

BWR の炉心・燃料開発は、燃料経済性の向上と使用済燃料体数の削減を目的として、段階的に高燃焼度化が進められ、燃料棒を正方格子状に 9 行 9 列（以下、9×9 と略記）に配置したステップⅢ燃料が実用化されつつある。並行して、資源の有効利用を図るため、使用済燃料から回収されるプルトニウムを軽水炉で利用する本格的なプルサーマル計画も進展している。当社は、これらの高燃焼度燃料やリサイクル燃料の実用化のための広範囲な技術を提供しながら、さらに経済性と運転融通性に優れた改良型の 9×9 燃料や高燃焼度の 10×10 燃料などの高性能燃料の開発に努めている。

また、使用済燃料の輸送・中間貯蔵におけるコスト低減技術の開発も重要課題として取り組んでいる。

Toshiba has been devoting efforts to the development of high-burnup fuel for boiling water reactors (BWRs) to help utilities to achieve lower fuel cycle costs and to reduce the amount of spent fuel bundles. Step III fuel, as the third stage of the burnup extension program, and BWR MOX fuel are entering the stage of practical use. Toshiba is also developing more efficient New 9×9 fuel and high-burnup 10×10 fuel. These advanced BWR fuel products are based on Toshiba's nuclear methodologies and fuel design technologies.

In addition, we are aiming at the application of a new scheme of criticality safety design to spent fuel storage or transportation before reprocessing, in order to achieve savings in the total cost through the fuel cycle.

1 まえがき

沸騰水型原子炉 (BWR) の炉心・燃料設計から使用済燃料の取扱いに至るまで、当社は核燃料サイクル全般にわたる広範な技術を提供し、資源の有効利用と経済性の向上に貢献してきた。

図 1 に当社の BWR 燃料の納入実績の推移を示す。これまでに、約 26,000 体 (1998 年 8 月末までの納入体数累計の実績) の燃料を納入し、国内の BWR 燃料供給メーカーのなかで第一位の実績をあげている。

ここでは、当社の BWR 炉心および燃料についての技術開発の動向とそれを支える炉心・燃料設計コードの開発、さらに使用済燃料の合理的な臨界設計によるコスト低減技術について述べる。

2 炉心・燃料開発の進展

2.1 ステップⅢ燃料の実用化

2.1.1 ステップⅢ燃料の特長 BWR 燃料の高燃焼度化計画は着実に進展し、新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料 (ステップⅠ燃料)、高燃焼度 8×8 燃料 (ステップⅡ燃料) の実用化が完了した。現在、高燃焼度化の第 3 段階として、燃料集合体平均燃焼度の最大値 55 GWd/t、バッチ平均燃焼度 約 45 GWd/t のステップⅢ燃料の導入準備が最終段階

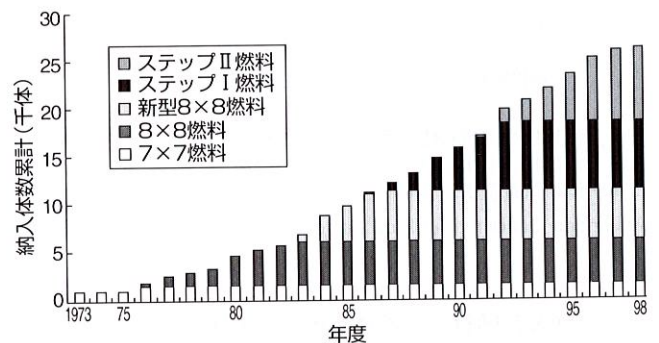


図 1. 当社の燃料納入実績 98 年 8 月末までに累計約 26,000 体の燃料を納入し、現在ステップⅢ燃料の量産が最終段階を迎えている。

Cumulative delivery of BWR fuel bundles by Toshiba

を迎えている。

ステップⅢ燃料の最大の特長として、8×8 格子から 9×9 格子への変更および部分長燃料棒の採用が挙げられる。燃料集合体の重要な設計目標として、冷却材の流動抵抗を一定とした条件で、いかに多量のウラン (U) を効率的に装荷するか、という課題がある。ステップⅢ燃料は、部分長燃料棒の適切な設計により、従来の全長燃料棒だけで構成される燃料と比較して、装荷 U 量を大きくすることができる。そのため、ステップⅢ燃料装荷炉心は燃料経済性、炉心性能の両面で優れた性能を発揮する。

