

ダイバータ熱負荷制御の課題

Key subjects for heat load control in diverter

大野哲靖

Noriyasu OHNO

名大院工

Graduate School of Engineering, Nagoya University

核融合装置でのダイバータ配位は高温炉心プラズマの定常維持に不可欠なものであるが、その一方で膨大なプラズマ熱流をダイバータ板上の狭い領域で受けることになり、その熱負荷は数十 MW/m² に達する。ダイバータ板の許容熱負荷は 10MW/m² 程度であるため、炉心から境界領域に流出するプラズマ粒子流および熱流を制御し、ダイバータ板への熱負荷を低減することが必要である。熱負荷低減の主な手法として、1) ダイバータ板形状ならびにダイバータ領域の磁場形状を最適化して受熱面積を増やし、単位面積あたりの熱負荷を下げる幾何学的方法、2) プラズマ-ガス相互作用を利用して、プラズマ熱流を放射損失、荷電交換、再結合過程などで分散させる原子・分子過程による方法、がある。ITER では炉心から境界領域に流入するプラズマ熱流は 100MW 程度と考えられているが、1) の幾何学的方法だけではダイバータ板の許容熱負荷は 10MW/m² 以下には熱負荷を下げるできないため、2) の原子・分子過程による方法が併用される。一方、原型炉では α 粒子及び追加熱による加熱パワーは 600-700 MW と想定されるため、周辺プラズマ領域に流出するパワーは、ITER に比べて 5 倍以上大きい。原型炉の装置サイズが ITER と同程度であるとする、ダイバータ板への熱負荷は著しく大きくなる。さらに、中性子照射損傷効果のため冷却配管として銅合金の使用が困難であり、ダイバータ板の冷却能力は ITER より低下する。以上により、原型炉の成否に関して、ダイバータ板への熱負荷低減法の確立は最も重要な課題の一つであることが分かる。

非接触ダイバータは、2) のプラズマ-ガス相互作用に伴う放射および荷電交換過程でプラズマを冷却し、プラズマを低温高密度状態し、最終的には電子-イオン再結合過程（放射+3体再結合過程）によりプラズマを気相中で消失させるというものであり、ダイバータ配位での粒子・熱流制御法の切り札と考えられている。この時生成されるプラズマを非接触プラズマという。ITER では、熱負荷の最も大きなストライク点付近を非接触プラズマ化させる部分非接触ダイバータの生成が想定されている。原型炉においては、さらに非接触プラズマの定常維持が必要不可欠になる。

本講演では、非接触ダイバータ研究のこれまでの成果を述べるとともに、ITER ならびに原型炉への非接触ダイバータ適用に関する下記の研究課題；(1) 原子・分子過程（電子-イオン再結合、分子活性化再結合）、(2) 非接触プラズマ計測（プローブ計測の異常性）、(3) 非接触プラズマのエネルギバランスの理解（中性ガス温度の影響、輻射輸送の影響）、(4) 非接触プラズマの動的応答（ELM 様熱負荷への応答、接触-非接触-再接触遷移過程）、(5) 非接触プラズマ中の径方向輸送（非拡散的輸送現象）、(6) 非接触プラズマの安定性（熱的不安定性、2次元効果）、(7) 金属壁での非接触プラズマ生成（適切な不純物ガスの選定-コアプラズマとの共存）、(8) 非接触プラズマの制御手法の確立（Puff and Pump, エルゴディック磁場）、(9) 先進ダイバータ配位（Super-X, Snow Flake, Isolated Divertor）への適用性、について議論する。