2020年秋の大会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（1）高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田　茂貴[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用される原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

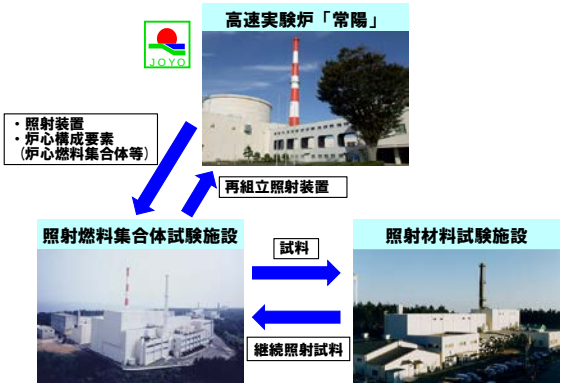
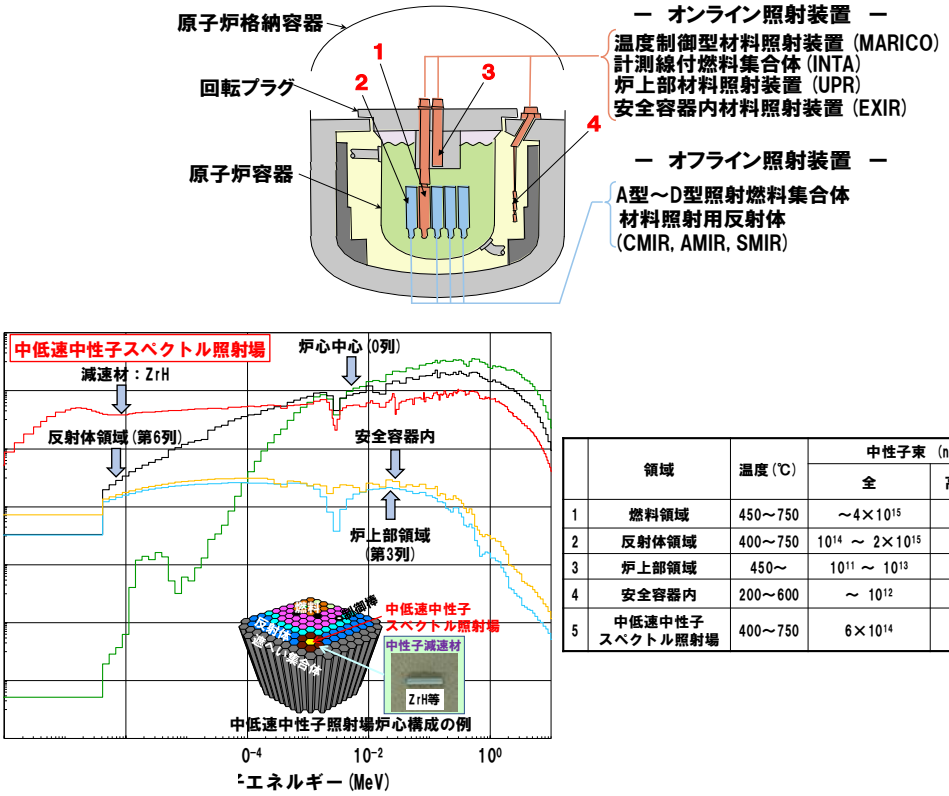


図 1　「常陽」及び照射後試験施設

「常陽」は、1977 年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983 年から MK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004 年から 2007 年までは高性能化した MK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で 144GWd/t の燃焼度を達成したほか、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として 1984 年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに 40,000 試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績[1]も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 2.9×10^{15}n･cm^{-2}･s^{-1}（E≧0.1MeV）の MK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



	領域	温度 (℃)	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 全	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 高速 (E≧0.1MeV)	60日間 (1cy.) の全中性子照射量 (n・cm^{-2})
1	燃料領域	450～750	～4×10^{15}	～3×10^{15}	～2×10^{22}
2	反射体領域	400～750	10^{14} ～ 2×10^{15}	10^{14} ～ 2×10^{15}	～10^{22}
3	炉上部領域	450～	10^{11} ～ 10^{13}	10^{10} ～ 10^{12}	～10^{20}
4	安全容器内	200～600	～ 10^{12}	～10^{10}	～10^{19}
5	中低速中性子スペクトル照射場	400～750	6×10^{14}	2×10^{14}	3×10^{21}

