

次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ

(1) モデル V&V および UQ の考え方

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

(1) Outline of V&V and UQ procedure

*大釜 和也¹, 池田 一三², 石川 眞¹, 菅 太郎³, 大木 繁夫¹

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 三菱 FBR システムズ, ³ 三菱重工業

日本原子力学会によるシミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインを踏まえ、次世代高速炉の核設計手法のモデル V&V および UQ の基本的考え方を構築した。

キーワード： Verification, Validation, Uncertainty Quantification, Neutronics design, SFR

1. 緒言

シミュレーションの信頼性確保のための方法としての Verification and Validation (V&V) および Uncertainty Quantification (UQ) に関する検討が国内外において行われている。国内では、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」(以下、ガイドライン) が、日本原子力学会の標準として策定された。このガイドラインは、広範なシミュレーション分野を対象とした信頼性評価の基本的考え方であるため、個別分野への適用においては、当該分野の技術的特徴を考慮した方法構築が必要である。そこで、本ガイドラインに基づき、次世代高速炉核設計の V&V および UQ の基本的考え方を構築した。ここでは、ガイドラインと核設計 V&V の対応および核設計における UQ の方法論について述べる。

2. 基本的考え方

次世代高速炉の核設計には決定論を適用し、基準計算値に対して、種々の詳細計算による補正を適用して最確評価を行うこととしている。ここでは、この決定論・最確評価手法により得られる設計対象炉心(75万 kWe ナトリウム冷却高速炉)の核特性の解析結果における不確かさを定量化する考え方を構築した。

決定論による解析結果の不確かさは、1)解析モデルに起因する不確かさ、2)核データに起因する不確かさ、3)その他の要因(例えば、燃料の組成・寸法などの製造公差等、解析の入力と実物の違いに起因する不確かさ、ここでは、「実体系起因不確かさ」と称する)。これらを定量化することで、フルモックアップ体系のない設計対象炉心の不確かさを評価する。

解析モデル不確かさは、近似度の少ない解法による参照解との比較により得る。3次元の As built 体系を解析対象とする連続エネルギーモンテカルロ法では、解析体系の形状のモデル化、エネルギー群縮約、適用理論等における近似が少ないため、統計誤差が十分に小さくなるヒストリー数を確保すれば、厳密な理論解に近い解析結果を得ることができる。したがって、設計対象炉心のモンテカルロ法による参照解との比較により、決定論・最確評価値の解析モデル不確かさを定量化できる。

設計対象炉心の核データ起因不確かさは、核データ(JENDL-4.0)の不確かさである共分散と、設計炉心の感度係数(核データの単位変動量当たりの核特性の変動量)により評価することができる。感度係数には、炉心サイズ・形状・組成などの解析対象の特徴が反映されるため、核データ共分散に感度係数を乗じることにより、設計対象炉心の核特性の核データ起因不確かさを定量化できる。なお、核データと共分散の妥当性については、原子力機構が整備した高速炉実験データベースの実験解析により確認してきている。

今後、製造公差等を考慮した実体系起因不確かさ評価方法を検討し、解析モデル不確かさおよび核データ起因不確かさとあわせて、設計対象炉心の核特性の不確かさを定量化する予定である。

Kazuya Ohgama¹, Kazumi Ikeda², Makoto Ishikawa¹, Taro Kan³ and Shigeo Ohki¹

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² Mitsubishi FBR Systems, ³ Mitsubishi Heavy Industries.