

## 解説

### LHD から核融合炉へ

相良明男

核融合科学研究所 〒509-52 土岐市下石町字西山 322-6

### From LHD to Fusion Reactor

Akio SAGARA

National Institute for Fusion Science 322-6 Oroshicho, Toki 509-52, Japan

(Received January 5, 1998; accepted March 9, 1998)

#### ABSTRACT

Research and development of helical systems have been persistently continued. New large devices using superconducting magnets, LHD in Japan and W-7X in Germany, are under construction. These aggressive programs accelerate several design studies of helical-type reactors, because of the main advantage of current-less steady operation, as promising alternatives for Demo reactors.

A reference design of Force Free Helical Reactor (FFHR) is presented to discuss Demo relevant engineering issues in the concept definition phase. The main feature of FFHR is force-free-like configuration of helical coils, which makes it possible to simplify the coil supporting structure and to use high magnetic field instead of high plasma beta. The other feature is the selection of molten-salt Flibe as a self-cooling tritium breeder from the main reason of safety. Collaboration works based on the LHD project have made great progress in the reactor studies by focusing on engineering aspects of the high magnetic field and Flibe system design.

#### 1. ヘリカル系トーラス装置研究の進展

環状磁場閉じ込め外部導体方式のステラレータ (stellarator) (元は広義の「星のトーラス」の意) は、複数の正負電流コイル対とトロイダル磁場コイル群から成り、両コイルを結合分離したモジュラーコイル型もある [1]。ヘリオトロン/トルサトロン (heliotron / torsatron) は宇尾 (京大) の独自アイデアによるものであり [2]、複数 ( $\ell$ ) の同方向電流コイルと垂直磁場コイルだけからなるシンプルな構造が特徴である。これら、および L.Spitzer (米) [3] による 8 の字形を祖とする立体磁気軸のヘリアック (heliac) と、閉じ込め形状を最適化したヘリアス (helias) [4] を総称してヘリカル系トーラスと呼ばれている。トカマク型との本質的な違いはプラズマ電流を必要としないことにある。

1952 年の 8 の字形から始まるヘリカル系の伝統と歴史は、1970 年代からのトカマク全盛時代の後も、Cleo (英)、L 及び Uragan (旧ソ連)、Wenderstein (独)、等のステラレー

タと,Heliotron (日) 等々の各シリーズ,及び個性的な各種小型装置によって粘り強く受け継がれ,トカマクに劣らぬ優秀さが改めて見直されるに至った。特に Heliotron 装置の着実な成果は,1980年代からのヘリカル系復活の決定的牽引力となった。事実 1983 年には再度アメリカにヘリオトロン/トルサトロン型の ATF(Advanced Toroidal Facility) が建設された。

このような歴史的経緯から,1989 年には全システム超伝導コイルによる世界最大のヘリオトロン型 LHD (大型ヘリカル装置) 建設が文部省・核融合研(土岐)にて開始され,1998 年春にはプラズマ運転が始まる [5]。図 1 に LHD の磁場配位を示す。これによって,臨界条件に迫るプラズマ領域, 1 時間以上の定常運転, 等を目指す。ドイツでも LHD 級のヘリアス型超伝導モジュラーコイル仕様の W-7X( Wenderstein7-X) 建設が本格的に始まった [4,6]。

ヘリカル系の磁場配位は外部導体で決まる利点があるが,閉じ込め劣化につながる磁気島 (magnetic island) の生成を回避する等の理由から,一般に設計磁場精度は 1 万分の 1 が要求される。従って近年のヘリカル系の復活が,明らかに加工技術の高精度化と計算機の驚異的進歩に同期している側面は注目に値し,今後の更なる新展開が期待されている理由の一つでもある。

今やヘリカル系トラス装置は,LHD と W-7X によって,大型トカマク級のプラズマ領域と,前例のない高性能・定常プラズマ運転の両方を,間もなく実現出来る段階に至った。



