

磁化プラズマガン装置を用いたタングステン材への ELM 様パルスプラズマ照射実験

Irradiation of ELM-like pulsed plasma loads on tungsten material using a magnetized coaxial plasma gun

菊池祐介, 佐久間一行, 岩本大希, 北川賢伸, 福本直之, 永田正義, 上田良夫¹⁾

兵庫県立大学工学研究科, ¹⁾大阪大学工学研究科

Y. Kikuchi, I. Sakuma, D. Iwamoto, Y. Kitagawa, N. Fukumoto, M. Nagata, Y. Ueda¹⁾

Graduate School of Engineering, University of Hyogo, ¹⁾Graduate School of Engineering, Osaka University

1. はじめに

タングステン (W) は高融点, 低水素同位体吸蔵等の優れた特性から核融合炉におけるダイバータ板材料およびアーマ材の候補として期待されている。壁材料の寿命予測は核融合炉にとって非常に重要であり, ディスラプションや ELM (Edge Localized Mode) による間欠的パルス高熱・粒子負荷によって大きく左右されると考えられる。これまで, ロシアのプラズマガン装置を用いた W へのパルス熱・粒子照射実験が行われ, ITER ダイバータにおける ELM 許容量ならびに寿命が議論されている。近年, 我々は兵庫県立大学の磁化同軸プラズマガン (Magnetized Coaxial Plasma Gun: MCPG) 技術を用いたパルス熱・粒子負荷の W 材への照射実験を開始した[1]。本研究では, 異なる組成を有する W 材に ELM 様パルスプラズマを照射し, その表面損傷を調査した。

2. 実験結果

照射実験では ITER grade W, W-Ta 合金, VPS-W 被覆低放射化フェライト鋼 F82H [2] (W 被膜厚: 0.6 mm) を用いた。サンプルは全て平板形状で, サイズは 10 mm × 10 mm × 1 mm である。これらの W サンプルに対して重水素パルスプラズマ (パルス幅: ~0.3 ms, 入射イオンエネルギー: ~100 eV, 線平均電子密度: ~1 × 10²¹ m⁻³, 入射イオンフラックス: ~1.8 × 10²⁶ m⁻²s⁻¹) を繰り返し照射した。ここで, ガン電源電圧は 6 kV 一定とし, 外部バイアス磁場を変化させることで W に付与される熱負荷を変化させた。材料表面吸収エネルギーはカロリーメータ (グラフアイト製) を用いて測定し, ~0.3-0.9 MJ m⁻²を得た。ここで, パルスプラズマ照射前の W 温度は室温であり, 延性-脆性遷移温度 (DBTT) 以下からパルスプラズマ照射により表面温度が上昇する。

図 1 に重水素パルスプラズマ (~0.9 MJ m⁻²) を 10 ショット照射したときの表面損傷の様子を示す。まず, ITER-grade W の場合に表面溶融は確認されなかったが, 5 mm 程度の幅を持つクラックが形成されていることが分かる。一方, W-Ta 合金材の場合には微小なクラック形成が確認されるものの, ITER-grade W と比べてクラックは形成されにくいことが分かる。W の融点に達しない程度のパルス熱負荷においては, W-Ta 合金材を用いることでクラック形成を抑制できる可能性が示唆されるが, 今後パルス数を増やした実験が必要と考えられる。VPS-W では, 0.9 MJ m⁻²において表面溶融が確認された。これは VPS-W の熱伝導率が純 W の 30%程度と低く, 表面温度上昇が大きいため溶融したと考えられる。また, 図 1(c)に示されるように, 再び表面が固まる際にクラックが形成されていることが明らかになった。

謝辞:

本研究は科学研究費補助金・若手研究 (B) (23760809) の補助を受けて実施された。

[1] Y. Kikuchi et al., J. Nucl. Mater., 415 (2011) S55.

[2] T. Nagasaka et al., Fus. Sci. Tech., 56 (2009) 1053.

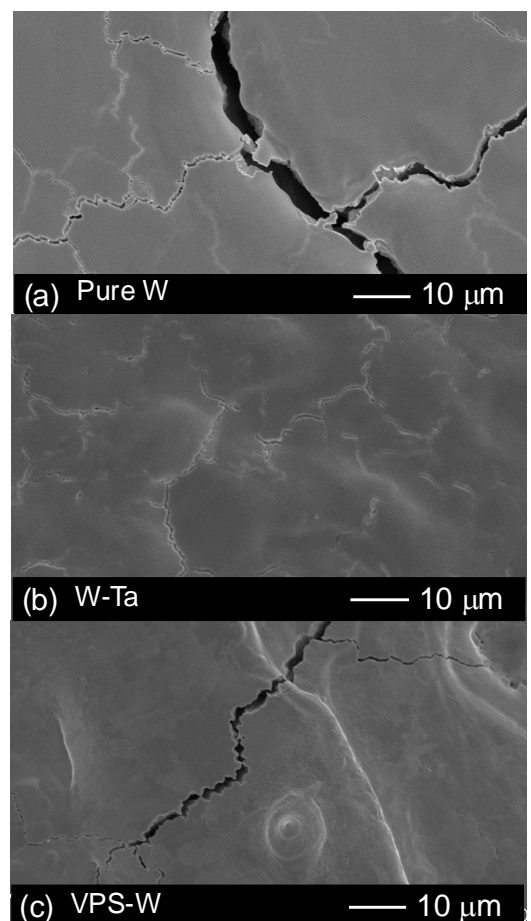


図 1 W サンプル表面損傷 (a) ITER grade W, (b) W-Ta, (c) VPS-W)