

# 原子力発電プラントを支える基盤技術

## Fundamental Technologies to Support Nuclear Power Plants

中田 耕太郎

高橋 雅士

萩原 剛

■ NAKADA Kotaro

■ TAKAHASHI Masashi

■ HAGIWARA Tsuyoshi

東芝は、経済性及び安全性など世界最高レベルの原子力発電プラントの開発に向けて、三つの先進技術の開発を行っている。炉心燃料形状を自由に変えての特性評価を可能にする炉心解析技術、過酷な原子炉内環境でプラントの健全性を支える材料技術、そして運転プラントの健全性を確保し寿命の延長を実現させる保全に関する技術である。これら基盤技術を更に磨き、高い信頼性と経済性を兼ね備えた原子力発電プラントの建設と、安全な運転に貢献していく。

With the aims of enhancing the safety and improving the economic performance of nuclear power plants, Toshiba has been developing the following new fundamental technologies to support the nuclear industry: (1) an advanced core and fuel analysis technology for next-generation reactors applicable to the design of an innovative fuel and core, which has more complex geometry than before; (2) an advanced material technology that can contribute to longer plant life through the development of durable materials that are able to withstand a high-radiation environment and reduce radioactive waste; and (3) a maintenance technology to support high performance in daily plant operation and extend operating life.

### 1 まえがき

東芝は、経済及び安全性など世界最高レベルの原子炉の開発を進め、また運転プラントについても高経年化対策を推進している。これらを実現するため、炉物理や、伝熱、流動、材料、化学など多岐にわたる、多様な用途に対応した最先端の要素技術やシステム技術を開発している。

ここでは、次期・次世代炉開発に関して従来の設計手法では設計変更が容易ではなかった燃料格子配置などを柔軟に変更して評価できる解析システム、及び炉内の放射線場がかつ高温という過酷な環境で用いられるステンレスやジルコニウム (Zr) 合金の耐食性改良について述べる。また、運転中のプラントの高経年化対策として、構造材が複雑に配置された空間で補修作業をするために、多軸アームを構造材と干渉せずに動作できる経路を自動生成する技術について述べる。

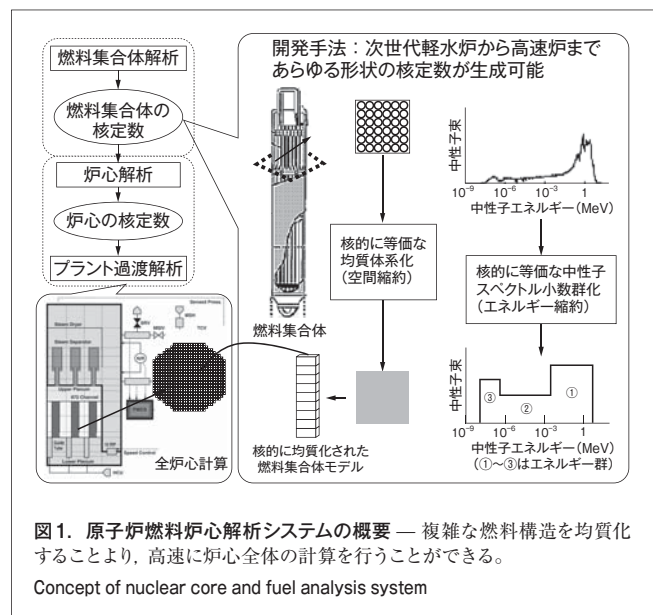


図1. 原子炉燃料炉心解析システムの概要 — 複雑な燃料構造を均質化することにより、高速に炉心全体の計算を行うことができる。  
Concept of nuclear core and fuel analysis system

