

設置(変更)許可申請書における解析方法と適用希望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 3.7 核設計3.7.3 解析方法	LANCR/AETNA の計算モデル	参考文献
解析全体	<p>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>LANCR/AETNAにおける核的性能の計算は、<u>LANCR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>AETNAによる全炉心核熱水力計算</u>から構成される。</p> <p>LANCRは、添付八の燃料格子解析モデル(二次元多群燃料集合体拡散計算コード)を高度化した、二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群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>AETNAは、LANCRの結果を使用する三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>「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」 (株式会社 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-005 改訂1, 平成28年11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>あらかじめ用意されている核断面積ライブラリと、入力として与えられる集合体設計仕様</u>、<u>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計算</u>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へい効果や、制御棒、ガ</u></p>	<p>左記の通り。</p>	<p>「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」 (株式会社 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-005 改訂1, 平成28年11月)</p>

設置(変更)許可申請書における解析方法と適用希望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 3.7 核設計3.7.3 解析方法	LANCR/AETNA の計算モデル	参考文献
	<p><u>ドリニア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が用いられている。</u></p> <p>単位燃料集合体計算では、<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で計算している。燃焼計算は、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により計算している。</u></p>	<p>添付八の単位燃料集合体計算は少数群二次元拡散モデルで計算しているが、LANCRは少数群二次元輸送モデルで計算している。それ以外は左記の通り。</p>	<p>「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」 (株式会社 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-005 改訂1, 平成28年11月)</p>
全炉心核熱水力計算	<p>全炉心核熱水力計算は、<u>原子炉全体の出力分布計算、燃焼計算、熱水力特性計算、原子炉の停止余裕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を用いる。この計算コードは、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>「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」 (株式会社 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-005 改訂1, 平成28年11月)</p>

設置(変更)許可申請書における解析方法と適用希望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	LANCR/AETNA の計算モデル	参考文献
減速材ボイド係数	<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>	左記のとおり。	「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」 (株式会社 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-005 改訂1, 平成28年11月)

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

(1) LANCR

対象：燃料集合体核特性計算コード

項目 \ コード名	LANCR
使用目的	集合体核特性解析
開発機関	(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
開発時期	2005 年
使用したバージョン	Ver.1
コードの概要	LANCR Ver.1 ^{[1][2]} は (株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンにより開発された燃料集合体核特性計算コードである。本解析コードは燃料集合体形状や燃料組成などの設計情報と評価済み核データファイルに基づいて処理された核データライブラリに基づき燃料集合体の核特性（無限増倍率や均質化断面積）などを計算する。従来の燃料集合体核特性計算コードに対し、核データライブラリを更新しエネルギー多群の中性子輸送計算法を採用することで計算モデルの信頼性を向上させている。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	本解析コードは、(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンの計算コード管理に関する社内規程に基づき開発・検証・妥当性確認がなされており、検証および妥当性確認に於いては、各種の臨界試験や照射後試験、ベンチマーク問題やモンテカルロ計算との比較により実施され不確かさが評価されている。詳細は参考文献[2]に示す。

[1] K. Azekura, H. Maruyama, T. Ikehara and M. Yamamoto, “Development of a BWR Lattice Analysis Code LANCR Based on Improved CCCP Method”, Advances in Nuclear Fuel Management III, Hilton Head Island, South Carolina USA (2003)

[2] (株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, “炉心核熱水力特性解析システム システム全般”, GLR-005 改訂 1 システム編, 平成 28 年 11 月

(2) AETNA

対象：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

項目	コード名 AETNA
使用目的	炉心核熱水力計算
開発機関	(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
開発時期	2005 年
使用したバージョン	Ver.1
コードの概要	AETNA Ver.1 ^{[1][2]} は (株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンにより開発された三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードである。本解析コードは原子炉の燃料配置や運転条件などの入力を基に、核・熱水力結合計算によって炉内出力分布などを求める。従来の三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードに対し、燃料集合体内の中性子の空間分布の取り扱いを高度化しエネルギー群数を増やすことで計算モデルの信頼性を向上させている。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	本解析コードは、(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンの計算コード管理に関する社内規程に基づき開発・検証・妥当性確認がなされており、検証および妥当性確認に於いては、実機運転データ、各種熱水力試験、ベンチマーク問題やモンテカルロ計算との比較により実施され不確かさが評価されている。詳細は参考文献[2]に示す。

[1] T. Iwamoto, M. Tamitani, B. Moore, “Methods, Benchmarking and Applications of BWR Core Simulator AETNA”, Advances in Nuclear Fuel Management III, Hilton Head Island, South Carolina, USA (2003)

[2] (株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, “炉心核熱水力特性解析システム システム全般”, GLR-005 改訂 1 システム編, 平成 28 年 11 月