

原子力基盤技術の開発と新たな展開

Advancements in Development of Fundamental Nuclear Technologies and Expansion into Other Fields

岩城 智香子 IWAKI Chikako 久保 達也 KUBO Tatsuya 春口 佳子 HARUGUCHI Yoshiko

東芝エネルギーシステムズ(株)は、これまで培った原子力分野の基盤技術をベースに、社会的要請に応える革新的原子力システムの構築と同時に、他分野への展開も推進している。

炉物理と熱流体の技術をベースに、固体減速材と熱サイフオンの採用で自律的な炉停止と高安全性を達成する、独自の超小型炉 MoveluX™ のコンセプトを、また、材料技術をベースに、軽水炉の更なる安全性・経済性向上に向け、炭化ケイ素 (SiC) の耐食性改善や、フェーズドアレイ超音波探傷データの画像判定技術などを確立した。更に、放射線計測技術を応用して宇宙線ミュオンを用いる計測手法を開発し、燃料デブリ監視への適用のほか、インフラ工事のモニタリングなどへの展開を進めている。

Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation is developing innovative nuclear technologies in response to social needs, applying various fundamental technologies accumulated through its decades-long experience in the nuclear field. At the same time, we are also expanding these activities into fields other than nuclear power.

Through the advancements we have made in this development work, we have established the following innovations: (1) the concept of MoveluX™, a unique ultracompact reactor that achieves autonomous reactor shutdown and high safety by employing solid moderators and thermal siphons based on reactor physics and thermal fluid technologies; (2) a technique to improve the corrosion resistance of silicon carbide (SiC) based on materials technology, thereby improving the safety and economic efficiency of light water reactors; (3) an image diagnosis technology for the evaluation of phased array ultrasonic flaw detection data to further improve the safety and economic efficiency of light water reactors; and (4) a method applying radiation measurement technology for the monitoring of fuel debris using cosmic ray muons, which we are planning to apply not only to nuclear power systems but also to the monitoring of infrastructure under construction.

1. まえがき

東芝エネルギーシステムズ(株)は、長年培ってきた炉物理、熱流体、材料、計装といった原子力基盤技術を基に、社会の要請に応える革新的な原子力システムの構築を目指してイノベーションを推進している。更に、これらの技術を、カーボンニュートラルや社会システムの強靱(きょうじん)化などを支援する多様な分野に適用するための技術開発にも、注力している。

ここでは、炉物理と熱流体の技術を活用した MoveluX™ の概念構築、材料技術をベースとする革新燃料開発、機械学習を用いた超音波探傷画像の判定技術、及び宇宙線ミュオンを活用した燃料デブリ中の核物質量の推定技術の開発について述べる。また、これらの技術の他分野への展開についても述べる。

2. 超小型炉 MoveluX™ 概念構築

二酸化炭素を排出せず、安全性や柔軟性に優れ、移

動可能な小型サイズが特長の MoveluX™ を開発している。MoveluX™ は、熱出力 10 MW 規模の原子炉システムであり、遠隔地へのコンテナ輸送が可能で、発電だけでなく熱供給・水素製造といった熱利用など、様々な形態でエネルギー供給できる。

MoveluX™ の実現には、炉物理と熱流体の基盤技術をベースとする、小型の炉心設計と、効率的な炉心冷却・熱輸送機器の開発が鍵になる。

2.1 炉物理技術による炉心設計

まず、中性子の速度を下げる減速材には、700 °C の高温で利用でき、かつ中性子の吸収量が少なく核反応を持続させやすい水素化カルシウム (CaH₂) を、固体減速材として採用した。また、一次冷却系に静的機器である熱サイフオンを採用することで、動的機構を排除した。これらにより、中性子の利用効率を高めて、炉心を小型化できる。