### 2 次世代炉の炉心解析基盤技術

軽水炉の炉心解析技術は、燃料集合体解析、炉心解析、及びプラント過渡解析から成る。燃料集合体解析では、詳細に分割した中性子エネルギー群や空間メッシュで計算を実行し、その後、エネルギー群数の縮約や、空間均質化した核定数を用いて炉心解析を行う。ここで得られた炉心核定数を用いて、ポンプトリップによる過渡変化時の出力変動などを予測するプラント過渡解析を行う。

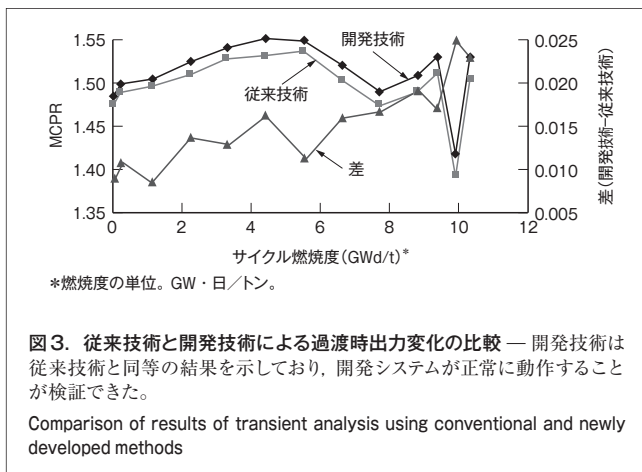
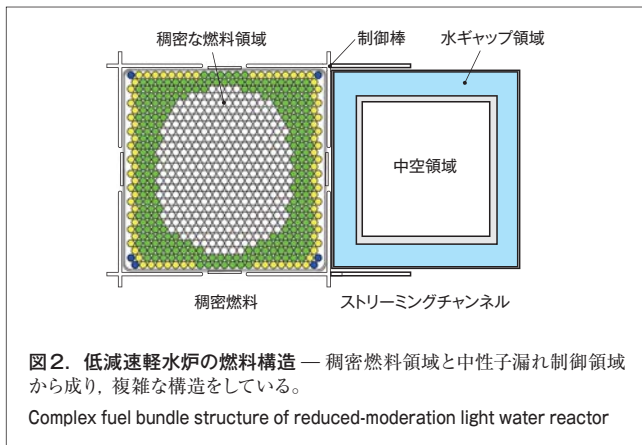
従来これらの解析は、沸騰水型原子炉 (BWR) や、加圧水型原子炉 (PWR)、高速炉など炉型ごとに特化した決定論的

手法により行われていた。そのため、燃料形状や混在燃料炉心への柔軟性に関して限界があり、今後の炉心・燃料開発の制約となる。一方、中性子の飛跡やエネルギー変化を確率論的に直接計算する連続エネルギーモンテカルロ法は、任意の形状を直接取り扱え、適用性が広く、軽水炉から高速炉まで統一的に扱える利点はあるが、現状の計算機能力では炉心全体の解析に数か月単位の計算時間を要することから設計への適用は困難である。

次世代炉設計で、形状が複雑になるのは燃料集合体部分である。そこでこの部分に着目し、燃料集合体内設計が任意

形状に対して評価可能になるようにモンテカルロ法を適用して核定数を作成し、炉心解析、プラント過渡解析を行う技術を開発している<sup>(1)</sup>。解析の流れを図1に示す。この技術により、BWRだけでなく、次世代軽水炉や高速炉まであらゆる燃料集合体の核定数を同じコードで作成でき、これまでモンテカルロ法では困難であった炉心解析から過渡解析までの一連のプラント解析が数日間で可能となった。通常の燃料棒が正方格子状に配列した燃料や、高速炉用の三角格子配列はもちろん、図2に示すような、稠密(ちゆうみつ)な燃料領域と、中性子の漏れを制御するストリーミングチャンネルから構成されるような複雑な構造の燃料でも核定数の作成が可能である。

