解説

保障措置のための使用済燃料中の核物質質量評価 燃焼計算コード検証委員会の活動

電力中央研究所 名内 泰志, 笹原 昭博

原子力発電所から日本原燃(株)六ヶ所再処理工場(RRP)へ使用済燃料集合体を搬出する際、核物質であるウラン、プルトニウム同位体の重量の燃焼計算コードによる計算値が報告される。一方、再処理の過程では、これらの核物質質量が物理的に計量される。計算値と計量値の差を受け払い間差異(Shipper and Receiver Difference: SRD)という。電力中央研究所は、産官学の専門家を集めて委員会を設け、SRD 発生の要因を検討した。燃焼計算コードは新設計の燃料集合体の導入等に応じて更新され、核物質質量は燃料の使用時期毎の燃焼計算コードで評価されている。更新でより詳細な燃焼計算手法の導入が進み、将来 SRD が減少する傾向にあることを確認した。

I. はじめに

日本は核兵器不拡散条約(NPT)に加盟しており、国内の電力会社や原子燃料メーカー等の原子力事業者は、ウラン(U)やプルトニウム(Pu)等の核物質を適切に管理する義務を負っている。一方、国及び国際原子力機関(IAEA)は、核物質が平和目的にのみ使用され、軍事目的に転用されていないこと、未申告の核物質がないことを、核物質の入った容器の封じ込め監視や、物理的な計量(重量測定等)により、検認(これを保障措置と呼ぶ)する。

原子力事業所間で核物質である核燃料を移動する際は、その払い出した核物質の量と受け取った核物質の量が妥当な範囲で合致する必要がある。この核物質の払い出し量と受け取り量との間の差異を SRD という。

国内の原子力発電所から日本原燃(株)六ヶ所再処理工場(RRP)に核燃料が輸送、処理される場合は、RRP では再処理工程で、重量測定、元素分析等により複数の燃料集合体の核物質質量をまとめて計量し、それを受け取り量とする。

一方、各発電所では、計量管理単位である燃料集合体毎に核物質質量を計算する。RRP で計量にかかった燃料集合体の核物質質量計算値を合算し、これを払い出し量とする。この両者の差をもって SRD としている(第1図)。

核物質質量の計算値にも、計量値にも誤差はあるため、通常は SRD が生じる。RRP では平成 18～19 年度に実際の使用済燃料を処理する最終試験(アクティブ試験)が実施され、この試験に使用された燃料の SRD が評価された。この値は IAEA に報告され、適切な範囲にある

第1図 RRP での再処理での受け払い間差異(SRD)評価

と了承されたが、使用済燃料再処理の本格化を前に、事業者は SRD 低減に向けた継続的な努力を IAEA から求められた。このため、払い出し側の核物質質量の誤差要因である燃焼計算(原子炉内の燃料の核変換をシミュレーションする計算コードを用いた計算)に関する調査が必要となった。

電力中央研究所は、「燃焼計算コード検証委員会」を平成 21 年 4 月～平成 24 年 3 月の期間設置し、RRP で再処理された燃料の燃焼計算の問題点と、今後の改善方法を議論した。委員会は、大学、研究機関等の燃焼計算と保障措置の専門家および、電気事業、原子燃料メーカー等の産官学からのオブザーバで構成された。以下では Pu の SRD に関する評価方法と本委員会で検討した内容について概要を紹介する。

II. SRD の評価手法

1. 発電所での燃焼計算

PWR においては、運転期間中、原子炉の出力や炉内温度、中性子束分布を測定する。この測定から各燃料集合体の出力分布と燃焼度分布が得られる。一方、燃料集合体のタイプ毎に設計データ(形状と組成)を用いて水平方向 2 次元の燃焼計算(集合体燃焼計算)を実施し、いろいろな燃焼度に対する U と Pu の同位体組成の計算値をまとめたデータベース(同位体テーブル)を用意する。測定で得られた燃料集合体の高さ方向(軸方向)位置の燃焼度に対応する Pu や U の同位体組成を、この同位体テーブルより抽出して、燃料集合体全体で高さ方向に積分する

Estimation of Amount of Nuclear Material in Spent Fuel for SRD: Activity of the Committee on Burn-up Calculation Code Verification: Yasushi NAUCHI, Akihiro SASAHARA.