Fig. 1: Basic plasma configuration with superconducting helical coils of LHD

## 2. ヘリカル型核融合炉の特徴

ヘリカル型核融合炉の魅力は、プラズマ電流を必要としないことに帰着する。即ち、

- (1) 定常運転が容易である（外部導体系）
- (2) 電流ディスラプションがなく、安全性が高い（無電流プラズマ）
- (3) プラズマ電流駆動のための還流エネルギーが不要（大きいQ値）
- (4) ダイバータが自然に備わっている（造り付けダイバータ）

等である。これらの魅力を生かした概念設計が、1970年代から1980年代初めにかけて精力的に実施された。図2に京大のヘリオトロン型炉 [7,8], MITのトルサトロン型炉 [9], ウィスコンシン大のモジュラー・ステラレータ型炉 [10] を示す。これらの設計は、エネルギー閉じ込め時間  $t_E$  に関して、新古典拡散（neoclassical diffusion）のプラトー域あるいは概略の実験比例則を仮定して進められた。

一方、トカマク型と比較して、ヘリカル型の課題として、

- (1) ヘリカルコイルの設計製作が工学的に複雑
- (2) 非軸対称性のためプラズマ閉じ込めの理論予測が困難
- (3) ヘリカルコイルとプラズマの間隔が狭い

等が指摘されてきた [4]。しかし、これらに対する改善や提案を伴うかたちで、最近新たにヘリカル型炉の魅力が見直され始めている。オークリッジ国立研究所（米）ではトルサトロン型炉のCT (Compact Torsatron) シリーズ [11], マックスプランク研究所（独）ではヘリアス型炉のHSR(Helias reactor) [12] 等の概念設計が精力的に行われている。前者は、コンパクト化により、発電コスト評価がトカマク型炉に勝る可能性を示している。後者は、閉じ込め磁場配位を最適化したモジュラーコイルにより、自己点火への良好な見通しを示している。いずれも現在の工学レベルを前提としている。ここで大切な点は、前者がATF、後者がW7-ASの最新の装置技術、及び実験成果に立脚していることである。ヘリカル系の復調を期に、現時点で幾つかのヘリカル型実用炉の可能性が改めて示され始めていることは、トカマク路線を補完する新しい流れとして歓迎すべき事実である。

以上から明らかなことは、現状のヘリカル系の閉じ込め性能が、実験炉段階のトカマク型 (ITER) に比べて約15年の差はあるものの、トカマク型が今尚多大な労力と時間を注いでいる電流ディスラプションと定常化に関しては、当初からこのハードルを越えており、ヘリカル系は原型炉の段階で十分にトカマク型と競合し得るものである。従って、ヘリカル型核融合炉の実現への課題は、閉じ込めの着実な改善と共に、動力炉としての炉本体構造の設計成立性の開拓である。プラズマ加熱と燃料補給・灰排気・T回収サイクルを含むプラントシステムおよび炉構造材料に関する課題は、トカマク型にほぼ共通と判断できる。以下、この視点に立って、我々が現在進めている Force-Free Helical Reactor FFHR の概念設計を具体例として紹介する。

