

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.3 核設計3.3.3 解析方法	CASMO/SIMULATE の計算モデル	参考文献
解析全体	<p>発電用原子炉の核的性能の計算は、一般的には二種類に大別される。外部の水ギャップ部も含む単位燃料集合体の特性を計算する<u>単位燃料集合体核計算</u>と、炉心全体の核熱水力特性を計算する<u>全炉心核熱水力計算</u>である。</p> <p>前者は、さらに<u>燃料格子解析モデルで燃料集合体各部のエネルギー少数組の核定数を求める計算</u>と、この核定数を使用して燃料集合体の特性を求める計算に分けられる。</p> <p>単位燃料集合体核計算では、燃料集合体の平均的な核定数や燃料集合体内の各燃料棒の相対出力等を、燃料及び減速材温度、燃焼度、ボイド率、隣接する制御棒の有無等のパラメータを変化させて求める。</p> <p><u>全炉心核熱水力計算は、この単位燃料集合体核計算結果を使用する。</u></p>	<p>CASMO/SIMULATEにおける核的性能の計算は、<u>CASMOによる単位燃料集合体核計算</u>とこの単位燃料集合体核計算を使用した<u>SIMULATEによる全炉心核熱水力計算</u>から構成される。</p> <p>CASMOは、添付八の燃料格子解析モデルと同様に、2次元多群燃料集合体輸送計算コードであり、燃料集合体各部のエネルギー少数組の核定数を求める計算と、この核定数を使用して燃料集合体の特性を求める計算に分けられる。また、添付八の燃料格子解析モデルと同様に、燃料集合体の平均的な核定数、燃料集合体内の各燃料棒の相対出力等を、燃料及び減速材温度、燃焼度、ボイド率、隣接する制御棒の有無等のパラメータを変化させて求める。</p> <p>SIMULATEは、CASMOの結果を使用した、3次元炉心核熱水力計算コードであり、少数群による核計算と、熱水力計算を、交互に収束するまで計算を行い、炉心の反応度、出力分布、熱的余裕等を算出する。</p> <p>(C4/S3とC5/S5に共通。設置変更許可申請書にて右記の参考文献を引用。C4/S3とC5/S5の計算手法の比較は別紙参照。)</p>	<p>「BWR 定常炉心解析手法について」(東電ソフトウェア株式会社, TCMO-96001, 平成8年9月)</p>
単位燃料集合体核計算	<p>燃料格子解析モデルにおいては、<u>予め用意されている核断面積ライブラリ</u>と、入力として与えられる集合体設計仕様、計算条件に基づき、燃料集合体各部の中性子スペクトル計算を行って少数組核定数を求める</p>	<p>左記のとおり。</p>	<p>「BWR 定常炉心解析手法について」(東電ソフトウェア株式会社, TCMO-96001, 平成8年9月)</p>

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.3 核設計3.3.3 解析方法	CASMO/SIMULATE の計算モデル	参考文献
	<p>計算を行う。その際、<u>燃料格子の幾何学的形状を考慮した共鳴吸収の自己遮蔽効果や、制御棒、Gd₂O₃入り燃料棒のような強中性子吸収体による中性子スペクトル干渉効果を適切に考慮するモデル</u>が用いられている。</p> <p>単位燃料集合体核計算では、<u>単位燃料集合体内の出力分布、無限増倍率及び平均核定数を、エネルギー少数組二次元拡散モデル又は輸送モデルで計算している。</u>燃焼計算は、<u>燃料の燃焼過程を表す方程式を解いて計算するが、このとき、必要な中性子束分布は、適切な燃焼度ステップごとに、その時の各元素数に基づいて燃料格子解析モデル及びエネルギー少数組二次元拡散モデル又は輸送モデルにより計算している。</u></p>	<p>左記のとおり。</p> <p>CASMOによる単位燃料集合体内の出力分布、無限増倍率及び平均核定数の計算は、輸送モデルで計算している。</p>	<p>「BWR 定常炉心解析手法について」(東電ソフトウェア株式会社, TCMO-96001, 平成8年9月)</p>
全炉心核熱水力計算	<p>全炉心核熱水力計算は、<u>発電用原子炉全体の出力分布計算、燃焼計算、熱水力特性計算、発電用原子炉の停止余裕(以下3.では「停止余裕」という。)計算等を行うものであり、通常、制御棒、ボイド率及びGd₂O₃の空間分布等を扱える三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード</u>を用いる。この計算コードは、<u>サイクル期間中の制御棒パターンの検討、炉心流量変化に対する出力の応答等の計算にも使用できる。</u></p>	<p>左記のとおり。</p>	<p>「BWR 定常炉心解析手法について」(東電ソフトウェア株式会社, TCMO-96001, 平成8年9月)</p>