また、熱サイフオンによる除熱が不足した場合は、炉心温度上昇に伴って CaH₂ の水素解離が進み、自律的に原子炉の核反応が停止する。崩壊熱は炉壁面から空冷自然循環

で除熱される。このように、受動的安全も達成できる。

更に、CaH₂の核的特性を利用し、運転時だけでなく、輸送時の安全性も高めた。図1(a)に示すように、熱中中性子(0.1~1 eV)のピーク位置は温度により変化する。温度上昇後の中性子吸収量を増加させて原子炉の自己制御性を高めるには、温度上昇後の熱中中性子ピークに近い位置に共鳴断面積を持つEu-151(ユーロピウム151)の添加が有効であることを、共鳴断面積と中性子スペクトルの比較により見いだした。図1(b)に示すように、温度に対する実効増倍率の傾きである温度反応度係数を、低温域で正、高温域で負とするような炉心が得られ、強制加熱で高温にしない限り安全棒が脱落しても臨界にならない(実効増倍率<1)核設計とすることで、輸送時の臨界安全性が高められる。

一方、CaH₂は800℃以上で水素が解離するため、800℃以下に保つことが炉心設計上の条件となる。そこで熱サイ

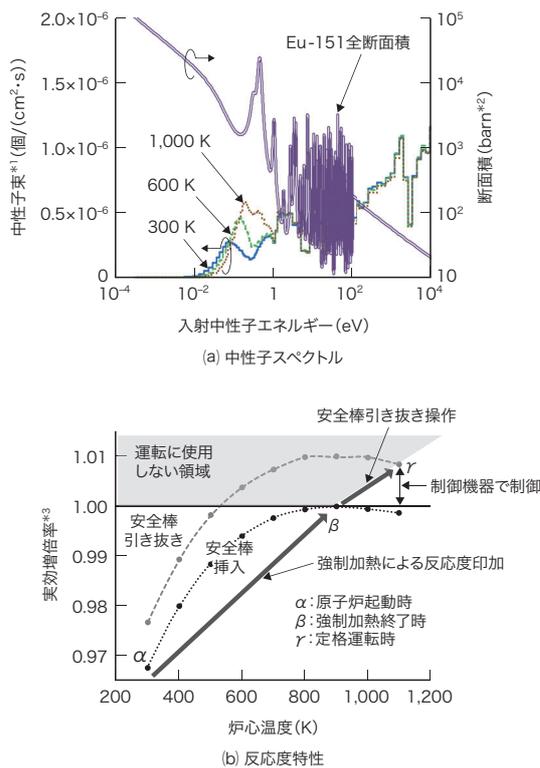


図1. CaH₂減速炉心の中性子スペクトルと反応度特性
 原子炉の自己制御性を高めるには、Eu-151の利用が有効である。また、炉心に適切な反応度特性を持たせることで、輸送時の安全性を確保できる。
 Results of simulations of neutron spectrum and reactivity characteristics of calcium-hydride-moderated reactor core

フォンを燃料と減速材の間に配置し、燃料から減速材への伝熱を遮断する構造とした。汎用核計算コードと汎用熱流体解析コードを用いて、炉内の温度分布を解析した結果が、図2である。燃料温度が上昇しても、減速材は800℃以下の低温に維持されることが確認できた。今後は、CaH₂減速材を用いた炉心の特性について、実験的な検証を進める。

2.2 熱流体技術による炉心冷却・熱輸送機器開発

MoveluX™のコンセプトに沿って、炉内機器を静的かつ小型にするために、2.1節で述べた熱サイフォンの熱輸送量増大による更なる小型化を目指し、ナトリウム(Na)を封入した二重管式熱サイフォンを採用した(図3(a))。内管に液体の下降流、外管と内管の間の流路に気相の上昇流と、気液の流路を分離することで、熱輸送量を増大させる。ま

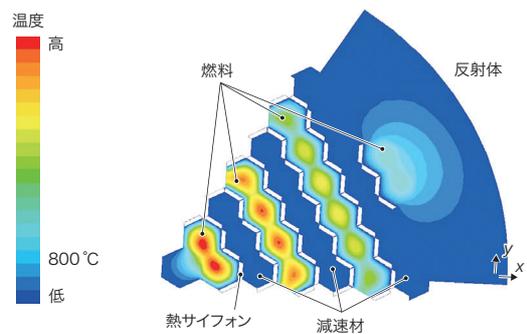


図2. MoveluX™の炉心構造と温度分布
 二重管式熱サイフォンにより、減速材が十分に冷却できることをシミュレーションで確認した。
 Configuration and simulated temperature distribution of reactor core in MoveluX™

