

# ヘリカル型核融合炉設計の現状と展望 1. はじめに：設計統合とR&D

メタデータ	言語: jpn 出版者: 公開日: 2013-11-25 キーワード (Ja): キーワード (En): 作成者: 相良, 明男, 後藤, 拓也, 御手洗, 修 メールアドレス: 所属:
URL	<a href="http://hdl.handle.net/10655/10184">http://hdl.handle.net/10655/10184</a>

## 小特集

## ヘリカル型核融合炉設計の現状と展望

## Current Status and Future Prospects of Helical Fusion Reactor Design

## 1. はじめに：設計統合と R&amp;D

## 1. Introduction: Design Integration and R&amp;D

相良明男, 後藤拓也, 御手洗修<sup>1)</sup>SAGARA Akio, GOTO Takuya and MITARAI Osamu<sup>1)</sup>核融合科学研究所, <sup>1)</sup>東海大学熊本教養教育センター

(原稿受付: 2013年4月25日)

定常運転に適しており、還流パワーも小さいヘリカル方式は、早期の発電実証等の観点から近年注目されつつある。核融合科学研究所では現在核融合工学研究プロジェクトの下、これまでの設計研究および工学研究を集約し、原型炉に向けた工学実証研究を可能にするための工学基盤構築を目的としてヘリカル炉 FFHR-d1 の概念設計と関連工学 R&D 研究が展開されている。これらの活動の概要と、様々な要素間での整合性を図るために必要なシステム設計の進捗についてまとめる。

**Keywords:**

FFHR, LHD-type heliotron reactor, conceptual design, system design code, design integration, cost evaluation

## 1.1 はじめに

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、

- ・原理的に定常運転が容易である (外部導体系),
- ・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),
- ・プラズマ電流駆動のための還流エネルギーが不要である (大きいエネルギー増倍率 Q),
- ・プラズマ電流駆動によるプラズマ密度の制限がない (広い運転領域),
- ・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。一方、トカマク型と比較して、ヘリカル型の課題としては、
  - a) ヘリカルコイルの設計製作が工学的に複雑,
  - b) 非軸対称性のためプラズマ閉じ込めの理論予測が難しい,
  - c) ヘリカルコイルとプラズマの間隔が狭い,
 等が指摘されている。しかし、これらに対する改善や提案を伴うかたちで、近年新たにヘリカル型炉の魅力が見直されている。

ヘリカル型炉の概念設計としては、例えばオークリッジ国立研究所 (米) のトルサトロン型炉 CT (Compact Torsatron) シリーズ [1], マックスプランク研究所 (独) のヘリアス型炉 HSR (Helias reactor) [2] 等が挙げられる。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た。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提案している。日本では、大型ヘリカル装置 (LHD) 建設と実験での物理工学成果 [3] を基盤にして、ヘリオトロン型炉である FFHR (Force Free Helical Reactor) シリーズ [4-6] およびモジュラーヘリオトロン炉 MHR (Modular Heliotron Reactor) [7] の検討が進められた。これらに呼応して、トカマク中心の ARIES (Advanced Reactor Innovation and Evaluation Study) チーム (米) でも SPPS (Stellarator Power Plant Study) [8] および ARIES-CS (Compact Stellarator) 炉設計 [9] が行われ、経済的に成立しうることが示された。

2010年度より核融合科学研究所では第2期中期計画の開始に併せて、**図1**に示すように、これまでの FFHR 設計研究および工学研究を集約し、原型炉に向けた工学実証研究

National Institute for Fusion Science, Toki, GIFU 509-5292, Japan

<sup>1)</sup>Liberal Arts Education Center, Kumamoto Campus, Tokai University, KUMAMOTO 862-8652, Japan

corresponding author's e-mail: sagara.akio@LHD.nifs.ac.jp

を可能にするための工学基盤構築を目的として、核融合工学研究プロジェクト (FERP: Fusion Engineering Research Project) が開始された。当該プロジェクトは、図2に示す実施体制によって、超伝導マグネット・炉内機器・炉システム設計の3グループ、計13のタスクおよび44のサブタスクから成る。大型ヘリカル装置計画プロジェクト、数値実

験研究プロジェクトおよび所外共同研究と連携し、原型炉に向けたヘリカル炉FFHR-d1 (demo, type1) の概念設計および関連する工学 R&D 研究を両輪として、工学基盤の構築を進めている。初期の2年間で第1ラウンドとして、目標とするヘリカル炉の基本スペックをほぼ固めた。これらに基づいて現在は第2ラウンドとして3次元構造の基本設