開発技術を適用した炉心解析システムを検証するために、従来技術で実績のある改良型BWR (ABWR) を対象に炉心特性評価の比較を行った。炉心性能の重要な指標の一つである最小限界出力比 (MCPR) のサイクル燃焼度に対する変化を、従来技術と比較して図3に示す。両者はほぼ一致しており、燃料集合体内での燃料棒出力分布を良好に模擬できていることがわかる。また、この炉心を用いたプラント過渡解析でも、過渡時の出力応答やMCPR 応答は開発技術と従来技術で非常によく一致し、開発システムの有効性が検証できた。



このシステムにより、これまで経験のない燃料集合体形状に対して、炉心特性とプラント過渡特性の評価が可能になり、今後、試験データによる検証を進めてその適用性を確認していく。

### 3 材料開発基盤技術

原子力プラントの長寿命化に向けて炉内部材の主要材料であるステンレス鋼の耐食性と耐照射性を向上させる目的で、結晶粒径の微細化を行っている。また炉心材料であるZr合金については、ウラン燃料の高燃焼度化に対応するため、高温水中腐食に伴う水素吸収を抑制した改良Zr合金の開発を進めている。

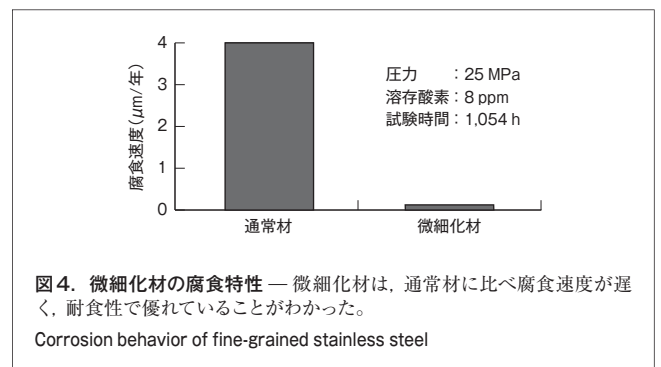
#### 3.1 結晶粒微細化によるステンレス鋼の特性改善

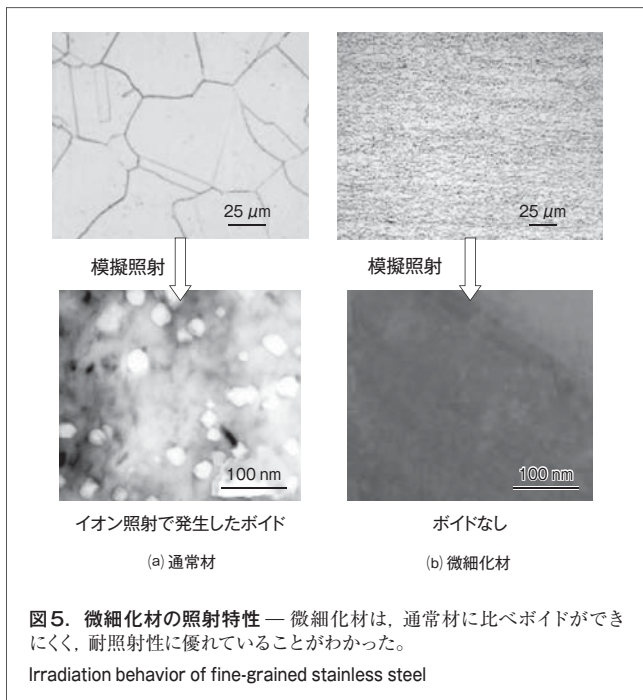
炉内構造物の主要部材であるステンレス鋼は極めて耐食性の高い材料であるが、高温水中や放射線場で長時間使用すると劣化し、結晶粒界にき裂を生じやすくなる傾向がある。これは加熱や中性子照射により、粒界に微量成分の偏析が生じることが一因とされている。そこで、結晶粒を微細化することで粒界の面積を増加させ、単位面積当たりの粒界不純物濃度を低減するとともに、照射によって生じた欠陥を粒界で消滅させることで耐久性を高めるようにした。

