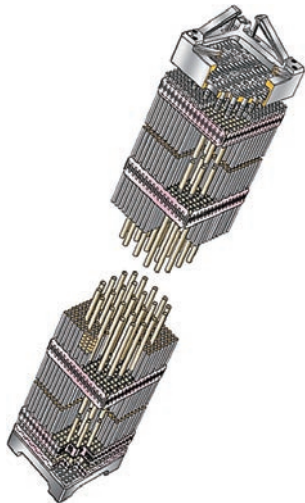


特 集 論 文

燃料・炉心の更なる信頼性向上・高度化
に向けた取組みDevelopment of Advanced Fuel and Core for
High Reliability and High Performance若松 明 弘^{*1}
Akihiro Wakamatsu布川 公 一^{*2}
Koichi Nunokawa中 野 誠^{*3}
Makoto Nakano濱 崎 学^{*4}
Manabu Hamasaki宇 野 佳 和^{*5}
Yoshikazu Uno河 越 稔 之^{*6}
Toshiyuki Kawagoe

三菱 PWR (Pressurized Water Reactor : 加圧水型原子炉) 燃料・炉心は、高い信頼性と豊富で良好な使用実績をベースとし、経済性向上の観点から高燃焼度化の開発を行ってきた。現状では燃料集合体最高燃焼度で 55 000 MWd/t を達成できる燃料が実プラントに装荷され、現在順調に使用中である。今後より一層の経済性向上を狙い、更なる高燃焼度化に向けて開発を進めている。一方、長サイクル、出力向上といったプラント運転からの要求にも対応できるよう検討を行っており、高い信頼性を維持しつつ柔軟な運転にも対応可能な燃料・炉心を開発を進めている。

1. ま え が き

三菱 PWR 燃料は 1970 年に関西電力(株)美浜 1 号機に 2 体の燃料を初めて供給して以来、現在 (2006 年 8 月時点) まで約 17 000 体以上の製造実績があり、また豊富で良好な使用実績を有している (図 1)。しかし当初は、ウェスチングハウス社からの輸入燃料の不適合 (燃料リークを含む) を経験し、1980 年代にも種々の燃料不適合を経験したが、これらに対する原因究明と対策を着実にを行った結果、1991 年より約 13 年間燃料リークゼロという非常に良好な使用実績を成

し遂げた。

また、1980 年代には燃料の不適合対策を進める一方で、経済性向上のため、当時の燃料の取出燃焼度制限である 39 000 MWd/t から 48 000 MWd/t へ引き上げるための開発も並行して行い、1990 年代初めには 48 000 MWd/t の実用化を達成した。さらに 2004 年には取出燃焼度制限を 48 000 MWd/t から 55 000 MWd/t へ引き上げ、実プラントに装荷され順調に使用されている (図 2)。

以下では、燃料・炉心の開発に関する取組みの実績と今後の展開を紹介する。

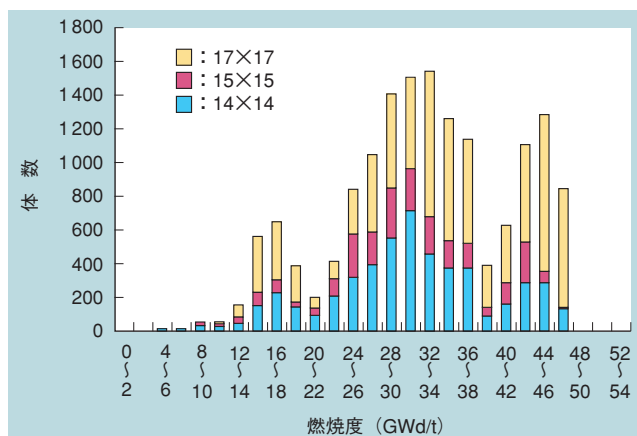
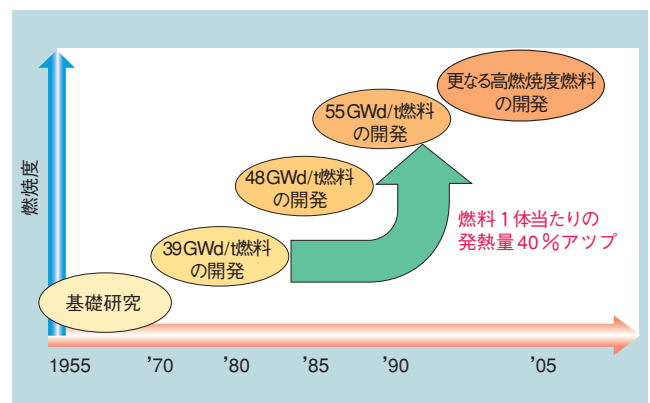


