

トカマク型核融合炉に求められる条件及び ITER に求められる開発目標

日渡 良爾, 朝岡 善幸, 岡野 邦彦, 時松 宏治¹, 小西 哲之², 小川 雄一³
 (財)電力中央研究所 狛江研究所
 (財)地球環境産業技術研究機構¹
 京都大学 エネルギー理工学研究所²
 東京大学 高温プラズマ研究センター³

ITER 計画により核燃焼プラズマの見通しが得られることになる。今後は、発電を目指してプラズマ性能・炉工学技術を更に改良していく事が求められる。しかし、どこまでプラズマ・炉工学技術を開発すれば良いのか、その開発目標は曖昧であった。そこで今後の研究開発を効率的に行うために、プラント規模での正味電気出力(総発電量から所内消費電力を差し引いたもの)に必要なプラズマ性能・炉工学技術について、核融合動力炉システム解析コード(FUSAC)を用いて検討した。

主半径 7.5m, TF コイル表面での最大磁場強度 16T(ニオブアルミ合金を仮定), 発電効率率 30% (ITER テストブランケット冷却水条件より), NBI 装置効率率 50%(プラズマ中性化セルを仮定)について、正味電気出力 P_e^{net} に必要なプラズマ性能の解析結果を図 1 に示す^[1]。この図は、FUSAC を用いた 100000 ケースのデータベースを基にして、Q 値、核融合出力、各正味電気出力(0MW ~ 1000MW)の関係図上に、各プラズマ性能(β_N , HH, f_{ngw})で到達できる上限領域を図示したものである。これによると ITER のミッションとして計画されているプラズマ性能(β_N , HH)=(1.9, 1.0)の達成により $P_e^{net} = 0$ MW の見通しが得られる事がわかる。さらに (β_N , HH)=(3.5, 1.2)における核融合出力 $P_f = 3000$ MW, 正味電気出力 $P_e^{net} = 600$ MW への見通しは、ITER の高性能定常実験($\beta_N \sim 3.6$ ^[2])の実現にかかっている。言うまでも無く装置の小型化、正味電気出力の増加には β_N のさらなる向上が必須である。HH に関しては、まず HH = 1.0 の達成が必要である。更に、Q 値の増加、装置の小型化に向けて HH の向上が重要になってくる。 f_{ngw} についてはプラズマ運転温度 20keV が可能ならば $f_{ngw} = 1.0$ で十分対応可能であるが、ダイバータ制御の観点から 16keV までしかプラズマ温度を上げられない場合は、 $f_{ngw} > 1.0$ が必要となってくる。この事は、ダイバータ運転可能領域と主プラズマ運転領域との整合性の評価が重要であることを示唆している。発表では、炉工学条件とプラズマ性能の相補関係についても発表する。また、核融合が経済性も兼ね備えた基幹電源として市場に導入されるために求められるプラズマ性能に関する解析結果についても紹介する。

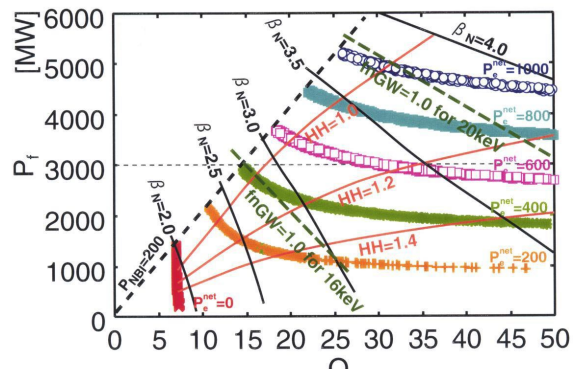


図 1: Q 値 - 核融合出力図上における正味電気出力に必要なプラズマ性能

[1] R.Hiwatari *et al.*, Nucl. Fusion 44(2004)106
 [2] M.Shimada, *et al.*, Nucl. Fusion 44(2004)350