

## Core-SOL-Divertor 簡易輸送モデルと HT-7U , JT-60U , ITER への適用

日渡 良爾, 葛山 康志<sup>1</sup>, 畑山 明聖<sup>1</sup>, 朝岡 善幸, 岡野 邦彦, S.Zhu<sup>2</sup>, 富田 博幸<sup>3</sup>  
(財)電力中央研究所 狛江研究所  
慶応大学 理工学部<sup>1</sup>  
中国科学院 プラズマ物理研究所<sup>2</sup>  
核融合科学研究所<sup>3</sup>

核融合炉実現に向けて, 粒子・熱排気を担う周辺プラズマ運転領域と高温・高密度の中心プラズマ運転領域の整合性を把握しておく事は重要な研究課題である. 例えば, トカマクにおいて正味電気出力に必要なプラズマ性能が系統的に評価されており, その結果からプラズマ運転温度 20keV 程度が可能であれば Greenwald 密度上限比  $f_{nGW}=1.0$  程度で発電は可能であるが, プラズマ温度が 16keV 程度しか上げられなければ  $f_{nGW}>1.0$  の開発が必要であることが分かっている<sup>[1]</sup>. この事は高密度が望ましいダイバータ運転領域と低密度が望まれる中心プラズマ運転領域の整合性が重要であることを示唆している. この研究では, このような中心 - 周辺プラズマの整合性について広範囲のパラメータ領域に適用できる Core-SOL-Divertor 簡易輸送モデル(C-S-D model)<sup>[2]</sup>の開発を行い, その初期結果として HT-7U の LHCD 運転領域, JT-60U, ITER の LH 遷移時のダイバータ解析に適用した.

中国の次期核融合実験装置 HT-7U の初期段階においては NBI が装備されていない. そのため, Low Hybrid 電流駆動を用いた定常プラズマ実験が計画されている. 従って, 電流駆動に対しては密度を低くしたい一方で, ダイバータ制御については低熱負荷のために密度を高くしたいという相反する運転条件の整合性の評価が必要になっている. ここでは C-S-D model を用いて, 電流駆動 1.0MA 以上, ダイバータの熱負荷  $3.5\text{MW}/\text{m}^2$  以下になるような運転領域を評価した. 図 1 に SOL に流入する総粒子数  $\Phi_{in}$ , 総エネルギー  $Q_{in}$  図上における運転可能領域を示す. この図より  $\Phi_{in}<2.0\times 10^{21}\text{ s}^{-1}$ ,  $Q_{in}<5.0\text{MW}$  以下に運転可能領域が存在する事がわかる. この運転領域に対応するプラズマ密度は  $2.0\times 10^{19}\text{ m}^{-3}$  であり, この密度領域で LHCD による定常実験が可能である事が分かった.

発表においては, C-S-D model の ITER, JT-60U の LH 遷移への適用例, ならびに C-S-D model の今後の課題についても発表する予定である.

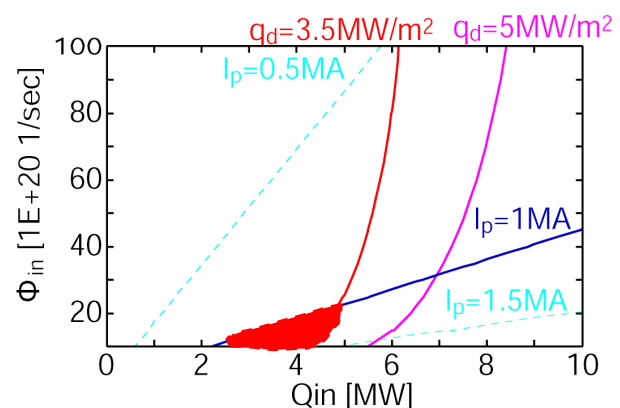


図 1: HT-7U における電流駆動 1.0MA 以上, ダイバータ熱負荷  $3.5\text{MW}/\text{m}^2$  以下の運転領域

[1] R.Hiwatari et al., Nucl. Fusion **44**(2004)106

[2] R.Hiwatari, et al., "Simple Core-SOL-Divertor Model To Investigate Plasma Operational Space", Proc. of the 9<sup>th</sup> International Workshop on Plasma Edge Theory in Fusion Devices, San Diego, Sep. 2003