Fusion Engineering Research Project towards steady-state Helical Reactor

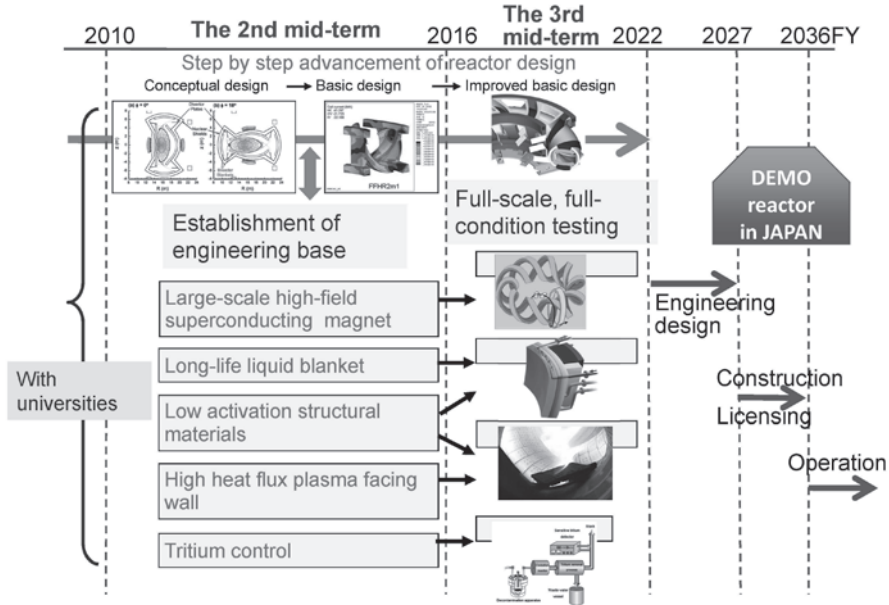


図1 原型炉に向けた核融合工学プロジェクトの第2および3期中期目標・計画スケジュール。

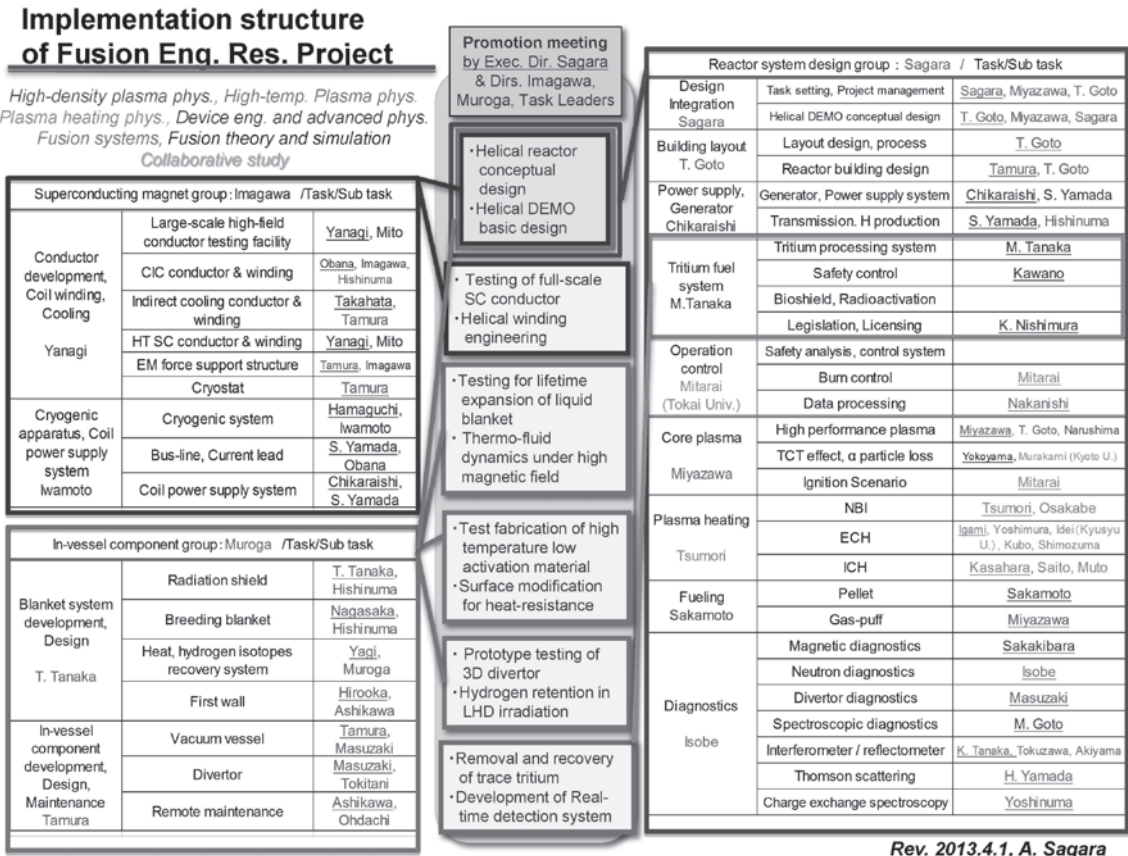


図2 核融合工学研究プロジェクトの13タスクと44サブタスクによる実施体制。

計を推進している。本小特集では関連 R&D 研究を参照しつつ、主に炉設計研究を中心にこれまでの成果と今後の課題について報告する。具体的には、設計の概要および設計統合タスクによるシステムコードを用いた設計領域解析およびプラズマ運転シナリオ検討等のシステム解析（第1章）、炉心プラズマタスクが数値実験研究プロジェクトとの連携により進めている高ベータ平衡、新古典輸送、アルファ粒子損失等の解析を通じたヘリカル炉心プラズマの設計（第2章）、超伝導コイルタスクによる3種類の超伝導導体・冷却方式についてのマグネット概念設計検討および関連 R&D と冷凍機・バスライン・電流リード・電源に関する検討状況（第3章）、ブランケットタスクによる3次元体系での中性子輸送計算を通じたブランケット設計とブランケット第一壁の水素透過挙動・液体増殖材中のトリチウム制御に関する R&D（第4章）、炉内機器タスクによる炉内機器（真空容器、ダイバータ）、マグネット支持構造物設計とダイバータ材料、壁コンディショニングおよび遠隔保守手法の検討状況（第5章）を示し、最後に今後の課題について述べる。

### 1.2 FFHR-d1 設計概要

FFHR シリーズは、図3に示すように、3本のヘリカルコイルを用いることで電磁力低減を狙った  $l=3$  の FFHR1 を起点に、LHD 型としてコンパクト化を図った FFHR2、ブランケット空間確保のために炉サイズを増やしつつ磁場を下げた FFHR2m1、LHD 実験成果に依る修正を入れた FFHR2m2 へと変遷してきた[10]。この間、高速中性子のスペクトル調整による増殖ブランケットの長寿命化の提案[5]、超伝導ヘリカルコイルの連続巻き工法の提案[11]、非軸対称系での中性子工学設計の迅速化[12]、高温超伝導を利用した分割型ヘリカルコイル提案[13]、低温・高密度燃焼領域での安定化法の提案[14]、コスト評価に基づく設

