

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発

(受託者)株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

(研究代表者)田代祥一 炉心設計部

(再委託先)国立大学法人福井大学

(研究期間)平成27年度～29年度

1. 研究の背景とねらい

(研究の背景)

福島事故後の新規制基準策定段階において、燃料の健全性を維持する観点から、原子炉停止時における反応度誤投入への対応について議論が行われた。その1つの解決策として、未臨界監視が提案された。もし、未臨界監視が実現すれば、制御棒の誤引抜や燃料の誤装荷といった反応度誤投入事象を検知でき、原子力発電所の安全性を大きく向上することが期待できる。

未臨界度の測定は様々な方法が開発されている（パルス中性子法、炉雑音解析法、中性子源増倍法、反応度計等）。しかしながら、商用炉の未臨界監視に実用化されたものは存在しない。これには2つの理由が考えられる。1つ目は、停止中の炉心には制御棒が多数本挿入されており、臨界に至るまでに十分な余裕がある事に加え、炉心シミュレータにより未臨界度を高精度に予測できるため、監視の必要性が無いと考えられていた事である。2つ目は、例えば未臨界度の監視に反応度計モデル（図1）を適用する場合、中性子検出器への実効的な中性子源強度を高精度に評価する事や、検出信号からノイズ成分を適切に除去する事が必要であるが、これらが技術的に難しい事である。

基礎式（遅発中性子先行核6群 動特性方程式）

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{\text{eff}}}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + Q(t) \\ \frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \end{cases}$$

n : 中性子束（出力）
 C_i : i グループの遅発中性子先行核数
 β_i : i グループの遅発中性子発生割合
 λ_i : i グループの遅発中性子先行核の崩壊定数
 ρ : 反応度
 Λ : 遅発中性子生成時間
 Q : ソースターム（中性子源強度）

反応度評価式

$$\rho(t) = \beta_{\text{eff}} + \Lambda \frac{d}{dt} [\ln n(t)] - \frac{1}{n(t)} \sum_{i=1}^6 \beta_i \left\{ n(0) e^{-\lambda_i t} + \lambda_i \int_0^t e^{-\lambda_i(t-\tau)} n(\tau) d\tau \right\} - \frac{Q(t) \cdot \Lambda}{n(t)}$$

図1 反応度計モデル

(研究のねらい)

本研究は停止中の原子力発電所で適用できる未臨界監視手法を開発する事がねらいである。具体的には、マイクロ燃焼モデル^[1]を備えた BWR 炉心シミュレータ AETNA^[2]により、原子炉停止時における実効的な中性子源強度を高精度に評価する事を試みる。さらに、反応度計開発で培われてきたノイズフィルタ技術を用いて原子炉停止時の高ノイズ環境における検出信号から適切にノイズ成分の除去を行う事を試みる。そしてこれらの技術を組み合わせることによって、世界で初めての停止時未臨界監視手法の実現を目指す。

2. これまでの研究成果

2. 1 決定論コードによるソースタームの評価

(概要)

1 点炉逆動特性法に基づく原子炉の反応度測定手法はよく知られている^[3]。この方法は空間分布の効果を無視している点以外は厳密な式であり、中性子源強度 $Q(t)$ が既知の場合は、反応度を精度良くかつ高速で評価できる。しかし運開（燃焼）後原子炉の場合、ソース強度を決める事が課題であった。そこで、中性子源核種をマイクロ燃焼モデルで評価できる決定論コード AETNA により、検出器応答、実効増倍率を評価し、1 点炉逆動特性法に基づく反応度計のソースタームを逆算により評価する手法を検討した。

(研究)

定常炉心（反応度計モデルの $t = 0$ ）では、検出器応答 $n_{\text{検出器}}$ と反応度 ρ 、検出器毎の実効的ソース強度 $Q_{\text{検出器}}$ は以下の式で近似できる。

$$\rho_{\text{検出器}} = \frac{-Q_{\text{検出器}} \cdot \Lambda}{n_{\text{検出器}}} \quad (1)$$

厳密なソース強度の評価に基づく AETNA の三次元中性子束分布から、(1)式の $Q_{\text{検出器}}$ 以外の項は評価できるので、検出器毎に $Q_{\text{検出器}}$ の逆算が可能である。つまり、事前に既知のシャフリング手順の全ステップ毎の $Q_{\text{検出器}}$ を(1)式から逆算しておけば、それが監視中の検出器毎に反応度計で設定すべき $Q_{\text{検出器}}$ となる。制御棒誤引抜があった場合、相対的な印加