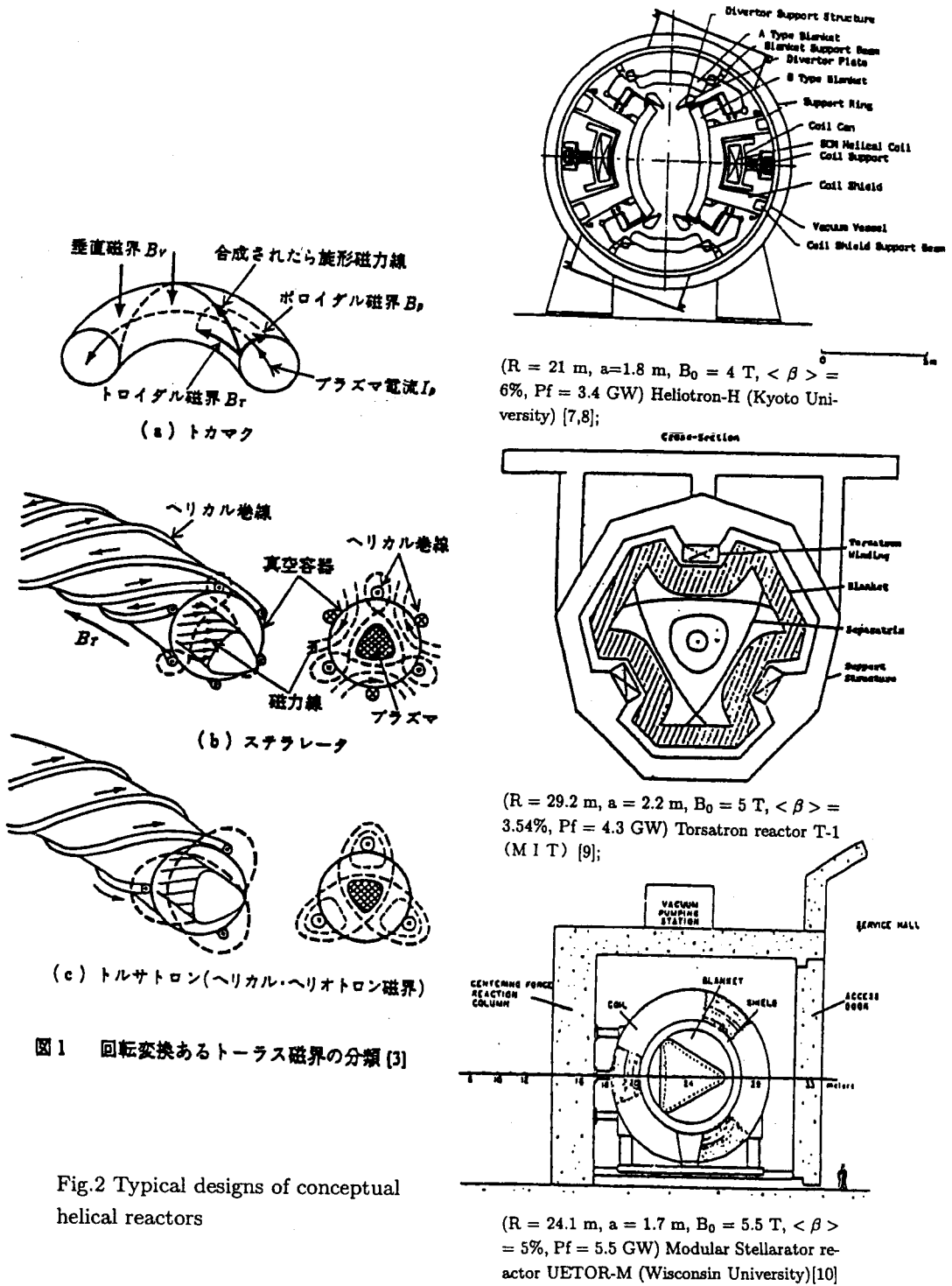


図1 回転変換あるトーラス磁界の分類 [3]

Fig.2 Typical designs of conceptual helical reactors

### 3. 設計例としての FFHR

FFHR は、原型炉としてのヘリオトロン型 D-T 核融合炉であり、LHD 成果 [13] に立脚して動力炉開発のための主要技術課題を明らかにすること、および今後数十年で実用可能と期待できる革新的技術を導入することを設計指針としている。現在は第 1 フェーズであり、設計概念を明確にするための参照設計を進めている [14,15,16,17]。概念設計の最適化およびコスト評価は第 2 フェーズで進めることになる。