計最適化[15]、等の設計研究を推進し、総計96編の論文を発表した。この継続かつ発展的な一貫した設計活動は世界的にも高く評価されている[16]。

これら従来の FFHR シリーズの設計において一貫して主張してきたことは、中性子壁負荷を  $1.5 \text{ MW/m}^2$  以下に抑え、構造物の長寿命化を図ることである。また、FFHR2 以降の設計においては、現在フランスで建設が進む国際熱核融合実験炉 (ITER) で採用された超伝導コイルの技術の延長線上での設計を可能にするため、コイルシステムの全蓄積磁気エネルギーを  $160 \text{ GJ}$  程度以下にする設計となっている。ヘリカル炉 FFHR-d1 は、これら設計活動の知見に立脚しつつ、早期の発電、トリチウム自己充足、メンテナンス性の実証に焦点を当て、設計のロバスト性、建設等の合理性、安全性も考慮した設計のさらなる改良として位置づけられている[17]。

### 1.3 システム設計と主要設計パラメータ

一般に核融合炉の概念設計は、まずその主要設計パラメータを決定するところから開始される。核融合炉設計に関わるパラメータは多数あるが、磁場閉じ込め方式の核融合炉の設計においては、互いに強く関連し、かつトレードオフの関係にもある炉心プラズマ性能、超伝導コイル設計成立性、ブランケット設計成立性のバランスを取ることが肝要であり、これらに直接関わる設計パラメータをまず選択する必要がある。その意味において、まず炉心プラズマや周辺機器全てのサイズおよび設置スペースと関係する装置サイズは必要不可欠である。また炉心プラズマ性能に強く影響し、超伝導コイルおよび電磁力支持構造物の設計、さらには共鳴磁場を利用した加熱機器の設計に直結する磁場強度も重要な設計パラメータである。また、炉心プラズマ性能と関係し、プラズマ対向機器の設計、燃料システム設計と直結する炉心核融合出力も以降の設計に不可欠なパラメータである。なお、商用炉と異なり工学試験施設としての側面ももつと考えられる FFHR-d1 においては、装置の運転期間と燃料トリチウムの増殖性能において、柔軟な考え方を採用することも考えられる。この考え方によってはブランケットおよび遮蔽体の設置スペースの観点から主要設計パラメータが影響を受けることが考えられるため留意が必要であるが、その最適化については設計ウィンドウを同定したのちに判断することとし、ここでは以下の3つのパラメータ