図 1 三菱燃料の使用実績 (2006 年 3 月時点)

図 2 燃料の高燃焼度化
GWd/t = 1 000 MWd/t

*1 原子力事業本部原子力技術センター原子力技術部原子燃料技術課長

*2 原子力事業本部原子力技術センター原子力技術部原子燃料技術課主
席

*3 原子力事業本部原子力技術センター炉心技術部主席

*4 原子力事業本部原子力技術センター炉心技術部炉心技術課長

*5 神戸造船所原子燃料・バックエンド設計部燃料設計課

*6 神戸造船所原子燃料・バックエンド設計部燃料設計課長

2. 燃料・炉心開発の実績と現状

燃料・炉心では、信頼性を維持しつつ、主として高燃焼度化による経済性の向上を図るとともに、MOX燃料や回収ウラン燃料の利用という資源の有効活用を行ってきた。

高燃焼度化は燃料のウラン濃縮度を上昇させ取出燃焼度を増加させることで、取替燃料体数低減による燃料費の低減を図ってきた。具体的には、燃料のウラン濃縮度が初期の燃料(集合体最高燃焼度 39 000 MWd/t)で 3.0～3.4%であったものを、ステップ1 高燃焼度燃料(同 48 000 MWd/t)では 3.8～4.1%に、ステップ2 高燃焼度燃料(同 55 000 MWd/t)では 4.6～4.8%まで段階を追って増加させてきたものである。

燃料の取出燃焼度が増加することで、被覆管の腐食、燃料棒内圧などに影響する使用条件が厳しくなるため、試験炉において燃料棒の照射試験を行ってデータを取得し、また炉外での機械試験、流動試験、物性試験などにて各特性データを取得し、これらを用い設計モデルの実証や挙動の確認を行い、ハード・ソフト一体となった開発を進めてきた。

高燃焼度対応のステップ2燃料では、1体あたりのウラン装荷量を増やし、使用済燃料発生体数を低減するため高密度ペレットとして97%理論密度を採用している。また運転サイクル初期の余剰反応度抑制及び出力分布平坦化のために用いる可燃性毒物として、従来より使用してきたガドリニア濃度を最大約10%にまで高めた高濃度ガドリニア入りペレットを適用している。

また、炉内使用期間の長期化と被覆管の酸化膜と金属部分との界面温度の上昇に伴って増加する被覆管腐食対策として耐食性を向上させた被覆管 MDA (Mitsubishi Developed Alloy) を採用し、これと同等の耐食性を有する米国ウェスチングハウス社の被覆管 ZIRLO™ も採用した。

上記ペレット、被覆管から構成される燃料棒の機械設計コードとして、従来の燃料棒評価用コード FINE を改良した高燃焼度用 FINE コードを開発した。高燃焼度用 FINE コードの燃料挙動評価モデルは、炉内外で取得された改良被覆管腐食特性や燃料中心温度実測データに基づいた燃焼に伴うペレットの熱伝導率低下などをモデル化しており、コードの実証性は高濃度ガドリニア入りペレットを含む高燃焼度までのデータに基づき検証されている。

このような高燃焼度燃料の装荷された炉心においても、所要の設計精度を維持・向上し、さらに従来の軸方向一次元+水平方向二次元の合成で実施していた炉心計算コードに内在する過度の保守性を排除

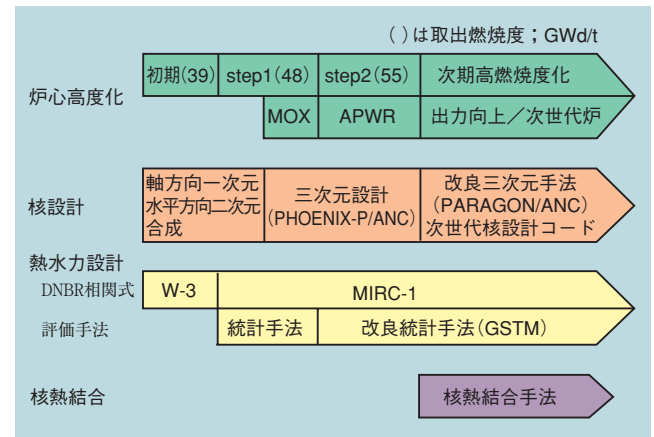


図3 炉心設計手法の変遷と今後

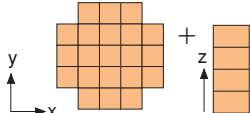
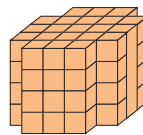
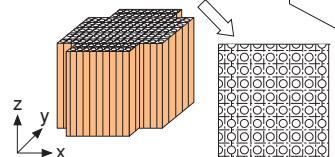
設計コード	炉心計算体系	炉心計算手法
第1世代 LEOPARD/ HIDRA/ PANDA	一十二次元合成計算 	拡散計算
第2世代 PHOENIX-P/ANC PARAGON/ 改良 ANC	三次元ノード計算 	拡散計算
第3世代 次世代コード (開発中)	三次元燃料棒単位計算 	輸送計算

