

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

📅 2020年9月17日(木) 13:00 ~ 14:30 | 📍 C会場 Zoomルーム3

**[2C_PL] 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**

座長: 児玉 光弘(NFD)

[2C_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹¹ (1. 北大)

[2C_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

*熊野 秀樹¹ (1. 中部電力)

[2C_PL04] 総合討論

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す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）。

「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 $2.9 \times 10^{15} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$) のMK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



図1 「常陽」及び照射後試験施設

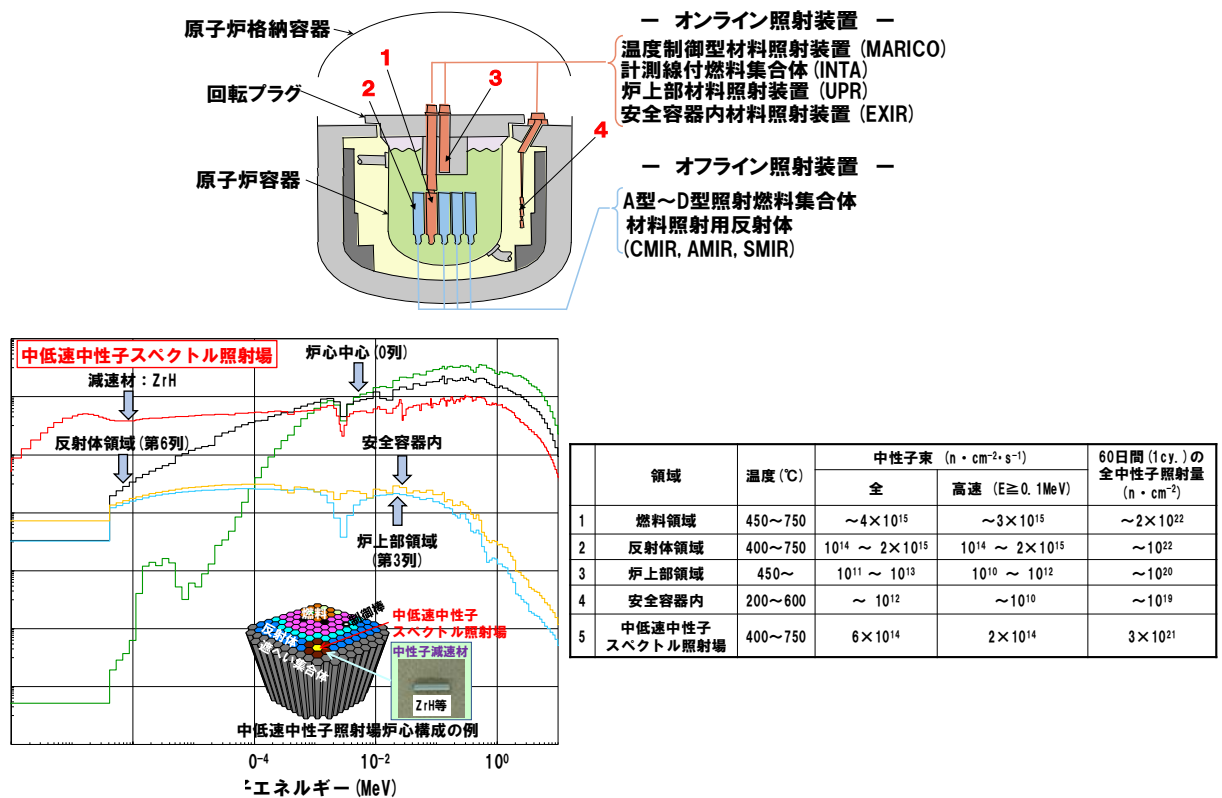


図2 「常陽」照射場の特徴

3. パ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°C)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°C 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)。

