

プロジェクトレビュー

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画 - 6 年間の成果と次期計画 -

Japan-US Joint Research Project PHENIX-Accomplishments of 6 Years Project and the Next Program-

1. PHENIX 計画の概要

1. Overview of PHENIX Project

上田 良夫, 波多野 雄治¹⁾, 横峯 健彦²⁾, 檜 木 達 也²⁾, 長谷川 晃³⁾, 大矢 恭久⁴⁾, 室賀 健夫⁵⁾

UEDA Yoshio, HATANO Yuji¹⁾, YOKOMINE Takehiko²⁾, HINOKI Tatsuya²⁾, HASEGAWA Akira³⁾,

OYA Yasuhisa⁴⁾ and MUROGA Takeo⁵⁾

大阪大学, ¹⁾富山大学, ²⁾京都大学, ³⁾東北大学, ⁴⁾静岡大学, ⁵⁾核融合科学研究所

(原稿受付: 2020年1月7日)

1.1 はじめに

国際熱核融合実験炉 ITER では高熱・粒子負荷を受けるダイバータのプラズマ対向材料としてタングステンを使用し、除熱のための冷却材としては水が用いられる。また、その後の原型炉でも、現在の設計ではタングステンプラズマ対向材料と水冷却が主案となっている。しかしながら、タングステンは基本的には脆性材料であり、特に核融合炉では中性子照射脆化の評価が不可欠であるが、そのための研究は十分ではない。また、中性子照射によりタングステン中に照射欠陥が形成されるが、これはトリチウムの捕捉サイトとなるため、核融合炉環境下ではタングステンはトリチウム滞留量が大きくなるという懸念がある。したがって、中性子照射されたタングステン系材料の熱機械特性やトリチウム滞留量を正しく評価し、その結果に基づいてプラズマ対向材料として望ましいタングステン系材料の開発や、プラズマ対向機器設計を行うことが、核融合炉の実現には不可欠である。

これまでに欧州では、主に ITER を意識し、機器の特性試験という観点から研究が行われた。しかしながら、この研究では、耐久性評価が主目的であり、詳細な組織・物性の変化は明らかになっていない。一方、日本では長谷川らのグループが中心となって、タングステン系材料の照射による物性変化について、国内外の原子炉を利用して研究を進めてきている[1, 2]。PHENIX ではこれらの研究をベー

スとし、原型炉ダイバータを視野に入れた研究として、高温での照射影響評価 (～1100℃)、熱中性子を低減した照射、及び様々な種類のタングステン系材料の照射影響評価を新たな研究課題と位置づける。

プラズマ対向材料としてのタングステンは高熱負荷を受けることから、その温度条件が広い (500℃～1200℃ (He 冷却の場合)) ため、この範囲での温度依存性を評価することが重要である。また、原子炉のような熱中性子が多い環境では、中性子吸収に伴う元素変換 (タングステン→レニウム→オスミウム、等) が早く進み、熱中性子の少ない核融合炉環境でのタングステン照射影響とは異なることが知られており[1]、照射時の熱中性子遮蔽が必要である。具体的には、タングステン中に生成されたレニウムは高温 (500～800℃) での照射環境下では析出物を形成する。一方で、核融合炉環境のようにレニウムへの核変換量が少ない場合、この程度の照射量ではボイドが主となる照射欠陥が形成される。このように、タングステンの照射影響は中性子のエネルギースペクトルに大きく影響されるため、タングステン系材料の正しい照射影響評価のためには、核融合炉環境に近い中性子エネルギースペクトルを持つ照射環境が必要である。さらに、タングステンプラズマ対向機器の設計において、様々なタングステン系材料について照射を行い、適切な材料選択を行うことも必要である。PHENIX 計画ではこれらの要請に応じて研究を進め、タングステン

の照射影響に対する標準的なデータベースの作成を行うとともに、照射影響に関する総合的な知見を得ることを目的とする。

また、原型炉から商用炉を視野に入れた場合は、より安全性を高めるために、核融合炉環境でも放射化せず、化学的反応性もないヘリウムガスを利用した冷却系の利用が望まれる。またヘリウムガスを用いると冷却媒体温度を水より高く設定でき、高い発電効率を実現できる可能性がある。しかしながら、ヘリウムガス冷却を用いた場合は水冷却に比べて冷却能が低く、効率的な冷却方法の開発が望まれている。

日米科学技術協力の枠組みで行われている PHENIX 計画は、これらのタングステンプラズマ対向機器開発における課題に対し、新しい知見を得て、原型炉から商用炉を見据えたプラズマ対向機器開発に大きな貢献をすることを目的としている。PHENIX 計画は3つのタスクから構成され、それぞれのタスクが相互に協力して研究を進める。以下で各タスクの概要を説明する。

1.2 各タスクの概要

タスク1では、ヘリウム冷却における熱伝達現象について、特にダイバータ環境下での高温条件での基礎的な理解を深め、その結果をもとに新しいヘリウム冷却ダイバータの設計を行うことを目的としている。具体的には、ジョージア工科大学 (GIT) の高温ヘリウムガスループを用いて、400℃程度以上でのヘリウム衝突噴流による熱伝達特性の研究とモデリングを行う。さらに、プラズマアークランプ (PAL) を用いて、中性子照射タングステン系材料の高熱負荷試験を行う。最後に、すべてのタスクから得られた知見を生かして、プラズマ対向機器の総括熱流解析と、安全性に対する検討を行う。

タスク2では、様々なタングステン材料 (圧延材、再結晶材、カリウム添加材、タングステン-レニウム合金、等) をダイバータ温度条件下 (500℃~1100℃) で中性子照射して、その熱特性や機械的特性の変化を詳細に調べる。中性子照射は、オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究用原子炉 High Flux Isotope Reactor (HFIR) で行うが、照射の際にガドリニウムシールド層を利用して低速中性子を低減し、元素変換と照射損傷の比率が核融合炉に近い条件で照射を行う。照射後試料は、熱機械特性を評価すると共に、タスク1の熱負荷試験、及びタスク3の水素吸蔵・透過試験の材料に供する。

タスク3では、アイダホ国立研究所 (INL) およびサンディア国立研究所 (SNL) において中性子照射タングステン系材料に対して、プラズマ照射、イオンビーム照射、およびガス曝露などの方法を用いて、水素同位体の滞留・透過挙動について詳細に調べる。さらに、高エネルギーイオン照射試料についても実験を行い、その中性子照射損傷との対応性などについても評価を行う。

1.3 本プロジェクトレビューの構成

本プロジェクトレビューは、2013年度から2018年度まで

6年間にわたって行われた PHENIX 計画について、各タスクの主要な研究成果を紹介するとともに、PHENIX 計画の後継計画として、2019年度より開始された FRONTIER 計画の概要を紹介する。

まず第2章では、欧州で開発が行われた Finger Module というヘリウム冷却ダイバータをベースとして、ヘリウムガスの温度を高温化した場合の除熱特性を調べた結果を示し、さらに形状を変化させた Module について、特性が改善することを示している。

第3章では、タングステン系材料の中性子照射実験結果について、照射した材料、照射方法、照射材の機械的特性の変化について、説明している。特に、カリウム添加材及びタングステンレニウム合金材について、温度条件によるが、延性の改善が見られた結果を示している。

第4章では、タングステン照射材のトリチウム滞留と透過挙動及び、プラズマ中のヘリウムの影響について調べた結果を示している。その結果、特に高温環境下では、強い捕捉サイトの存在可能性が示唆され、重水素プラズマにヘリウムが混入することにより非照射材と同様に滞留量が大幅に減少した結果を示している。

そして、最後に第5章で FRONTIER 計画について説明している。

1.4 今後の展開

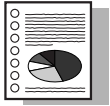
PHENIX 計画は、タングステンの照射影響に対して新たな知見を与えると同時に、今後核融合原型炉でタングステンを利用する際の有用なデータベースを提供する。さらには、ヘリウム冷却ダイバータシステムの総括的な評価を行う。しかしながら、タングステン照射材については、これまで照射後試験に供したものはまだ一部であり、今後の日米協力事業の中でさらに評価を進める予定である。特に、一部の照射材については、大洗の東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターに輸送し、プラズマ照射実験等を行う予定である。

謝 辞

HFIR での照射においては、RB*と呼ばれる大型の照射カプセルを用い、照射を行いました。この際、量子科学技術研究開発機構の照射プログラムにご協力いただいたことに深く感謝いたします。また、切磋琢磨しながら共に研究を進めて下さった米国研究者、特に P. Pappano 氏、D. Clark 氏 (エネルギー省)、L. Snead 博士、Y. Katoh 博士、A. Sabau 博士、L. Garrison 博士 (ORNL)、B. Merrill 博士、M. Shimada 博士 (INL)、M. Yoda 博士 (GIT)、D. Buchenauer 博士、R. Nygren 博士 (SNL) に心より謝意を表します。

参考文献

- [1] A. Hasegawa *et al.*, Fusion Eng. Desi. **89**, 1568 (2014).
- [2] A. Hasegawa *et al.*, J. Nucl. Mater. **471**, 175 (2016).



プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 PHENIX 計画 - 6年間の成果と次期計画 -

2. タスク 1 プラズマ対向機器における総括熱流応答の解明

2. Task 1: Investigation of Overall Heat Flow Response in Plasma-Facing Component

横峯 健彦, 上田 良夫¹⁾, 徳永 和俊²⁾, 結城 和久³⁾, 秋吉 優史⁴⁾, 伊庭 野 健造¹⁾

YOKOMINE Takehiko, UEDA Yoshio¹⁾, TOKUNAGA Kazutoshi²⁾, YUKI Kazuhisa³⁾,

AKIYOSHI Masafumi⁴⁾ and IBANO Kenzo¹⁾

京都大学, ¹⁾大阪大学, ²⁾九州大学, ³⁾山口東京理科大学, ⁴⁾大阪府立大学

(原稿受付: 2020年 1 月 7 日)

PHENIX 計画タスク 1 では, “安全”と“長期健全性”という観点から第一義的現象であるプラズマ対向機器 (PFC) における総括熱流現象を複合熱負荷実験と高熱負荷・高温・高圧伝熱実験によりモデル化することを目的とする. また, タスク 1 から 3 で得られる材料特性ならびにトリチウム挙動に対する中性子照射効果のデータに基づき PFC システムの総括熱流応答解析を行い, 安全な PFC 構築の評価基準を与える.

Keywords:

plasma facing components, tungsten plasma facing material, helium-cooled divertor, multiple-impinging jet heat transfer

2.1 研究背景と目的

プラズマ対向機器 (Plasma Facing Components: PFC) は定常/非定常の熱負荷と粒子負荷を同時に受ける. その結果, 熱応力や熱疲労, 水素/He などの影響が複合的にプラズマ対向材料に及ぼされ, 材料の損傷や脆化およびそれらに伴う異常損耗などによる PFC の健全性の劣化が懸念される. PFC での熱・粒子の流れは, ロバスト設計が要求される PFC において, 特に“安全”という観点から第一義的現象として捉えられている. PFC の総括的な熱流を実験的に模擬することが理想であるが, 核発熱の再現の困難さに加えて, 材料試験と冷却性能試験を同時に行うことは, 安全性の観点からも実施は不可能に近い. しかし, 各要素での熱流現象およびそれに対する材料の応答を PFC システム設計の各要素モデルとして捉え, それらを結び付けるモデリングができれば, PFC の総括熱流現象を解析することができる. よって, 本タスクでは, プラズマ対向材料の複合熱負荷実験と伝熱実験を行い, システム設計によって PFC の総括熱流現象を考慮したプラズマ対向材料の使用限界を把握し, 安全な PFC 構築に対して, 評価基準を与えることを目的とする.

熱負荷実験および伝熱実験の対象としては, 各々, タングステンプラズマ対向材料およびヘリウム冷却ダイバータとした.

2.2 使用施設

本タスクでは, 伝熱実験と熱負荷実験を異なる施設を用

いて行った.

2.2.1 伝熱実験—GIT 高温高圧ヘリウムループ

伝熱実験は, ジョージア工科大学 (GIT) 既有的の高温高圧ヘリウムループを用いる (図 1). 高温高圧ヘリウムを用いた伝熱実験ができる実験装置は現在国内には存在しない. プロジェクト開始時のループの性能は, ガストーチに

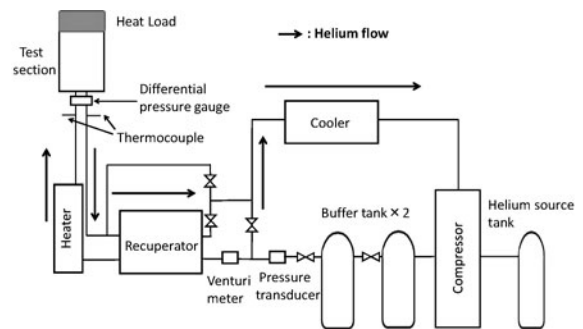


図 1 GIT 高温高圧ヘリウムループ.