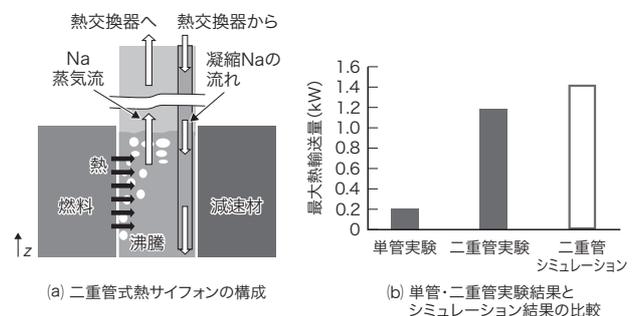


図3. 二重管式熱サイフォンの構成と実験及びシミュレーション結果
 二重管式熱サイフォンは、単管に比べて最大熱輸送量が約6倍になることを、実験で確認した。
 Experimental and calculated results of maximum quantity of heat transport of concentric-tube type thermosiphon

た、凝縮部に熱交換器を設置し、熱サイフォンとコンパクト熱交換器を一体化した熱輸送デバイスを構築することによって、更に小型化する。

熱サイフォンの設計手法確立に向けて、沸騰・凝縮を伴う二相熱流動と熱輸送特性に関する研究を実施している。低沸点媒体を用いた小型試験機で、二重管気液分離構造による最大熱輸送量の向上を確認した。また、二相流動の圧力バランスを考慮した最大熱輸送量予測モデルを開発し⁽²⁾、実験結果とシミュレーション結果を比較した(図3(b))。今後は実機同様に、Naを熱媒体として、熱輸送性能と設計手法の検証を行う。

3. SiC 複合材料を用いた事故耐性炉心材料

原子力プラントの更なる安全性・経済性の向上を目指し、シビアアクシデント時の炉心部における水素発生を低減する材料を開発している。

事故耐性燃料(ATF)には、通常運転時の機械特性・核特性・耐食性が、現在用いられているジルコニウム(Zr)合金と同等以上であること、及び事故時の安定性・耐酸化性(水素が発生しない)に優れることが求められる。セラミック複合材料の一種であるSiC複合材料は、高温水蒸気との反応速度が低く、耐食性・高温強度・熱分解温度などが高いため、ATFの構成材料に適する。しかし、これらの材料特性は製造プロセスに依存することが知られており、高温水中で用いられる軽水炉炉心材料として使う場合は、十分な耐食性が得られるかどうか、明確でなかった。

当社は、SiC複合材料の主要製造プロセスである化学気相浸透法(CVI)、及び化学気相蒸着法(CVD)のプロセス条件を、SiCの結晶構造を考慮して最適化している。図4に、当社開発のプロセス条件で製造したSiC複合材料の断面組織を示す。SiC繊維間に緻密なSiCマトリックス相が形成された良好な組織であることが、確認できる。

製造プロセス改善による効果を、原子炉炉水模擬環境における腐食試験で検証した(図5)。溶存酸素(DO)濃度が高く、より腐食作用が激しい沸騰水型原子炉(BWR)の模擬水中でも、当社のCVDで製造したSiC(CVD-SiC)材の腐食速度は、従来型のCVD-SiC材に比べて低く、高い耐食性を示した。また、低DOである加圧水型原子炉(PWR)模擬環境においても、当社のCVD-SiC材の優れた耐食性を確認した。

