

島根原子力発電所 3号炉 審査資料	
資料番号	S3-EP-003(説)
提出年月日	令和4年7月5日

島根原子力発電所 3号炉

AETNAコード説明書

令和4年7月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

Energia

1.	目的と概要	目的	P.2
		概要	P.3
		概要 計算フロー	P.4
		解析モデルの概要	P.5
		炉心幾何形状	P.8
		解析条件適用範囲	P.9
2.	重要現象についてのモデル化と妥当性確認について		P.10
		核定数テーブルの各種依存性に対する確認	P.11
		その他のAETNA の数学モデルについての確認	P.13
		モデルに対する検証・妥当性確認の網羅性確認	P.16
3.	解析モデル	核計算 基礎方程式	P.19
		核計算 解析的多項式ノード法について	P.20
		燃料棒出力計算	P.21
		燃料棒出力計算 燃料棒出力再構築法について	P.22
		断面積計算	P.23
		燃焼履歴計算	P.26
		熱水力計算	P.27
		熱的余裕計算	P.28
4.	検証及び妥当性確認	概要	P.29
		実プラントでの妥当性確認結果一覧（炉・サイクル数，炉型）	P.30
		プラント運転実績による妥当性確認（例）	P.31
		試験による妥当性確認（例）	P.34
5.	許認可解析への適用	検証及び妥当性確認結果のまとめ 適用範囲に対する網羅性確認・	P.36
		検証及び妥当性確認結果のまとめ 不確かさのまとめ	P.37

1. 目的と概要

目的

三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードAETNA Ver.1（以下、「AETNA」という。）は、計算モデルを高度化することにより炉心に対するシミュレーションの信頼性向上を目的として開発された、新しい知見に基づく核熱結合炉心計算コードである。

AETNAでは、核計算・断面積モデルにおいて、高速群、共鳴群、及び熱群を陽に扱うようにエネルギー3群構成を採用し、中性子束解法として解析的多項式ノード法を採用して計算モデルの信頼性を向上させている。さらに複数核種のマイクロ燃焼モデルを導入することで体系計算時の燃焼に伴う様々な変化に対する精度を向上させている。

島根3号炉のチャンネルボックス厚肉化に伴う、炉心設計や安全解析等の評価においては、最新知見を反映する観点から9×9燃料（A型）に関してAETNAを使用することとしている。

1. 目的と概要

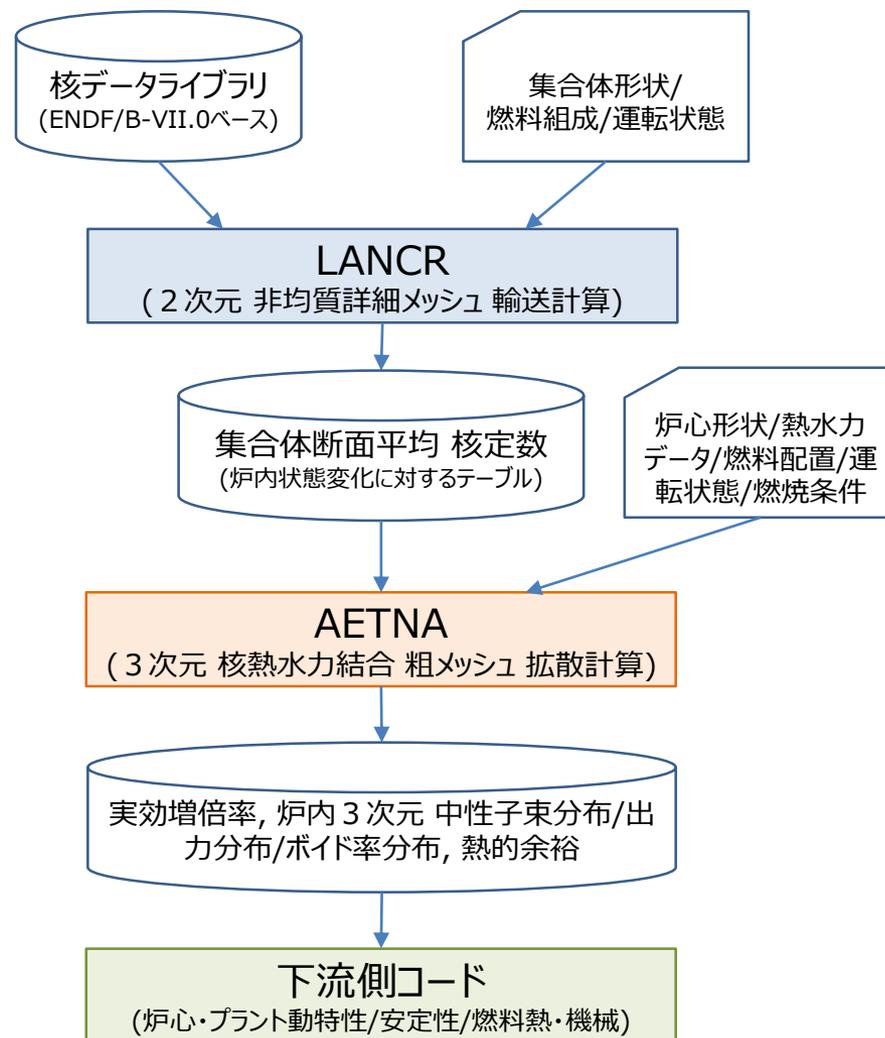
概要

LANCR

集合体形状や燃料組成などの設計情報と核データライブラリを用いて、2次元無限格子体系での燃料集合体断面の核特性を非均質輸送計算により評価する。この計算は炉心内で集合体を経験する代表的な状態に対し網羅的に実行され、各状態における結果は、燃料集合体断面平均核定数テーブルを構成する。

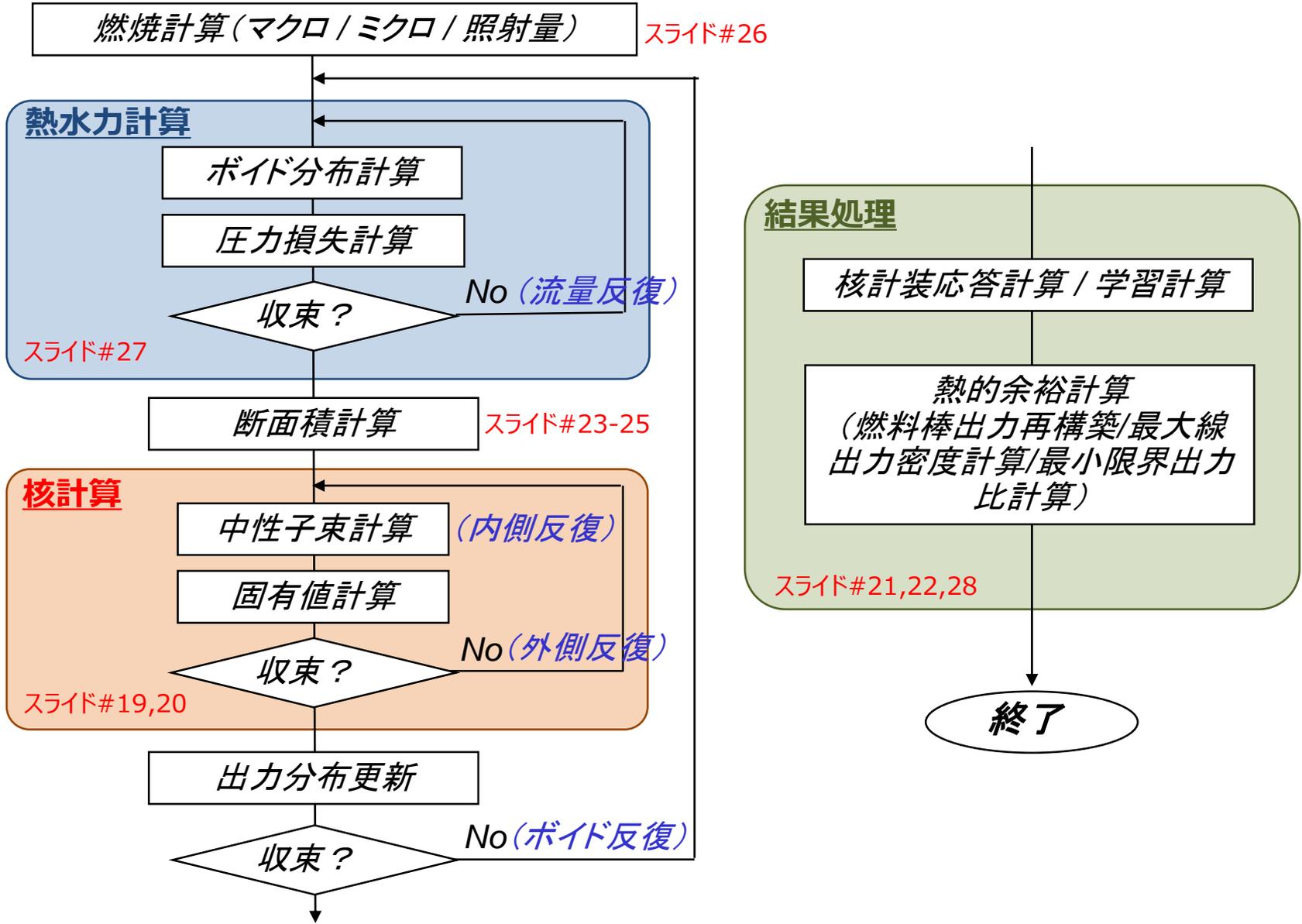
AETNA

燃料集合体断面平均核定数や熱水力データを用いて、炉心の熱出力・流量・制御棒パターンなどの運転状態に対応した臨界性や熱的余裕を評価する。出力は下流コードであるプラント動特性計算コード及び炉心安定解析コードや燃料棒熱・機械設計コードに受け渡す。



