

# 統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討

## (1) 全体計画

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

### (1) Overview

\*原田 健一<sup>1</sup>, 金子 浩久<sup>2</sup>, 宮地 孝政<sup>3</sup>, 滝井 太一<sup>4</sup>, 本谷 朗<sup>5</sup>

<sup>1</sup>中部電力, <sup>2</sup>GNF-J, <sup>3</sup>NFI, <sup>4</sup>日立 GE, <sup>5</sup>東芝

本シリーズ発表では、統計的安全評価手法における核的パラメータの不確かさに関する検討に関連し、核データライブラリ不確かさおよび製造公差の影響について報告する。発表(1)では、全体計画を示す。

**キーワード：** BWR, 統計的安全評価手法, 不確かさ

### 1. 緒言

現在、国内における BWR のプラント過渡に対する安全解析は、1点近似動特性モデルと保守的条件の組み合わせにより行われることが多いが、炉心燃料の高度化に伴い、3次元動特性モデルを用いた統計的安全評価手法の導入の必要性が高まってきている。統計的安全評価手法においては、3次元動特性モデルを備えた最適評価 (BE) コードを用いて、モデルや入力データの不確かさを考慮した統計解析を行う。その際、安全評価において判断基準への適合性を確認する上で、不確かさを定量化することは非常に重要であり、従来考慮されてきた不確かさ要因に加え、プラント過渡事象の模擬において入り込む可能性のある不確かさ要因を網羅的に抽出し、またその影響度に応じて、明示的に不確かさ要因として考慮するのか、その他の保守性に含めて考慮するのかといった取扱いを決定する必要がある。

### 2. 全体計画

プラント過渡解析を行う上で、現行の評価システムは燃料集合体計算コード、3次元炉心計算コード、3次元原子炉過渡解析コードで構成されており、この一連の解析フローにおける不確かさを定量化する。ここで不確かさは、(A) 概念モデル、(B) 数学的モデル、(C) 入力データ、計算条件、(D) その他、の不確かさに分類することができる。例えば、(A)、(B) に対しては試験結果や連続エネルギーモンテカルロ核計算との比較を行うことで、不確かさを定量化する。(C) に対しては、核データライブラリ、燃料集合体計算におけるチャンネル内ボイド分布、経年変化 (チャンネル曲り、制御棒減損)、プラントヒートバランスによる不確かさなどがある。これらは、従来はノミナル値を用いることが一般的であったが、これらの不確かさを解析コードに取り込んだ評価を行うことで、その影響度を確認し、統計的安全評価手法における取り扱いについて検討する。

### 3. 結論

本シリーズ発表では、次の内容について報告する。①共分散核データを用いた燃料集合体計算、3次元炉心計算、3次元原子炉過渡解析過渡解析までの一貫した評価に基づき、負荷遮断バイパス弁不作動事象に対する核データライブラリ不確かさの影響度が小さいこと及び現行の統計的安全評価手法の適用性を確認した。②同じく燃料製造公差の影響についても同様の評価を行い、その影響度が小さいことを確認した。

今後、プラントヒートバランス、熱水力モデルによる不確かさについても定量化し、TRAC を用いた統計的安全評価手法における不確かさの取り込み方法を検討していく。

\*Kenichi Harada<sup>1</sup>, Hirohisa Kaneko<sup>2</sup>, Takamasa Miyaji<sup>3</sup>, Taichi Takii<sup>4</sup> and Akira Mototani<sup>5</sup>

<sup>1</sup> Chubu Electric Power Co., Inc, <sup>2</sup> GNF-J, <sup>3</sup> NFI, <sup>4</sup> Hitachi GE, <sup>5</sup> Toshiba