今後、長尺化製造技術の構築、照射試験データの拡充、及びSiC複合材料に適した検査技術の開発を進め、ATFとしての適用可能性を実証していく。

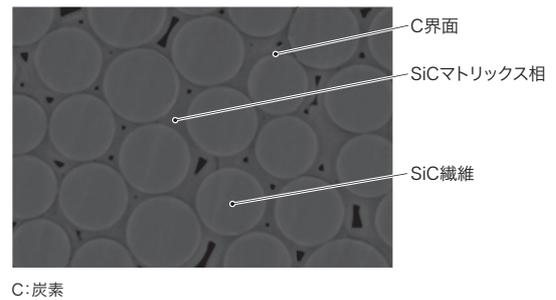


図4. SiC 複合材料の断面組織

CVIやCVDの条件を最適化することで、SiC繊維の間に緻密なSiCマトリックス相を形成できる。

Cross-sectional structure of SiC composite material

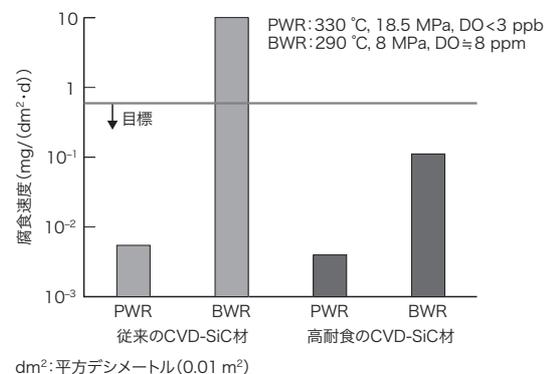


図5. SiC 複合材料の腐食試験結果

条件を最適化して製造したCVD-SiC材は、従来材に比べて高い耐食性を示した。

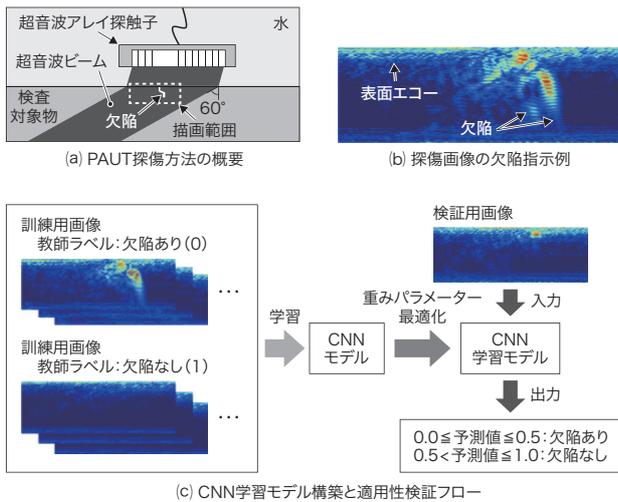
Results of corrosion tests of SiC composite materials

4. 機械学習を用いた超音波探傷画像の判定技術

原子力プラントの主要溶接部の健全性評価に、超音波探傷が用いられている。評価効率向上に向けて画像判定技術を開発するとともに、この技術の他分野への展開を検討している。

超音波探傷の一種であるフェーズドアレイ超音波探傷(PAUT)は、超音波ビームを走査して材料内部からエコーを受信・再構成することで、探傷画像を出力できる。欠陥の有無を視覚的に判定でき、原子炉内の健全性評価に活用している。広範囲の探傷や高分解能での評価では、膨大な数の画像の判定が求められることから、検査員負荷と判定時間の低減を目的に、探傷画像の欠陥の有無を、深層学習の一つである畳み込みニューラルネットワーク(CNN)を用いて判定する技術を開発し、適用性を評価した。

図6にPAUT探傷方法の概要、CNN学習モデル構築・検証フローを示す。CNNモデルの構築には、検査員による



*高橋 菜太, 「原子力材料におけるDX利用と課題」³⁾を基に作成

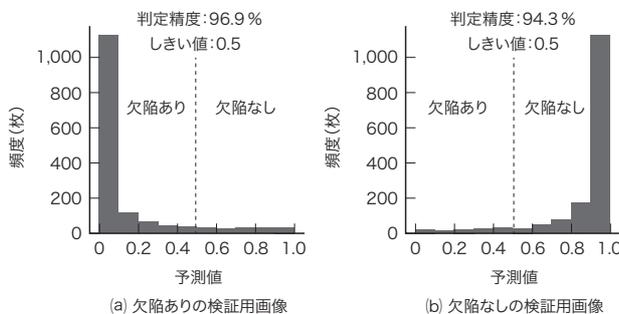
図6. PAUT探傷画像にCNNを用いた欠陥の自動判定

CNNモデルのパラメータを最適化することで、CNN学習モデルを構築し、判定精度の向上を図った。

Automatic defect determination system based on convolutional neural network (CNN) using images obtained by phased array ultrasonic testing (PAUT)