1. 目的と概要

概要 計算フロー



1. 目的と概要

解析モデルの概要(1)

中性子エネルギー3群構成【“断面積計算”および“核計算”】

エネルギー群として詳細な3群構成を採用。高速群、共鳴群及び熱群を陽に扱うことにより、MOX炉心やスペクトルミスマッチの大きな炉心への適用性を向上。

解析的多項式ノード法【“核計算”-“中性子束計算”】

ノード内中性子源を多項式で近似し、中性子束分布を解析的に解くため、スペクトルミスマッチの大きな炉心に対しても中性子束分布を精度良く表現できる。このため粗い空間メッシュでも出力分布・固有値の計算精度が向上する。中性子束計算では、集合体均質化による誤差を補正するため中性子束不連続因子を用いる。またノード内の中性子束の傾きによる燃焼履歴の影響としてノード内断面積の分布を考慮する。

非線形反復法【“核計算”-“中性子束計算”】

上記ノード法の数値解法として非線形反復法を採用。この方法では横方向積分した拡散方程式を、局所的な2ノード1次元問題に帰着させ、前回反復におけるノード平均中性子束を境界条件として解く。差分法に対するノード法の補正は、ノード法による2ノード境界の中性子流を保存するように決定される。

*【】内は、前スライドの計算フローにおける該当箇所を示す。

1. 目的と概要

解析モデルの概要(2)

断面積計算 【“断面積計算”】

断面積は燃焼度区間毎に燃焼度，瞬時水密度及び実効履歴水密度のクロス項（重畳効果）を考慮した2次式で表現する。

制御棒履歴効果，ドップラ効果，ほう素効果，マイクロ燃焼効果（Xe, Sm, Pm, Rh, Gd及びPu, Am等）も考慮される。

スペクトル履歴 【“断面積計算”】

中性子の漏れを考慮したスペクトルによる燃焼履歴効果を取り入れるため，履歴水密度を等価なスペクトル履歴を与える実効履歴水密度に補正して断面積テーブルを参照する。

制御棒履歴 【“断面積計算”】

長期間にわたり制御棒が挿入する炉心に適用するため，AETNA の制御棒履歴（CBH）モデルは制御棒を挿入して燃焼した燃料集合体計算結果を利用する。CBH 効果は，反応度（断面積），燃料棒局所出力及び燃料棒燃焼度分布に適用する。

熱水力計算 【“熱水力計算”】

混合流に対する3保存式，ドリフトフラックスモデルを適用する。ボイド率の計算には，修正Zuber-Findlay 相関式が用いられる。チャンネル流量は，代表チャンネルモデルを用いて，各チャンネルの圧損を等しくするように計算する。

バイパス領域は1チャンネルとして扱い，バイパス流量は入力又はヒートバランステーブル参照値とする。

1. 目的と概要

解析モデルの概要(3)

核計装応答計算 【“結果処理”―“核計装応答計算 / 学習計算”】

運転管理においては、移動式炉心内計装系(TIP)または局部出力領域モニタ(LPRM)計数測定値を用いて出力分布を監視する。このモデルでは、中性子束・出力分布計算の結果から炉内核計装の応答を計算し、測定値との比較に適用する。

燃料棒出力再構築 【“結果処理”―“熱的余裕計算”】

燃料棒出力再構築モデルは、ノード内中性子束分布を多項式（漸近成分）と解析式（過渡成分）で展開し、隣接ノードの影響を考慮する。ノード内中性子束の傾きによる燃焼履歴効果（断面積分布）や制御棒履歴効果も考慮する。

熱的余裕計算 【“結果処理”―“熱的余裕計算”】

熱的余裕の評価として線出力密度（LHGR）および限界出力比（CPR）を計算する。CPRの計算は、限界クオリティと沸騰長さの関係を用いる沸騰遷移相関式(GEXL)に基づく。CPRについてはサイクル燃焼度並びに出力及び流量に依存した制限値に対する制限値比を評価できる。LHGRについては燃料棒最大線出力密度に対する制限値比のほか、燃料棒毎に設計出力履歴に対する余裕を評価できる。

1. 目的と概要 炉心幾何形状

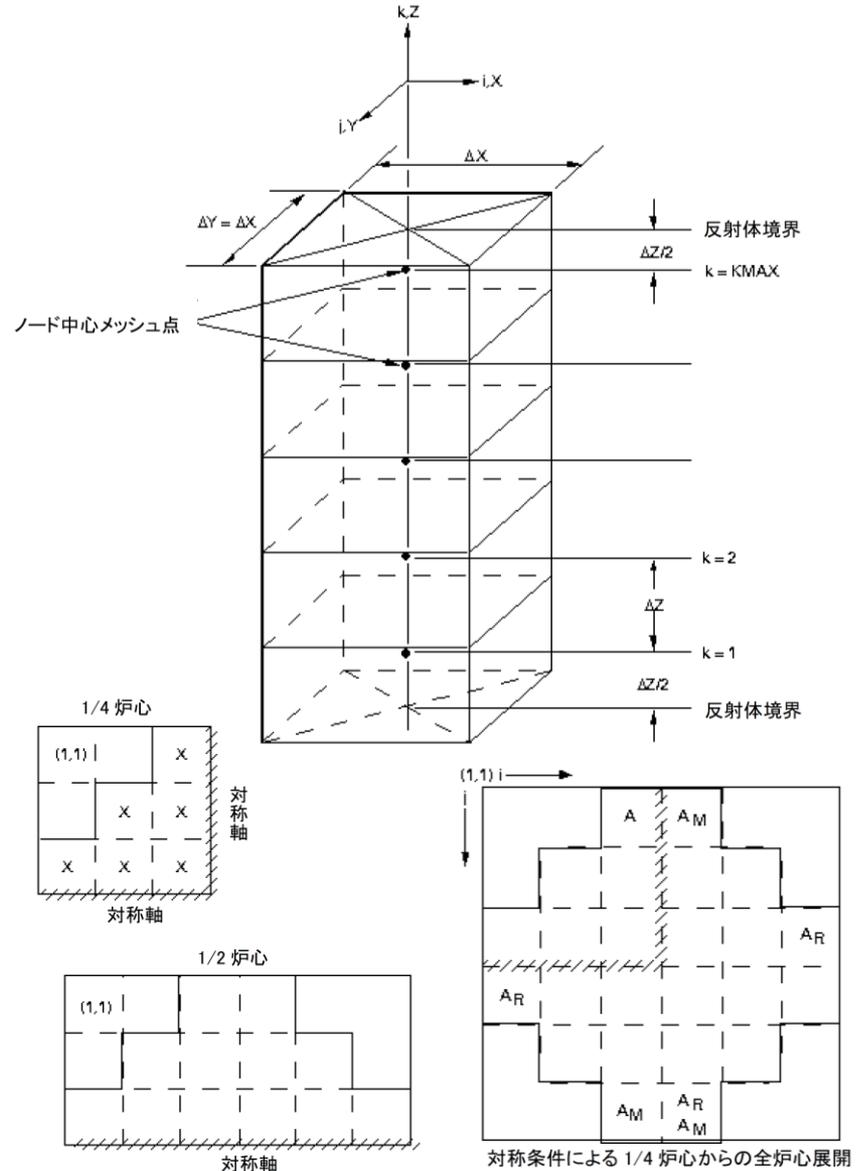
炉心はX-Y-Z の3次元メッシュの幾何形状で記述。X-Y 方向は等メッシュサイズで表され、X/Y/Zメッシュはそれぞれi/j/kで表す。

水平方向ノードは、燃料集合体中心をノード中心とする1メッシュで記述。

垂直方向は、長さ ΔZ の等間隔メッシュで下端ノードの中心点は炉底から $(\Delta Z/2)$ の距離の点。上端ノードの中心は炉頂から $(\Delta Z/2)$ 下の点。

全炉心計算に加えて、鏡面又は回転対称性を考慮した1/4 炉心計算及び1/2 炉心計算が可能。

炉心を囲む一層の“水及び構造材”を均質化した反射体ノードが存在。反射体における多群中性子束を明示的に計算。反射体ノード外側表面にアルベド境界条件が与えられる。



1. 目的と概要

解析条件適用範囲

AETNAの適用範囲を以下に示す。これらの範囲にわたり検証及び妥当性確認によって適用性を確認している。本コードで用いるボイド相関式及びGEXL相関式を定めた試験パラメータの範囲は、実炉の通常運転時の各主要パラメータの変動範囲を包括している。

AETNAの適用条件範囲

項 目	適用範囲
燃料棒配列サイズ	7×7 ~ 10×10
炉型	BWR2/3/4/5/6, ABWR
燃料	UO ₂ , MOX
減速材温度	低温 ~ 高温 (出力運転時)
減速材中の吸収材	ほう素 (ほう酸水注入系作動時)
炉圧	大気圧 ~ 8.6 MPa
制御棒吸収材	炭化ほう素 (B ₄ C) , ハフニウム (Hf)

