

解析コードの信頼性について

「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(平成7年6月19日 原子力安全委員会了承)(以下、「1/3 MOX 報告書」という。)においては、「MOX 燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められるので、従来ウラン炉心に用いている判断基準並びに MOX 燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法を適用することは差し支えない」とされている。

「1/3 MOX 報告書」では、安全設計及び安全評価に当たっては、数ある「MOX 燃料の特徴」に留意する必要があるとされており、MOX 燃料の特徴を考慮している熱・機械設計及び核設計についてまとめている。

以下にその概要を示す。

1. 熱・機械設計

「1/3 MOX 報告書」において検証されているMOX燃料棒のFPガス放出率を含め、熱・機械設計コードであるPRIME（燃料棒熱・機械設計コード）の検証についての詳細を別紙－1に示す。

2. 核設計

「1/3 MOX 報告書」において検証されているVENUS炉での燃料集合体内出力分布試験を含め、核設計コードであるTGBLA Ver.3（単位燃料集合体核計算コード）及びLOGOS Ver.5（三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード）の検証についての詳細を別紙－2に示す。

なお、MOX燃料は基本構造をウラン燃料と同一としているため、熱水力特性はウラン燃料と変わらない。上記1. 及び2. においてMOX燃料の特徴がすでに考慮されているため、参考資料に示す他のコードについては従来と同様に使用可能である。

熱・機械設計コードの検証について

1. P R I M E の妥当性

MOX燃料の機械設計の解析で使用しているP R I M Eコードでは、ウラン燃料と同じ燃料設計手法を用いており、予測の不確かさを考慮した統計的評価手法を用いている。

P R I M EコードをMOX燃料設計へ適用するに当たっては、 PuO_2 の含有による影響が評価できるよう、文献データ及び照射試験データ等に基づいて、第1－1表に示す物性値、ペレット照射挙動モデルの補正を行っている。

P R I M Eは、第1－2表に示すようにハルデン試験炉等における試験データ、商用炉で照射された燃料棒データ及び多くの国際共同研究データにより検証されており、これらの検証データの燃料棒仕様範囲、燃焼度範囲及び出力は、 9×9 燃料及びMOX燃料の使用条件をカバーしている。

2. 検証結果について

第1－2表に示すデータベースを用いた、ペレット中心温度、FPガス放出率、燃料棒内圧及び被覆管直径変化についてのP R I M Eの検証結果を第1－1図から第1－4図に示す（この4項目のうち、FPガス放出率はMOX燃料棒に対しても検証が行われている）。なお、第1－1図から第1－4図に示す計算値は、当該燃料の製造データ及び燃焼履歴に基づき解析的に求めた公称解析値である。これらより、P R I M Eは燃料挙動の傾向を良く予測している。

予測値と計算値のばらつきについては、コードの予測の不確かさを、出力に標準偏差を設定し変動させることにより考慮している。

コードの予測の不確かさの標準偏差（ σ ）の値の妥当性については、検証データのうち非保守側データを対象に出力を上昇させた（ 2σ 相当）解析を行うと、測定値を上回る検証データの割合が、全検証データに対して約97.7%（ 2σ 確率）以上であることにより、確認している。第1－3表に評価結果を示す。

第1－1表 MOX燃料の特徴とPRIMEコードでの取扱い

項 目	MOX 燃料の特徴	解析モデルでの 取扱い
<u>物性関係</u>		
融 点	PuO ₂ の含有に伴い低下	特徴を反映
熱伝導度	PuO ₂ の含有に伴い低下	特徴を反映
熱膨張率	UO ₂ とほぼ同等(高温領域ではわずかに増加)	特徴を反映
ヤング率	UO ₂ よりわずかに増加	特徴を反映
ポアソン比	UO ₂ とほぼ同等	UO ₂ モデルと同じ
クリープ速度	PuO ₂ の含有に伴い増加	特徴を反映
<u>ペレット照射挙動関係</u>		
径方向出力分布	出力分布はペレット周辺部で増加, 中心部で低下	特徴を反映
FP ガス放出率	UO ₂ より増加の傾向	特徴を反映
ヘリウムガス放出量	UO ₂ より増加の傾向	特徴を反映
Xe/Kr 比	UO ₂ より増加の傾向	特徴を反映
焼きしまり	UO ₂ とほぼ同等	UO ₂ モデルと同じ
スエリング	UO ₂ とほぼ同等	UO ₂ モデルと同じ
リロケーション	UO ₂ とほぼ同等	UO ₂ モデルと同じ

第1-2表 PRIME 検証データの内訳

検証項目	本数	データ範囲								データソース	検証時期
		被覆管外径 (cm)	被覆管肉厚 (mm)	ペレット 径 (cm)	ギャップ 幅 (mm)	ペレット 密度 (%TD)	He 封入 圧 (MPa)	燃焼度 (GWd/t)	線出力 密度 (kW/m)		
燃料棒仕様 MOX 燃料	-	約1.23	約0.86	約1.04	約0.20	約95	約0.5	40*1	44*4	-	-
ペレット 中心温度	35	約1.1～ 約1.6	約0.5～ 約1.0	約0.9～ 約1.4	約0.1～ 約0.4	約91～ 約98	約0.1～ 約2.5及 びXe 約 0.1	≤31*2	≤73	・ハルデン炉試験	燃料設計手 法報告書
FPガス 放出率 (MOX燃料棒 の検証デー タ(*6のMOX 燃料棒))	422*5	約0.6～ 約2.7 (約1.2, 約1.3)	約0.4～ 約7.0 (約0.9)	約0.5～ 約1.9 (約1.0, 約1.1)	約0.0～ 約0.4 (約0.2)	約91～ 約98 (約95)	約0.1～ 約3.2 (約0.1, 約0.5)	≤99*3 (≤62*3)	≤157 (≤51)	・ハルデン炉試験 ・商用炉データ*6 ・GETR 試験 ・インターランプ試験 ・スーパーランプ試験 ・オーバーランプ試験 ・RISO 試験 ・HBEP 試験 ・BR-3 試験 ・Beyer-Hann データ ・SRP 試験	燃料設計手 法報告書 以下を追加 9×9 燃料 棒: 9×9 燃 料報告書 MOX 燃料 棒: 1/3MOX 報告書
燃料棒内圧	17	約0.7～ 約1.6	約0.5～ 約0.9	約0.6～ 約1.4	約0.1～ 約0.4	約91～約 97	約0.1～ 約2.5	≤63*3	≤74	・ハルデン炉試験	燃料設計手 法報告書
被覆管直径 変化	55	約0.6～ 約1.4	約0.4～ 約0.9	約0.5～ 約1.3	約0.1～ 約0.4	約91～約 97	約0.1～ 約2.2	≤83*2	≤91	・ハルデン炉試験 ・商用炉データ*7 ・インターランプ試験 ・スーパーランプ試験 ・GETR 試験 ・BR-3 試験 ・SRP 試験	燃料設計手 法報告書

*1: 燃料集合体最高燃焼度, *2: ペレット燃焼度, *3: 燃料棒平均燃焼度, *4: 最大線出力密度, *5: MOX 燃料棒26 本を含む, *6: 6×6 燃料, 7×7 燃料, 8×8 燃料, 新型8×8 燃料, 新型8×8 ジルコニウムライナ燃料, 高燃焼度8×8 燃料, 9×9 燃料(A 型), MOX 燃料棒(ワンダ/トマデバル炉: 6×6 燃料, 高燃焼度8×8 燃料相当), *7: 6×6 燃料

注 1) 燃料設計手法報告書(燃料設計への PRIME コード等統計的評価方法適用の妥当性を確認した報告書)