鉄鋼材料は、冷間加工から熱処理(再結晶化)、冷却までの処理条件により結晶粒径を制御できることが知られている。しかし、オーステナイト型ステンレス鋼は変態点がないため、従来は粒径を数十 $\mu\text{m}$ 以下にするのは困難であった。ここでは、冷間加工率の最適化、急速加熱法の適用、及び再結晶化促進元素の添加により、粒径を数 $\mu\text{m}$ に制御することに成功した。これにより、粒界の表面積は大幅に拡大され、耐食性及び耐照射性の著しい向上が期待される。

通常粒径材(以下、通常材と略記)と結晶粒微細化材(以下、微細化材と略記)の550 $^{\circ}\text{C}$ 水中での加速腐食試験結果を図4に示す。通常材では、これまでの研究同様の腐食速度が示されたが、微細化材では通常材の1/25に抑制された<sup>(2)</sup>。

模擬照射であるイオン照射( $1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ 相当:nは中性子照射量)前後のマイクロ組織を観察した結果を図5<sup>(3)</sup>に示す。左





が通常材、右が微細化材である。通常材では、従来の知見と同様、ポイド（微小空隙（くうげき））が顕著に現れているが、微細化材では観察されず、耐照射性が著しく向上していることが確認された。また、大気中における引張試験を行った結果、常温と550℃のいずれも、微細化材の強度が通常材より10%以上高く、微細化により強度も向上することが示された。

このように結晶粒の微細化により、炉内材料の耐食性、耐照射性、及び強度の改善効果が期待でき、プラント長寿命化に向けた改良ステンレス鋼の適用可能性が示された。

### 3.2 組成と製造プロセスによるZr合金の改良

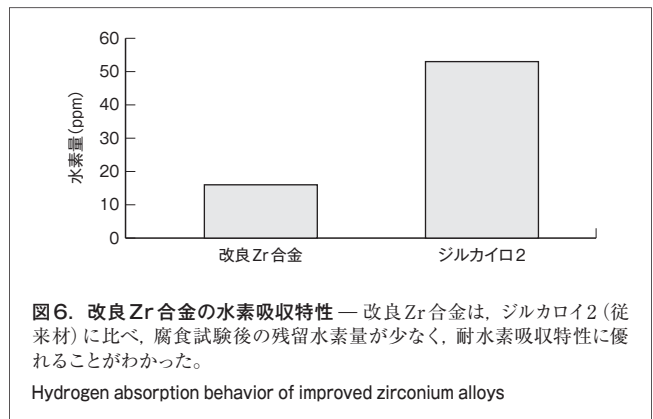
軽水炉の高燃焼度化や長期サイクル運転を実現するには、燃料被覆管やチャンネルボックス材料であるZr合金の腐食と水素吸収を抑制することが必須である。

Zr合金は、金属組織中の析出物の最適な分布により水素の吸収と腐食を抑制した材料である。しかし、照射により析出物は徐々に消滅していくことが知られており、高燃焼度域での水素吸収を抑制するためには、照射下で安定な析出物を形成することが重要と考えられている。

Zr合金については様々な観点から添加元素の効果が研究されているが、統一的な見解は得られていない。今回、種々の元素に総合的な検討を加え、照射に対する析出物の安定性から、特にニオブ（Nb）に着目してZr合金の改良を進めている。

中性子照射を受けた材料の組織を解析し、従来のZr合金の主要析出物Zr-クロム-鉄（Zr-Cr-Fe）は照射されると母相中に分散消失するのに対し、改良合金の主要析出物Zr-Nb-FeはNbの効果により消失しにくいとの推論を得た<sup>(4)</sup>。