図 2　「常陽」照射場の特徴

3. バラエティーに富む照射場

図 2 に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300℃)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した 1000℃以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求（図 3）に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している（図 4）。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している（図 5）。

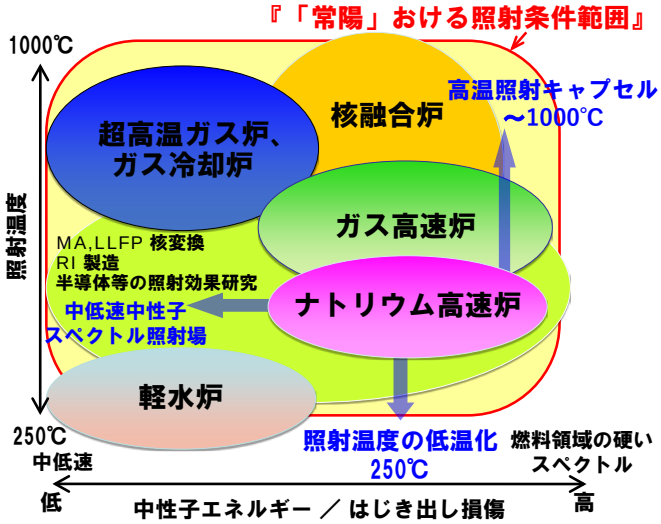


図 3　「常陽」における照射条件範囲

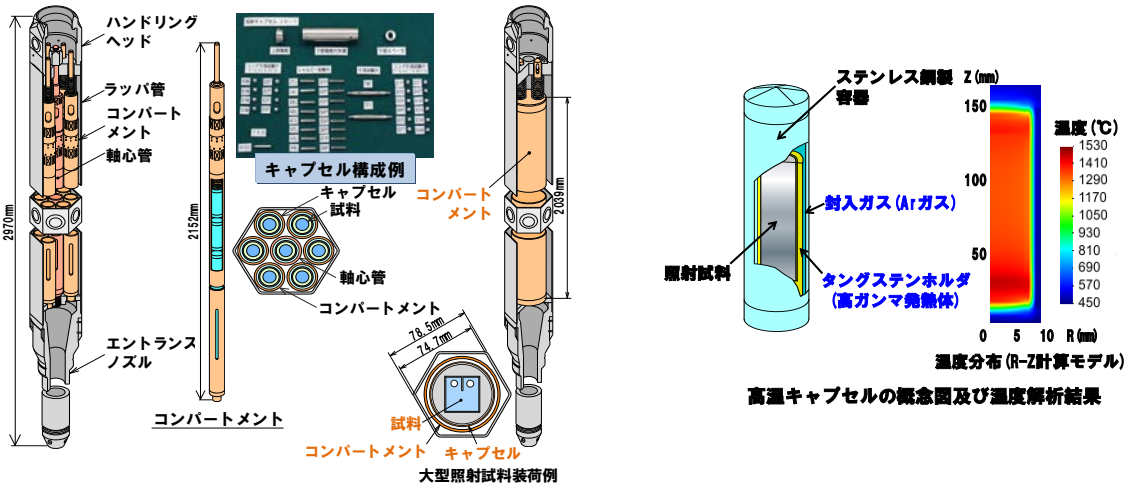


図 4　照射装置

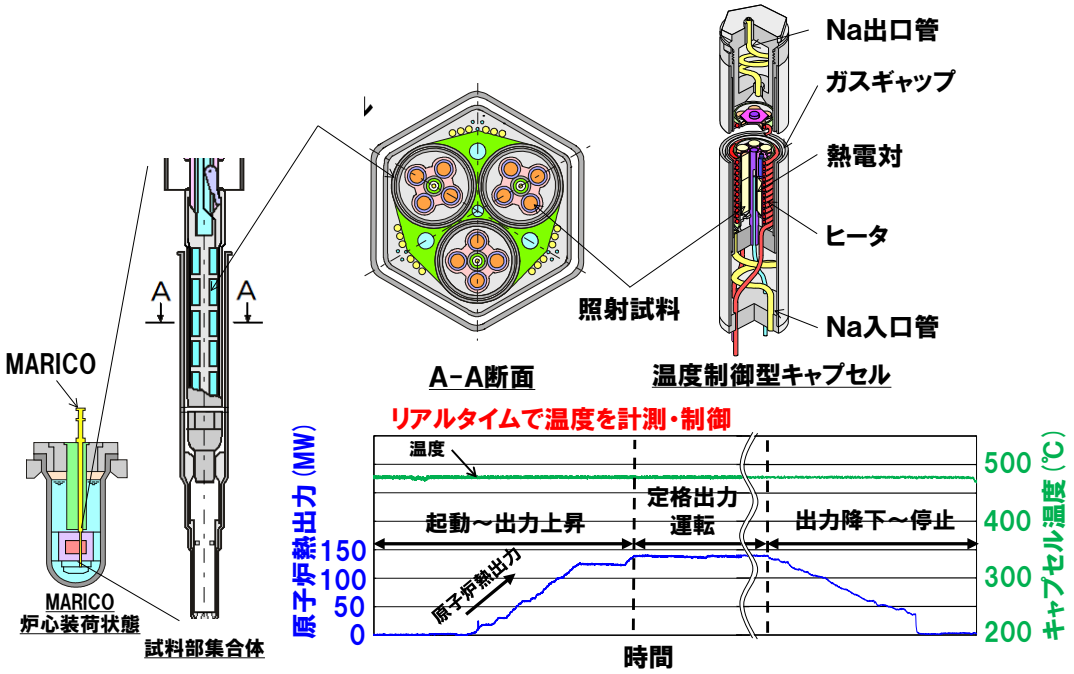


図 5　オンライン照射装置による温度制御の例

4-2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図 1 に示した PIE 施設が隣接しており、利用者に PIE とセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE 施設では、図 6 に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

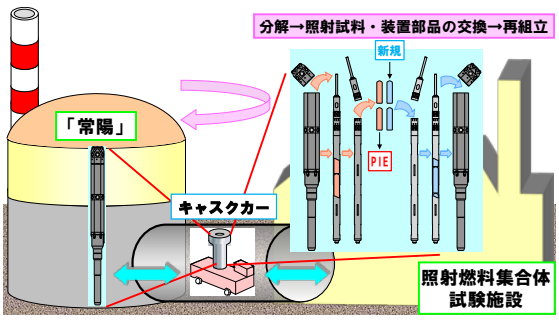


図 6　照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5-1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化（図 7）し、照射試料周辺の中性子束やγ線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5～10 %、線出力密度は 3～5%の精度で評価できることを実証している。

