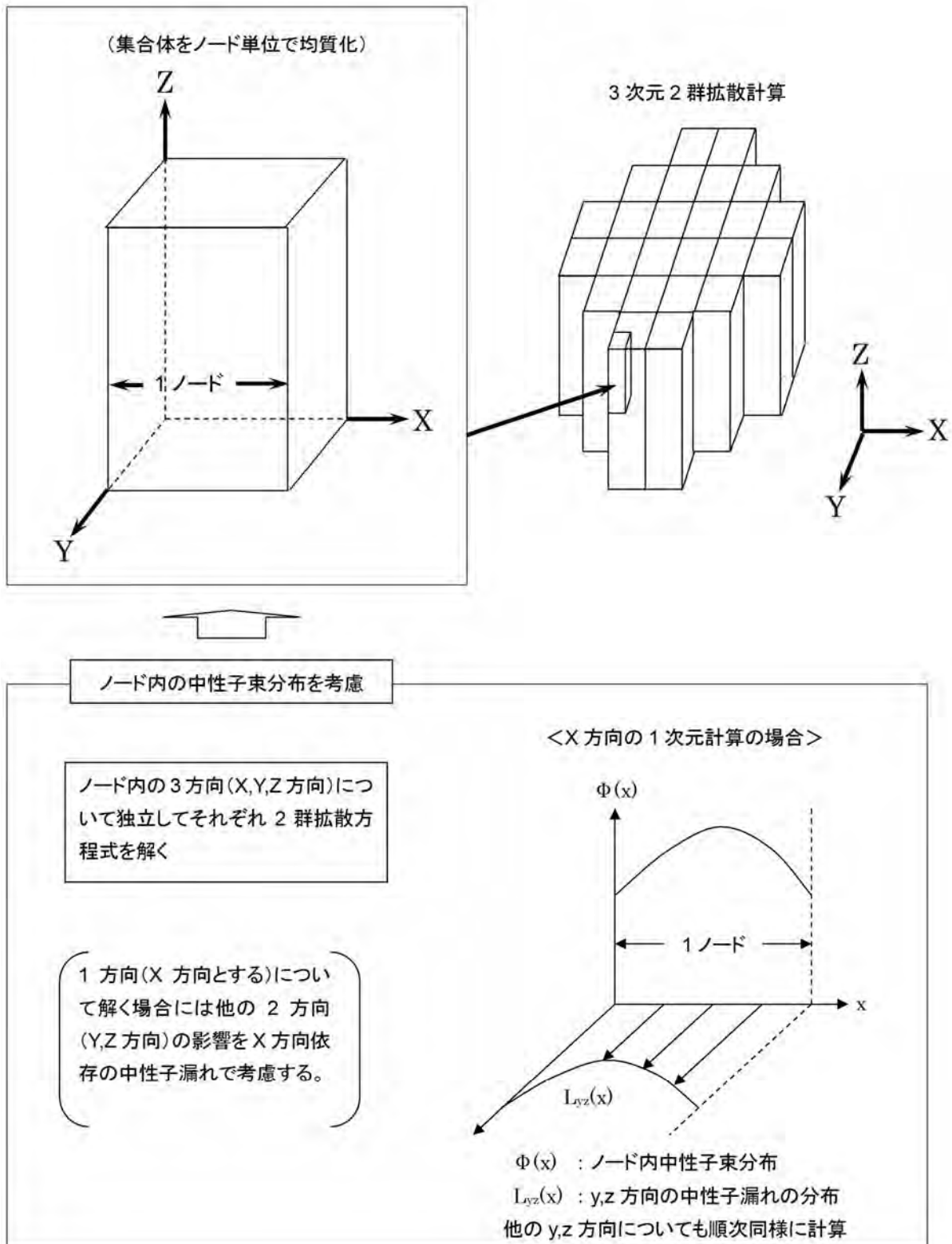


図 2.3-3 3次元ノード拡散計算

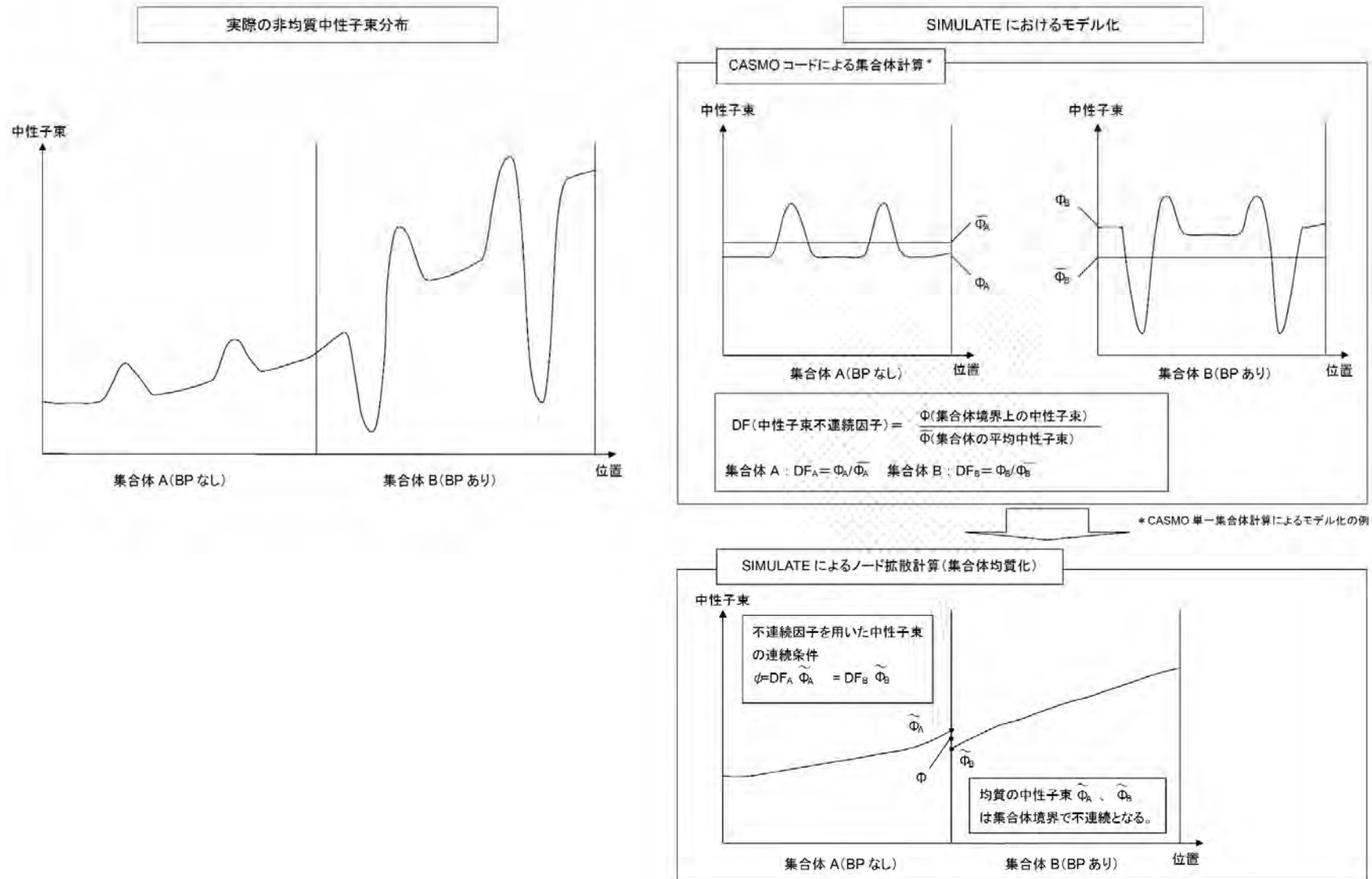
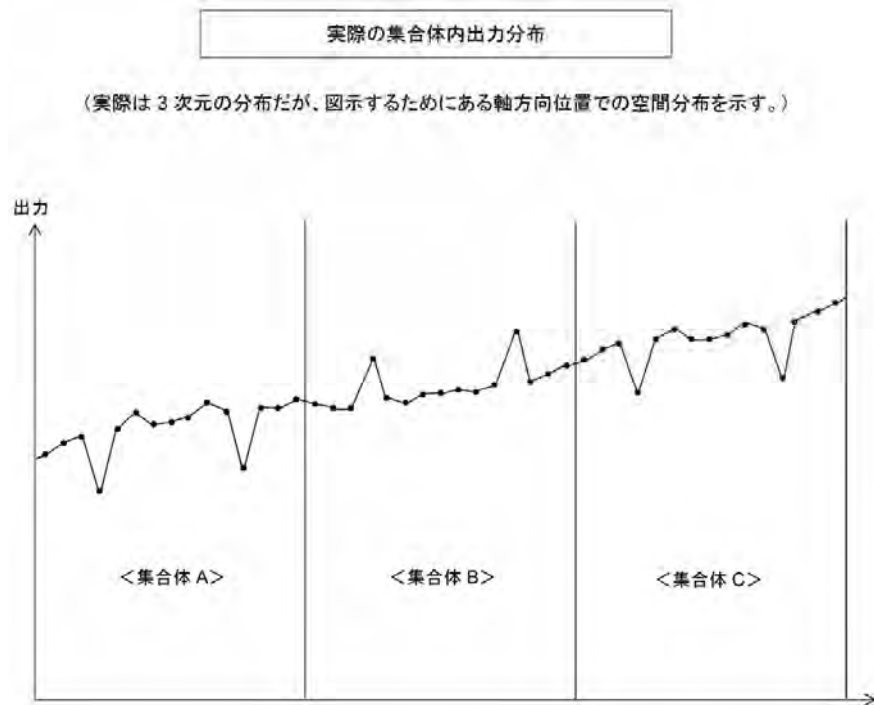
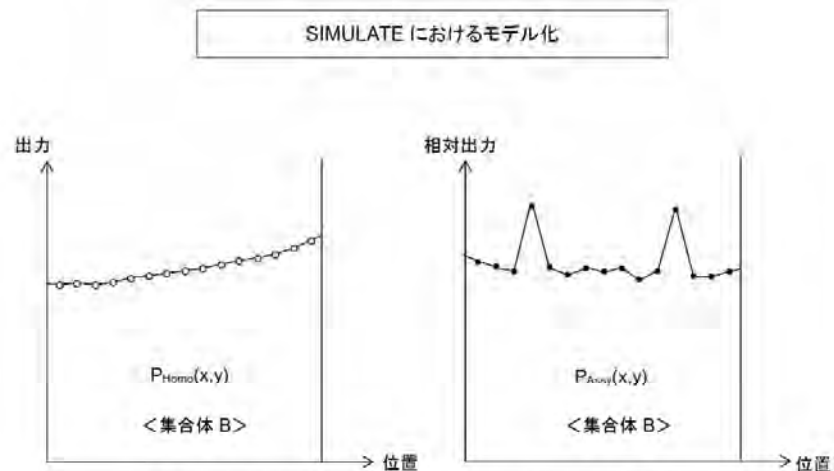


図 2.3-4 SIMULATE コードにおける不連続因子の使用

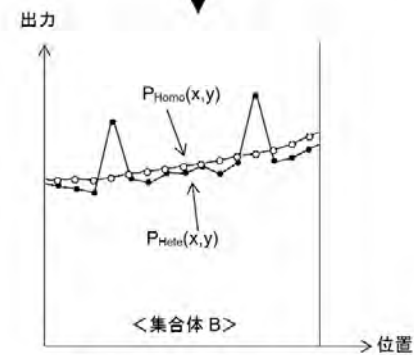


- 異なる集合体が隣接することにより全体的な出力の傾きがある。
- 集合体内の非均質性により局所的な分布がある。



SIMULATE コードによる均質化されたノード内の出力分布 (全体的な出力の傾きを表現)

CASMO コード集合体計算による燃料棒毎の相対出力分布* (局所的分布を表現)



合成された燃料棒毎の出力分布
 $P_{Hetero}(x,y) = P_{Homo}(x,y) \times P_{Assy}(x,y)$

* CASMO 単一集合体計算によるモデル化の例

図 2.3-5 燃料棒出力再構成モデル

3. CASMO/SIMULATE コードシステムによる PWR 核設計手法の信頼性

CASMO/SIMULATE コードシステム(定常計算及び動特性計算)の妥当性を確認するため以下に示す解析を実施した。解析においては集合体核定数を直接入力指定する LMW ベンチマーク解析を除き、CASMO コードを使用して定数を作成し、SIMULATE で炉心計算を実施している。

- ・定常計算
 - 照射後燃料同位体組成解析
 - UO₂ 燃料臨界実験解析
 - MOX 燃料臨界実験解析
 - 国内 PWR 実機解析
 - 海外 PWR 実機解析

- ・動特性計算
 - 反応度事故模擬実験解析
 - 制御棒異常引き抜き解析
 - 制御棒連続挿入時の中性子束信号解析
 - LMW ベンチマーク解析
 - 定常計算コードとの比較(制御棒飛び出し解析)

3.1 照射後燃料同位体組成解析

高濃度ガドリニア入り燃料及び高燃焼度燃料の同位体組成に対する CASMO コードの計算精度を確認するため、照射後燃料同位体組成解析を実施した。

① 高濃度ガドリニア入り燃料

海外試験炉においてガドリニア濃度が 7wt%及び 10wt%の燃料が照射され、照射後試験により燃焼に伴うガドリニア同位体組成が分析されている。ガドリニア濃度が 7wt%及び 10wt%のガドリニア入り燃料棒の ^{235}U 濃縮度はそれぞれ 3.5wt%及び 6.0wt%である。7wt%ガドリニア入り燃料棒については、ガドリニア入り燃料棒の周りが全て標準ウラン燃料棒である体系と、1 本が水セルに置換されている体系の 2 種類の測定が実施されている。 ^{155}Gd 及び ^{157}Gd 同位体組成の燃焼に伴う変化を図 3.1-1 から図 3.1-3 に示すように、高濃度ガドリニア入り燃料に対しても燃焼途中を含めて測定値と計算値の一致は良好である。

② 高燃焼度燃料

国内 PWR においては標準 UO_2 燃料棒 (^{235}U 濃縮度 3.2wt%) 及び 6.0wt%ガドリニア入り燃料棒 (^{235}U 濃縮度 1.7wt%) が、海外 PWR においては標準 UO_2 燃料棒 (^{235}U 濃縮度 3.5wt%、4.1wt%) が照射され、照射後試験により同位体組成が分析されている。これらの燃料サンプルの燃焼度は約 20~60GWd/t である。ウラン同位体組成及びプルトニウム同位体組成の比較結果を図 3.1-4 に示すように、各同位体組成の測定値と計算値の差は燃焼に伴って特異な傾向は示しておらず、高燃焼度領域においても現行と同等の精度で同位体組成を計算できる。

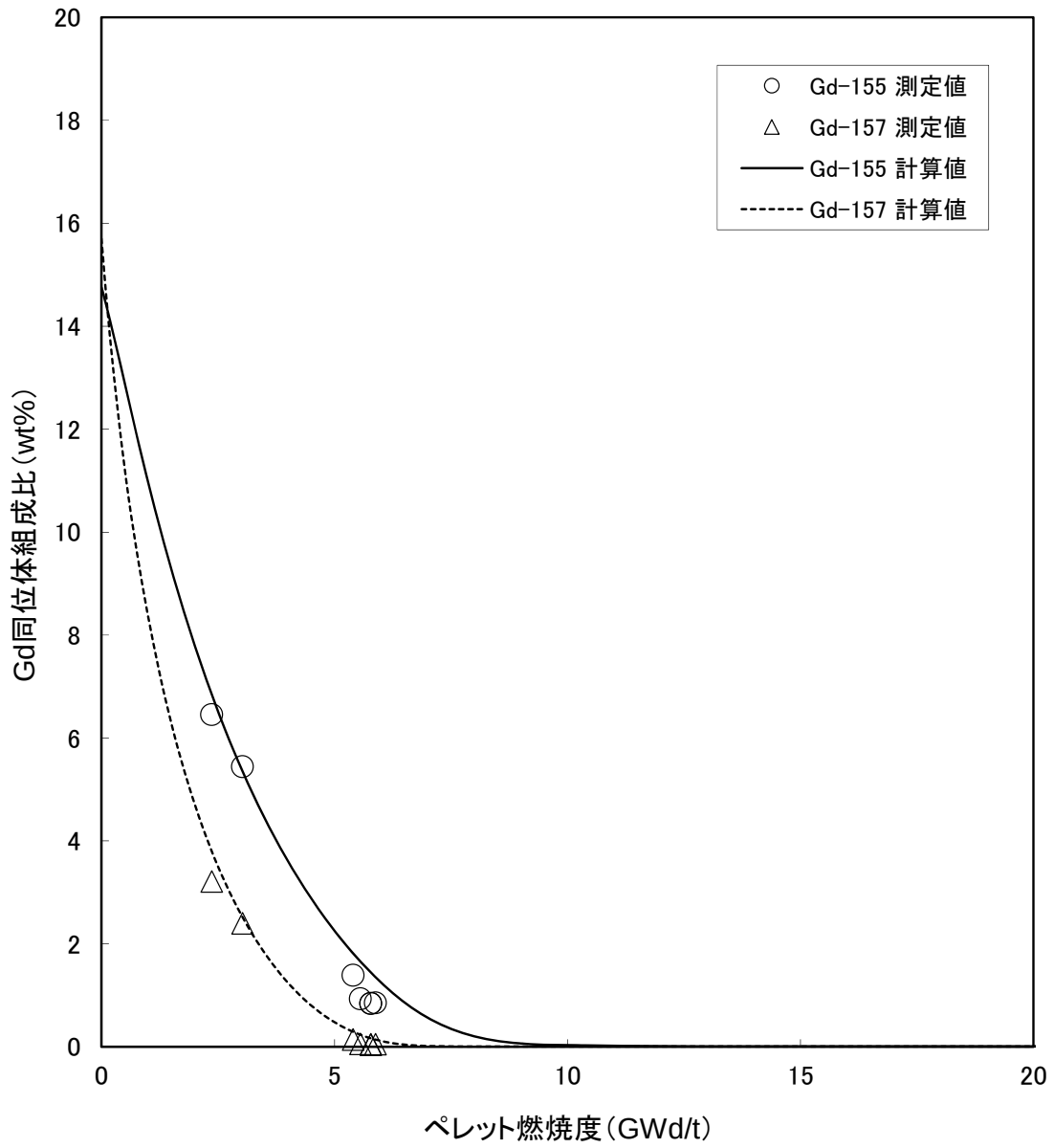


図 3.1-1 ガドリニウム同位体組成解析結果

(7wt%Gd 燃料、水セルなし)

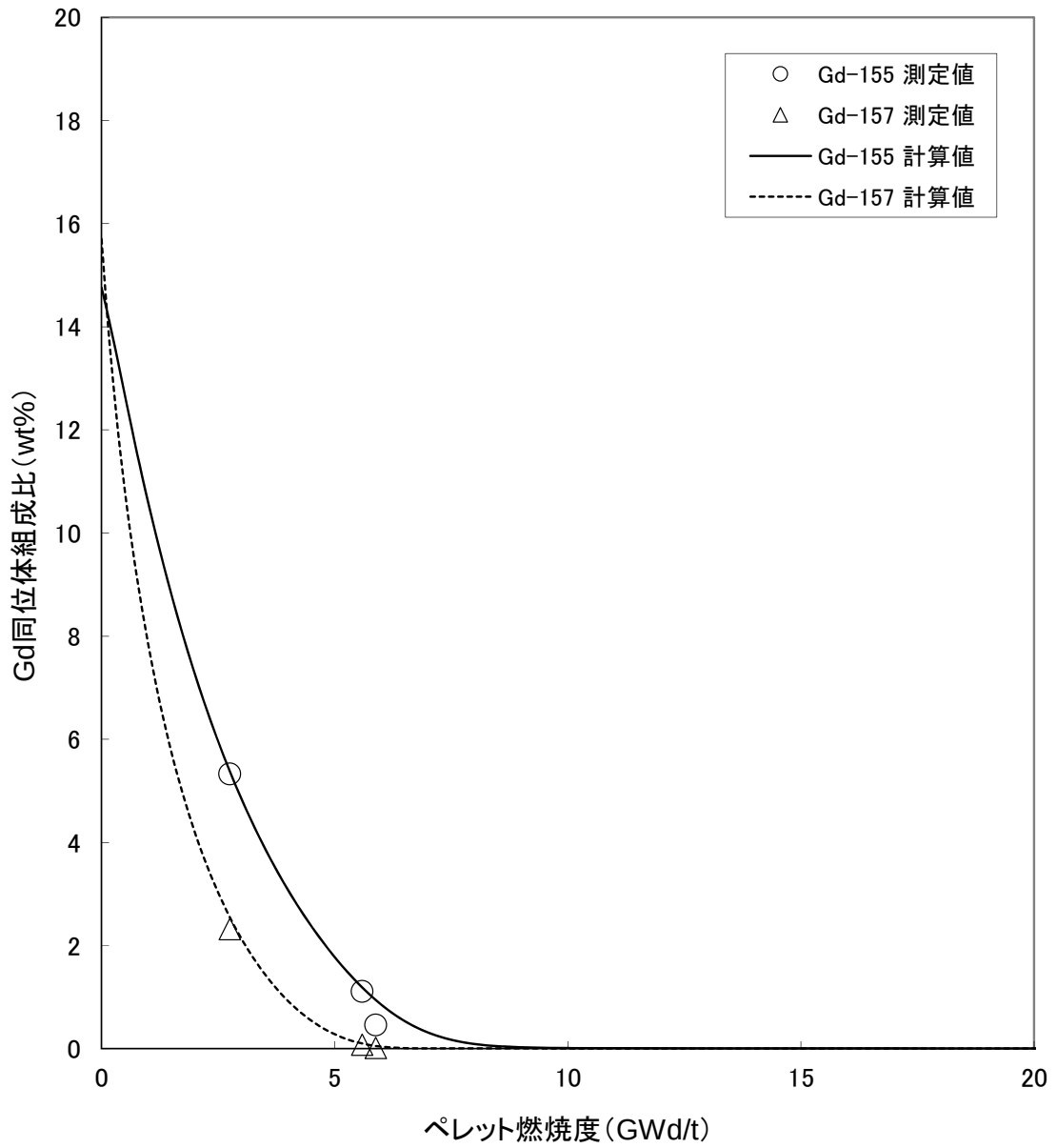


図 3.1-2 ガドリニウム同位体組成解析結果

(7wt%Gd 燃料、水セルあり)