図4 炉心核設計コードの高度化

するため、核設計では PHOENIX-P/ANC コードシステムによる三次元炉心設計手法を導入した(図3、図4)。なお、炉心設計手法の高度化の一環として、PHOENIX-P/ANC に対して最新の核データ、計算手法を適用した改良発展版である PARAGON/改良 ANC の導入も進めている。

これらの導入に際し、ウラン濃縮度の上昇による制御棒価値やほう素価値の低下に対する、万一の事故を想定した安全解析上の原子炉停止余裕の確保をはかるため、必要に応じて制御棒増設工事やほう酸を供給するタンクの増設、ほう酸濃度上昇などの安全性を確保するためのプラント設備への対策を講じてきた。

さらに、炉心の熱的制限に対する余裕の確保により炉心設計の自由度増大をはかるため、熱水力設計では改良統計的熱設計手法 (Generalized Statistical

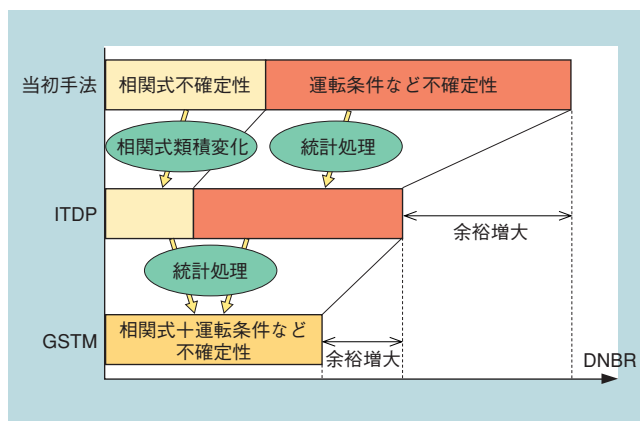


図5 熱設計手法改良による余裕拡大の概念

Thermal-design Method : GSTM) を導入した (図5)。GSTM は、初期の熱水力設計手法に改良を加えた手法 (Improved Thermal Design Procedure : ITDP) を更に改良した手法であり、原子炉出力や一次冷却材温度といった主要入力パラメータの不確実性と DNB^(注1) 予測相関式 (MIRC-1) の不確実性を併せて統計処理し、また、統計処理についても精度の良いモンテカルロ計算手法を導入することでより合理的な DNBR^(注2) 評価を行う手法である。

注1 : DNB (Departure from Nucleate Boiling)

燃料棒表面から冷却材への熱伝達の形態が、通常の核沸騰 (燃料棒表面での連続的な蒸気泡生成により熱伝達が良好な状態) から膜沸騰 (燃料棒表面が蒸気膜に覆われてしまい、熱伝達が急激に悪化する) 状態に移移することを DNB (核沸騰限界) という。膜沸騰状態になると、過大な温度上昇により燃料棒被覆管が破損するおそれがあるので、原子炉設計においては、運転時に燃料棒が DNB に至らないように設計している。

注2 : DNBR (Departure from Nucleate Boiling Ratio)

DNB を生ずると予測される燃料棒表面熱流束と実際の燃料棒熱流束の比を DNBR (限界熱流束比) といい、DNB に至るまでの余裕を表す。

次に燃料の信頼性向上対応として、1980 年代後半に燃料リークが多く発生した際には、ホットラボでの照射後試験などにて徹底した原因究明を行い、逐次設計を改良してきた。

このうち、現在海外で多発しているグリッドフレッシングによる燃料リークについては、既に国内で経験しており、グリッドのばね特性を改良し、優れた燃料棒保持性能を有する I 型グリッドを開発した。I 型グリッドは 1990 年代から実プラントに適用され、それ以降はグリッドフレッシングによる燃料リークはまったく発生していない。この I 型グリッドは、経済性向上及び被ばく低減のために開発されたジルカロイグリッドにも適用されており、ステップ2 燃料 (集合体最高燃焼度 55 000 MWd/t) に採用されている。