- ・装置サイズ（ヘリカルコイル主半径）
- ・磁場強度
- ・核融合出力

を主要設計パラメータとして選定した。

主要設計パラメータの決定においては、炉心プラズマから周辺工学機器までを整合性を持って取り扱うことのできるシステム設計コードを用いた設計ウィンドウ解析が有効であり、多くのトカマク型核融合炉の概念設計においてもこのようなシステム設計コードが開発、運用されている[18-20]。このため、まずヘリオトロン型核融合炉設計システムコード HELIOSCOPE の開発を行った[21, 22]。HE-

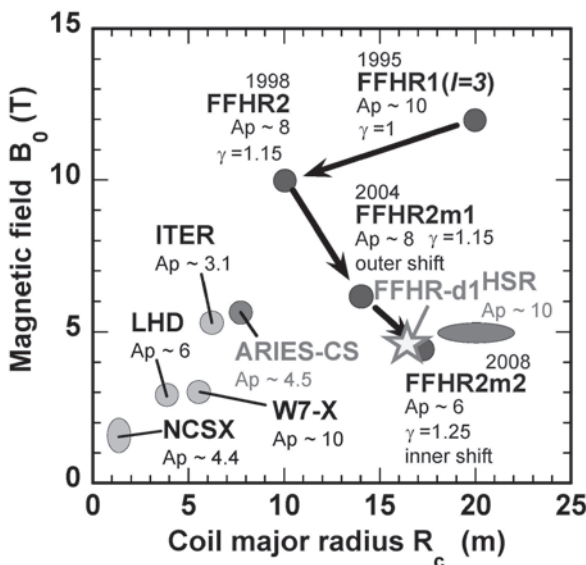


図3 コイル大半径  $R_c$  と中心磁場強度  $B_0$  で整理した FFHR 設計履歴と、主なヘリカル系炉設計と実験装置および ITER との比較[10]。

HELIOSCOPE コードの概要については本学会誌の小特集「システムコードを用いた磁場閉じ込め方式核融合炉システム設計」[23]に詳述されているため割愛するが、FFHR-d1 設計においては、炉心プラズマ設計におけるロバスト性確保の観点からプラズマ分布形状の取り扱いについて改良を行っている。一般的なシステムコード同様、HELIOSCOPE の炉心プラズマ設計においては、積分計算が解析的に行えること及び実際の分布形状をよい近似で与えることから、規格化小半径に対する放物分布により表現された密度・温度分布形状に基づいた解析が基本となっている。一方、FFHR-d1 の炉心プラズマ設計においては、第2章で述べられるようにLHD 実験データを直接外挿する手法を用いているため、HELIOSCOPE にもこれを反映させた。具体的には、プラズマの密度・温度分布形状と実効体積を外挿対象とした実際のLHD 実験データから取得し、これらに対し密度、ベータ値の増倍度および閉じ込め改善度を仮定し、体積積分については数値積分を行って炉心プラズマパラメータを評価している。

以下にHELIOSCOPEを用いたFFHR-d1設計領域解析の結果を示す。ここでは2.2節で参照分布Aとして与えられるプラズマ分布を前提とし、装置形状はLHDの相似拡大として計算を行った。ただしブランケット設置スペースを広げるため、ヘリカルコイルの断面形状については過去のFFHR設計でも採用された縦横比2を、ヘリカルコイルの電流密度は25 A/mm<sup>2</sup>を仮定している[11, 24]。また、メンテナンス用スペース確保のため、LHDでは上下3対あるポロイダルコイルのうち、中央部に位置する1対を省略した配置を想定しており、これらは蓄積磁気エネルギーの計算に反映されている。

ここで、設計ウインドウを考えるにあたり重要な工学設計条件として、

- ・プラズマ-コイル間最小距離  $\Delta_{c-p}$
- ・蓄積磁気エネルギー  $W_{mag}$
- ・平均中性子壁負荷  $\langle \Gamma_{nw} \rangle$