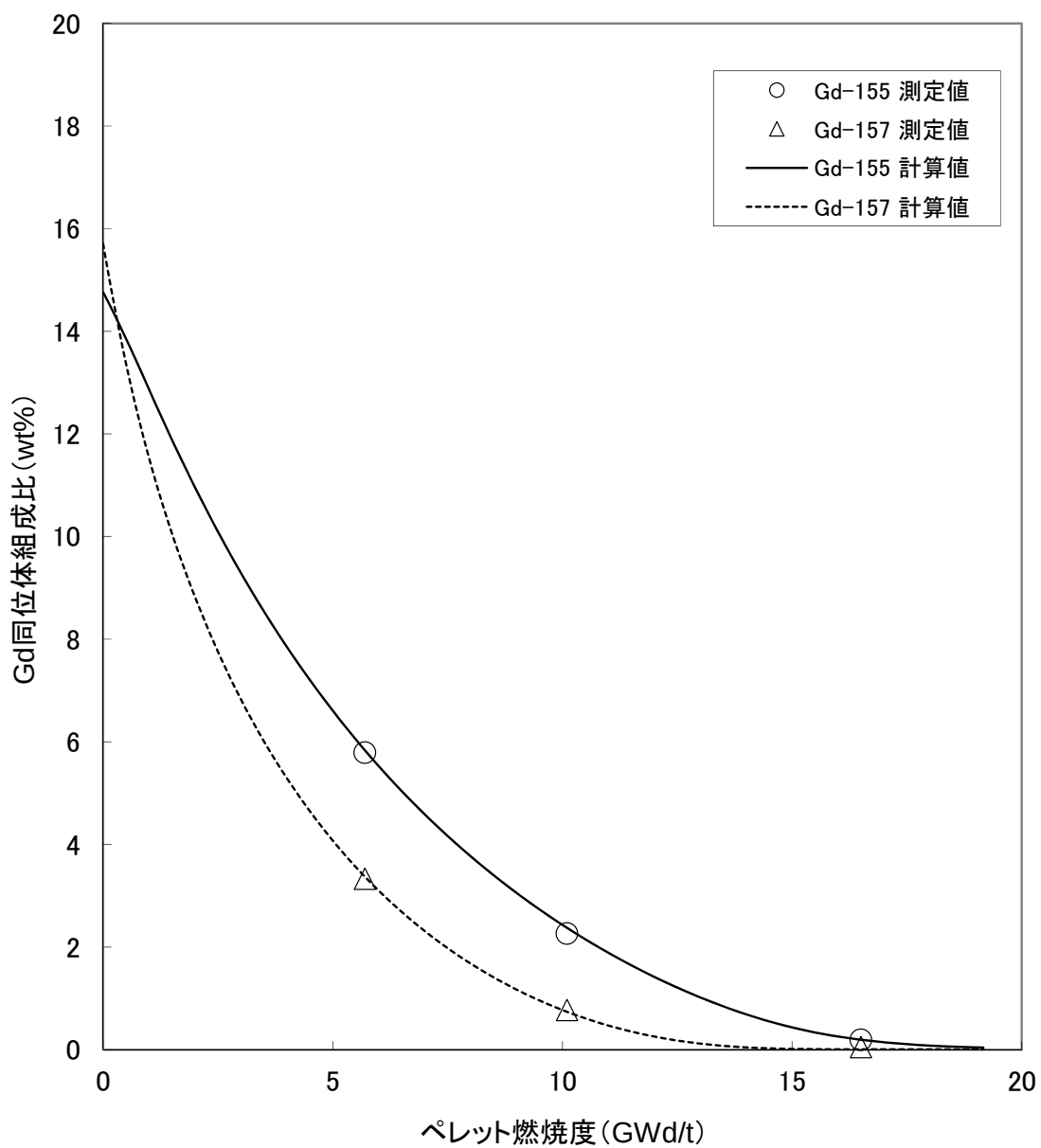
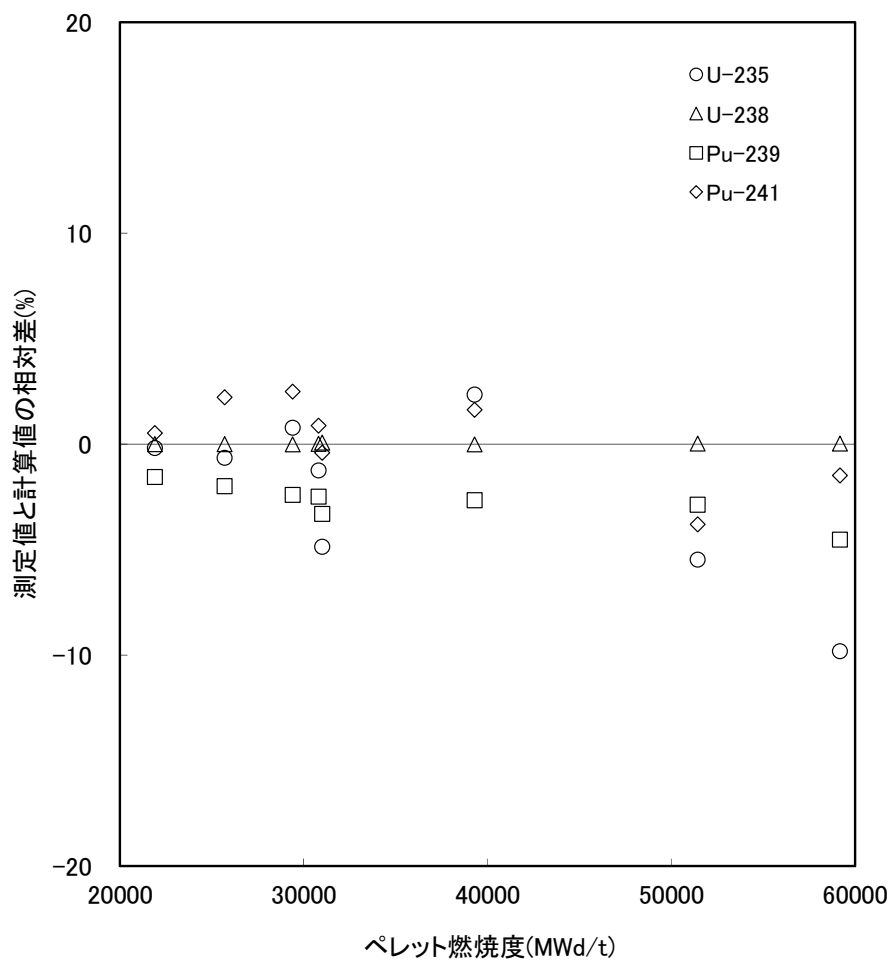


図 3.1-3 ガドリニウム同位体組成解析結果

(10wt%Gd 燃料)



測定値と計算値の相対差 = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100 (%)

図 3.1-4 同位体組成解析結果

3.2 UO₂ 燃料臨界実験解析

燃料棒単位の集合体内出力分布に対する CASMO/SIMULATE コードシステムの計算精度を評価するため、米国 B&W 社において行われた PWR 型臨界実験⁽¹⁵⁾について解析を行い、測定値と計算値の比較を行った。臨界実験体系を図 3.2-1 に示す。この臨界実験では、図 3.2-1 に示す燃料集合体部に異なる燃料棒配置をした燃料集合体を装荷し、臨界実験体系を構成する。この臨界実験体系に減速材である軽水を注水し、軽水中のホウ酸濃度を調節することにより、臨界を達成する。

燃料棒単位の集合体内出力分布解析結果のまとめを下表に、燃料棒単位の出力分布計算精度を図 3.2-2 から図 3.2-5 に示すが、測定値と計算値の一致は良好である。

集合体仕様	集合体内出力分布誤差	平均自乗誤差(%)
燃料濃縮度:2.46wt% ²³⁵ U ガドリニア入り燃料棒なし	図 3.2-2	0.6
燃料濃縮度:2.46wt% ²³⁵ U ガドリニア(4.0wt%Gd ₂ O ₃)入り燃料棒 12 本	図 3.2-3	1.1
燃料濃縮度:4.02wt% ²³⁵ U ガドリニア入り燃料棒なし	図 3.2-4	0.9
燃料濃縮度:4.02wt% ²³⁵ U ガドリニア(4.0wt%Gd ₂ O ₃)入り燃料棒 12 本	図 3.2-5	0.9

注) 誤差: 燃料棒単位の相対出力誤差(%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

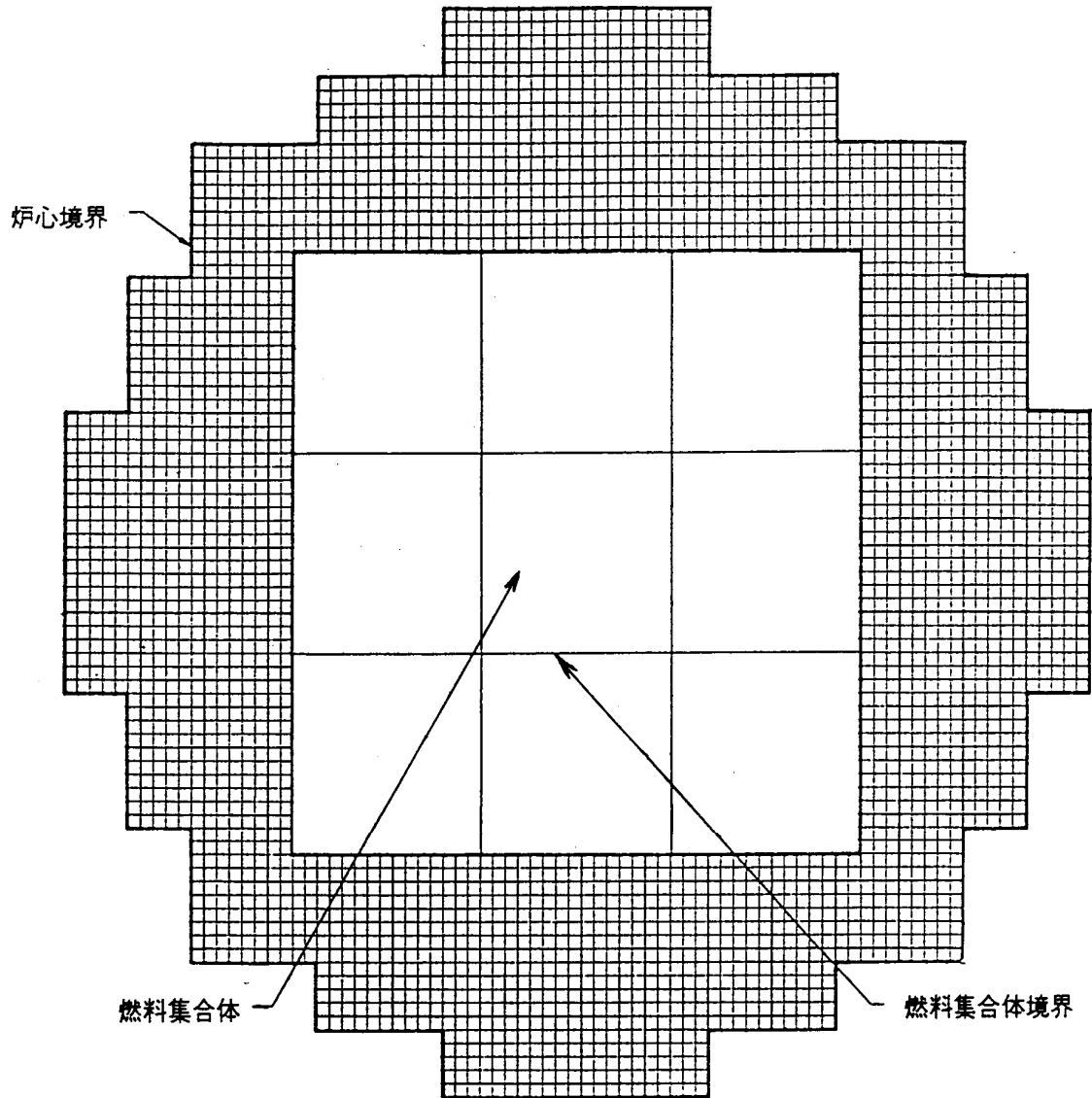
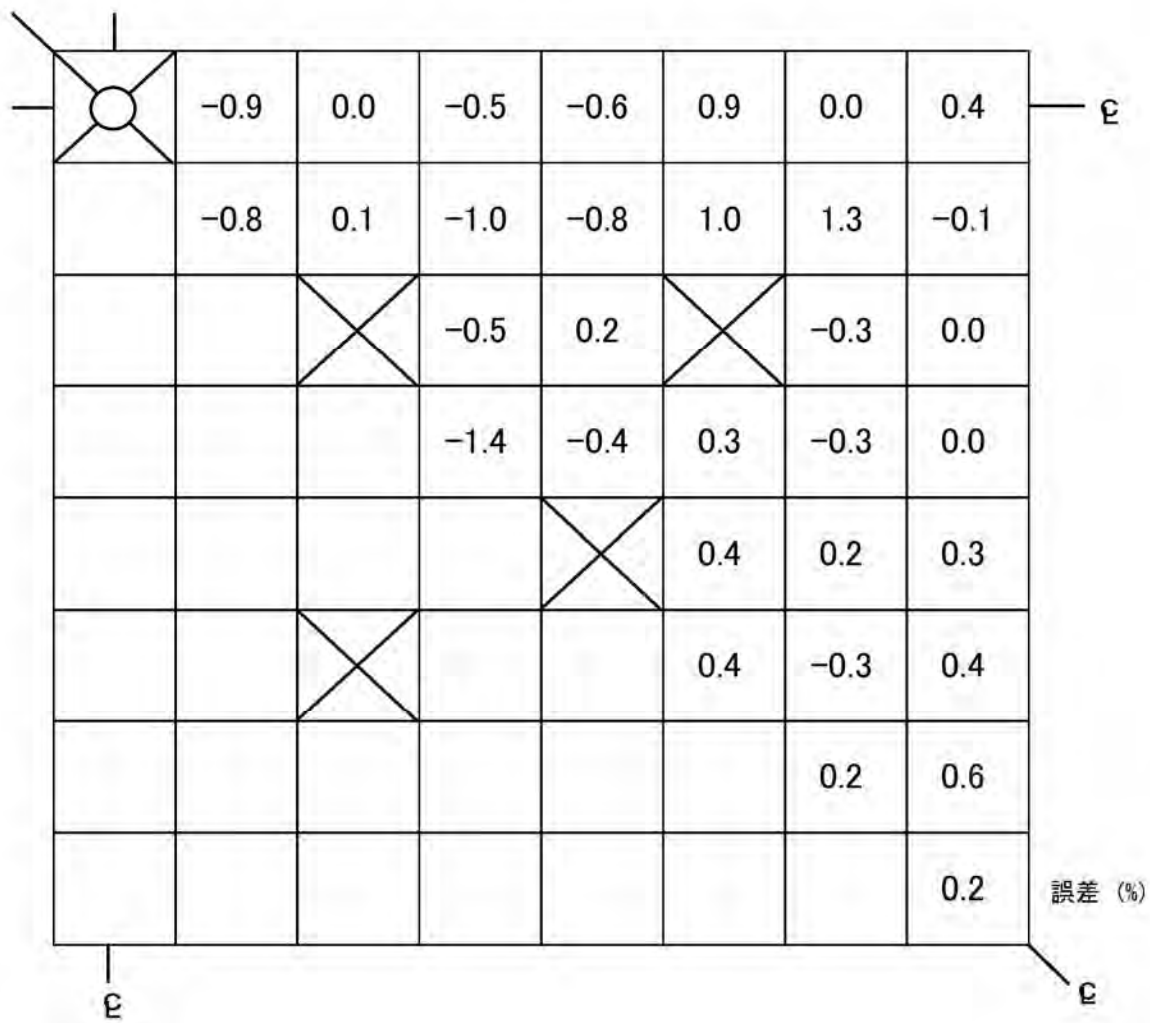


图 3.2-1 PWR 型臨界実験体系



$$\text{誤差}(\%) = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

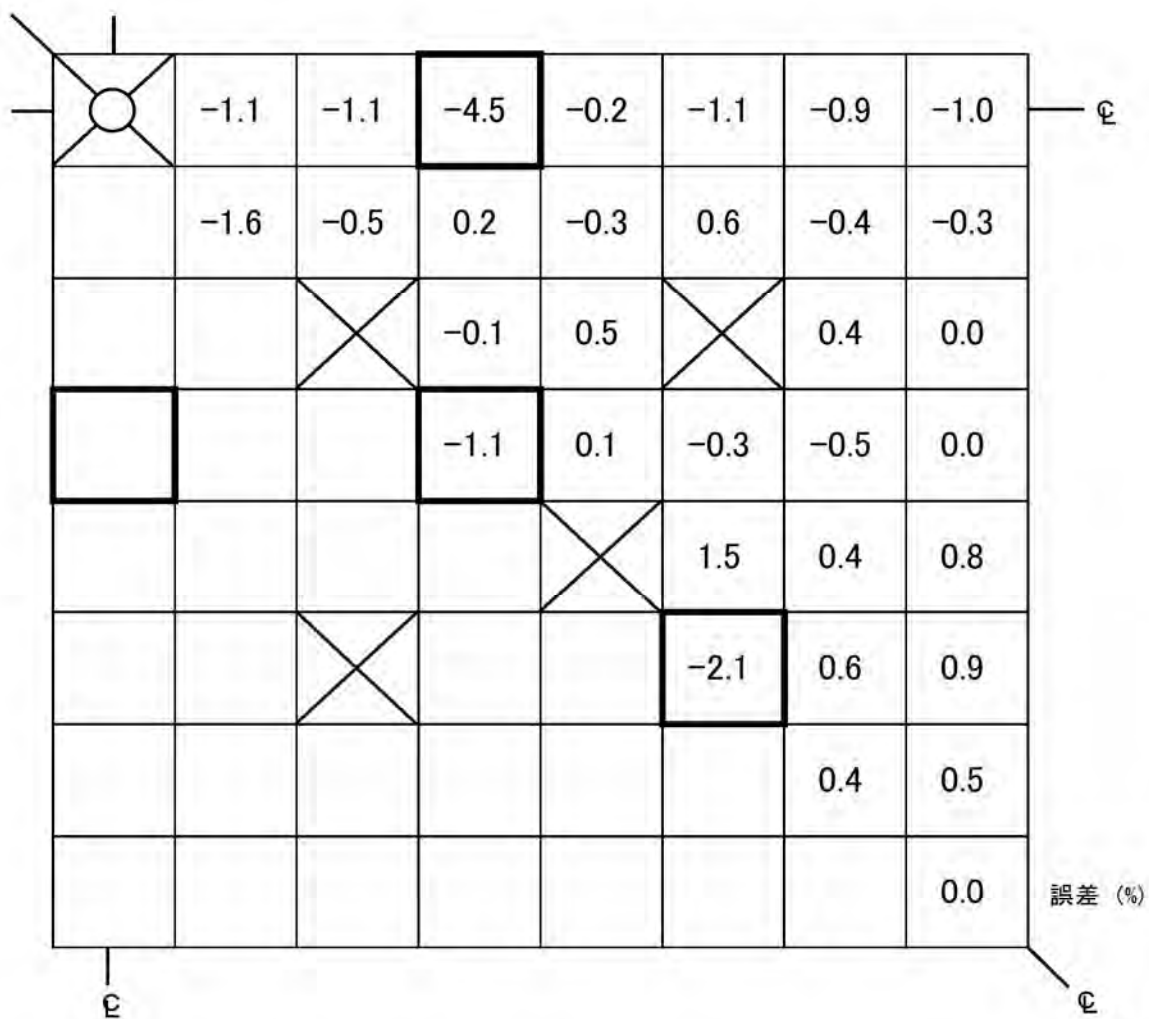
平均自乗誤差 = 0.6%

: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

図 3.2-2 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度: 2.46wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒なし



$$\text{誤差}(\%) = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

平均自乗誤差 = 1.1%

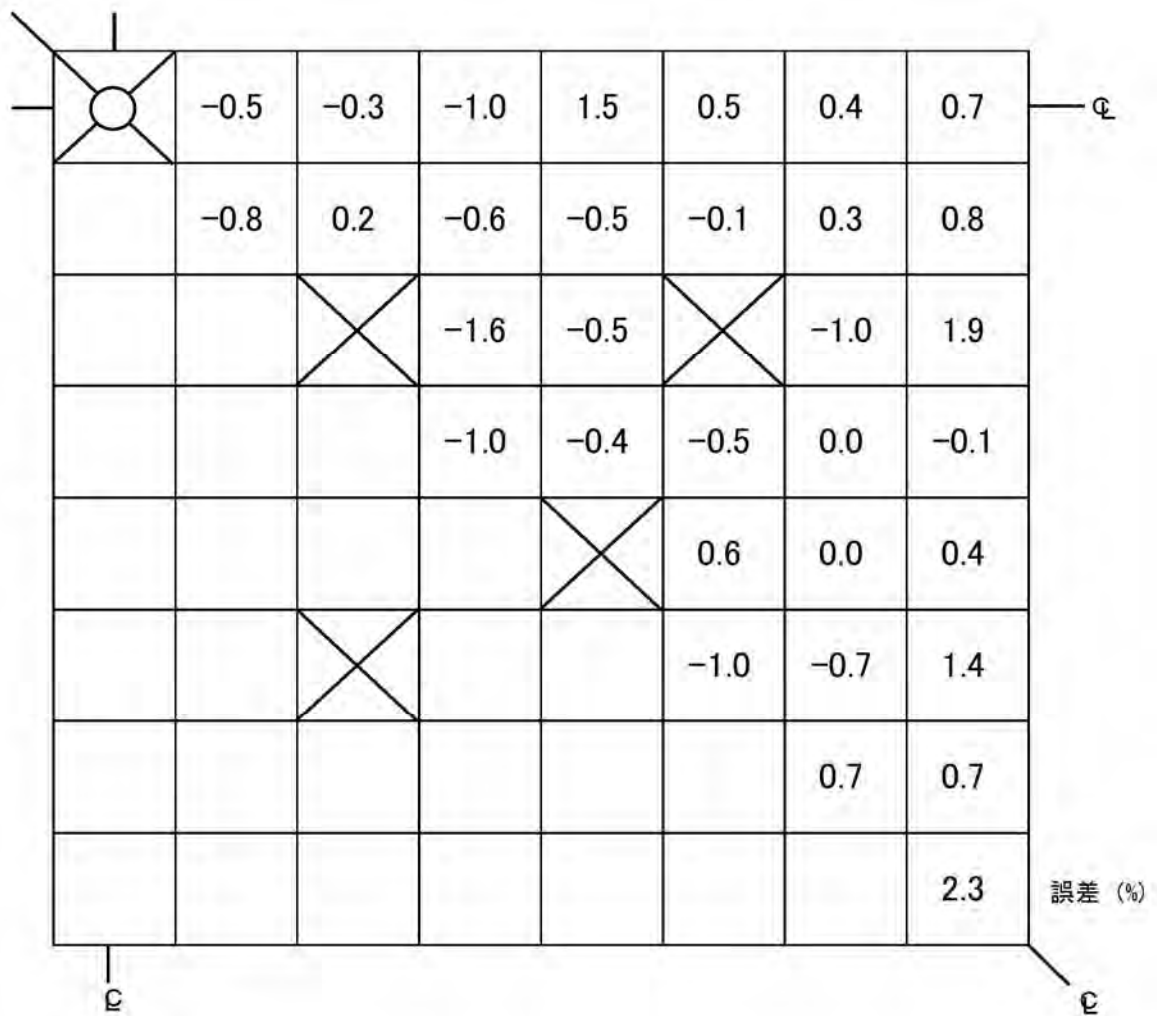
: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