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載	CASMO/SIMULATE の計算モデル	参考文献
減速材ボイド係数	<p>3.3 核設計3.3.4 炉心特性</p> <p>(2) 減速材ボイド係数</p> <p>通常運転時、炉心圧力は一定に保たれるので、結果として冷却材温度は、サブクール領域部の微小変動を除き、出力レベルによらず一定である。ボイド率は、出力レベルと炉心流量により変化し、出力運転時に減速材密度を変化させる主因となる。</p> <p>減速材ボイド係数は、大きな負の値を有しており、反応度投入時に出力上昇を抑える効果を持つ。</p> <p>減速材ボイド係数は次式のように表わせる。</p> $\frac{1}{k_{eff}} \cdot \frac{dk_{eff}}{dV} = \left[(1-C) \frac{d}{dV} \left(\frac{k_{\infty}^{UC}}{1+M^2 \cdot B^2} \right) + C \frac{d}{dV} \left(\frac{k_{\infty}^C}{1+M^2 \cdot B^2} \right) \right] \frac{1}{k_{eff}}$ <p>V : チャンネル内ボイド率 C : 制御棒の制御割合 M2 : 中性子移動面積 B2 : バックリング k_∞ : 無限増倍率 (UC : 制御棒なし, C : 制御棒あり) keff : 実効増倍率</p> <p>—略—</p>	<p>左記の通り。</p> <p>CASMO/SIMULATEにより計算された取替炉心の炉心状態に応じて、左記の式を用いて、炉心平均の減速材ボイド係数を計算する。</p>	

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.3 核設計3.3.4 炉心特性	SIMULATE3K の計算モデル	参考文献
	<p>(3) スクラム反応度</p> <p>スクラム反応度は、スクラム時に制御棒により、発電用原子炉に投入される反応度のことであり、その出力制御能力は、全体の反応度のみならず、いかに迅速に反応度が投入されるかという、いわゆる制御棒の挿入量と投入反応度の関係（スクラム反応度曲線、以下「スクラム曲線」という。）が、重要な意味を持っている。</p> <p>—略—</p>	<p>左記の通り。</p>	<p>—</p>
スクラム反応度	<p>以下、参考文献「沸騰水形原子力発電所 スクラム反応度曲線について」（東京芝浦電気株式会社，TLR-025改訂1，平成10年1月）の抜粋。</p> <p>IVスクラム曲線計算法の概要</p> <p>現在、スクラム曲線の計算は、炉心軸方向一次元体系で、核および熱水力特性を結合した動特性計算コードを使用している。この計算コードでは、解析の前提として次のような設定を設けている。</p> <p>(1) 炉心の核的挙動は、遅発中性子(6群)を含むエネルギー組少数群の拡散方程式を解くことにより模擬できる。</p> <p>(2) 炉心の熱水力特性は、質量、エネルギーおよび運動量の各保存則を解くことによって求まる。</p> <p>(3) 燃料棒の熱計算では、熱の拡散は半径方向に分離</p>	<p>SIMULATE3Kは、3次元炉心核熱水力計算コードSIMULATE-3に過渡変化を扱うために必要な時間依存の方程式系（動特性モデル）が組み込まれたコードである。</p> <p>スクラム曲線の計算には、炉心3次元体系で核及び熱水力特性を結合した動特性解析コードを使用する。計算モデルの前提として次の設定を設けている。</p> <p>(1) 炉心の核的挙動は、遅発中性子6群を含む3次元の2群拡散方程式を解くことで模擬できる。</p> <p>(2) 炉心の熱水力特性は、質量、エネルギーおよび運動量の各保存式を解くことによって求まる。</p> <p>(3) 燃料棒の熱伝達計算では、熱の拡散は半径方向に分離した体系に縮約できる。</p> <p>(4) 炉心は、縮約なしの3次元で取り扱う。</p>	<p>「BWRのスクラム反応度曲線について」（TCMO-03001，株式会社テプコシステムズ，平成15年7月）</p>

