

[2023202004]

中性子照射を模擬したタングステンにおけるプラズマ駆動透過に 及ぼす水素同位体効果

Hydrogen isotope effects on plasma-driven permeation in tungsten simulating neutron irradiation

大矢恭久^{#A)}, 星野柚香^{B)}, 三福寺旭^{B)}, 三浦剣士郎^{A)}, 奥村真郷^{A)}, 早川歩^{A)}, 加用敦也^{B)}
Oya Yasuhisa^{#A)}, Hoshino Yuzuka^{A)}, Sanfukuji Asahi^{A)}, Miura Kenshiro^{B)}, Okumura Shingo^{B)},
Hayakawa Ayumu^{B)}, Kayo Atsuya^{B)}

^{A)}静岡大学大学院総合科学技術研究科, ^{B)}静岡大学理学部

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

^{B)} Faculty of Science, Shizuoka University

Abstract

The hydrogen isotope retention behavior for Fe²⁺ damaged tungsten-tantalum and tungsten-potassium was evaluated by D₂⁺ ion implantation and thermal desorption spectroscopy. The D retention at the high temperature side for Fe²⁺ damaged W-Ta was reduced, compared to that for Fe²⁺ damaged W. It can be said that Ta would suppress the formation of voids.

Keyword: tungsten alloy, hydrogen isotope behavior

1. 目的

プラズマ対向材の候補として、高融点、低損耗率、低水素溶解度等の特性を持つタングステン(W)が挙げられている。炉運転時、高い熱負荷や、DT核融合反応による中性子や高エネルギー粒子の照射による照射欠陥の形成により、Wの良好な熱・機械特性が失われ、劣化・脆化を引き起こす。タンタル(Ta)やカリウム(K)をWに添加することで、これらの特性の改善が期待されている。先行研究にてW-TaおよびW-Kの延性脆性遷移温度の低下、再結晶温度の上昇、結晶粒の微細化による強度の上昇、優れた耐熱衝撃性が報告されている[1-3]。しかし、これらの合金に対する水素同位体挙動に関する報告は少ない。そこで本研究では、実機環境下を模擬するため、鉄イオン照射を行い、照射欠陥を導入したW-TaおよびW-K合金を用いて、水素同位体滞留挙動を評価した。中性子照射による放射化によって試料の取扱が困難になるため、鉄イオン照射により照射欠陥を導入した試料を用いた。

2. 実験方法

実験にはアライドマテリアル社製の直径 6 mm^φ、厚さ 0.5 mm^tのW、W-1,3,5%TaおよびW-K(40 ppm)合金を使用した。この試料に対して、1173 Kにて30分間加熱処理を行った。その後、高崎量子技術基盤研究所(TIARA)にて室温で鉄イオン(Fe²⁺)照射を行い、損傷量を 1 dpa とした。静岡大学にて重水素イオン照射および昇温脱離法を行い、重水素滞留量を評価した。重水素イオンはフラックス $1.0 \times 10^{18} \text{ D}^+ \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 、フルエンス $1.0 \times 10^{22} \text{ D}^+ \text{ m}^{-2}$ とし、重水素の脱離量は四重極型質量分析計(QMS)で測定した。

3. 結果・考察

Fig.1 に非照射 W および W-1,3,5%Ta における D₂TDS スペクトル、Table 1 に各試料における D 滞留量を示す。非照射試料では、Ta の添加により 350 K~550

K の範囲のピークが増加した。添加する Ta の濃度が高くなるにつれて、D 滞留量が増加した。W-5%Ta での D 滞留量は、W の約 2 倍であった。Ta の水素親和性によって表面における D 滞留量が増加したことが示唆される。

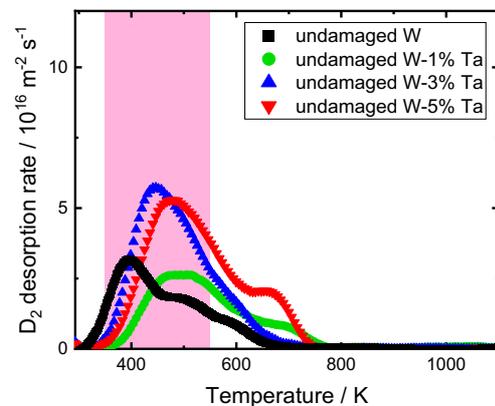


Fig. 1 D₂TDS spectra for undamaged W and W-1,3,5%Ta.

Table 1 Total D retention for undamaged samples.

Fluence : $1.0 \times 10^{22} \text{ m}^{-2}$	
Sample	D retention / m^{-2}
undamaged W	3.5×10^{19}
undamaged W-1%Ta	4.0×10^{19}
undamaged W-3%Ta	5.9×10^{19}
undamaged W-5%Ta	6.8×10^{19}

[2023202004]

Fig. 2 に鉄イオン照射 W および W-1,3,5%Ta における D₂ TDS スペクトル、Fig. 3 に Fig. 2 の TDS スペクトルから算出した各照射欠陥における D 滞留量を示す。鉄イオン照射 W-Ta では鉄イオン照射 W と比べて、低温側における D 滞留量がわずかに増加した。Ta の添加により転位ループの形成を促進したことが考えられる。また、W-Ta では W と比べて、高温側の D 滞留量が減少した。Ta の添加によりボイドの形成が抑制されたことが示唆される[4]。

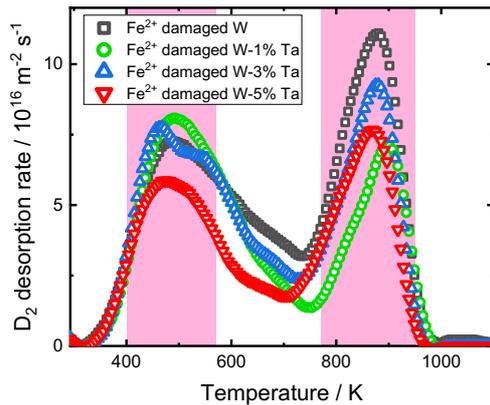


Fig. 2 D₂ TDS spectra for Fe²⁺ damaged W and W-1,3,5%Ta.

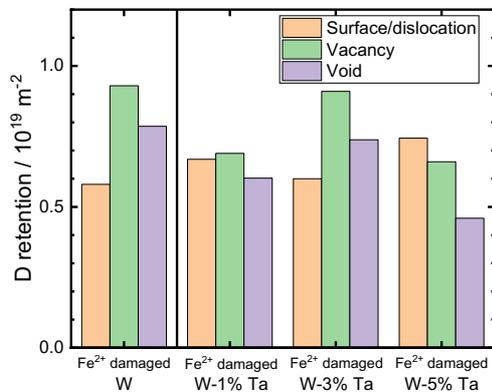


Fig. 3 D retention from each irradiation defect.

Fig. 4 に非照射 W および W-K における D₂ TDS スペクトルを示す。非照射 W-K では非照射 W に比べ、低温側のピークが大きく増加した。K の添加によって結晶粒が微細化したことで増加した粒界が重水素のトラップサイトとして働いたことが示唆される。Fig. 5 に鉄イオン照射 W および W-K における D₂ TDS スペクトルを示す。鉄イオン照射 W-K では鉄イオン照射 W に比べ、400 K~550 K にかけて D 滞留量が大きく増加した。粒界に沿って多数の空孔クラスターを形成したことが示唆される。

4. まとめ

本研究では W-Ta、W-K 合金を用いて水素同位体滞留挙動の評価を行った。照射欠陥影響を模擬するために TIARA にて照射欠陥を導入し、試料への重水

素イオン照射および昇温脱離法を行った。鉄イオン照射 W-Ta では鉄イオン照射 W と比べ、低温側の D 滞留量が増加した。Ta の添加により転位ループの形成を促進したことが示唆された。鉄イオン照射 W-Ta では鉄イオン照射 W と比べ、高温側の D 滞留量が減少した。Ta 添加によりボイドの形成が抑制されたことが示唆された。鉄イオン照射 W-K では鉄イオン照射 W と比べ、400 K~550 K にかけて D 滞留量が大きく増加した。K 添加によって多数の空孔クラスターが形成したことが示唆された。

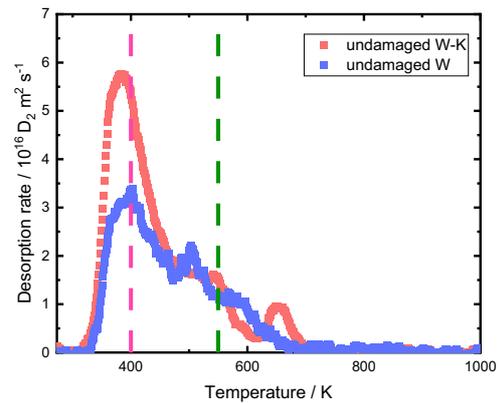


Fig. 4 D₂ TDS spectra for undamaged W and W-K.

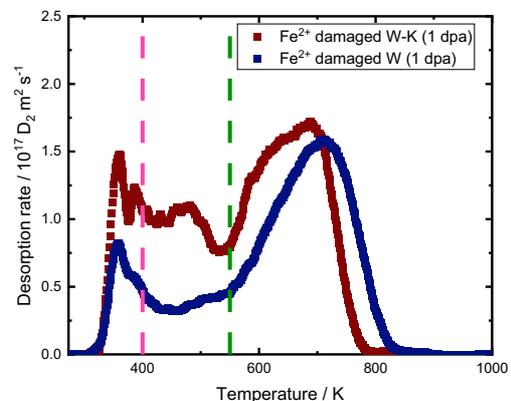


Fig. 5 D₂ TDS spectra for Fe²⁺ damaged W and W-K.

参考文献

- [1]Nogami S, et al., J. Nucl. Mater. 566 (2022) 153740.
- [2] Huang B, et al., J Alloys Compd. 782(2019)149-159.
- [3]Nogami S, et al., J Nucl. Mater. 553(2021)153009.
- [4]Miyazawa T, et al., J. Nucl. Mater. 575(2023) 154239.