: ガドリニア(4.0wt%Gd₂O₃)入り燃料棒

図 3.2-3 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度: 2.46wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒 12 本



$$\text{誤差}(\%) = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

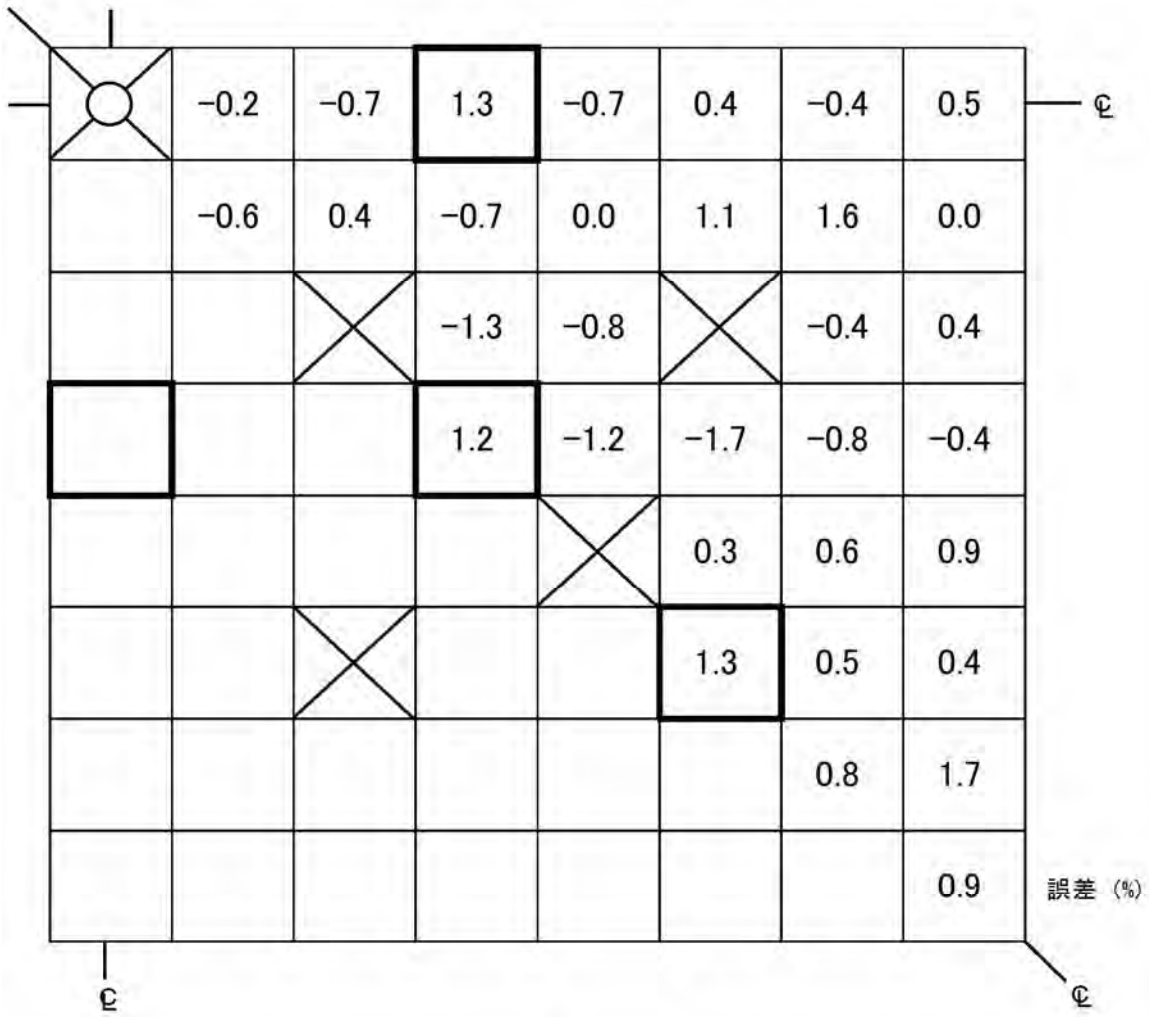
平均自乗誤差 = 0.9%

: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

図 3.2-4 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度: 4.02wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒なし



$$\text{誤差 (\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100$$

平均自乗誤差 = 0.9%

: 計装用案内管セル(集合体中心)

: 水セル

: ガドリニア(4.0wt%Gd₂O₃)入り燃料棒

図 3.2-5 集合体内出力分布誤差

燃料濃縮度: 4.02wt%²³⁵U、ガドリニア入り燃料棒 12 本

3.3 MOX 燃料臨界実験解析

MOX 燃料に対する計算精度を評価するため、CASMO/SIMULATE コードシステムにより MOX 燃料棒を使用した臨界実験解析を行った。臨界実験体系を図 3.3-1 に示す。実験体系は 17×17 型燃料集合体を模擬するテスト領域と、ドライバー領域から構成される。MOX 燃料集合体は図 3.3-2 に示す 3 種類の Pu 富化度から構成されている。テスト領域中心部の MOX 燃料集合体の周辺には 4 体の 3.3wt% UO₂ 燃料集合体が装荷されており、MOX 燃料集合体が実際に炉内に装荷された状態を模擬している。また、ドライバー領域には、4.0wt%UO₂ 燃料棒が使用されている。

この臨界実験体系における中性子実効増倍率(k_{eff})の計算値は 0.999 と測定値($k_{\text{eff}}=1.000$)との一致は良好である。また、燃料棒単位の集合体内出力分布解析結果を図 3.3-3 及び図 3.3-4 に示すが、燃料棒毎の計算値と測定値のばらつきを平均自乗誤差で表すと、MOX 燃料集合体で 1.6%、UO₂ 燃料集合体で 1.5%と同程度であり、本コードシステムは MOX 燃料集合体においても UO₂ 燃料集合体と同等の計算精度で燃料棒単位の集合体内出力分布を計算できる。

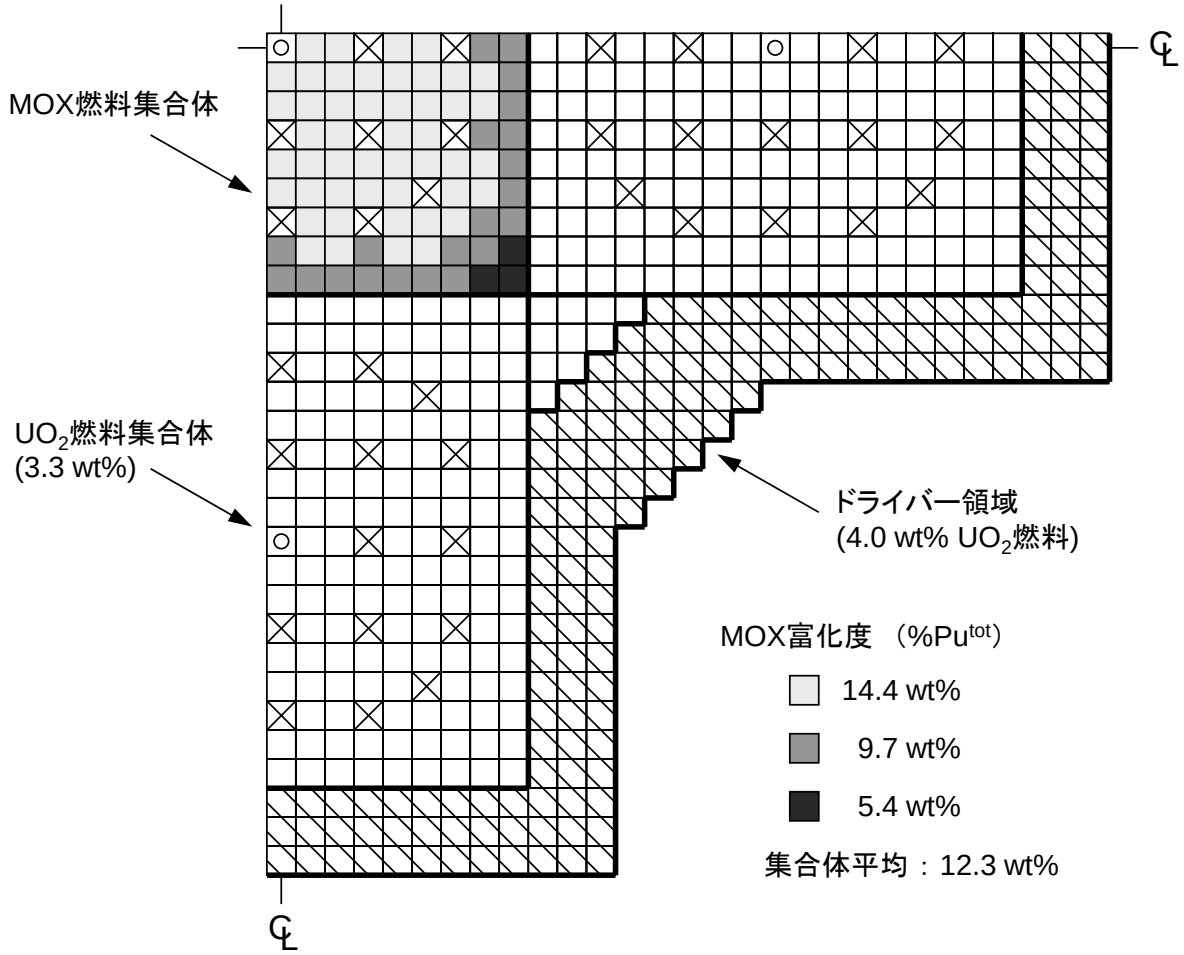
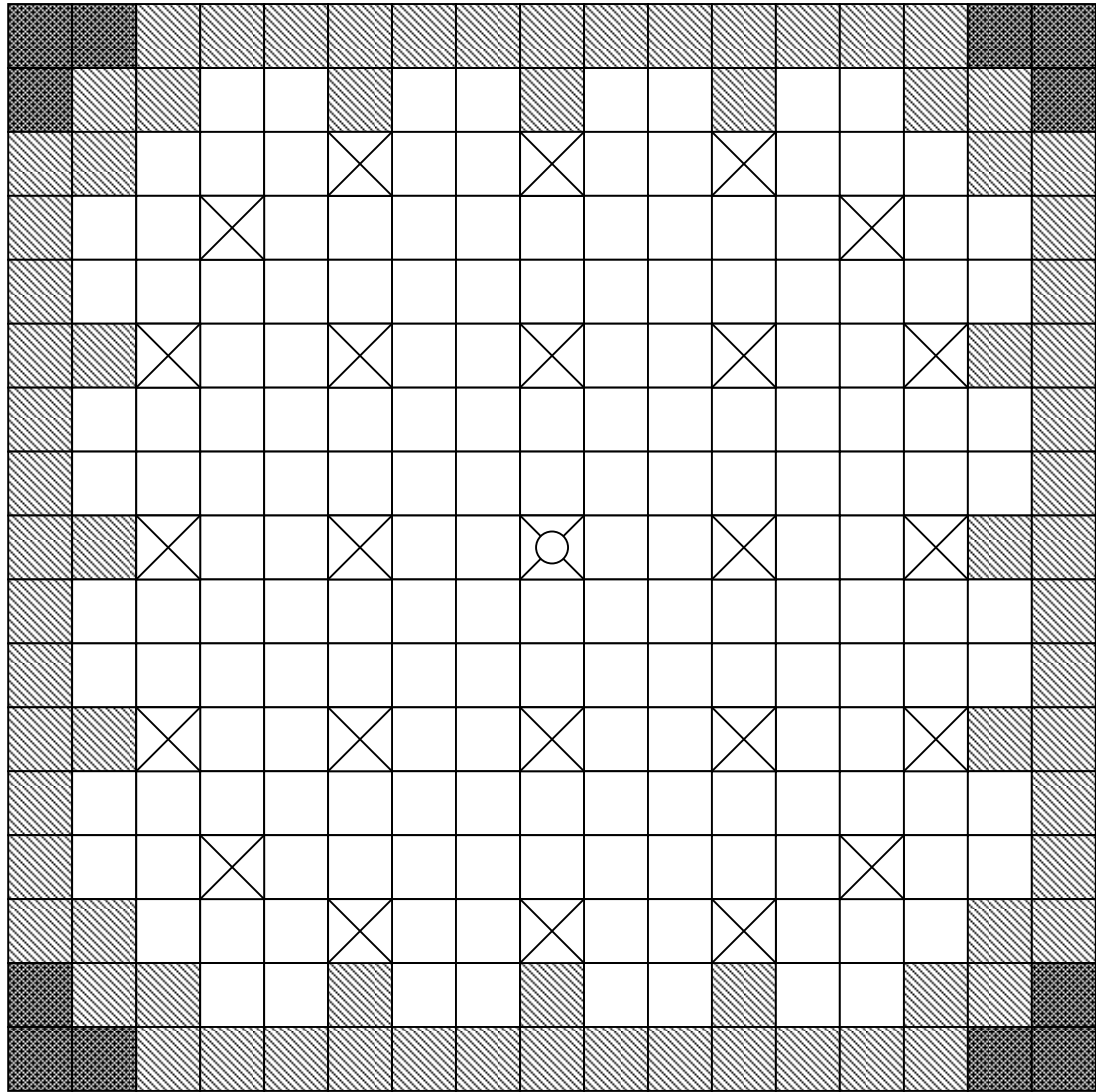


図 3.3-1 MOX 燃料装荷 PWR 型臨界実験体系(1/4 炉心)








	高富化度MOX燃料棒	本数 176		計装管	本数 1
	中富化度MOX燃料棒	76		制御棒案内管	24
	低富化度MOX燃料棒	12			

図 3.3-2 MOX 燃料集合体内燃料棒配置

(MOX燃料集合体に対する隣接面)

1.1	1.2	-1.1	-1.8	-1.6	0.2	1.7	-0.1	2.5								-0.8	誤差(%)
	-2.0	-2.2	-1.6	-1.0	-1.7	-0.9	0.2	-2.2									
		-1.4	-0.6	-0.1		-2.1	0.0										
				-0.3	-0.7	-1.1	0.5	1.2									
				-1.2	-1.4	-1.6	-0.3	-0.9				-1.9					
						2.4	0.3										
						0.7	-0.1	1.3									
							1.4	0.8									
								X									
							2.5	2.9									
						1.7		2.6									
				2.8				1.1									
								2.3									
		1.1															
								1.1									
2.6								0.6									



計装用案内管セル 誤差(%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100



水セル 平均自乗誤差 1.5%

図 3.3-4 集合体内出力分布誤差(UO₂燃料集合体)

3.4 国内 PWR 実機解析

国内 PWR 実機プラントにおける CASMO/SIMULATE コードシステムの計算精度を評価するため、国内の代表的な PWR プラントを対象に、主な核特性パラメータを解析し測定値との比較を行った。対象炉心は国内の 3 ループ(15x15 型燃料及び 17x17 型燃料装荷炉心)及び 4 ループとした。これらの炉心には 48GWd/t 対応 UO_2 燃料、55GWd/t 対応 UO_2 燃料及び 45GWd/t 対応 MOX 燃料が装荷されている。

3.4.1 核特性パラメータの評価方法

主要な核特性パラメータとして、原子炉起動時の炉物理検査及び出力運転中に保安規定に基づき確認するパラメータを評価対象とした。これら核特性パラメータの計算値に対する妥当性の判定基準、及び取替炉心の安全性評価項目との関係を表 3.4-1 に示す。また、それぞれの核特性パラメータの評価方法を以降に記す。

表 3.4-1 評価対象核特性パラメータと取替炉心の安全性評価項目との関係

核特性パラメータ	計算値の妥当性に係る判定基準	取替炉心の安全性評価項目との関係
径方向出力分布 (集合体平均出力)	集合体出力の測定値と計算値の平均自乗誤差が 5%以下であること。 また、相対出力 1.0 以上の集合体について、測定値が計算値の $\pm 10\%$ の範囲内であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・最大線出力密度 ・燃料集合体最高燃焼度 ・F_{XY}^N ・制御棒落下時の $F_{\Delta H}^N$ ・制御棒飛出時の F_Q
臨界ボロン濃度 (高温全出力時)	測定値が計算値の $\pm 100\text{ppm}$ の範囲内であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・全項目(反応度評価全般)
臨界ボロン濃度 (高温零出力時)	測定値が計算値の $\pm 50\text{ppm}$ の範囲内であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・全項目(反応度評価全般)
減速材温度係数	測定値が負であること。また、測定値が計算値の $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の範囲内であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・減速材温度係数
制御棒価値	測定値が計算値の $\pm 10\%$ の範囲内であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度停止余裕 ・制御棒落下時のワース ・制御棒飛出時のワース ・最大反応度添加率

(1) 径方向出力分布

径方向出力分布とは、燃料集合体毎の相対出力分布であり、炉心状態を模擬した SIMULATE コードの炉心計算により求める。この計算は、取替炉心毎の燃料装荷パターンに基づいて行う。

径方向出力分布の測定は、炉内可動型中性子検出器を用いて行われる。主に原子炉出力運転時の月例の測定において高温全出力時の径方向出力分布が測定される。

出力分布の計算精度は、燃料集合体毎の相対出力の測定値と計算値を比較することによって評価される。燃料集合体毎の誤差は次式で評価される。

$$\text{燃料集合体毎の相対出力誤差(\%)} = \frac{\text{測定値} - \text{計算値}}{\text{計算値}} \times 100 \quad (3.4-1)$$

炉心に装荷される燃料集合体全体についての平均自乗誤差は、次式で求める。

$$\text{平均自乗誤差(\%)} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1, N} E_i^2}{N}} \quad (3.4-2)$$

ここで、

E_i : i 番目の燃料集合体の相対出力誤差(\%)

N : 炉心内燃料集合体数(3 ループ炉心 157 体、4 ループ炉心 193 体)

である。

(2) 臨界ボロン濃度

臨界ボロン濃度とは、原子炉が臨界状態となるような 1 次冷却材中の可溶性ボロンの濃度であり、SIMULATE コードによる臨界ボロン濃度サーチ計算により求められる。臨界ボロン濃度は、取替炉心毎の零出力時炉物理検査において高温零出力時の測定値が、出力運転時の定期測定において高温全出力時の測定値が得られる。

(3) 減速材温度係数

減速材温度係数とは、減速材温度の単位変化あたりの反応度変化量である。

PWR 炉心の自己制御性、すなわち負の反応度フィードバック特性は、減速材温度係数とドップラ係数(常に負の値)を併せた総合的反応度出力係数が負であることで保証される。炉心設計においては、高温出力運転状態で減速材温度係数は正とならないように設計するという設計方針を定めている。

