

**1. 緒言** 福島第一(1F)の燃料デブリ取り出し作業では、作業に伴う条件変化によって燃料デブリが臨界に近づく可能性があるため、どの程度臨界未満の安全な状態にあるのかを示す未臨界度 $-\rho$ の定量評価が重要である。これまでに、未臨界定常状態における核分裂連鎖反応に起因した中性子数のゆらぎ(炉雑音)に基づき、事前評価された一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間 $\Lambda$ , 実効遅発中性子割合 $\beta_{\text{eff}}$ )を利用して未臨界度を測定する手法が提案されてきた。しかし、一点炉動特性パラメータ評価には、体系の幾何形状や核種分布などの詳細情報を事前に把握する必要があり、内部状態に関する情報が乏しい 1F のような体系では、推定される未臨界度に大きな不確かさが伴うという課題があった。本研究では、炉雑音中の遅発中性子成分に注目することで、詳細な体系情報を必要とせず、炉雑音データのみから未臨界度の絶対値を測定可能な手法の開発を目的とした。さらに、極めて臨界に近い未臨界体系から深い未臨界体系および非増倍体系へ提案手法を適用し、その妥当性を広い反応度条件で確認した。

**2. 提案手法** 提案手法では、炉雑音中の遅発中性子成分を高感度で抽出するため、ラグ 1 自己共分散に基づく解析に注目した。ラグ 1 自己共分散 $R(T)$ は検出時間幅 $T$ で連続的に計数された中性子数 $C_n(T)$ に対して、ある計数 $C_n(T)$ とその直後(ラグ 1)の計数 $C_{n+1}(T)$ との共分散として定義される量である。ラグ 1 自己共分散解析では、その理論式を $R(T) = \sum_{j=1}^7 R_{\infty,j} (1 - e^{-\omega_j T})^2 \dots (1)$ のように表現できる。(1)式は遅発中性子成分( $j = 1-6$ )および即発中性子成分( $j = 7$ )に対応する指数関数的飽和関数の足し合わせとして表現でき、特に遅発中性子成分に対応する飽和値 $R_{\infty,j}$ が従来手法と比べて増幅されるため、遅発中性子成分を高感度で抽出可能である。さらに、(1)式はドル単位の未臨界度 $-\rho/\beta_{\text{eff}}$ 、一点炉動特性パラメータの比 $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ および比例係数 $d$ のみを変数とする低次元化モデル式に帰着できるため、測定値に対して(1)式を最小二乗フィッティングすることで、未臨界度の推定が可能である。

**3. 適用結果** 広い反応度条件で提案手法の妥当性を確認するため、全 4 体系に対して本手法を適用した。対象体系は、未臨界が深い順に、ポリエチレン非増倍体系、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の炉停止状態、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の炉停止状態、さらに KUCA における極めて臨界に近い体系である。これらの体系で測定された炉雑音データに対して、それぞれラグ 1 自己共分散を解析した(図)。その結果、増倍体系では検出時間幅 $T > 10^{-2}$  sで、遅発中性子成分に起因する立ち上がりが確認されたのに対し、核燃料を含まないポリエチレン非増倍体系では、この変化は観察されなかった。さらに、増倍体系に対して、未臨界度を推定した結果、体系間の未臨界度の大小関係を整合的に捉えられていることを確認した。以上より、新たに考案したラグ 1 自己共分散解析によって、広い反応度条件で、炉雑音データのみから未臨界度絶対値を評価可能であることを実証した。

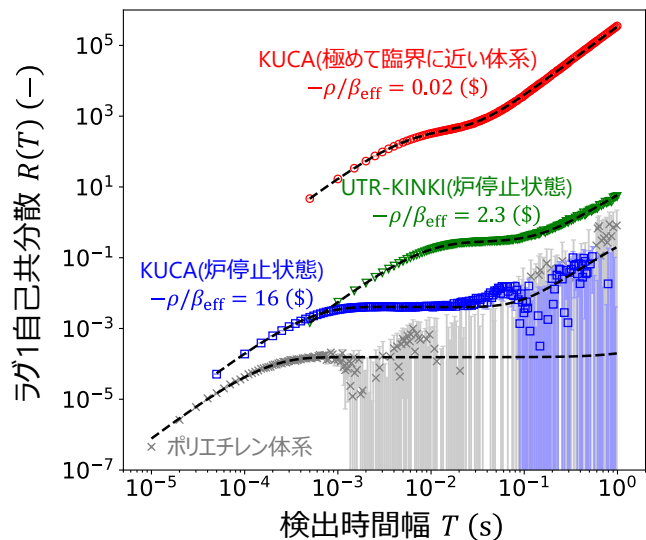


図 ラグ 1 自己共分散とフィッティング結果