Kyoto University, KYOTO 615-8540, Japan

corresponding author's e-mail: yokomine.takehiko.5c@kyoto-u.ac.jp

よる熱負荷方式で熱流束は最大 2.8 MW/m^2 、作動流体ヘリウムに関しては最高温度 300°C 、圧力 10 MPa 、流量 8 g/s であった。ガス冷却は固有の安全性を有する反面、その伝熱性能の低さが弱点となる。そのため、ヘリウム冷却ダイバータ研究は、その伝熱促進技術に関する研究が従来数多くなされてきた。多くの伝熱促進方式が考えられてきたが、その中でも衝突噴流群が最も冷却性能に優れている。同方式は、EU においては HEMJ (He-cooled modular divertor with multiple jet cooling) として開発が進められてきた [1-4]。また、米国においても、HEMJ をはじめとした種々のヘリウムガス衝突噴流群を用いた概念設計案に関する開発研究を行ってきた [5]。しかし、そのほとんどが高伝導材をターゲット (衝突面) に用いて低温度条件 (100°C 以下) で行われた伝熱実験結果からの予測値あるいは外挿値で、ダイバータの条件下での冷却性能実証は行われていない。より原型炉に近い条件で伝熱実験、すなわち高熱流束負荷を高温、高圧のヘリウムガスで冷却する H^4test (High heat flux removed by High temperature and High pressure of Helium) を伝熱実験のロジックとし、既存の GIT ループを改造した。4つの"H"のうち圧力 (100 気圧)、ヘリウムの2点は条件を満たしているが、熱流束およびヘリウムガスを大幅に増加させる必要があった。熱流束に関しては、当初ガストーチを用いて最大 2.8 MW/m^2 であったが、アイダホ国立研究所 (INL) の STAR 施設から 10 kW 高周波誘導加熱装置を借り入れ導入することで、 6.6 MW/m^2 まで向上させた。ヘリウム温度に関しては、2つの 4.5 kW カートリッジヒーターを使用して昇温した。しかし、ヘリウム温度が 300°C 以上で、試験部 (WL10材使用部、後述) で激しい酸化が観測され、実験結果に影響を及ぼした。この酸化を防ぐために、試験部と高周波誘導加熱コイルは、実験中は 41 kPa の真空に保つよう図2のようなバイレックス製チャンバーに改造された。

2.2.2 熱負荷実験—ORNL プラズマークランプ

熱負荷実験にはオークリッジ国立研究所 (ORNL) のプラズマークランプ (PAL) 施設を使用した (図3)。PAL を用いた照射材の高熱負荷実験 (HHFT: High Heat Flux

Testing) を行うために、試料ホルダー、計測システムなどを整備すると共に、熱負荷試験時の放射性物質の飛散を防止するために試料ホルダー部を密閉構造にする改造を行った。また、PHENIX プログラムの最初の3年間では、PAL からの入射熱流束レベルは 3.3 MW/m^2 に制限されていたが、リフレクターをアップグレードし、最大熱流束を 16 MW/m^2 まで増加させた。さらに、図4(a)に示すように、PAL 施設を使用することで、熱源を試験室から物理的に分離でき、高い熱流束下での中性子照射材 HHFT を安全に行うことができるようになった。照射材試験片の HHFT 中の対放射線安全性の向上は、冷却ロッド、試料ホルダーおよび照射材試験片を内包する高真空システム用の半球形キャップチャンバーによる二重閉じ込めによって達成される (図4(a))。ただし、照射材の高い放射線量のため、試験可能な照射材の寸法は厚さ数mmおよび直径 10 mm 未満のものに制限される。試験片は、図4(d)および(e)に示すように、水冷銅合金ロッドに取り付けられた耐熱金属製のホルダーにボルトで固定する。ボルト締め付け領域が高熱流束に直接曝されないため、試験片内の温度分布が不均一



図3 ORNL のプラズマークランプ施設。

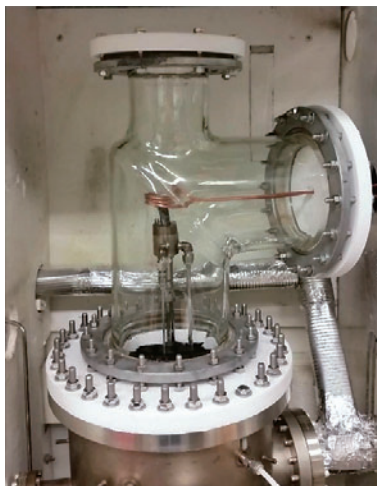


図2 改造後の H^4test 試験部。

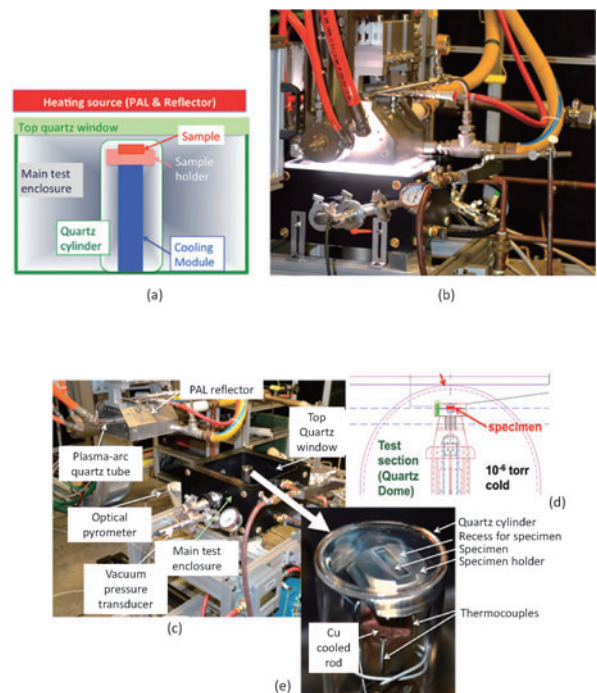


図4 プラズマークランプ施設の詳細。

になる可能性があり、試験片のボルト締めが熱応力および変形に及ぼす影響は微小薄肉試験片にとっては無視できない。そのため、HHFT 中の熱サイクルにおける発生応力シミュレーションのための熱力学的モデルを開発し補正を行った。

2.3 H⁴test の成果

熱負荷試験の結果に関しては、次の第3章に合わせて載せているため参照していただきたい。ここでは、伝熱実験に関して成果を報告する。

前半3年間で衝突噴流群の伝熱特性を調べるための基本的な流れ場形状は、先行研究である HEMJ の設計に基づくこととした。衝突噴流群伝熱特性には非常に多くのパラメータが影響する。本実験では、高熱流束除去の観点からパラメータに重要度をランク付けする PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を行い、その中でノズル-伝熱面間距離、噴流レイノルズ数、ノズル出口での乱流強度および層流化発生条件を重要パラメータとした。層流化とは、上流で十分に乱流であった流れが何らかの作用によって、乱れが減衰して層流状態に近づく現象で、流体の物性によるところが大きい。そのため、ヘリウムの層流化に関する情報を他の代替流体を用いた実験から得ることは難しい。試験部の詳細を図5に示す。HEMJ 試験部は AISI 302 ステンレス製のジェットカートリッジが WL10 製のスリーブ (thimble) の中に設置してある。Thimble の上面に高周波誘導加熱による熱負荷がかかる。ジェットカートリッジ上面には中央に直径 (D) 1.04 mm, その周辺に六角形状に24個の直径 0.6 mm の小孔計25個が開いてあり、そこからヘリウムガスが噴出される。中央の小孔 (ノズル) 直径 D とノズルと噴流衝突面間の距離 H の比 H/D は 0.25 から 1.5 まで変化させた。また、ヘリウム温度は、室温から 400℃ まで、噴流レイノルズ数は 1.3×10^4 から 5.4×10^4 までそれぞれ変化させた。ここでは、その一部を紹介する。

図6は、ヘリウム温度が300℃以下の場合の、 $H/D = 0.5 \sim 1.0$ における噴流レイノルズ数に対する平均ヌセルト数 Nu の変化を示す。平均ヌセルト数は、

$$Nu = 0.085 Re^{0.59} \kappa^{0.19} \quad (1)$$

で整理できる[6]。ここで、 Re は噴流レイノルズ数、 $\kappa = k_s/k_f$ で、 k_s は衝突面温度における衝突面材料 (ここで

は WL10) の熱伝導率、 k_f はノズル出口温度におけるヘリウムの熱伝導率である。

従来の研究では、 H/D が小さくなるにつれて伝熱性能が増加する。そのため、更なる伝熱性能の向上を狙って、 $H/D = 0.25$ での伝熱実験を行った。図7は、 $H/D = 0.25$ および 0.5 の場合のレイノルズ数およびヘリウム温度に対する平均ヌセルト数の変化を示している。 $H/D = 0.5$ の場合、温度の上昇またはレイノルズ数の上昇とともに平均ヌセルト数は増加する。これは従来の100℃以下で行われた実験結果と傾向が一致する。一方、 $H/D = 0.25$ の場合、ヘリウム温度が100℃以下のときには、 $H/D = 0.5$ の場合の平均ヌセルト数を上回り、従来の研究結果と一致する。しかし、200℃以上の高温域では、 $H/D = 0.5$ の場合よりも熱伝達率が低下した。さらに同じ $H/D = 0.25$ で比較すると、低温域よりも熱伝達率が減少するという従来結果では見られない現象が生じた。この原因として、層流化が考えられる。

ヘリウム温度、ノズル-伝熱面間距離等についてその影響を調べ、平均ヌセルト数に関して以下の実験式を導いた[7]。これは、先述の(1)とは異なり、伝熱面の熱物性 (熱伝導率) に依存しない。

$$Nu = 0.180 Re^{0.625} \left(\frac{H}{D} \right)^{-0.625} \left(\frac{s}{D} \right)^{-0.375} \left(\frac{T_c}{T_i} \right)^{0.637 ((T_c/T_i) - 1)} \quad (2)$$

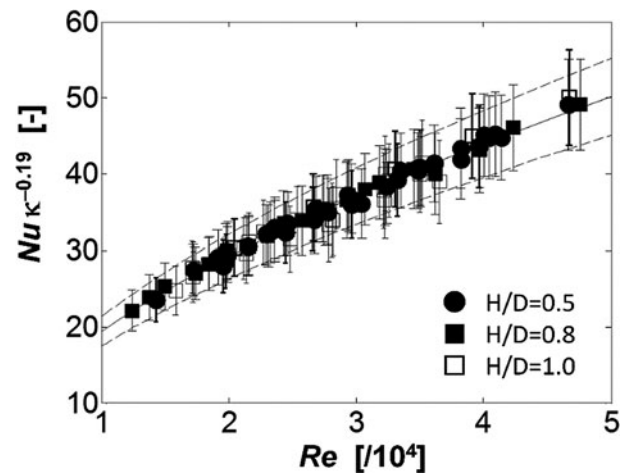


図6 $H/D = 0.5 \sim 1.0$ でのマルチ衝突噴流平均熱伝達率。

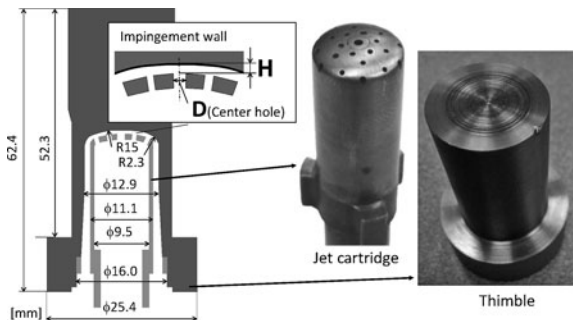


図5 HEMJ 試験部詳細。

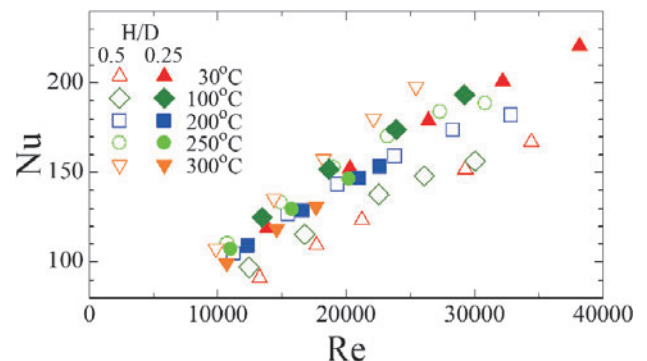


図7 $H/D \leq 0.5$ でのマルチ衝突噴流熱伝達。

図8は、HEMJ 流れ場の数値シミュレーション結果を示す。温度場も同時に計算しているが、複雑な流れ場における層流化を再現できる乱流モデルは現時点ではないため、主に流れ場の様子を調べるための計算である。外周の2つの噴流に着目すると、 $H/D = 0.5$ の場合は噴流構造を維持しているのに対して、 $H/D = 0.25$ の場合は対称的な噴流構造は崩れ、噴流下流に強い加速領域を形成していることがわかる。この噴流群外周部で、急激に加速されることによって生じる加速層流化と衝突面近傍のヘリウムガスが局所的に高温になることによる物性の変化に起因する加熱層流化とが相乗的に生じている可能性がある。これは、 H/D を小さくしなければ避けられる問題ではなく、高温条件のみでも高速流領域を形成する可能性もあり、層流化の発生条件確認と乱流モデリングが重要となる。

