



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

3. ヘリカル核融合炉システム設計

後藤 拓也, 相良 明男

核融合科学研究所

(原稿受付: 2011年4月22日)

ヘリカル型核融合炉システム設計は多くの部分において同じ磁場閉じ込め方式であるトカマク型と共通するが、無電流プラズマという特徴から、プラズマ形状が外部コイルの形状で一意に決定される点と、密度限界等の物理条件がプラズマ電流によって制限されない点において大きく異なり、これがシステム設計においてもトカマク型とは異なる方向性を与える。ヘリカル型には多種多様な概念が存在するが、本章ではヘリオトロン方式の核融合炉設計システムコードを用いたLHD型ヘリオトロン方式核融合炉システム設計例について解説する。

Keywords:

helical reactor, system code, design window analysis, LHD-type heliotron system, net-current-free plasma, blanket space

3.1 ヘリカル方式におけるシステムコードの目的と基本構成

ヘリカル型核融合炉は無電流プラズマという特徴を持ち、プラズマ電流に起因する運転制約がなく柔軟な運転パラメータの選択が可能であること、電流駆動パワーが不要で還流パワーが小さく、プラント総合効率を高めることができることから、定常運転による発電が求められる原型炉・実用炉として適した特性を持つ。近年LHD[1]に代表されるヘリオトロン方式では体積平均で5%を超える高ベータプラズマや、中心電子密度で 10^{21} m^{-3} を超える超高中心密度プラズマの生成など、原型炉・実用炉に外挿可能な成果が上がっている。また計算機技術の発展により、複雑な3次元形状をもつ構造物やプラズマの解析も進展している。実際、ドイツ・マックスプランク・プラズマ物理研究所では、数値解析による磁気面構造の最適化を通じて設計されたヘリアス方式のWendelstein 7-X[2]の建設が着実に進行している。

このように、ヘリカル型核融合炉設計は原型炉・実用炉を見通せる段階へと達してきており[3]、工学設計・炉心プラズマ設計などを包括したシステム設計による設計領域の解析および設計点の最適化、またそれに基づくプラズマ実験による閉じ込め改善や関連炉工学R&Dへのフィードバックが求められる。一方で、閉じ込め磁場をすべて真空容器外部に設置されたコイルにより生成するヘリカル型では、コイルやプラズマが非軸対称な3次元形状となり、解析的な取り扱いが困難である。また、ヘリカル型には上述のヘリオトロン方式やヘリアス方式以外にも多種多様な概念が存在する上、同一方式の中でもトロイダル周期数の違いなどの自由度が存在する。本来ヘリカル核融合炉のシステム設計を行うためのシステムコードは、これら多種多様

な方式を包含したものであることが望ましいが、3次元のコイル設計には無数の自由度が存在し、これらすべてを単一のコードで記述するのは容易でない。また、幅広いパラメータ空間における感度解析を通じて設計点の最適化を図るシステム設計においては、ひとつの設計点に対する計算所要時間をできる限り短くすることが求められる。このため、3次元効果については、直接計算を行うのではなく、モデル化やデータベース参照などにより反映させることが適切と考えられる。

このような背景から、著者らはまずは螺旋状のヘリカルコイルと円環状の垂直磁場コイルのみから構成され、コイル形状が比較的シンプルで絞り込まれており、LHD等の実験により実験データベースおよびその解析ツールが充実しているヘリオトロン方式の核融合炉のシステム設計を念頭に、システム設計コードHELIOSCOPE (Heliotron System Design Code for Reactor Performance Evaluation)を開発した[4]。HELIOSCOPEは図1に示すようにコイルおよび磁気面構造設計、炉心プラズマ性能評価、プラントパワーフロー評価の3モジュールから構成されている。次節では各モジュールの詳細について解説する。

なお、ヘリカル系のシステムコードとしては、米国ARIESグループがStellarator Power Plant Study (SPPS) で用いたASC*[5]が、コスト解析を含め炉システムの要素全体を包括的に取り扱った最初の例である。ここではモジュラーヘリアス的ヘリアックと呼ばれる、非平面のモジュラーコイルを用いて生成される磁場配位について、別途行われた3次元計算の結果を近似式で精度良く再現した計算手法が取り入れられている。また、ヘリオトロン方式のシステム設計の例としては、LHD設計時に行われた最適化研究[6]があり、これをもとに、トカマク、レーザー方式と

