

1. 研究背景

核融合炉では燃料重水素(D)とトリチウムの核融合反応の副産物としてヘリウム(He)が多量生成される。間欠的熱負荷に伴う高エネルギーHe イオンの流入により、ダイバータ材のタングステン(W)はスパッタリングされ、W 表面近傍で He-W の共堆積層が形成される可能性が懸念される[1, 2]。

共堆積を形成により、W 近傍では流入するイオン束の反射/吸蔵特性が著しく変化する可能性が近年の研究により示唆されている[1-3]。しかし、共堆積層形成の最有力候補の一つある、He-W 共堆積や燃料の D-W 共堆積による燃料の吸蔵特性の影響については未解明な部分が多い。従って、本研究では小型プラズマ生成装置 APSEDAS を用いて He-W 共堆積層を形成させ、堆積層の物性を系統的に分析し、後続 D プラズマ照射による D 吸蔵特性の変化を評価する。

2. 実験方法

定常プラズマ装置 APSEDAS を用いて 13.56 MHz 周波数の RF 放電の定常プラズマを生成し、W 試料の直径 8 mm の領域に He プラズマを照射する。試料への入射イオンエネルギーは 20 eV 程度である。試料から約 10 mm 上部に W ワイヤを設置し、-300 V 相当の負バイアスを印加することで W をスパッタリングさせ、試料に共堆積層を形成する。本研究では He プラズマ及び W ワイヤへのバイアス電圧を一定にし、以下 4 つの条件で He 照射量を制御した。

表 1 He-W 共堆積の実験条件

条件	(a)	(b)	(c)	(d)
He 照射量 ($\times 10^{25} \text{ m}^{-2}$)	20	12	2.4	0.6

その後、試料の半分は集束イオンビーム(FIB)により断面を切り、走査型電子顕微鏡(SEM)で断面を観察した。他の半分は昇温脱離法(TDS)測定を用いて、He 吸蔵量を測定した。

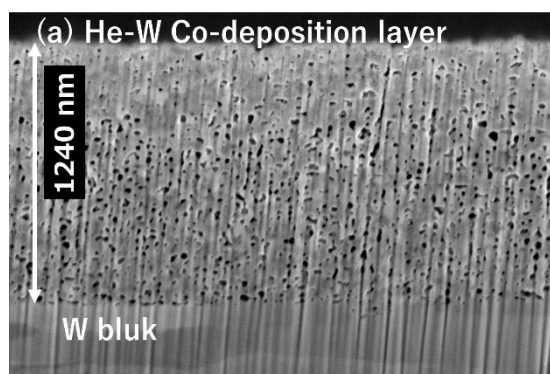


図 1 条件(a)の He-W 共堆積層の断面図

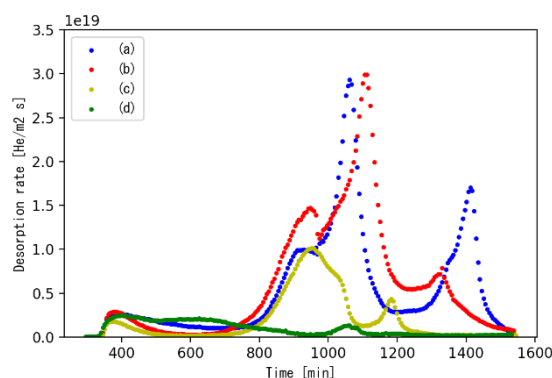


図 2 条件(a)-(d)の He 吸蔵スペクトル

3. 実験結果・考察

図 1 に条件(a)の He-W 共堆積層断面を示す。バルクと異なり多孔質な層が形成された。照射量の上昇とともに共堆積層の厚みも増加した。ImageJ を用いた共堆積層の空孔率は空孔判定の閾値の設定値によって ~25-50% と評価された。また、1550 K までの昇温加熱後、共堆積層の厚みが 3/4 に縮小した。図 2 は各条件の He 脱離スペクトルである。共堆積層の厚みが増加するにつれ高温側の脱離ピークが上昇した。全体の吸蔵量も概ね照射量に比例した。

参考文献

- [1] S. Kajita et al., J. Nucl. Mater. **540** (2020) 152350.
- [2] Y. Gasparyan et al., Fusion Eng. Des. **146** (2019) 1043-1046.
- [3] V. Kh. Alimov et al., J. Nucl. Mater. **399** (2010) 225-230.