HEMJ は、 10 MW/m^2 を超える熱流束に耐えることが実験的に示された唯一の設計であるが[8]、両方の内側ジェットカートリッジに2つの異なる曲率半径の曲面（噴流噴出面および冷却面）を持つ複雑な形状を有する。さらに、タングステン合金の OUTER SHELL（エンドキャップ）や2つの異なる直径の25個の噴流ノズルなど、実際の炉で使用（製作）することを考えると、構造を少しでも単純化することが望ましい。そのため、CFDとFEMを用いてダウンセクションを行い、最適形状を求めた。図9はダウンセクションの候補形状である。すべての候補形状の噴流ノズル開口面積は等しくなっている。図中IがHEMJの基本設計形状である。またJからOでは噴流噴出面が曲面ではなくフラットになっており、それに対応し冷却面もフラットとしている。この15種類の形状とノズルピッチ（図中Sおよびj）、 H/D の組み合わせで計75ケースの計算を行うことによって図9中Kの噴出面をもつ最適形状を導いた。図10はその計算結果の一例であり、左から冷却面温度分布、カートリッジ応力分布、熱膨張分布である。熱膨張は H/D に影響を与える。

図11はダウンセクションで抽出した最適形状である。6個のノズルを有し、ノズル径はすべて1.18 mmである。従来のHEMJより形状が簡素化され、平均熱伝達率は6.5%向上し、圧力損失も小さくなった。このカートリッジ（図11 (b)）を用いて、再度 $H^4\text{test}$ を行い（図12）、本形状

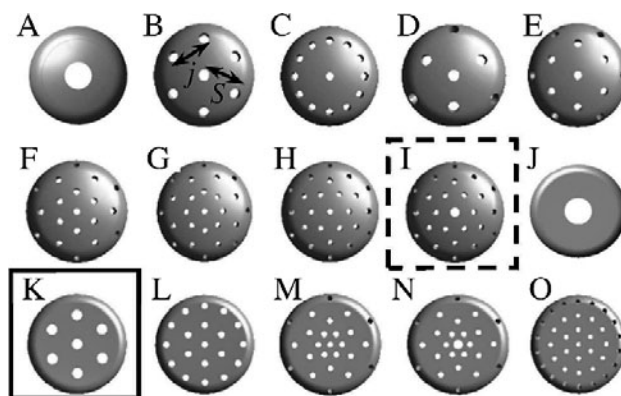


図9 最適形状ダウンセクションの候補。

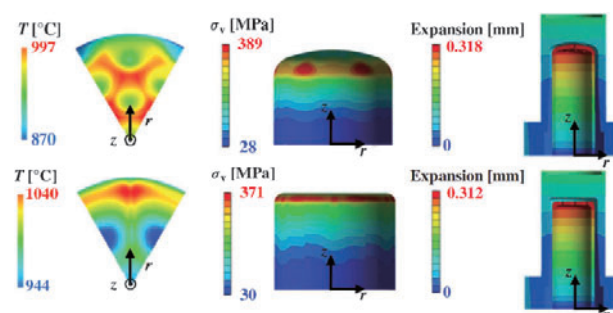


図10 CFD および FEM 結果の一例（I および K）。

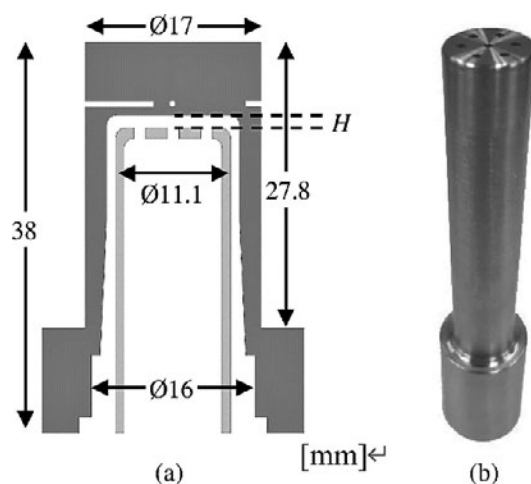


図11 He ガスダイバータ最適形状。

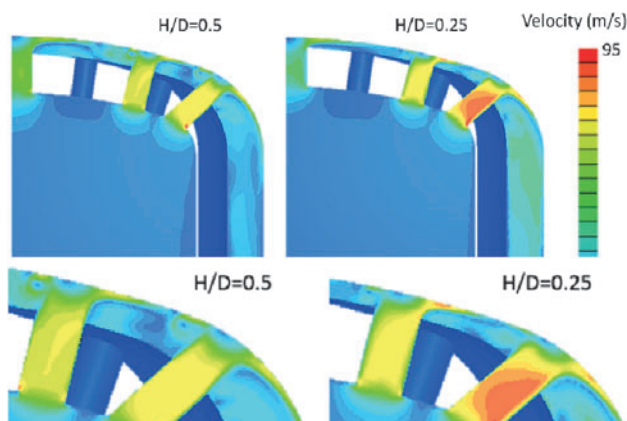


図8 HEMJ 試験部の衝突面近傍流れ場。

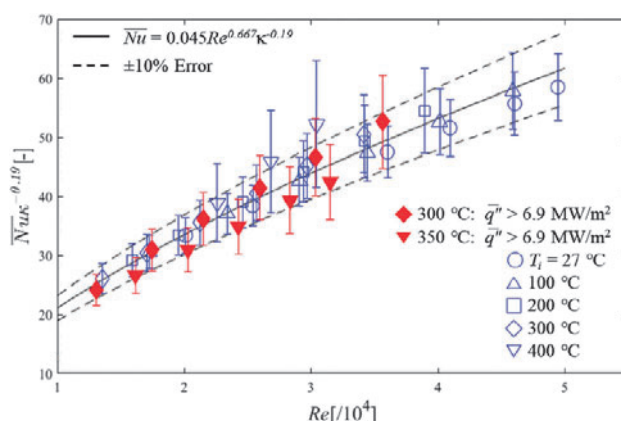


図12 提案ダイバータカートリッジを用いた伝熱実験結果。

に関して以下の平均ヌセルト数に関する実験式を導いた。

$$Nu = 0.045Re^{0.667} \kappa^{0.19} \quad (3)$$

2.4 まとめ

伝熱実験に関しては、H⁴testは計画通りに終了した。GITでは、複数個のカートリッジを用い、広領域での冷却性能の実証 H⁴test を現在引き続き行っている。

また、各タスクの6年間の成果を集約し、本タスクで提案した He ガスダイバータ設計に基づき、中性子照射後の材料特性を組み入れた PFC システムの総括熱流応答解析

を行い、PFC 設計条件や使用限界（構造健全性）の明確化に取り組んでいる。

参考文献

- [1] B. Koncar *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 167 (2011).
- [2] P. Norajitra *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 1656 (2011).
- [3] B. Koncar *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1831 (2013).
- [4] P. Norajitra *et al.*, Fusion Sci. Technol. **67**, 732 (2015).
- [5] M.S. Tillack *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 71 (2011).
- [6] B. Zhao *et al.*, Fusion Sci. Technol. **72**, 294 (2017).
- [7] T. Yokomine *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1543 (2016).
- [8] P. Norajitra *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 2251 (2010).



プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 PHENIX 計画 - 6年間の成果と次期計画 -

3. タスク 2 中性子照射タングステンの熱・強度特性

3. Task 2: Thermal and Mechanical Properties of Neutron Irradiated Tungsten

檜木達也¹⁾, 長谷川 晃²⁾, 宮澤 健²⁾, 秋吉優史³⁾, 近藤創介^{1,2)}

HINOKI Tatsuya¹⁾, HASEGAWA Akira²⁾, MIYAZAWA Takeshi²⁾, AKIYOSHI Masafumi³⁾

and KONDO Sosuke^{1,2)}

¹⁾京都大学, ²⁾東北大学, ³⁾大阪府立大学

(原稿受付: 2020年1月7日)

オークリッジ国立研究所(ORNL)の研究炉 High Flux Isotope Reactor (HFIR)において、各種タングステン系材料の550℃～1050℃での中性子照射試験を行った。核融合環境に近い中性子スペクトルを得るために、熱中性子遮蔽を行った照射試験も実施し、基本的な強度特性、熱特性に関する中性子照射効果に関する知見を得た。国内で開発された K-doped W, W-3%Re 等の新規材料が広範囲の条件で照射後も高い延性挙動を示すことを見出した。

Keywords:

neutron irradiation, tungsten, thermal neutron shielding, transmutation, thermal properties, mechanical properties

3.1 諸言

PHENIX 計画の目的の一つは、タングステン系材料の各種特性に及ぼす中性子照射効果を明らかにすることである。しかしながらタングステンの場合、熱中性子によるレニウム (Re) の生成等核変換の効果が大きく、特に比較的高い損傷量での中性子照射において影響が顕著となる。核変換効果を考慮した比較的高い線量領域でのタングステンの照射効果はこれまで得られていない。また、これまでに得られているタングステン系材料の中性子照射データは、800℃程度までが中心であるが、ダイバータでは、最高1500℃程度までの温度が想定されている。純タングステンでは、1000℃以上で再結晶が生じるが、1000℃以上での中性子照射データは非常に限られている。本研究では、タングステンの核変換効果を抑制するための熱中性子遮蔽を行い、1000℃を超える照射温度も含めて、中性子照射を現状候補とされる各種タングステン系材料に対して行うことにより、核融合ダイバータ用タングステン系材料に対する中性子照射効果の基本的な理解をめざした。また、熱中性子遮蔽の無い通常のカプセルでの中性子照射も行い、核変換効果の評価も行った。

3.2 中性子照射タングステン系材料

材料の中性子照射効果を調べるには照射前の材料中の組織が単純でクリアーである方が理解しやすい。一方でタングステンの場合、核融合炉への適用を考えると、室温近傍における粒界脆化や再結晶脆化の起こりにくい材料の開発が喫緊の課題となっている。タングステンの脆性抑制にはこれまでに合金化や加工熱処理による粒界や粒内組織の調

整が行われてきた。現時点では工業的背景やコスト、均質性・再現性などを勘案すると、国際熱核融合実験炉 ITER のダイバータタイルの製造に用いられている粉末焼結と高温における圧延加工によって作られたタングステンの厚板材料における中性子照射効果を調べるのが核融合炉用タングステンの開発に寄与すると考えた。そこで日本側の試料としては、微細粒組織で低温での靱性改善が見込まれるいくつかのタングステン系材料について、合金原料素材、熱処理、圧延加工率などをそろえるために、アライドマテリアル社に依頼して、純タングステン (pure W)、カリウム添加タングステン (K-doped W)、タングステン-3%レニウム合金 (W-3%Re)、およびカリウムとレニウムを複合添加した合金 (K-doped W-3%Re) の4つの材料を照射用試料として作製した。靱性改善が見込まれる微細結晶粒組織とするために、高温における圧延時の加工率を80%にそろえ、最終熱処理として900℃・20分の応力除去処理を行った厚板から放電加工により各試験片を切り出し、表面研磨仕上げをしたものを日本側の共通試料とした。これらの試料は、2011(平成23)年度から2014(平成26)年度までの核融合科学研究所 LHD 計画共同研究(核融合炉の中性子照射環境に対応した高熱流束機器用タングステン材料の開発と製造: 研究代表者・長谷川晃)においてある程度まとまった量を作製したものから選択した。米国側は、学術的にタングステンそのものの照射脆化機構を明らかにすることを目的として単結晶タングステンと、さらにいくつかの市販のタングステンおよびタングステン-レニウム合金などを試料として照射に供した。

日本側の試料については、中性子照射の準備と並行して

非照射材の引張試験やシャルピー衝撃試験による機械的特性の評価と、最高2300℃までの熱処理による組織変化、熱伝導率などのデータの取得を進めた。また HFIR での熱中性子遮へい及び温度モニター付き照射カプセルを用いた RB*照射（詳細は次節）が始まり、おおよその照射温度が判明した段階で、照射時間と同じ期間・同じ温度に保持した熱時効試験も開始した。RB*照射は4サイクル（ $28 \times 4 = 112$ 日）、約2700時間行ったので、熱時効試験は800℃と1100℃で3000時間まで実施し、各温度における微細組織安定性の基礎データを収集し、作製したタングステン系材料の高温環境下での微細組織の安定性[1]のデータを取得した。各試料の照射前における組織の異方性の機械特性への影響[2]、熱伝導特性[3]および強度や温度を下げたときに延性が急激に低下する境界温度である延性脆性遷移温度（Ductile Brittle Transition Temperature: DBTT）などの機械特性[4]のデータも、照射後試験の開始に合わせて収集し、データベース化に備えた。

3.3 熱中性子遮蔽効果

米国のオークリッジ国立研究所（ORNL）にある High Flux Isotope Reactor（HFIR）において、上述の各種タングステン系材料に対して中性子照射試験を行った。ガドリニウムにより熱中性子遮蔽を行った RB*カプセルでは、約550℃、約850℃、約1050℃で0.2~0.7 dpa（displacement per atom）程度の照射を行った。熱中性子遮蔽無しで50×6 mm 径程度の容積を持つ比較的小型のRabbitカプセルを用いた中性子照射も、800℃、1100℃で0.4~0.5 dpa程度まで照射を行った。強度や熱拡散等の基本的物性、耐熱負荷特性、トリチウム透過等多様な特性を系統的に評価できるように、日米で550℃の温度領域で406個、850℃の温度領域で389個、1050℃の温度領域で359個の試料を RB*で照射した。図1の(a)はグラファイトでできたサブカプセルであり、試料の形状に合わせたスロットが彫られており、(b)に示すような試料がスロットに装填された。RB*カプセルは(c)に示すように4つのサブカプセルが連結し構成された。Rabbit 照射では、800℃、1100℃のカプセルでそれぞれ27個の試料が照射された。