#### 3.1. 連続ヘリカル巻きでのコイル間電磁力の低減

連続巻きヘリカルコイルの場合、ヘリカル・ピッチ・パラメータ

$$\gamma = (m/\ell)(a_c/R)$$

(但し、ヘリカルコイル数  $\ell$ 、トロイダルピッチ数  $m$ 、コイル電流中心の小半径  $a_c$ ) を小さく設定することによって、コイル間のフープ電磁力を低減できる性質が自然に備わっている。しかもこの時、 $a_c$  に対するプラズマ最外殻磁気面の小半径  $a_p$  の比 ( $a_p/a_c$ ) も小さくなるので、遮蔽ブランケット領域を確保するためにも有利である。しかし極端な電磁力低減は、構造安全性とプラズマ小半径の過度な収縮から見て実際的ではない。適度な電磁力抑制の範囲で、工学的メリットが 2 つある。1 つは、コイル支持構造の簡略化によって、炉内保守作業が容易になること [18]。他の 1 つは強磁場化である。核融合出力密度  $P_t$  がプラズマ  $\beta$  値と磁束密度  $B$  に関して、

$$P_t = \left(\frac{n}{2}\right)^2 \langle \sigma v \rangle E_f \sim 6.9 \times \beta^2 B^4 [\text{MWm}^{-3}]$$

で表せるので ( $T_i = 10 \sim 20 \text{ keV}$ )、強磁場化は低い  $\beta$  値を許容することになり、He 灰を含む自己点火でのプラズマ  $\beta$  値の裕度が増す。強磁場化によって、エネルギー閉じ込め改善度への要求も過大にならない。

#### 3.2 FFHR の 1 次設計パラメータ

炉寿命 30 年で熱出力 300 万 kW の FFHR では、装置サイズを  $R=20\text{m}$ 、 $a_p=2\text{m}$  と大きくすることで中性子壁負荷を  $1.5\text{MW/m}^2$  に下げている。設計パラメータを、磁場強度の順に 3 タイプ (A, B, C) 比較して表 1 に示す。LHD レベルに近い  $B_0 = 5 \text{ T}$  の C では、 $\langle \beta \rangle = 4.5 \%$ 、エネルギー閉じ込め時間の LHD 比例則に対する改善度 3.5 を必要とし、現状からの単純接続はかなり厳しい。これに対して LHD の 3 倍の磁場  $B_0 = 12 \text{ T}$  を有する A では、 $\langle \beta \rangle = 0.7 \%$ 、閉じ込め改善度は高々 1.5 で十分に点火条件に到達できる。

MHD 安定性解析により、真空磁気軸を  $R=2\text{m}$  からトーラス外側に  $10\text{cm}$  シフトすることによって、強磁場仕様の FFHR が要求する中心  $\beta(0) \sim 2 \%$ 、平均  $\langle \beta \rangle \sim 0.7 \%$  の条件に対して、メルシェ条件での MHD 安定性が得られること、しかも、ヘリカルリップル輸送による粒子損失も、外側シフトにより抑制される結果が得られている [19]。イグニッション接近の動特性に関しては、炉心プラズマ立ち上げ時の追加熱運転シナリオについて、L-H,

H-L 遷移を考慮した解析が進んでおり、追加熱から自己点火に移行させる過程を図3に

	LHD	FFHR-1		
		case A	case B	case C
<b>Plasma parameters</b>				
number of pole : $\ell$	2	3		
toroidal pitch number : $m$	10	18		
major radius : $R$ (m)	3.9	20		
av. plasma radius : $\langle a_p \rangle$ (m)	$< 0.65$	2		
fusion power : $P_f$ (GW)	-	3		
external heating power : $P_{ex}$ (MW)	$< 20$	100		
toroidal field on axis : $B_0$ (T)	4	12	7	5
average beta : $\langle \beta \rangle$ (%)	$> 5$	0.7	2.2	4.5
enhancement factor of $\tau_{LHD}$		1.5	2.25	3.5
plasma density : $n_e(0)$ ( $m^{-3}$ )	$1 \times 10^{20}$	$2 \times 10^{20}$	$1.9 \times 10^{20}$	$1.5 \times 10^{20}$
plasma temperature : $T_e(0)$ (keV)	$> 10$	22	24	29
effective ion charge : $Z_{eff}$		1.5		
alpha heating efficiency : $\eta_\alpha$	-	0.7		
alpha density fraction : $f_\alpha$	-	0.05		
<b>Engineering parameters</b>				
av. helical coil radius : $\langle a_c \rangle$ (m)	0.975	3.33		
pitch parameter : $\gamma_c = m \langle a_c \rangle / (\ell R)$	1.25	1		
coil modulation : $\alpha$	+ 0.1	0		
coil to plasma clearance : $\Delta$ (m)	0.03	1.1	1.25	1.3
coil current : $I_H$ (MA/coil)	7.8	66.6	38.9	27.8
coil current density : $J$ (A/mm <sup>2</sup> )	(53)	27		
max. field on coils : $B_{max}$ (T)	(9.2)	16	11.5	10
stored energy with poloidal coils (GJ)	1.64	1290		
neutron wall loading : $P_n$ (MW/m <sup>2</sup> )	-	1.5		
av. heat load on divertor: $P_d$ (MW/m <sup>2</sup> )	$< 10$	1.6		
blanket material	-	Flibe(40vol.%) + Be(40vol.%)		
operation temperature	-	inlet 723K / outlet 823K		
T breeding ratio (TBR)	-	1.1		
SC material	NbTi	Nb <sub>3</sub> Al or (NbTi) <sub>3</sub> Sn		

