

直線型ダイバータ模擬装置TPD-Sheet IVにおける  
Super-Xダイバータに関する基礎研究  
Experimental simulations of the Super-X divertor  
on the linear divertor simulator TPD-Sheet IV

瀧本壽来生<sup>1</sup>, 飯島貴朗<sup>2</sup>, 利根川昭<sup>2</sup>, 佐藤浩之助<sup>3</sup>, 河村和貴<sup>2</sup>

Toshikio Takimoto<sup>1</sup>, Takaaki Iijima<sup>2</sup>, Akira Tonegawa<sup>1</sup>, Kohnosuke Sato<sup>2</sup>, Kazutaka Kawamura<sup>1</sup>

東海大院理<sup>1</sup>, 東海大<sup>2</sup>, 中部電力<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Tokai Univ., <sup>2</sup>Chubu Electric Co. Inc.

核融合出力が3 GWである原型炉においては、炉心からの熱流束がITERの数倍に増加するため、ダイバータにおいてさらなる熱除去を可能とする方策が必要とされる。この問題に対する解決策の一つとして、Super-Xダイバータが提案されている[1]。Super-Xダイバータのコンセプトは、炉心からダイバータプレートまでの距離を延長することで、プラズマの放射冷却を増大することと、ダイバータプレート近傍の磁場を低減することで磁力線に沿った距離を長くし、ダイバータプレートに接触するプラズマの面積を増大させるというものである。このとき、ダイバータ板と炉心の距離が離れることから、デタッチダイバータに付き纏う冷却ガス粒子の逆流も抑えられると考えられる。しかし、デタッチプラズマにおける磁場の発散と中性粒子の関係はよくわかっていない。Super-Xダイバータは、MAST-Uのグループにおいてシミュレーション研究がなされ、実験的な研究の計画が進められているが、基礎的な実験はあまり行われていない。そこで、我々は、Super-Xダイバータ模擬ターゲットを設置した直線型ダイバータ模擬装置TPD-Sheet IV[2]を用いて、デタッチプラズマにおける中性粒子の逆流特性について検証するための実験を行った。

本実験で用いた直線型ダイバータ模擬装置TPD-Sheet IVおよびSuper-Xダイバータ模擬ターゲットを図1, 2に示す。生成した定常水素シートプラズマ(1 cm × 4 cm)を、実験領域まで矩形コイルによる定常磁場で導き、Super-X模擬ターゲットに入射させることで実験を行った。今回は、一部のコイル電流を制御することによりターゲット付近の磁場 $B_d$ を変化させ、Super-Xダイバータにおけるプレート近傍の模擬を行った。具体的には各磁場条件でデタッチプラズ

マを生成し、Langmuirプローブによる電子温度・密度計測およびプラズマ上流とターゲット内のガス圧力( $P_{up}$ ,  $P_d$ )計測を行うことで、中性粒子の逆流特性を評価した。また、Plasma-wetted area:  $A_w$ の導出式[1]を用いて、磁場発散によるプレートへの熱負荷特性を評価した。詳細はポスターにて発表する。

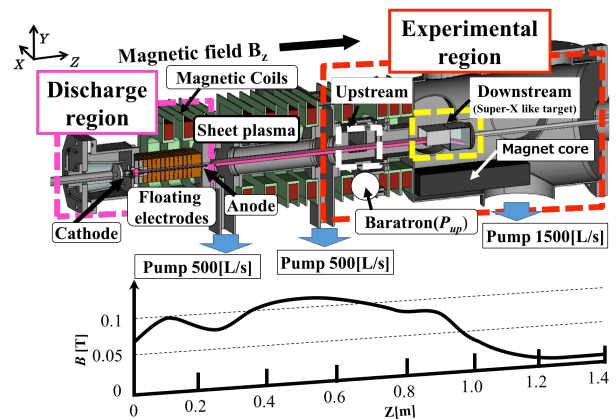


図 1. TPD-Sheet IV 概念図

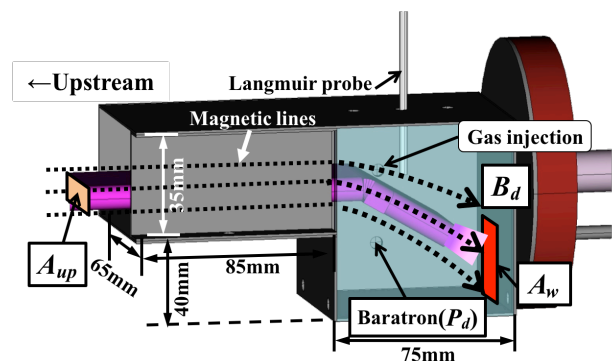


図 2. Super-X ダイバータ模擬ターゲット概念図

- [1] P. M. Valanju *et al.*: Fusion Engineering and Design, **85**, Issue 1, (2010) 46–52.  
[2] S. Tanaka *et al.*: Fusion Science and Technology, **63**, Number 1T, (2013) 420-422.