を考慮した。LHD型ヘリオトロン装置では、プラズマ断面形状が縦長となるトーラス断面において、トーラス内側のヘリカルコイルとプラズマが最も接近し、結果的にこの位置におけるブランケット設置スペースが最小となる。ここでは赤道面上でヘリカルコイルの巻線部の最もプラズマ寄りの点と、磁力線追跡計算で求められたプラズマ閉じ込め領域の最もトーラス内側の点との距離を  $\Delta_{c-p}$  として定義した(図4)。この値は装置サイズに比例し、またヘリカルコイルの電流密度を固定しているため、磁場強度を増すほど小さくなる。蓄積磁気エネルギーはおおよそ装置サイズの3乗と磁場強度の2乗に比例する ( $W_{mag} \propto R^3 B^2$ )。これらの制約条件は炉心プラズマに関係なくコイルの幾何学形状のみで決まるものである。3つ目の平均中性子壁負荷は、装置サイズと核融合中性子出力  $P_n$  の関数 ( $\langle \Gamma_{nw} \rangle \propto P_n / R^2$ ) である。LHD実験分布の直接外挿では、ジャイロポーム型のパラメータ依存性を仮定するため、閉じ込め改善度  $\gamma_{DPE}$  を決めれば炉心プラズマの密度、温度は装置サイズと磁場強度の関数として定まる。こ

のためこれらの関数である核融合出力も装置サイズと磁場強度によって一意に決定される。

これらのパラメータを横軸がヘリカルコイル巻線中心での磁場強度、縦軸がヘリカルコイルの主半径(巻線中心の径方向位置)の空間にプロットしたものを図5に示す。設計ウインドウを決めるにあたっては、工学および物理制約条件を設定する必要がある。ここで工学条件としては、先述したように蓄積磁気エネルギー160 GJ以下、平均中性子壁負荷1.5 MW/m<sup>2</sup>を採用する。一方炉心プラズマの物理制約としては、ベータ値と密度限界が考えられる。このうちベータ値についてはまだヘリカル系プラズマの限界がどのように決まるか明確でないが、密度限界についてはプラズマ周辺部の密度が須藤密度限界に達すると維持が困難であることがわかっている[25]。これら蓄積磁気エネルギー、平均中性子壁負荷及び密度限界の全てを満たしている領域が図の白い部分に相当する。この設計ウインドウ内においては、図内でより左上に位置する設計点の方がブランケットスペースは増大する。また、図内でより左に位置する設計点の方が出力およびベータ値が増大する。ブランケット及び遮蔽体の設計の観点からブランケットスペースは大きければ大きいほど望ましく、出力および必要なベータ値もこの設計ウインドウの範囲では過大ではないため、設計ウインドウの最も左上に当たる、図中に星印で示した点、す

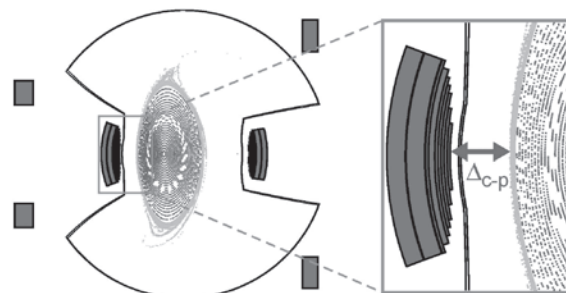


図4 プラズマ-コイル間最小距離  $\Delta_{c-p}$  の定義。

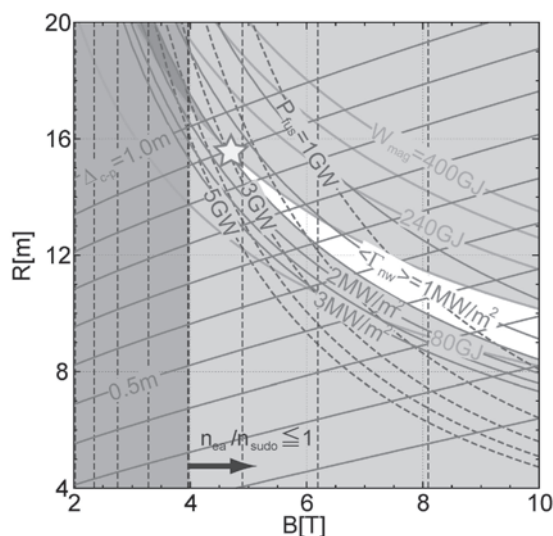


図5 システムコードHELIOSCOPEによるヘリカル炉FFHR-d1の設計ウインドウ解析結果。

なわちヘリカルコイル主半径  $R_c = 15.6$  m, ヘリカルコイル巻線中心磁場強度  $B_c = 4.7$  T を FFHR-d1 の候補設計点として採用した[22].