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.3 核設計3.3.4 炉心特性	SIMULATE3K の計算モデル	参考文献
	<p>した体系に縮約できる。</p> <p>(4) 炉心は、適切な加重法により軸方向と半径方向に分離した体系に縮約できる。</p> <p>以下に計算法および計算条件の各々について、その概略を述べる。</p> <p>—略—</p>	<p>SIMULATE-3Kは、設置（変更）許可申請に使用された解析コードと比較して、過渡時の熱水力については同等なレベルの保存式を解くものの、中性子の拡散方程式については、横方向に平均した軸方向1次元修正1群解法で炉心を解く許認可解析コードと異なり、3次元で取り扱っている。さらに、中性子スペクトル及び中性束分布は、許認可解析コードに用いられた有限差分法より正確な結果を得る近代ノード法を用いて計算している。このため、SIMULATE-3Kは、許認可解析コードと比較して、異種の燃料が混在した炉心、複雑な制御棒挿入パターンをもつ炉心などに対し、取替炉心の設計に応じたより現実的で正確な解析ができるようになっている。</p> <p>なお、核データについては、許認可解析コードで用いる核定数セットを計算する格子計算コードと同等か又はより正確な評価値を得るCASMO-4によって評価された2群のマクロ断面積などからなる核定数セットを使用しており、無限増倍率によって制御棒の制御状態を表現してスクラム反応度曲線を得る修正1群の解法と比較してより現実的で正確の計算できる解法を採用していることと相まって、許認可解析コードと同等以上の評価ができる。</p>	

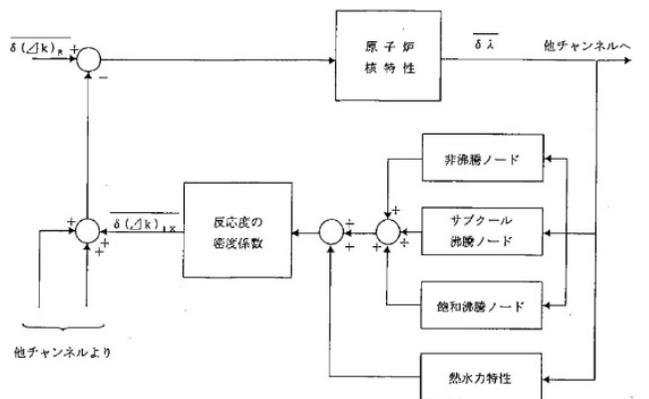
設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.5 動特性3.5.3 解析方法	LAPUR-TSI の計算モデル	参考文献
核熱水力安定性	—	LAPUR-TSIは、設置(変更)許可申請に使用された解析コードと同じく核熱水力安定性(チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性)上の減幅比を周波数領域で評価する解析コードである。	「東京電力(株)取替炉心の安定性評価へのLAPUR-TSIコードの採用について(案)」(旧通産省原子力発電安全管理課,平成7年11月27日)
チャンネル水力学的安定性	<p>3.5.3.1 チャンネル水力学的安定性</p> <p>チャンネル水力学的安定性は、二相流体のチャンネル内のスweep時間遅れ等によって生じるチャンネル流量の不安定を取扱うものであり、後に述べる炉心安定性が炉心全体の安定性を調べるのに対し、局所の安定性を調べることを目的としたものである。</p> <p>この解析モデルを第 3.5-1 図に示す。この解析では、チャンネルは軸方向に多数のノードに分け、出力及び出力分布は、安定性上厳しくなるものを選ぶ。</p>	左記のとおり	