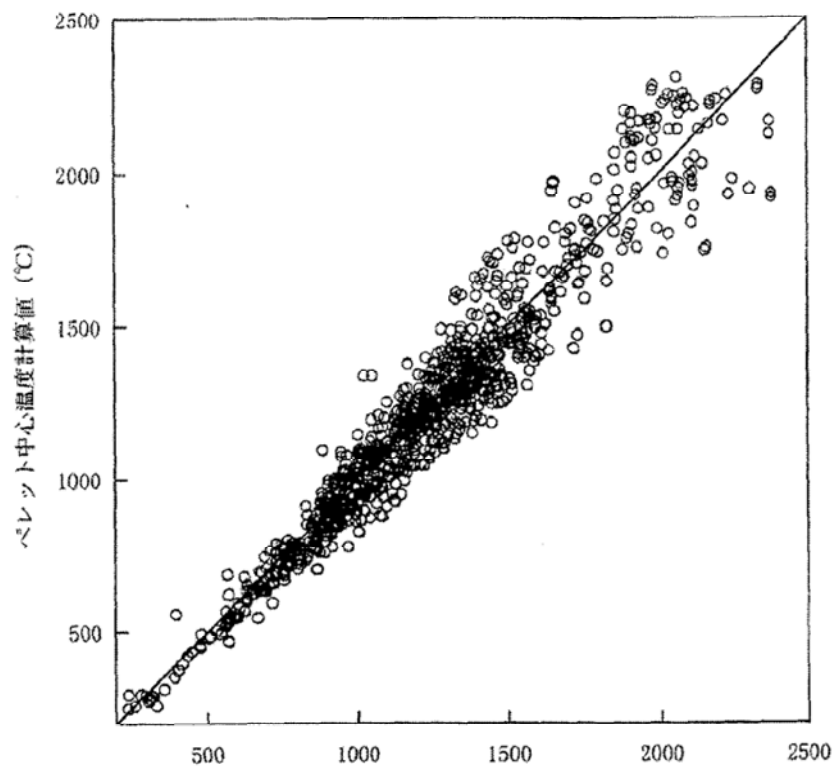
「発電用軽水型原子炉施設の燃料設計手法について」、原子力安全委員会了承、昭和 63 年 5 月 21 日

注 2) 9×9 燃料報告書(9×9 燃料への PRIME コード等統計的評価方法適用の妥当性を確認した報告書)

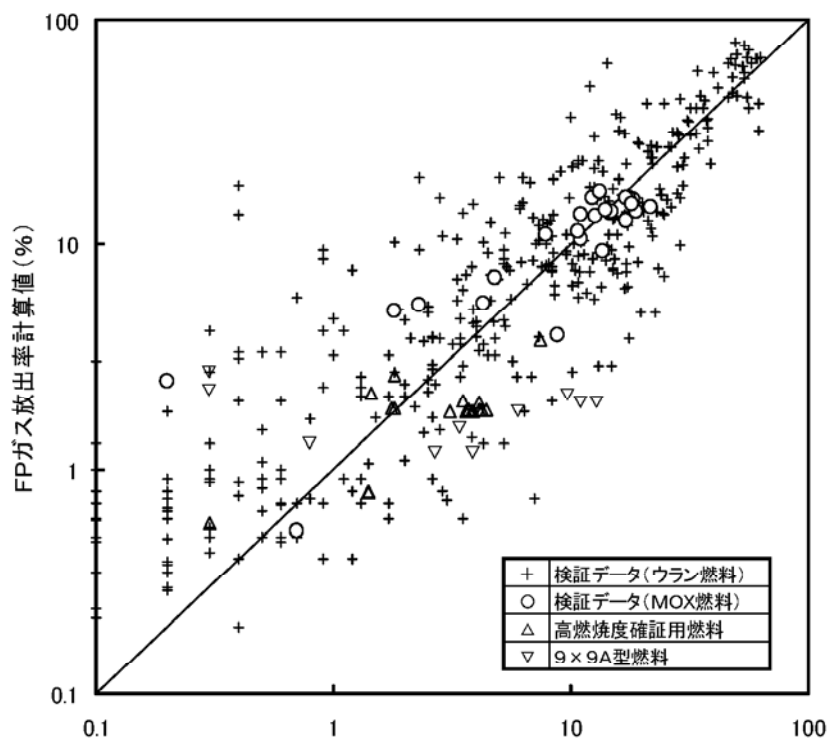
「沸騰水型原子炉に用いられる 9 行 9 列型の燃料集合体について」、原子力安全委員会了承、平成 6 年 3 月 3 日