参照 5章 (スライド#36, AETNA適用範囲と検証・妥当性確認の包絡範囲の確認)

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について

物理現象の重要度ランキング(PIRT*)の考え方をを用いて、重要現象に対するモデル化と検証及び妥当性確認の網羅性を確認した。PIRTにおけるランキングの考え方を以下に示す。

本書におけるPIRTランキングの考え方

ランク	PIRT 重要度ランクの定義	包絡性確認の考え方
H	評価指標に対する影響が大きいと考えられる現象	該当する数学モデルを実装する。実装された数学モデルに対して、試験・実機もしくは連続エネルギーモンテカルロコード等の信頼性の高いモデルによる妥当性確認を実施する。妥当性確認が実施できない場合、それらの取り扱いについて説明する。
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	物理現象に対するモデルの実装・検証・妥当性確認は実施せず、出力分布・実効増倍率の妥当性確認でもって総合的に確認する。 これらの現象は重要度が低いことから、本書のPIRT等では記載を省略している。
I	評価指標に対して影響を与えないか、または無視できる程度の現象	

*PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) : 日本原子力学会標準、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン : 2015」、AESJ-SC-A008:2015、2016年7月

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について 核定数テーブルの各種依存性に対する確認(1)

以下に示すPIRT及びモデル性能比較表により核定数テーブルの各種依存性に対する網羅性を確認した。
 (モデルを有さない項目については次項で説明する)

核定数テーブルの依存性に関する モデル性能比較表

評価事象	重要度 ランキング		モデル(データベース)性能比較表 <small>“—”: 関連無, “O”: 関連有, “N/A”: モデル無</small>											
	マクロ/ミクロ断面積, 拡散係数, 不連続因子	局所出力分布, 核計装応答	実効遅発中性子割合, 中性子寿命	最高ランク	燃焼度依存性	履歴ポイド/スペクトル履歴ポイド率依存性	履歴ポイド変化依存性	制御棒履歴効果 - 燃焼度依存性	制御棒瞬時効果 - 吸収材組成(制御棒タイプ)依存性	燃料温度変化瞬時効果 - 燃焼度依存性	燃料温度変化瞬時効果 - 温度依存性	減速材温度瞬時効果(冷温) - 減速材温度依存性	ほう素混入時瞬時効果(冷温) - ほう素量依存性	過渡時効果 - 冷温時ポイド及び温度依存性*2
均質化ノードの物理現象 (核定数テーブルは燃料設計タイプ毎に定義する為 燃料設計に依存した効果・現象は全て取り込まれる) 核定数テーブル (均質化ノード群定数) 評価指標														
燃料減損	組成変化に伴う燃焼度依存性, 出力履歴効果													
スペクトル効果	履歴ポイド効果, スペクトルミスマッチ履歴													
核分裂生成物反応度	長期停止効果(ミクロ燃焼モデル)含む													
ポイド反応度	燃焼度/ポイド率依存性													
制御棒価値	燃焼度/ポイド/運転条件(高温/冷温)依存性													
制御棒履歴効果	CBH効果の燃焼度依存性													
制御棒多種類効果	制御棒タイプ													
制御棒価値の減損	照射による吸収材の減損													
ドップラ反応度	燃焼度/温度/ポイド依存性													
減速材温度	燃焼度/温度 依存性(冷温)													
ほう素価値	燃焼度/ほう素量 依存性													
ほう素価値の減速材温度依存性	減速材温度効果													
過渡時*1	冷温時ポイド及び温度依存性*2													

*1: プラント過渡解析コードで使用 *2: インチャンネルとアウトチャンネルの独立性を考慮

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について 核定数テーブルの各種依存性に対する確認(2)

AETNA の核定数テーブルが、BWR の炉内の状態変化に対する依存性を網羅的に具備していることを確認した。

以下の状態変化については、AETNAの核定数テーブルにおいて明示的な依存性を有していないものの、それぞれ以下に示す理由で依存性を維持しなくとも問題ない。

制御棒価値の減損効果

プラントの運転管理に於いて、制御棒照射量に対し適切な制限管理がなされ一定の制御棒価値が維持されている。このため、減損を数学モデル化する必要性が低い

ほう素価値の減速材温度依存性

SLC作動状態の解析条件温度が1点に定められており
当該条件温度の核定数のみ保持すれば温度依存性を模擬する必要が無い

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について その他のAETNA の数学モデルについての確認(1)

以下に示すPIRT及びモデル性能比較表によりAETNA の数学モデルの網羅的な具備を確認した。(詳細は後述)

AETNA PIRT及びモデル性能比較表 (1/2, 核的現象)

評価対象		重要度ランキング										モデル性能比較表 “-”:関連しない, “O”:関連する, “N/A”:モデル無																							
		通常運転時					過渡時					物理モデルまたは構成式																							
		核的制限値					熱的制限値					核計算			熱水力計算				その他																
核的現象	BWRの炉内物理現象 (*はLANCR PIRTの評価指標)	三次元沸騰水型 原子炉模擬計算コード 評価指標																																	
		余剰反応度	炉停止余裕	最大制御棒価値	反応度係数	スクラム反応度	ほう酸注入系停止能	熱機械 (LHGR)	設計出力履歴	焼損 (MCPR)	未臨界度	表面熱流束	焼損 (MCPR)	最高ランク	中性子束計算(定常)	中性子束計算(過渡)	高次モード計算	燃料棒出力再構築	燃料棒燃焼度再構築	断面積モデル	燃焼履歴モデル	ミクロ燃焼モデル	燃料温度モデル	反射体モデル	エネルギー計算	サブクール沸騰モデル	ボイド相関式	壁面熱伝達	圧力損失	チャンネル流置配分	バイパスモデル	熱的余裕計算	沸騰遷移相関式	核計装応答	学習モデル(プロセス計算機編)
		中性子増倍特性 (ノード) *	集合体核設計, 燃料配置																																
		遅発中性子割合 (ノード) *	スクラム反応度																																
		空間分布	3次元 出力分布(定常)																																
			3次元 高次モード分布(定常)																																
			3次元 出力分布(過渡)	スクラム反応度																															
			局所出力分布 *	燃料棒出力再構築, R因子																															
			局所燃焼度分布	設計出力履歴																															
		フィードバック	制御棒価値 *																																
	ボイド反応度 *																																		
	ドブプラ反応度 *																																		
	ほう酸価値 *																																		
	減速材温度 *																																		
	燃料減損 (ノード)																																		
	核分裂生成物反応度(ノード)		長期停止効果(ノード)																																
	構成体起因	スクラム時 制御棒価値 *	スクラム反応度, 断熱仮定																																
		スクラム時 ボイド反応度 *	スクラム反応度, 断熱仮定(補正)																																
		制御棒履歴	CBH効果(片燃え)																																
		多種類制御棒効果																																	
本機	水ロッド形状	断面効果はLANCR, 隣接燃料効果はBDF因子																																	
	炉内計装管応答	TIP/LPRM学習(プロセス計算機編)																																	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について その他のAETNA の数学モデルについての確認(2)

AETNA PIRT及びモデル性能比較表 (2/2, 熱的・水力的, 材料・熱機械 現象)

評価事象		重要度ランキング										モデル性能比較表 "ー":関連しない, "○":関連する, "N/A":モデル無																							
		通常運転時					過渡時					物理モデルまたは構成式																							
		核的制限値					熱的制限値					核計算					熱水力計算					その他													
		安定性					熱的制限値					核計算					熱水力計算					その他													
BWRの炉内物理現象 (*はLANCR PIRTの評価指標)		三次元沸騰水型 原子炉模擬計算コード 評価指標										最高ランク																							
		余剰反応度					炉停止余裕					最大制御棒価値					反応度係数					スクラム反応度					ほろ酸注入系停止能								
		熱機械 (LHGR)					設計出力履歴					焼損 (MCFR)					未語評度					表面熱流束					焼損 (MCFR)								
		中性子束計算 (定常)					中性子束計算 (過渡)					高次モード計算					燃料棒出力再構築					燃料棒燃焼度再構築					断面積モデル					燃焼履歴モデル			
		ミクロ燃焼モデル					燃料温度モデル					反射体モデル					エネルギー計算					サブクール沸騰モデル					ボイド相関式					壁面熱伝達			
		圧力損失					チャンネル流量配分					パイパスモデル					熱的余裕計算					沸騰遷移相関式					核計算応答								
		学習モデル(プロセス詳細版)																																	
熱的・水力的現象		空間分布		3次元ボイド分布		集合体内ボイド分布		パイパスボイド分布		サブクールボイド		チャンネル圧換		チャンネル流量		パイパス流量		水ロッド流量		水ロッド形状		減速材直接発熱		構造材直接発熱		炉心熱出力		沸騰遷移							
		空間分布		インチャンネルボイド		LPRM感度制限(7%)		サブクールボイドモデル		局所圧換, 加速圧換, 摩擦圧換, 位置圧換		(チャンネル圧換依存)		出力=流量依存パイパス流量表 (入力値)		出力=流量依存パイパス流量表 (入力値)		流路面積変化		入力値		入力値		入力値		GETAB (GEXL相関式)									
		熱		燃料平均温度		熱流束=燃料温度表 (入力値)																													
		熱機械		チャンネル曲リ・バルジ		チャンネル曲りを考慮したR因子																													