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.5 動特性3.5.3 解析方法	LAPUR-TSI の計算モデル	参考文献
	<p>第 3.5-1 図 チャンネル水力学的安定性解析ブロック図</p>		

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.5 動特性3.5.3 解析方法	LAPUR-TSI の計算モデル	参考文献
炉心安定性	<p>3.5.3.2 炉心安定性</p> <p>炉心安定性は、熱水力学的に特性の異なる多数のチャンネルが炉心内に存在していて、炉心出力が各部で変動し、流量の再配分が起こって炉心の特性が各部で変化するような場合の炉心出力の安定性を調べるものであり、第 3.5-2 図に示す解析モデル(1)(4)(7)(10)を採用している。</p> <p>なお、熱水力学的にみて類似したいくつかのチャンネルを一つのグループにまとめて、炉全体をいくつかの領域（チャンネル・グループ）に分けて取扱う。炉心安定性解析で半径方向出力分布の影響を適切に反映するためには、十分な数の領域に分ける必要があり、ここでは 8 領域に分けて取扱う。これら各領域の熱水力特性モデルは、チャンネル水力学的安定性解析モデルと同じである。</p> 	左記の通り	

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.5 動特性3.5.3 解析方法	LAPUR-TSI の計算モデル	参考文献
	第 3.5-2 図 炉心・領域安定性解析ブロック図		
領域安定性	<p>3.5.3.3 領域安定性</p> <p>領域安定性は、炉心内のある領域に熱水力学的に安定性の劣ったチャンネルが存在し、それ自体では不安定には至らないが核的フィードバックが加わることによって不安定性が増長され、局所的な出力が変動するような安定性について調べるものである。この出力の変動は、多くの場合、炉心内の左右半面等の領域において逆位相の振動となって現れることから、前述の炉心安定性が炉心一体挙動の基本モードの不安定性であるのに対して、領域安定性は高次モードの不安定性といえる。したがって、炉心安定性と同様、第 3.5-2 図に示す解析モデル(1)(4)(7)(10)を用いるが、原子炉核特性については高次モードの特性を入れて評価を行う。</p> <p>なお、チャンネル・グループ分けは、同位相となる各領域内において、熱水力学的にみて類似したいくつかのチャンネルを一つのグループにまとめ、各領域をいくつかのチャンネル・グループに分けて取扱う。</p> <p>これらのチャンネル及び原子炉系を表現する動特性方程式は、すべて線形化し、ラプラス変換して周波数領域で解析する。これらの解析から、与えられた原子炉出力、炉心流量、出力分布に対する炉心安定性、チャンネルの水力学的安定性及び領域安定性が示さ</p>	左記のとおり	

設置(変更)許可申請書における解析方法と取安コードの計算モデルの対比表

項目	設置(変更)許可申請書添付八章の記載 3.5 動特性3.5.3 解析方法	LAPUR-TSI の計算モデル	参考文献
	れる。このようにして、制御系が全く働かない炉心固有の挙動及び安定性について評価することができる。		

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 (CASMO5/SIMULATE5) の概要及び妥当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妥当性