また、ステップ2 燃料には異物の通り抜ける流路を狭めてその捕捉性能を向上させた異物フィルタの適用

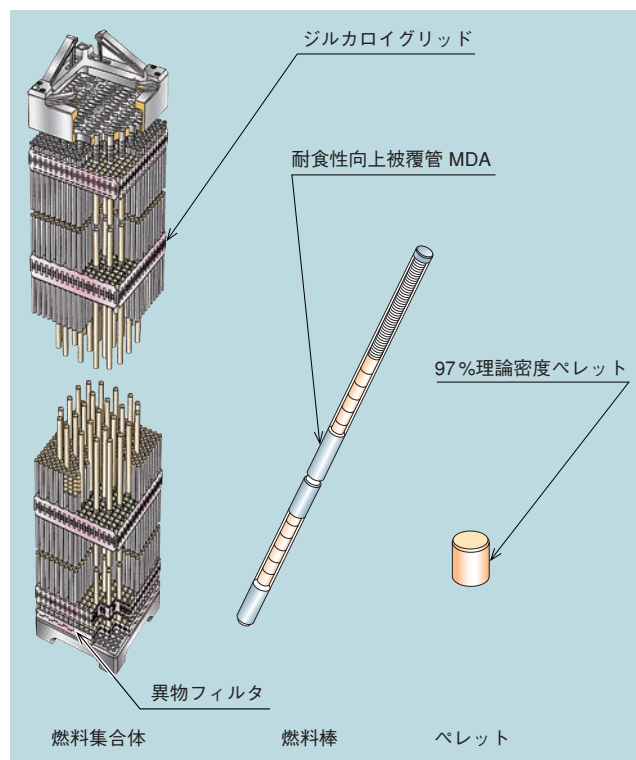


図6 燃料集合体と燃料棒の構造概要

や、海外で発生した制御棒不完全挿入に対する予防保全設計も取り入れ、信頼性、経済性両面に優れた燃料となっている (図6)。

ウラン資源の有効活用については、プルサーマルや回収ウランの利用も行っている。

プルサーマルに関しては、国・電気事業者の計画に従って、燃料設計、炉心設計、安全評価、プラント設備影響評価、輸送容器設計、MOX 燃料加工等の全ての分野において、原子炉・燃料メーカーとしての総合技術力を活かし取組んでいる。

MOX 燃料は、使用実績の豊富なウラン燃料仕様を踏襲し、ステップ1 燃料 (集合体最高燃焼度 48 000 MWd/t) 仕様をベースに燃料集合体最高燃焼度 45 000 MWd/t とした燃料仕様としている。MOX 燃料加工は、英国において既に MDF (MOX Demonstration Facility) で MOX 燃料加工を実施した。また、仏国の MELOX 工場においては、三菱仕様に加工することで検討を終えており、実際の加工に向け準備を行っている。

MOX 燃料の核設計は、MOX / ウラン燃料の隣接による中性子スペクトル干渉効果を考慮し、出力分布が平坦になるように MOX 燃料集合体内では燃料棒ごとのプルトニウム含有率に3種類の分布を持たせるとともに、炉心内ではウラン燃料と MOX 燃料を適切に配置する設計を採用している。

また、MOX 燃料の装荷規模は、炉心全体の約 1/4

～1/3以下に抑えるため、従来のウラン燃料炉心の特性から大幅な変化は生じないものの、制御棒やほう酸の効果は相対的に弱まるため、プラント設備への影響も考慮している。

回収ウランについては、PWR 電気事業者のニーズに基づき、国内分は既に通常燃料と同様に使用した。今後英仏に保管中のものを使用していく。

3. 今後の燃料・炉心高度化に向けた取組み

3. 1 燃料設計高度化

今後の燃料開発としては、燃焼度制限 55 000 MWd/t の下での長サイクル運転や出力向上に対応できる改良燃料の開発や、更なる高燃焼度化燃料などの開発が挙げられる。

炉心の熱出力向上を行う場合は、炉心の熱的制限に対する余裕が減少するので、これに対応するため燃料グリッドの改良を行った。この高性能新型グリッドは、大型クロスオーバーペーン及び流線形 I 型スプリングの採用により、高い熱的制限に対する性能と現行グリッドと同等の水力特性を両立できた。

更なる高燃焼度化に対しては、被覆管の一層の耐食性向上が必要であり、MDA の化学成分を改良した M-MDA (Modified Mitsubishi Developed Alloy) の開発を行っている。M-MDA はスペイン PWR プラントにおいて照射試験を実施しており、現在 3 サイクルまでの炉内腐食データが取得されている。第 3 サイクル後のオンサイト渦電流測定により得られた最大酸化膜厚さを図 7 に示す。

