

高温超伝導ヘリカル装置計画について

High-temperature Superconducting Helical Device Project

高畑一也
TAKAHATA Kazuya

核融合科学研究所
National Institute for Fusion Science

1. はじめに

核融合科学研究所では、大型ヘリカル装置 (LHD) に続く次期装置の検討を開始した。次期装置に要求されることは、ヘリカル型核融合炉を建設することを想定した場合に、LHDで得られた成果を基盤にLHDでは解決できなかった課題を研究できること、大学共同利用機関の主力装置として多くの研究者が利用できることである。その観点から、高温超伝導ヘリカル装置を一つの候補として検討グループを作り、詳細検討を開始した。

LHDはこれまでに10 keVのイオン温度や加熱入力1.2 MWにおける47分30秒の長時間プラズマ維持など、非トカマク装置としては世界最高の記録を達成している。今後のLHD実験においても、これらの記録は更新されていくと期待される。

一方で、LHDではなし得ない実験がある。その一つが核融合炉を見通した高温壁を用いた粒子制御の研究である。LHDでは、真空容器壁とプラズマ表面の距離が短く、高温壁を設置するスペースがない。また、LHDが発生する磁場は、コイル中心軸上で約3 Tであるが、超伝導コイルの安定性の観点からこれを超える磁場での実験はLHDでは出来ない。

高温超伝導 (HTS) を用いた新規ヘリカル装置は、これらLHDで解決できなかった課題について実験研究ができる魅力ある装置を目指す。さらに、強磁場化に加えて、LHD型ヘリオトロン磁場配位を構成する連続ヘリカルコイルおよび垂直磁場コイルの巻線則に関する最適化を行い、新古典輸送の低減と電磁流体力学的安定性の向上を図ることを検討している。

2. 高温超伝導を用いる理由

高い磁場を発生するだけが目的であれば、ITERで用いられている Nb_3Sn を超伝導体として用いればよい。次期ヘリカル装置では、真空容器壁とプラズマ表面の距離を十分に取るために、コイル断面積を小さくする必要がある。しかし磁場を上げるためには、起磁力が大きくなり、その分コイル断面積も大きくなる。そこで、コイル電流密度を高くする必要が生じる。現在の超伝導技術で、コ

イル電流密度を高く出来るのは、おそらく高温超伝導を使うことしか考えられない。高温超伝導体は臨界温度が高いため、例えば20 Kといった高温で使用することができる。従来の低温超伝導体の使用温度である4 K近傍と比べると金属の比熱が100倍近く大きい。これは温度擾乱に対する安定性が格段に高いことを意味し、電流密度を高くしても運転できると期待される。そこで、現在開発されている高温超伝導MRI装置などの実績やクエンチ保護を考慮して、次期ヘリカル装置のコイル電流密度を80 A/mm²に設定した。これはLHDのコイル電流密度35 A/mm² (実績) の2.3倍となる。

もちろん高温超伝導は核融合炉にも適用可能であり、特に高磁場化、コンパクト化を目指すヘリカル炉では、コイル電流密度の増加は最重要課題である。さらに高温超伝導を用いれば、低温超伝導では達成できない高磁場 (最大磁場で15 T以上) を発生することができる。現在設計を進めているコンパクトヘリカル炉FFHR-c1では、高温超伝導の採用を前提に最大磁場約19 Tと48 A/mm²のコイル電流密度を設定している [1]。高温超伝導の大型導体の試作開発もすでに始めている [2]。次期ヘリカル装置においても、高温超伝導を採用し高電流密度化が実現できれば、FFHRのコイル電流密度を実証することができる。

3. 次期ヘリカル装置のパラメータ設定

コイル電流密度を80 A/mm²とした場合の、コイループラズマ間距離 (コイル巻線部内壁とプラズマ表面の距離) とジャイロ・ボーム則に基づく閉じ込め指標 ($\text{RB}^{4/3}$ に比例、LHDを1に規格化) の計算結果を、コイル主半径 R_c とトロイダル磁場 B_c に対してプロットした (Fig. 1)。ここでは磁場配位はLHDと同じとした。まずコイループラズマ間距離を15 cm以上にする。この15 cmの間に熱シールド、真空容器、高温壁を設置する。図では、15 cm以下の領域の背景を黒くハッチングした。仮にLHDと同じコイル主半径3.9 mを設定すれば、トロイダル磁場が6 Tの装置を想定できる。しかし、コイルのコストがもし蓄積磁気エネルギーに比例するならば、LHDの約2倍近いコストの

