

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

(6) プラントデータ不確かさの動特性解析への影響

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

(6) Influence of plant data uncertainty to dynamic analysis

*望月 康平¹, 鍵山 留衣¹, 山田 雄士¹, 原田 健一², 山名 哲平³, 金子 浩久³, 本間 雄滋³

¹ 日立 GE, ² 中部電力, ³ GNF-J

BWR 電力共同研究として、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を実施している。2017 春の年会で、(1)全体計画、(2)共分散核データの静特性解析への影響、(3)共分散核データの過渡解析への影響、(4)製造公差の静特性解析及び過渡解析への影響について報告した。今回はプラントデータ不確かさの影響について報告する。

キーワード: BWR, 統計的安全評価, 不確かさ, プラントデータ, ランダムサンプリング法, TRACG

1. 緒言

プラントの測定データの不確かさ(以降、プラントデータ不確かさと呼ぶ)によって、出力分布や反応度特性が変わり過渡解析結果が影響を受ける。その影響量を、炉心計算コード AETNA¹⁾と動特性解析コード TRACG を一貫して実行するランダムサンプリング評価によって定量化した。本報では、TRACG による動特性解析について報告する。

2. プラントデータ不確かさの定量化

摂動パラメータには、SLMCPR 評価を参考にして原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の3つを選定した(表1)。対象プラントは ABWR, 対象事象は発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動とした。原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の摂動によって、静的な炉心特性が影響を受けることに加え、初期ボイド率が変化し過渡変化中の印加反応度が変化することや、初期再循環ポンプ速度が変化しポンプトリップ時の流量低下率が変化すること等により、 Δ MCPR/初期 MCPR が変化した。解析結果から、事象が厳しくなるサイクル末期(EOC)において、 Δ MCPR/初期 MCPR の標準偏差は 0.008, 95%信頼水準/95%累積確率値はノミナル値+0.013 であった。

表1. 摂動パラメータ設定

パラメータ	相対標準偏差
原子炉出力	2%
原子炉圧力	0.5%
全炉心流量	6.0%

3. 静的特性と動的特性の個別影響評価

炉心状態をノミナルで固定し、TRACG においてのみ表1の摂動パラメータを統計的に振ることで、静的な炉心特性の影響を除いた場合のプラントデータ不確かさの影響を評価した。その結果、 Δ MCPR/初期 MCPR の標準偏差は 0.005, 95%信頼水準/95%累積確率値はノミナル値+0.005となり、静的な炉心特性の影響を除いた、プラントパラメータの過渡的な挙動の変化(動的特性)のみの影響量は大きくないことが確認された。また、上記動的特性の Δ MCPR/初期 MCPR への影響量と、本報告前段の(5)プラントデータ不確かさの静特性解析への影響 において実施した、静的特性のみの評価における影響量を足し合わせると、2.において実施した、炉心計算と動特性解析を一貫して実行するランダムサンプリング評価によって得られた Δ MCPR/初期 MCPR への影響量とよく一致しており、静的特性と動的特性の影響を個別に評価することの妥当性が確認された(図1)。

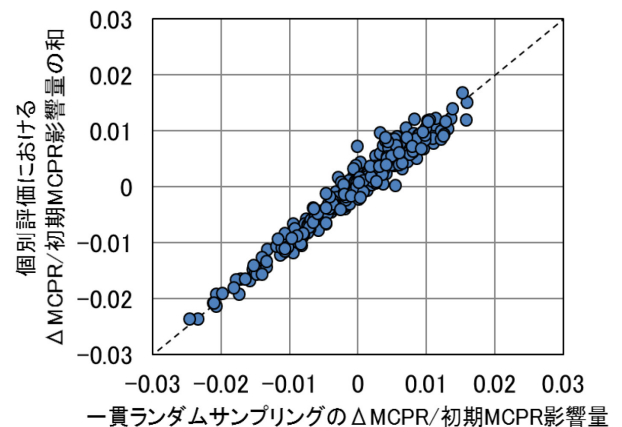


図1. 一貫ランダムサンプリングとの比較

参考文献

[1] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

*Kohei Mochizuki¹, Rui Kagiya¹, Takeshi Yamada¹, Kenichi Harada², Teppei Yamana³, Hirohisa Kaneko³, Yuji Honma³

¹ HGNE, ² Chubu Electric Power Co., Inc, ³ GNF-J