

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

■ 2019年9月13日(金) 13:00 ~ 14:30 | 会場 共通教育棟 2F E22

[3L_PL] 日米科学技術協力事業PHENIX計画の成果

座長:波多野 雄治(富山大)

[3L_PL01] PHENIX計画の概要

*上田 良夫¹ (1. 阪大)

[3L_PL02] 中性子照射タングステンの熱・機械的特性

*檜木 達也¹ (1. 京大)

[3L_PL03] 中性子照射タングステン中の水素同位体挙動

*大矢 恭久¹ (1. 静岡大)

[3L_PL04] Heガス冷却タングステンドライバータの総括熱流応答

*横峯 健彦¹ (1. 京大)

[3L_PL05] 今後の日米協力プロジェクト研究の展開

*波多野 雄治¹ (1. 富山大)

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(1) PHENIX 計画の概要

(1) Overview of PHENIX project

*上田良夫¹, 波多野雄治², 横峯健彦³, 檜木達也³, 長谷川晃⁴, 大矢恭久⁵,
D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹, D. Buchenauer¹⁰
¹大阪大学, ²富山大学, ³京都大学, ⁴東北大学, ⁵静岡大学, ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

1. 本プロジェクトの背景

原型炉実現のためには、高熱流束・粒子負荷に耐え、原型炉概念と整合性のあるプラズマ対向機器 (PFC) 概念を構築する必要がある。しかしながら、現状では、照射材の熱機械特性研究、およびトリチウム挙動研究、およびこれらに基づく PFC システム評価は不十分であり、原型炉実現に不可欠な PFC 概念構築のために、早急に研究を進めなければならない。上記の研究背景を鑑み、2013 年度から 2018 年度まで、日米共同研究プロジェクト PHENIX を進めてきた。本講演はその 6 年間の活動の総括を発表する。

2. 本プロジェクトの目的

本プロジェクトでは、3 つのタスクを構成して、以下の課題について研究を行った。

1. He ガス冷却系における熱流現象の解明、ダイバータ設計に資する熱伝達係数の取得、及びそれに基づく冷却性能の改善 (タスク 1)
2. タングステン系材料 (合金、組織制御材、接合材含む) の熱負荷環境下での健全性評価 (タスク 1, タスク 2)
3. ダイバータ高温条件を含む温度領域 (500°C~1200°C) における、タングステン系材料の中性子照射影響 (熱伝導特性、機械的特性) の解明と、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 2)
4. 上記温度条件における中性子照射 タングステン系材料中のトリチウム挙動の解明とプラズマ照射影響の評価、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 3)
5. 核融合炉環境下におけるプラズマ対向機器の健全性評価 (除熱性能 10 MW/m² を目安) と、安全性評価 (トリチウム滞留・透過評価)、並びに高い信頼性を有する原型炉ダイバータを実現するための課題の明確化 (タスク 1、タスク 2、タスク 3)

3. 本プロジェクトの主な成果

ジョージア工科大学 (GIT) の高圧 He ガスループを用いてマルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱機構を調べた。これらの研究を通して、マルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱特性の温度および流速依存性等に関する詳細なデータベースを構築すると共に、数値シミュレーション技術を確認した。オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR を用いて大規模な中性子照射試験を行った。照射キャプセル内に Gd 被覆を施し熱中性子を遮へいして元素変換と損傷の比率を核融合炉と同等なレベルに保った上で、500°C、800°C、1100°C において 1000 を超える W および W 合金試験片を最大 1dpa (displacement per atom) 程度まで照射した。純 W は中性子照射により著しい脆化を示すものの、W に K および Re を添加した上で適切に微細組織を制御すると照射脆化を著しく抑制できることを見出した。加えて、アイダホ国立研究所 (INL) でのプラズマ照射実験において、中性子照射により W 中に導入される格子欠陥はトリチウムの吸蔵量を著しく増大させるが、プラズマ中に He を添加すると、He の表面改質効果により吸蔵量を大きく低減できることを明らかにした。

*Yoshio Ueda¹, Y. Hatano², T. Yokomine³, T. Hinoki³, A. Hasegawa⁴, Y. Oya⁵, D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹ and D. Buchenauer¹⁰

¹Osaka Univ., ²Univ. Toyama, ³Kyoto Univ., ⁴Tohoku Univ., ⁵Shizuoka Univ., ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(2) 中性子照射タングステンの熱・機械的特性

(2) Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*檜木 達也¹, 長谷川 晃², Y. Katoh³, L. Garrison³¹京都大学, ²東北大学, ³ORNL

1. 諸言

PHENIX 計画の目的の一つに、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がある。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℃以上での再結晶が生じるが、1000℃以上での中性子照射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目指した。

2. 中性子照射試験

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、現在候補となっている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 0.2~0.7dpa 程度の照射を行った。熱中性子遮蔽無しの rabbit カプセルを用いた中性子照射も、800℃、1100℃で 0.4~0.5dpa 程度まで行った。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 (図) を RB*で照射した。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。



