

核融合原型炉プラズマ対向壁からのトリチウム除染法に関する進展 Tritium decontamination on tungsten targets in Fusion DEMO

芦川直子^{1),2)}、大和田篤志³⁾、鳥養祐二³⁾、染谷洋二⁴⁾、林慶知⁵⁾、藪内聖皓⁵⁾
 ASHIKAWA Naoko^{1),2)}, OWADA Atsushi³⁾, TORIKAI Yuji³⁾, SOMEYA Yoji⁴⁾,
 HAYASHI Yasunori⁵⁾, YABUUCHI Kiyohiro⁵⁾

¹⁾核融合研、²⁾総研大、³⁾茨城大、⁴⁾量研機構、⁵⁾京大

¹⁾NIFS、²⁾SOKENDAI、³⁾Ibaraki Univ.、⁴⁾QST、⁵⁾Kyoto Univ.

本文

核融合原型炉では、定期メンテナンスを開始する前に、プラズマ真空容器の 대기開放前に実施可能な炉内トリチウム除染法が必要となる[1-2]。これまで実施されてきた多くの研究では、一般的に大気に触れた水素同位体含有試料に対して、その後の脱離処理を行っている。この場合、大気に含まれる水(H₂O)の水素がトリチウムと置換し、HTO等として脱離することが知られている[3]。そこで、閉じた真空容器内でトリチウム除染可能な手法および条件を抽出した上で除染法を検討する必要がある。

本研究では、崩壊熱を含む壁温度の熱制御利用を前提としたトリチウム除染法に関する評価を実施した。タングステン(W)を評価対象とし、トリチウム除染模擬として同試料に対し重水素プラズマ照射を行い、その後原型炉壁運用条件を加味して等温脱離処理法を選択した[1]。本発表では、さらにW試料への事前処理として、中性子照射模擬を目的とした鉄イオン照射を行い、鉄イオン照射効果有の重水素プラズマ照射W試料に対する脱離効果実験の結果について報告する。

図1(a)に、重水素フルエンス1E26 D/m²のプラズマ照射を行ったW試料の重水素脱離スペクトルを示す。▲が鉄イオン照射3dpa、●は鉄イオン未照射のW試料である。鉄イオン照射3dpaありの試料では、無しに比べて脱離量が多く、かつ脱離温度領域が広いことがわかる。図1(b)は、鉄イオン照射3dpaを行ったW試料に対し昇温脱離処理(30K/min)と等温脱離処理(400°Cで30分保持)で得られた重水素脱離量の比較である。等温脱離処理の結果では、昇温処理に比べて約半分の重水素脱離量となっており、かつより高い脱離温度領域であった。原型炉での壁温運用条件では等温処理法で実施することを前提として考察する必要があるた

め、図1(b)のデータはその模擬試験の結果とみなすことができる。詳細は講演にて報告する。

本研究は、量研機構・原型炉研究開発共同研究および京都大学・エネルギー理工学研究所ゼロエミッションエネルギー研究拠点共同研究に基づき実施された。

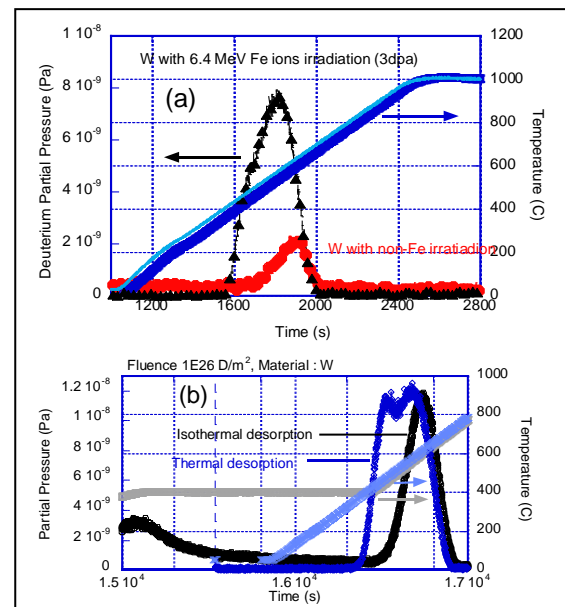


図1(a) 重水素プラズマに曝露したタングステン試料の昇温脱離スペクトルの結果。▲が鉄イオン照射3dpa(▲)、鉄イオン未照射(●)。(b)鉄イオン照射3dpa後の重水素プラズマに曝露したタングステンに対する昇温(30K/min)および等温(400°C)脱離処理の重水素スペクトルの結果。

[1] 芦川直子 他、プラズマ核融合学会年会、2020年12月(リモート、口頭発表 02Da02)。

[2] N. Ashikawa and Y. Torikai, IAEA Technical meeting on Plasma Physics and Technical Aspects of the Tritium Fuel Cycle for Fusion Energy (2022), Invited.

[3] M. Nishikawa, et al., Journal of Nuclear Materials 277 (2000).