欠陥あり／なし判定済みの画像を、訓練用画像として用いた。このCNNモデルでは、判定対象の画像内に欠陥が含まれる可能性を、0～1の間の値で出力する。判定精度向上に向け、CNNモデルで訓練用画像を判定した結果(0～1の連続値)と、教師ラベル(0又は1)から、二値交差エントロピー誤差を求め、この値の収束までCNN内部のパラメータを繰り返し計算で最適化して、CNN学習モデルを得た。

図7に、CNN学習モデルによる検証用画像の判定結果を示す。検証用画像には、訓練用画像とは異なる対象物か



*高橋 菜太, 「原子力材料におけるDX利用と課題」³⁾を基に作成

図7. 検証用画像の判定結果

検証用画像として、訓練用画像とは異なるデータ群を用いて判定し、高い精度で判定可能であることを確認した。

Results of evaluation using images for verification

らの探傷画像を用いた。検査員の判定結果に対し、CNN学習モデルが正しく分類できた割合は、欠陥あり画像で96.9%、欠陥なし画像で94.3%と高い精度を示し、PAUT探傷画像の判定にCNNが有効であることを確認した。

この技術は、画像情報から異常の有無を判定する技術全般に適用可能であるものの、訓練用画像と検証用画像が大きく異なると、判定精度が低下することがある。これを解決する技術を確立し、他分野にも展開していく。

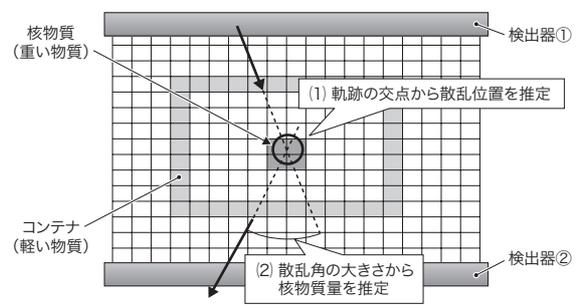
5. 宇宙線ミュオン技術の活用と他分野への展開

原子力プラントの放射線計測機器・プロセス開発で培った高エネルギー放射線輸送評価技術を基に、宇宙から地表に飛来する高エネルギーの自然放射線であるミュオンを活用した、新たな計測・イメージング手法の開発を進めている。

5.1 ミュオン散乱法

ミュオンには物質を透過する性質があり、透過する物質の原子番号に比例してミュオンの平均散乱角が大きくなる(ミュオンの軌跡変化が大きくなる)ことが知られている。この性質を利用して、測定対象に含有される物質の位置と物質量を推定するミュオン散乱法の開発を進めている。図8に、その概念を示す。

ミュオン散乱法は特に重元素に感度が高いため、福島第一原子力発電所の廃止措置で取り出される燃料デブリ中の核物質量の推定に、適用することを検討している。これまでに、燃料デブリ中の核物質の状態(含有率や存在形態など)とミュオン散乱との相関を機械学習によりモデル化し、ミュオン散乱の測定データから燃料デブリ中の核物質量を推定する技術を開発した。シミュレーション検討の結果、標準偏差約5kgの範囲内で核物質量を推定できることを確