Rabbit 照射試料では微細組織に顕著な核変換効果が認

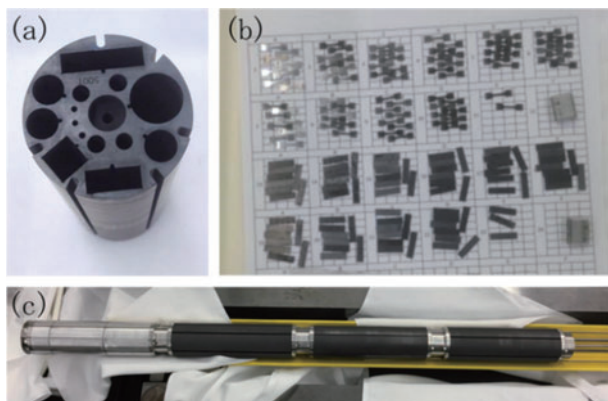


図1 RB*照射カプセルと照射試料 (a) グラファイト製サブカプセル (b) RB*照射試料の一部 (c) RB*照射カプセル。

められた。図2は単結晶タングステンの例であるが、オスミウムやレニウムが局所的に濃化している。核変換“固体”原子が及ぼす母相の転位ループやボイド組織発達への影響の程度は必ずしも明確でないが、少なくとも高温では照射中に比較的容易に拡散したことを示している。弾き出しによる1次、2次欠陥と頻繁に対面し得るこれら異種元素の生成の抑制が、実環境での材料挙動理解に不可欠であると直感的に理解できる。

3.4 中性子照射タングステン系材料の熱特性

固体材料中の熱伝導は、大きく分けてフォノンによるフォノン伝導と、自由電子による電子伝導とに分けることができる。セラミックス材料は主に前者により熱を輸送し、欠陥の導入に伴うフォノン-格子散乱や、温度上昇に伴うフォノン-フォノン散乱の増加によって熱拡散率が低下する。タングステン材料は、主に電子伝導により熱輸送を行うが、1/3程度はフォノン伝導によっても熱を輸送しており、欠陥導入によって熱拡散率が低下する。さらに、タングステンが中性子照射により核変換することで生じるレニウムやオスミウムにより熱拡散率に大きな影響を及ぼすことが知られている[5]。PHENIX プロジェクトに於いては、ガドリニウムによる熱中性子遮蔽を施した照射を行っており、核変換量を抑制した条件での欠陥導入により熱拡散率にどのような影響が与えられるかが注目されている。

ここでは、試料として Pure W 及び K-doped W-3%Re の $\phi 6$ mm×t2 mmの円板で、平面に対して配向方向が平行のものと垂直のものにそれぞれ照射した結果を報告する。ORNL の LAMDA 実験室内に設置された NETZSCH 社製 LFA-457 を用いて約550℃で中性子照射した試料に対して、100℃~500℃の範囲で熱拡散率測定し、 $\alpha = a/T^n + c$ という定数項を持つ関数を用いてフィッティングを行った[6]。

RB*で約550℃で照射した材料と非照射材の測定結果を図3に示す。照射後の試料はいずれも室温付近では照射前と比べて明確な熱拡散率低下を示しているが500℃程度で漸近しており、その差は小さくなっている。これは照射による格子欠陥導入によりフォノンが散乱され、低温時では差異が大きかったが、高温ではフォノン-フォノン散乱に

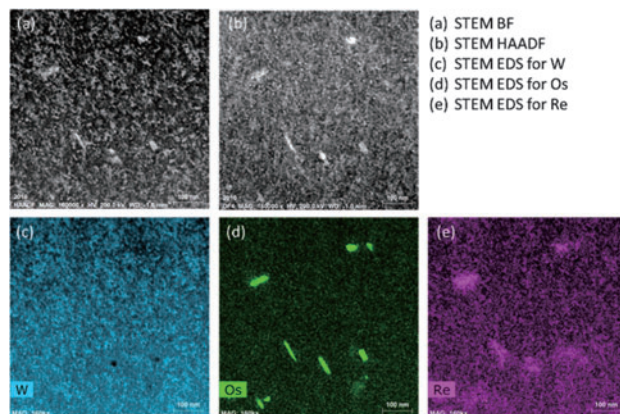


図2 1100℃でRabbit照射した単結晶タングステンの微細組織とSTEM-EDSによる元素分析結果。

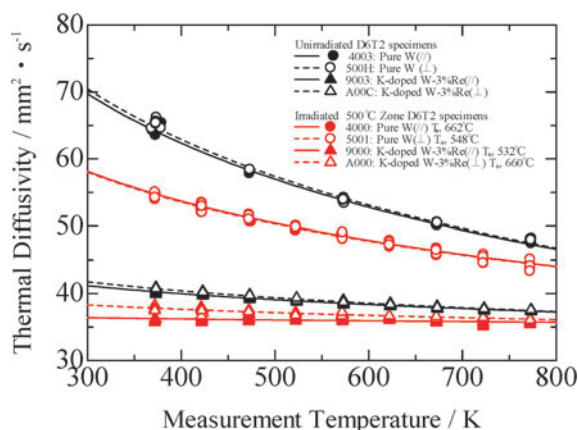


図3 照射前後のタングステン系材料の熱拡散率温度依存性。

より未照射試料に於いてもフォノン伝導の寄与は小さく電子伝導が支配的になっているためと考えられる。高温での未照射試料からの熱拡散率の低下がレニウムの寄与を表すと考えられるが、500℃までの測定に於いてはPure W照射後試料と未照射のW-3%Re試料とは後者の方が明らかに小さい値を示している。核変換によるレニウムの生成量は少なくとも3%以下であり、ガドリニウムシールドの効果が確認されたと考えられる。今後、照射後の試料に対して高温での電気伝導度測定を行うことで、熱拡散率の挙動を解釈する手がかりになると考えられる。なお、K-doped W-3%Re試料は、結晶粒配向方向で差が見られるが、これは照射温度などの照射条件の差によるものであると考えられる。

3.5 中性子照射タングステン系材料の強度特性

熱中性子遮蔽を行ったRB*カプセルにて550℃と850℃で中性子照射した後の室温におけるビッカース硬さ測定による照射硬化量を各合金別にまとめた結果を図4に示す[7]。ここでSRは応力除去処理材を示し、Rは再結晶材を示している。純タングステンではR材の方がSR材よりも照射硬化量がどちらの照射温度においても大きくなっている。一方で、照射温度による照射硬化量の違いは純タングステンではほとんど見られなかったのが特徴的である。

これまでに得られている純タングステンの原子炉照射による照射硬化量の照射量依存性をプロットしたのが図5

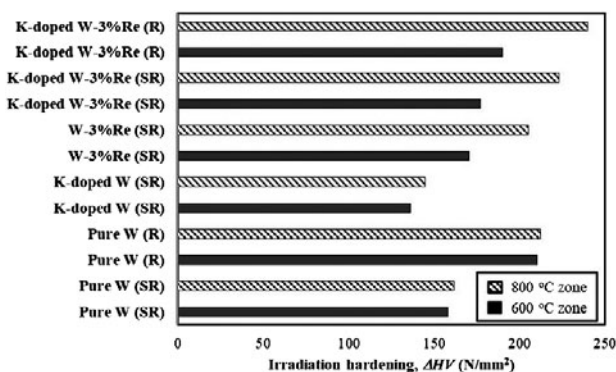


図4 RB*で550℃および850℃でそれぞれ0.4 dpaおよび0.7 dpa照射したタングステン材料のビッカース硬さ測定による照射硬化量[7]。

[7]である。今回の照射による照射硬化量は従来の研究によるデータの傾向とほぼ一致していることがわかる。タングステンの中性子照射では核変換により生成するレニウムが析出し始めると照射硬化量が急激に大きくなることが報告されているが、今回の照射では熱中性子遮蔽をしていることと、それらの違いがはっきりと出てくる約1 dpaよりも若干照射量が少なかったことが原因ではないかと考えられるが、透過電子顕微鏡などによる微細組織観察を行うことで、その機構が明らかになると期待される。

純タングステン以外の合金試料では、図4に示すようにいずれも照射温度が高い方が、硬化量が大きくなり、純タングステンとは異なる硬化挙動を示している。またレニウムを3%添加した試料の方が、レニウムを含まない試料よりも硬さが大きくなっている。レニウムを最初から含有していることで、照射量が1 dpa以下でもW-Reの析出物が形成し、硬化量が大きくなった可能性などが考えられるが、その詳細は今後の微細組織観察によって調べる。

図6および図7は550℃と850℃で照射した各材料のSR材の照射前後の引張試験で得られた応力ひずみ線図である。引張試験温度はいずれも原子炉照射温度よりも低い温度で行った。その理由は照射によって生成した照射欠陥集合体が、試験前および試験中の加熱によって変質することを防ぐためである。非照射の状態では、強度や伸びの試験温度依存性は小さいため、500℃でも700℃でもほぼ同じような応力ひずみ線図となっている。3%のレニウムの添加により、若干伸びが大きくなる傾向は見られるがその差はそれほど顕著では無い。

照射後の応力ひずみ曲線は図6でも図7でも各試料とも非照射材と大きく異なり、試料ごとの違いも顕著に表れている。550℃の照射ではいずれの試料も降伏応力あるいは破壊応力が非照射材の2倍近くまで大きくなるというはっきりとした照射硬化が見られた。一方でpure Wではほとんど塑性変形を伴わずに脆性的に破断したのに対し、W-3%ReおよびK-doped W-3%Reでは非照射材の半分程度ではあるが、伸びを示しているのが特徴である。

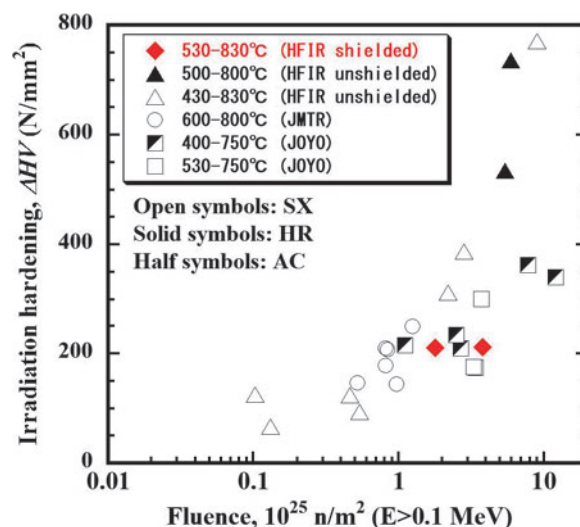


図5 これまでに得られた純タングステンの中性子照射量と照射硬化の関係[7]。

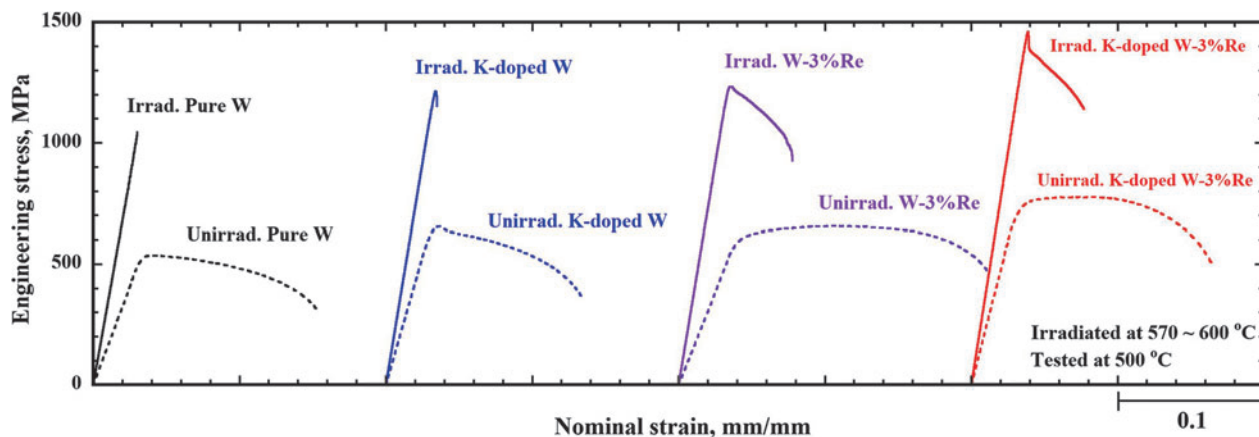


図6 応力除去処理材の非照射試料, および 550℃ で 0.4 dpa 照射した後の試料を 500℃ で引張試験をした際の応力ひずみ線図[7].

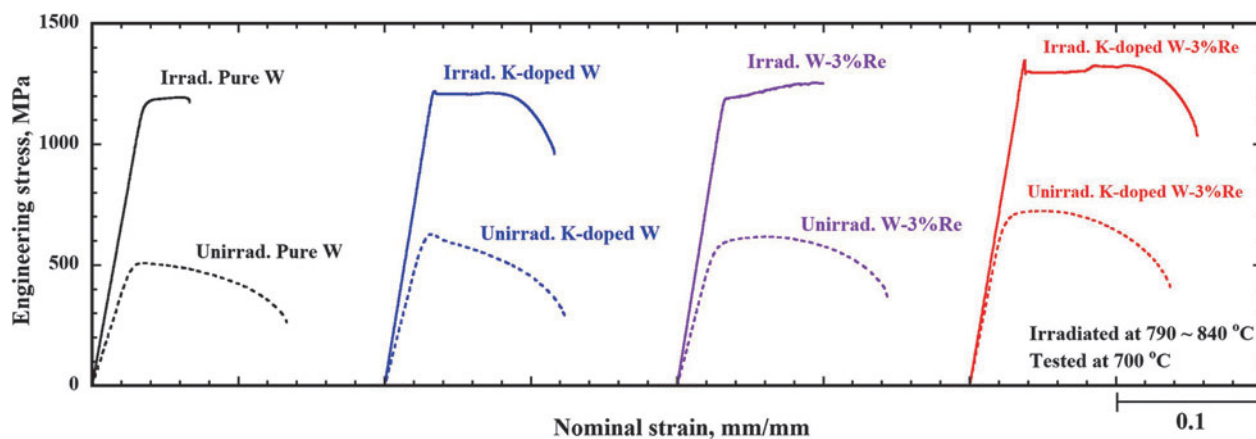


図7 応力除去処理材の非照射試料, および 850℃ で 0.7 dpa 照射した後の試料を 700℃ で引張試験をした際の応力ひずみ線図[7].