ヘリカル炉 FFHR-d1 の候補設計点の基本パラメータを表 1 に示す[17]. 比較のため, LHD および FFHR2m2 のパラメータについても記述する. 結果として FFHR-d1 の候補点は LHD のちょうど 4 倍の装置サイズとなっている. また核融合出力, 中性子壁負荷, 蓄積磁気エネルギーは FFHR2m2 で想定されたものとはほぼ同じであり, これまでの工学設計の知見を最大限生かしつつ, 直接外挿法により炉心プラズマ設計の確度を高めることで, 発電実証と長期間の運転を行うという目的に適った設計となっている. なお, FFHR-d1 のプラズマ体積は, 外挿に用いられた LHD の実験データの解析結果に基づき, 有限ベータ効果を含めたものとなっている.

システム設計の別の重要な役割として, コスト評価が挙げられる. 以前の小特集[26]でも述べられているように, 核融合炉のコスト評価については Generomak モデル[27] およびその改良モデルを用いた解析が行われている. Generomak モデルはトカマク型核融合炉を前提としたものであるが, 3次元形状のヘリカルコイルやブランケット等の物量を見積もることができれば, その考え方はヘリカル型核融合炉にもそのまま適用可能である. 実際にヘリカル型核融合炉のパラメトリックなコスト解析を目的として, HeliCos コード[15]の開発が行われた. HeliCos コードでは基本的には Generomak モデルに基づきブランケット, 遮蔽体, コイルについては物量ベースのコスト評価を, BOP (Balance of Plant) については軽水炉の実績に基づいたスケーリング則を用いている. ただし核融合炉のコストの重要な位置を占めるコイルのコストについては, LHD, ITER の建設における実績と FFHR2m1 の設計研究での検討を基により詳細な検討を行っている. ITER ではコイルの巻線コストは超伝導線材コストの40-50%と見積もられており, ヘリカルコイルの巻線コストはITERのTFコイルの巻線コストの1.2倍程度と予想されている. これより, 核融合出力3-4 GW, 装置サイズ16-17 mのヘリカル核融合発電炉の総建設費は1ドル=109円換算で7400~8500億円程度と見積もられ[15], 装置サイズは典型的なトカマク型発電炉設計(5-8 m程度)と比較して大きいものの, そのコストは同程度であることが示されている. しかし, Heli-

Cos コードでは技術の習熟や量産による価格低減効果がある程度進んだ10基目程度のプラントを仮定した単価の評価が用いられており, 原型炉に向けたヘリカル炉 FFHR-d1 のコスト評価においては, 重量単価について慎重な検討が必要である. また, 取り扱う放射性物質の違いなどから設置される機器・設備なども軽水炉と異なると考えられる核融合発電プラントでは, 建屋等のコストについても過去の軽水炉の経験に基づくスケーリング則適用の妥当性を十分に検証する必要がある. 一方で, ヘリカル型核融合炉はその大きさがコスト面においても不利になるとの指摘も多い中で, 低い中性子壁負荷を生かした遮蔽設計の合理化など, トカマク型核融合炉にはない設計の柔軟性を持ち合わせていることも事実であり, 具体的なコスト評価については, 設計がより詳細な段階に進展してから, 確度をもって進めることが重要と考える.

#### 1.4 運転制御

第2章で示されるように, 前節で提示された設計点における定常自己点火運転時の炉心プラズマの詳細な解析が現在進展し, 整合性のある結果が得られつつある. 一方で自己点火・定常状態への到達, さらに定常維持, 停止, 出力異常時などの緊急停止のためのプラズマ運転シナリオについてもシステム設計の観点から検討が必要である. このような運転制御の解析を目的として, 0次元の粒子・パワーバランスモデルが構築されている[28]. この0次元モデルでは, 炉心プラズマのパワーバランスを仮定した温度・密度分布形状に基づく各パワー項の体積積分値とISS閉じ込めスケーリング則[29]で予想されるエネルギー閉じ込め時間  $\tau_E^{ISS}$  を用いて

$$\frac{dW}{dt} = -W/(\gamma^{ISS} \tau_E^{ISS}) + P_\alpha - P_{\text{brem}} - P_{\text{sync}} + P_{\text{aux}}, \quad (1)$$

のように表現し(ここで  $W$ ,  $\gamma^{ISS}$ ,  $P_\alpha$ ,  $P_{\text{brem}}$ ,  $P_{\text{sync}}$ ,  $P_{\text{aux}}$  はそれぞれプラズマ蓄積エネルギー, スケーリング則に対する閉じ込め改善度, アルファ粒子加熱, 制動輻射損失, シンクロトロン輻射損失, 外部加熱パワー), 粒子バランスについては各粒子の実効的閉じ込め時間とエネルギー閉じ込め時間の比  $\tau_p^*/\tau_E$  を仮定することで計算を行っている. この0次元モデルによる検討の結果, 核融合出力  $P_f$  の目標値  $P_{f0}$  からのずれ

表 1 ヘリカル炉 FFHR-d1 の候補設計点および LHD, FFHR2m2 の基本設計パラメータ[17].