注:①(パイパス流量、水ロッド流量)、②(減速材直接発熱、構造材直接発熱)、③(燃料平均温度)は、それぞれ物理現象を考慮した解析に基づき入力値を設定している。

(前スライドの続き)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について その他のAETNAの数学モデルについての確認(3)

核定数のテーブル化以外のAETNAの数学モデルについて確認した結果、以下に示す現象以外に必要なモデルを具備することを確認した。

下記の重要度ランクM以上の現象についてはAETNA自身は数学モデルを有しないものの、以下の理由から解析に悪影響は無い。

集合体内ボイド分布（水力的現象）

径方向ボイド分布の存在を無視することによる影響は通常は限定的。

集合体内ボイド率の均一分布仮定は“燃料棒出力分布（ガンマスキャンとの比較）”で間接的に妥当性を確認している。

炉心熱出力（熱的現象）

炉心熱出力は解析条件としてユーザが入力する。

なお、スクラム時ボイド反応度（核的現象）は島根3号の解析では対応する機能を適用していない。

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について モデルに対する検証・妥当性確認の網羅性確認(2)

モデル性能比較表および評価表 (2/2, 熱的・水力的, 材料・熱機械 現象)

評価対象		モデル性能比較表				モデル性能評価表																
		"-": 関連しない, "O": 関連する, "N/A": モデル無				プラント運転実績による妥当性確認		試験による妥当性確認		ベンチマーク問題による検証		連続エネルギーモンテカルロ計算等による妥当性確認										
三次元沸騰水型 原子炉模擬計算コード モデルと性能評価	BWRの炉内物理現象 (*はLANCR PIRTの評価指標)	重要度ランキンング				プラント運転実績による妥当性確認		試験による妥当性確認		ベンチマーク問題による検証		連続エネルギーモンテカルロ計算等による妥当性確認										
		核計算	熱水力計算	その他		出力運転時臨界固有値	出力分布(TPとの比較)	ポイド率測定(ポイド率を比較)	チャンネル圧損試験	IAEA PWRベンチマーク(定常)	LRA BWRベンチマーク(定常/過渡)	HAFAS BWRベンチマーク(定常)	LMW PWRベンチマーク(過渡)	均質円筒炉心高次モード問題	局所出力(初装荷多濃縮度炉心)	局所出力(MOX燃料部分炉心)	局所出力(10X10燃料平衡炉心)	燃焼履歴問題	全炉心体系モンテカルロ	チャンネル流量配分		
空間分布	3次元ポイド分布																					
	集合体内ポイド分布																					
	バイパスポイド分布																					
	サブクールポイド																					
熱的・水力的現象	構成体起因	チャンネル圧損																				
		チャンネル流量																				
		バイパス流量 (入力値)																				
		水ロッド流量 (入力値)																				
発熱	水ロッド形状																					
	減速材直接発熱 (入力値)																					
	構造材直接発熱 (入力値)																					
材料・熱機械	熱	炉心熱出力 (入力値)																				
		沸騰遷移																				
材料・熱機械	熱	燃料平均温度 (入力値)																				
材料・熱機械	熱	チャンネル曲リ・バルジ																				

- ① 集合体内の均一ポイド分布の仮定は, "燃料棒出力(γスキヤン)" で間接的に確認される。
- ② チャンネル流量は, "チャンネル圧損試験" 及び "チャンネル流量配分の妥当性確認" で間接的に確認される。

(前スライドの続き)

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 重要現象についてのモデル化と妥当性確認について モデルに対する検証・妥当性確認の網羅性確認(3)

重要な現象毎に、対応する数学モデルの検証・妥当性確認が網羅的に実施されていることを確認した。

以下に示す現象に対する直接的な妥当性確認は本書では示してはいたないが、それぞれ以下の理由により不足とはならない。

チャンネル流量（熱的・水力的現象）

チャンネル流量は圧力損失が等しくなるように配分される。したがって圧力損失の評価モデルの妥当性確認がなされれば配分される流量も正しい値になると考えられる。圧力損失モデルについては試験による妥当性確認を実施している。

代表チャンネルによる流量配分モデルについては全集合体を独立チャンネルとして取り扱う詳細コードとの比較による妥当性確認を実施している。

以上より本現象に対しては直接および間接的な検証および妥当性確認により信頼性は確認されている。

沸騰遷移（熱的・水力的現象）

沸騰遷移モデルとしてはGEXL相関式に基づくモデルを有している。この相関式の妥当性は、別途、示される。

3. 解析モデル 核計算 基礎方程式

ノードにおける炉内中性子束分布に対するエネルギー 3 群拡散方程式を基礎式とする。

$$\nabla \cdot J_g^i(x, y, z) + \Sigma_{rg}^i \phi_g^i(x, y, z) = Q_g^i(x, y, z)$$

$\Sigma_{rg}^i(x, y, z)$: 第g群除去断面積 $\phi_g^i(x, y, z)$: 第g群中性子束 (g=1, 2, 3がそれぞれ高速, 共鳴, 熱群)

中性子流および中性子源はそれぞれ

$$J_g^i(x, y, z) = -D_g^i \nabla \phi_g^i(x, y, z),$$

$$Q_g^i(x, y, z) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{g' \rightarrow g}^i \phi_{g'}^i(x, y, z) + \frac{\chi_g}{\lambda} \sum_{g'} \nu \Sigma_{fg'}^i \phi_{g'}^i(x, y, z),$$

$D_g^i(x, y, z)$: 第g群拡散係数 $\nu \Sigma_{fg}^i(x, y, z)$: 第g群核分裂生成断面積 (ν は核分裂当たり発生中性子数)

$\Sigma_{g' \rightarrow g}^i(x, y, z)$: 第g' → g群散乱断面積 χ_g : 核分裂スペクトル

上記に対し, 解析的多項式ノード法を適用してノード内中性子束分布を考慮する。ノード内分布の計算においては, 着目方向以外の横方向について積分した 1 次元方程式において以下に示す式に展開する。(次スライド参照)

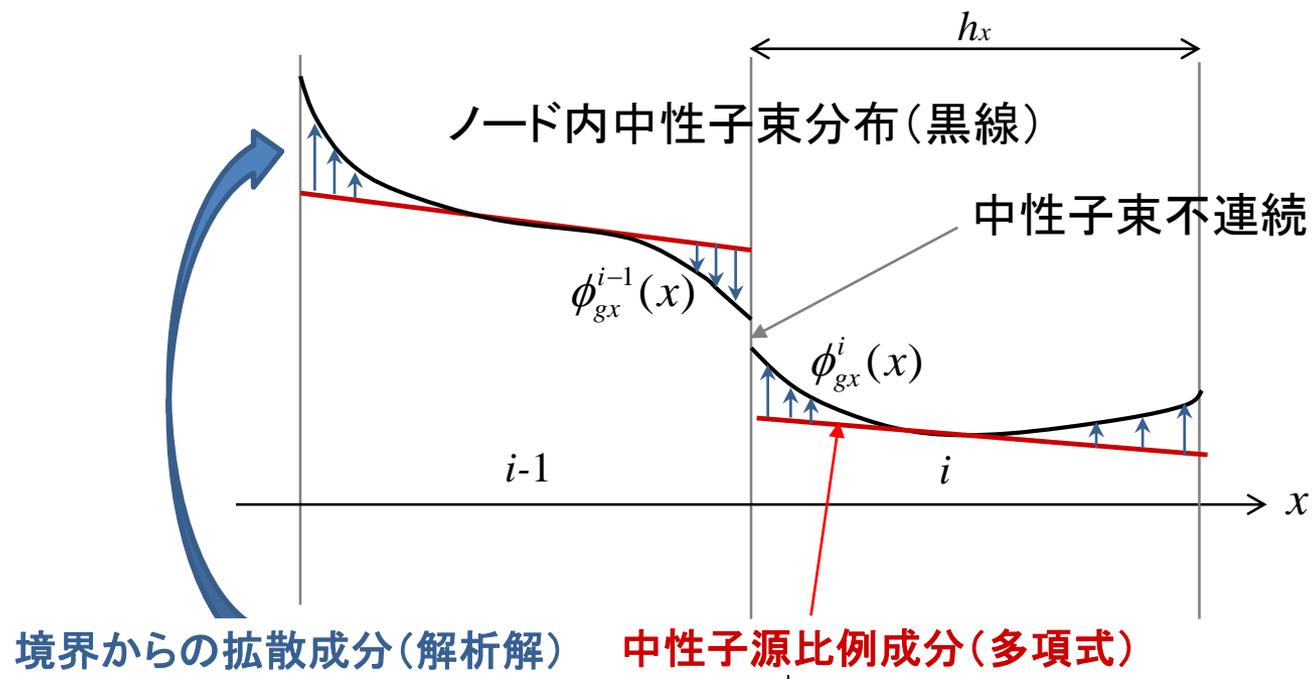
$$\phi_{gx}^i(x) = A_{gx}^i \cosh \kappa_g^i x + B_{gx}^i \sinh \kappa_g^i x + \sum_{n=0}^2 a_{gxn}^i w_n(x/h_x^i),$$