2.1.2 核設計の高度化

(1) ガドリニアの高度利用 近年のプラントの信頼性向上を背景として、約1年半から2年にわたる長期サイクル運転のニーズが高まりつつある。高燃焼度化と運転サイクルの長期化を実現するためには、U濃縮度の増加が必須(す)であり、それに伴って、過剰な反応度を長期間にわたって適切に制御する可燃性毒物(以下、ガドリニアと略記)入り燃料棒の核設計がきわめて重要である。

図2は高燃焼度・長期サイクル運転用の燃料集合体におけるガドリニア燃料棒の配置設計例として、従来配置と新しい設計概念である“隣接配置”とを比較して示したものである。隣接配置設計は、従来の離散配置に比べガドリニアによる中性子吸収率が小さくなるため、反応度抑制効果が長期にわたって持続する。さらに、出力ピーキングの抑制効果も大きく、高濃縮度化が容易となるため、経済性、運転融通性に優れた炉心性能が実現される。

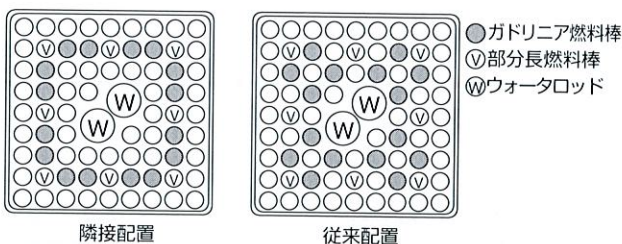


図2. ガドリニア燃料棒配置設計の高度化 ガドリニア燃料棒を外周から2列目に隣接配置することにより、チャンネルボックスに面した燃料棒の出力制御が容易になる。

Advanced Gadolinia fuel rod design of face adjacent arrangement

(2) 初装荷燃料の高燃焼度化 当社はこれまでに、多種類の濃縮度の燃料体から構成される燃料経済性に優れた初装荷炉心を開発してきた。ステップI燃料ならびにステップII燃料を用いた濃縮度多種類炉心(MEC: Multi-Enrichment initial Core)、さらに改良型濃縮度多種類炉心(IMEC: Improved MEC)を実用化し、取出燃焼度の増加と経済性の向上を図ってきた。

ステップIII燃料の実用化を迎え、ステップII燃料によるMEC炉心に対し、40%以上の大幅な取出燃焼度の増大を実現したA-IMEC(Advanced IMEC)を開発した。高燃焼度初装荷炉心は、濃縮度の増加に対応して高濃度のガドリニアを用いた高精度の核設計が要求される。当社は、独自の炉物理解析技術を駆使し、ガドリニア燃料棒の隣接配置などの新技術により、従来設計以上の運転性能を保ちながら、大幅な経済性向上を実現した。

2.2 MOX(混合酸化物)燃料の本格利用

2.2.1 本格的プルサーマル計画 資源の有効利用とエネルギーセキュリティなどの観点から、使用済燃料に含まれるプルトニウム(Pu)の再利用はきわめて重要である。再処理工場で回収されたPuを劣化Uと混合し、MOX(Mixed OXide)燃料として、通常の軽水炉の取替燃料に利用するプルサーマル計画が進んでいる。

当社はBWR最初のMOX燃料本格利用の担当社として、MOX燃料の設計から欧州での成形加工、輸送、発電所の取扱いに至るまでの広範な技術を蓄積し、準備を整えている。

2.2.2 MOX炉心・燃料解析技術

(1) 炉心核計算の高度化 MOX燃料装荷炉心はウラン炉心と同等の運転性、安全性が確保されるよう設計される。MOX燃料の特徴として、Pu241の核分裂への寄与が大きくなるため、Pu241からアメリカシウム(Am)241への崩壊(半減期約14.4年)による核特性の変化を適切に評価し、炉心性能計算に反映させることが重要である。現行の炉心性能計算システムでは、プラントの定期検査ごとの核定数データ更新の作業を増大させる方向になるので、オンラインで自動的に高精度の反応度補正計算を行う炉心性能解析システムTARMS2(Toshiba Advanced Reactor Management System 2)を開発した。