注 3) 1/3MOX 報告書

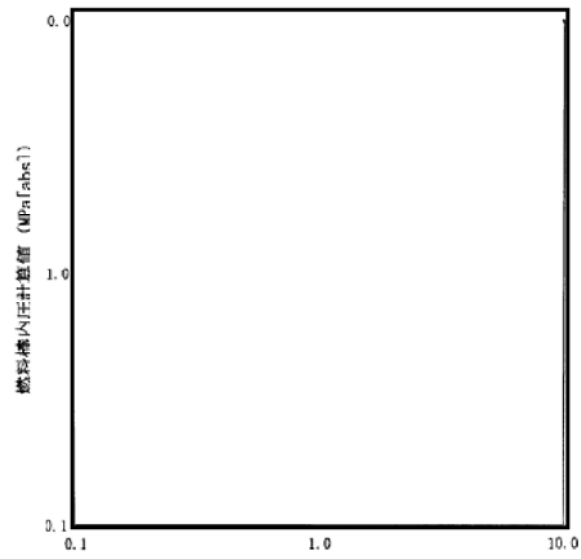
「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」、原子力安全委員会了承、平成 7 年 6 月 19 日



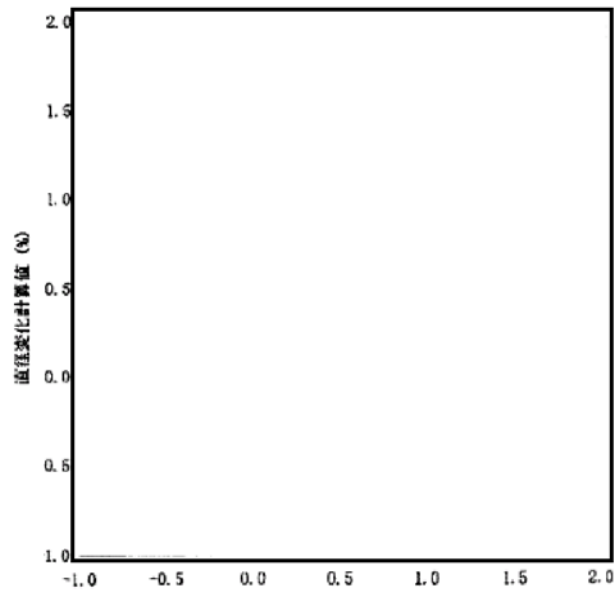
第1-1図 ペレット中心温度検証結果



第1-2図 FPガス放出率検証結果



第 1－3 図 燃料棒内圧検証結果



第 1－4 図 燃料被覆管直径検証結果

枠囲いの内容は，商業機密に属
しますので公開できません。

第 1－3 表 コードの予測の不確かさの検証結果

検証項目	全データ数	2 σ 確率以上となるデータ数	+2 σ 出力上昇時にも非保守側にあるデータ数
ペレット中心温度	1,052	24.0	10
F P ガス放出率	422 (26)※	9.6	9 (0)※
燃料棒内圧	268	6.1	5
被覆管直径変化	153	3.5	3

※F P ガス放出率の検証結果のカッコ内はMO X 燃料棒に対する検証結果を示す。

核設計コードの検証について

単位燃料集合体核計算コード（TGBLA Ver.3）及び三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS Ver.5）の、MOX燃料装荷炉心に対する妥当性について以下に示す。

1. TGBLA Ver.3 の妥当性⁽¹⁾

TGBLA Ver.3 の妥当性については、以下に示すMOX燃料装荷臨界試験、実機でのMOX燃料照射試験実績等により、その妥当性が確認されている。

(1) ベルギーVENUS炉での臨界試験（第2－1図に試験体系列を示す。）

(VENUS : VULCAN Experimental Nuclear Study)

(2) BASALA臨界試験による検証

(3) MISTRAL臨界試験による検証

(4) オランダのドーデバルト炉で照射されたMOX燃料

このうち、MOX炉心設計適用の観点より、1/3MOX－BWR模擬体系であるVENUS試験の評価により、MOX／ウラン燃料集合体隣接体系及び基準となるウラン燃料集合体体系での出力分布、実効増倍率の精度を検証しており、MOX－BWR模擬体系であるBASALA試験の評価により、MOX燃料における十字型制御棒、ボイド、Gd等の反応度価値の精度を検証している。また、MOX燃料棒均一体系であるMISTRAL試験の評価により、出力分布、実効増倍率及び実効遅発中性子割合の精度を検証している。

その他、ドップラ係数の精度検証のためのHellstrand等の実験の評価及び、燃焼に伴う組成変化の妥当性評価のためのドーデバルト炉照射データの評価等を行っている。