			FFHR-d1	FFHR2m2	LHD
Helical pitch parameter	$\gamma_c$		1.25	1.2	1.25
Helical coil major radius	$R_c$	m	15.6	17.3	3.9
Plasma major radius	$R_p$	m	14.4	16	3.75
Toroidal field at $R_c$	$B_c$	T	4.7	4.84	3
Plasma volume	$V_p$	m <sup>3</sup>	1878	1744	30
Fusion output	$P_{\text{fus}}$	GW	3	3	-
Helical coil current density	$j_c$	A/mm <sup>2</sup>	25	25	53
Stored magnetic energy	$W_{\text{mag}}$	GJ	160	160	1.64
Average neutron wall load	$\Gamma_{\text{nw}}$	MW/m <sup>2</sup>	1.5	1.5	-

$$e_{DT}(P_f) = 1 - P_f(t)P_{f_0}(t), \quad (2)$$

に対して燃料供給量  $S_{DT}$  を PID 制御

$$S_{DT}(t) = S_{DT0} \left\{ e_{DT}(P_f) + \frac{1}{T_{int}} \int_0^t e_{DT}(P_f) dt + T_d \frac{de_{DT}(P_f)}{dt} \right\} G_{f_0}(t), \quad (3)$$

によってフィードバックすることで、広範なプラズマパラメータ領域において安定に核融合出力を目標値に沿って変動させられることが示されている。またこの燃料供給としてペレットを想定した固定供給量でかつ時間的に離散的な入力を仮定しても、供給量すなわちペレットのサイズが適切に選択されれば安定した制御が可能なこと、さらには、この PID 制御で用いられている制御パラメータ  $e_{DT}$  の符号を反転させることで、高密度、低温の熱的不安定領域での制御が可能とも判明している[14, 30]。熱的不安定領域で大きな擾乱が生じた際には核融合出力が急激に増大し周辺機器の健全性に影響を与える恐れがあるが、これについても、キラーペレットのような大質量の燃料供給によりプラズマ温度を下げることで、出力の増大を抑えることが原理的に可能であることが示されている[31]。また、自己点火到達に必要な加熱パワーについては、須藤密度限界[32]をもとに

$$P_{aux}(t) = \left( \frac{\bar{n}}{0.25\gamma_{SUDO}} \right)^2 \frac{a^2 R}{B_{ax}} - (P_\alpha - P_{brem} - P_{sync}), \quad (4)$$

として与えることでその最適化が可能なが見出され(ここで  $\bar{n}$ ,  $\gamma_{SUDO}$ ,  $a$ ,  $R$ ,  $B_{ax}$  はそれぞれ線平均密度, 線平均密度の須藤密度限界に対する比, プラズマ平均小半径, プラズマ主半径, 磁気軸上磁場強度), 自己点火到達までの時間を長くするほど必要な加熱パワーを低減できる結果が得られている[33]。これらの解析結果は、基本的に核融合出力と線積分密度の観測値があれば原理的には自己点火到達, 定常維持, 停止の安定制御が可能なこと, また出力変動が小さくブランケットやタービン系などの周辺工学機器にとって望ましい起動と停止が可能であることを意味しており, プラズマ電流制御が不要なヘリカル系の特徴が大きく生かされているといえる。

これらの結果についてより詳細な解析を行うためには、分布形状の変化の効果, 特に供給燃料および加熱パワーのデポジション分布の変化の影響を解析する必要がある, これに関して, ペレットによる粒子供給を再現できる準1次元モデル[34]を用いた解析が現在進められており, 自己点火到達および定常維持のために必要な計測機器やその測定精度, ペレット入射装置の性能などを含めた詳細な議論が行われている。