図3に、約1年サイクルの運転後、半年の停止期間を経て再起動した炉心を想定し、MOX燃料の反応度変化の解析例を示す。燃料集合体詳細核特性解析コードTGBLA(Toshiba GE BWR Lattice Analysis)⁽¹⁾による中性子無限増倍率の燃焼変化を基準とし、TARMS2に内蔵されたオンライン解析モデルと従来のPu241などの崩壊を考慮しないモデルの反応度解析値を比較した

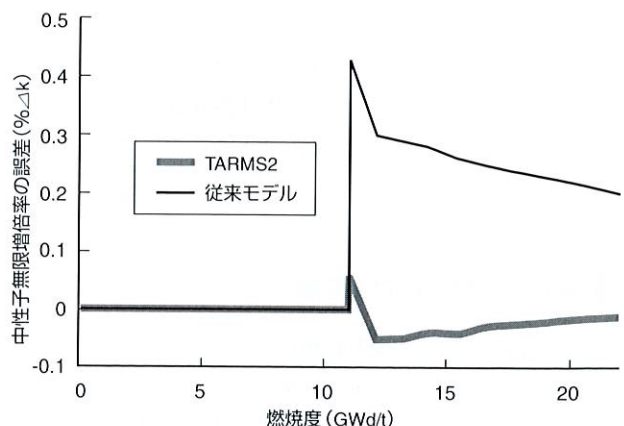


図3. MOX燃料装荷炉心の反応度評価モデル TARMS2はプラントの停止によるMOX燃料の組成変化とそれに伴う反応度変化を適切に解析している。

Reactivity change analysis model due to decay of Pu241 in TARMS2

ものである。TARMS2 モデルは、Pu241 などの反応度変化の影響を適切に扱い、TGBLA と同等の精度を保つことがわかる。

(2) MOX 燃料の燃料棒熱・機械設計コード BWR 燃料の燃料棒熱・機械設計は、燃料挙動解析コード PRIME (Performance of Rod Integrated Mechanics Evaluator)⁽²⁾を使用した統計的解析手法を採用している。MOX 燃料の設計では、ペレット熱伝導率や核分裂生成ガス (以下、FP ガスと略記) の放出率など、MOX 燃料の特性を反映した挙動評価モデルを開発した。

図 4 に燃料挙動でもっとも重要な設計因子の一つである FP ガス放出率について、照射燃料の測定値と PRIME による解析値との比較を示す⁽³⁾。

2.2.3 MOX 燃料集合体の製造・輸送 MOX 燃料集

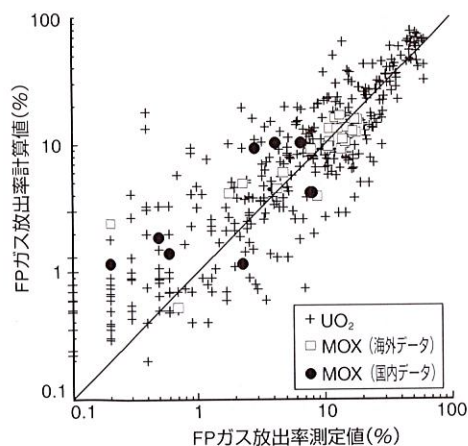


図 4. FP ガス放出率評価モデルの検証 MOX 燃料の FP ガス放出率の計算値と測定値とのバラツキはウラン燃料のデータと同程度である。

PRIME verification of FP gas release model for MOX fuel

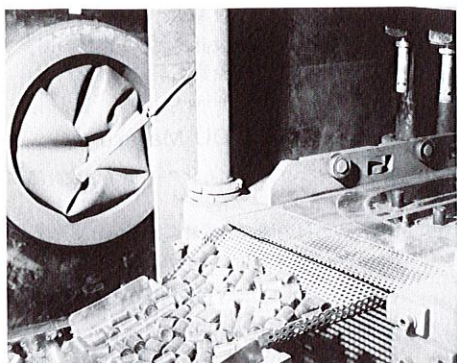


図 5. MOX 燃料体ペレットの成型加工 (ペレットプレス後の外観状況) MOX 燃料ペレットはグローブボックスと呼ばれる密封環境の中で成型される。(BERGONUCLEAIRE 社提供)