これらにより、MOX体系での各核特性項目全般に対して検証を実施し妥当性が示されている。

2. LOGOS Ver.5 の妥当性⁽²⁾

ウラン燃料装荷炉心でも燃焼により Pu が蓄積されることから、MOX燃料装荷に伴う Pu の影響に対する LOGOS Ver.5 の検証は、以下に示すウラン燃料装荷炉心に対する測定値との比較等により行っている。

- (1) ウラン炉心における移動式炉心内計装（以下「TIP」という。）測定値との比較
- (2) 濃縮度多種類初装荷炉心におけるガンマスキャン測定値との比較
- (3) 照射後試験の測定燃焼度と計算燃焼度との比較
- (4) 実績臨界固有値の偏差
- (5) 制御棒価値測定結果との比較

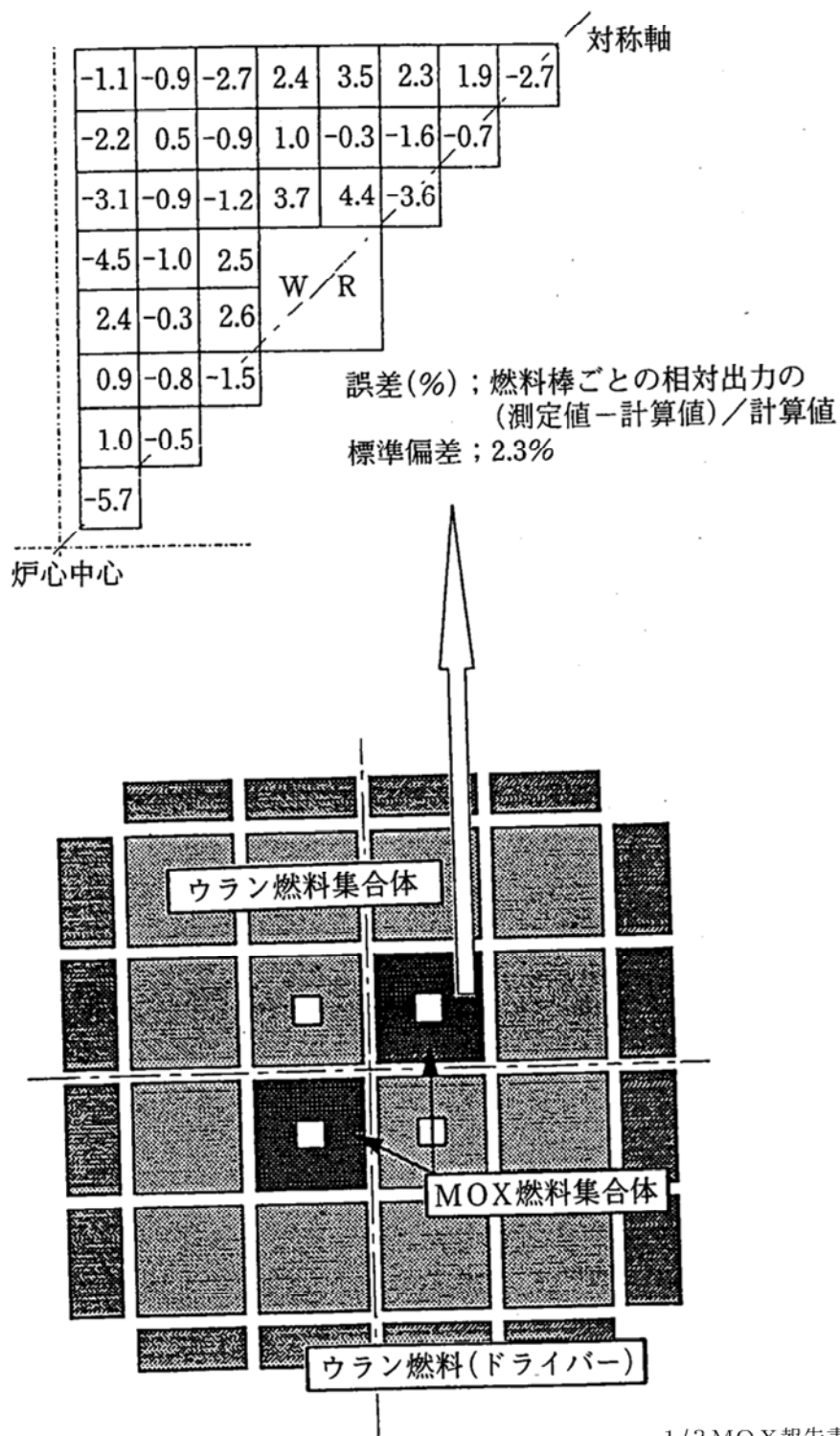
このうち、出力分布特性については、ウラン燃料装荷炉心における TIP、ガンマスキャン測定値との比較評価により、また、反応度特性については、起動試験評価及び各サイクルの起動時の試験評価により検証している。