AETNAは上記ノード法を非線形反復法で解く。

離散化されたノード内分布を上式で展開する意味, 不連続因子について後述。

3. 解析モデル 核計算 解析的多項式ノード法について

AETNAでは離散化されたノード内分布について、不連続因子も用いて以下のように展開する。



$$\phi_{gx}^i(x) = A_{gx}^i \cosh \kappa_g^i x + B_{gx}^i \sinh \kappa_g^i x + \sum_{n=0}^2 a_{gxn}^i w_n(x/h_x), \quad (w_n: 2 \text{ 次ルジャンドル多項式})$$

- 展開係数 (A, B, a_n) は中性子源分布式とノード境界条件から決定
- 中性子束不連続条件：不連続因子 f を掛けた中性子束が連続

$$f_{gx}^{i-1}(h_x^{i-1})\phi_{gx}^{i-1}(h_x^{i-1}) = f_{gx}^i(0)\phi_{gx}^i(0) \quad f_{gx}: x \text{ 方向の中性子束不連続因子}$$

3. 解析モデル 燃料棒出力計算

ノード法燃料棒出力再構築

ノード内中性子束及び断面積分布を考慮した再構築された燃料棒出力 $p(x, y)$ は無限体系の出力分布と展開されたノード内中性子束分布および断面積分布より評価する。

$$p(x, y) = p^\infty(x, y) \left\{ \sum_{g=1}^G \Sigma_{fg}^{hom}(x, y) \phi_g^{hom}(x, y) \right\},$$

$\Sigma_{fg}^{hom}(x, y)$: ノード内核分裂断面積
(下記では hom を省略)

$p^\infty(x, y)$: LANCR の LPF

$\phi_g^{hom}(x, y)$: ノード内中性子束分布

ノード内断面積分布と燃焼度分布および燃料棒燃焼度

スペクトルミスマッチの履歴効果や片燃え効果を考慮したノード内断面積分布は、横方向に分離展開した 1 次元多項式分布を合成することで計算する。1 次元分布はノード平均/表面燃焼度から計算する。

$$\Sigma_{fg}(x, y) \cong \Sigma_{fngx}(x) + \Sigma_{fgy}(y) - \bar{\Sigma}_{fg},$$

$\Sigma_{fngx}(x), \Sigma_{fgy}(y)$: 1 次元断面積分布 (x/y 方向)

$$\Sigma_{fngx}(x) = \sum_{n=0}^2 \Sigma_{fngxn} w_n(x/h_x).$$

$\bar{\Sigma}_{fg}$: ノード平均断面積
 Σ_{fngxn} : 2 次多項式の各次数に対する係数

ノード平均及び表面燃焼度を用いて同様に展開した 1 次元燃焼度分布 (添え字は上記と等しい) と無限格子体系による 2 次元燃料棒燃焼度を用いて、燃料棒燃焼度 $E^{het}(x, y)$ を再構築する。

$$E(x, y) \cong E_x(x) + E_y(y) - \bar{E},$$

$E^{het, \infty}(x, y)$: LANCR の非均質無限体系計算による
燃料棒燃焼度 (平均燃焼度に対し規格化)

$$E_x(x) = \sum_{n=0}^2 E_{xnn} w_n(x/h_x)$$

$E(x, y)$: AETNA で合成された 2 次元ノード内燃焼度分布

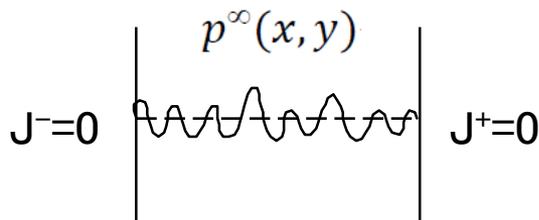
$$E^{het}(x, y) = E^{het, \infty}(x, y) \cdot E(x, y)$$

3. 解析モデル

燃料棒出力計算 燃料棒出力再構築法について

LANCRにおける無限格子計算で非均質燃料棒の出力分布を計算（核定数）し、AETNAにおいては、燃焼にともなうノード内片燃え効果を考慮した燃焼度分布からノード内断面積分布を計算し、これとノード内中性子束分布から均質な出力分布を計算。これらを合成することで、燃料棒出力を再構築する。CBH効果などを取り込むことも可能。

LANCR（詳細メッシュ）による無限格子体系
（反射境界条件）での非均質燃料棒出力分布

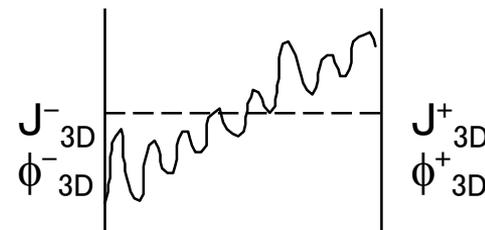
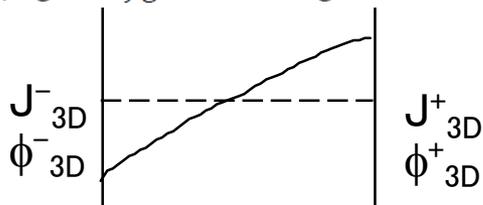


再構築された燃料棒出力分布

$$p(x, y) = p^{\infty}(x, y) \left\{ \sum_{g=1}^G \Sigma_{fg}^{hom}(x, y) \phi_g^{hom}(x, y) \right\}$$

AETNA（粗メッシュ）による
漏れを考慮した均質出力分布
（=断面積×中性子束の群積算値の分布）

$$\sum_{g=1}^G \Sigma_{fg}^{hom}(x, y) \phi_g^{hom}(x, y)$$



3. 解析モデル 断面積計算(1)

ノードの断面積は燃焼区間毎の多項式を用いて表す。
集合体計算コード(LANCR)の結果から作成される断面積(核定数)テーブルの各燃焼区間において、断面積データは燃焼度 E 、瞬時相対水密度 U 、実効履歴相対水密度 UH 、減速材温度(冷温時)の関数として次の多項式で与える。

高温時



冷温時



炉心領域を囲む反射体は、与えられた炉心外条件に対応する1つの水及び構造材を均質化したノードとして表す。定数としては群毎の拡散係数/減速断面積/吸収断面積を与える。

3. 解析モデル 断面積計算(2)

キセノン毒作用モデル（およびその他の各種のマイクロ燃焼モデルに基づく断面積補正）

マクロ熱群除去断面積は、Xe無しのマクロ断面積とマイクロ燃焼モデルで把握したXe数密度および熱群のXeマイクロ吸収断面積（核定数）から計算し、均質化断面積の吸収断面積を補正する。

$$\Sigma_{r3} = \Sigma_{r3}^{noXe} + N_{Xe} \sigma_a^{Xe}$$

上記の他、出力密度の履歴に依存するプロメシウム、サマリウム、ロジウム、ガドリニウム、及びプルトニウム241、アメリシウム241についてマイクロ燃焼モデルを用いて核種数密度を追跡し、均質化断面積（吸収断面積/核分裂断面積）を補正する。

ドップラモデル

ドップラ反応度は燃料温度に依存する以下の式で評価する。 C_T はベース温度と高温の集合体計算結果から決定。燃料温度はノード出力・燃焼度に依存した多項式で決定する。これに基づき均質化断面積の共鳴群吸収断面積を補正する。

$$\rho^{Dop} = C_T (\sqrt{T_{fuel}} - \sqrt{T_{base}})$$

3. 解析モデル 断面積計算(3)

制御棒履歴 (CBH) 反応度モデル

制御棒挿入状態で燃焼すると偏ったノード内出力分布で燃焼されるため、制御棒引き抜き時の反応度などが影響を受ける。(CBH効果)

これに対し、制御棒挿入状態での燃焼期間に依存した荷重因子 w を用いて以下によりCBH効果による反応度を決定する。全ての断面積に対し同様に補正する。

$$\text{制御棒が挿入されないノード} \quad \rho^U = w(k^{\infty CBU} - k^{\infty UBU})/k^{\infty UBU}$$

$$\text{制御棒が挿入されたノード} \quad \rho^C = w(k^{\infty CBC} - k^{\infty UBC})/k^{\infty UBC}$$

$$\text{部分的に制御棒が挿入されたノード} \quad \rho^{CBH} = CFK \cdot \rho^C + (1 - CFK)\rho^U$$

(制御割合:CFK)

$k^{\infty CBU}$: 制御棒挿入状態 (以下, 制御されたという) での燃焼から, 瞬時に制御棒を引き抜いた無限増倍率

$k^{\infty UBU}$: 常に制御棒引き抜き状態(以下, 非制御という)で燃焼した無限増倍率

$k^{\infty UBC}$: 常に非制御で燃焼し, 瞬時に制御棒を挿入した無限増倍率

$k^{\infty CBC}$: 常に制御されて燃焼した無限増倍率

例えば, 非制御ノードでは, 荷重因子 w は引き抜き後の燃焼度伸長と共に値が小さくなる (CBH反応度効果が小さくなる) 関数で評価される。

3. 解析モデル 燃焼履歴計算

燃料度積算(マクロ燃焼)(E)

燃焼終了時のノード燃焼度は、前期間燃焼度に対し出力の時間積分値を加える。

スペクトル履歴相対水密度(UHSPH)

核定数を参照する指標として従来用いられてきた水密度から計算される履歴水密度(UH)の代わりに、集合体計算におけるノード平均中性子エネルギースペクトルの指標（高速群と熱群の比）と関連付けされたスペクトル履歴水密度(UHSPH)で核定数を参照する。

本手法により、AETNA計算時に隣接ノードの影響（スペクトルミスマッチ）により、当該ノードの水密度に相当するスペクトルからずれた場合でも、実際のスペクトル履歴に適合した断面積を核定数テーブルから再現することが可能となる。（テーブル参照時の指標のみ修正）

3. 解析モデル

熱水力計算

混合流体保存式

熱水力モデルは垂直方向の強制流を仮定する。バイパス領域（アウトチャンネルと水ロッド）は、独立のチャンネルとして扱う。本手法では、燃料集合体内の二相流に対し、定常状態の混合流に対する3保存式（圧損計算）とドリフトフラックスモデル（ボイド率計算）を適用する。

ドリフトフラックスモデルに基づくボイド率計算

$$\alpha = \frac{j_g}{C_0 j + \bar{V}_{gj}} = \frac{x}{C_0 \left\{ x + (1-x) \frac{\rho_g}{\rho_f} \right\} + \frac{\rho_g \bar{V}_{gj}}{G}}$$

$$C_0 = \frac{\langle ja \rangle}{\langle j \rangle \langle \alpha \rangle}$$

$$\bar{V}_{gj} = \frac{\langle (v_g - j) \alpha \rangle}{\langle \alpha \rangle}$$

C_0	: 分布パラメータ
\bar{V}_{gj}	: ドリフト速度
j	: 混合流体の体積流束
j_g	: 蒸気の体積流束

圧力損失計算

1次元均質流に対する運動量保存式を積分した結果得られる以下の式で評価する。

$$P_k - P_{k+1} = \Delta P_{friction} + \Delta P_{local} + \Delta P_{acceleration} + \Delta P_{elevation}$$

右辺の各項は摩擦圧損、局所圧損、加速圧損、位置圧損成分を表す。

局所圧損は、オリフィス、下部及び上部タイプレート、燃料集合体のスペーサなどによる流路内の面積変化により起こる圧力損失であり、局所圧損係数とそれに対する参照流路面積で与える。

加速圧損成分では、流路面積及び密度の変化の両方を考慮する。

3. 解析モデル 熱的余裕計算

燃料棒線出力密度

燃料棒の線出力密度は、燃料棒再構築モデルで評価された局所出力ピーキング、炉心出力、炉内全ノード数、当該ノード燃料棒数から決定する。
AETNAはノード内全燃料棒について評価する。

限界出力比と限界出力制限値比

沸騰遷移相関式により評価された限界出力に対する余裕（限界出力比）を評価するとともに、燃料集合体タイプ毎の限界出力比制限値に対する余裕（限界出力制限値比）を評価する。

4. 検証及び妥当性確認 概要

ベンチマーク問題に対する他コード等との比較を「検証」、実機プラントや試験による測定値などとの比較を「妥当性確認」と位置付け、検証及び妥当性確認においては後者の確認行為を優先している。ただし、連続エネルギーモンテカルロコードのような十分に高度なモデルに基づく信頼性の高い手法との比較については、妥当性確認を優先させつつそれらのデータ数に対する制約下に於いて、コードの信頼性確認行為を補完する「妥当性確認に準ずる確認」と位置付けている。

検証及び妥当性確認 実施項目			
プラント運転実績による妥当性確認	試験による妥当性確認	ベンチマーク問題による検証	連続エネルギーモンテカルロ計算等による妥当性確認
冷温時臨界固有値(制御棒価値)	ボイド率測定(ボイド率を比較)	IAEA PWRベンチマーク(定常)	均質円筒炉心高次モード問題
出力運転時臨界固有値	チャンネル圧損試験	LRA BWRベンチマーク(定常/過渡)	局所出力(初装荷多濃縮度炉心)
出力分布(TIPとの比較)	SPERT実験	HAFAS BWRベンチマーク(定常)	局所出力(MOX燃料部分炉心)
出力分布(γスキャン)	安定性試験高次モード分布	LMW PWRベンチマーク(過渡)	局所出力(10X10燃料平衡炉心)
燃料棒出力分布(γスキャン)			燃焼履歴問題
照射後試験(燃料棒燃焼度)			全炉心体系モンテカルロ
MOX装荷炉心			チャンネル流量配分
長期停止運転			
部分出力運転			

上記のうち、特に重要な「プラント運転実績による妥当性確認」と、試験による妥当性確認のうち、実プラントにおいて実施した「安定性試験高次モード分布」について、炉・サイクル数や炉型に関する情報を次葉に示す。

4. 検証及び妥当性確認

実プラントでの妥当性確認結果一覧（炉・サイクル数，炉型）

様々な炉型・サイクル数を対象とした検証及び妥当性確認が実施されている。

臨界固有値/TIP 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 小型炉	50	D	A (BWR3)	4
		S	B (BWR5)	4
BWR 中型炉	80	D	C (BWR4)	4
		S	D (BWR5)	5
BWR 大型炉	110	C	E (BWR5)	4
			F (BWR5)	5
		S	G (BWR5)	4
			H (BWR5)	4
ABWR	135	N	I (ABWR)	4

制御棒価値測定 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 中型炉	80	D	C (BWR4)	2
BWR 大型炉	110	S	J (BWR5)	1

(バンドル) ガンマスキャン 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 大型炉	110	S	H (BWR5)	1
ABWR	135	N	L (ABWR)	1

(燃料棒) ガンマスキャン 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 中型炉	80	D	M (BWR4)	1

PIE(パレット燃焼度測定) 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 大型炉	110	C	F (BWR5)	2

MOX燃料装荷炉心 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 中型炉	80	D	C (BWR4)	1

長期停止後運転 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 大型炉	110	S	H (BWR5)	5

部分出力運転 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 大型炉	110	C	E (BWR5)	1

プラント運転実績として実施した妥当性確認

試験による妥当性確認のうち、実プラントで実施

安定性試験(高次モード分布) 妥当性確認対象プラント

炉型	サイズ(万 kW 級)	格子	プラント	評価サイクル数
BWR 大型炉	100	S	N (BWR6)	1

4. 検証及び妥当性確認

プラント運転実績による妥当性確認（例）（1）

出力分布（ガンマスキャンとの比較）

燃焼の進んだ高燃焼度 8×8 燃料と新燃料の 9×9 燃料を装荷したBWR 大型炉取替炉心（炉心平均燃焼度28GWd/t）および高燃焼度 8×8 燃料の濃縮度多種類燃料を装荷したABWR初装荷炉心における運転後の燃料集合体ガンマスキャン測定値（La-140 測定値）とAETNA による計算値（La-140 計算値）を比較した。

BWR 大型炉取替炉心及びABWR 初装荷炉心について誤差の平均値を以下に示す。
ノードルRMS 誤差は約 % である。測定データとの比較例を次スライドに示す。

ガンマスキャン La-140測定値との比較
(BWR大型炉取替炉心, ABWR初装荷炉心 平均)

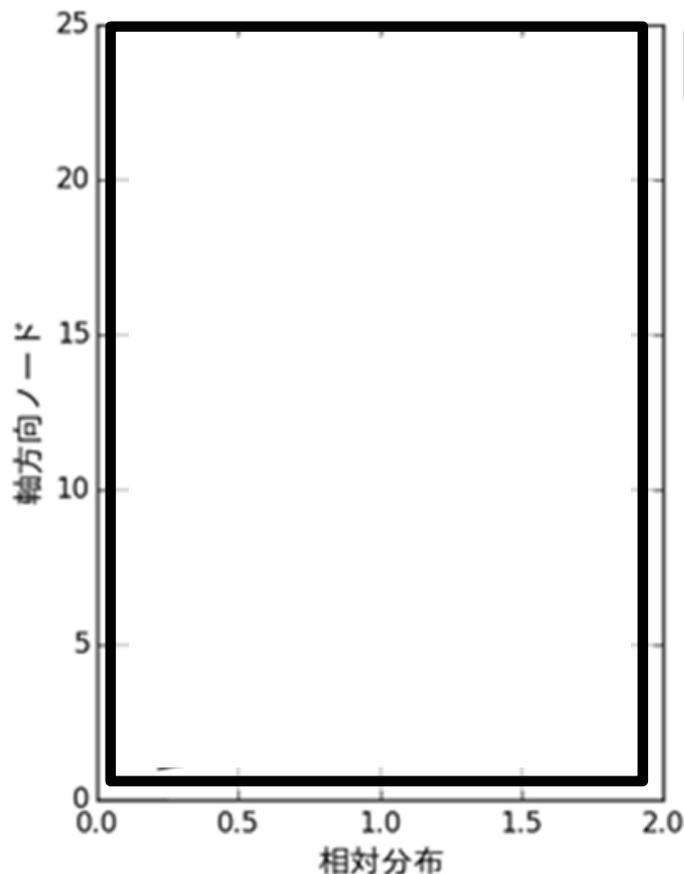
	AETNA
RMS誤差（ノードル）	<input type="text"/>
RMS誤差（径方向）	
RMS誤差（軸方向）	

