

S302 JT-60U のプラズマ対向材料におけるトリチウム動態

Tritium behavior on the plasma facing material of JT-60U

正木圭¹, 杉山一慶², 田辺哲朗², 後藤純孝¹, 宮坂和孝², 飛田健次¹,
三代康彦¹, 神永敦嗣¹, 児玉幸三¹, 新井貴¹, 宮直之¹

1. 原研那珂, 2. 名大理工科学総合研究センター

MASAKI Kei¹, SUGIYAMA Kazuyoshi², TANABE Tetsuo², GOTOH Yoshitaka¹, et al.

1. JAERI Naka, 2. Nagoya Univ.

1. はじめに

DT 実験を行う将来の核融合炉において、炭素材やベリリウム材をプラズマ対向壁の材料として使用した場合、炉内に残留するトリチウムの多くが対向壁中に存在する。また、ダイバータに注目した場合、材料の損耗 / 再堆積過程におけるトリチウム吸蔵量の増加が問題となっている。このため、JT-60U など実機で使用された炭素材タイルの損耗 / 堆積量およびトリチウム吸蔵量の評価を行うことは、将来の対向壁の設計および真空容器内トリチウム残留量の評価を行う上で重要な知見となる。そこで、日本原子力研究所では、管理区域内に分析設備を整備し、平成 13 年より JT-60U の重水素実験に用いたトリチウムを含む黒鉛タイルの分析を開始した。

2. 分析タイル及び分析方法

分析タイルは、W 型ダイバータへの改造後約 1 年半使用したダイバータタイル、ドームタイル及び運転初期から約 8 年間使用した第一壁タイルである。これらのタイルにおいてイメージングプレート (IP) 法及び燃焼法によるタイル中のトリチウム残留量の評価及び黒鉛タイル表面の SEM 観察を実施した。

3. 分析結果及び考察

IP によるダイバータタイル表面のトリチウムレベルは、ドーム頂部で最も高く、内側ダイバータ及び外側ダイバータで低い結果が得られた。また、外側バッフル板や外側第一壁でも比較的高いレベルを示すことがわかった。燃焼法によるタイル中のトリチウム残留量分析の結果は、 $\sim 60\text{kBq/cm}^2$ 、 $2\text{kBq/cm}^2 \sim 4\text{kBq/cm}^2$ 、 $\sim 250\text{Bq/cm}^2$ であり、IP 結果と良く一致した。一方、SEM 観察による堆積層厚さ測定の結果、内側ダイバータに最大 $60\mu\text{m}$ 厚の付着層が観測された。ドーム頂部及び外側ダイバータには数 100nm を越える堆積層は観測されず、トリチウム分布と堆積層分布との相関は認められなかった。軌道追跡モンテカルロ (OFMC) ¹⁾ コードを用いた DD 反応で生成される高エネルギートリトンの軌道計算の結果、リップル損失によりダイバータタイルに打ち込まれるトリトンの粒子束分布は、IP 及び燃焼法で得られたポロイダル分布結果と良く一致した (図 1)。また、核融合炉と比べプラズマ電流及び装置サイズの小さい JT-60U では、核融合生成トリトン (1MeV) の約 30% がプラズマより損失し、ほとんどエネルギーを失うことなくダイバータを含む第一壁に入射されたことがわかった。図 1 に示したダイバータ領域に残留するトリチウム量は、OFMC 解析結果では生成されたトリチウムの 12% に対し、燃焼法では 10% と定量的にも比較的良く一致している。これらの結果から、JT-60U でのトリチウム分布は、付着層分布には関係なく、プラズマ中におけるトリトンの粒子損失を反映していることがわかった。

1) K. Tani et al., J. Phys. Soc. Jpn 50 (1981) 1726

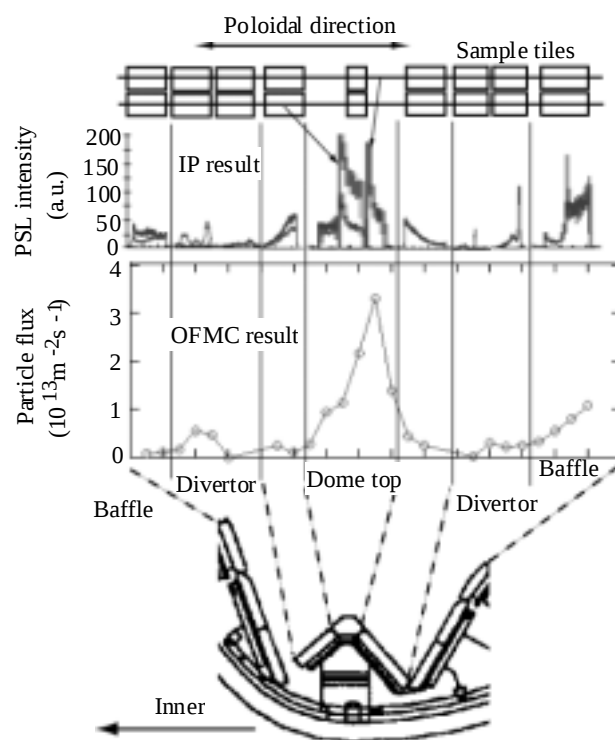


図 1 IP 結果と OFMC 解析結果との比較