

中性子照射タングステンに吸蔵されたトリチウムの回収に関する 計算機シミュレーション

Computer Simulation of Tritium Recovery from Neutron-Irradiated Tungsten

*波多野雄治, 松本あずさ

富山大学

これまでに報告されている中性子照射タングステン中の水素同位体捕捉サイト密度と脱捕捉の活性化エネルギーの値から、300～500℃での加熱処理によるトリチウム回収の可能性を拡散解析コード TMAP で評価した。500℃に 30 日間加熱すると、大部分の T を回収できることがわかった。

キーワード, プラズマ対向材料, タングステン, 中性子照射, トリチウム回収, 除染, 原型炉

1. 緒言 核融合炉プラズマ対向材料であるタングステン (W) が中性子照射を受けると、格子欠陥による捕捉効果によって高濃度にトリチウム (T) が吸蔵される可能性がある。中性子照射 W から T を回収することは、T の有効利用の面からも、使用済み材料の除染の観点からも重要である。これまでに中性子照射 W を重水素 (D) プラズマに曝露し、300℃に 30 時間保持した場合の D 放出を調べたが、吸蔵 D の大部分を回収するには至らなかった [1]。本研究では、これまでに報告されている中性子照射 W 中の捕捉サイト密度と脱捕捉の活性化エネルギーの値から[2]、300～500℃での加熱処理による T 回収の可能性を拡散解析コード TMAP [3]で評価した。

2. シミュレーションの概要 原型炉第一壁のアーマー材としての利用を想定し、W 層の厚さは 0.5 mm とした。[2]に報告されている D の昇温脱離スペクトルの解析結果をもとに、中性子照射により脱捕捉の活性化エネルギーが 1.36 eV の格子欠陥が 0.16 at%、1.63 eV のものが 0.044 at%均一に形成されており、これらの欠陥 1 つあたりに 1 個の T 原子が捕捉されていると仮定した。T の拡散係数には、Frauenfelder [4]による軽水素についての報告値を用いた。W 表面における再結合反応速度は拡散過程と比べ十分に速いとの仮定のもとで、1 次元の拡散を TMAP により計算し、300℃、400℃、500℃に 30 日間に保持した場合の T 放出を評価した。

3. 結果および考察

図 1 に W 中の T 量の経時変化を示す。300℃では 30 時間加熱しても W 中の T 量はほとんど変化していない。捕捉サイトがなければこの温度でも数時間ではほぼ全量の T が放出されるはずであり、捕捉効果が放出挙動に強く影響していることがわかる。400℃では初期には T 量の顕著な減少が見られるが、10 日以降はほとんど変化していない。これは、400℃では強い捕捉サイトからの脱離が進行しないためである。一方、500℃では想定した期間内に大部分の T が回収できることがわかった。

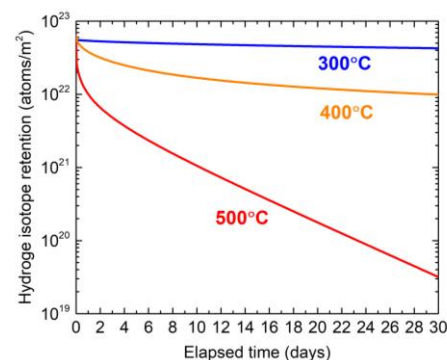


図 1 W 中に T 量の経時変化

参考文献

- [1] V. Kh. Alimov, Y. Hatano, T. Kuwabara, T. Toyama, Y. Someya, A. V. Spitsyn, Nucl. Fusion 60 (2020) 096025.
- [2] T. Toyama, M. Yajima, N. Ohno, T. Kuwabara, V. Kh. Alimov, Y. Hatano, Plasma Fusion Res. 15 (2020) 1505081.
- [3] G. R. Longhurst, TMAP7 User Manual, <https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/STI/STI/4215154.pdf>.
- [4] R. Frauenfelder, J. Vac. Sci. Technol. 6 (1969) 288.

*Yuji Hatano and Azusa Matsumoto

University of Toyama