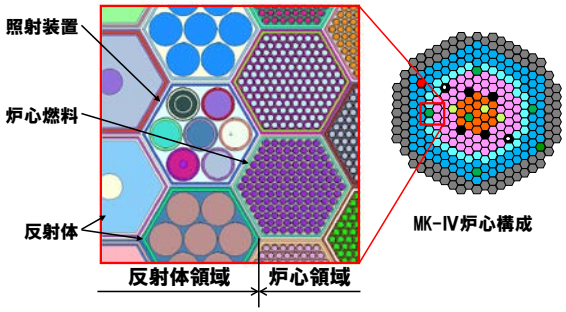


図 7　照射装置周辺の計算モデル

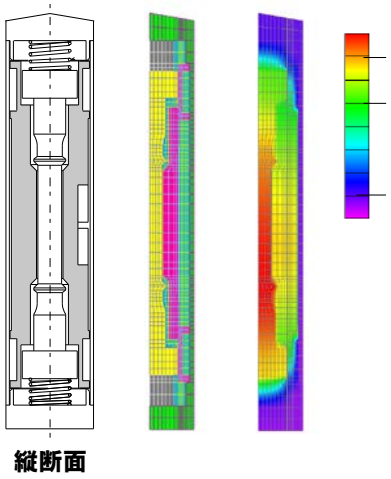


図 8　照射キャプセル温度評価結果の例

5-2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している（図 8）。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器（直径 4.4 mm、長さ 30 mm）にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃～750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性（中性子スペクトル、温度）を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素（^{10}B）添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業（産業界等からの技術提案の実現可能性調査）で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

参考文献

[1] 松井他, “実験炉組合せ照射（JRR-3⇔「常陽」）及びホット施設（WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF）の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072

[2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載し、一部加筆・修正したものである。

*Shigetaka Maeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency