

超長時間連続発電運転早期実証のためのヘリカル核融合炉FFHR-c1の概念設計
**Conceptual Design of Helical Fusion Reactor FFHR-c1 for the Early
 Demonstration of Ultra-long Operation with Electric Power Generation**

後藤拓也, 宮澤順一, 田村仁, 田中照也, 坂本隆一, 鈴木千尋, 關良輔, 佐竹真介, 沼波政倫,
 横山雅之, 柳長門, 相良明男

GOTO Takuya, MIYAZAWA Junichi, TAMURA Hitoshi, TANAKA Teruya, et al.

核融合研
 NIFS

LHD型ヘリカル核融合炉FFHR-c1の概念設計を行っている。FFHR-c1は外部加熱によるプラズマ維持運転を許容し、工学設計に革新的概念（高温超伝導線材、液体増殖材、液体ダイバータ等）を取り入れることで、1年間の連続運転の実証に特化し、できる限りのコンパクト化を目指した装置である。本装置により、ヘリカル系の閉じ込め則の検証と、工学機器の定常運転試験を行うことで、ヘリカル型核融合発電炉に向けた道筋が明確化される。

FFHR-c1の設計点（装置サイズと磁場強度）については、先に設計が行われたヘリカル原型炉FFHR-d1B[1]からのスケーリングにより予測がなされているが[2]、今回はシステムコードHELIOSCOPEを用いて設計点を精査した。プラズマ形状を保ったままブランケット設置空間を拡大可能なNITAコイル[3]の採用と、高温超伝導体の採用による電流密度の48 A/mm²への増大により、FFHR-d1Bと同じプラズマ性能の下、ヘリカルコイル主半径 $R_c = 10.92$ m、 R_c における磁場強度7.3 Tの条件で正の正味電力が達成可能であることが確認された。

システムコードのプラズマ性能評価は簡易モデルを用いた計算であるため、統合輸送解析ツールTASK3D-aに含まれる詳細物理解析コードを用いて、炉心プラズマの三次元平衡と密度・温度の径方向一次元分布を考慮したMHD安定性および新古典輸送損失の解析を行った。結果として、LHD実験で既に達成されている、 $n/m=1/1$ の有理面におけるMercierパラメータ D_I が0.3以下、新古典輸送によるエネルギー損失が総吸収パワーの半分となる（新古典輸送と同程度の乱流輸送損失が存在することに相当する）条件の下で、核融合利得 $Q \sim 15$ の達成が可能であることが確認された（図1の星印）。また、より高い中心圧力が得られ、さらに乱流輸送が低減すれば $Q \sim 30$ の達成も見込めることを確認

している。さらに、ヘリカルコイルの巻線則の一つであるピッチモジュレーションパラメータ α （ヘリカルコイルのトロイダル角 ϕ とポロイダル角 θ との対応が $\theta = -5\phi - \alpha \sin(5\phi)$ で表される）をLHDや過去のFFHR設計と同じ $\alpha = 0.1$ から $\alpha = 0$ に変えることで、MHD安定性と輸送を同時に改善し、さらに高い核融合利得を達成できる見通しも得ている。

革新的工学概念を実現するための研究開発や、中心ベータ値3%程度の高ベータでのMHD安定性確保に向けた追加の物理解析は必要であるが、本設計はダイバータ設計および建設・保守交換の課題を解決し、電気と燃料の自己充足を実現し得るという意味で、ヘリカル型のみならず、核融合炉開発においても重要な位置付けを持つ。

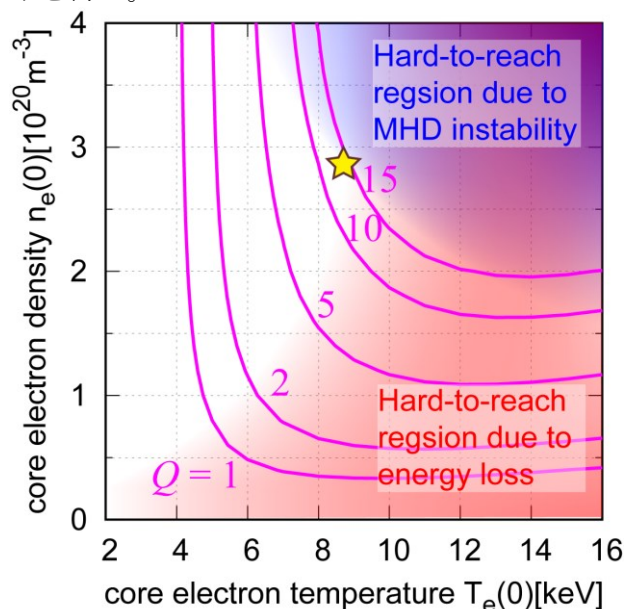


図1 FFHR-c1のプラズマ運転領域解析

- [1] A. Sagara et al., Nucl. Fusion **57** (2018) 086046.
 [2] J. Miyazawa et al., Fusion Eng. Des. **136** (2018) 1278.
 [3] N. Yanagi et al., Plasma Fusion Res. **11** (2016) 2405034.