850℃での照射でも同じように降伏応力が2倍程度になるという傾向は同じであった。さらに pure W 以外の試料では破断伸びが照射前とほぼ変わらない値を示しており、照射後に破壊までに要するエネルギー、すなわち靱性値が2倍程度になるという照射誘起の高靱性化（タフニング）現象が見られた。破断面観察の結果は、pure W 以外で応力除去処理材特有の扁平な結晶粒組織に由来する多層構造の破面が観察されており、この温度および弾き出し量では格子欠陥集合体形成による硬化は起こるものの、多層の微細粒組織が残っているために、脆化が現れなかったものと考えられる。今後はさらに低い温度での引張試験を行って、照射材における延性と脆性の遷移の挙動を調べる予定である。

1050℃で照射した試料についても、照射後の引張試験を行っており、データが出つつある。この温度で長期間の照射を行った場合、試料によっては応力除去処理状態の組織（微細な層状組織）が変質している可能性があり、計画している電子顕微鏡による微細組織の観察とあわせて、機械特性評価を進める。

3.6 まとめ

熱中性子遮蔽を行った中性子照射試験により、比較的核融合での条件に近い中性子スペクトルで、1000℃を超える温度を含む温度条件における各種タングステン系材料の照射効果に関する知見が得られた。

熱中性子遮蔽の無いRabbit照射では、ほとんどの試料において核変換で形成されたレニウムと、形成されたレニウム付近にオスミウムが観察され、比較的大きな硬さの変化が見られた。熱中性子遮蔽を行ったRB*カプセル照射において、550℃の照射では照射硬化は見られたものの、W-3%Re と K-doped W-3%Re においては延性挙動が認められた。850℃の照射では、K-doped W と K-doped W-3%Re は照射前と同様の伸びと延性挙動を示した。RB*カプセルでの550℃で照射した Pure W, K-doped W-3%Re とともに、熱拡散率の低下が確認された。室温では Pure W の方が K-doped W-3%Re に比べ50%以上高い値を示したが、照射温度付近の高温では Pure W の低下が大きいため、差は20%程度であった。

参考文献

- [1] K. Tsuchida *et al.*, Nucl. Mater. Energy **15**, 158 (2018).
- [2] M. Fukuda *et al.*, Fusion Sci. Technol. **68**, 690 (2015).
- [3] M. Fukuda *et al.*, Fusion Eng. Des. **132**, 1 (2018).
- [4] S. Nogami *et al.*, Fusion Eng. Des. **140**, 48 (2019).
- [5] Mohamed E. Sawan, Fusion Sci. Technol. **66**, 272 (2014).
- [6] M. Akiyoshi *et al.*, Fusion Eng. Des. **136** Part A, 513 (2018).
- [7] T. Miyazawa *et al.*, J. Nucl. Mater. **529**, 151910 (2020).
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151910>.



プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 PHENIX 計画 - 6年間の成果と次期計画 -

4. タスク3 トリチウム挙動および中性子照射効果

4. Task 3: Tritium Behavior and Its Neutron Irradiation Effect

大矢 恭久, 波多野 雄治¹⁾, 信太 祐二²⁾, 山内 有²⁾, 小林 真³⁾,
大宅 諒⁴⁾, 片山 一成⁴⁾, 大塚 哲平⁵⁾, 上田 良夫⁶⁾

OYA Yasuhisa, HATANO Yuji¹⁾, NOBUTA Yuji²⁾, YAMAUCHI Yuji²⁾, KOBAYASHI Makoto³⁾,

OYA Makoto⁴⁾, KATAYAMA Kazunari⁴⁾, OTSUKA Teppei⁵⁾ and UEDA Yoshio⁶⁾

静岡大学, ¹⁾富山大学, ²⁾北海道大学, ³⁾核融合科学研究所, ⁴⁾九州大学, ⁵⁾近畿大学, ⁶⁾大阪大学

(原稿受付: 2020年1月7日)

原型炉環境ではプラズマ対向材は極めて高いフラックスのD/Tプラズマに高温かつ長時間曝露される。そのため、大量のトリチウムが材料中に蓄積するとともに、冷却材へ透過することが懸念されている。PHENIX 計画タスク3では原型炉を想定した高温下における中性子照射タングステンへのトリチウム滞留と透過挙動を明らかにするとともに、DT核反応で生成したヘリウムの影響についても明らかにすることとした。その結果、高温環境下では、重水素滞留量が大きく減少するが、脱離温度が高温側にシフトすることから、照射欠陥が成長し、水素の安定な捕捉サイトが形成されるか、捕捉エネルギーの低い捕捉サイトが減少することにより安定な捕捉サイトの存在が明確になった可能性が示唆された。TMAPやHIDTシミュレーションコードによる解析により、最も安定な捕捉サイトの結合エネルギーが2.2 eVとなることが明らかとなった。高温下における表面影響についても検討を行い、炭素不純物層が形成すると滞留量が約2倍に増加することが中性子照射材ではじめて明らかにされた。また、世界ではじめて高温中性子照射材へのD/He混合プラズマ照射を行った。その結果、中性子照射材でもHeが重水素プラズマ中に混入することにより重水素滞留量が約2桁減少することが明らかとなった。

Keywords:

tritium, neutron irradiation, tungsten, plasma irradiation, retention, permeation, PWI

4.1 研究目的

将来の核融合原型炉において、プラズマ対向材中のトリチウム制御は、トリチウムリサイクリング評価や安全性評価の観点から極めて重要な課題の一つである[1, 2]。プラズマ対向材には14 MeVの中性子とともに、燃料となる水素同位体及び核燃焼に伴って生成するヘリウムが同時に照射され、中性子及び高エネルギー粒子による照射損傷の形成はダイナミックに変化する。そのため、トリチウムインベントリは非照射の状態とは大きく変化することが考えられる。これまでに日米科学技術協力事業 TITAN 計画において、320~350 Kで0.025 displacement per atom (dpa)まで中性子照射したタングステン中の重水素滞留とその後の昇温脱離挙動が調べられ、473 Kで重水素プラズマ照射した場合には捕捉重水素濃度が約1 at.%に達すること、捕捉された重水素の放出には800 K以上の高温が必要であることが明らかとなった[3-7]。これらの結果から、水素同位体が安定に捕捉されるボイド等の照射損傷がトリチウムインベントリに大きく影響することがわかった。また、中性子照射ではプラズマ対向材料のバルクに均一に照射損傷が導入され、高温ではバルク中へ速やかに重水素が拡散することにより滞留量が増加することが示された(図1)。

PHENIX 計画では原型炉を想定した800℃を超える高温環境下で中性子照射を行い、その際のトリチウム挙動を予測可能な知見を集積することとした。そのために、高温かつ高線量中性子照射をオークリッジ国立研究所(ORNL)の研究炉 High Flux Isotope Reactor (HFIR)で行い、大量トリチウム取扱施設であるアイダホ国立研究所(INL)のSafety and Tritium Applied Research (STAR)施設で照射後試験を行った[8]。図2にタスク3で使用した研究設備と研究の流れについてまとめた。表1に本研究で用いた中性子照射および比較のために実施した鉄照射の条件をまとめた。本研究目的である高温照射条件を達成するために、最高1100℃での中性子照射を行った。各施設の概要および中間報告までの知見については以前のプロジェクトレビューを参照いただきたい[9]。本レビューでは、中間報告以降に得られた主要な知見についてまとめた。

4.2 研究成果

(1) 高温中性子照射したタングステンにおける重水素滞留挙動評価

高温中性子照射したタングステンにおける重水素滞留・放出挙動を明らかにするために、HFIRにてRabbitキャプ

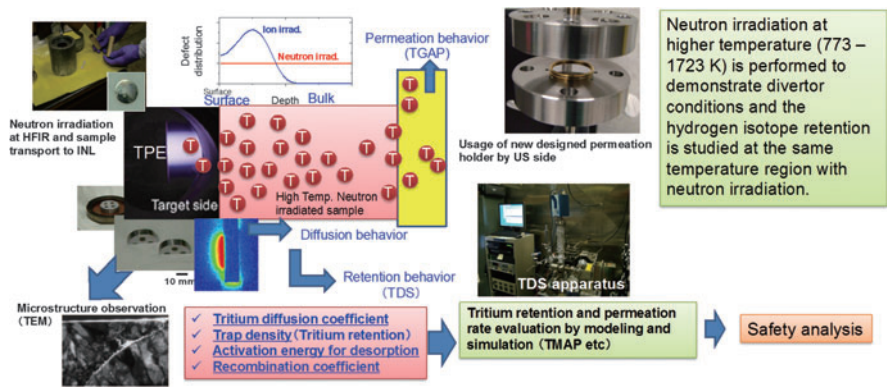


図 1 タスク 3 でのトリチウム挙動評価の流れ。

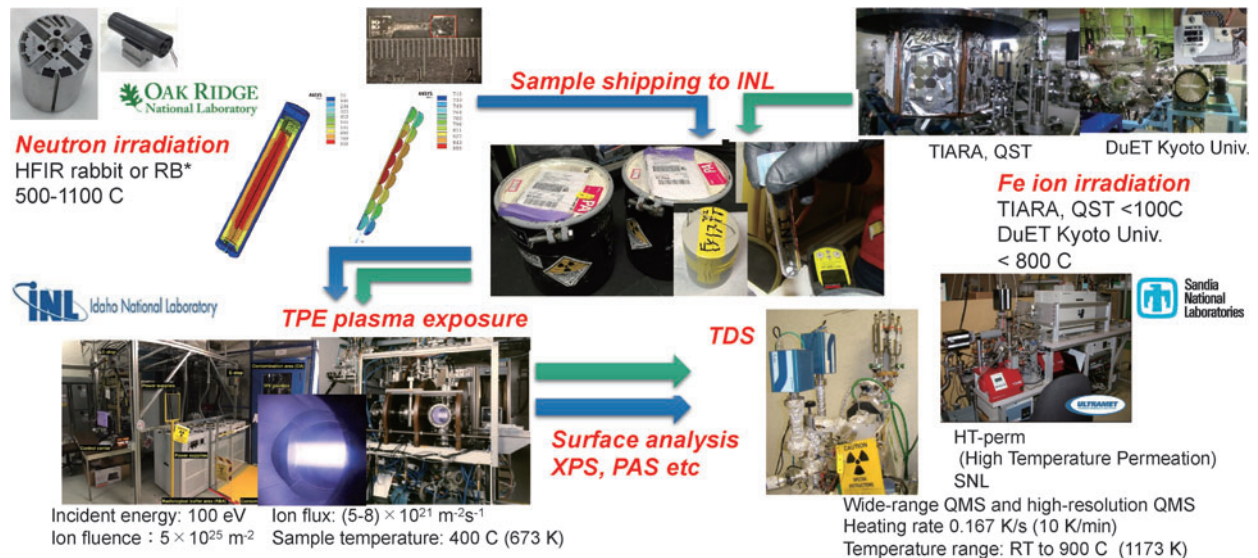


図 2 タスク 3 における使用設備と研究の流れ。

表 1 中性子および鉄イオン照射条件。

Irradiation facility	Irradiation source	Damage level	Temperature	Sample	Remarks
TIARA	Fe ³⁺	0.01-0.3 dpa	RT	PCW	
DuET	Fe ³⁺	0.1-0.3 dpa	300, 900 C	PCW	
HFIR	neutron	0.1 dpa	360, 690, 760 C	SCW	Rabbit
	neutron	0.3 dpa	800, 1100 C	PCW	Rabbit
	neutron	0.7 dpa	500, 800, 1100 C	PCW, W-3Re, W-5Re, SCW, UFG-W	RB*, with Gd thermal neutron shielding

セルを用いて 0.1 dpa まで 360℃～760℃ の温度範囲で単結晶タングステン (SCW) を中性子照射した。その後、直線型プラズマ装置 Tritium Plasma Experiment (TPE) にて中性子照射とほぼ同じ温度で重水素プラズマ照射を $5 \times 10^{25} \text{ D m}^{-2}$ まで行った際の昇温脱離 (TDS) スペクトルを図 3 に示す。重水素プラズマ照射温度が高温になるに従って、重水素脱離ピークが小さくなるが、その一方でピーク温度は高温側にシフトしていくことが明らかとなった。図 4 に TITAN 計画で得られた低温照射 (～50℃) と本研究で得られた高温照射における重水素滞留量に及ぼすプラズマ照射温度の相関をまとめた。中性子照射することにより非照射材よりも重水素滞留量は約 1～2 桁増加するが、高温プラズマ照射により滞留量は大きく減少することがわかる。図 5 に中性子照射タングステンおよび鉄イオン

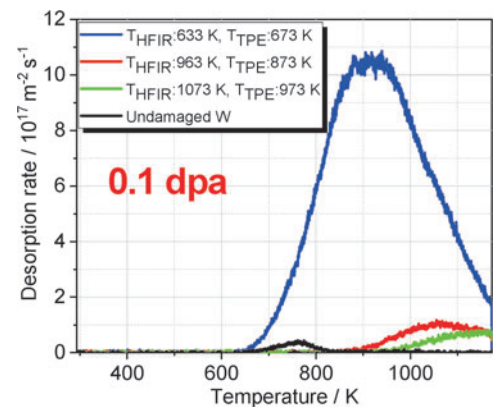


図 3 360℃～760℃ の温度で 0.1 dpa 中性子照射および重水素プラズマ照射したタングステンにおける D₂ TDS スペクトル。

照射タングステン (重水素プラズマ照射) と鉄イオン照射タングステン (D₂⁺イオン照射) における重水素 TDS スペクトルをまとめた。鉄イオン照射タングステンではプラズマ照射でもイオン照射でも脱離温度領域はほぼ同じであるが、中性子照射タングステンでは高温側に脱離領域が広がっていることから、バルクに照射欠陥が導入されることにより内部へ重水素が拡散していることが示唆される。核反応法により中性子照射タングステン中の重水素深さ分布

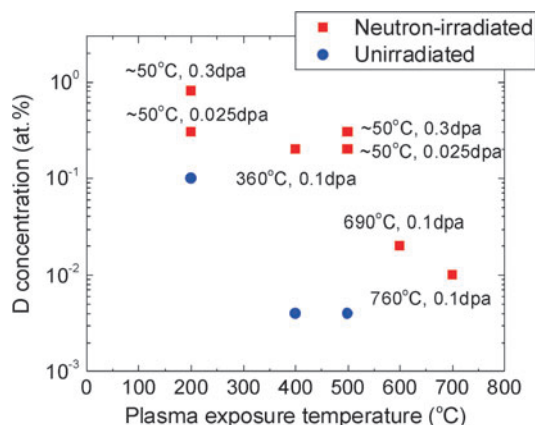


図4 非照射タングステンおよび中性子照射タングステンにおけるプラズマ照射温度と重水素滞留量の関係。

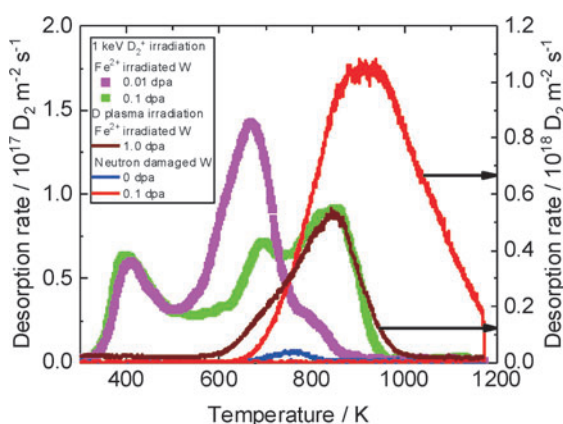


図5 中性子照射タングステンおよび鉄イオン照射タングステン(重水素プラズマ照射)と鉄イオン照射 W (D_2^+ イオン照射)における重水素 TDS スペクトルの比較。

を調べた。図6に示すように400℃では重水素が内部まで滞留しているとともに、高温プラズマ照射である600℃および700℃照射では表面に向かって重水素が拡散している様子がわかる。これらの実験結果に基づき、Hydrogen Isotope Diffusion and Trapping (HIDT) コードを用いて、重水素挙動を解析した[10]。実験結果とシミュレーションにおけるTDSスペクトルの比較を図7に示すとともに、その結果を表2にまとめた。TDSスペクトルからHIDTシミュレーションが実験結果をよく再現できていることが示された。表2にはTMAP7を用いた解析結果も併せて示した[11]。その結果、各プラズマ照射における捕捉サイトと重水素の平均結合エネルギーはプラズマ照射温度が上昇するに従って1.43 eVから2.07 eVまで増加することが示唆された。また捕捉サイト密度が400℃で 2.2×10^{-3} Trap/W、600℃で 1.5×10^{-4} Trap/W、700℃で 4.9×10^{-5} Trap/Wと見積もられた。これらのことから高温中性子照射中の照射損傷の回復に伴い一部の照射欠陥が集合し、空孔集合体やボイドが成長したか、高温プラズマ照射により結合エネルギーが低い捕捉サイトから重水素が脱離し、結合エネルギーの高い捕捉サイト中のみ重水素が残ることによりTDSスペクトルの脱離ピークが高温側にシフトしたと考えられる。図8に核反応法とHIDTシミュレーションによる重水素深さ分布結果を示す。実験では400℃において表

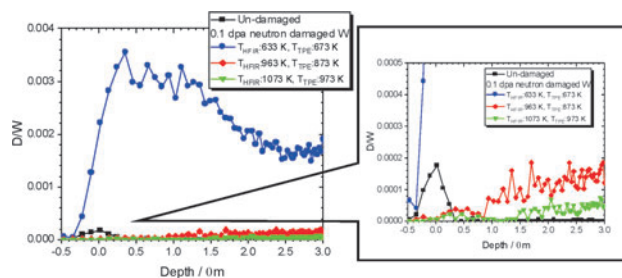


図6 核反応法による中性子照射タングステン中の重水素深さ方向分析結果。

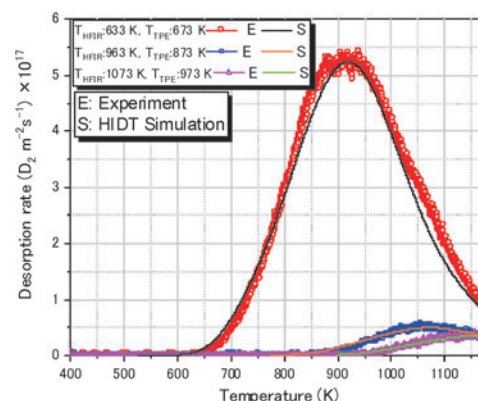


図7 中性子照射タングステンにおけるTDSスペクトルの実験とシミュレーション結果の比較。

表2 HIDT および TMAP7 を用いた解析結果と実験結果の比較。

Neutron irradiation temp. [K]	TPE exposure temp. [K]	Trap conc. by HIDT [Trap/W]	Binding energy by HIDT [eV]	Binding energy by TMAP [eV]	Retention by TDS [D m ⁻²]	Possible trap site
633	673	2.2×10^{-3}	1.43	1.41	1.9×10^{21}	Vacancies
963	873	1.5×10^{-4}	1.92	1.91	1.5×10^{20}	Vacancy clusters
1073	973	4.9×10^{-5}	2.07	2.21	1.2×10^{20}	Voids

面に重水素濃度が高くなっている部分があるが、HIDTシミュレーションでは酸化膜の影響等は考慮せず均一に分布する照射損傷の存在のみを仮定しているため、その傾向は再現されていない。一方、600℃および700℃ではよく実験結果を再現できていることがわかる。

(2) 反応層形成が重水素滞留挙動に及ぼす影響

高温中性子照射時の反応層形成が重水素滞留に及ぼす影響を調べるために、タングステンと炭化ケイ素 (SiC) を接触させた状態で800℃または1100℃で中性子照射を0.3 dpaまで行い、タングステン同士を接触させた場合と重水素滞留量がどのように変化するか調べた。図9に中性子照射後

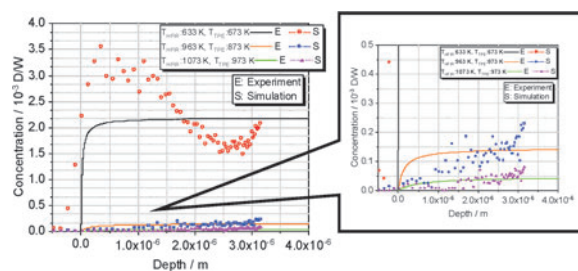


図8 NRA法とHIDTシミュレーションによる重水素深さ分布の比較。

の W/W 接触面と W/SiC 接触面での X 線光電子分光法 (XPS) による深さ方向分析結果を示す。横軸は Ar イオンによるスパッタリング時間を示している。W/W 接触面では数分のスパッタ時間で C はほぼなくなり、清浄なタングステン表面になっていることがわかる。一方、W/SiC 接触面では 500 分以上のスパッタでも C が 10–20% 存在し、WC 層を表面に形成していることがわかる。これらの試料に TPE にて重水素プラズマを 400℃ で $5 \times 10^{25} \text{ D m}^{-2}$ まで照射した後に、TDS 分析を行った。図 10 にその結果を示すとともに図 11 に全滞留量をまとめた [12]。W/W 接触面試料にプラズマ照射した場合に、プラズマ照射温度の上昇と共に重水素の脱離ピークが高温にシフトしているのは前章の 0.1 dpa 単結晶タングステンと同じである。一方、W/SiC 接触面にプラズマ照射した場合では、0.1 dpa 単結晶タングステン試料とは異なり脱離ピークは半値幅が狭くなっている。これは表面近傍の WC 層に主に重水素が捕捉されたためと考えられる。また、W/SiC 接触面試料の重水素全滞留量は 800℃、1100℃ ともに W/W 接触面試料と比較し約 2 倍に増加していた。

(3) 高温中性子照射タングステンへの D/He 混合プラズマ照射による重水素滞留挙動

これまでに中性子照射したタングステンにおける重水素滞留量は非照射タングステンと比較して 1 桁以上増加することを示してきた。実際の核融合炉を想定すると、プラズマ対向材には DT プラズマおよび DT 核反応で生成した中性子とともにヘリウムが照射される。そのため、中性子照射タングステンに D/He 混合プラズマを 400℃ で照射した際の重水素滞留量を評価した。試料として (2) 節と同様に

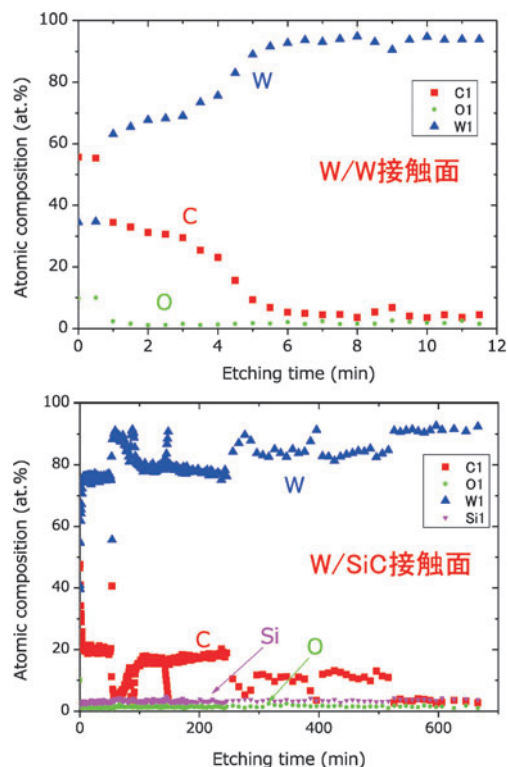


図 9 W/W 接触面および W/SiC 接触面における高温中性子照射後の深さ方向元素分布 (XPS による測定)。

800℃ と 1100℃ で HFIR にて Rabbit 照射したタングステン (W/W 接触面試料) を用いた。重水素フルエンスはこれまでと同様に $5 \times 10^{25} \text{ D m}^{-2}$ とした。D/He の比率はガス流量で $\text{D} : \text{He} = 15 : 10 \text{ sccm}$ と $24 : 1 \text{ sccm}$ の 2 条件とした。分光法により混合プラズマ中のヘリウムの割合はそれぞれ 5.6% と 0.4% と見積もられた [13]。図 12 にそれぞれの条件における D_2 および He TDS スペクトルを示す。また、同図中の写真は集束イオンビーム (FIB) 法で切り出した D/He 混合プラズマ照射表面近傍の切片試料の断面を透過電子顕微鏡 (TEM) で観察した結果で、上端が試料最表面である。その結果、1100℃ 中性子照射試料に低ヘリウム濃度プラズマを照射した場合にのみ微小な重水素の脱離ピークが約 800℃ に見られるが、それ以外では、ほとんど重水素が保持されていなかった。TEM 画像より、表面から深さ