反応度は時間積分項から評価できるので、ソース項の変化が小さいとすれば、時間積分項と事前に設定したソース項から炉心反応度の監視が期待できる。実運用では、シャフリングとともに変化する実効強度 $Q_{\text{検出器}}$ の設定が問題となる。そこで、ステップ毎の強度については、定期的な操作員の入力により区間近似値を離散的に設定できるとし、仮想 BWR の炉内シャフリングのシミュレーションにより急激な反応度印加がない場合の反応度監視装置の実効増倍率の精度について、検出器応答のもとになる AETNA の実効増倍率との比較で評価した結果を図 2 に示す。

(結論)

図 2 より、操作員から 1.6 日間隔でステップ情報が入力される場合、その間の強度を一定値としても炉心計算結果の実効増倍率と監視装置の差は RMS で 0.2%dk 程度であり、監視には十分な精度と言える。

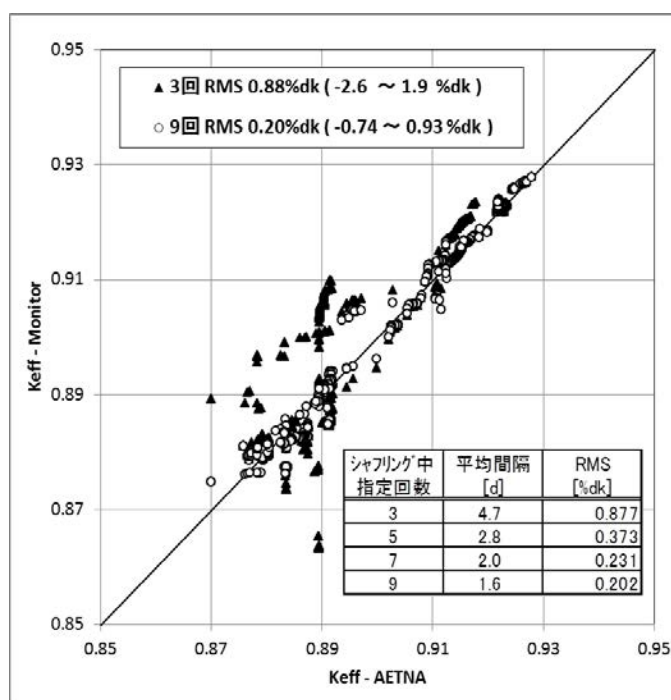


図 2 反応度監視装置の予測精度 (AETNA との比較)

2. 2 反応度計モデルの未臨界監視適用性検討

(概要)

未臨界状態における反応度の評価には、外部中性子源の強度情報と、中性子束レベルが低いことによる中性子束信号に含まれるノイズ成分の除去が必要である。そこで、知られている 3 種の反応度計について、BWR の燃料シャフリングを模擬した信号を用いて検討を行った。

(研究)

中性子源強度評価法、並びにその際得られる各検出器の応答を用いた。この解析では燃料移動ステップごと定常時の検出器応答のみが得られることから、燃料移動中の時間幅を模擬するため、これらの一点の定常データを一定時間間隔に拡張し、さらにランダムノイズを付与して中性子検出器の応答とした。この信号をそれぞれの反応度計に入力し、ノイズ除去特性を比較した。検討対象の反応度計は、それぞれのノイズフィルタ方式が異なる以下の 3 種類である。

- 逆動特性方式 (IPK)
- 拡張カルマンフィルタ方式 (EKF) ^[4]
- 単純フィードバック法 (SRE) ^[5]

評価結果の例を図 3 に示す。各反応度計のノイズフィルタ性能は、各反応度計のシステムパラメータにより異なるが、これらのパラメータをうまく調整することにより、ほぼ同等のノイズフィルタ性能が得られることがわかる。

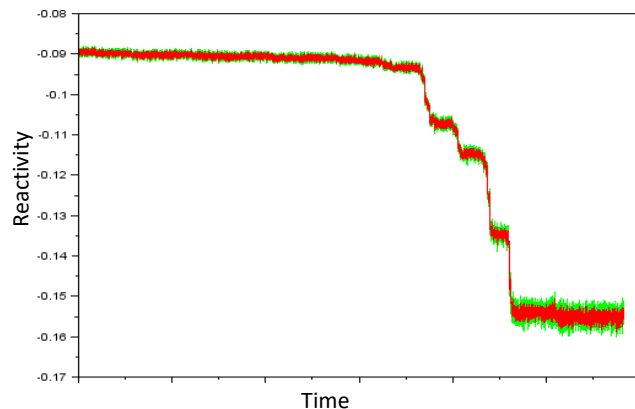


図 3 未臨界評価結果

(結論)