減速材温度係数は、SIMULATE コード炉心計算において減速材温度を変動させ、この時の反応度差

から求められる。減速材温度係数の測定は、取替炉心毎の零出力時炉物理検査において行われる。この検査では、サイクル初期高温零出力状態で、タービンバイパス弁(又は主蒸気逃し弁)の操作により2次系の蒸気負荷を調整し、1次冷却材(減速材)温度を変動させ、その間の反応度変化から減速材温度係数を求める。なお、この実測の結果、正の値が確認された場合には、設計方針に従い出力運転状態で負の値を確保するための制御棒引抜限度(出力レベル、燃焼度で条件付けがなされる)を設定する。

(4) 制御棒価値

制御棒価値とは、制御棒の挿入による炉心の反応度変化量である。制御棒価値は、SIMULATE 炉心計算において着目制御棒引き抜き状態から挿入状態に変化させることにより、その際の反応度変化量として計算される。制御棒価値の測定は、取替炉心毎の零出力炉物理検査において行われる。この検査では、サイクル初期高温零出力状態で制御棒を全引き抜きし、着目制御棒を連続的に挿入する際の中性子束信号から反応度変化量を測定する。これは動的制御棒価値測定法(Dynamic Rod Worth Measurement)と呼ばれ、本資料中の制御棒価値はこの手法により測定されたものである。

3.4.2 評価結果

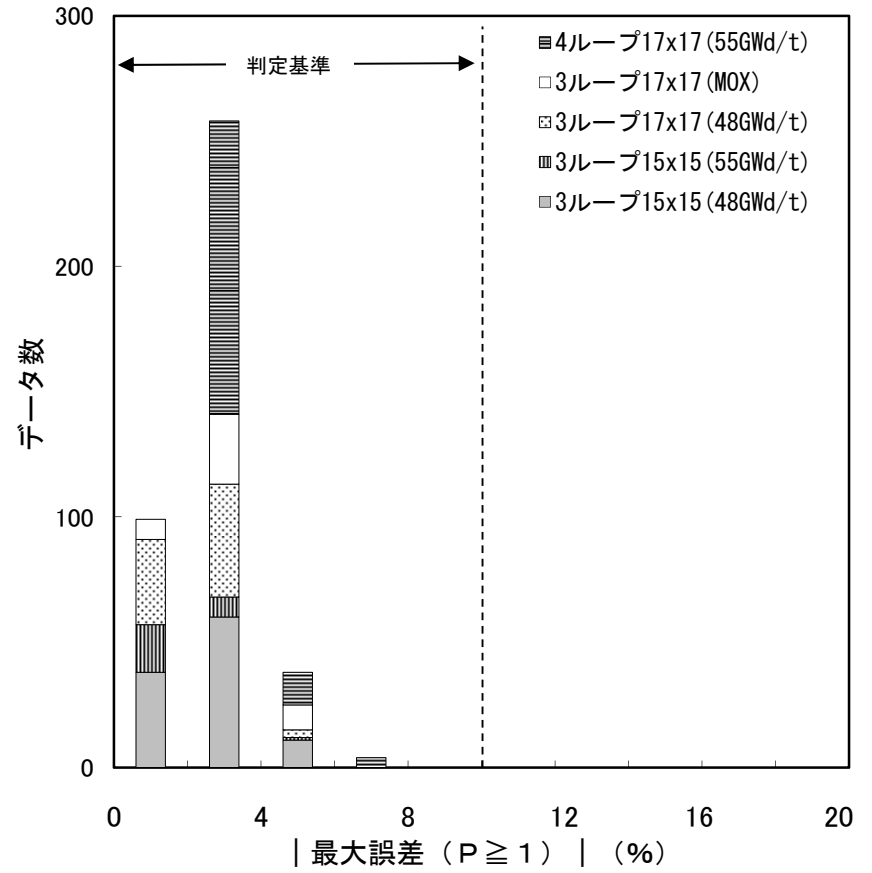
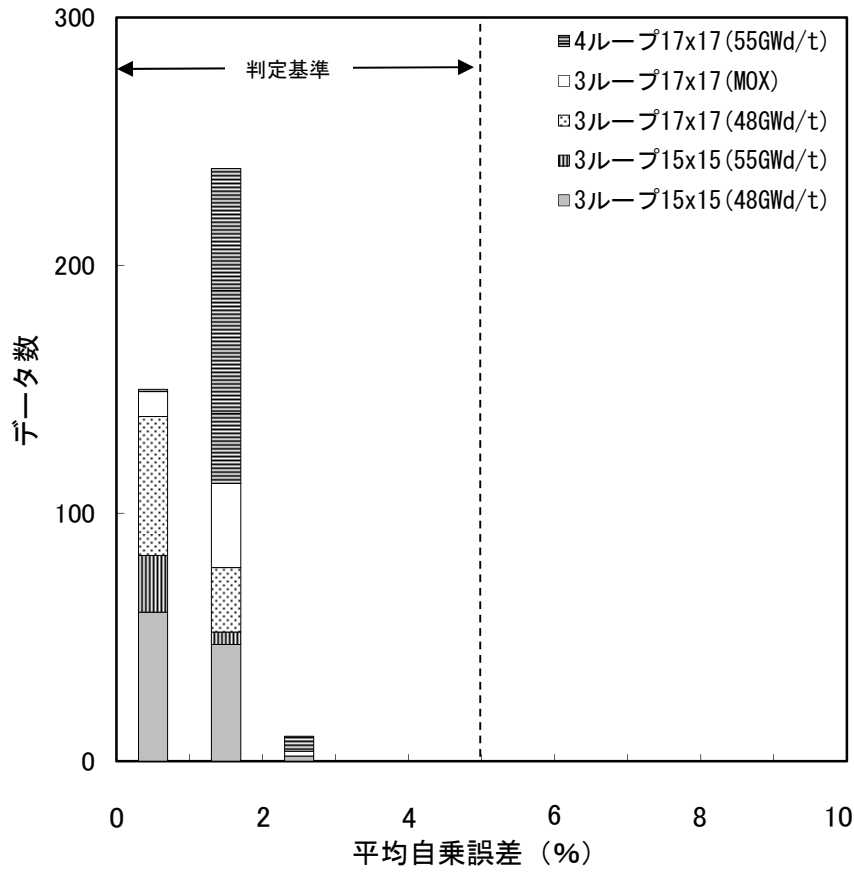
主要な核特性パラメータとして、高温全出力時の径方向出力分布及び臨界ボロン濃度、高温零出力時の臨界ボロン濃度、減速材温度係数、制御棒価値について測定値と計算値を比較した。評価結果を図 3.4-1 から図 3.4-4 に示す。全ての評価結果は表 3.4-1 に示す判定基準を満たしており、測定値と計算値の一致は良好である。以上の結果より、本コードシステムは、 UO_2 燃料(高燃焼度燃料含む)及び MOX 燃料装荷炉心の解析においても十分な信頼性を有する。

[高温全出力時]

- ・径方向出力分布…………… 図 3.4-1
- ・臨界ボロン濃度…………… 図 3.4-2

[高温零出力時]

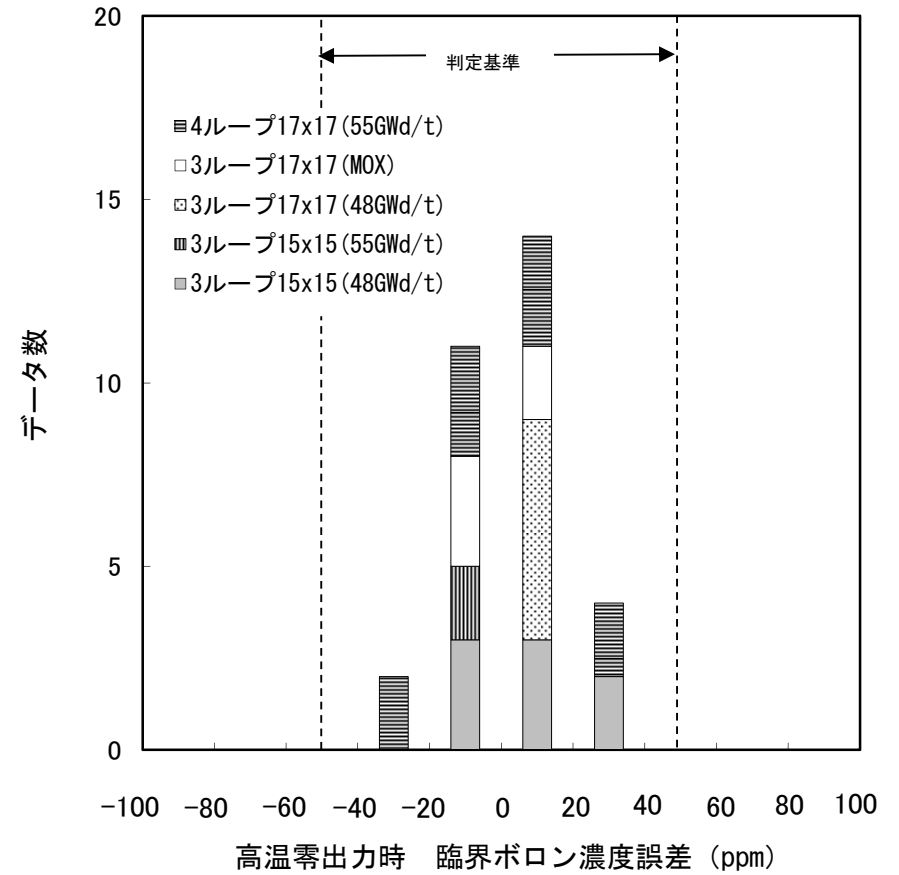
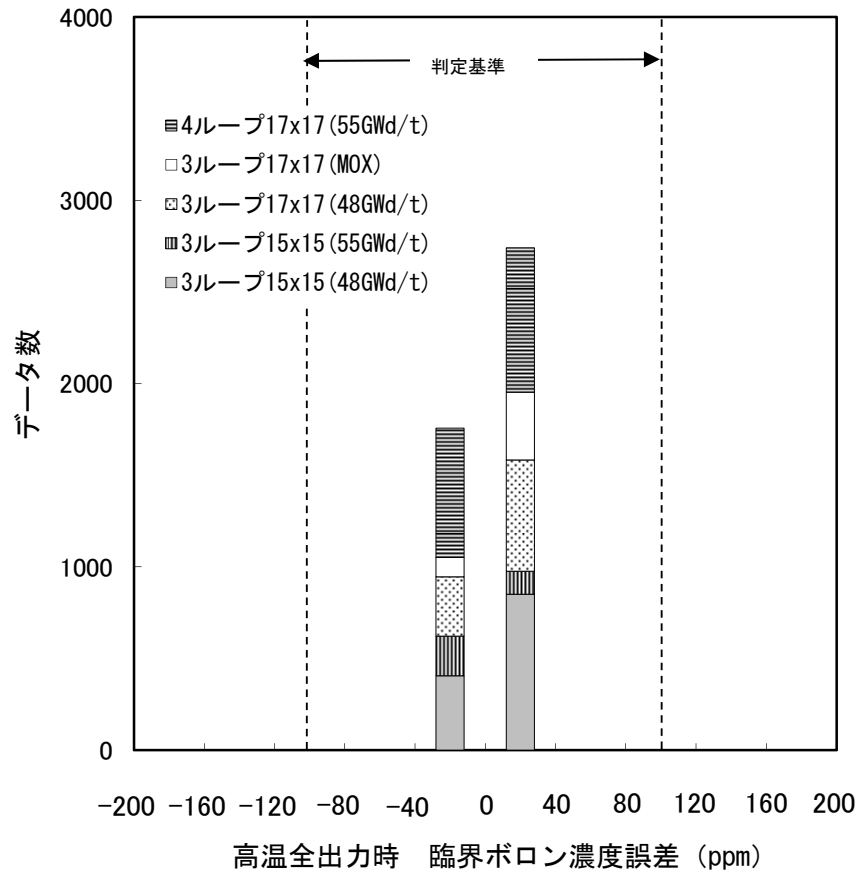
- ・臨界ボロン濃度…………… 図 3.4-2
- ・減速材温度係数…………… 図 3.4-3
- ・制御棒価値…………… 図 3.4-4



注) 誤差の定義: 燃料集合体毎の相対出力誤差 (%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

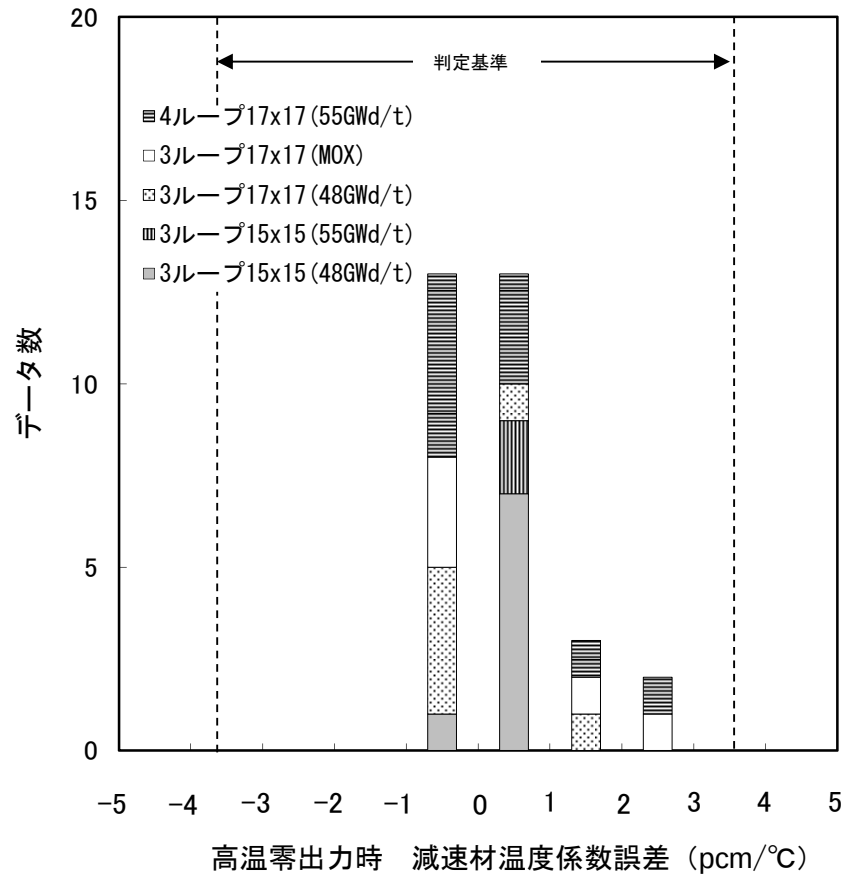
$$\text{平均自乗誤差 (\%)} = \sqrt{\sum (\text{燃料集合体毎の相対出力誤差})^2 / \text{燃料集合体数}}$$

図 3.4-1 径方向出力分布誤差のヒストグラム



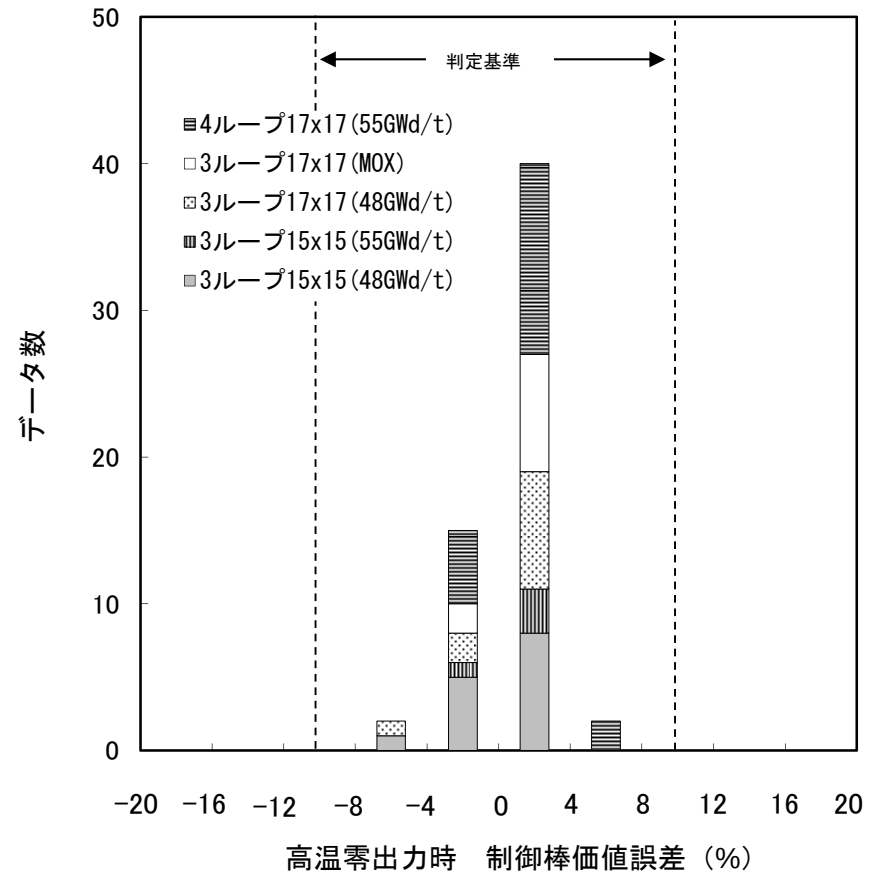
注) 誤差の定義: 臨界ボロン濃度誤差 (ppm) = 測定値 - 計算値

図 3.4-2 臨界ボロン濃度誤差のヒストグラム



注) 誤差の定義: 減速材温度係数誤差 (pcm/°C) = 測定値 - 計算値

図 3.4-3 減速材温度係数誤差のヒストグラム



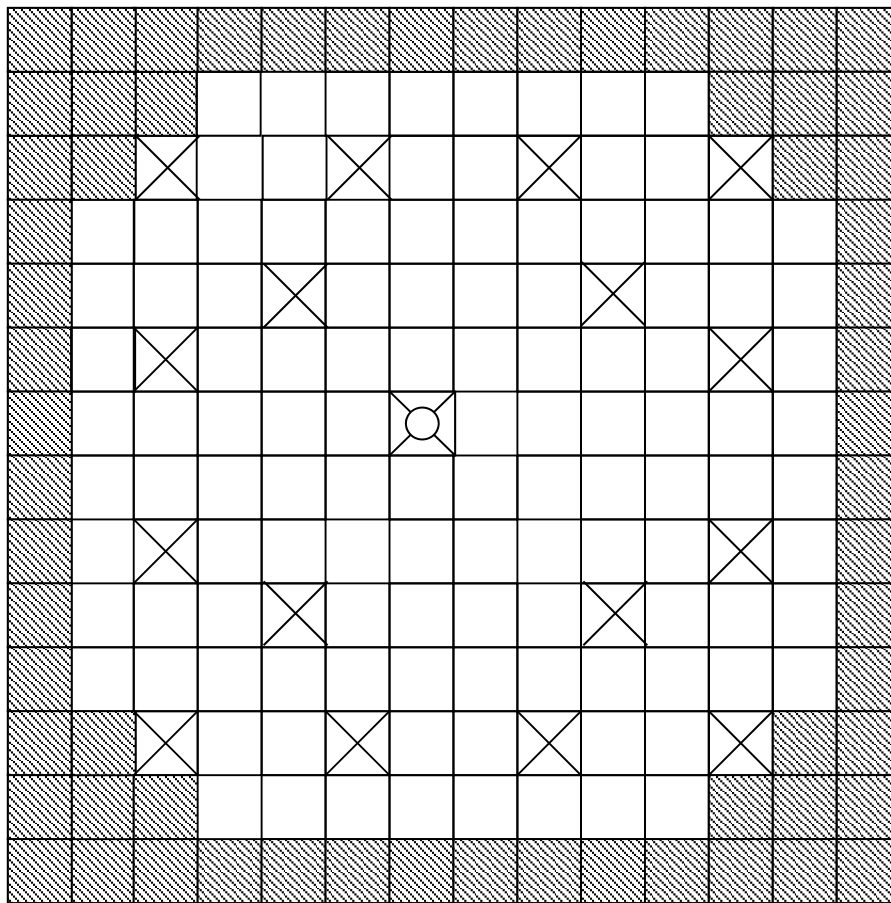
注) 誤差の定義: 制御棒価値誤差 (%) = (測定値 - 計算値) / 計算値 × 100

図 3.4-4 制御棒価値誤差のヒストグラム

3.5 海外 PWR 実機解析

海外 PWR 実機プラントにおける CASMO/SIMULATE コードシステムの計算精度を評価するため、海外の PWR プラントを対象に、主な核特性パラメータを解析し、測定値との比較を行った。対象炉心は高燃焼度燃料装荷炉心(17×17 型燃料集合体、4 ループ炉心)及び MOX 燃料装荷炉心(14×14 型燃料集合体、2 ループ炉心)とした。MOX 燃料集合体の富化度分布を図 3.5-1 に示す。また、それぞれの燃料装荷パターンを図 3.5-2 及び図 3.5-3 に示す。図 3.5-2 の炉心に装荷されている燃料の集合体燃焼度は、サイクル末期(EOC)において最高約 53.5GWd/t まで到達している。

それぞれの炉心における零出力時炉物理検査結果を表 3.5-1 及び表 3.5-2 に示す。各項目ともに測定値と計算値の一致は良好である。また、高温全出力時の核特性パラメータの評価結果を図 3.5-4 から図 3.5-8 に示す。各項目ともに測定値と計算値の一致は良好である。以上の結果より、本コードシステムは、海外高燃焼度燃料及び海外 MOX 燃料装荷炉心の解析においても十分な信頼性を有する。