(2014 年 6 月 11 日 受理)

ことで、燃料集合体に含まれるPuとU量を得る。この量を払い出し量とする。

BWRでは、炉心全体の熱出力、冷却材流量、中性子束分布等の実測値をもとに、プラントに設置された専用の計算コード(プロセス計算機)を用いて燃料集合体毎の出力分布、ボイド率分布、流量分布を求める。これを運転時間で積分することで、運転サイクル毎に燃料集合体の燃焼度と、履歴ボイド率(ボイド率の運転サイクルの期間での平均値)分布を求める。一方、燃料集合体の燃焼度と履歴ボイド率をパラメータに燃料集合体水平方向を2次元でモデル化した集合体燃焼計算を行って、同位体テーブルを作成し、この同位体テーブルから燃焼度と履歴ボイド率に応じたPuやU量を得て、燃料集合体全体で高さ方向に積分することで、PuとUの払い出し量とする。

同位体テーブル等は新しい種類の燃料集合体の導入等を機に更新されている。テーブルの作成に用いる燃焼計算は、1970年代から現在に至るまで、計算モデルや核反応データベース(核データライブラリー)の改良・改善が進められている。そのため、RRPアクティブ試験に供された燃料集合体の中では、第2図に示すように、70年代に使われた燃焼計算コードで核物質量を評価された燃料と、現行コードで核物質量を評価された燃料が混在している。

2. 受け入れ側の計量分析

RRPでは、1回の作業(1キャンペーン)で数十から数百体の燃料集合体がアクティブ試験で用いられ、SRDはキャンペーン毎に評価された。第3図に示すように、燃料集合体はせん断された後、溶解槽に送られて硝酸溶液で溶解される。この溶液は清澄機で不溶解残渣と分離された後、入量計量槽に移され、質量分析法等によってPuやUの濃度、同位体比、容量が測定される。不溶解残渣を含む廃液や燃料被覆管せん断片(ハル)、エンド

第2図 RRPアクティブ試験に供された燃料集合体の核物質量評価に用いられた各種燃焼計算コード割合

▲ の箇所計量

第3図 RRPの計量点の概要

ピースに付着した核物質量についても計量が行われ、配管等に付着した成分も評価されている。RRPでは、IAEAもこれらの検認を実施しており、RRPとIAEAの核物質計量値はよく合致している。

II.1節で述べたように、RRPのアクティブ試験では、同じキャンペーンでも様々な燃焼計算コードで組成が評価された燃料集合体が同時に処理され、それらをまとめた条件でSRDが評価されている。

III. SRDの発生要因の検討

1. PWRの燃焼計算の調査

PWRにおける出力・燃焼度分布の計算は、取替炉心設計値と中性子束測定値等との照合によってその精度が確認されているため、SRDの主要因は同位体テーブルを作成している燃料集合体の燃焼計算にあると考えられた。

1970年代から使用されていた旧来の燃焼計算コードには、計算機性能や記憶媒体の容量の制限のため、現在と比較すると多くの近似が使われている。委員会で検討した結果、Puの生成量に影響した項目として、以下が抽出された。

- (1) 核物質の燃焼に伴う核変換の計算で用いる燃焼チェーンで ^{238}Pu の生成を考慮していなかった。1970年代当時、使用済燃料の燃焼度が低かったため、炉心管理では ^{238}Pu の生成まで考慮する必要性が小さかったからである。
- (2) 燃料性能は同様であるが、ペレット径が少し異なる二種類ペレットが用いられているが、一部のプラントで両者を同等に取り扱う近似を用いてPu量が算出された。ペレット径の違いによりPuの生成量も数%変化する。
- (3) 中性子吸収体挿入履歴の考慮が詳細ではなかった。ガドリニウム添加燃料の導入以前は、燃料集合体には運転サイクル初期の反応度を抑制するためにホウケイ酸ガラス等で構成される中性子吸収体が挿入されていることが多かったが、中性子吸収体の挿入により中性子スペクトルが変化するため、Puの生成量に影響する。