Table 1. Design parameters of FFHR[14]

示す [20]。マグネットに関しては、電磁力支持構造の有限要素法 3 次元解析による良好な見通し [21]、ポロイダルコイルの最適化によって蓄積電磁エネルギー 1 TJ を 750GJ まで低減できる見通し [22]、等が進んでいる。

### 3.3 ブランケット・伝熱流動システム設計

FFHR では、固有安全性に優れている溶融塩フリーベを採用し、自己冷却式 T 増殖ブランケットを特徴としている。フリーベ (LiF-BeF<sub>2</sub>) は、

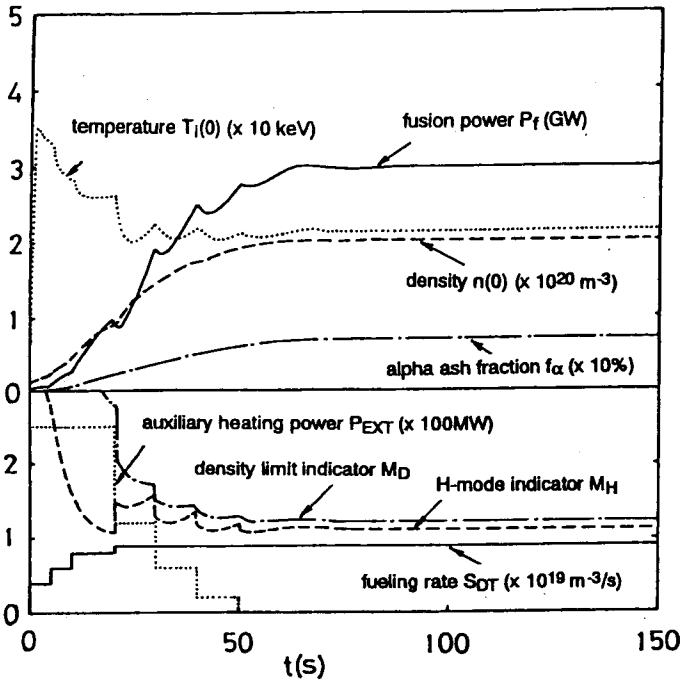


Fig. 3: The temporal evolution of plasma parameters during the ignition access phase in FFHR[20]

- (1) T溶解度が低いので（金属Liより8桁以上低い）T回収が容易で動的インベントリーを低く維持できる,
- (2) 化学的反応性が低いので（ $\text{BeF}_2$ と $\text{LiF}$ の生成自由エネルギーは各 $-106.9$ と $-125.2$  kcal/g-atom F）漏出での安全性が高く,
- (3) 蒸気圧が低いので（ $500^\circ\text{C}$ でも $\sim 4$  mPa）高温でも常圧システムが構築できる,
- (4) 電気伝導度が低いので（電気抵抗率 $\sim 1 \Omega \text{ cm}$ ）MHD圧損の問題を回避でき、強磁場仕様のFFHRに