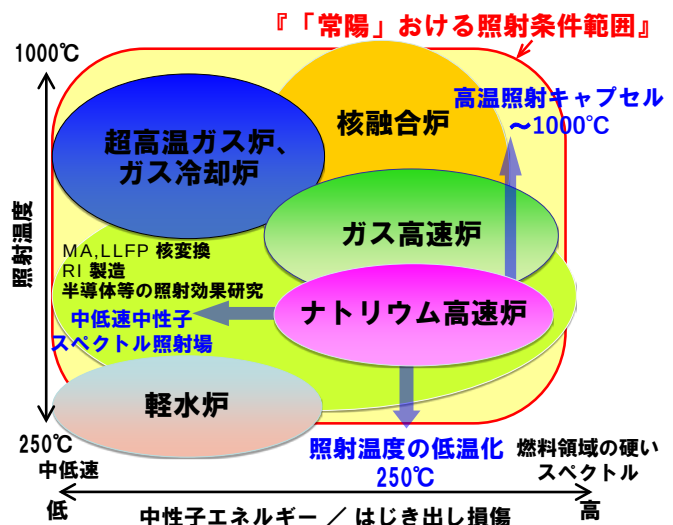


図3 「常陽」における照射条件範囲

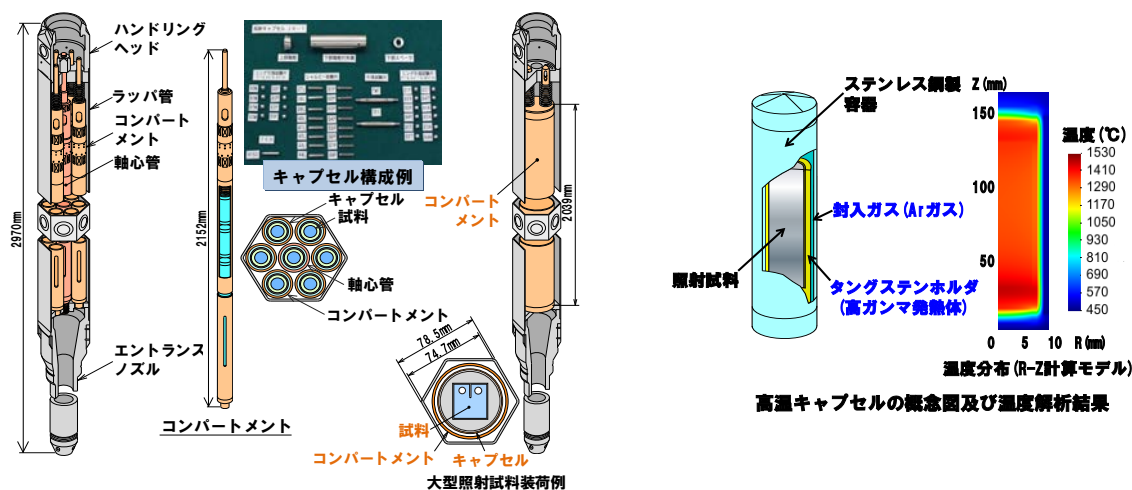


図4 照射装置

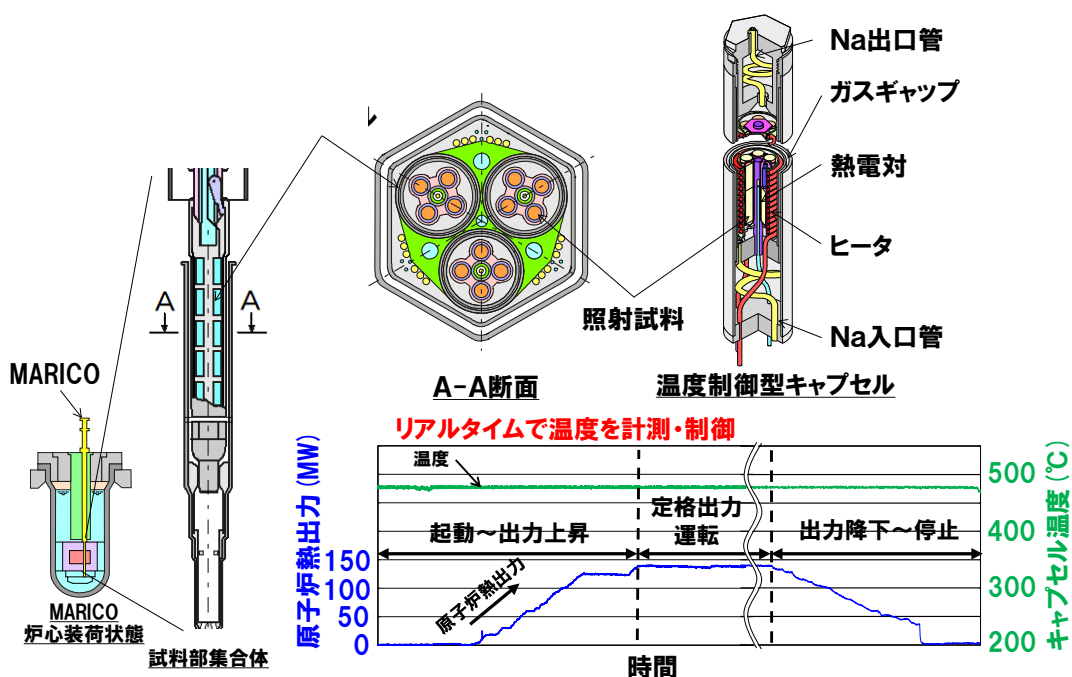


図5 オンライン照射装置による温度制御の例

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。

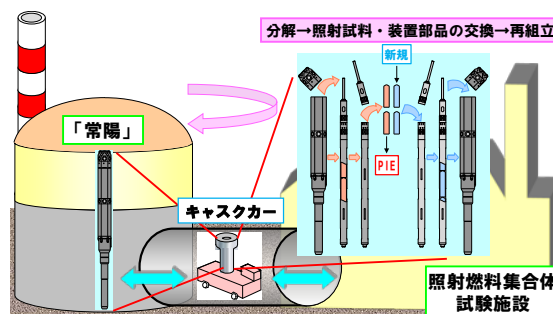


図6 照射装置の再組立・再装荷技術

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。

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。

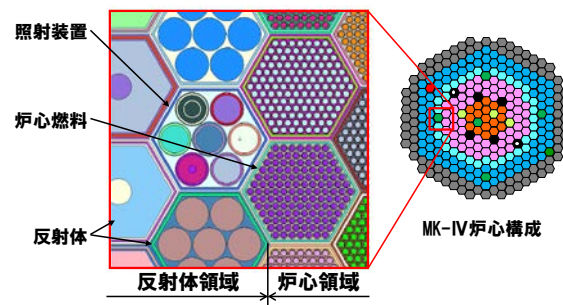


図7 照射装置周辺の計算モデル

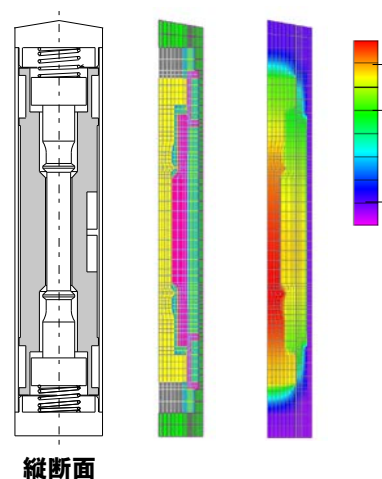


図8 照射キャプセル温度評価結果の例

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 Maeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

(2) 国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

* 柴山環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、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を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された¹⁾。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター²⁾と高速中性子実験室³⁾、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)⁴⁾が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET)、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V. (HV) 社製である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確認した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデントを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている^{5,6)}。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である⁸⁾。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離れたガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高圧電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。30 年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTA で実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置 MARICO を利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

- 1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
- 2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
- 3) <http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html>
- 4) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
- 5) <https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html>
- 6) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
- 7) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
- 8) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.

※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である。

*Tamaki Shibayama¹

¹Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

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

(3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究(シャルピー衝撃試験)

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹¹, 西田憲二², 木村晃彦³¹中部電力株式会社, ²電力中央研究所, ³京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉压力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の压力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉压力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉压力容器の照射影響としては、クラディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉压力容器のクラディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ポートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉压力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機压力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等はない。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 $1.5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靱性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉压力容器（高速中性子照射量：約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉压力容器のクラディング表面直下近傍の压力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

※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である。

*Hideki Yuya¹, Kenji Nishida² and Akihiko Kimura³

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Kyoto University

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2C_PL] 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

座長:児玉 光弘(NFD)

2020年9月17日(木) 13:00 ~ 14:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_PL04]総合討論

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受けて総合討論を行い、今後原子力材料分野の研究をより高度化させていくための議論を行う。