4. 検証及び妥当性確認

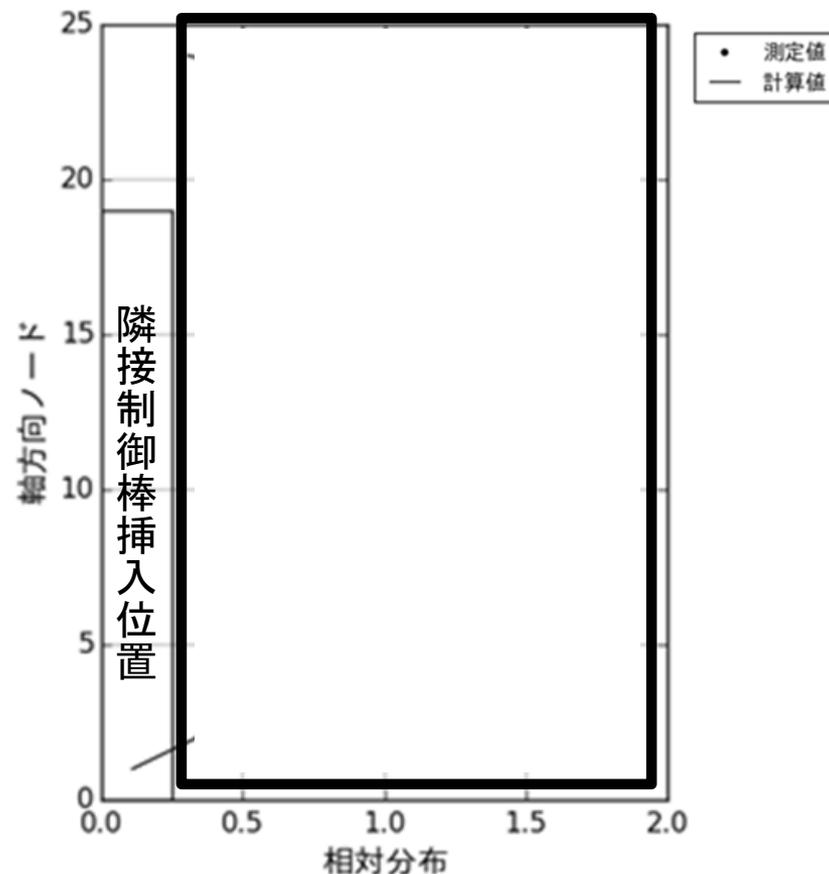
プラント運転実績による妥当性確認（例）（2）

出力分布（ガンマスキャンとの比較）

燃焼の進んだBWR大型炉心に於いて出力分布の予測精度が良好であることを確認。



La-140燃料集合体軸方向分布の比較(1)
(BWR大型炉取替炉心の例)



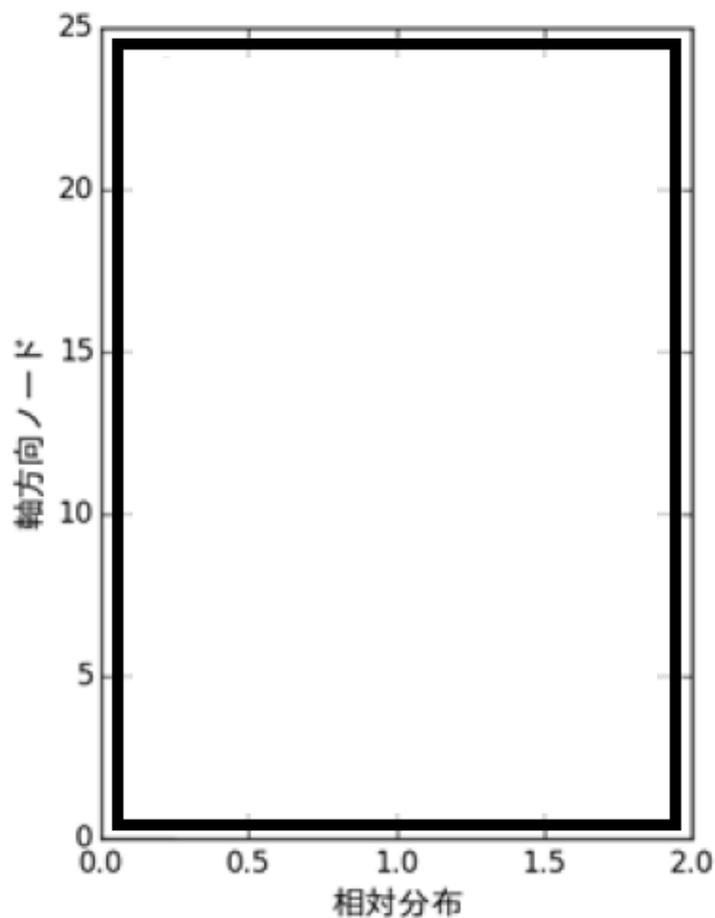
La-140燃料集合体軸方向分布の比較(2)
(BWR大型炉取替炉心の例)

4. 検証及び妥当性確認

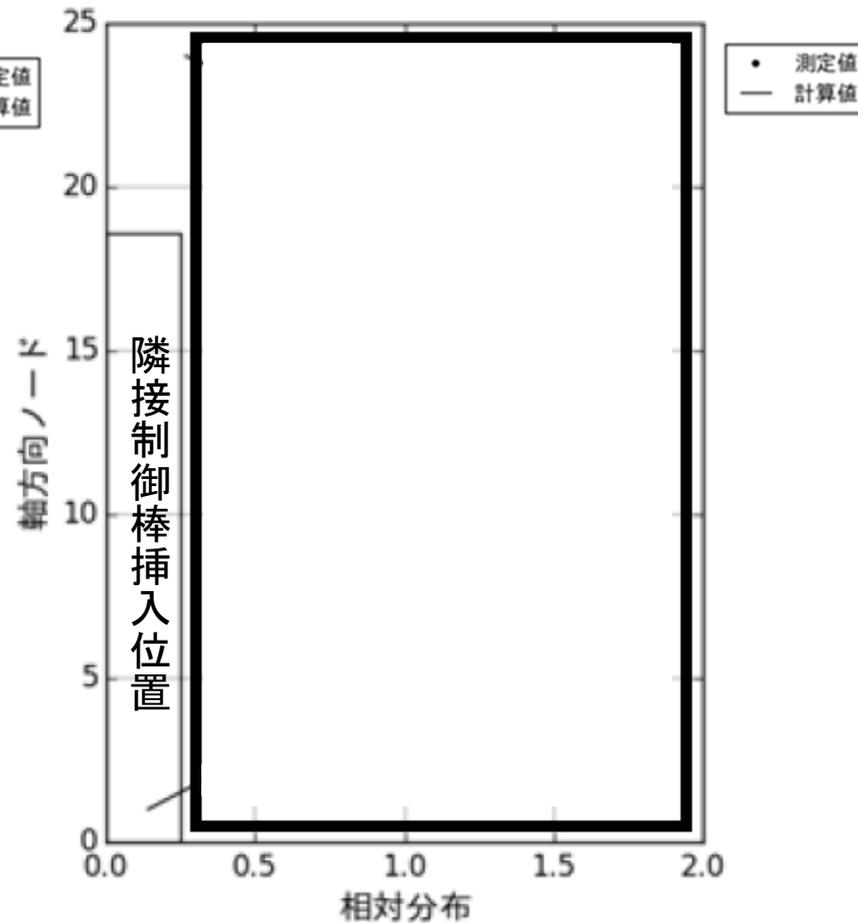
プラント運転実績による妥当性確認（例）（3）

出力分布（ガンマスキャンとの比較）

ABWRの濃縮度多種類初装荷炉心に於いて出力分布の予測精度が良好であることを確認。



La-140燃料集合体軸方向分布の比較(1)
(ABWR初装荷炉心の例)



La-140燃料集合体軸方向分布の比較(2)
(ABWR初装荷炉心の例)

4. 検証及び妥当性確認 試験による妥当性確認（例）（1）

減速材ボイド分布（NUPEC試験）（スライド#29における“ボイド率測定（ボイド率を比較）”に対応）

NUPECで実施された管群ボイド試験のうち，BWR条件に近い試験データに対してAETNAを用いてボイド率評価結果の妥当性確認を実施した結果を示す。

試験データに対する平均誤差と標準偏差を下記に，測定結果との比較図を次スライドに示す。

NUPEC管群ボイド率測定データ

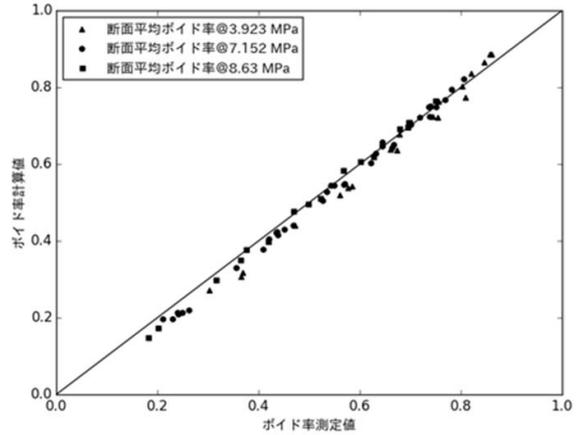
試験データ	高燃焼度 8×8 燃料集合体
圧力 (MPa)	3.9 ~ 8.6
流量 (t/h)	10 ~ 55
質量流束 (kg/m ² -s)	284 ~ 2055
出力 (MW)	0.22 ~ 7.33
サブクール (kJ/kg)	21 ~ 126
クオリティ (%)	1.0 ~ 25.2
ケース数	72