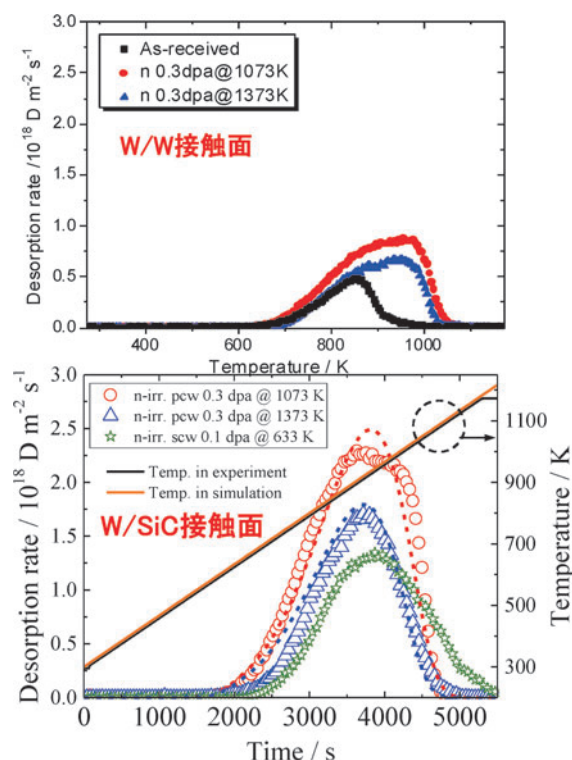


図 10 W/W 接触面および W/SiC 接触面に重水素プラズマを照射した高温中性子照射タングステンからの重水素の TDS スペクトル [13]。

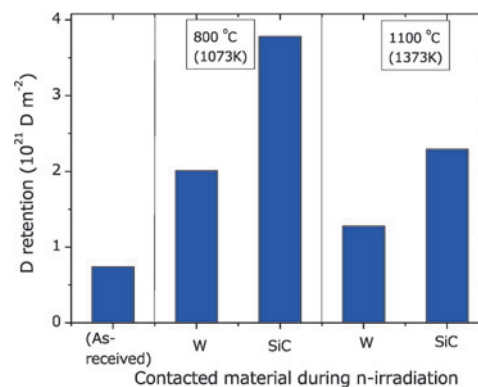


図 11 W/W 接触面および W/SiC 接触面に重水素プラズマを照射した高温中性子照射タングステンの重水素滞留量の比較。

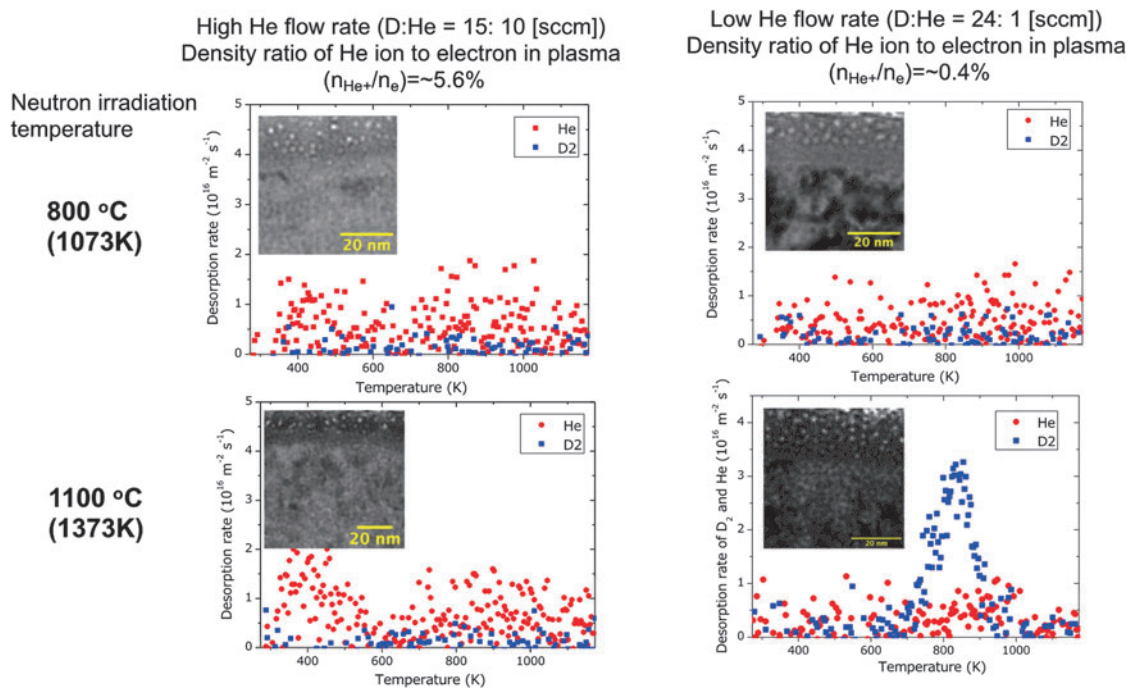


図12 高温中性子照射タングステンにおける D/He 混合プラズマ照射した際の D₂ および He TDS スペクトルと FIB-TEM 像[14].

10–20 nm の領域に高密度のヘリウムバブル層が形成していることがわかる。ヘリウムバブルにより重水素のバルクへの拡散が低減され、滞留量が減少したと考えられる。図10の W/W 接触面試料の TDS と比較すると、重水素が約 2 桁も減少していることがわかる。これまでもタングステンに D/He 混合プラズマを照射し、重水素滞留量が低減するという報告[15, 16]はあったが、本研究では世界ではじめて高温中性子照射タングステンでも D/He 混合プラズマ照射により重水素滞留量が激減することを明らかにした。中性子照射環境下でもヘリウム照射の影響はトリチウム滞留量評価に大きな影響を及ぼすことが示された。

4.3 まとめ

PHENIX 計画タスク 3 では原型炉環境を模擬した高温中性子照射材におけるトリチウム挙動を明らかにすることを目的として研究を進めてきた。高温中性子・プラズマ照射では、重水素滞留量が大幅に低減されるが、主要な脱離ピークが高温側にシフトすることが示され、空孔集合体やポイドなどの強い捕捉サイトが水素同位体捕捉に支配的な影響を示すことが明らかとなった。反応層形成が重水素滞留挙動に及ぼす影響については、WC 層形成により重水素滞留が増加するとともに、脱離挙動も大きく変化することが示された。より広範な条件下でトリチウム挙動に及ぼす反応層形成の影響を調べると共に、それをシミュレーションするためのコード開発が必要である。また、高温中性子

照射タングステンを用いて D/He 混合プラズマ照射を行い、中性子照射材でもヘリウム同時照射により重水素滞留挙動が大きく減少することを世界で初めて明らかにした。ヘリウムバブル形成が重水素のバルクへの拡散を抑制している可能性が示された。プラズマ中の He/D 混合比、プラズマ照射温度、中性子照射条件などをパラメータとし水素同位体滞留挙動をより詳細に検討する必要がある。今後、本プロジェクトで得られた知見を、その詳細なメカニズムの理解やトリチウムリサイクリング評価につなげていく。

参考文献

- [1] Y. Ueda *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 901 (2014).
- [2] Y. Oya *et al.*, Fusion Eng. Des. **113**, 211 (2016).
- [3] T. Muroga *et al.*, Fusion Sci. Technol. **60**, 321 (2011).
- [4] M. Shimada *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 013008 (2015).
- [5] Y. Hatano *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 073006 (2013).
- [6] Y. Hatano *et al.*, Mater. Trans. **54**, 437 (2013).
- [7] Y. Oya *et al.*, Phys. Scr. T145, 014050 (2011).
- [8] Y. Katoh *et al.*, Fusion Sci. Technol. **72**, 222 (2017).
- [9] 大矢恭久 他：プラズマ・核融合学会誌 **93**, 139, 2017.
- [10] Y. Oya *et al.*, J. Nucl. Mater. **461**, 336 (2015).
- [11] M. Shimada *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 1161 (2018).
- [12] M. Kobayashi *et al.*, Fusion Eng. Des. **146**, 1624 (2019).
- [13] D. Nishijima *et al.*, Phys. of Plasmas **14**, 103509 (2007).
- [14] Y. Nobuta *et al.*, Nucl. Fusion, under review.
- [15] Y. Ueda *et al.*, J. Nucl. Mater. **386-388**, 725 (2009).
- [16] V. Kh. Alimov *et al.*, Phys. Scr. T138, 014048 (2009).



プロジェクトレビュー 日米科学技術協力事業 PHENIX 計画 - 6年間の成果と次期計画 -

5. FRONTIER 計画 (2019年度～2024年度)

5. FRONTIER Project (2019-2024)

波多野雄治, 横峯健彦¹⁾, 檜木達也¹⁾, 橋本直幸²⁾, 大矢恭久³⁾,
大塚哲平⁴⁾, 近藤正聡⁵⁾, 宮澤順一⁶⁾, 長坂琢也⁶⁾

HATANO Yuji, YOKOMINE Takehiko¹⁾, HINOKI Tatsuya¹⁾, HASHIMOTO Naoyuki²⁾, OYA Yasuhisa³⁾,

OTSUKA Teppei⁴⁾, KONDO Masatoshi⁵⁾, MIYAZAWA Junichi⁶⁾ and NAGASAKA Takuya⁶⁾

富山大学, 京都大学¹⁾, 北海道大学²⁾, 静岡大学³⁾, 近畿大学⁴⁾, 東京工業大学⁵⁾, 核融合科学研究所⁶⁾

(原稿受付: 2020年1月7日)

プラズマ対向機器中に存在する異種材料・異相界面における反応ダイナミクスと輸送現象, ならびにそれらに及ぼす中性子照射効果を明らかにすることを目的として, 日米科学技術協力事業のもと FRONTIER 計画が開始された. PHENIX 計画で構築された W のバルク特性に及ぼす中性子照射効果に関するデータベース等と統合することで, プラズマ対向機器全体としての特性評価が可能となる. 本章では, この新しいプロジェクトの概要を紹介する.

Keywords:

plasma facing component, divertor, neutron irradiation, tritium, liquid metal, interface, corrosion

5.1 プロジェクトの目的

プラズマ対向材料, 構造材料, 冷却材等から構成されるプラズマ対向機器 (PFC) 中には, 必然的に異種材料間および異相間の界面が存在する. 中性子照射下では, 原子の弾き出しや電子の励起により界面反応が大きく促進されると共に, 核変換で生成される不純物元素の界面への偏析等により材料特性が著しく変化する可能性があるが, 界面現象に焦点をあてた照射研究はほとんどなされていない.

そこで我々は, タングステン被覆 PFC および先進液体ダイバータにおける界面反応のダイナミクスと, それに及ぼす中性子照射効果を明らかにするため, 日米プロジェクト研究「原型炉ダイバータにおける界面反応ダイナミクスと中性子照射効果」(2019年度～2024年度) を提案し, 採択された. 本章では計画の概要と進捗状況を報告する.

PHENIX 計画においてタングステンのバルク特性に及ぼす中性子照射効果およびヘリウムガス冷却システムでの熱伝達に関するデータベースが構築されており, 本研究を遂行し界面に関する知見を加えることで, 機器全体としての評価が可能となる. PFC の伝熱特性や耐久性は「最も弱い部分で決まる」ことから, バルク特性のみならず界面特性を評価することは必要不可欠である. なお, 本プロジェクト研究の呼称は FRONTIER (Fusion Research Oriented to Neutron irradiation effects and Tritium behavior at material IntERfaces) 計画とした.

5.2 実施体制

本プロジェクト研究では, 以下の研究を行う. また, これらの目標を達成するため, 表 1 に示すように 4 つのタスクグループを構成した.

- (1) プラズマ対向材料-構造材料界面における反応層の発達過程および中性子照射効果, ならびに反応層が機械的強度および熱伝達に及ぼす影響 (タスク 1)
- (2) プラズマ対向材料-構造材料界面を跨ぐトリチウム移行および中性子照射効果 (タスク 2)
- (3) 中性子照射を受けたプラズマ対向材料の酸素等との化学反応とそれに伴うトリチウムを含む放射性核種の移行 (タスク 2)
- (4) 液体金属ダイバータ材料と構造材料および酸化被膜・コーティング材料との共存性, ならびに中性子照射効果 (タスク 3)
- (5) タスク 1～3 で得られる知見および PHENIX 計画の成果等をもとにした工学モデリング (タスク 4)

タスク間の関連を図 1 に示す. それぞれのタスクに日米より正副タスクコーディネーターが任命されている. プロジェクト研究全体の方向性, タスク間の役割分担や予算配分などは日米の代表およびプログラムコーディネーターからなる運営委員会で決定する. 実際の研究は各タスクの正副コーディネーターのリーダーシップの下で, 日本から米国あるいは米国から日本へ派遣される研究者によって遂行される. 研究者の派遣については毎年10月頃に核融合科学研究所より公募がなされ, 博士 (後期) 課程の学生より参

表1 FRONTIER 計画の実施体制。

代表 日本：波多野雄治（富山大） プログラムコーディネーター 日本：横峯健彦（京都大）
 米国：D. Clark（USDOE） 米国：Y. Katoh（ORNL）

タスク	課題	タスクコーディネーター	主要施設・設備
タスク1	プラズマ対向材料／構造材料界面の反応ダイナミクスと照射効果	日本：檜木達也（京都大），橋本直幸（北海道大） 米国：L. Garrison, X. Hu, W. Geringer（ORNL）	HFIR, LAMDA
タスク2	界面を跨ぐトリチウム移行挙動と事故時の反応ダイナミクス	日本：大矢恭久（静大），大塚哲平（近畿大） 米国：M. Shimada（INL），R. Kolasinski（SNL-CA）	TPE, STAR
タスク3	液体ダイバータ概念成立のための中性子照射下固液界面腐食反応ダイナミクス	日本：近藤正聡（東工大），宮澤順一（NIFS） 米国：B. Pint, J. Jun（ORNL）	HFIR, LAMDA
タスク4	工学モデリング	日本：横峯健彦（京都大） 米国：C. Kessel（ORNL）	

USDOE: U. S. Department of Energy, ORNL: Oak Ridge National Laboratory, INL: Idaho National Laboratory

SNL-CA: Sandia National Laboratories, California

HFIR: High Flux Isotope Reactor (ORNL), LAMDA: Low Activation Materials Development and Analysis laboratory (ORNL)

TPE: Tritium Plasma Experiment (INL), STAR: Safety and Tritium Applied Research facility (INL)