項目	コード名
	CASMO5/SIMULATE5
開発機関	Studsvik Scandpower, Inc.
開発時期	2005 年
使用するバージョン	CASMO : Ver.5 SIMULATE : Ver.5
使用目的	取替炉心の安全性評価のうち以下の項目の評価 <ul style="list-style-type: none"> ・反応度停止余裕 ・最大線出力密度 ・最小限界出力比 ・燃料集合体最高燃焼度 ・燃料の出力履歴 ・減速材ボイド係数 ・制御棒の最大反応度価値 ・ほう酸水注入時の実効増倍率
コード概要	<p>CASMO5 は、炉心計算に必要な核定数及び燃焼燃料の核種組成を算出する 2 次元多群燃料集合体輸送計算コードであり、現在、取替炉心の安全性評価に用いられる CASMO-4 を改良したバージョンである。核データは、米国の評価済み核データライブラリ ENDF/B-VII.1 に基づく 586 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>SIMULATE5 は、現在、取替炉心の安全性評価に用いられる SIMULATE-3 を改良した 3 次元炉心核熱水力計算コードであり、核計算と熱水力計算を交互に収束するまで計算を行い、炉心の反応度、出力分布、熱的余裕等を算出する。核データは、CASMO5 による 4 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束分布は、近代ノード法により計算している。</p> <p>CASMO-4/SIMULATE-3 において用いられている計算モデルの詳細は、「BWR 定常炉心解析手法について、TCMO-96001, 東</p>

	<p>電ソフトウェア株式会社，平成8年9月」(添付資料1)に示している。</p> <p>CASMO5/SIMULATE5 の CASMO-4/SIMULATE-3 からの主要な改良点は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最新の核データライブラリの使用 (ENDF/B-IV ベースから ENDF/B-VII ベースへ) ・エネルギー群構造の詳細化 (CASMO は 70 群から 586 群、SIMULATE は 2 群から 4 群) ・SIMULATE5 におけるサブメッシュモデルの採用により燃料集合体内径方向出力分布の解析不確かさを低減 ・SIMULATE5 におけるマイクロ燃焼モデルの採用により、隣接する燃料集合体の違いにより生じる反応度の解析不確かさを低減
<p>コードの妥当性</p>	<p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下の通りである。</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パラメータは、CASMO5 から得られた核定数を用いて、SIMULATE5 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計算結果が妥当であることを確認している。 ・中性子束分布に関連する実験値 (測定値) として、実機 BWR の移動式炉心内計装系 (TIP) の出力を利用する。また、実機 BWR のガンマスキャン結果を利用する (添付資料 2)。 ・実効増倍率については、臨界試験装置における実験値 (測定値) を利用する (添付資料 3)。 ・ほう酸水注入系の実効増倍率については、臨界試験装置における実験値 (測定値) を利用する (添付資料 4)。 ・限界出力比は、中性子束に加えて、熱水力計算から得られる燃料集合体内の流量を用いて計算する。熱水力計算の妥当性は、実機 BWR の中性子束に関連する実験値 (測定値) との比較を実施することで間接的に確認している (核計算の妥当性は冷温臨界試験や臨界試験装置において別途確認されているため、熱水力計算の妥当性が間接的に確認できる)。 ・取替炉心の安全性評価において確認するパラメータのうち熱的余裕は、不確かさを考慮したうえで制限値が設定されている。 ・取替炉心の安全性評価において確認するパラメータのうち、熱的余裕以外のパラメータについては、制限値に対して厳しい側に設定した設計目標を満足することを確認することで、不確かさを

	考慮している。
適用実績	CASMO5/SIMULATE5 の前身となる CASMO-4/SIMULATE-3 は、昭和 63 年より東京電力の取替炉心設計に使用されており、豊富な使用実績を有している。CASMO-4/SIMULATE-3 は、設置許可解析においてコードを使用することの妥当性が平成 9 年に旧通産省により判断されている（添付資料 5）。また、平成 17 年に旧 JNES にコードの妥当性について確認を受けた（添付資料 6）。米国においては、CASMO5/SIMULATE5 の PWR 炉心設計への適用に対するトピカルレポートが NRC に申請・受理されており、PWR 炉心設計への適用が認められている（添付資料 7）

添付資料 1 : BWR 定常炉心解析手法について、TCMO-96001, 東電ソフトウェア株式会社
平成 8 年 9 月

添付資料 2 : S. Lindahl and T. Bahadir, “Evaluation of Gamma Scanning in Oskarshamn2 with SIMULATE-5,” PHYSOR2010, 2010.