図 RB*カプセルの試料とホルダー

3. 照射効果

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 Re と、形成された Re 付近にオスミウム (Os) 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 合金と 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 の低下が大きいと、差は 20%程度であった。

*Tatsuya Hinoki¹, Akira Hasegawa², Yutai Katoh³ and Lauren Garrison³¹Kyoto Univ., ²Tohoku Univ., ³ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(3) 中性子照射タングステン中の水素同位体挙動

(3) Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*大矢 恭久¹, 波多野 雄治², M. Shimada³, D. Buchenauer⁴¹静岡大学, ²富山大学, ³INL, ⁴SNL

1. はじめに

原型炉プラズマ対向材料は極めて高いフラックスの D/T プラズマに高温で長時間曝露されることから、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 (W) のトリチウム滞留と透過挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 研究の進め方

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR にて 633 K、963 K および 1073 K で 0.1 dpa まで中性子照射した単結晶 W 試料をアイダホ国立研究所 (INL) の STAR 施設に輸送した。その後、トリチウムプラズマ実験装置 (TPE) を用いて重水素 (D) プラズマを中性子照射時とほぼ同じ温度で照射フルエンス 5.0×10^{25} D m⁻² まで照射し、昇温脱離法 (TDS) にて重水素放出挙動を調べた。また、別の試料はサンディア国立研究所 (SNL) にて核反応分析法 (NRA) で重水素の深さ分布を最大 3 μm まで調べた。その後、HIDT (Hydrogen Isotope Diffusion and Trapping) コードを用いて実験結果を解析した。また、1073 K および 1373 K にて 0.3 dpa まで中性子照射した W 試料を用いて D と He の混合プラズマ照射を行い、He 混合による重水素滞留挙動の変化についても検討した。

3. 主要な成果

図に中性子照射試料 (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K) における重水素 TDS スペクトルを示す。照射温度が高温になると滞留量が減少するとともに、脱離温度が高温側にシフトしている。NRA では表面近傍における D と W の原子比 D/W は W53 で 1.7×10^{-3} であったが、高温の W26 では 4.9×10^{-5} と 2 桁近く減少するとともに、非照射 W と比較して高温中性子照射 W では内部の濃度も増大していた。HIDT シミュレーション結果から照射欠陥と D の結合エネルギーを評価したところ、高温照射になるにつれ 1.43 eV から 2.07 eV に増大していることがわかった。これはアニーリング効果により結合エネルギーが大きい欠陥集合体が形成されたか、高温照射により低エネルギー捕捉サイトから D が脱離し高エネルギー捕捉サイトの寄与が明確化したことによると考えられる。

また、重水素と He のガス流量を 15:10 sccm または 24:1 sccm として TPE にて D+He 混合プラズマ照射し、重水素滞留量を調べた。その結果、He を混合させることにより中性子照射 W においても重水素滞留量が大きく減少することが示された。今後、微細組織観察を行い He バブル等の挙動を明らかにするとともに、HIDT シミュレーションによる He 滞留影響について明らかにする予定である。

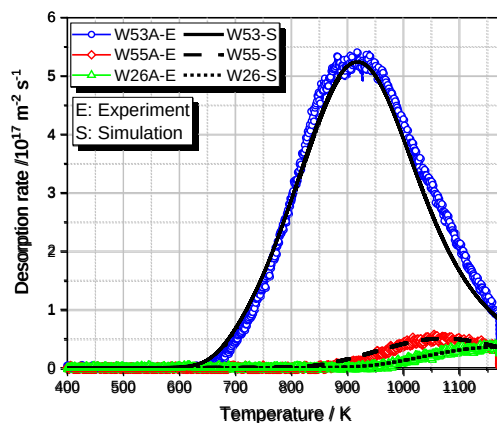


図 高温中性子照射した W における重水素 TDS スペクトル (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K)

*Yasuhisa Oya¹, Yuji Hatano², Masashi Shimada³ and Dean Buchenauer⁴¹Shizuoka Univ., ²Univ. of Toyama, ³INL, ⁴SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(4) He ガス冷却タングステンダイバータの総括熱流応答

(4) Overall heat flow response in helium gas-cooled divertor made of tungsten

*横峯 健彦¹, 上田良夫², 結城 和久³, M. Yoda⁴, A. Sabau⁵¹京都大学, ²大阪大学, ³山口東京理科大学, ⁴GIT, ⁵ORNL

1. 本タスクの目的

本タスクの目的は、“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高熱負荷・高温・高圧伝熱実験および照射タングステン熱負荷実験によりモデル化することにある。また、他のタスクで得られる照射材特性変化ならびにトリチウム挙動に関するデータに基づき構造解析を含む PFC の総括熱流応答解析を行い、対向材料の使用限界を把握し、安全な PFC 構築の評価基準を与えることを最終目的とする。