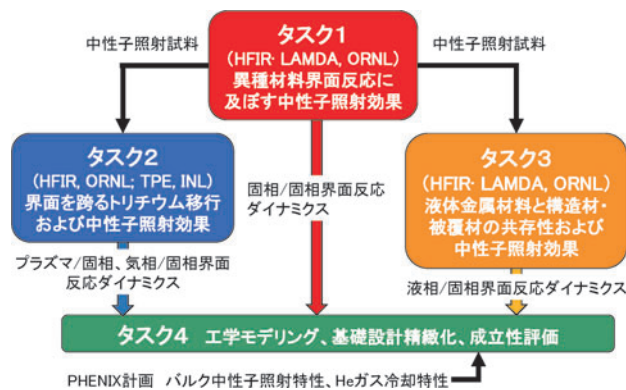


図1 FRONTIER 計画におけるタスク構成（ORNL: Oak Ridge National Laboratory, HFIR: High Flux Isotope Reactor, LAMDA: Low Activation Materials Design and Analysis Laboratory, INL: Idaho National Laboratory, TPE: Tritium Plasma Experiment）。

加することができる。以下に、各タスクの概要を述べる。

5.3 タスク1 プラズマ対向材料／構造材料界面の反応ダイナミクスと照射効果

プラズマ対向材料としてのタングステン系材料、低放射化フェライト鋼や銅合金等の構造材料の照射効果については、これまでの日米科学技術協力事業をはじめとして多くの研究が行われてきており[1-6]，それぞれの材料に対する基本的な理解が進んでいる。しかしながら，これらの接合界面に関する理解は不十分である。特に原型炉や実用炉で想定されるような高フラックスの中性子照射下では，タングステンの核変換の影響も懸念される。すなわち，接合界面では図2に示すように，核変換や照射誘起拡散，原子の衝突によるミキシング等により，微細組織の変化やそれに伴う物理特性，強度特性の変化などが想定されるが，これらに関する知見は得られていない。また，中性子照射下においてトリチウムやヘリウムが接合界面に及ぼす影響，更に照射下での温度勾配の影響等，実環境に近い条件での材料挙動，接合界面に及ぼす影響は明らかになっていない。

本タスクでは，日米双方で開発されている破壊靱性等を改善したタングステンを基本とした先進プラズマ対向材料

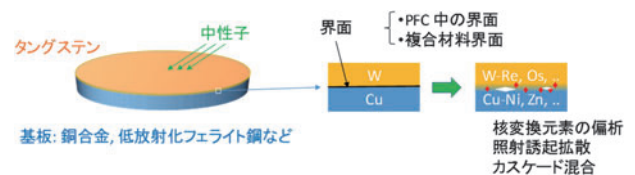


図2 プラズマ対向材料／構造材料界面の照射効果の模式図。

と，低放射化フェライト鋼（RAFS），銅合金等の構造材料，炭素材料や炭化ケイ素等の低放射化材料を，界面反応が抑制可能な先進技術で接合したプラズマ対向機器要素材に対して中性子照射を行う。中性子照射にはオークリッジ国立研究所（ORNL）の研究炉 High Flux Isotope Reactor（HFIR）を用いる。最先端の材料分析装置を有する ORNL の Low Activation Materials Development and Analysis Laboratory（LAMDA）において，接合界面に及ぼす中性子照射の影響を微細組織，強度，伝熱特性等の基本特性変化の観点から明らかにし，これまでに得られているバルク照射影響に関する知見と合わせて，プラズマ対向機器に及ぼす照射効果の理解をめざす。また，中性子照射後の放射線量が比較的高いタングステン等を対象とするため，微小試験片評価技術等の照射後試験技術の高度化を図る。これらの多角的な中性子照射試験により，原型炉環境下でプラズマ対向機器を成立させるための材料工学的知見を得る。

5.4 タスク2 界面を跨ぐトリチウム移行挙動と事故時の反応ダイナミクス

原型炉プラズマ対向材料は高フラックスの重水素とトリチウムのプラズマに曝されるとともに，核融合反応により生成された高エネルギーの中性子やヘリウムの照射を長時間受ける。PHENIX 計画では，アイダホ国立研究所（INL）の直線型プラズマ装置 Tritium Plasma Experiment（TPE）を用いて，中性子照射されたタングステン系材料を高温で高フラックスプラズマに曝露し，トリチウム滞留に及ぼす中性子照射効果を明らかにしてきた。一方で，核融合炉を設計するためには，異なる材料間を跨ぐトリチウム移行挙動の理解および同位体効果を考慮した水素同位体移行評価が必要不可欠である。例えば，タングステン／低放射化

フェライト鋼接合材においては水素同位体の溶解度の差から界面ではトリチウム濃度が特異的に上昇することが予測されるが(図3), 実験的な検証はなされていない。また, これらの異種材料界面におけるトリチウム移行に及ぼす中性子照射効果についての知見はない。そこで本タスクでは, TPEを用いて中性子照射接合材試料を重水素/トリチウムプラズマに曝露し, 異種材料界面を跨ぐ水素同位体移行を調べる。冷却材中へのトリチウム移行等を高精度に評価するうえでも, 界面を跨ぐトリチウム移行ダイナミクスの理解は必要不可欠である。

また, これまでのプラズマ対向材中の水素同位体滞留挙動評価では, 単一の水素同位体を用いる研究がほとんどであり, 水素同位体比を考慮した評価はなされていない。これらの因子に加え, ヘリウム影響をも考慮することで, 燃焼プラズマに曝されるプラズマ対向機器中のトリチウム移行を評価できる。また, この知見は, トリチウム除染技術検討にも活かすことが可能である。

原型炉の事故時に真空容器中へ大気や水蒸気が進入すると, 運転停止後の崩壊熱により高温状態に保持されたプラズマ対向材料との反応が生じ得る。すなわち, 放射化したタングステンや核変換で形成されるレニウムが酸化物として昇華すると共に, プラズマ対向機器中からトリチウムが放出されることで放射性核種が飛散するリスクを想定する必要がある。トリチウムの放出化学形としては元素状(T_2 やDT)と水蒸気状(DTOや T_2O)が考えられるが, 両者の比率は真空容器内の酸素ポテンシャルに応じて変化するはずである。そのため, トリチウムがどのような化学形でどの程度飛散するのか予測しておく必要がある。そこで本タスクでは, 日米科学技術協力事業JUPITER-II計画[5]のもとでINLに設置された質量移行実験装置および新たに整備された分析装置を用いて, 放射性核種放出速度とその後移行挙動を明らかにする。以上の実験を通して, 核融合炉安全設計に必要不可欠な知見を得る。

5.5 タスク3 液体ダイバータ概念成立のための中性子照射下固液界面反応ダイナミクスの解明

固体ダイバータ方式では, 大きな熱負荷や粒子束によるプラズマ対向材料表面の損傷が課題である。図4に示す液体ダイバータ方式では, ダイバータ表面を冷却材液膜で覆うため, 大きな熱負荷や粒子束による材料表面の損傷を防ぐ事が可能である。さらに, 冷却材の種類によっては液膜表面における粒子吸着・輸送が促進されることにより, ダイバータ表面付近における粒子リサイクリングが抑制され, プラズマ制御改善も期待できる。このように, 液体ダイバータ概念は, 本来のダイバータとしての機能に加え, システムの長寿命化や高性能化を可能とするものである。

一方で, プラズマと固体材料の間に液体金属が液膜流として流れる特殊な機構となるため, 液体ダイバータでは特有の工学的課題が発生する。液体ダイバータの冷却材として有力であるスズの場合, 蒸気圧は十分に低いものの, 構造材料との共存性が課題となる。スズと低放射化フェライ

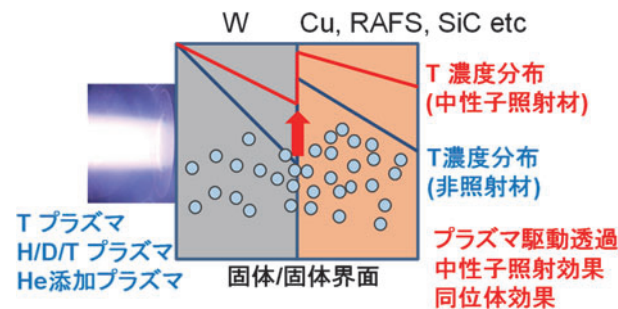


図3 異種材料界面を跨ぐトリチウム透過の模式図。

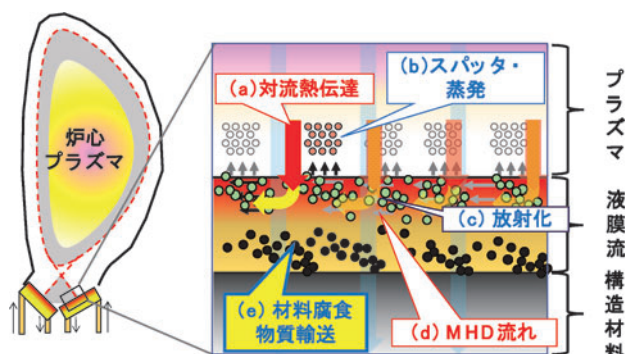


図4 液体ダイバータの固液界面周辺における熱・物質フロー。

ト鋼のような鉄系構造材料との腐食は, 合金型の腐食であるということがわかっている[7]。スズ中の酸素ポテンシャルは十分高い値に制御できるため, セラミックスコーティングや酸化被膜による腐食抑制も期待できるはずである[8]。しかし, 中性子照射により被膜組織が劣化することが予想される。すなわち, 核変換元素の結晶粒界への偏析による粒界腐食の促進, およびボイド等の空隙形成や, スエリングに伴う亀裂発生による液体金属材料の侵入経路の生成などが懸念される。このような中性子照射下での被膜の劣化が液体金属環境下の耐食性に対してどのように影響するかを明らかにする必要がある。つまり, 磁場, 中性子, 液体金属が複雑に影響し合う環境下における固液界面腐食反応ダイナミクスを明らかにしなければならない。リチウムをダイバータ冷却材とする場合は, 低放射化フェライト鋼との共存性データが既に豊富にある。しかし, スズやスズ-リチウム合金の場合も共通であるが, 磁場を横切る際の電磁気力による圧力損失発生が課題であるため, 構造材との電氣的絶縁のためのセラミックスコーティングや酸化被膜の技術は必須である。すなわち, リチウムの場合でも中性子環境下におけるセラミックスコーティングや酸化被膜の劣化と, それが電氣的絶縁性および耐食性に与える影響をやはり明らかにする必要がある。

このような背景より, 本タスクでは以下の課題に取り組む。

- (1) 液体ダイバータ材料の有力な候補であるスズやリチウム, スズ-リチウム合金と構造材料との共存性について, 温度条件, 流動条件, 磁場の影響を明らかにする。
- (2) 液体金属の材料共存性の改善策として想定されるセラミックスコーティングや酸化被膜の有効性を明らかにする。

- (3) 中性子照射によるセラミックスコーティングや酸化被膜の劣化機構，および液体ダイバータ環境下における耐食性への影響を明らかにする。

5.6 タスク 4 工学モデリング

界面ダイナミクスに着目した各タスクの成果を横断的に集約し，これらをプラズマ対向機器内の現象として有機的に結び付け，プラズマ対向機器システムに対応できる工学モデルへ昇華させる。すなわち，ガス冷却固体ダイバータおよび液体金属ダイバータの成立性について工学的観点から相互比較を行う。米国での大規模な実験的研究は実施せず，ワークショップにおける議論に加え，必要に応じて人物交流にて実施できる範囲の実験を行うことで，研究を進める。

5.7 終わりに

本プロジェクト研究では2期に分けて中性子照射実験を実施する予定である。1期目の照射マトリックス（試料リスト）はほぼ完成しており，現在試料の準備を進めている。2期目の照射に向けては，温度勾配下での照射や水素同位体・ヘリウムの同時照射，液体金属 in-pile 腐食試験等，より実機に近い環境での中性子照射を実現するための照射キャプセル設計に関する議論を進めている。また，並行して照射後試験技術の開発と，非照射材を用いた対照実

験を実施している。本章を読んで「参加してみたい」と思っただけなら，大変幸いである。もし参加のご希望があれば，著者らにご一報いただきたい。また，中間レビューも実施する予定なので，読者からのフィードバックもぜひ頂戴したい。

謝 辞

共に FRONITER 計画を立案し研究を進めて下さっている米国研究者，特に D. Clark 氏（エネルギー省），Y. Katoh 博士，L. Garrison 博士，X. Hu 博士，J. W. Geringer 氏，B. Pint 博士，J. Jun 博士（ORNL），M. Shimada 博士（INL），R. Kolasinski 博士（SNL）に心より謝意を表します。

参考文献

- [1] M. Rieth *et al.*, J. Nucl. Mater. **519**, 334 (2019).
- [2] C. Cabet *et al.*, J. Nucl. Mater. **523**, 510 (2019).
- [3] G.S. Was *et al.*, J. Nucl. Mater. **527**, 151837 (2019).
- [4] 日米科学技術協力事業核融合分野30周年記念報告書，
http://www.nifs.ac.jp/collaboration/Japan-US/JPN_US_30th_Report_J.pdf
- [5] 阿部勝憲 他：プラズマ・核融合学会誌 **85**, 247 (2009).
- [6] 奥野健二 他：プラズマ・核融合学会誌 **89**, 705 (2013).
- [7] M. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 2003 (2015).
- [8] A. Heinzl *et al.*, Mater. Corros. **68**, 831 (2017).