コイルを製作しなければならない。そこで蓄積磁気エネルギーが LHD とほぼ等しくなる、コイル主半径 3.3 m、トロイダル磁場 4 T (図中の星印) を設計パラメータとしてまず設定した。ただし高温超伝導線材ははまだ高価であり、コスト評価は今後の重要な課題となる。この時の閉じ込め指標は LHD よりも高くなる。今後、ヘリカルコイルピッチパラメータ等の変更、ポロイダルコイルの追加等の磁場配位最適化を試み、コイループラズマ間距離の増加と閉じ込め性能の向上を両立させることも検討する。

4. 次期ヘリカル装置のコイル主要諸元

コイル主半径 3.3 m、トロイダル磁場 4 T とした場合の、コイル主要諸元を LHD および核融合炉 FFHR-c1, FFHR-d1 と比較した (Table 1)。次期ヘリカル装置は、FFHR-d1 に匹敵する最大磁場

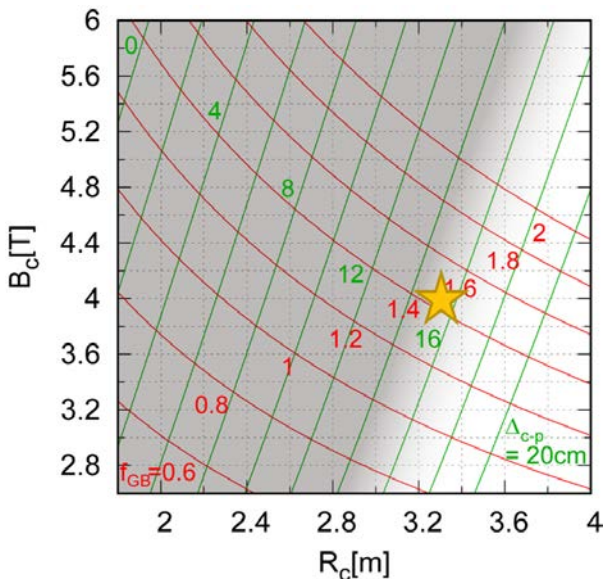


Fig. 1 Minimum distance between the helical coil and plasma periphery (ergodic region) (green lines), and index of plasma confinement normalized by that of the LHD (red lines). The coil current density is set to 80 A/mm².

Table 1 Comparison of major specifications among the LHD, HTS helical device and helical fusion reactors [1].

	LHD*	HTS Helical Device**	FFHR-c1	FFHR-d1
Major radius, R_c (m)	3.9	3.3	10.92	15.6
Toroidal field, B_c (T)	3	4	7.3	4.7
Maximum field, B_{peak} (T)	6.9	9.2	18.9	11.7
Operating temperature (K)	4	~20	~20	4 / 20
Stored magnetic energy (GJ)	0.9	1.1	155	163
Coil current density (A/mm ²)	40	80	48	25

*Originally designed values for 3 T operation

**This is the reference design at this moment. The name of device is tentative.

を持ち、電流密度については他を圧倒している。従って、次期ヘリカル装置のコイル建設により、核融合炉建設時のコイルに関する工学的課題を抽出・解決することができる諸元となっている。

5. 次期装置で可能となるプラズマ実験

次期装置の磁場強度は 4 T となるため、LHD より高性能のプラズマを用いた物理研究が可能となる。さらに、全金属壁、高温壁を採用することにより、核融合炉を模擬した PWI 研究が可能となる。放電時間が丸 1 日に及ぶ高性能プラズマ生成により、核融合炉のプラズマからブランケットに至るまでの水素循環を含めた粒子制御技術確立を目指す。また、新たに設計した RMP コイルを用い、プラズマ閉じ込め制御実験やデタッチプラズマの定常制御を可能とする。また将来的には、液体金属などの先進的なプラズマ対向壁の実験を可能とする。実験に用いるガスは軽水素のみとなるが、機器の入れ替え、改造等がし易く、幅広い実験課題に供することができる。

6. まとめ

LHD で出来なかった核融合炉を見据えた実験を可能とするため、高温超伝導コイルを用いたヘリカル装置を LHD に続く次期装置として建設することを提案する。高温超伝導ヘリカル装置では、高磁場での高性能プラズマ実験に加え、全金属壁、高温壁における超長パルスのプラズマ実験により核融合炉の粒子制御技術を確認する。本計画で培われる高温超伝導コイルの製作技術は、将来の核融合炉のみならず産業界にとっても意義がある。なお、本計画の推進には広範な英知の結集が必要であり、多くの方々に積極的な共同研究への参加をお願いしたい。

参考文献

- [1] J. Miyazawa, et al., FED 136 (2018) 1278.
- [2] N. Yanagi, et al., NF 55 (2015) 053021.