3 種の反応度計について、BWR の燃料シャフリングを模擬した中性子検出器信号を用いて、ノイズフィルタ性能の比較を行った。その結果、それぞれの反応度計のシステムパラメータを適切な値に設定することにより同等のノイズフィルタ性能が得られることがわかった。このため、発電所現場における異常時の対応性や、ノイズレベルに応じたシステムパラメータの調整の容易さ等をさらに比較検討し、実用監視装置の実現に備えたい。

3. 今後の展望

3. 1 実機信号を用いた評価手法の検証

これまでの研究では、炉心シミュレータ AETNA の解析に基づく模擬信号を用いて各種の検討を行った。シミュレータは実機で試験が困難な様々な状況を模擬できるため、多角的な検討が行える利点がある。しかしながら、実機信号にはモデル化が困難な様々なノイズ成分が含まれており、これらのノイズ成分が未臨界監視に影響を与えることが考える。そのため、未臨界監視手法を実用化する上では、実機信号を用いた開発手法の検証が不可欠である。

今回、北陸電力株式会社の協力を得て、原子炉停止中の SRNM 時系列信号の提供を受けた。今後は、この実機信号に基づいて、開発手法の妥当性を検討する予定である。

3. 2 製品化及び実機適用

研究完了後には、開発手法に基づき未臨界監視装置のシステム製品化を行う。既存の検出器信号を用いることで未臨界監視が可能であることから、特別な工事をすることなく国内外の多くのBWRプラントに展開が可能と考えている。製品化及び実機適用により国内外の原子力発電所の安全性向上に寄与することを計画している。

3. 3 BWR 以外への適用性検討

当開発手法における未臨界監視の三要素は以下である。(図4)

- 中性子増倍体系
- 中性子検出器
- パラメータ評価 (炉心シミュレータ等)

通常の商用炉・研究炉はこれら三要素を基本的に備えているので、当開発手法を比較的容易に適用することが可能と考えている。

また、福島第一原子力発電所の事故においては、使用済み燃料プールの除熱機能に問題が発生し、プール内の燃料の破損・未臨界性が議論となった。本研究の成果により、原子炉の核計装を用いて未臨界監視が有効に達成できる場合、その技術を燃料デブリ取出し時の炉心未臨界監視、又は使用済み燃料プールの未臨界監視という新たな分野への適用が考えられる。

研究成果に基づいて、BWRのみならず臨界管理が必要な施設における未臨界監視への適用性を検討する。

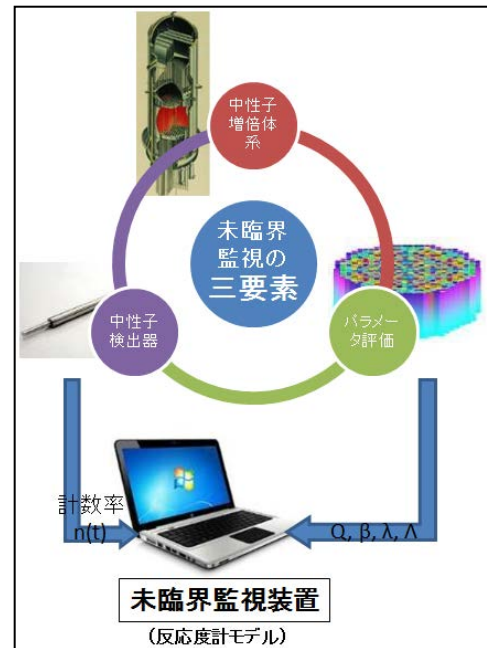


図4 未臨界監視の三要素

4. 参考文献

- [1] Watanabe, M., et al., “Measuring the Photoneutrons Originating from $D(\gamma, n)H$ Reaction after the Shutdown of an Operational BWR,” J. Nucl. Sci. Technol. 46, No. 12, p. 1099 (2009)
- [2] M.Tojo, et al., “Development of the neutron source evaluation method and predictor of SRM/SRNM count rate in BWR simulator,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 52(7-8), pp. 970-978, (2015)
- [3] Y. Shimazu, et al., “Development of a digital reactivity meter and a reactor physics data processor,” Nucl. Technol. 77, 247-254, 1987.
- [4] T.U. Bhatt, et al., “Estimation of sub-criticality using extended Kalman filtering technique,” Annals of Nuclear Energy (60) 98-105, (2013)
- [5] Y. Shimazu, “A simple procedure to estimate reactivity with good noise filtering characteristics,” Annals of Nuclear Energy (73) 392-397, (2014)