以上の項目の各々について影響を評価し、Puの生成量は、(1)と(3)の考慮で増加し、(2)の考慮で減少すること

を確認した。次にこれらの事項のSRDへの影響を調査した。アクティブ試験に供された燃料集合体の軸方向の燃焼度分布の実測データは、すでに炉心管理で活用済みのため処分されている。そのため再計算するに当たっては別途、設計計算の燃焼度分布を用い、補正係数を導入することで、旧燃焼計算コードと同様の計算を、現在の燃焼計算コードで実施し、(但し、(1)～(3)の項目を考慮した計算)、SRDを再評価した。その結果、第4図に示すようにPuのSRDが減少(改善)することを確認した。

2. BWRの燃焼計算の調査

BWRでは、プロセス計算機と、燃料集合体燃焼計算コードにSRDの要因が求められた。プロセス計算機を用いた3次元炉心計算による集合体燃焼度、ボイド率の評価では、中性子束測定値を用いているため、SRDに影響を与える燃焼度、履歴ボイド率の誤差は出にくく、また炉心や燃料集合体の幾何学的な製造公差、炉心熱出力の誤差がSRDに与える影響も少ないことを確認した。そこで集合体燃焼計算コードを調査した。現行の国内の燃料集合体燃焼計算コードは3種類あるが、ベンチマーク計算によりこれらの差は±3%以内であることを確認した。これら現行の計算コードは、燃焼計算の詳細化やガドリニウム(Gd)入り燃料の幾何学モデルの詳細化等の改良が進められている。そのため、改良前の旧コードで評価されたSRDと現コードで再計算したSRDの比較を行った。

BWRもPWRと同様に、アクティブ試験に供された燃料集合体の軸方向の燃焼度分布等の実測データは、すでに炉心管理に活用済みのため処分されている。そのため、再計算するに当たっては別途、代表的な燃焼度分布、履歴ボイド率を用いて新/旧燃焼計算コードの解析の比較を行い、それを基に近似的に現行燃焼計算コードによる払い出し量として評価した。これを第4図に示す。現行燃焼計算コードにおいて核データライブラリーや計算手法の更新により、PuのSRDが減少することが確認された。

また、BWRの核物質質量の評価で、さらに詳細な燃焼履歴を将来取り入れることで、PuのSRDがさらに減少し、改善する見込みであることを解析により確認した。

IV. 今後への提言

PWR, BWRを通じて、燃焼計算コードは、核データ処理の精緻化、中性子エネルギー群構造の最適化、燃焼チェーンの拡大などが進められており、燃焼計算の精度が向上する方向にある。今後は、核種生成量に関する計算ベンチマーク、使用済燃料の照射後試験データ等との比較、そしてRRPでの再処理事業の進展に伴い評価の進むSRDの傾向を分析、議論し、各燃焼計算コードの手法の改善に反映していくことが望ましい。さらに改善された燃焼計算コードで払い出し量を再計算すること

第4図 燃焼度・履歴ボイド率等を仮定した現行の集合体燃焼計算コードで再計算したSRDの改善状況

で、評価済みのSRDの改善も期待できるので、その集合体燃焼計算の入力データとして

- ・初期ウラン重量を含む燃料集合体の製造仕様、
- ・3次元炉心計算に用いる熱水力計算用データ、
- ・燃料装荷配置及び中性子吸収体の挿入履歴、
- ・炉心熱出力、制御棒位置、測定中性子束分布、等のデータ保管を提言した。

V. 結び

SRDの発生要因として燃焼計算を分析し、その主要因を特定し、今後SRDの低減が期待できる方向にあることを示した。本委員会の活動状況は、国を通じてIAEAへ報告され、IAEAも同活動を、我が国の保障措置に対する積極的な取り組みとして認めている。また、本委員会の提言に応じて、各電力会社は、将来のSRD再検討に必要な炉心運転情報の保存手段を準備している。今後、SRDが評価された際は、それを分析し、燃焼計算へフィードバックすることが望ましい。産官学を集めた本委員会は、そうした将来の議論の場の礎となるものである。

著者紹介

名内泰志 (なうち・やすし)
電力中央研究所
(専門分野)原子炉物理、放射線計測

笹原昭博 (ささはら・あきひろ)
電力中央研究所
(専門分野)原子炉物理、核燃料工学