# 核融合炉材料中の水素同位体移行挙動における放射線照射効果の解明 Elucidation of irradiation effects on hydrogen isotope migration behaviors in fusion reactor materials

近田拓未<sup>#,A)</sup>, 村松平蔵<sup>A)</sup>, 塚本錬<sup>A)</sup>, Hnin Lai Lai Wai<sup>A)</sup>, 清水悠加<sup>A)</sup>, 伊藤鉄馬<sup>A)</sup>, Shane Wylie<sup>A)</sup>, 大久保洸佑<sup>A)</sup>, 横山輝一<sup>A)</sup> Takumi Chikada<sup>#,A)</sup>, Heizo Muramatsu<sup>A)</sup>, Ren Tsukamoto<sup>A)</sup>, Hnin Lai Lai Wai<sup>A)</sup>, Yuka Shimizu<sup>A)</sup>, Tetsuma Ito<sup>A)</sup>, Shane Wylie<sup>A)</sup>, Kosuke Okubo<sup>A)</sup>, Kiichi Yokoyama<sup>A)</sup>

<sup>A)</sup>Shizuoka University

#### Abstract

Ceramic coatings have been studied to suppress tritium permeation, structural material corrosion, and magnetohydrodynamic pressure drop in fusion reactor blankets. Since blankets are exposed to high-energy neutron irradiation, understanding its effects on coating performance is essential. This study investigated Au-ion irradiation with a low electronic-to-nuclear stopping power ratio on yttrium oxide and zirconium oxide coatings, followed by electrical conductivity and deuterium permeation measurements. Au-ion irradiation increased electrical conductivity by 3–4 orders of magnitude compared to unirradiated samples, showing a greater effect than Fe-ion irradiation. In deuterium permeation tests, the flux slightly increased at 300–400 °C, indicating a specific effect of Au ions. Above 450 °C, the flux decreased by 1–3 orders of magnitude, similar to Ni-ion-irradiated samples, suggesting that defect recovery and grain growth occur regardless of ion species. These results indicate that Au-ion irradiation is a more suitable simulation method.

Keyword: Tritium, Permeation, Ceramic coating, Irradiation, Electrochemical measurement

# 1. はじめに

先進エネルギー源として現在研究開発が進められ ている DT 核融合炉では、燃料としてトリチウムが 使用され、増殖材としてリチウム鉛などの液体金属 を用いて燃料トリチウムの増殖や中性子のエネルギ ーを熱に変換することが検討されている。一方、課 題としては、磁場環境下で液体金属を流すことで、 液体金属と金属配管に渦電流が生じ、流動方向の反 対方向にローレンツ力が加わり液体金属を流すポン プに多大な負荷がかかることや、高温下でトリチウ ムが高速で拡散することで透過漏洩がおこり、燃料 効率の低下や周辺環境の放射能汚染が懸念されてい る。その解決策として、配管内面に電気絶縁性と水 素透過低減性をもつ機能性被覆を施すことが検討さ れている。近年では、機能性被覆への炉内環境の影 響を模擬するために放射線照射試験が実施されてお り、中性子を模擬した重イオン照射が被覆の電気伝 導度と重水素透過挙動に影響を及ぼすことが明らか にされた[1]。先行研究の課題として、NiやFeイオ ンの照射は入射エネルギーの増加に伴い、核的阻止 能に対する電気的阻止能の割合(Electronic to nuclear stopping power ratio、ENSP 比)が大きくなり、本来 の中性子とは異なる挙動を示す可能性が指摘された。 一方で、Au イオンは入射エネルギーの増加に伴って ENSP 比が変わらず、より中性子に近い挙動を再現 できると考察された。そこで本研究では、機能性被 覆に対して、Au イオンを照射した試料に対して、電 気化学測定と重水素透過試験を実施し、Auイオンが

機能性被覆の諸特性に与える影響を評価した。

# 2. 実験手法

本研究では、核融合炉構造材料の候補である低放 射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H (Fe-8Cr-2W)を基板として用いた。被覆材料として、酸化ジ ルコニウム (ZrO<sub>2</sub>)と酸化イットリウム (Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)を 選定した。ZrO<sub>2</sub>は酸化クロム層を基板に生成させた のちに有機金属分解 (MOD) 法を用いて作製した。 また、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>はイオンビームアシスト蒸着法によって 成膜した。被覆試料に対して、タンデム加速器を用 いて室温で8 MeV の Au イオンを 5.8×10<sup>19</sup> m<sup>-2</sup>とな るまで照射した。その後、各照射試料に対して試料 の温度を室温から 50 ℃ ずつ上昇させながら 550 ℃ まで電気化学測定を行った。また、ガス透過法によ り導入圧力 10~80 kPa で、300~600 ℃ で重水素透 過試験を実施した。

### 結果・考察

Fig.1に8.0 MeVのAuイオンおよび2.8 MeVのFe イオンを照射した ZrO<sub>2</sub> 被覆試料における電気伝導 度の温度依存性をそれぞれ示す。250~350 °Cの測定 温度帯では、Auイオンを3.7×10<sup>18</sup>m<sup>-2</sup>まで照射した 試料の電気伝導度は、非照射試料と比べて3~4 桁程 度高くなった。また、Auイオンを2.9×10<sup>19</sup>m<sup>-2</sup>およ び5.8×10<sup>19</sup>m<sup>-2</sup>まで照射した試料の電気伝導度は、 非照射試料と比べて2~3 桁程度の増加だった。これ は、重イオンによって形成された欠陥によって伝導 度が上昇した一方で、照射誘起粒成長によってため と考えられる。また、Fe イオンを5.7×10<sup>19</sup>m<sup>-2</sup> 照射 後の試料は、Au イオンを5.8×10<sup>19</sup>m<sup>-2</sup>まで照射した 試料の電気伝導度よりも1桁程度小さかった。この ことから、Auイオン照射の電気伝導度に与える影響 は Fe イオン照射が与える影響よりも大きいことが 示唆された。400~550 ℃の測定温度帯では、Auイ オンおよび Fe イオンを照射した試料の電気伝導度 は、非照射試料に近づいて行った。これは、部分的 に欠陥が回復したためと考えられる。



Figure 1. Temperature dependence of electrical conductivity for unirradiated and respective Auand Ni-irradiated ZrO<sub>2</sub> coatings.

Fig.2に、Auイオンを3.7×10<sup>18</sup>m<sup>-2</sup>まで照射した Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 試料における重水素透過フラックスの温度依 存性を、Fig.3にAuイオンを2.9×10<sup>19</sup>m<sup>-2</sup>まで照射 した ZrO2 試料および Ni イオンを 1.1 × 10<sup>20</sup> m<sup>-2</sup> まで 照射した ZrO2 試料における重水素透過フラックス の温度依存性を示す。300~400 ℃ の試験温度帯で は、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> と ZrO<sub>2</sub> の両方で、非照射試料と比べてわ ずかにフラックスが高くなった。先行研究[2,3]によ ると、Ni または Fe イオンを照射した試料のフラッ クスは未照射試料と比べて減少した。この事から、 Au イオン照射によって特異な影響を示したことが 示唆された。450 ℃ 以上では、Y2O3 および ZrO2 の 透過フラックスは非照射試料と比べて 1~3 桁程度 減少した。このことから、照射欠陥の部分的な回復 や、粒成長が進行したことが示唆された。また、Ni イオン照射試料と比較すると、透過フラックスが同 等の値となった。このことから、照射損傷の回復は イオン種に関係なく起こることが示された。



Figure 2. Arrhenius plots of deuterium permeation flux for Au-irradiated IBAD-Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> samples.



Figure 3. Arrhenius plots of deuterium permeation flux for Au-irradiated MOD-ZrO<sub>2</sub> samples.

## 参考文献

- H. Fujiwara *et al.*, Nucl. Mater. Energy 30 (2022) 101141.
- [2] T. Chikada et al., Nucl. Fusion 51 (2011) 063023.
- [3] H. Fujiwara *et al.*, Fusion Eng. Des. 191 (2023) 113509.