適合する,

等の長所を有する。熱容量（ $\sim 1 \text{ cal/ccK}$ ）も水と同等であるため、自己冷却システムも有望である [23]。

図4にブランケット及び放射線遮蔽構成を示す。プラズマ最外殻とヘリカルコイル容器壁との間に1mの空間を確保し、ANISNによる円筒近似計算によりT増殖、放射線発熱及び放射線遮蔽性能を最適化した [24]。Flibe流れは第1壁を冷却後、中性子増倍材のBeペブルを通過してT増殖領域に入る。これにより部分 Tritium Breeding Ratio (TBR)  $\sim 1.2$ , Flibeでの放射線体積発熱は核融合出力の60%以上を得ている。T生成に伴う遊離Fの除去, Beペブルの照射健全性が課題となっている。MCNPによる3次元計算を現在進めている [25]。

Flibe運転での入口温度は、融点と粘性を考慮して40% $\text{BeF}_2$ で $450^\circ\text{C}$ 、出口温度は低放射化フェライト鋼JLF-1 ( $\text{Fe}_9\text{Cr}_2\text{W}$ )の照射下高温クリープ(100dpa)を考慮して $550^\circ\text{C}$ に設定している。V合金( $\text{V}_4\text{Cr}_4\text{Ti}$ )、ODS(酸化物分散強化)鋼などはオプションに位置付けている [17, 26]。従って、熱出力3GWに対して必要なFlibe流量は $7 \text{ m}^3/\text{s}$ 、並列18流路で各50mとすればエルポー5カ所含めても圧損は高々 $\sim 1\text{MPa}$ である。ポンプ動力は核融合出力の高々 $\sim 0.8\%$ である [27]。Flibeの初期導入にはヒーターと加熱ガス併用を検討している。

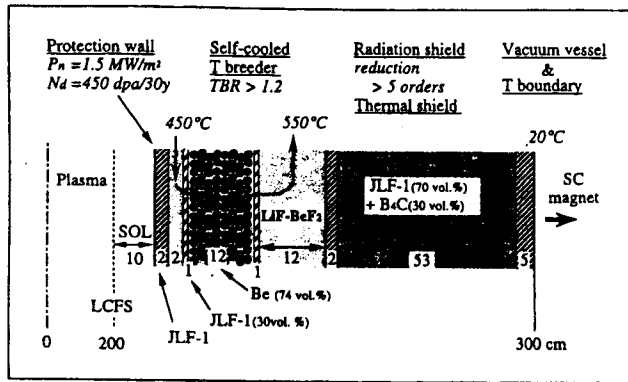


Fig. 4: The blanket and shielding structure in FFHR, where LCFS is the plasma surface with the scrape-off layer SOL, and JLF, TBR, SC are Japan low-activation ferritics, tritium breeding ratio, and superconducting, respectively[24]

伝熱流動・T回収ループを含むFFHR全体システム概念を図5に示す。T溶解度が極めて低いため、スプレー塔でのT<sub>2</sub>ガス90%回収が1スルー(約30秒)で可能であり、1次ループのTインベントリーは1g以下となる[28, 29]。二重管式流動ループ外管にHeガスを流すことに

よって、透過T<sub>2</sub>回収および管壁健全性監視を行う。中性子増倍材のBeは、TFの還元反応( $Be + 2TF \rightarrow BeF_2 + T_2$ )によって、管壁腐食の抑制にも働く。中間ループは設けず、熱交換機でのSteam Generator(SG)系へのT透過量を10Ci/day以下にする設計検討を進めている。将来、先進高温材料が使用可能になれば、熱効率の高いHeガスタービン発電への移行も可能である[30]。燃料供給システムと排気回収システム設計は、炉心プラズマ制御及びダイバータシステムと連動しており、今後の重要な課題である。システム安全の中心課題であるトリチウム境界については、強固な系と比較的弱い系の4つに分類し、シンプルで固有安全性の高いFlibeシステムの利点を活かすことによって、多重防護の設計方針に見通しが得られている[29]。