2. 伝熱実験

伝熱実験は、ジョージア工科大学 (GIT) のヘリウムループを用いて行った。試験対象をマルチノズル衝突噴流とし、より原型炉設計に近い条件にするために、高熱負荷 (10MW/m^2) での高温 ($\sim 700^\circ\text{C}$)、高圧 (100 気圧) ヘリウムガスをを用いた伝熱実験を目標とした。高熱負荷かつ衝突噴流といった流れ体系の場合、ヘリウムガス流の層流化が危惧される。層流化にはガス物性が大きく影響するため、ヘリウムガスループを使用する必要があった。上記条件を実現するために既存ループを大幅に改良し、またタングステン合金によるダイバータ冷却素子 (試験部) を設計製作した。伝熱実験の結果から、熱伝達整理式 (冷却性能) とポンプ動力の関係を求め、合理的に冷却可能であることを示した。ただし、ヘリウムガス温度が 200°C を超えたところから加熱および加速層流化による伝熱性能 (熱伝達率) の劣化が見られた。実験結果に基づき、ダイバータ冷却素子の最適形状 (フラット型) を見出した。

3. 熱負荷実験

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の Plasma Arc Lamp (PAL) を使用して熱負荷実験を行った。タスク 2 から提供された中性子照射材を試験片とするため、照射材熱負荷試験用に新たに遮蔽、試料ホルダー、計測システムを整備した。800 サイクル以上の入射熱流束約 10MW/m^2 での非照射材試験片および中性子照射材試験片 (ITER W および K ドープ W-3%Re) を用い、熱拡散率の照射影響を詳細に調べた。高温では、照射された純 W の熱拡散率は、未照射の値に近づいた。また K ドープ W-3%Re 試料への照射効果は極めて限られており、照射された試料は、温度が上昇してもほぼ同じ熱拡散率を示した。

4. システム検討

He 冷却ダイバータの総括熱流解析を行うために必要な情報を整理し、上述で提案したフラット型ダイバータ冷却素子設計を基に、本タスクの熱負荷試験からの熱伝導率情報および、タスク 2 からの中性子照射による材料特性変化のデータ、タスク 3 からのトリチウム挙動モデルをもって、PFC システム設計における総括熱流応答解析を行い、PFC の設計ウィンドをより明確に示す。

*Takehiko Yokomine¹, Yoshio Ueda², Kazuhisa Yuki³, Minami Yoda⁴ and Adrian Sabau⁵¹Kyoto Univ., ²Osaka Univ., ³Sanyo-Onoda City Univ., ⁴GIT, ⁵ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(5) 今後の日米協力プロジェクト研究の展開

(5) Next Japan-US joint research project: FRONTIER

*波多野雄治¹, 横峯健彦², 檜木達也², 橋本直幸³, 大矢恭久⁴, 大塚哲平⁵, 近藤正聡⁶, 宮澤順一⁷,
D. Clark⁸, Y. Katoh⁹, L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹
¹富山大学, ²京都大学, ³北海道大学, ⁴静岡大学, ⁵近畿大学, ⁶東京工業大学, ⁷核融合研,
⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL

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に界面が存在する。中性子照射下では、原子のはじ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大き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、W 被覆 PFC および先進液体ダイバータにおける界面現象と、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。本発表では、計画の概要と進捗状況を報告する。

PHENIX 計画において W 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。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。

2. 実施体制

上記の目標を達成するため、表 1 に示すように 4 つのタスクを構成した。中性子照射には PHENIX 計画と同様にオークリッジ国立研究所（ORNL）の HFIR を用いる。現在、タングステン材料と低放射化フェライト鋼の接合材や、液体金属との共存性を高めるため酸化被膜を形成したフェライト鋼など、界面を有する照射用試料の作製を進めている。

表 1 FRONTIER 計画の実施体制

代表：波多野雄治, D. Clark

コーディネーター：横峯健彦, Y. Katoh

タスク	課題	実施責任者	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	檜木達也, 橋本直幸, L. Garrison, X. Hu, W. Geringer	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	大矢恭久, 大塚哲平, M. Shimada, R. Kolasinski	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	近藤正聡, 宮澤順一, B. Pint, Y. Katoh	HFIR, LAMDA
タスク 4	工学モデリング	横峯健彦, C. Kessel	

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)

*Y. Hatano¹, T. Yokomine², T. Hinoki², N. Hashimoto³, Y. Oya⁴, T. Otsuka⁵, M. Kondo⁶, J. Miyazawa⁷, D. Clark⁸, Y. Katoh⁹,
L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹

¹U. Toyama, ²Kyoto U., ³Hokkaido U., ⁴Shizuoka U., ⁵Kindai U., ⁶Tokyo Inst. Technol., ⁷NIFS, ⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL