

[18011]

タングステンにおける中性子照射を模擬したバルク照射欠陥分布と そのトリチウム滞留への影響評価

Evaluation of Bulk Irradiation Defect Distribution Simulating Neutron Irradiation on Tritium Retention in Damaged Tungsten

大矢恭久^{#, A)}, 戸荻陽大^{A)}, 仲田萌子^{A)}, 趙 明忠^{A)}, 周 啓来^{B)}, 宮澤俊義^{C)}

Yasuhisa Oya^{#, A)}, Togari Akihiro^{A)}, Moeko Nakata^{A)}

Mingzhong Zhao^{A)}, Zhou Qilai^{B)}, Toshiyoshi Miyazawa^{C)}

^{A)} Graduate School of Science & Technology, Shizuoka University

^{B)} Faculty of Science, Shizuoka University

^{C)} Division of Technical Service, Shizuoka University

Abstract

The deuterium (D) retention behavior in tungsten (W) with various damage distributions was evaluated by the combination of energetic 0.8 or 6 MeV Fe²⁺, and 0.8 or 3 MeV H⁺ implantation. Thereafter, 3.0 keV D₂⁺ implantation and thermal desorption spectroscopy (TDS) were performed to evaluate D retention behavior. The results indicated that H trapping by defects, which created by 6 MeV Fe²⁺, suppressed D trapping and diffusion into bulk. The D₂ TDS spectrum for multiple Fe²⁺ and H⁺ implanted W was quite different that for only 0.8 MeV or 6 MeV Fe²⁺ implanted W due to the damage profiles. It can be said that the D retention in W was affected by H trapping and the damage distribution depth.

Keyword: Hydrogen isotopes retention, Tungsten, TDS

1. 目的

D-T 核融合炉プラズマ対向材料の候補であるタングステン(W)には、プラズマからの高速中性子や高エネルギーのヘリウム、水素同位体等の照射により、原子空孔、転位ループおよびボイドといった照射欠陥が形成する。これらの照射欠陥は燃料である水素同位体の安定な捕捉サイトとなるため、トリチウムインベントリー評価の観点から、Wにおける高エネルギー粒子照射による水素同位体の滞留挙動への影響を理解する必要がある。また核融合炉運転時、荷電粒子による照射欠陥は表面近傍に集中するが、中性子によるものはバルク中に一様に分布するため、照射欠陥は分布を持つことが予想される。本研究では水素同位体滞留挙動の照射損傷分布依存性についてその捕捉・拡散機構を明らかにするために、鉄イオン及び水素イオン照射エネルギーを変化させ欠陥分布を制御したW試料に対して重水素イオン(D₂⁺)照射を行い、昇温脱離法(TDS)及びHIDTシミュレーションによってD滞留挙動を評価した。

2. 実験方法

試料として、アライドマテリアル社製歪取加工済W(6 mm^φ, 0.5mm^厚)を用いた。不純物除去を目的として加熱処理を高真空下(< 10⁻⁶ Pa)にて 1173 K で 30 分間行った。この試料に TIARA の 3 MV タンデム加速器を用いて、0.8, 6 MeV 鉄イオン(Fe⁺, Fe²⁺)照射(損傷量 0.1 dpa)に加え、0.8, 3 MeV 水素イオン(H⁺)照射(損傷量 6.0×10⁻⁴ dpa)を室温にて行った。照射損

傷量は SRIM コードを用いて算出した。その後、静岡大学にて、重水素をエネルギー 3 keV D₂⁺にてフラックス 1.0×10¹⁸ D⁺ m⁻² s⁻¹、フルエンス 1.0×10²² D⁺ m⁻² まで室温で照射し、昇温領域を室温から 1173 K まで、昇温速度を 30 K min として TDS 測定を行い、D 滞留挙動を評価した。また TDS により得られたデータを元に HIDT シミュレーションを用いて結果を解析した。

3. 結果・考察

Fig. 1 に SRIM コードを用いた W 中における 0.8, 6 MeV Fe²⁺及び 0.8, 3 MeV H⁺照射による欠陥分布の

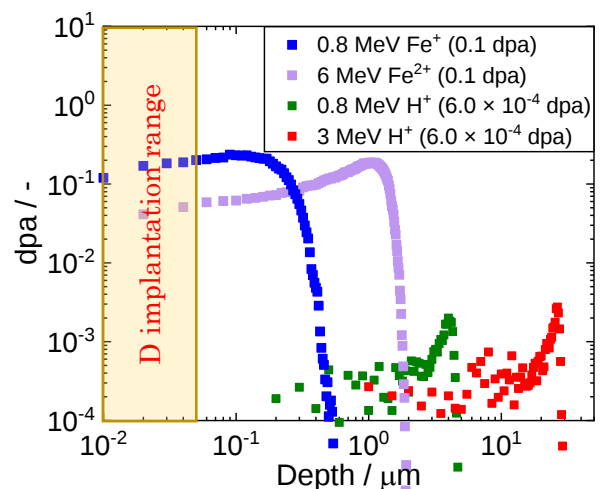


Fig. 1 Damage depth profile calculated by SRIM

[18011]

計算結果を示す。グラフから分かる通り、鉄イオン照射は約 $1\ \mu\text{m}$ まで欠陥が形成されているのに対し、水素イオン照射では約 $5\ \mu\text{m}$ 以上と、欠陥深さに大きな違いがあることがわかる。また損傷量の差も大きい。

Fig. 2 に水素イオンのみを照射した試料における TDS スペクトルを、Table 1 に各試料における D の全滞留量を示す。

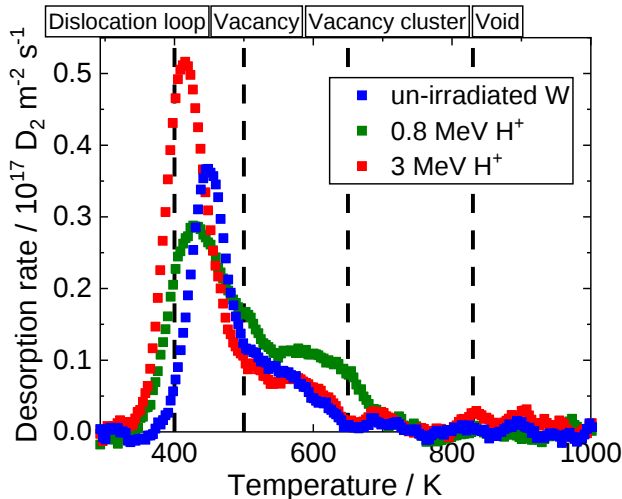


Fig. 2 TDS spectrum of H^+ irradiated samples

Table 1 D retention for W under various irradiation conditions.

Sample	D retention (D m^{-2})
un-irradiated W	1.4×10^{19}
0.8 MeV H^+	1.8×10^{19}
3 MeV H^+	2.3×10^{19}

先行研究より、TDS スペクトルは 400 K、550 K、650 K、800 K 付近の 4 つの D 脱離ピークにより構成されており、これらのピークはそれぞれ試料表面及び転位ループ、原子空孔、空孔クラスター、そしてボイドに捕捉された D の脱離と帰属した^[4]。また損傷量の増加に伴い、特に高温における D 脱離量が増えることが分かっている。

非照射試料に比べ 0.8 MeV H^+ 照射試料では、原子空孔における脱離は増加したが、転位ループにおける脱離量は減少した。一方、3 MeV H^+ 照射試料では転位ループにおける脱離量のみ増加した。これは、0.8 MeV H^+ の方が表面近傍における損傷量が多く、より捕捉エネルギーの大きい原子空孔が表面近傍に高密度に形成されたためであると考えられる。3 MeV H^+ 照射試料では最大飛程領域での損傷量は大きいですが、D の拡散距離よりも深いため、水素との相互作用が小さかったと考えられる。

また、Fig. 3 に HIDT シミュレーションによって得られた各試料における D_2^+ 照射後の D 濃度深さ分布を示す。

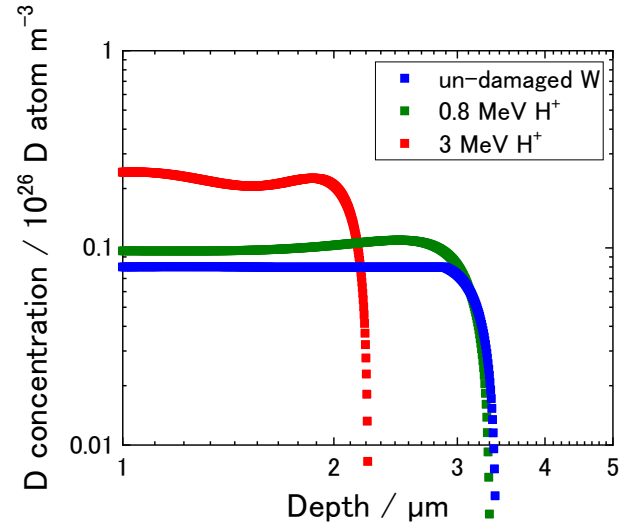


Fig. 3 The simulation of D depth profiles after D_2^+ implantation for each sample

非照射 W 試料と H^+ 照射試料を比較すると、0.8 MeV H^+ 照射試料では同程度の D が内部に拡散しているのに対し、3 MeV H^+ 照射試料では拡散距離が短くなった。これは、高エネルギー H^+ 照射によって転位ループが多く形成され、D がこれらの照射欠陥に捕捉されたためと考えられる。

Fig. 4 に 6 MeV Fe^{2+} 照射により、表面付近に欠陥を導入した後に各エネルギーの H^+ を照射した試料における TDS スペクトルを、Table 2 に各試料の D の全滞留量を示す。

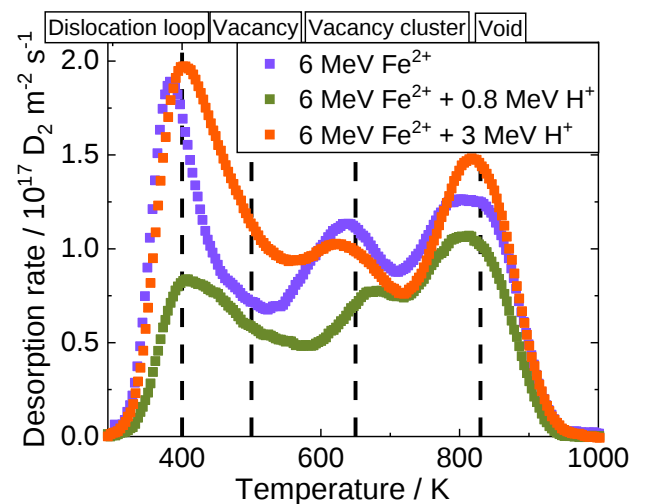


Fig. 4 TDS spectrum of Fe^{2+} and H^+ irradiated samples

[18011]

Table 2 D retention for W under various irradiation conditions.

Sample	D retention (D m^{-2})
6 MeV Fe^{2+}	2.4×10^{20}
6 MeV Fe^{2+} - 0.8 MeV H^+	1.6×10^{20}
6 MeV Fe^{2+} - 3 MeV H^+	2.7×10^{20}

Fe^{2+} 単独照射試料と比較すると、6 MeV Fe^{2+} - 3 MeV H^+ 照射試料では H^+ 照射による欠陥密度の増加に伴って D 滞留量が増加しているのに対し、6 MeV Fe^{2+} - 3 MeV H^+ 照射試料では損傷量が増えたのにも関わらず減少した。これは、0.8 MeV H^+ 照射によって導入された軽水素が Fe^{2+} 照射によって形成された欠陥に捕捉され、重水素の内部への捕捉・拡散を抑制したためであると考えられる。3 MeV H^+ 照射で同様の傾向が見られないのは、水素イオン単独照射の結果と同様、飛程が大きく異なるためであると考えられる。

Fig. 5 に 0.8 MeV Fe^+ 照射によって、より表面に近い深さに欠陥を導入した後に各エネルギーの H^+ を照射した試料における TDS スペクトルを、Table 3 に各試料の D の全滞留量を示す。

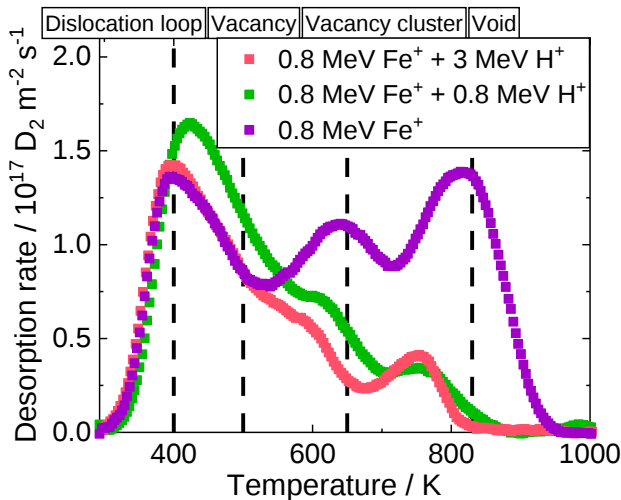


Fig. 5 TDS spectrum of Fe^+ and H^+ irradiated samples

Table 3 D retention for W under various irradiation conditions.

Sample	D retention (D m^{-2})
0.8 MeV Fe^+	2.7×10^{20}
0.8 MeV Fe^+ - 0.8 MeV H^+	1.5×10^{20}
0.8 MeV Fe^+ - 3 MeV H^+	1.3×10^{20}

Fe^+ 照射後に H^+ 照射することによって、空孔クラスター及びボイドへの D 滞留が大きく減少した。この傾向は異なるエネルギーの H^+ 照射においても、同様に表れた。また複合照射試料において、ボイドからの脱離ピークが低温側にシフトしていた。これらのことから、 H^+ 照射によって点欠陥が増えたことで D 内部拡散が抑制され、表面からの脱離を促進したことが示唆された。6 MeV Fe^{2+} 複合照射と異なる結果が得られたが、これは各 $\text{Fe}^{2+}(\text{Fe}^+)$ 照射によって形成される欠陥種の深さの違いによるものであると考えられる。特に、0.8 MeV Fe^+ 照射では表面付近に転移ループ、内部にボイドが多く形成されるため、よりボイドへの D 滞留に及ぼす影響が大きかったことが示唆された。

4. まとめ

本研究では、 $\text{Fe}^{2+}(\text{Fe}^+)$ および各エネルギーの H^+ 照射によって W 試料中の照射欠陥分布を制御し、水素同位体滞留挙動への影響を重水素イオン照射及び TDS 法により評価した。その結果、 H^+ 単独照射では、 H^+ の飛程によって D 拡散領域内での損傷量が異なり、試料中の全 D 滞留量に変化することがわかった。また $\text{Fe}^{2+}(\text{Fe}^+) - \text{H}^+$ の複合照射試料では、 $\text{Fe}^{2+}(\text{Fe}^+)$ による欠陥に軽水素が捕捉されることで D 脱離挙動が異なることが示唆された。今後は、この複合照射試料における考察を裏付けるために、 H^+ を照射した後に Fe^{2+} 照射を行うことで軽水素捕捉の影響をなくした試料に対して重水素イオン照射及び TDS を行う。また電子線照射した試料に対しても、同様の実験を行う。

参考文献

- [1] M. Rieth, S. L. Dudarev, S. M. Gonzalez de Vicente, et al., J. Nucl. Mater. 432 (2013) 482.
- [2] R. Causey, J. Nucl. Mater. 300 (2002) 91.
- [3] A. Hasegawa, M. Fukuda, S. Nogami et al., Fusion Eng. Des. 014068
- [4] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Phys. Scr., T167 (2016) 014068