

# 論文の内容の要旨

論文題目「直線型装置における非接触ダイバータ模擬による先進磁場配位の効果および壁材料に関する研究」

学位申請者 瀧本 壽来生

キーワード：ダイバータ，非接触プラズマ，先進磁場配位，水素同位体吸蔵，直線型ダイバータ模擬装置

我が国のエネルギーを支える燃料資源の将来的な枯渇を前に，新たな燃料による次世代エネルギー源が必要とされている．豊富な燃料資源を持つ核融合発電は，将来のエネルギー供給基盤を支える発電方法として期待されている．磁場閉じ込め型核融合炉では，炉心プラズマを良好な状態に維持するため，核融合反応で生成されるヘリウムや炉壁由来の不純物のダイバータによる排気が重要である．しかし，ダイバータは  $100\text{MW}/\text{m}^2$  を超える熱負荷に曝されるため，熱負荷の低減が核融合炉の長時間運転に向けた課題のひとつとなっている．これに対して，中性ガスの導入でプラズマを冷却し，再結合過程を促進することでプラズマを消滅させる，非接触プラズマの生成が最有力の対抗策として考えられている．

しかしながら，将来の発電実証炉で想定されるさらなる熱負荷に対しては，多量の冷却ガス導入が不純物の炉心への逆流をもたらすという懸念から，新たなアプローチとして先進磁場配位が提案された．先進磁場配位の基本的な考え方は，磁場の発散によってダイバータ板上の熱・粒子束プロファイルを広域化し，熱負荷を低減させることにある．先進磁場配位を用いた新たなダイバータ構造は，従来のダイバータとはその幾何学的構造や磁場構造が大きく異なる．したがって，プラズマパラメータや磁場配位などの実験条件の変更が容易であり，計測の自由度が高い，直線型ダイバータ模擬装置を用いた基礎研究が必要となる．

また，ダイバータへの燃料粒子の残留もダイバータにおける課題である．トリチウムは放射性物質であるため，安全面から炉内の保有制限値が設定されており，経済性の観点からもトリチウムは希少元素であるため，未反応分は回収し燃料として再利用したい．また，これらの粒子が水冷管まで到達する場合は，冷却水の処理を考慮した炉設計を行う必要がある．そのため，ダイバータ壁における水素同位体の挙動を解明する必要がある．これまでイオンビーム照射実験や直線型装置によるプラズマ曝露実験によって，ダイバータ材料への水素同位体吸蔵特性が評価されてきたが，熱負荷低減のために生成される非接触プラズマの効果は検証されていない．非接触プラズマの生成過程では，分子イオン，高速中性粒子，励起した原子分子が生成される．このような違いが，イオン流束の減少のみを考慮した場合とは異なる接触プラズマと非接触プラズマでの水素同位体吸蔵特性をもたらすと予想される．

これらの課題に対して，ダイバータプラズマを模擬したシート状 ( $10 \times 40 \text{ mm}$ ) の高密度プラズマ (電子密度  $\geq 10^{18} \text{ m}^{-3}$ ) において定常的に非接触プラズマの生成が可能な，本研究室の直線型ダイバータ模擬装置 TPD-Sheet IV を用いて，先進磁場配位について，非接触プラズマとの適合性，中性粒子の逆流特性，磁場発散によるプラズマの膨張および熱・粒子束

の低減について、その基礎特性を明らかにすることを目的とした。さらに、非接触プラズマによるタングステンへの影響について、暴露後の表面改質や重水素吸蔵量の接触プラズマとの差異に注目し、その基礎データの取得を目的として、タングステン試料への重水素プラズマ暴露実験を行った。

本論文は6章で構成されており、各章の内容と成果は以下の通りである。

第1章は序論であり、核融合研究の背景からダイバータ研究の現状と諸問題に言及し、達成すべき課題と本研究の目的について述べた。

第2章では、本研究に用いた直線型ダイバータ模擬装置 TPD-Sheet IV および計測・分析装置について概説した。

第3章では、先進磁場配位における非接触プラズマの生成および中性粒子の逆流特性を明らかにするために行った、発散・湾曲磁場配位での非接触プラズマ生成実験についてまとめた。実験では、磁場発散の増大に伴い、非接触化に必要な冷却ガス量も増加する傾向が見られた。しかし、ある磁場条件においては磁場発散が最も小さい条件よりも、上流のガス圧力が低い条件において、衝突輻射モデルから算出した電離レートに対する再結合レートの割合が上昇していることを確認した。同時に、イオン-中性粒子衝突によるものと考えられる、上流と下流の圧力差の増加が認められた。この「Plasma plugging」と呼ばれる効果によって、非接触プラズマ生成時に上流への逆流が抑制されたと考えられる。さらに、この効果を最大に発揮する上流と下流の磁場強度比が存在する可能性が示された。これらの結果から、先進磁場配位が非接触プラズマと共存可能であり、さらには中性粒子の逆流を抑制することで非接触プラズマの生成を補助する可能性があることを明らかにした。

第4章では、先進磁場配位のプラズマ膨張および熱負荷低減への影響を解明するため、発散湾曲磁場によるプラズマ膨張および熱・粒子束低減に焦点を当てた実験についてまとめた。実験では、純 H<sub>2</sub> プラズマのイオン飽和電流の厚さ方向プロファイルから、プラズマは磁場発散の増大に伴い膨張し、さらには磁場の発散・湾曲を考慮した理論的予測を上回ることを明らかにした。特にターゲット近傍でのプラズマ膨張は顕著であり、磁場を横切る輸送（プラズマブロブ、非両極性拡散等）によって粒子束のプロファイルが広域化したと予想される。また、イオン粒子束のピーク値が磁場の発散に反比例して減少し、イオン粒子束と電子温度から見積もった熱流束も、磁場発散に反比例して減少することを明らかにした。以上の結果から、先進磁場配位における磁場発散による熱・粒子束プロファイルの広域化が有効であること、および、磁場発散以上のプラズマ膨張による更なる熱負荷低減の可能性を示した。さらに、純 He, Ar プラズマおよび H<sub>2</sub>-He 混合プラズマにおいても、磁束の膨張によってプラズマの厚さは増大し、イオン粒子束のピークもこれに反比例して減少することを明らかにした。これにより、実機における多種イオンで構成されるダイバータプラズマにおいて、先進磁場配位による熱負荷低減効果が有効となる可能性が示された。

第5章では、接触・非接触プラズマの両方にそれぞれタングステン試料を暴露し、試料の表面改質および重水素吸蔵量の違いについてまとめた。走査型電子顕微鏡 (SEM) による表面観察から、接触プラズマ暴露では観測されていない、数 nm の極微小なブリスタ構造が非接触プラズマ曝露によって形成されることを初めて明らかにした。また、昇温脱離装置 (TDS)

により計測されたタングステン試料中の重水素の吸蔵量は、同条件の接触プラズマに比べて、イオンフラックスの減少量以上に低減されることを初めて明らかにした。

第6章は本研究の総括であり、本研究を通して得た知見について整理した。直線型ダイバータ模擬装置 TPD-Sheet IV を用いて、先進磁場配位の磁場発散と非接触プラズマとの適合可能性、中性粒子の逆流に対する抑制効果、磁場発散に伴うプラズマの膨張と熱・粒子束の低減について、実験的に先進磁場配位の有用性を明らかにした。また、タングステンの非接触プラズマへの暴露実験により、非接触プラズマ特有の表面改質と、同条件において重水素吸蔵量が接触プラズマを下回ることを明らかにした。これらの成果は、核融合発電の実現に向けたダイバータ研究に貢献する新たな知見であると考えている。