3. 検証結果

適用性検証結果を第2-1表に示す。本表より、現行の核設計手法は、MOX燃料装荷炉心に対してもウラン燃料炉心と同程度の精度を有しており、MOX燃料とウラン燃料が混在する炉心にも適用できる。

参考文献

- (1) 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法」
(株式会社東芝, TLR-006 改訂 1, 平成 20 年 9 月)
- (2) 「沸騰水型原子力発電所 三次元核熱水力計算コードの概要」
(株式会社東芝, TLR-007 改訂 1, 平成 20 年 9 月)



第2-1図 MOX 燃料装荷臨界試験体系列

第2-1表 核設計手法のMOX燃料及びMOX燃料装荷炉心に対する検証

炉心パラメータ		検証試験		検証時期	検証対象コード	検証結果	備考
出力分布	燃料集合体内出力分布	VENUS (ベルギー)	MOX/ウラン燃料集合体隣接 ウラン燃料集合体	1/3MOX 報告書	TGBLA Ver. 3	計算値と測定値の差のRMSはいずれも3%以下であり、ウラン隣接及び全MOX体系におけるMOX集合体について、ウラン集合体と同程度の精度で燃料棒出力を予測できる。	VENUSのRMS ・ウラン炉心：3.0% ・MOX炉心：AMOXバンドル=2.2%、IMOXバンドル=2.3% BASARAのRMS（テストバンドル内出力分布） ・炉心1：基準=□，8Gd=□，16Gd=□，ボイド=□， W/R=□ ・炉心2：基準=□，8Gd=□，16Gd=□ MISTRALのRMS ・ウラン炉心：□ ・MOX炉心：□
		BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体	先行炉MOX 安全審査			
		MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	先行炉MOX 安全審査			
	軸方向出力分布 径方向出力分布	ウラン燃料装荷炉心に対する検証		先行炉MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心におけるTIP、ガンマスキャン測定値との比較評価により、燃料集合体出力分布を良好な精度で予測できることが示されている。	
反応度	実効増倍率	VENUS (ベルギー)	MOX/ウラン燃料集合体隣接 ウラン燃料集合体	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	MOX/ウラン燃料集合体隣接体系についても、ウラン体系と同程度の精度で実効増倍率を予測できる。	VENUSのkeff ウラン炉心=0.9985、MOX炉心=1.0007 MISTRALのkeff ウラン炉心=□ MOX炉心=□
		MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	先行炉MOX 安全審査			
		ウラン燃料装荷炉心に対する検証		先行炉MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心における実績臨界固有値の偏差の95%信頼度-95%確率値は0.0024Δkであり、十分小さい。	
	制御棒価値	BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体 十字型制御棒（天然B ₄ C、Hf）体系	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	反応度価値の計算値/測定値は、□(B ₄ C)、□(Hf)で測定誤差（±6%）の範囲であり、MOX体系でも制御棒価値を精度よく予測できる。	
		ウラン燃料装荷炉心に対する検証		先行炉MOX 安全審査	LOGOS Ver. 5	ウラン燃料装荷炉心における制御棒価値約0.002～約0.005Δkの制御棒に対するC-Eは、最大でも0.0004Δkであり、精度良く予測できる。	制御棒価値の計算値-測定値 ケース1：-0.0001Δk、ケース2：0.0001Δk、ケース3：0.0004Δk
	ボイド係数	BASALA (フランス)	全MOX燃料集合体 ボイド体系	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	反応度価値の計算値/測定値は、□(ボイド)ではほぼ測定誤差（±6%）の範囲であり、MOX体系でもボイド反応度を精度よく予測できる。	
	ドップラ係数	Hellstrand等の 実験	U-238の実効共鳴積分の 温度依存性	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	ドップラ係数の支配的核種U-238について、測定値と解析値は、測定誤差の範囲内で一致している。	原子力安全基盤機構において、日本原子力研究開発機構の臨界実験装置（FCA）を用いて、ウラン及びプルトニウムのサンプルを用いたドップラ反応度を測定し、MOX燃料のドップラ反応度評価に資するデータを得ることを計画している。
燃焼計算	燃料の燃焼に伴う組成変化	ドーデバルト炉 (オランダ)	MOX燃料	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	ペレット燃焼度20～60GWd/t程度まで照射されたMOX燃料のウランやプルトニウム同位体組成比の測定結果との比較により、MOX燃料についても、燃焼に伴う組成変化をウラン燃料と同程度の精度で再現できることが示されている。	燃料の燃焼に伴う組成変化の計算は妥当であり、プルトニウム含有率の異なる臨界試験結果（燃料棒出力、実効増倍率等）がウラン燃料と同程度の精度で再現されていることとあわせて、燃焼に伴う核特性の変化、ウランとプルトニウムの核分裂寄与割合等をウラン燃料と同程度の精度で解析できると考えられる。
動特性 パラメータ	実効遅発中性子割合（β _{eff} ）	MISTRAL (フランス)	MOX燃料棒均一体系 ウラン燃料棒均一体系	先行炉MOX 安全審査	TGBLA Ver. 3	MOX燃料体系について、ウラン燃料体系と同程度の精度（4%）で予測できる。	・ウラン炉心の計算値/測定値：□ ・MOX炉心の計算値/測定値：□