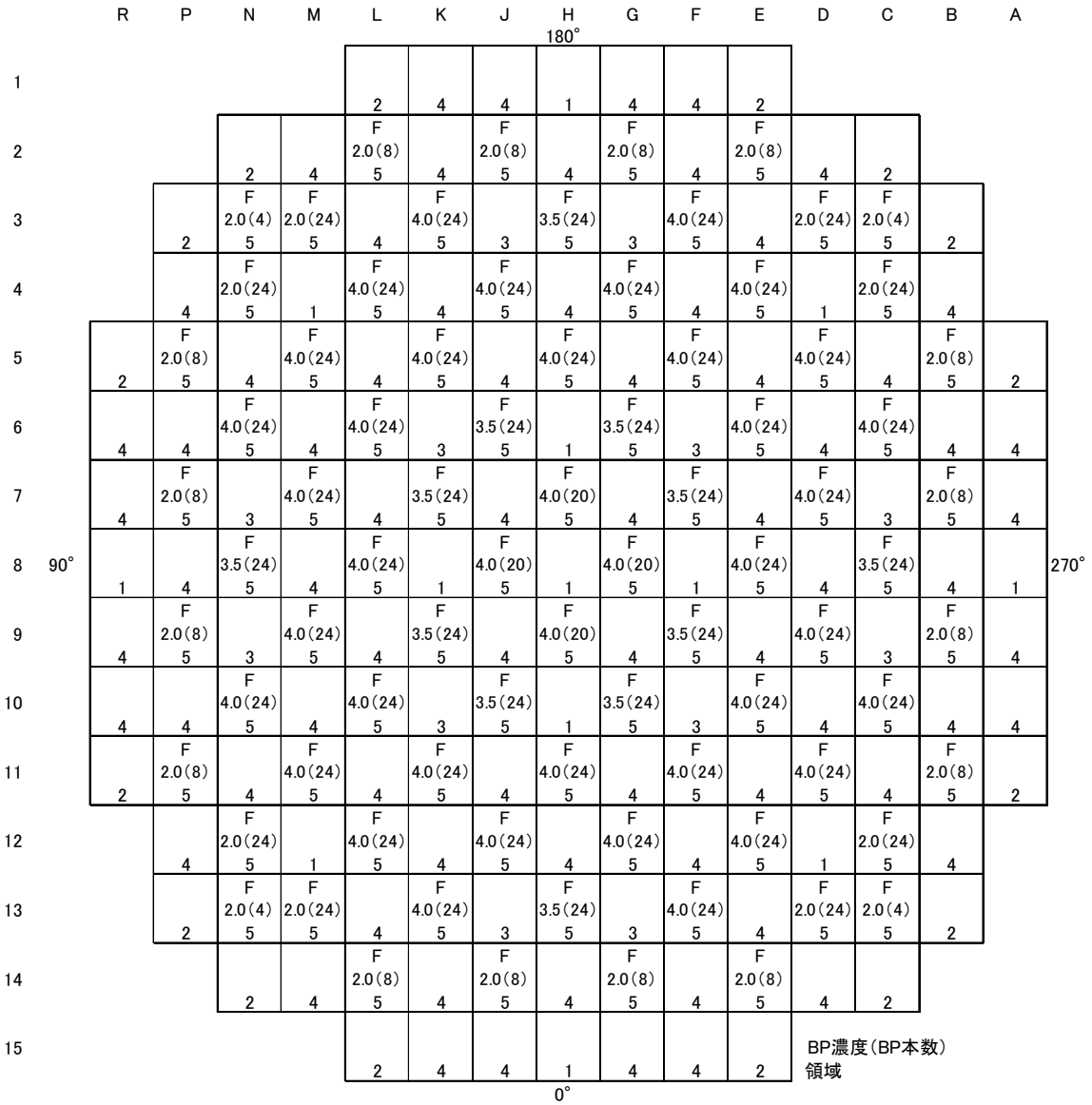
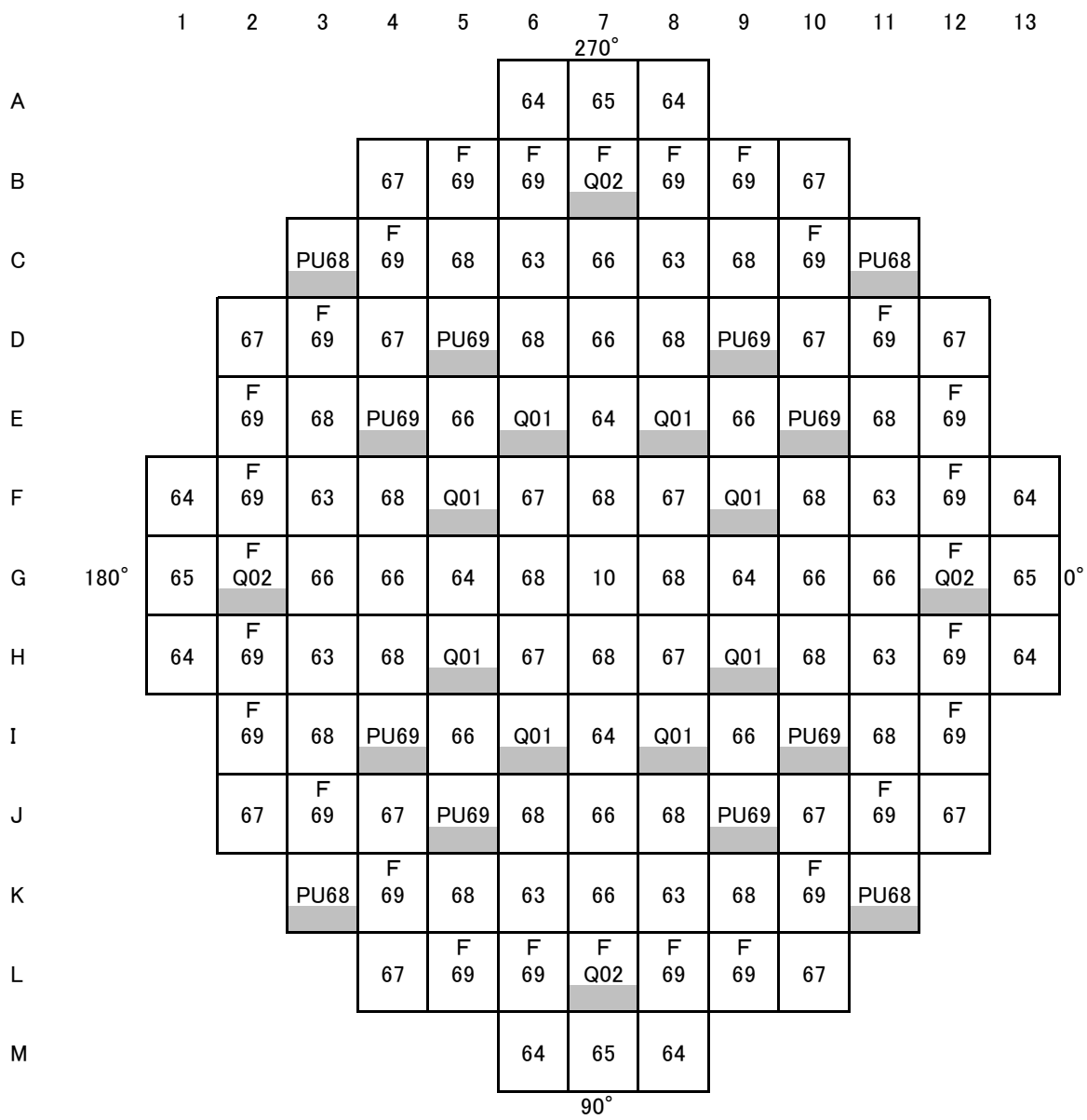
- 
制御棒案内シンブル
- 
炉内計装用案内シンブル
- 
3.2wt% Pu^{fis}MOX燃料棒
- 
2.0wt% Pu^{fis}MOX燃料棒

図 3.5-1 MOX 燃料集合体内富化度分布



領域	体数	濃縮度(wt%)	F : 新燃料
1	13	3.45	
2	16	3.86	
3	12	4.09	
4	72	4.20	
5	80	4.73	

図 3.5-2 海外高燃焼度燃料装荷炉心 燃料装荷パターン



領域	体数 (体)	濃縮度 (wt%)	Pu ^{fis} 富化度 (wt%) (高富化度/低富化度)		
10	1	3.2	—		MOX燃料集合体
63	8	3.5	—		UO ₂ 燃料集合体
64	12	3.5	—		
65	4	3.5	—		新燃料
66	12	3.6	—		
67	16	3.6	—		
68	20	3.6	—		
69	24	3.4	—		
PU68	4	—	3.2/2.0		
PU69	8	—	3.2/2.0		
Q01	8	—	3.2/2.0		
Q02	4	—	3.2/2.0		

図 3.5-3 海外 MOX 燃料装荷炉心 燃料装荷パターン

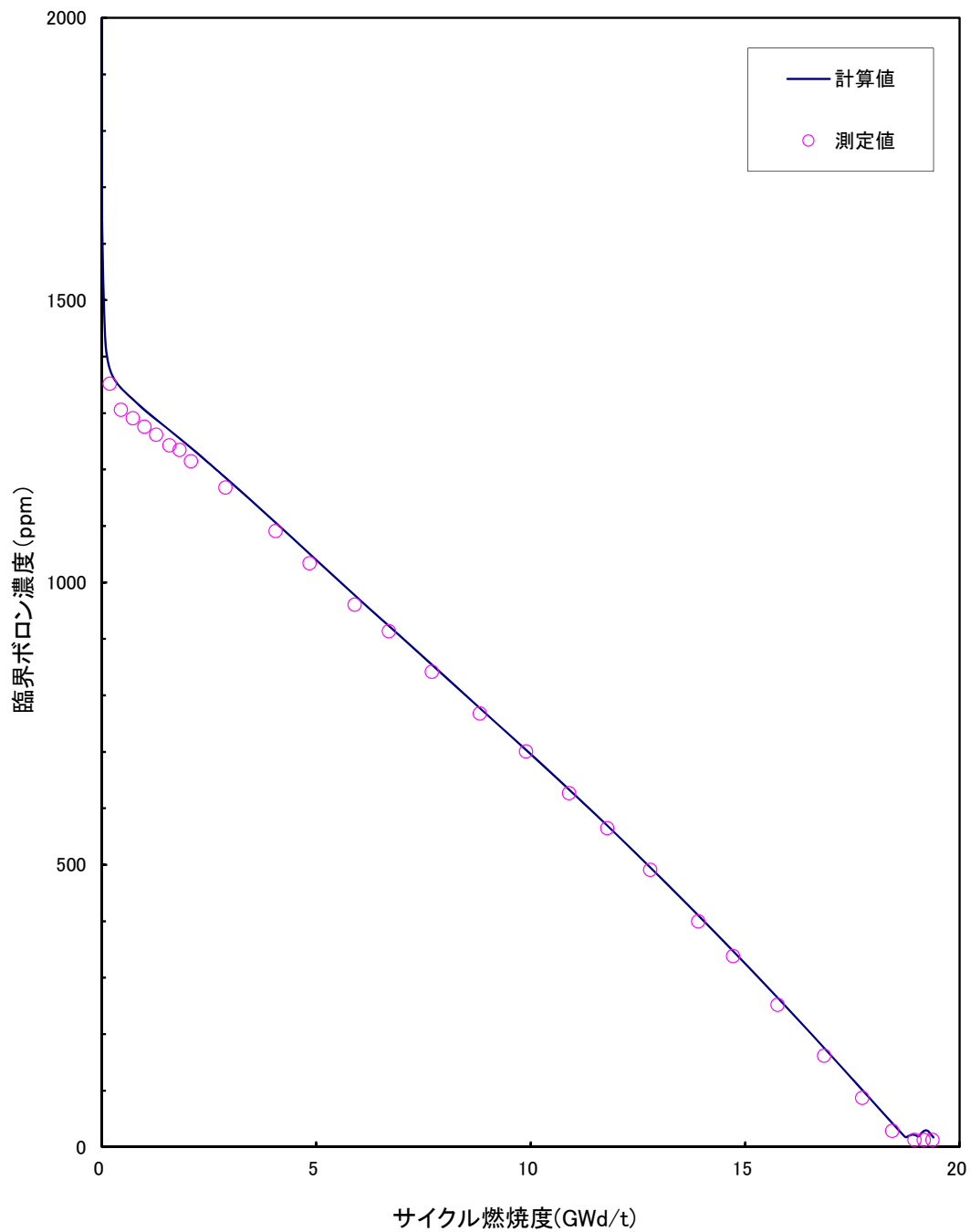
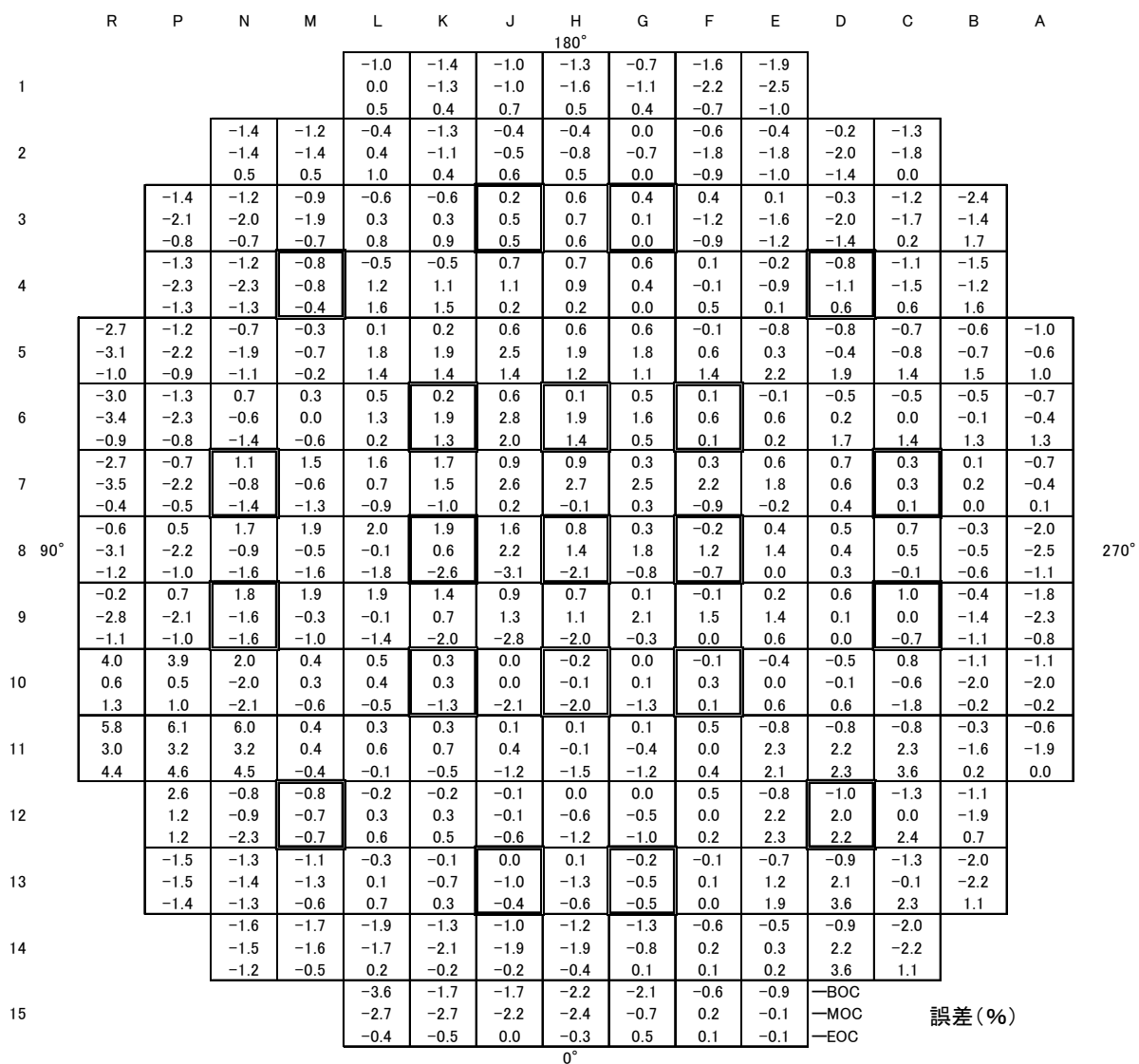


図 3.5-4 海外高燃焼度燃料装荷炉心 臨界ボロン濃度の燃焼特性



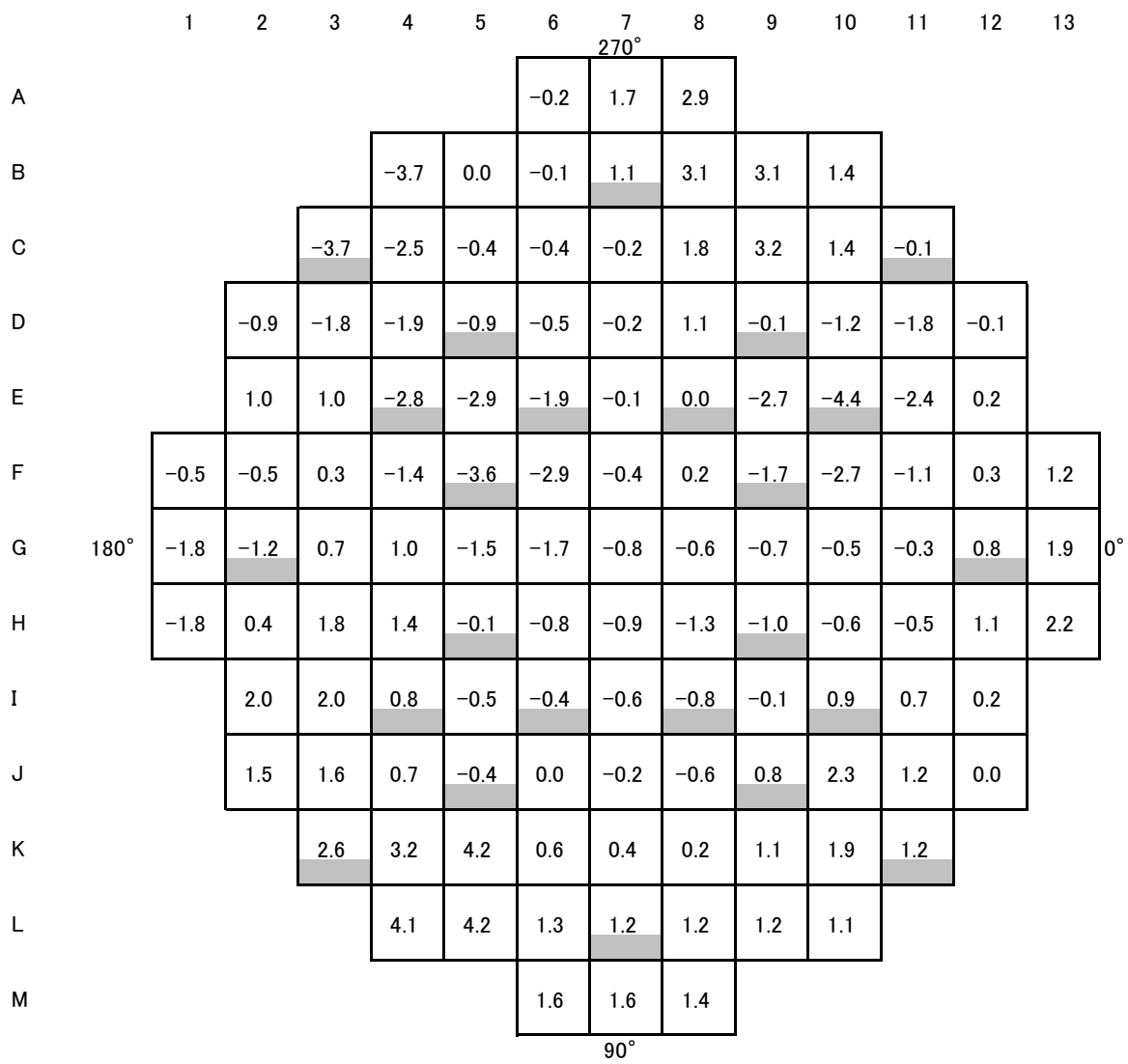
: 高燃焼度燃料集合体
(EOC燃焼度48GWd/t以上)

誤差: (測定値-計算値)/計算値×100(%)

平均自乗誤差 BOC 1.4%
MOC 1.5%
EOC 1.3%

図 3.5-5 海外高燃焼度燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差

高温全出力、平衡キセノン



誤差(%) : (測定値-計算値)/計算値 × 100 (%)
 平均自乗誤差 1.7 (%)
 MOX燃料平均自乗誤差 1.8 (%)

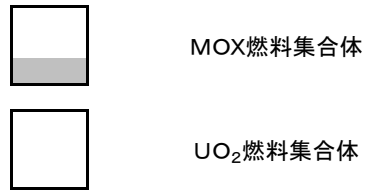
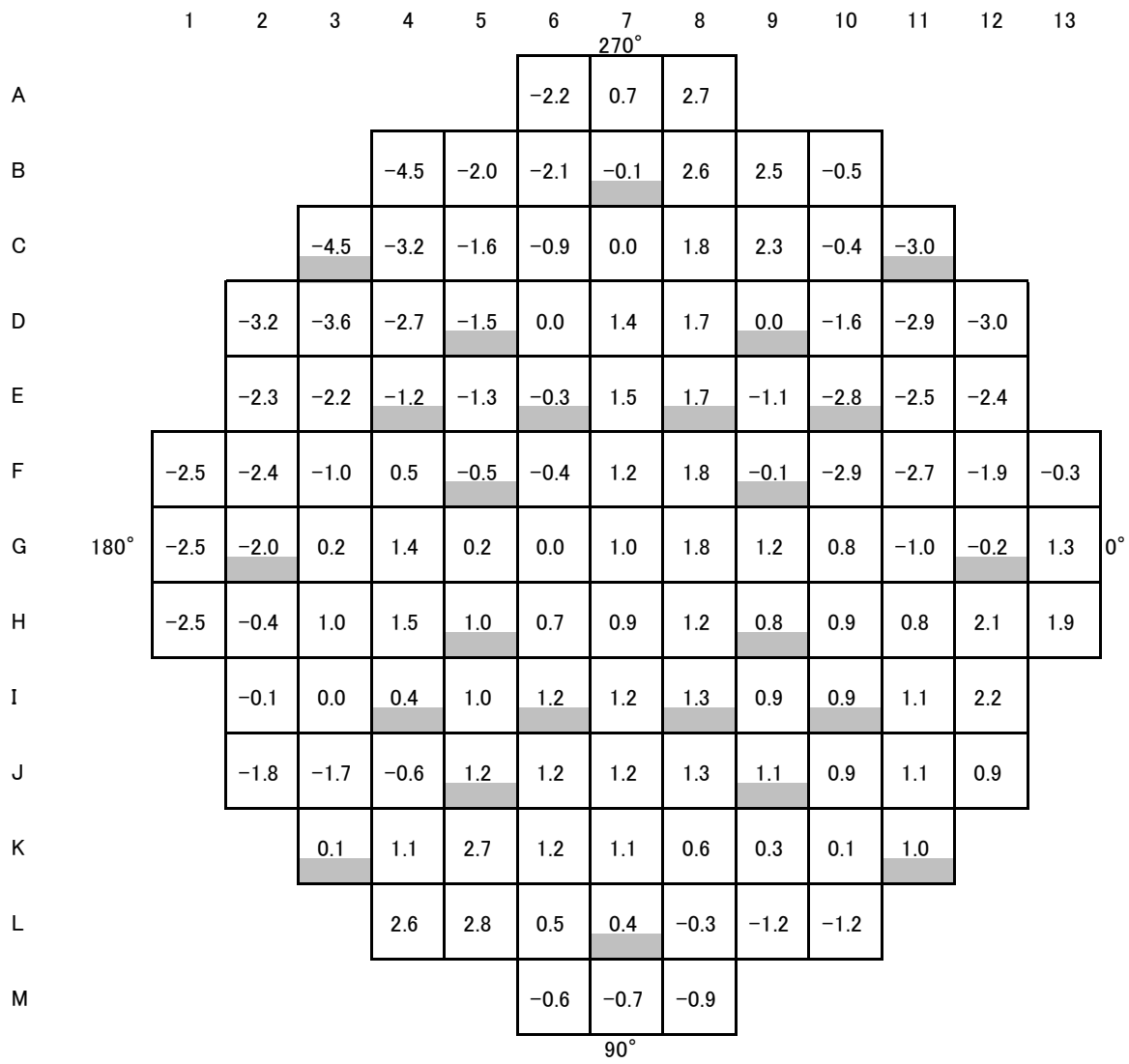


図 3.5-6 海外 MOX 燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差

サイクル初期 高温全出力、平衡キセノン



誤差(%) : (測定値-計算値)/計算値 × 100 (%)
 平均自乗誤差 1.7 (%)
 MOX燃料平均自乗誤差 1.6 (%)

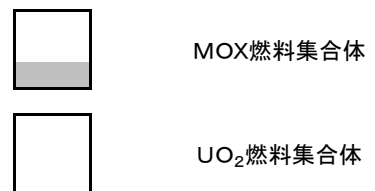


図 3.5-7 海外 MOX 燃料装荷炉心 径方向出力分布の測定値と計算値の誤差

サイクル末期 高温全出力、平衡キセノン

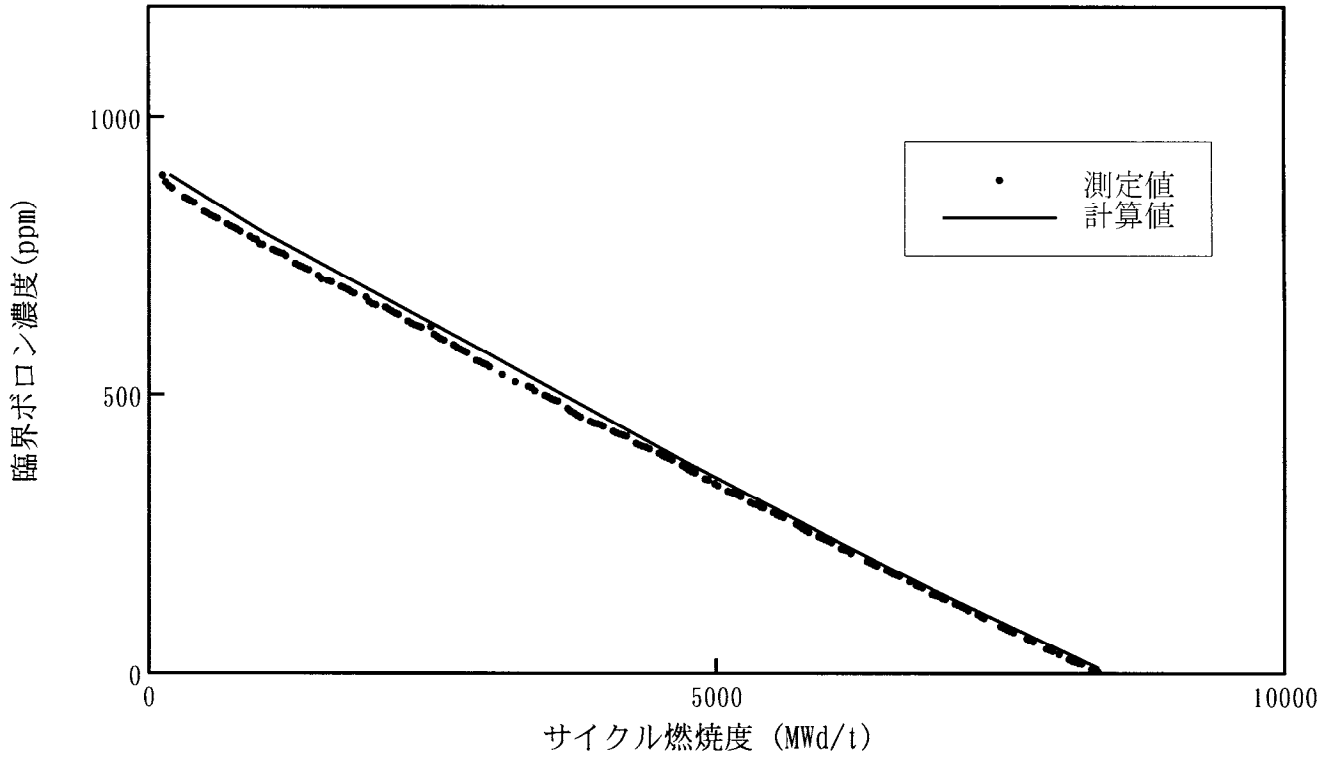


図 3.5-8 海外 MOX 燃料装荷炉心 臨界ボロン濃度の燃焼特性

高温全出力

表 3.5-1 海外高燃焼度燃料装荷炉心 零出力時炉物理検査の測定値と計算値の比較

検査項目	制御棒状態	誤差*
臨界ボロン濃度	全制御棒引抜	-5(ppm)
全制御棒価値	—	+2.5(%)
減速材温度係数	全制御棒引抜	-0.2(pcm/°C)

* 臨界ボロン濃度、減速材温度係数 : 誤差=測定値-計算値
 制御棒価値 : 誤差=(測定値-計算値)/計算値×100

表 3.5-2 海外 MOX 燃料装荷炉心 零出力時炉物理検査の測定値と計算値の比較

検査項目	制御棒状態	誤差*
臨界ボロン濃度	全制御棒引抜	-12(ppm)
	制御棒バンクD挿入	-11(ppm)
減速材温度係数	全制御棒引抜	-1.6(pcm/°C)
制御棒価値	制御棒バンクD	-3.3(%)
	制御棒バンクC	-4.2(%)
ボロン価値	全制御棒引抜～制御棒バンクD挿入	-2.6(%)

* 臨界ボロン濃度、減速材温度係数 : 誤差=測定値-計算値
 制御棒価値、ボロン価値 : 誤差=(測定値-計算値)/計算値×100

3.6 反応度事故模擬実験解析

CASMO/SIMULATE コードシステム(動特性計算)が実機原子炉の反応度投入事象を予測できることを確認するため、SPERT 実験⁽¹⁶⁾の解析を実施した。解析対象は SPERT-III 炉の E 型炉心を使用した反応度事故模擬実験である。SPERT-III 炉は小型 PWR であり、炉心の主な特徴は以下の通りである。

定格出力	20MW
燃料集合体	5×5 型(一部 4×4 型)、60 体
燃料被覆管	ステンレス
燃料濃縮度	4.8wt%
トランジエント制御棒	十字型、炉心中央に 1 本
制御材	ボロン塗布ステンレス(1.35wt% ¹⁰ B)

SPERT-III 炉の燃料棒は 4×4 型、5×5 型の燃料集合体として炉心に装荷され、各燃料集合体にはチャンネルボックスが装着されている。標準燃料は 48 体の 5×5 型燃料集合体である。炉心の臨界調整には吸収材付 4×4 型燃料集合体を使用され、標準燃料のほぼ 2 倍のチャンネルボックスが装着されており、その上半分はチャンネルボックスに ¹⁰B が塗布された中空領域(燃料有効部がない領域)である。実験においては下半分の燃料領域と上半分の吸収材領域の炉心挿入割合を調整することにより臨界調整を実施している。また、炉心中心部には十字型制御棒(トランジエント制御棒)が配置され、その周囲 4 体も 4×4 型燃料集合体となっている。十字型制御棒は炉心下部より挿入される仕組みとなっており、これを急激に引き抜くことにより反応度投入事象を発生させる。冷温状態及び高温状態において実施された 2 ケースの実験について CASMO/SIMULATE コードシステムによる解析を実施した。解析を実施した実験条件は以下の通りである。

初期原子炉出力	5×10 ⁻⁵ MW
原子炉圧力	約 1.0×10 ⁵ Pa(冷温状態)、約 1.0×10 ⁷ Pa(高温状態)
冷却材温度	約 20°C(冷温状態)、約 260°C(高温状態)
投入反応度	約 1.17\$ (冷温状態)、約 1.15\$ (高温状態)

原子炉出力応答及び積分出力の比較結果を図 3.6-1 及び図 3.6-2 に示すように、本コードシステム(動特性計算)の計算値と測定値は一致しており、反応度投入事象に対する炉心の応答を精度良く予測できる。

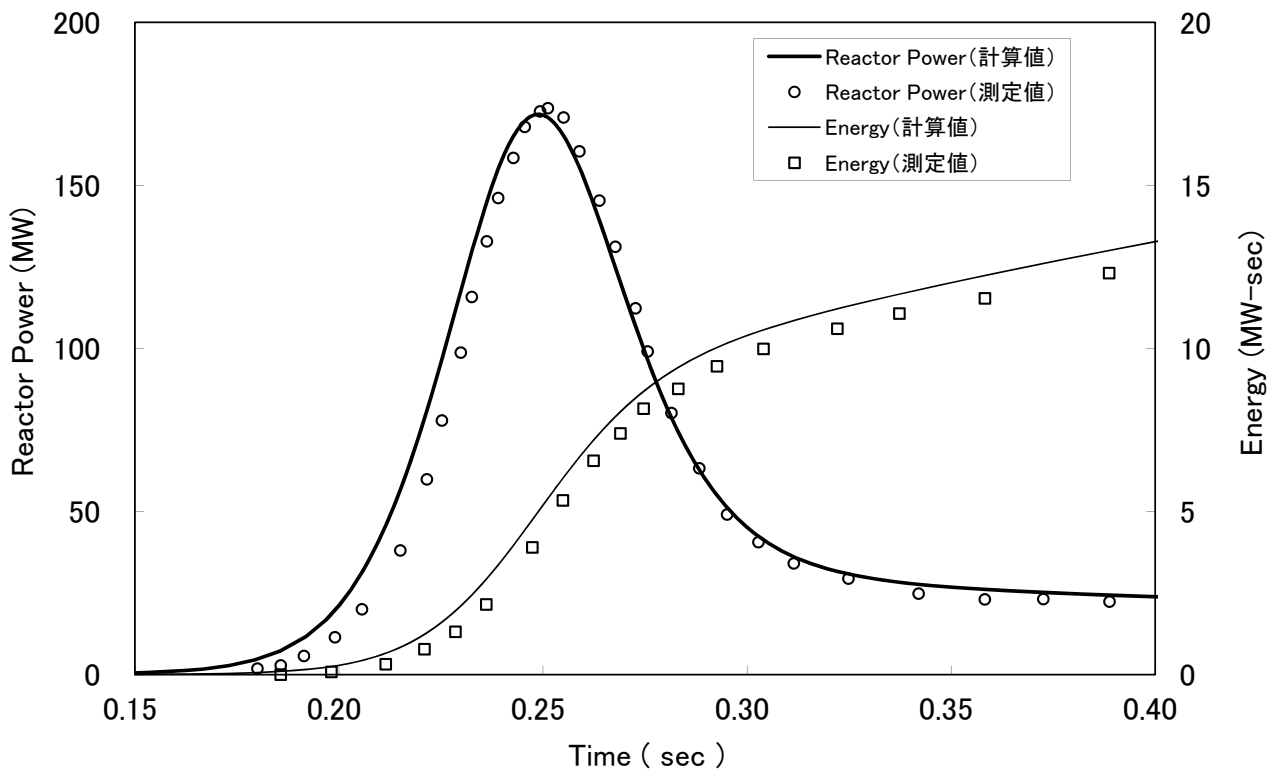


図 3.6-1 原子炉出力と積分出力の比較結果 (SPERT 実験、低温状態)

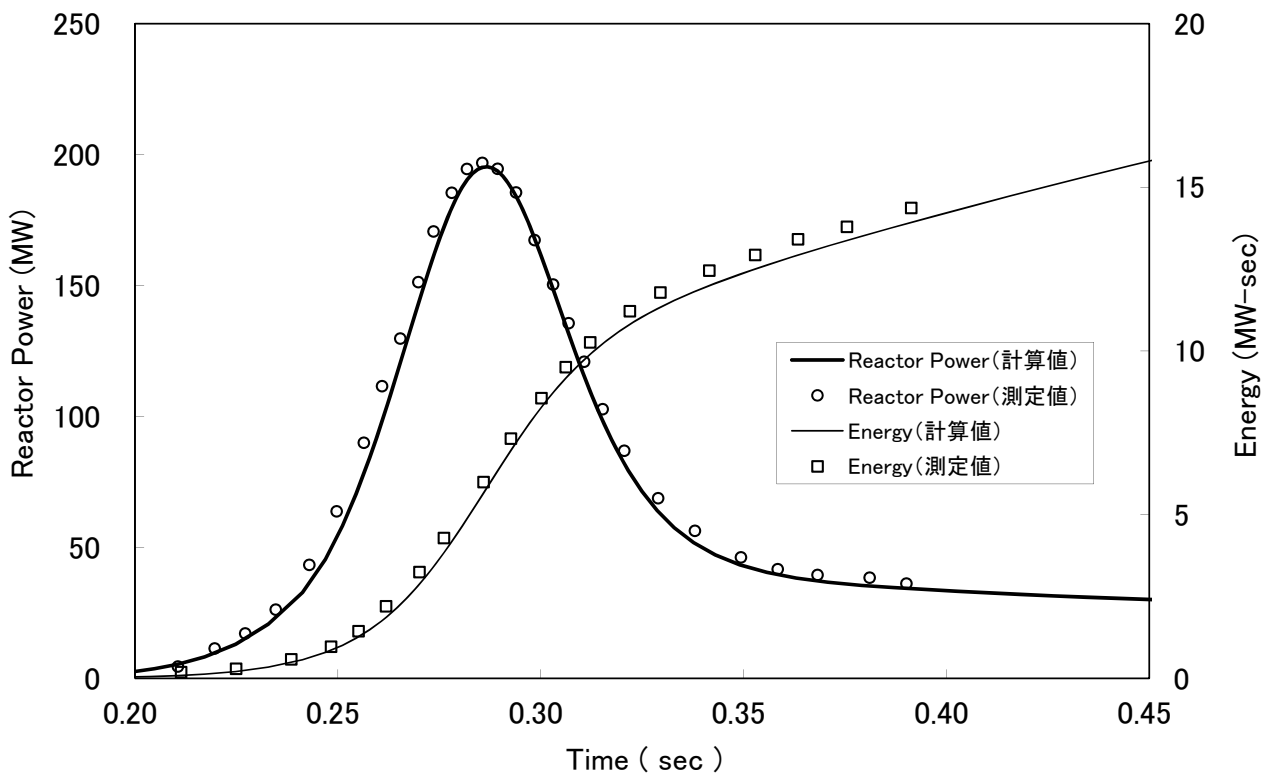


図 3.6-2 原子炉出力と積分出力の比較結果 (SPERT 実験、高温状態)

3.7 制御棒異常引き抜き解析

海外実炉においてロッドスワップ法による制御棒価値測定中に発生した制御棒異常引き抜き事象に対して、CASMO/SIMULATE コードシステム(動特性計算)による解析を実施し、測定値との比較を実施した。

ロッドスワップ法による制御棒価値測定は、基準バンクの引き抜きによる添加反応度を測定バンクの挿入により補償し、炉心を臨界に保ちつつ制御棒価値を測定する制御棒価値測定法であるが、当事象は測定途中から測定バンクを挿入することなく基準バンクを引き抜いたため過度の反応度が添加され、出力上昇を引き起こした事象である。

比較は、当事象において測定された中性子束信号について実施した。中性子束信号測定値と本コードシステム(動特性計算)の計算値の比較結果を図 3.7-1 に示すように、本コードシステム(動特性計算)は制御棒異常引き抜きによる中性子束信号測定値の変化を精度良く予測できている。

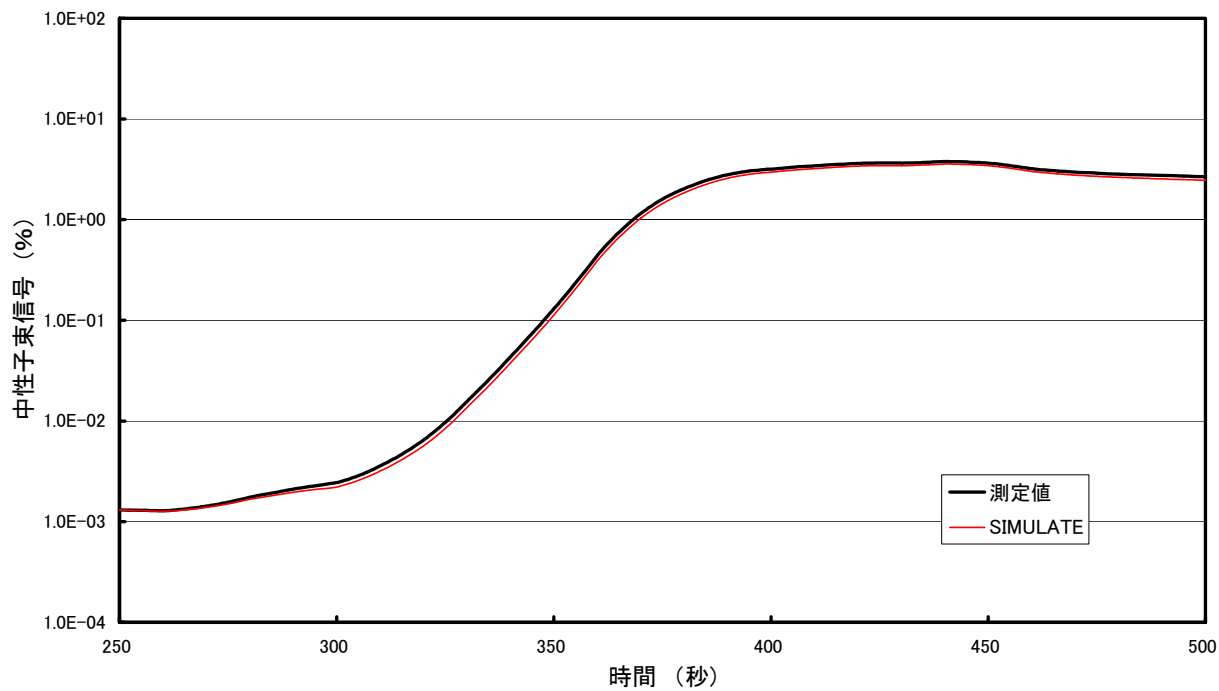
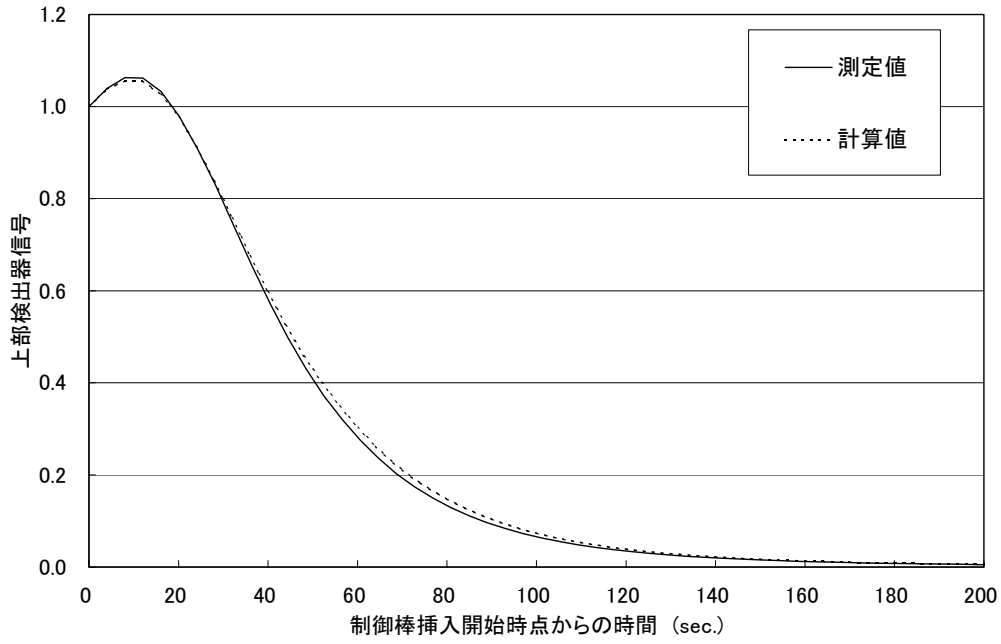


図 3.7-1 制御棒異常引き抜き事象における中性子束信号の比較

3.8 制御棒連続挿入時の中性子束信号解析

制御棒連続挿入時の中性子束信号測定値と CASMO/SIMULATE コードシステム(動特性計算)による計算値を比較することにより、本コードシステムの動特性計算の妥当性を検証した。比較は、国内 4 ループ炉心において制御棒を連続挿入した時に得られた中性子束信号に対して実施した。制御用バンク D 及び C の連続挿入中の中性子束信号測定値と本コードシステム(動特性計算)による中性子束信号計算値との比較をそれぞれ図 3.8-1、図 3.8-2 に示す。これらの結果より、本コードシステム(動特性計算)は、中性子束信号測定値を精度良く模擬している。

<上部検出器>



<下部検出器>

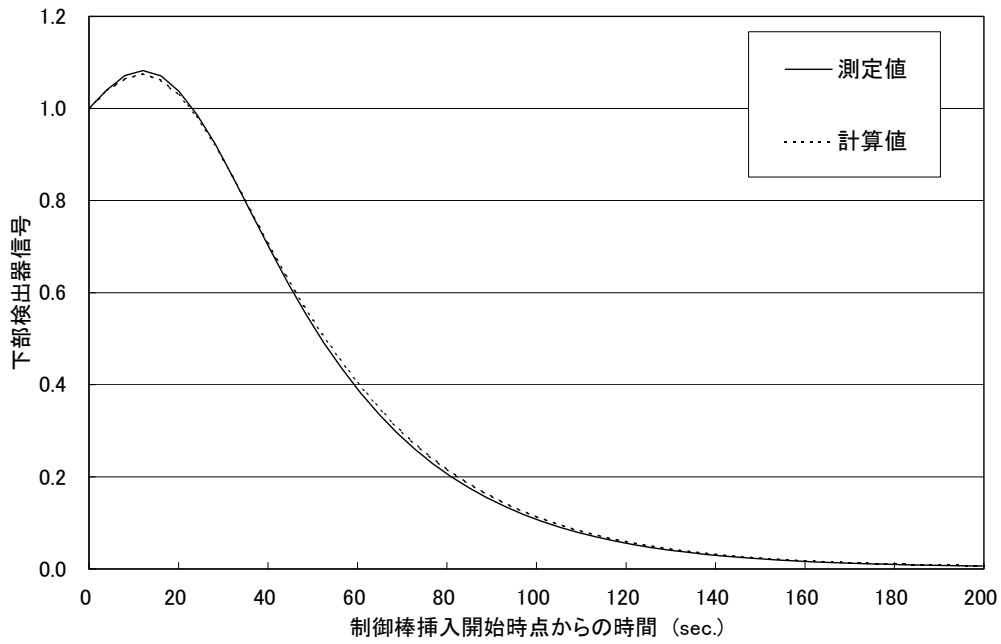
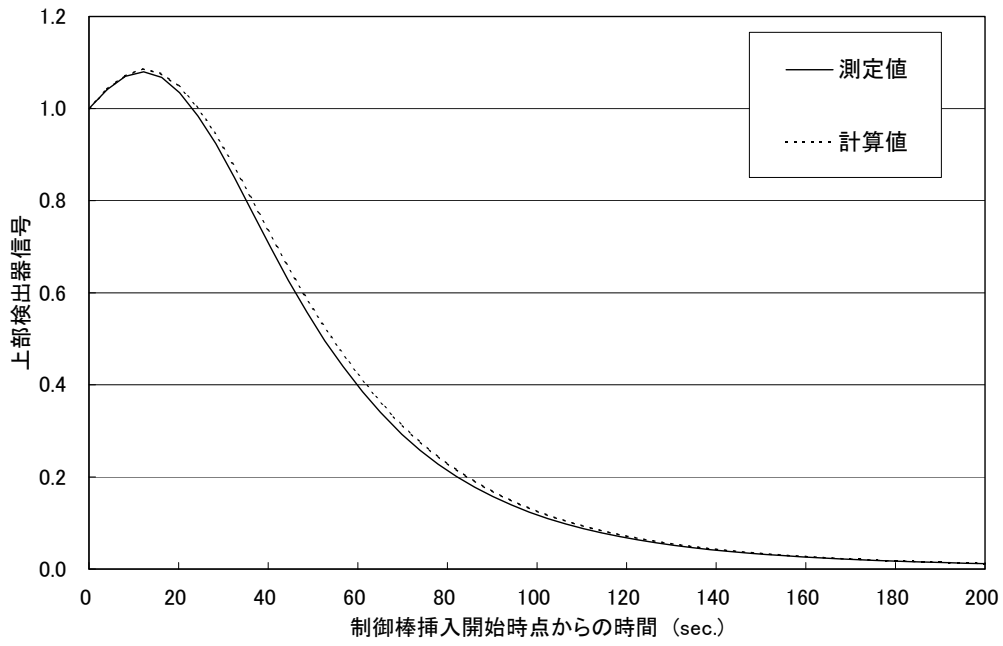


図 3.8-1 制御棒連続挿入時の中性子束信号の比較(制御用バンク D)

<上部検出器>



<下部検出器>

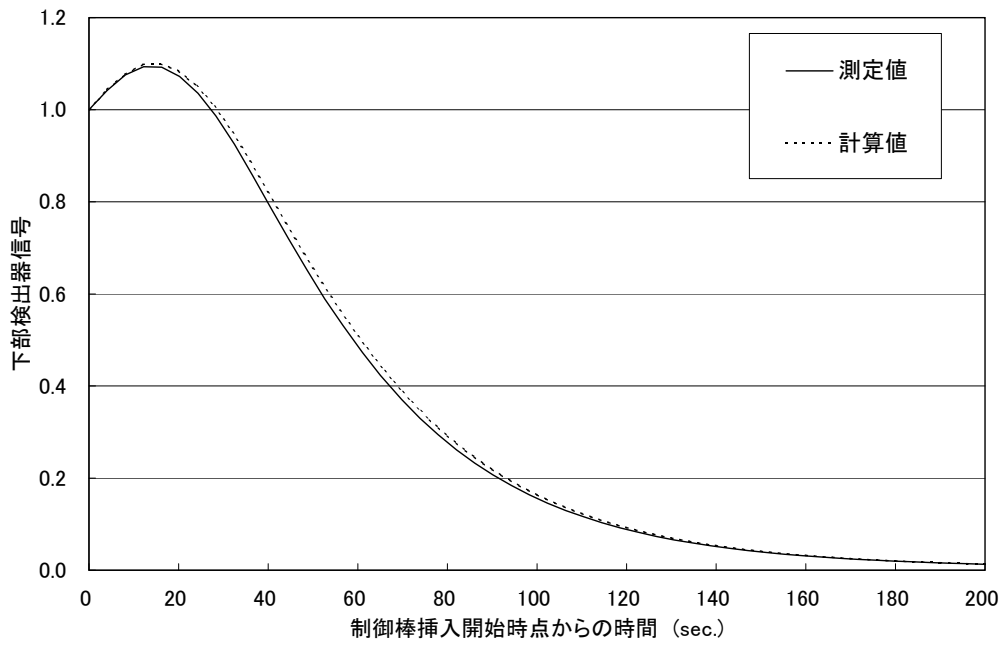


図 3.8-2 制御棒連続挿入時の中性子束信号の比較(制御用バンク C)

3.9 LMW ベンチマーク解析

拡散計算コードで用いられている解析手法が妥当であることは適切なベンチマーク問題を設定し、異なる解析手法を用いて同じ拡散方程式を解く複数のコードによる計算結果と当該計算コードによる計算結果を比較することにより確認される。例えば米国の原子力規制委員会(NRC)は、Westinghouse 社の 3次元拡散動特性解析コードである SPNOVA⁽¹⁷⁾を認可しているが、その審査の中で他の 3次元動特性計算コードである CUBBOX⁽¹⁸⁾と QUANDRY⁽¹⁹⁾のベンチマーク解析との比較により妥当性の確認を行っている。

ベンチマーク解析には、図 3.9-1 に示すような 1/4 炉心体系を用いたベンチマーク問題⁽¹⁸⁾(以下「LMW ベンチマーク問題」)が用いられている。CUBBOX と QUANDRY による LMW ベンチマーク問題の計算結果は、解析手法の妥当性確認に用いられることが多いものである。SIMULATE の動特性計算についても LMW ベンチマーク問題を用いて、CUBBOX と QUANDRY の計算結果との比較検討を実施した。これらのコードはいずれも 3次元動特性解析コードであり、基礎方程式は拡散動特性方程式であるが解析手法が異なっている。

解析は図 3.9-1 に示す 1/4 炉心体系において 2バンクの制御棒を仮定し、フィードバックなしの条件で 1バンクの制御棒を引き抜き、他の 1バンクの制御棒を挿入していく場合について行われている。解析条件を以下に示す(燃料有効長は 160cm)。また、解析に使用される核定数は、コード間で条件が同じになるように同一の定数が用いられている。

1. 初期条件	炉心出力	150W/cc
	バンク 1	50%挿入
	バンク 2	全引抜
2. 過渡条件	フィードバックなし	
	バンク 1	0~26.6 秒で全引抜まで引き抜き(3cm/s)
	バンク 2	7.5 秒~47.5 秒で 75%まで挿入(3cm/s)

SIMULATE 動特性計算の炉心平均出力密度の計算結果を CUBBOX、QUANDRY、SPNOVA の計算結果と比較して図 3.9-2 に示す。また、図 3.9-1 に示す PL1~PL4 の位置における局所出力密度の計算結果を CUBBOX の局所出力密度と比較して図 3.9-3 に示す。SIMULATE 動特性計算以外のコードの計算結果は文献⁽¹⁷⁾ ⁽¹⁸⁾に示されているものである。炉内の出力分布の歪みが大きく、またその経時変化も激しい条件の解析ではあるが、SIMULATE 動特性計算の過渡計算結果は他のコードの結果と良く一致している。

ところで、Westinghouse 社により LMW ベンチマーク問題に対する SPNOVA の平均出力密度と CUBBOX、QUANDRY との比較や、SPNOVA の局所出力密度と CUBBOX の局所出力密度との比較が実施されているが、いずれの解析においても解析コード間で結果は良く一致している。

以上のように、SIMULATE 動特性計算、CUBBOX、QUANDRY 及び SPNOVA の 4 種類の解析コ

ードは、同事象・同条件において同等の計算結果を与えており、異なる計算手法により拡散動特性方程式を精度良く計算できている。

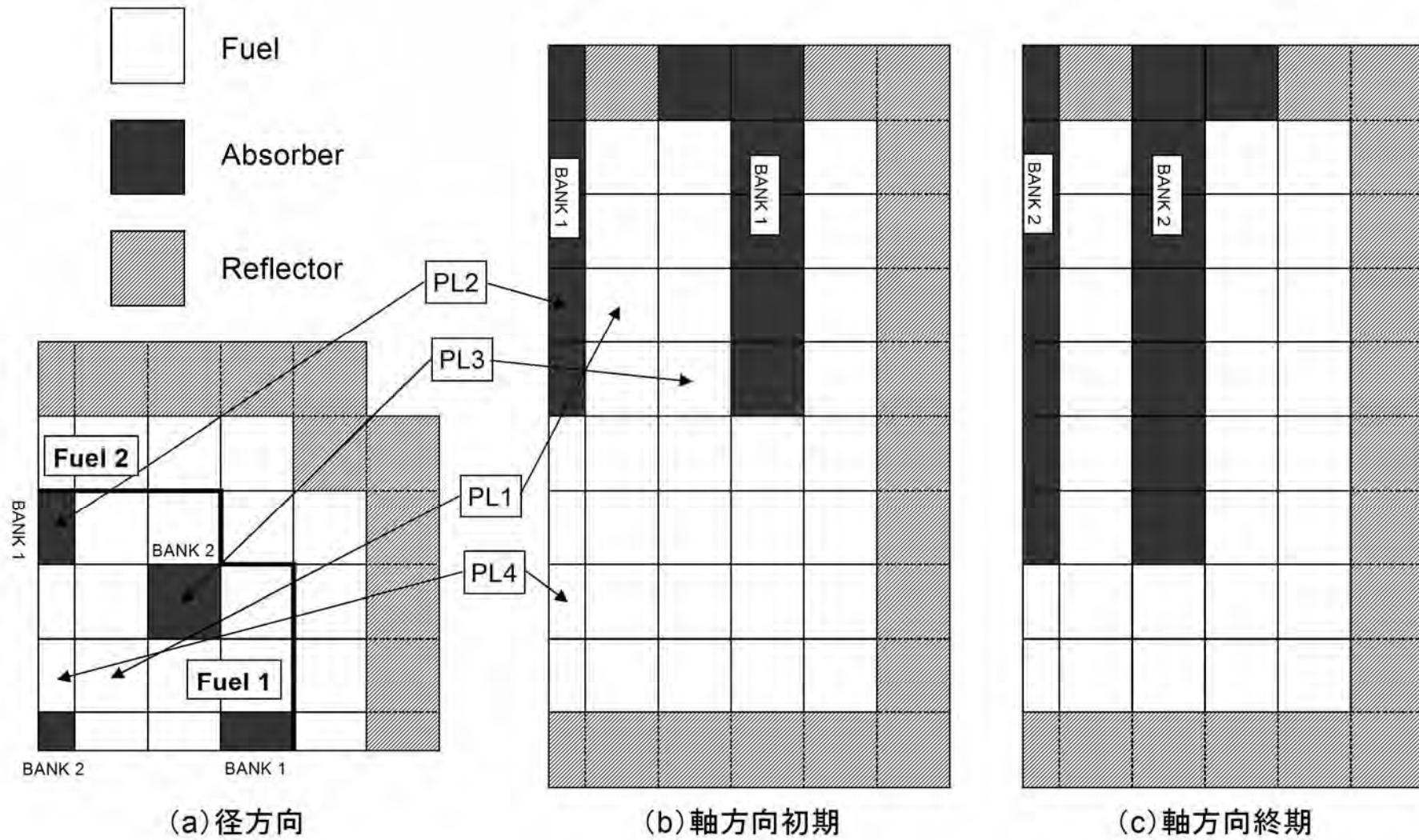


図 3.9-1 LMW ベンチマーク問題炉心体系

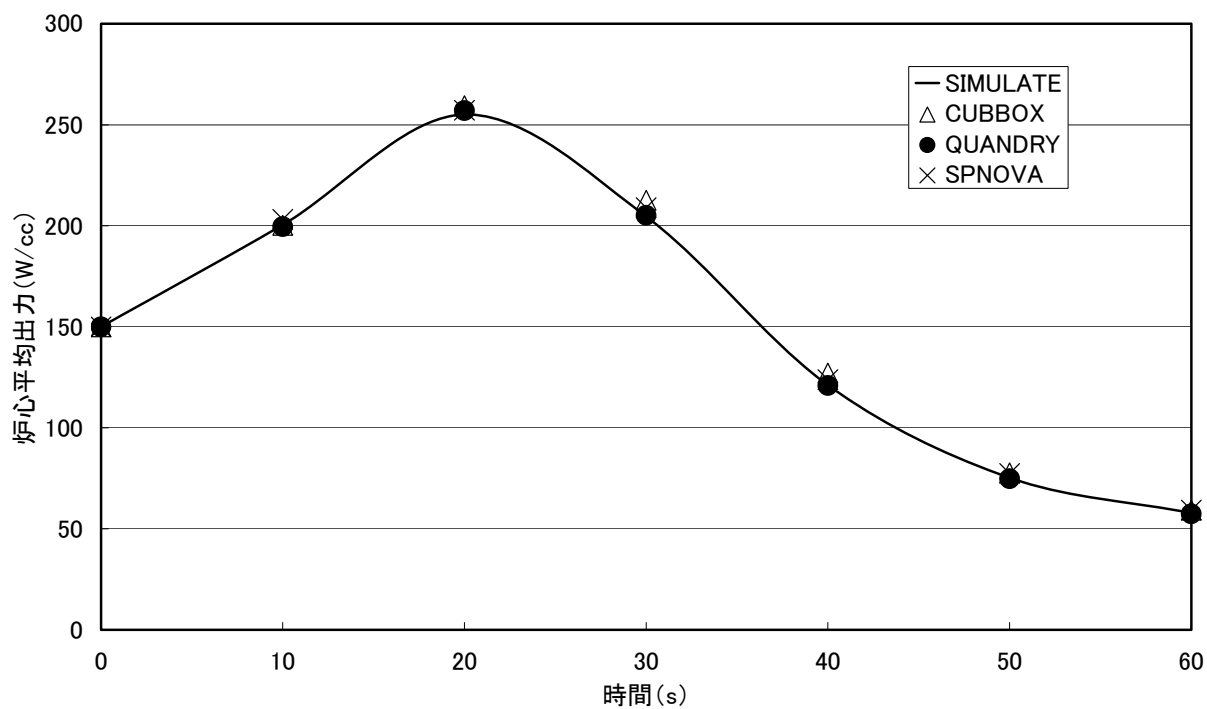


図 3.9-2 LMW ベンチマーク計算結果(炉心平均出力)

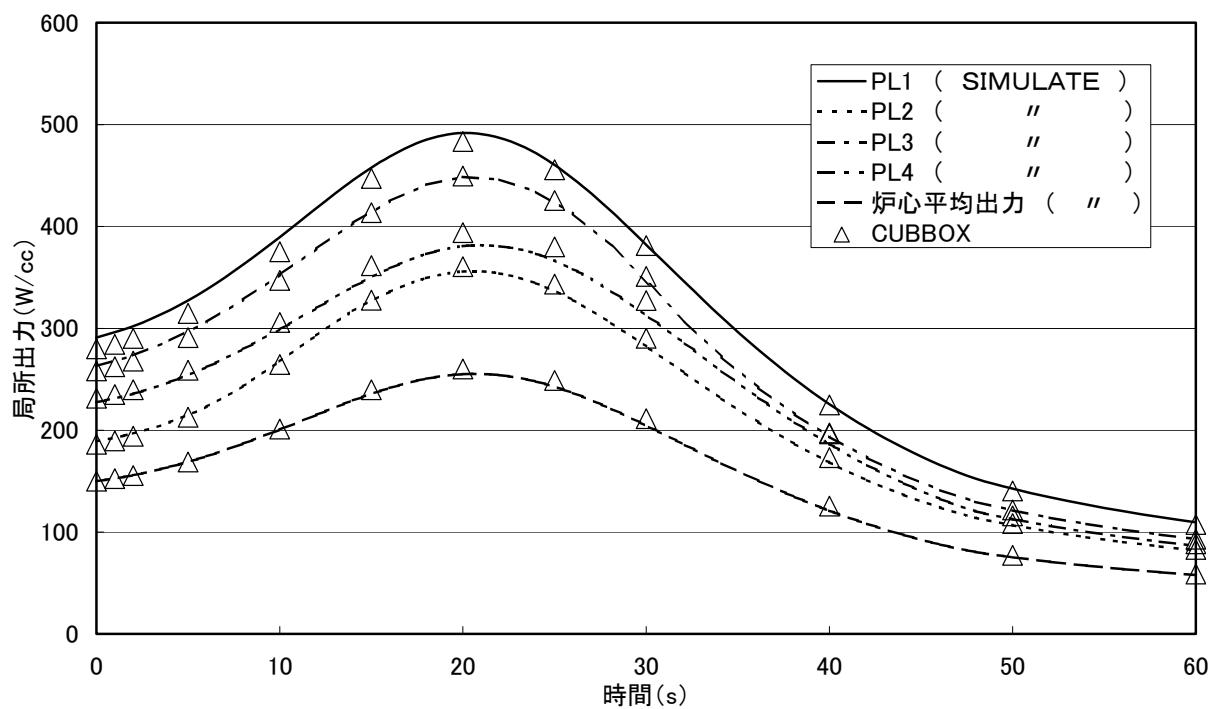


図 3.9-3 LMW ベンチマーク計算結果(局所出力)

3.10 定常計算コードとの比較(制御棒飛び出し解析)

CASMO/SIMULATE コードシステム(動特性計算)により制御棒飛び出し直後の出力分布を解析し、定常計算による計算結果との比較を行うことにより、本コードシステムによる動特性計算が適切に行われていることを確認する。