*杉田 幸, ほか, 「ミュオン散乱法の実用 デブリ計量に向けた検討」⁴⁾を基に作成

図8. ミュオン散乱法の概念

測定対象の上下に配置した検出器で、測定対象を通過した前後のミュオン軌跡を検出し、その変化から核物質の位置と物質情報を推定する。

Concept of muon scattering method

認した⁵⁾。この手法を適用すれば、破壊分析をしなくても核物質質量に応じた燃料デブリ収納缶の仕分けができるので、燃料デブリ廃棄物の保管・管理の合理化に貢献できる。

なお、実際の測定では燃料デブリ由来の γ 線がミュオン検出のノイズ要因となるため、今後、ノイズ除去手法の開発を進める。

5.2 ミュオン透過法によるインフラ工事モニタリング

ミュオンが物質を透過する際、透過距離に応じてミュオン数が減る特性（平均的なエネルギー 4 GeV のミュオンの飛程はコンクリート中で約 8 m）が知られている。例えば、地中に空洞があると、トンネルに設置したミュオン検出器に到達するミュオン数の減少率が低下することになる。この性質を利用したイメージング法であるミュオン透過法を、地下トンネル建設の際のシールド工法で、空洞発生などのモニタリングに適用することを検討している。

図9は、地下 40 m より深いトンネル内にミュオン検出器を設置したことを想定して、掘削前後のミュオン飛来量をシミュレーション評価した結果である。地中の空間が、ほかと異なる色にイメージングされることから、掘削作業に伴う空洞発生の有無を判定できることが分かる。

ミュオン透過法は、施工管理の合理化に役立つ非破壊検査の一手法として、活用できる。

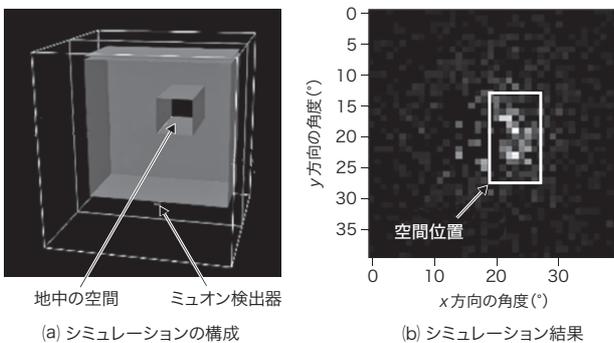


図9. シールド工法についてのシミュレーション結果例

地中に設置したミュオン検出器でミュオンフラックスの変化を測定する構成のシミュレーションを行い、地中に生じる密度低下などを検知することで、空間位置をイメージングできることを確認した。

Result of simulation for detection of hole made by shield method using muon penetration

6. あとがき

原子力事業で培った基盤技術をベースとする、イノベーションの実例について述べた。

今後は、実用化に向けて開発を進めると同時に、ほかにも、多様な社会的課題の解決に貢献する新技術・システム創出を推進していく。

文献

- (1) Kimura, R. et al. Ensuring Criticality Safety of vSMR Core During Transport Based on Its Temperature Reactivity. Nucl. Sci. Eng. 2020, **194**, 3, p.213-220.
- (2) Hongo, T. et al. Study on the flow and heat transport characteristics of concentric-tube two-phase thermosyphon. Mechanical Engineering Journal. 2020, **7**, 3, p.1-10.
- (3) 高橋 稜太, 原子力材料における DX 利用と課題. 日本原子力学会誌 ATOMOS. 2022, **64**, 10, p.576-580.
- (4) 杉田 宰, ほか. ミュオン散乱法の実用 デブリ計量に向けた検討. 電気評論. 2021, **105**, 6, p.39-42.
- (5) 杉田 宰, ほか. ミュオン散乱の機械学習による熔融デブリ中の燃料重量の推定. 日本原子力学会 2022年春の年会予稿集(CD-ROM), オンライン, 2022-03, 日本原子力学会, 2020, 2B19.



岩城 智香子 IWAKI Chikako, Ph.D.
東芝エネルギーシステムズ(株) エネルギーシステム技術開発センター 博士(工学) 日本機械学会・日本原子力学会・日本伝熱学会・日本混相流学会・日本実験力学会会員
Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.



久保 達也 KUBO Tatsuya
東芝エネルギーシステムズ(株) エネルギーシステム技術開発センター 材料技術開発部
日本機械学会・日本原子力学会・腐食防食学会会員
Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.



春口 佳子 HARUGUCHI Yoshiko
東芝エネルギーシステムズ(株) エネルギーシステム技術開発センター 化学技術開発部
日本原子力学会会員
Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.