MOX fuel pellet fabrication (appearance of pellets after pressing) (photo courtesy of BERGONUCLEAIRE)

合体の構造は、ウラン燃料集合体と基本的に同一である。そのため、MOX 燃料の構成部材は MOX 燃料ペレット以外の燃料部材を国内のウラン燃料加工工場で製造し、MOX 燃料加工工場へ部材を供給する方法で実施する。最初の MOX 燃料は、ベルギーの MOX 燃料工場で MOX ペレット、MOX 燃料棒に加工し、燃料集合体に組み立てられる。

図 5 は MOX 燃料棒の加工工程における成形したペレットの状況を示したものである。MOX 燃料の輸送においても品質確保のため、万全を期すための対応が実施される。

2.3 次期燃料開発の推進

ステップIII燃料の後続商品として、ステップIII+(プラス)燃料と称する高性能の9×9燃料の開発を実施している。開発目標として、設計最大燃焼度をステップIII燃料と同一とし、取出平均燃焼度の増加(約50 GWd/t)を図ったもので、使用済燃料体数が約10%削減され、燃料サイクルコストも約4%改善する。

設計の特長として、部分長燃料棒やスペーサ仕様の最適化により、高燃焼度化や長期サイクル運転により柔軟に対応する性能を備えている。

将来のさらなる使用済燃料体数の削減などのニーズにこたえるため、高燃焼度の10×10燃料の開発も並行して行っている。この燃料は取出平均燃焼度60 GWd/t以上をねらったもので、改良ペレットなどの開発を行いながら、高濃縮Uの輸送、臨界安全設計などさまざまな技術課題についても鋭意検討を進めている。

3 炉心設計コードの開発

3.1 当社の取組み

炉心・燃料の開発において、設計ツールである炉心核設計コードの高度化が必須である。この分野で当社は独自に開発を進め、海外のBWRの炉心設計でも使用されている。

3.2 燃料集合体核特性解析コード

燃料集合体の詳細な核特性解析を行うTGBLAコードは、当社が主体となってGE社と共同開発をしたものである。

将来の高燃焼度燃料などの開発に向け、中性子挙動解析モデルの輸送理論化や高燃焼度領域での燃焼特性の高精度化のためのFPモデルの詳細化⁽⁴⁾を行っている。

さらに、中性子輸送モンテカルロ計算コードMCNP (Monte Carlo N-Particle transport code system)に当社独自の燃焼計算機能と並列計算機能を付加し、世界で初めて中性子エネルギーを連続的に取り扱いながら燃焼計算ができるMCNP-BURNを開発した。このコードにより、自由な体系での厳密な燃焼計算ができ、通常の核設計コードの精度検証に活用している。

3.3 炉心三次元核熱水力コード

次世代の炉心三次元シミュレータとして、炉心内の中性

子エネルギーを高速、中速、熱群の3群で取り扱う NER-EUS (Nodal Expansion REactor Universal Simulator)⁽⁵⁾を開発した。

図6に解析コードの検証計算例として、実機運転実績と TGBLA-NEREUS システムでの追跡計算による炉心平均軸方向出力分布の比較を示す。この例は、初装荷炉心の設計上重要なサイクル中期の運転点で、核計算コードシステムの解析値と実機核計装による信号が良好に一致していることを示したものである。

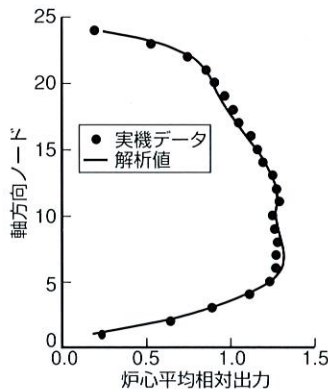


図6. 核設計コードの検証 濃縮度多種類の初装荷炉心のサイクル途中における実機データと解析値を比較したものである。

TGBLA-NEREUS verification between operation data of multi-enrichment initial core and tracking analysis

