

JT-60 における第一壁研究

正木 圭

日本原子力研究所 那珂研究所

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。このため、対向壁中のトリチウム量を評価することは、燃料リサイクリング、炉内保守の観点から重要となる。また、ダイバータに注目した場合（候補材：CFC）材料の損耗による寿命評価、および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。

那珂研究所では、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炭素材タイルの分析を開始した。本報告では、JT-60U で使用した炭素タイル表面の SEM 観察結果、および燃焼法によるタイル中のトリチウム残留量の評価結果について報告する。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およびドームタイルである。SEM 観察によるタイル表面の堆積層の厚さ測定の結果、内側ダイバータタイルのストライキングゾーンに相当する領域には最大 60 μm の厚さの緻密な層が、また、スクレイプオフ層の領域には最高 20 μm の柱状構造の堆積層が観測された。一方、外側ダイバータタイルおよびドームタイルには厚さ数 100nm を越える堆積層は観測されず、外側ダイバータタイルについては損耗が支配的であることがわかった。燃焼法によるタイル中のトリチウム分析の結果、ドーム頂部タイルが $\sim 60\text{kBq}/\text{cm}^2$ と最も高く、内側ダイバータタイルが $2\text{kBq}/\text{cm}^2 \sim 4\text{kBq}/\text{cm}^2$ 、外側ダイバータタイルが $\sim 250 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ であった。ドーム頂部については、堆積層が観測されなかったにもかかわらず、トリチウム濃度が最も高かったことから、この領域においては、DD 反応で生成されたトリチウム (1MeV) の一部がドーム頂部タイルに入射されたと考えられる。原研で開発された軌道追跡コード (OFMC) を用いて 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、JT-60 ではドーム頂部タイルおよび外側バッフルタイル端部にトリチウムが多く入射されることがわかった。内側ダイバータタイルについては、OFMC の計算結果では入射されるトリチウム量が少ないことから、タイル材料 (炭素不純物) の再堆積過程において、トリチウムが共堆積されたと考えられる。