対象炉心は 17×17 型燃料 3 ループプラントとし、サイクル末期高温零出力において解析を実施した。ここで実施する制御棒飛び出し解析では、0.1 秒という短時間に制御棒が完全に炉心から飛び出し、この短時間に対象炉心の制御棒飛び出しに対する制御棒価値制限値に相当する約 1.0 % $\Delta k/k$ の反応度が添加されると仮定している。この解析では、0.1 秒後には原子炉出力上昇に伴う有意な核的フィードバック効果なしに図 3.10-1 に示すような最も歪んだ状態の炉内出力分布が形成される。このようなフィードバック効果のない制御棒飛び出し直後の出力分布は静的な核計算コードでも解析可能である。そこで、本コードシステムの定常計算による制御棒飛び出し直後の出力分布と、動特性計算による結果との比較を実施した。解析は全炉心体系で実施し、ノード分割は径方向については集合体あたり 4 ノード、軸方向については 24 ノードとしている。

比較は熱点の現れる炉心高さ(炉心下部から 22 番目のノード位置)の径方向出力分布と飛び出し制御棒位置の集合体の軸方向出力分布について実施した。それらの結果を図 3.10-2 及び図 3.10-3 に示すが、両者の径方向出力分布、軸方向出力分布は良く一致している。図 3.10-2 の径方向出力分布は、熱点の現れる軸方向位置における集合体単位の出力分布を表しており、この結果から局所的な出力分布が適切に解析されていることがわかる。

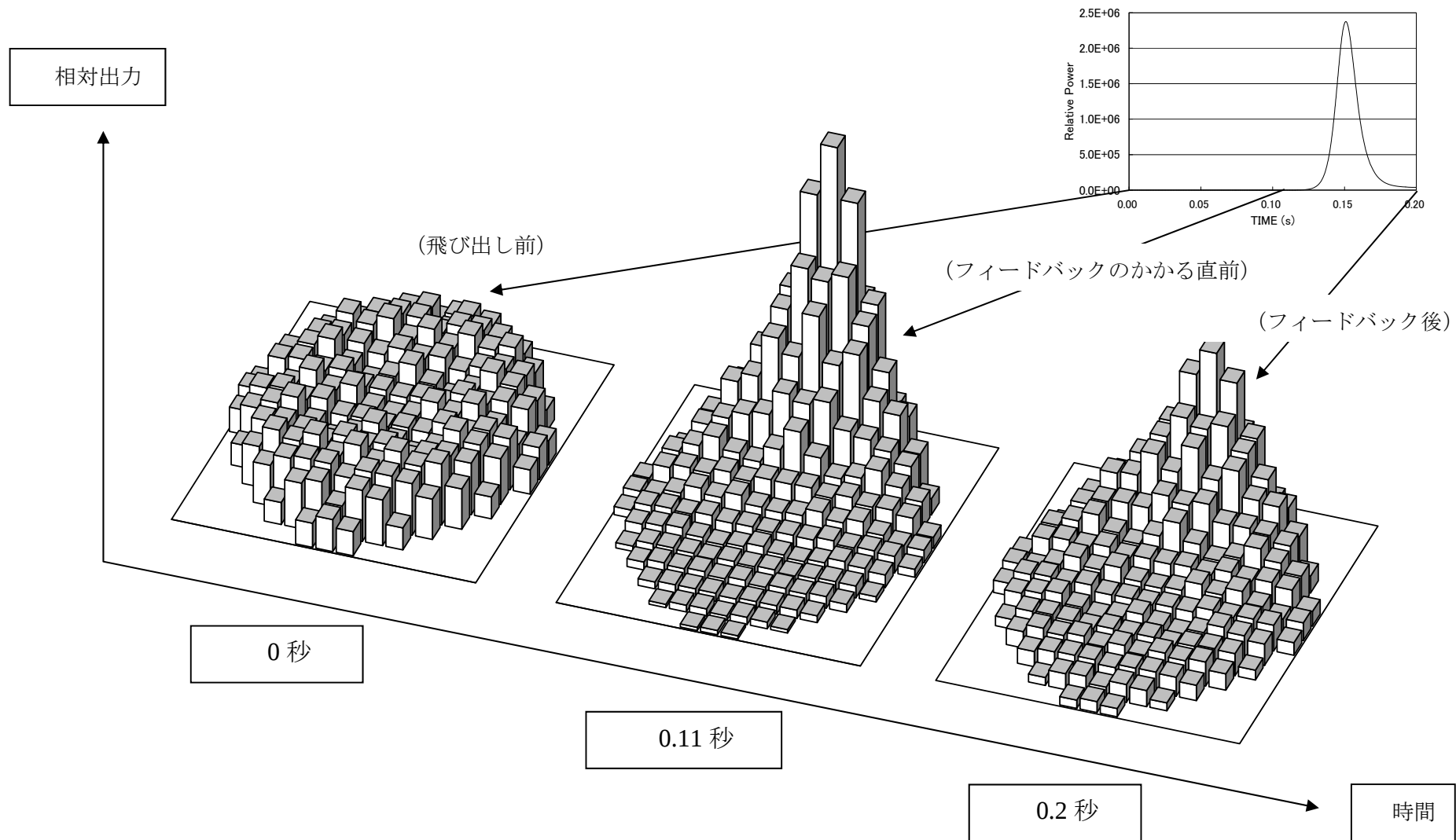
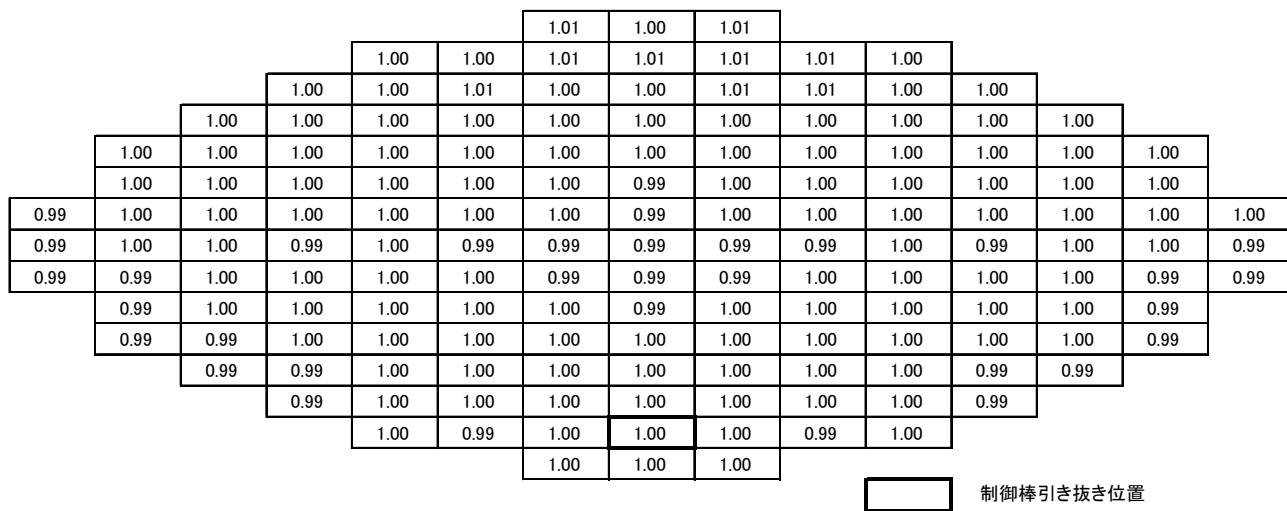


図 3.10-1 炉心内出力分布の時間変化
 (炉心下部から 22 番目のノード位置における径方向出力分布)



動的計算(t=0.11sec)/静的計算

図 3.10-2 制御棒飛び出し後における径方向出力分布の比較
(炉心下部から22番目のノード位置における比較)

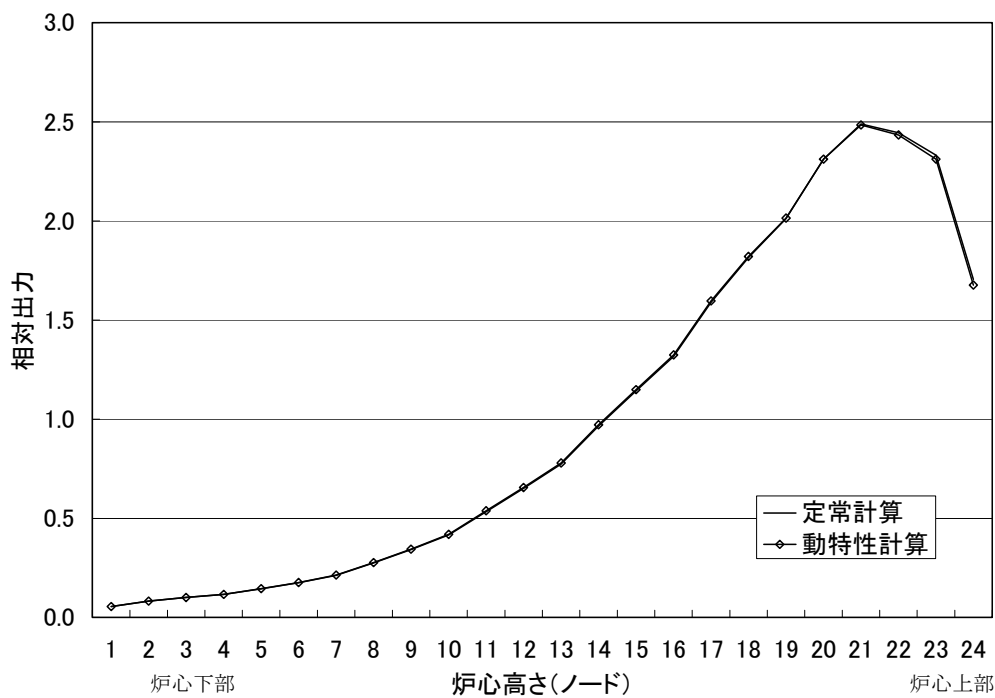


図 3.10-3 制御棒飛び出し後における軸方向出力分布の比較
(制御棒飛び出し位置における比較)

4. まとめ

- (1) CASMO/SIMULATE コードシステムは、3次元炉心計算コードシステムであり、燃料集合体核データ計算コード CASMO と、炉心計算コード SIMULATE から構成される。CASMO コードは2次元集合体体系で中性子スペクトル・同位体燃焼計算を行って集合体核データを作成することにより、集合体内の非均質性を詳細に取り扱うことができる。CASMO コードの集合体計算ではセル内の非均質な幾何形状を近似することなく取り扱うことができる。
- (2) SIMULATE コードは、CASMO コードによって作成された集合体核データを用いて直接3次元体系で炉心計算を実施する。SIMULATE コードは集合体をノード単位で均質化して扱うが、ノード間の中性子流を精度良く評価するために、ノード内の中性子束分布を考慮するとともに中性子束不連続因子を用いている。また、燃料棒出力再構成モデルによって、燃料棒単位の出力分布を計算することができる。SIMULATE コードの炉心計算では定常状態の炉心核特性を評価する定常計算と、非定常状態の炉心核特性を時間依存で解析することができる動特性計算がある。
- (3) 実機プラントでは測定できない燃料棒単位の集合体内出力分布に対するCASMO/SIMULATEコードシステム(定常計算)の計算精度を検証するため、 UO_2 燃料及び MOX 燃料を使用している PWR 型臨界実験の解析を実施し、燃料棒単位集合体内出力分布を比較したところ、測定値と計算値の一致は良好であった。
- (4) PWR 実機プラントにおけるCASMO/SIMULATEコードシステム(定常計算)の計算精度を検証するため、 UO_2 燃料(高燃焼度燃料含む)及び MOX 燃料が装荷された国内 PWR 実機プラント及び海外 PWR 実機プラントを対象に主な核特性パラメータを解析し、測定値との比較を行ったところ、両者の一致は良好であった。
- (5) SIMULATE の動特性計算は、同事象・同条件のベンチマーク問題に対する異なる計算手法に基づく他の動特性解析コードとの比較において同等の解析結果を与え、また、実機における過渡事象や反応度投入事象模擬実験に対する測定値との一致も良好であった。
- (6) CASMO/SIMULATE コードシステム(定常計算及び動特性計算)は広範囲の実測データと良好な一致を示しており、十分な信頼性を有する。

5. 参考文献

- (1) M.Edenius, K.S.Smith, D.M.Ver Planck
New Data and Methods for CASMO and SIMULATE,
Proc. of Topical Meeting on Reactor Physics and Safety, 2, p.1115, Saratoga (1986).
- (2) 原子力エンジニアリング:CASMO/SIMULATE コードシステムによる PWR 核設計手法と信頼性,
BTN-9507001 (1995).
- (3) 「原子炉炉心計算法の高度化の現状と展望」,社団法人 日本原子力学会 (2001).
- (4) R.J.J.Stamm'ler et al.,
Equivalence Relations for Resonance Integral Calculations,
Journal of Nuclear Energy, 27, p.885 (1973).
- (5) I.Carlvik,
A Method for Calculating Collision Probabilities in General Cylindrical Geometry,
A/CONF.28/p.681 (1964).
- (6) D.Knott and M.Edenius,
Validation of the CASMO-4 Transport Solution,
Proc. Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Vol.2, p.547,
Karlsruhe (1993).
- (7) K.S.Smith,
QPANDA : An Advanced Nodal Method for LWR Analyses,
Trans. Am. Nucl. Soc., 50, p.532 (1985).
- (8) K.S.Smith
Assembly Homogenization Techniques For Light Water Reactor Analysis,
Prog. Nucl. Energy, Vol.17, No.3 (1986).
- (9) P.D.Esser, K.S.Smith,
Improvements of CASMO/SIMULATE Methodology (3) Semi-Analytic Two-Group Nodal
Method for SIMULATE, 日本原子力学会 「1993 春の年会」予稿集, A48.
- (10) K.S.Smith, P.D.Esser,
Improvements of CASMO/SIMULATE Methodology (4) Nodal Transport Model for
SIMULATE, 日本原子力学会 「1993 春の年会」予稿集, A49.
- (11) 森 正明, K.S.Smith,
CASMO/SIMULATE 計算手法の改良 (5) SIMULATE における隣接集合体中性子スペクトル干
渉モデル, 日本原子力学会 「1993 春の年会」予稿集, A50.

- (12) J.Borkowski et al.,
SIMULATE-3K Simulation of the Ringhals 1 BWR Stability Measurements,
Proc. International Conference on Physics of Reactors, 3, J-121 (1996).
- (13) K.Tate et al.,
Verification of the SIMULATE-3 Kinetic Version Based on Transient Tests of Boiling Water
Reactor,
Proc. Int'l. Conference Math. & Comp., React. Physics & Environmental Analyses, 1, 289-296
(1995).
- (14) K.R.Rempe et al.,
SIMULATE-3 Pin Power Reconstruction : Methodology and Benchmarking,
Proc. of the International Reactor Physics Conference, Jackson, September 1988.
- (15) L.W.Newman et al.,
Urania-Gadolinia Nuclear Model Development and Critical Experiment Benchmark,
DOE/ET/34212-41, BAW-1810, April 1984.
- (16) R.K.McCardell et al.,
Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core
-- A Small Oxide – Fueled Pressurized – Water Reactor, IDO-17281 (1969).
- (17) Y.A.Chao et al.,
Theory and Performance of the Fast-Running Multidimensional Pressurized Water Reactor
Kinetics Code, SPNOVA-K,
Nuclear Science and Engineering, 103, 415-419 (1989).
- (18) S.Langenbuch et al.,
Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light
Water Reactor Cores,
Nuclear Science and Engineering, 63, 437-456 (1977).
- (19) K.S.Smith
An Analytic Nodal Method for Solving the Two-Group, Multidimensional, Static and Transient
Neutron Diffusion Equations,
Master Thesis at MIT, March 1979.

添付 A 中性子束不連続因子

中性子束不連続因子は、均質計算により非均質計算結果と同等の中性子流を得るために導入される。すなわち図 A-1 に示すように、非均質計算によるノード境界の中性子流が与えられていた場合、その中性子流を境界条件としてノード内の均質中性子束分布を計算することができる。こうして得られた均質中性子束分布は、非均質計算によるノード境界の中性子流を保存するという条件

$$-D_i \left. \frac{d\widehat{\Phi}_i^+}{dx} \right|_{x=x_i} = J_i^+ = J_{i+1}^- = -D_{i+1} \left. \frac{d\widehat{\Phi}_{i+1}^-}{dx} \right|_{x=x_i}$$

を満たすような中性子束分布となる。

しかし、均質計算によるノード境界中性子束は、一般に非均質計算による結果と一致しない。非均質中性子束分布はノード境界で連続であるため、非均質計算によるノード境界中性子流を再現するためには、均質中性子束分布がノード境界で不連続となることを許容する必要がある。ノード境界における非均質中性子束分布と均質中性子束分布の不一致の度合いが不連続因子であり、

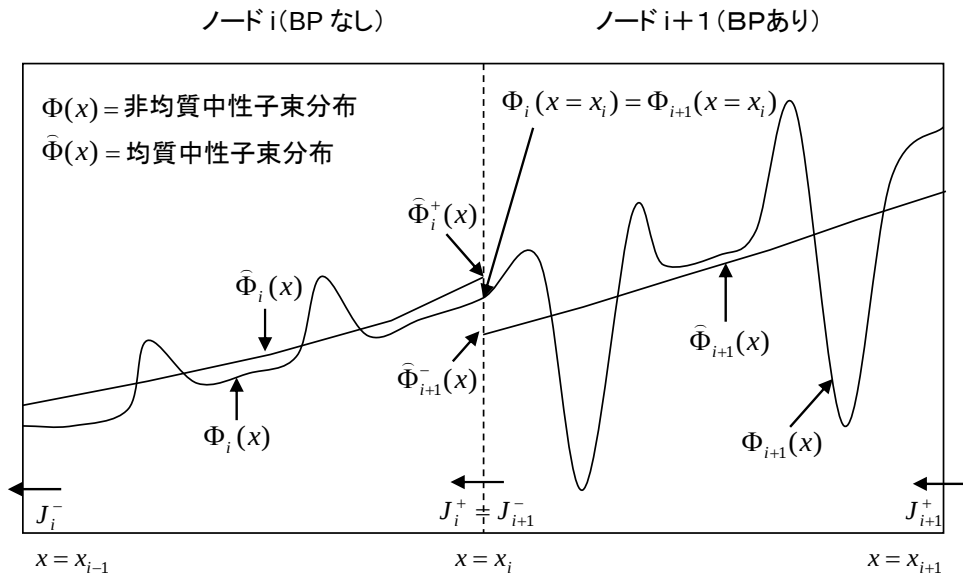
$$f_i^+ = \frac{\text{非均質中性子束分布のノード境界の値}}{\text{均質中性子束分布のノード境界の値}} = \frac{\Phi_i(x=x_i)}{\widehat{\Phi}_i^+(x=x_i)}$$

で定義される。不連続因子を導入することにより、非均質計算結果と同等の中性子流を均質計算によって得ることができる。

CASMO/SIMULATE コードシステムでは、無限配列を模擬した単一集合体計算または隣接集合体計算により不連続因子を計算する。単一集合体計算における均質中性子束分布は図 A-2 に示すように一定になり、非均質中性子束分布の集合体平均の値に一致する。それゆえ、不連続因子は、

$$f_i^+ = \frac{\text{集合体の境界上中性子束}}{\text{集合体の平均中性子束}} = \frac{\Phi_i^+}{\overline{\Phi}_i}$$

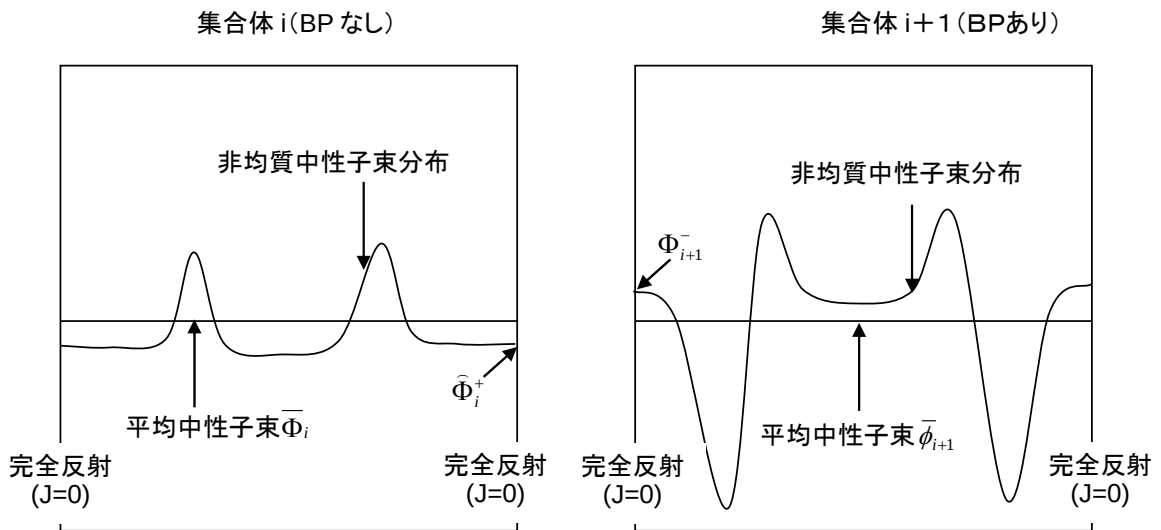
により与えられる。



[不連続因子]

$$f_i^+ = \frac{\Phi_i(x = x_i)}{\hat{\Phi}_i^+(x = x_i)} \quad f_{i+1}^- = \frac{\Phi_{i+1}(x = x_i)}{\hat{\Phi}_{i+1}^-(x = x_i)}$$

図 A-1 隣接ノード内の非均質及び均質中性子束分布



[不連続因子]

$$f_i^+ = \frac{\Phi_i^+}{\Phi_i} \quad f_{i+1}^- = \frac{\Phi_{i+1}^-}{\Phi_{i+1}}$$

図 A-2 無限集合体体系における非均質中性子束分布