同図に示すように、燃料被覆管に用いられる M-MDA の SR 材は MDA 及び ZIRLO™ に比べて優れた耐食性を有することが確認されている (SR: 応

力除去焼鈍材, RX: 再結晶焼鈍材)。現在は最終サイクルである第 4 サイクル照射中であり、近々照射が完了する予定である。

また、更に耐食性の優れた被覆管材として、Zr-Nb 系合金である J-Alloy™ の開発を国内産業界共同で実施しており、炉外試験をほぼ終了し、本年春からスペイン PWR プラントにおいて照射試験を開始した。これらの被覆管は実用化時期、燃焼度、線出力密度などの使用条件に応じ適切に使用していく。

3. 2 炉心設計高度化

出力向上炉心を実現するため、炉心設計の高度化技術である核熱結合手法を開発している。

これまで、PWR の特性を活かし、核特性解析と熱水力特性解析を分離して評価していたため、熱水力特性を評価する際には、炉心出力分布などの核特性条件を保守的に扱っていた。

今回採用する核熱結合手法では、炉心内の局所的な冷却材密度変化及びボイド生成による炉心出力分布及び炉心出力へのフィードバック効果を合理的に取り入れている。評価モデル上の過度な裕度を適正に見直すことにより、出力向上に伴う炉心安全性評価への影響を小さく抑えるとともに、炉心運用の自由度を現状と同程度に維持することができる。

この実用化のため三次元炉心動特性コード ANCK と三次元熱流動特性コード MIDAC を開発している。ANCK は炉心核設計コード ANC に動特性解析機能を付加しており、静的な炉心核設計と完全に整合する手法で過渡時の炉心核的挙動を評価できる。MIDAC コードは、非定常な三次元二相流を扱うことができ、炉心内における定常・非定常時の冷却材挙動を評価するコードであり、従来の評価コードに比して、冷却材の低圧・低流量領域でのボイドの大量発生などに伴う三次元的な流れに対しても高い適用性を持つ。これら ANCK と MIDAC を同時に時間依存で計算することによって、炉心内の核特性と熱水力特性とのフィードバック効果を精度良く評価している。なお、これらのコードについては、実験解析や標準コードとのベンチマークによりその妥当性を確認している。

また、将来における高度化として、次世代コードの開発も鋭意進めている (図 3)。次世代コードは、燃料棒を計算単位とした炉心三次元体系を中性子輸送計算で直接取り扱う。炉心内の微細な形状を詳細な輸送計算で直接扱うことができ、更なる高燃焼度化炉心の採用に伴い炉心構成材料が複雑化したとしても、計算不確定さを悪化させることなく評価できる。次世代コードは、最新の核データ、計算手法を取り込んだ極めて詳細な手法となり、これまでの設計コードに比べ

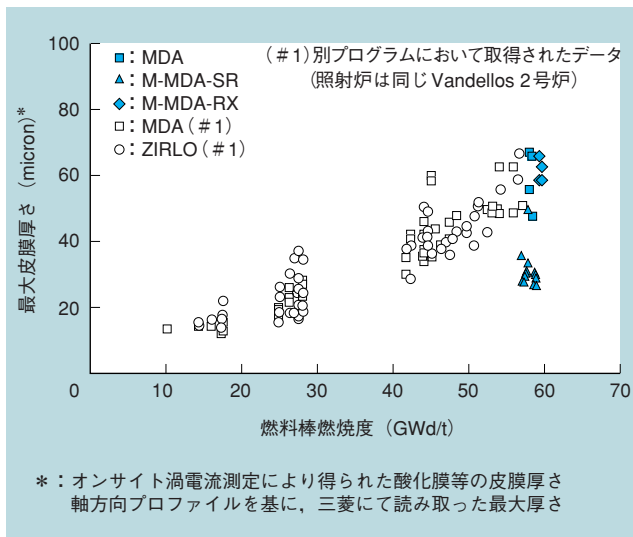


図 7 M-MDA の炉内腐食データ

て、計算量が膨大となるために、最新の加速計算・並列計算など、精度を維持しつつ時間を短縮するための技術の開発も進めている。

4. ま と め

当社は今まで、燃料の高燃焼度対応、炉心の高度化対応などの燃料・炉心の開発を行ってきた。今後もより一層の原子力発電の信頼性、経済性向上ため、燃料の高燃焼度化、長サイクル運転、出力向上などの炉心運用の多様化に対応できる燃料の開発をプラントと一体になって進めていく。



若松明弘



布川公一



中野誠



濱崎学



宇野佳和



河越稔之