添付資料 3 : T. Bahadir and S. Lindhal, “Studsвик’s Next Generation Nodal Code SIMULATE-5,” ANFM2009, 2009.

添付資料 4 : J. Rhode, *et. al.*, “Benchmarking of CASMO-5 ENDF/B-VII Nuclear Data Against Critical Experiments,” ANFM2009, 2009.

添付資料 5 : CASMO/SIMULATE（定常炉心解析手法）の妥当性について、基 0910-2, 原子力発電安全企画審査課, 平成 9 年 5 月 21 日

添付資料 6 : CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムによる BWR 実機炉心解析に関する報告書, JNES/SAE05-029, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 17 年 12 月

添付資料 7 : FINAL SAFETY EVALUATION FOR STUDSVIK SCANDPOWER INC. TOPICAL REPORT SSP-14-P01/028-TR, NRC, 2017.

以上

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 (SIMULATE Ver.3 Kinetics) の概要及び適格性について説明するものである。

2. 解析コードの概要及び適格性

項目	コード名
	SIMULATE
開発機関	Studsvik Scandpower, Inc.
開発時期	1995 年
使用するバージョン	SIMULATE : Ver.3 動特性モデル
使用目的	取替炉心の安全性評価のうち次の項目の評価 ・スクラム反応度曲線
コード概要	<p>SIMULATE : Ver.3 動特性モデル (以下“SIMULATE-3K”という。) は、世界的に幅広く使用される 3 次元炉心核熱水力計算コード SIMULATE-3 に過渡変化を扱うために必要な時間依存の方程式系 (以下, “動特性モデル” という。) が組み込まれたコードであり, 軽水炉の分野では標準的なエネルギー群数の 2 群の中性子拡散方程式, 及び過渡的な熱水力状態の変化への適用性に優れた 5 保存式による過渡の熱水力特性の計算を行ってスクラム反応度曲線を算出する。また, SIMULATE-3K は, 設置 (変更) 許可申請に使用された解析コード (以下“許認可解析コード”という。) と比較して, 過渡時の熱水力については同等なレベルの保存式を解くものの, 中性子の拡散方程式については, 横方向平均の軸方向 1 次元修正 1 群解法で炉心を解く許認可解析コードと異なり, 3 次元で取り扱っている。さらに, 中性子スペクトル及び中性束分布は, 許認可解析コードに用いられた有限差分法より正確な結果を得る近代ノード法を用いて計算している。このため, SIMULATE-3K は, 許認可解析コードと比較して, 異種の燃料が混在した炉心, 複雑な制御棒挿入パターンをもつ炉心などに対し, 取替炉心の設計に応じたより現実的で正確な解析ができるようになっている。</p> <p>なお, 核データについては, 許認可解析コードで用いる核定数セットを計算する格子計算コードと同等か又はより正確な評価値を得る CASMO-4 によって評価された 2 群のマクロ断面積などからなる核定数セットを使用しており, 無限増倍率によって制御棒の制御状態を表現してスクラム反応度曲線を得る修正 1 群の解法と比較してより現実的で正確の計算できる解法を採用していることと相まって, 許認可解析コードと同等以上の評価ができる。</p> <p>SIMULATE-3K の計算モデルの詳細は, 「BWR のスクラム反応度曲線について, TCMO-03001, 株式会社テプコシステムズ, 平成 15 年 7 月」 (添付資料 1) に示している。</p>