## 1.5 まとめ

原型炉に向けた工学実証研究を可能にするための工学基盤構築のため, 核融合科学研究所では核融合工学研究プロジェクトの13のタスクからなる実施体制の下, 原型炉に向

けたヘリカル炉 FFHR-d1 の概念設計活動および関連する工学 R&D 研究が展開されている。設計を進める上で重要なのは, 様々な要素間での整合性を取ることであり, 設計点の選択にあたってはシステムコードによる設計領域の探索が過去の設計活動で得られた工学的知見および LHD 実験で得られたプラズマ物理の知見に基づいて行われた。現在選択された主要設計パラメータを基に炉心プラズマおよび各機器の詳細な設計が進展しており, 今後はそれらの検討結果を適宜フィードバックしながら設計精度を上げていく必要がある。また本概念設計活動はマグネットや材料・機器の開発研究等の工学 R&D と両輪で展開していることが大きな特徴であり, これらの研究成果の設計へのフィードバック, また設計要求からの工学研究へのフィードバックが重要となる。この他コスト低減のための方策を検討するうえでのコスト評価や, プラズマの立ち上げ運転シナリオの構築などもシステムとしての整合性や成立性を確保するために重要であり, 設計統合タスクを中心とした複数のタスクの連携によって更に具体的な検討を進めていく計画である。なお, この後の章で述べられることも含めて, ここまでの3年間の概念設計活動の内容については「ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 概念設計中間報告書」[35]にまとめられているので詳しくはそちらを参照されたい。

## 謝辞

本章をまとめるにあたり, 核融合科学研究所の核融合工学研究プロジェクトメンバーは元より, 共同研究を通じ所外も含む多くの方々からたくさんのご助言やご協力をいただきました。ここに御礼申し上げます。

## 参考文献

- [1] J.F. Lyon *et al.*, Fusion Technol. **15**, 1401 (1989).
- [2] C. Beidler *et al.*, Proc. 14th Int. Conf. on Plasma Phys. & Contr. Nucl. Fusion Research, Wurzburg, 1992, IAEA-CN-56/G-1-2.
- [3] O. Motojima *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 2277 (2006).
- [4] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **29**, 51 (1995).
- [5] A. Sagara *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 258 (2005).
- [6] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1690 (2008).
- [7] K. Yamazaki *et al.*, Proc. 16th IAEA Fusion Energy Conf., Montreal, 1996, IAEA-CN-64/G1-5.
- [8] R.L. Miller *et al.*, The Stellarator Power Plant Study - Final Report, UCSD-ENG-004 (1997).
- [9] F. Najmabadi *et al.*, Fusion Sci. Technol. **54**, 655 (2008).
- [10] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1336 (2010).
- [11] S. Imagawa *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 075017 (2009).
- [12] T. Tanaka *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 035005 (2008).
- [13] H. Hashizume *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES **5**, 532 (2002).
- [14] O. Mitarai *et al.*, Fusion Sci. Technol. **56**, 1495 (2009).
- [15] Y. Kozaki *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 115011 (2009).
- [16] Laila A. El-Guebaly, Energies **2010**, **3**, 1067; doi:10.3390/en30601067.
- [17] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 594 (2012).
- [18] Z. Dragojlovic *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 243 (2010).
- [19] T.C. Hender *et al.*, UKAEA Fusion **333** (1996).

- [20] H. Fujieda *et al.*, JAERI-M 92-178 (1992) [in Japanese].
- [21] T. Goto *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 083045 (2011).
- [22] T. Goto *et al.*, Plasma Fusion Res. **7**, 2405084 (2012).
- [23] 後藤拓也, 相良明男: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 628 (2011).
- [24] A. Sagara *et al.*, *Proc. of 17th Fusion Energy Conference*, 19-24 Oct. 1998, Yokohama, Japan, FTP/03.
- [25] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 200 (2010).
- [26] 日渡良爾: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 633 (2011).
- [27] J. Sheffield *et al.*, *Cost Assessment of a Generic Fusion Reactor*, ORNL/TM-9311 (1986).
- [28] O. Mitarai *et al.*, Fusion Eng. Des. **70**, 247 (2004).
- [29] U. Stroth *et al.*, Nucl. Fusion **36**, 1063 (1996).
- [30] O. Mitarai *et al.*, Plasma Fusion Res. **2**, 021 (2007).
- [31] O. Mitarai *et al.*, *Proc. 23rd IAEA Fusion Energy Conference*, Daejon, Korea, Oct. 11-16, 2010, FTP/P6-19.
- [32] S. Sudo *et al.*, Nucl. Fusion **30**, 11 (1990).
- [33] O. Mitarai *et al.*, Nucl. Fusion **47**, 1411 (2007).
- [34] R. Sakamoto *et al.*, Nucl. Fusion **52**, 083006 (2012).
- [35] A. Sagara *et al.*, NIFS-MEMO-64 (2013).