4 使用済燃料の貯蔵・輸送の合理化

炉心から取り出された使用済燃料は、約5年間程度の冷却期間を経て、再処理工場に輸送される。近年、使用済燃

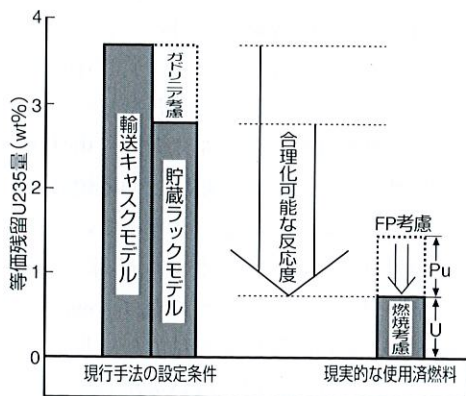


図7. 燃焼度クレジット導入効果の比較 輸送キャスクはガドリニアを含有しないと仮定した高濃縮度の燃料体、また、貯蔵ラックは中性子無限増倍率=1.30をもつ高反応度の燃料体を貯蔵すると想定している。

Reduction of equivalent U-235 content by introduction of burn credit

料の増加とともに、その中間貯蔵および輸送を合理的に行うことが重要な課題となっている。そのため、電力会社と共同で、核計算技術の高度化と使用済燃料中の組成データの蓄積を図り、合理的な中間貯蔵技術を開発している。

現在の臨界安全設計は、燃焼に伴う核分裂性物質の減損、FPの蓄積を無視するなどの非常に保守的な前提条件を設定している。図7に臨界安全設計において、現行設計手法と燃焼を考慮した新手法の残存U量の比較を示す。

この合理的な手法を燃料貯蔵ラックの設計に採用すれば、使用済燃料の実効的なU235濃縮度が1%以下に下がるため、現行設計に対して貯蔵量を約20%増加させることができる。

5 あとがき

今後もBWRの炉心・燃料の設計・製造から使用済燃料の取扱いに至るまで、いっそうの技術改良に努め、社会と電力会社のニーズに応じていく所存である。

文献

- (1) Yamamoto, M., et al. "New Physics Models Recently Incorporated in TGBLA". Proc. Int. Mtg. on Advances in Math, Comp and Reactor Phys, Pittsburgh, USA, 1991, p.10.2 2.1-2.12.
- (2) 藤林 徹, 他. BWR炉心・燃料の開発. 東芝レビュー, 47, 11, 1992, p.845-847.
- (3) 市川達生, 他. "わが国におけるMOX燃料の照射実証および照射後試験". 日本原子力学会誌, 39, 2, 1997, p.93-111.
- (4) Ikehara, T., et al. "Fission Product Model for BWR Analysis with Improved Accuracy in High Burnup". J. Nucl. Sci. Technol., VOL.35 No.8 日本原子力学会英文誌, 1998, p.527-537.
- (5) Iwamoto, T., et al. "Development of A Multigroup Nodal BWR Core Simulator, NEREUS". Proc. Int. Conf. on the Phys. of Nucl Sci & Tech, Long Island, NY, 1998, p.1106-1113.



小島 章 KOJIMA Akira

磯子エンジニアリングセンター 原子炉設計部部長。
BWRの炉心動特性設計、炉心・燃料の開発・設計に従事。日本原子力学会会員。
Isogo Nuclear Engineering Center



伊藤 勝 ITOU Masaru

磯子エンジニアリングセンター 原子炉設計部 MOX燃料プロジェクトグループ長。
BWRの燃料の開発・設計に従事。日本原子力学会会員。
Isogo Nuclear Engineering Center



吉田 博之 YOSHIDA Hiroyuki

磯子エンジニアリングセンター 原子炉設計部炉心燃料開発グループ長。BWRの炉心・燃料の開発・設計に従事。日本原子力学会会員。
Isogo Nuclear Engineering Center