ボイド率予測の不確かさ

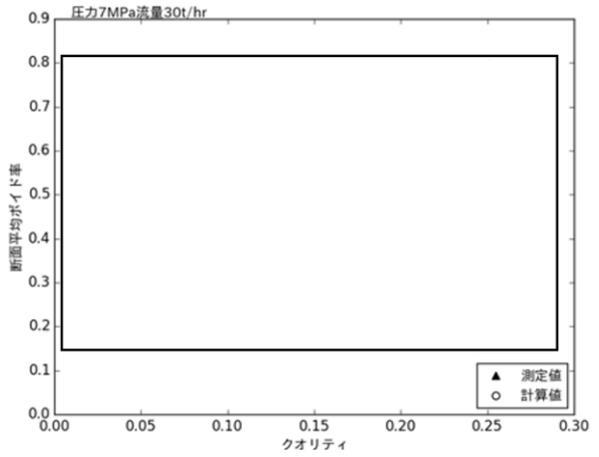
	NUPEC 試験データ
平均	
標準偏差	

4. 検証及び妥当性確認 試験による妥当性確認 (例) (2)

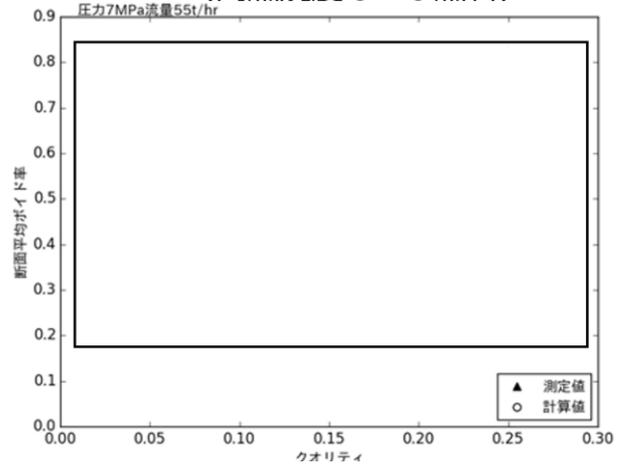
減速材ボイド分布 (NUPEC試験) (スライド#29における“ボイド率測定 (ボイド率を比較)”に対応) ボイド率の予測精度が良好であることを確認した。



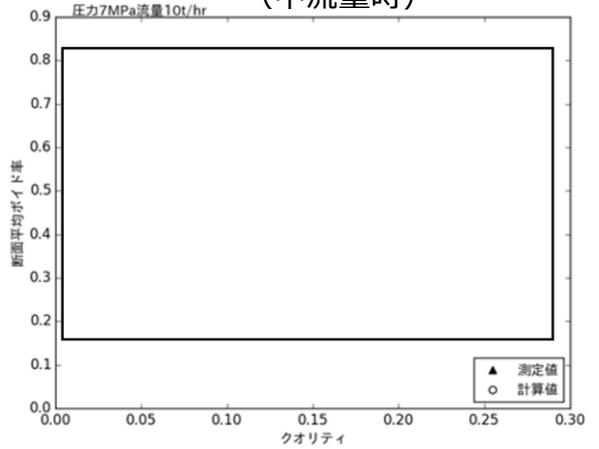
NUPEC管群ボイド試験断面平均ボイド率の比較 (高燃焼度 8 × 8 燃料)



NUPECボイド試験クオリティボイド率相関 (中流量時)



NUPECボイド試験クオリティボイド率相関 (高流量時)



NUPECボイド試験クオリティボイド率相関 (低流量時)

5. 許認可解析への適用

検証及び妥当性確認結果のまとめ 適用範囲に対する網羅性確認

検証及び妥当性確認範囲とAETNAの適用範囲の対応を以下に示す。

これより適用範囲にわたり検証及び妥当性確認が実施されていることを確認した。

AETNAの適用範囲と検証および妥当性確認範囲の対応

仕 様	AETNAの適用範囲と検証及び妥当性確認範囲		検証及び妥当性確認範囲内訳		
	適用範囲, 【 】内は検証及び妥当性確認範囲 (右欄参照)		国内プラント運転実績 データによる妥当性確 認	海外プラント運転実績 及び試験データによる 妥当性確認	ベンチマーク問題 による検証及び妥当性 確認
燃料棒配列サイズ	7×7 ~ 10×10	【7×7 ~ 10×10】	8×8, 9×9	7×7, 8×8, 9×9, 10×10	8×8, 9×9, 10×10
炉型	BWR, ABWR	【BWR2/3/4/5, ABWR】	BWR3/4/5, ABWR	BWR2/3/4/5/6	BWR4/5, ABWR
燃料	UO ₂ , MOX	【UO ₂ , MOX】	UO ₂ , MOX	UO ₂	UO ₂ , MOX
減速材温度	低温 ~ 出力運転時	【低温 ~ 出力運転 時】	低温 ~ 出力運転時	低温 ~ 出力運転時	低温 ~ 出力運転時
炉圧	大気圧 ~ 8.6 MPa	【大気圧 ~ 8.6 MPa】	大気圧 ~ 7.3 MPa	大気圧 ~ 8.6MPa	-
吸収材	制御棒(B ₄ C, ハフニウ ム), ほう酸水	制御棒【B ₄ C, ハフニウ ム】, ほう酸水	制御棒(B ₄ C, ハフニウ ム)	制御棒(B ₄ C)	制御棒(B ₄ C), ほう酸水

5. 許認可解析への適用 検証及び妥当性確認結果のまとめ 不確かさのまとめ (1)

AETNAの不確かさを以下にまとめる。

核熱水力設計手法の検証及び妥当性確認結果 (1/2)

炉心パラメータ	検証及び妥当性確認結果
固有値 出力分布	IAEA PWR, LRA BWR, HAFAS BWR 等の国際ベンチマーク問題を含む多様な計算を実施し、固有値、出力分布の参照解との差が小さいことが確認された。
冷温時 臨界固有値 SLC 作動時 固有値	<p>ウラン燃料装荷炉心における実績臨界固有値の平均値からの標準偏差は $\square \Delta k$ であり十分小さく、MOX 装荷炉心に対しても予測誤差の悪化は認められない。</p> <p>SLC 作動時の MCNP 全炉心計算との実効増倍率の最大差は $\square \% \Delta k$ と小さく、LANCR コード説明書でのほう酸価値に対する平均誤差に対して3次元体系による誤差の拡大は確認されなかった。</p>
制御棒価値 ドップラ反応度	MOX 燃料装荷炉心を含む 110 万 kW 級 BWR 及び 80 万 kW 級 BWR の 2 プラント 8 ケースの冷温時制御棒価値測定結果に対し、計算値と測定値の差は平均 $\square \Delta k/k'k$ 、標準偏差は $\square \Delta k/k'k$ 、相対差の平均値は $\square \%$ 、標準偏差は $\square \%$ である。また、SPERT 実験及びベンチマーク計算との比較により、制御棒落下解析時の印加制御棒反応度及びドップラ反応度を精度良く評価できることを確認した。
出力運転時 臨界固有値	ウラン燃料装荷炉心における実績臨界固有値の平均値からの標準偏差は $\square \Delta k$ であり、十分小さい。MOX 装荷炉心に対しても予測誤差の悪化は認められない。

5. 許認可解析への適用 検証及び妥当性確認結果のまとめ 不確かさのまとめ (2)

核熱水力設計手法の検証及び妥当性確認結果 (2/2)

炉心パラメータ	検証及び妥当性確認結果
軸方向出力分布 径方向出力分布	ウラン燃料装荷炉心(BWR 大型取替及び ABWR 初装荷)におけるガンマスキャン測定値との比較より、ノード出力 RMS 誤差が <input type="text"/> %以下、径方向 RMS 誤差が <input type="text"/> %以下、軸方向出力 RMS 誤差が <input type="text"/> %以下の良好な精度である。また、TIP 測定値と比較した評価により、ノード RMS 誤差が <input type="text"/> %以下、径方向 RMS 誤差が <input type="text"/> %以下、軸方向 RMS 誤差が <input type="text"/> %以下の良好な精度であり、MOX 装荷炉心に対しても予測誤差の悪化は認められない。
ペレット燃焼度	照射後試験による測定燃焼度と計算燃焼度の RMS 誤差は <input type="text"/> %であり、精度良く予測できる。
ボイド率 圧力損失	ボイド率については、実験データとの比較により、平均誤差は <input type="text"/> % (標準偏差 <input type="text"/> %) であり、精度良く予測できる。 燃料集合体圧力損失については、実験データとの比較により、8×8 燃料試験では平均誤差は単相及び二相で約 <input type="text"/> %及び <input type="text"/> % (標準偏差約 <input type="text"/> %及び <input type="text"/> %)、9×9 燃料試験で約 <input type="text"/> %及び <input type="text"/> % (標準偏差約 <input type="text"/> %及び <input type="text"/> %) であり、精度良く予測できる。
MLHGR MCPR	連続エネルギーモンテカルロ輸送計算との比較による燃料集合体内局所出力分布の平均誤差は約 <input type="text"/> %であり、十分な精度を有する。なお、燃料の製造公差による不確かさは約 <input type="text"/> %と推定されており ³⁵ 、合成された局所出力分布の不確かさは約 <input type="text"/> %となる。ガンマスキャンと比較した局所出力分布 RMS 誤差は約 <input type="text"/> %であり、合成された不確かさと同程度である。
未臨界度	ベンチマーク計算との比較により、周方向 1 次モードに対する未臨界度の誤差は <input type="text"/> $\Delta k/k$ と十分小さく、精度良く評価できる。

(前スライドの続き)