Nbを添加し、加工と熱処理を加えて、Zr-Nb-Feを主成分と



する析出物を生成した改良Zr合金を用い、400℃×1,500時間の腐食試験を実施した。水素吸収量の測定を行うと、図6に示すように、改良Zr合金は、腐食試験後の水素吸収量が小さいことが判明し、高燃焼度環境下で現行のジルカロイより優れた特性を示す炉心材料を提供できる可能性が得られた。

今後は、炉内照射環境下で性能評価を行い実用化を目指していく。

## 4 保全を支える基盤技術

原子炉内の保全作業は水中や放射線環境下で行うため、人間が作業することは不可能である。したがって、遠隔で作業を行う自動機が必須である。このような基盤技術として、多軸アームによる作業動作の自動生成技術について述べる。

多軸アームを用いた原子炉内構造物の保全作業で構造物と干渉しないアーム姿勢の動作設計は、設計者が経路とアームの先端姿勢を試行錯誤しながら決定しており、装置適用までの時間短縮を妨げる要因になっていた。更に高精度が必要な作業では、現場で計測した形状データに基づいて経路や先端姿勢を補正する必要がある、従来の手作業では多大な時間を必要としていた。そこで多軸アームとアーム手先の複雑な動作経路を自動的に導出する手先経路の自動生成技術を開発した<sup>(5)</sup>。

まず、図7に示すように多軸アーム先端の動作経路を、複数の質点間を引張ばねとねじりばねで連結した構造でモデル化する。次に、構造物との距離に反比例した大きさを持ち、構造物から離れる方向に力が作用する斥力ベクトル場を定義する（図8(a)）。そして、動作経路モデルの各質点を受ける力とばね力が釣り合う形状を求めることで、構造物と干渉しない経路が生成される（図8(b)）。

この技術をアーム姿勢の決定にも適用することで、図9に示すようなBWRの炉底部での保全作業で、構造物を回避する動作経路並びにアーム姿勢を自動的に導出することが可能になった。一例として炉底部の溶接補修作業では、これまで約80日を必要としていたアームの動作経路の設計作業が、1日



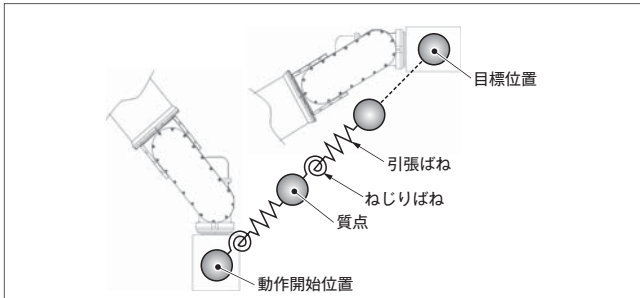


図7. 動作経路モデルの概念 — 多数のばねを連結した構造によって動作経路の形状を表現する。各質点間は引張ばねで連結することで最短となり、ねじりばねで連結することで変曲点を減らした滑らかな経路を生成する。

Outline of motion trajectory model

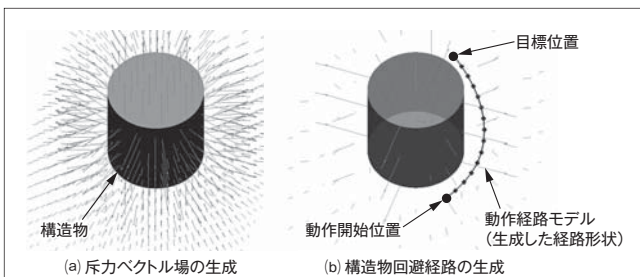


図8. 障害物回避経路の生成手順 — 動作経路の初期状態で目標位置までの経路が構造物を貫通していても、斥力によって外側に押し出され構造物を回避した経路が得られる。

