福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（2） -パッシブ中性子法-

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (2) -Passive Neutron Technique-

*能見 貴佳[1]，長谷 竹晃[1]，小菅 義広[2]，白茂 英雄[1]，浅野 隆[1]
[1]原子力機構，[2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究の一環として、パッシブ中性子法の適用性をシミュレーションにより評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定

1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料技術開発センターでは福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質（Pu 及び U）定量技術へのパッシブ中性子法の適用性評価を実施している。本発表では、燃料デブリ中の核燃料物質定量のためのパッシブ中性子法の原理及びパッシブ中性子法に対する特性研究のフェーズ１の評価結果について報告する。

2. パッシブ中性子法による燃料デブリ中の核燃料物質の定量手法の原理

従来の MOX 新燃料中の核燃料物質定量のためのパッシブ中性子法では、Pu 由来の中性子同時計数値※1 と Pu-240 実効質量※2 の相関関係を利用し、中性子同時計数値を計測することにより、Pu-240 実効質量を定量してきた。一方、燃料デブリでは、主要な中性子は、Cm-244 由来であり、Pu 由来の中性子と弁別できないため、Pu-240 実効質量の直接測定は困難である。このため、燃料デブリを対象としたパッシブ中性子法では、中性子同時計数値から Cm-244 実効質量※3 を定量し、γ線計測または計算コードより得られた燃料組成情報（Cm-244/Pu 比など）と組み合わせ、間接的に核燃料物質を定量する。

なお、燃料デブリには、新燃料と同様の中性子増倍効果の他、それに含まれる Gd-155,157,B-10 などの中性子吸収効果により、中性子同時計数値と Cm-244 実効質量の相関関係が著しく低下することによる誤差の増大が懸念される。これに対応するため、使用済み燃料測定の課題となる中性子増倍吸収効果を評価するためロスアラモス研究所が現在開発中の Differential Die-away Self-Interrogation（DDSI）法[1]を用い、補正することとした。

※1 核分裂由来の時間相関のある中性子の計数値

※2 試料中の自発核分裂性核種(Pu-238、Pu-240 及び Pu-242)の量を中性子発生割合で Pu-240 量に換算した値

※3 試料中の自発核分裂性核種(Pu-238、Pu-240、Pu-242 及び Cm-244)の量を中性子発生割合で Cm-244 量に換算した値

3. 収納容器内の物質組成の変動に起因する不確かさの評価

乾式貯蔵及び湿式貯蔵の共通モデル（フェーズ１）について、シミュレーションを行い、得られた中性子同時計数値等から評価した Cm-244 実効質量の解析値とモデルへのインプット値（真値）の相対差を評価することにより、「燃料デブリ組成の変動に起因する不確かさ」を求めた。

中性子増倍吸収効果補正前後の不確かさを比較した結果、中性子吸収効果の大きい中性子吸収材を多く含むモデルに関する不確かさは、補正により大幅に低減されることを確認した。このことから、DDSI 法は、燃料デブリに対しても有効であると考えられる。

湿式貯蔵と乾式貯蔵の不確かさを比較した結果、湿式貯蔵では最大約 15%（Gd 含有率、水分含有率変動モデル）、乾式貯蔵では最大約 5%（水分含有率変動モデル）であった。これは、収納容器内に存在する水が、中性子を熱化することにより、不確かさの要因となる中性子増倍・吸収効果の増加及び検出効率の変動に寄与しているためと考えられる。これらのことから、本手法の適用にあたっては、収納容器内の水分の有無及び水分含有率の変動の範囲について、留意する必要がある。

4.今後の予定

デブリの偏在に起因する不確かさ（フェーズ 2）及び実際の測定を模擬した不確かさ（フェーズ 3）について評価を行う予定である。

[1] Alexis C. Trahan et al. “Characterization Measurements with the Differential Die-Away Self-Interrogation Instrument,” Proceedings of the 55th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management (2015)

*Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Hideo Shiromo[1] and Takashi Asano[1]
[1]JAEA, [2]NESI