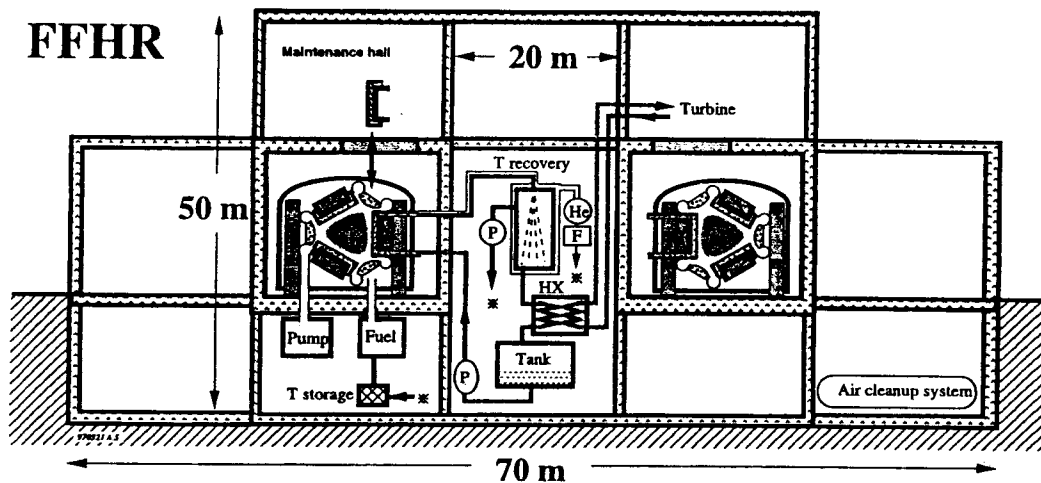


Fig. 5: Schematic illustration of the FFHR system layout[27]



T回収に関する Flibe 物理化学実験, 材料両立性に関するポット試験, Flibe 伝熱流動実験ループの試作開発, 等の磁場環境伝熱システム開発のための基礎実験研究を, 共同研究によって本年度より開始した [31]。これら研究の目的は, 核融合仕様でのデータベースを拡充することと, Flibe の取扱技術を開発し蓄積することにある。

### 3.4 ブランケット構造材及び保守

ブランケット構造材には, メンテナンス・フリーを目標とし, 中性子壁負荷を  $1.5\text{MW}/\text{m}^2$  と低く抑えたが, 炉寿命 30 年での放射線損傷は第 1 壁で約 450dpa となり,  $500\text{ }^\circ\text{C}$  以上の温度領域では高温強度の点から極めて厳しい使用条件となる。実用材料が 150dpa まで使用可能になれば 10 年毎に交換する。廃棄物の低放射化条件と, 今後の改良を想定して JLF-1 を第 1 候補とし, パナジウム合金, ODS 鋼, 等をオプションとしている。耐重照射の材料開発が急務である [17, 30]。

廃棄物の総重量は, JLF-1 が約 800ton であり, 400ton の Flibe, 200ton の Be は再利用する。ブランケットの交換には, コイル断面形状が一定であることを利用して, モジュール・ユニットを順次送り込むスクリュウ・コースター式を提案している。この時, フリーベはドレンタンク兼用のトリチウム回収塔に移してあるのでモジュール・ユニットは空で軽い。

## 4. まとめ

1. ヘリカル系トラス装置は, LHD と W-7X によって, 大型トカマク級のプラズマ領域と, 前例のない高性能・定常プラズマ運転の両方を, 間もなく実現出来る段階に至った。
2. 電流ディスラプションと定常化に関するハードルを当初から越えているヘリカル系の今後の展望は, 原型炉の段階で十分にトカマク型と競合し得るものである。
3. ヘリカル型核融合炉の実現への課題は, プラズマ閉じ込めの着実な改善と共に, 動力炉としての炉本体構造の設計成立性の開拓である。
4. プラズマ加熱と燃料補給・灰排気・T回収サイクルを含むプラントシステムおよび炉構造材料に関する課題は, トカマク型とほぼ共通と判断できる。
5. ヘリオトロン型 D-T 核融合原型炉 FFHR を設計例として, 主要な技術課題, および革新的技術導入の可能性を示した。
6. 固有安全性に優れている溶融塩フリーベは, 自己冷却式 T 増殖ブランケットシステムに有望であり, 今後の開発実験が期待される。