Processes of motion trajectory generation

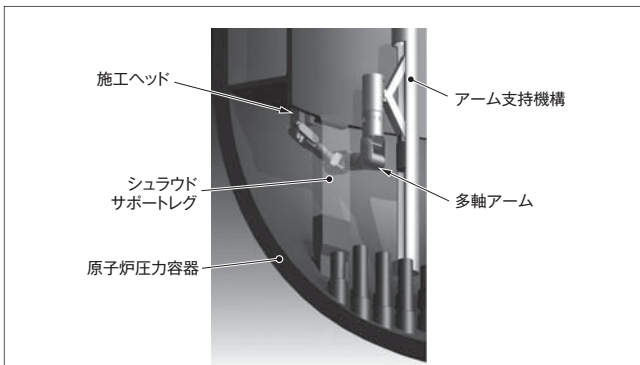


図9. 原子炉内作業の例 — 炉内構造物のシュラウドサポートレグを回避して、裏側へ施工ヘッドを位置決めしている。

Example of application in bottom area of boiling water reactor (BWR)

程度で自動生成できる見込みである。

更に、多軸アームを手動操作する場合にも構造物との干渉を回避する動作生成技術について開発を進めている。この利用形態では、3次元位置入力デバイスからの多軸アーム先端の動作指令に基づいて、構造物との干渉回避動作をリアルタイムに計算しながら多軸アームを動作させる。これにより操作者は多軸アームの手先部の動作だけに注意すればよく、

アームと構造物の相対位置に留意する必要がないので、操作性が向上し作業時間の短縮と作業品質が向上する。

開発した技術は原子炉内作業の効率と品質の向上に大きく寄与できると考えている。更に、構造物の形状に依存せずに様々な作業箇所に利用できることから、多軸アームで保守作業が行われる再処理施設や核融合炉の遠隔作業などにも幅広く展開できる。

## 5 あとがき

材料の強度及び耐食性の向上技術や、多軸アームによる作業動作の自動生成技術は、ほかの分野への展開が可能である。

炉心解析技術は、そのままほかの分野へ展開することは難しいが、解析手法は小スケールから大スケールの解析を組み合わせたマルチスケール解析となっているので、手法の元となる考え方はほかへ展開することができる。

ここで述べた技術をはじめとする基盤技術を磨き、高い信頼性と経済性を兼ね備えた原子力発電プラントの開発と、安全な運転に貢献していく。

## 文 献

- (1) Takeuchi, Y., et al. "Multi-group constants generation using a continuous energy Monte Carlo technique for 3D-core simulation". Proceedings of Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Application + Monte Carlo 2010. Tokyo, 2010-10. Japan Atomic Energy Agency, paper 10098.
- (2) Tsuchiya, Y., et al. "SCC properties of metals under supercritical-water cooled power reactor conditions". Corrosion2004. New Orleans, LA, 2004-03 - 04. NACE, 2004, Paper04485.
- (3) 鹿野文寿, ほか. 耐照射・耐食性を向上させた結晶粒微細化ステンレス鋼による原子炉材料の開発. あたりあ. 45, 3, 2006, p.219 - 221.
- (4) 鹿野文寿, ほか. "将来型軽水炉燃料被覆管材料の開発：(1)ジルコニウム合金材料". 日本原子力学会予稿集. 東京, 2009-03. 論文番号A34.
- (5) 笠井 茂, ほか. 汎用多軸アームと動作経路の自動生成手法. 東芝レビュー. 64, 1, 2009, p.56 - 59.



中田 耕太郎 NAKADA Kotaro

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 原子炉システム開発部長。原子力プラントのシステム開発に従事。日本原子力学会, 日本機械学会会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center



高橋 雅士 TAKAHASHI Masashi, D.Eng.

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 金属材料開発部長, 工博。社会インフラ機器の材料技術開発に従事。日本ガスタービン学会, 日本機械学会, 溶接学会会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center



萩原 剛 HAGIWARA Tsuyoshi, D.Eng.

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 機械システム開発部長, 工博。原子力の機械システム開発に従事。日本機械学会, 日本原子力学会, 米国機械学会, 米国原子力学会会員。

Power and Industrial Systems Research and Development Center