

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 (4) 製造公差の静特性解析及び過渡解析への影響

Study on Uncertainty Propagation due to Nuclear Analysis Codes on Statistical Safety Evaluation Method
(4) Influence of Manufacturing Tolerance to Static and Transient Analyses

*宮地 孝政¹, 中村 良輔¹, 渡嘉敷 幹郎¹, 原田 健一²

¹原子燃料工業 (株), ²中部電力 (株)

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のうち、燃料の製造公差の影響を示す。

キーワード : BWR、統計的安全評価手法、不確かさ、プラント過渡解析、製造公差、 Δ MCPR

1. 緒言 現行のプラント過渡解析評価手法においては、燃料の製造公差による影響はSLMCPR 評価においては考慮しているものの、反応度係数、スクラム特性などについては考慮していない。燃料の製造公差の影響を取り込んだ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によるプラント過渡解析を行い、その影響を評価した結果を示す。

2-1. 解析対象と事象 9×9 燃料 (B 型) を装荷した ABWR プラント、平衡サイクル炉心を対象に、「発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動」事象についてプラント過渡解析を行い、 Δ MCPR (定常時 MCPR からの過渡時最大変動量) を評価した。なお評価は、事象が厳しくなるサイクル末期で実施した。また使用コードは、改良 NEUPHYS^[1] (燃料集合体計算コード)、改良 COS3D^[2] (3次元炉心計算コード)、TRAC-BF1/COS3D^[3] (3次元原子炉過渡解析コード) を用いた。

2-2. 燃料の製造公差のモデル化 燃料の製造公差として、ペレットの外径・密度・濃縮度、等を対象とし、当該公差を 2σ とする正規分布にしたがって各公差項目の摂動量をランダムに生成 (ただし、各公差項目間の相関無視、公差を超える摂動量は評価ケースから除外) し、当該摂動量を各燃料棒単位で改良 NEUPHYS 入力へ反映した。また解析のモデル化上、以下の簡略化を行った。

- (a) 計算コード上の制約のため、集合体内の 1/2 対称位置の燃料棒に対しては、同一の摂動量を与えた (全 72 本中、摂動のバリエーションは 39 本分用意)。
- (b) 平衡炉心を作成する都合上、同位置に装荷される取替燃料の摂動量として同一のものを用いた。
- (c) 1/4 炉心体系でも、十分、現実的な模擬が可能と考えられることから、1/4 対称性を仮定した。
- (d) Δ MCPR への有意な感度が得られるよう、燃料棒の上半分と下半分で異なる摂動量を与えた (Δ MCPR への影響が支配的なパラメータとして「ボイド係数」と「スクラム反応度に影響のある『軸方向出力分布』」があるが、左記は後者の「軸方向出力分布」への影響を最大化するため)。

2-3. 評価結果 乱数シードが互いに異なる複数炉心の解析の結果、「過渡開始時の初期 MCPR で規格化した Δ MCPR」変動量の標準偏差は 0.0007 であった。各パラメータの影響の大小を把握するため、「各パラメータが Δ MCPR へ与える感度係数 (Δ MCPR を y , 表 1 の各パラメータを x_i としてフィッティング式にフィッティングした際の係数として評価)」と「パラメータ x_i 間の共分散」より、表 1 の結果を得た (表 1 から推定される Δ MCPR 変動量の標準偏差は 0.0005 であり、前記直接計算の結果 0.0007 を概ね再現)。また表 1 より、支配的なパラメータは「スクラム指標値」と「MCPR 発生バンドルのバンドル出力」であり、何れも「三次元出力分布関連パラメータ」である。ボイド係数や遅発中性子割合などは、炉心全体での摂動量の平均化過程 (燃料棒、集合体間での摂動効果の相殺) によって「影響が小さくなった」と考えられる。

3. 結論 燃料の製造公差が Δ MCPR へ与える影響は、標準偏差で 0.0007 と小さかった (その直接的要因は「三次元出力分布の変動によるものが主」と見られる)。したがって、「統計的安全評価手法において考慮すべき変動パラメータ」としては有意でないことが確認された。

参考文献

- [1] Y. KANAYAMA, et al., "Validation of NFI BWR Fuel Assembly Design Code NEUPHYS with Critical Experiment," ANFM 2009.
- [2] M. TOKASHIKI, et al., "Validation of NFI BWR Nuclear Design system for MOX loading Core Analysis: Tracking Analysis of Gundremmingen Unit B," ANFM 2009.
- [3] A. UI, et al., "Peach Bottom 2 Turbine Trip Simulation using Best Estimate Coupled 3-D Core and Thermal-Hydraulic System, TRAC-BF1/COS3D," PHYSOR 2002.

*Takamasa Miyaji¹, Ryosuke Nakamura¹, Mikio Tokashiki¹ and Kenichi Harada²

¹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ²Chubu Electric Power Co., Inc.

表 1 各パラメータの不確かさ伝播量^{注1} ($\times 10^{-7}$)

	x1	x2	x3	x4	x5
x1	0.1	0.0	0.0	-0.2	-0.4
x2		0.2	0.0	0.1	-0.4
x3			0.1	-0.1	-0.4
x4				1.0	-0.2
x5					2.9

凡例 :

- x1: ボイド係数
- x2: 遅発中性子割合、
- x3: MCPR 発生位置の R 因子
- x4: MCPR 発生位置のバンドル出力
- x5: スクラム指標値

注 1 :

$$\left(\frac{\partial f}{\partial x_i}\right)^2 \cdot V(x_i) \text{ or } 2 \cdot \left(\frac{\partial f}{\partial x_i}\right) \left(\frac{\partial f}{\partial x_j}\right) \cdot COV(x_i, x_j)$$