主な計算コード一覧

計算プログラム	使用の妥当性
ODYSY (周波数領域安定性解析コード)	炉外ループを用いて実施されたチャンネル安定性試験の結果に対して確認されている。炉心安定性・領域安定性は、米国 Peach Bottom 2 号炉, Vermont Yankee 炉及びスウェーデン Ringhals 1 号炉で実施された結果に対して検証がなされ、また、電力中央研究所の S I R I U S - F 試験装置を用いた 1/3MOX 燃料装荷炉心の特性を模擬した安定性試験により検証が行われており、全体的に解析による減幅比の方が大きく、解析コードが保守的結果を与えることが示されている。
APEX (反応度投入事象解析コード)	米国 S P E R T - III E 型炉心実験の出力過渡変化により検証されており、また、「反応度投入事象評価指針」において、BWR における R I A 時の燃料エンタルピの感度解析結果が示されている。さらに、「反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」において、BWR における R I A 時の P C M I 破損本数割合の感度解析結果が確認されている。
REDY (プラント動特性解析コード)	福島第一 1 号機における起動試験解析が示されており、過渡試験及びプラント安定性試験により、主要パラメータを全体的に模擬できることが確認されている。
SCAT (単チャンネル熱水力解析コード)	「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」において、 $\Delta M C P R$ を評価することは妥当であることが確認されている。また、過渡沸騰遷移開始時間の予測特性について、 9×9 燃料の過渡試験の測定値と解析値の比較により検証されており、過渡沸騰遷移開始時間をよく再現していることが示されている。
ISCOR (炉心熱水力解析コード)	I S C O R で取り入れられている G E X L 相関式及び G E T A B の考え方は、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」において、妥当であることが示されている。また、高燃焼度 8×8 燃料、 9×9 燃料について、限界出力の測定値と解析値の比較が行われ、限界出力が精度よく予測されることが示されている。
LAMB (短期間熱水力過渡変化解析コード)	G E 社の 2 ループ試験装置 T L T A を用いた L O C A 模擬試験により、ブローダウン期間中のシステム挙動を全体的に再現できることが確認されている。
SAFER (長期間熱水力過渡変化解析コード)	日立・東芝の T B L, R O S A - III, G E 社の F I S T - A B W R 及び Studsvik 社の F I X - II における L O C A 模擬実験により、試験結果を再現すること、燃料被覆管温度の最高値を試験結果に比べて高めに予測することが確認されている。