<p>コードの適格性</p>	<p>【適格性の判断実績】</p> <p>SIMULATE-3K と同等の定常炉心計算モデルを有する SIMULATE は、平成 9 年に、設置許可解析においてコードを使用することの妥当性が旧通産省により判断されている（「CASMO/SIMULATE（定常炉心解析手法）の妥当性について、基 0910-2，原子力発電安全企画審査課，平成 9 年 5 月 21 日」（添付資料 2））。また、平成 17 年に旧 JNES にコードの妥当性について確認を受けた（「CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムによる BWR 実機炉心解析に関する報告書，JNES/SAE05-029，独立行政法人原子力安全基盤機構，平成 17 年 12 月」（添付資料 3））。</p> <p>【検証及び妥当性確認】</p> <p>上記の状況から、SIMULATE-3K の検証及び妥当性確認は、SIMULATE-3 コードに組み込まれた動特性モデルの適格性の評価にフォーカスしたものとなる。その実施内容は次のとおりであるが、妥当性確認は許認可解析コードと同様に起動試験を対象としているが、異なるプラント、部分挿入試験も含めた幅広い試験、スクラム実績データなどを対象として妥当性確認ケースを大きく拡充している。一方、国際ベンチマーク問題による検証は独自に追加したものである。</p> <p>【検証】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・動特性モデルの妥当性確認ケースは数が限られているため、国際ベンチマーク問題を用いた検証を別途実施した。国際ベンチマーク問題に対する評価結果は、評価の高い他の動特性コードと一致をみただけでなく、検証で確認が必要となる不自然な挙動が一切ないことも確認できている（添付資料 1）。 <p>【妥当性確認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国内 BWR プラントで実施された複数の起動試験の結果及び地震時スクラム実績との比較を実施。炉心平均中性子束の変化について、評価結果は測定データにはほぼ一致し、SIMULATE-3K の中性子及び熱水力の動特性計算の妥当性が示された（添付資料 1）。また、計算されたスクラム反応度を 1 点近似中性子動特性方程式に入力して得た炉心平均中性子束の応答も測定値と一致した。 ・制限値に安全余裕を取った設計目標を設定することで、妥当性確認で定量化された不確かさを考慮することとしている。
----------------	---

添付資料 1：BWR のスクラム反応度曲線について、TCMO-03001，株式会社テプコシステムズ，平成 15 年 7 月

添付資料 2：CASMO/SIMULATE（定常炉心解析手法）の妥当性について、基 0910-2，原子力発電安全企画審査課，平成 9 年 5 月 21 日

添付資料 3：CASMO-4/SIMULATE-3 コードシステムによる BWR 実機炉心解析に関する報告書，JNES/SAE05-029，独立行政法人原子力安全基盤機構，平成 17 年 12 月

以上

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（LAPUR-TSI）の概要及び適格性について説明するものである。

2. 解析コードの概要及び適格性

項目	コード名
	LAPUR-TSI
オリジナル版 開発機関	Oak Ridge National Laboratory (ORNL)
同開発時期	1990年
使用するバージョン	TSIバージョン（テプコシステムズ改良版）
使用目的	取替炉心の安全性評価のうち次の項目の評価 ・核熱水力安定性
コード概要	<p>LAPUR-TSI は、設置（変更）許可申請に使用された解析コード、ODYSY 及び STAIF-PK（以下“許認可解析コード”という。）と同じく核熱水力安定性（チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性）上の減幅比を周波数領域で評価する解析コードである。1点近似の中性子動特性、過渡時の熱水力特性、燃料棒内の熱伝達遅れ特性及びそれぞれの安定性に係る周波数領域の評価に特有な伝達関数の計算を許認可コードと同じ基礎式を用いて解くが、一部の熱水力相関式に世界的に著名ではものであるものの許認可解析コードと異なる式* を使用する点、及び圧力容器内の再循環ループの流路中で単相流であるために評価結果への感度の低い領域を近似モデルによって代替している点に相違がある。</p> <p>LAPUR は ORNL によってオリジナル版が開発されたコードであるが、東京電力プラントの核熱水力安定性の評価に適用するために、許認可解析コードと同様に部分長燃料棒、インターナルポンプなどへの適用のための必要な改良を行って、LAPUR-TSI とした。その計算モデルの詳細を「取替炉心の安定性確認について」自立化時資料」（添付資料 1）に示す。</p> <p>*ボイド率分布、2相流圧損係数などの相関式</p>
コードの適格性	<p>【適格性の判断実績】</p> <p>LAPUR-TSI は、平成 7 年に、取替炉心の安定性解析においてコードを使用することの妥当性が旧通産省により判断されている（「取替炉心の安定性確認について」自立化時資料」（添付資料 1））。</p> <p>【検証及び妥当性確認】</p> <p>LAPUR-TSI の検証及び妥当性確認に係る実施内容は次のとおりであるが、妥当性確認は A 型燃料メーカーの確認実施範囲、B 型燃料メーカーの確認実施範囲の両者を含むだけでなく、ABWR プラントの安定性試験データも対象に含めており、許認可解</p>