開発の時定数の長短を考慮した研究戦略を明確に定め、広く組織的に推進することが今まさに必要となっている。

### 参考文献

- [ 1] G. C. BopoHoB (関口忠, 飯田慶幸 訳)「核融合 - 臨界への挑戦」(1988) オーム社 ; 宮本健郎「プラズマ物理入門」(1991) 岩波書店 ; 関口忠 編「現代プラズマ理工学」(1979) オーム社, 等, 多数あり
- [ 2] K.Uo, J. Phys. Soc. Japan 16(1961)1380; Plasma Phys. 13(1971)243
- [ 3] L.Spitzer,Jr., Phys. Fluids 1(1958)253
- [ 4] 山崎耕造, プラズマ・核融合学会誌, Vol.72 (1996) 124
- [ 5] A.Iiyoshi, M.Fujiwara, O.Motojima, N.Ohyabu and K.Yamazaki, Fusion Technol. 17(1990)169
- [ 6] A.Iiyoshi and K.Yamazaki, Physics of Plasma 2 (1995) 2349
- [ 7] A.Iiyoshi and K.Uo, 5th Int. Conf. on Plasma Phys.& Contr. Nucl. Fusion Reserch, Tokyo, 1974. IAEA-CN-33/G4
- [ 8] O.Motojima et al., 9th Int. Conf. on Plasma Phys. & Contr. Nucl. Fusion Reserch, Baltimore, 1982. IAEA-CN-41/L3
- [ 9] P.A.Politzer et al., PFC-TR-79-1 (1978)
- [10] Joint US-EURATOM Repo., 1981, IPP-2/254, p89
- [11] J.F.Lyon et al., Fusion Technol. 15(1989)1401. and ORNL/TM-12189 (1992)
- [12] C.Beidler et al., 14th Int. Conf. on Plasma Phys.& Contr. Nucl. Fusion Reserch, Wurzburg, 1992. IAEA-CN-56/G-1-2
- [13] O.Motojima et al., 13th Int. Conf. on Plasma Phys.& Contr. Nucl. Fusion Reserch, Washington, 1990. IAEA-CN-53/G-1-5
- [14] A.Sagara et al., Proc.ISFNT-3, Fusion Engrg. Design. 29 (1995) 51
- [15] O.Motojima et al., Proc.ITC-6, Toki, 1994, Trans. Fusion Technol., 27 (1995) 264
- [16] O.Mitarai et al., Proc.ITC-6, Toki, 1994, Trans. Fusion Technol. 27 (1995) 278
- [17] H. Matsui et al, to be published in Proc.of ANS 1996
- [18] L.M.Lidsky et al., MIT-PFC-IR-81-1 (1980)
- [19] K.Watanabe, NIFS annual report (1997)75
- [20] O.Mitarai et al., Proc.ITC-8, Toki, 1997
- [21] S.Imagawa et al., NIFS annual report (1997)76
- [22] H.Chikaraishi et al., NIFS annual report (1997)78
- [23] H. Moriyama, Proc. ISFNT-4, Tokyo, '97
- [24] H. Yamanishi et al, Proc. ISFNT-4, Tokyo, '97

- [25] 相良明男, 山西弘城, 他, 日本原子力学会「1997年秋の大会」D3
- [26] A. Kohyama, A. Sagara, et al, Proc. ISFNT-4, Tokyo, '97
- [27] A. Sagara et al., Proc. ISFNT-4, Tokyo, '97
- [28] 鈴木晶大, 田中知, 寺井隆幸, 他, 日本原子力学会「1996年度年会」D20
- [29] T. Uda et al, Proc. ISFNT-4, Tokyo, '97
- [30] A. Sagara et al., Proc. ICFRM-8, Sendai, '97
- [31] T. Terai et al., Proc. ICFRM-8, Sendai, '97