析コードと比較して妥当性確認の対象を拡充している。特に、一部の許認可解析コードでは実施していない国際ベンチマーク問題を用いた妥当性確認は、試験ケース、試験データとも充実しているために、LAPUR-TSIの不確かさの確認に有用なものとなっている。

【検証】

多数の妥当性確認実績があるため、妥当性確認結果を通じて、検証で確認が必要となる評価結果に不自然な挙動がみられないことが十分に確認できている。

【妥当性確認】

・国内の炉外熱流動ループで実施された2種の試験装置におけるチャンネル安定性の安定限界出力の測定試験の結果との比較を実施した。試験装置はそれぞれA型、B型の燃料メーカーがチャンネル安定性の妥当性確認に用いたものである。これらに対し、LAPUR-TSIによって評価された安定限界出力は試験値よりも低め、すなわち保守側の結果が得られている。これは減幅比に関しても保守的な結果につながる。

・海外BWRプラントで実施された安定性試験の結果による妥当性確認は、炉心安定性については、国際ベンチマーク問題を含め、A型燃料メーカー及びB型燃料メーカーの許認可解析コードの妥当性確認に用いた対象を全て含んでおり、さらにABWRの試験データを含めて拡充している。一方、領域安定性については、B型燃料メーカーの実施した妥当性確認対象を全て対象に含め、さらに対象を拡充しているが、A型燃料メーカーの実施した妥当性確認対象については、2プラントの試験（Caorso炉及びLeibstadt炉の領域安定性試験）を対象に含めていない。これは両炉が、東京電力が取替炉心の設計対象とする可能性のあるBWR5プラントより前のプラントであることに加えて、燃料も長らく使用されていない古いタイプの8x8燃料であり、ことさら妥当性確認対象に含める理由がないことによる。また、同様な時期の実機試験にKRB-B及びKRB-Cプラントの領域安定性試験があり、試験データが充実していることから国際ベンチマーク問題となっているため、こちらを対象とした妥当性確認で十分と判断したことにもよる。LAPUR-TSIによって評価された減幅比は、炉心安定性、領域安定性ともに、測定値よりもおおむね高めの保守側の結果が得られており（「BWR核熱水力安定性評価の現状と課題」p.4-59, 日本原子力学会, 2001年12月（添付資料2））、取替炉心の安全評価に必要な保守性が確保されている。

・ただし、上記の海外プラント安定性試験結果との比較評価において、一部に非保守側となる評価結果が存在した。これに対しては、制限値に安全余裕を取った設計目標を取替炉心の安全評価時に設定することで、不確かさを取り込んだ保守的な評価を実現している。

添付資料1：「取替炉心の安定性確認について」自立化時資料

添付資料2：「BWR核熱水力安定性評価の現状と課題」p.4-59, 日本原子力学会, 2001年12月

以上