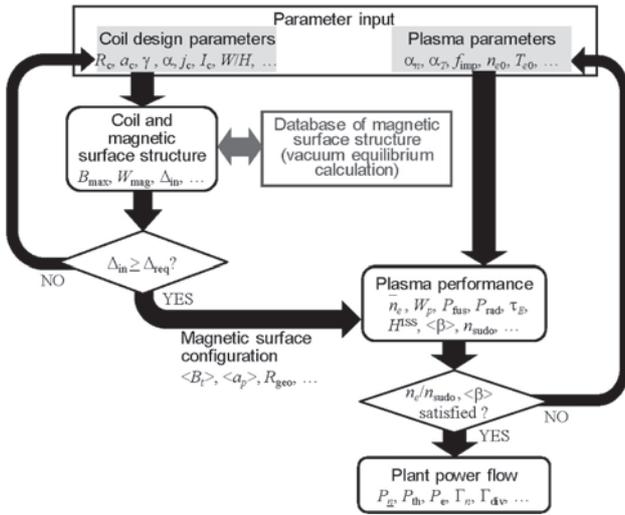


図1 ヘリオトロン方式核融合炉システム設計コード HELIOSCOPE のフローチャート図。

の比較も含めて、コストや二酸化炭素排出量の分析を行うことのできるシステムコード (PEC コード) [7, 8] の開発が行われ、ヘリオトロン型核融合炉の詳細なコスト分析も行われている [9]。この他のヘリオトロン方式のシステム設計としては、ヘリカルコイル設計の最適化を通じた LHD 相似形のヘリオトロン方式核融合炉 FFHR の設計研究 [10, 11]、ITER の実績に基づく最新のコストデータベースによる解析を通じた LHD 型ヘリオトロン核融合炉設計点の最適化研究 [12] が挙げられる。これらの設計検討時には、いくつかの設計点での 3 次元計算結果をもとに作られた近似式を用いて評価が行われた。なお、ヘリオトロン方式については、モジュラーコイルによるヘリオトロン磁場配位形成をめざした MHR [13] の設計も行われている。ここでは、システム設計には該当しないが、3次元の有限圧力プラズマ平衡計算を用いてモジュラーコイル形状の検討がなされており、コイル形状とプラズマ形状との関係が系統的に取り扱われている。

HELIOSCOPE では、これらの知見をもとに、ヘリカルコイル設計においてコイルの断面積の効果を考慮するなどより汎用性を増すこと、また可能な範囲で直接計算を盛り込むことや、炉心プラズマ設計において詳細な 3 次元平衡計算結果を反映させることで、より定量的な確度を増すことを念頭に開発を進めた。

3.2 ヘリカル方式のシステムコードの解析モデル

コイルおよび磁気面構造設計モジュールは、ヘリカルコイルの幾何形状 (主半径 R_c 、小半径 a_c 、ヘリカルピッチパラメータ $\gamma_c (\equiv ma_c/(\ell R_c))$ 、 m 、 ℓ はそれぞれトロイダル周期数およびポロイダル周期数) およびヘリカルコイル電流密度 j_c 、ヘリカルコイル断面縦横比 W/H 、ヘリカルコイル巻線中心平均トロイダル磁場強度 $B_{t,c}$ を入力パラメータとし、超伝導コイルの工学設計成立性と径方向の配置の整合性 (ラディアルビルド) を評価する。後半で説明するプラズマ性能評価モジュールにも言えることであるが、システムコードは比較的簡易なモデルで記述を行うため、その

評価の定量的な厳密性には限度がある。また、第一原理的に決まる物理限界を除いて、設計領域の限界を一意的に判断することは難しい。このため、HELIOSCOPE では基本的に各設計パラメータの値を評価するとともに、その設計への採否はコードを運用する設計者が判断することを前提としている。

超伝導コイルの工学設計成立性の判定条件としては、超伝導線材の臨界条件と電磁力支持構造物を含む構造的な成立性が挙げられる。前者に関しては臨界磁場、臨界電流密度および臨界温度があるが、HELIOSCOPE ではコイルの幾何学形状のみから評価が可能なコイル上最大磁場強度 B_{max} のみを評価し、他の性能についてはコイル全体としての電流密度 j_c を適切に与えることで対応している。コイル上最大磁場強度については、3次元計算結果から導出された工学パラメータに対するスケーリング則 [14]

$$\frac{B_{max}}{B_{t,c}} = 0.918(1+\alpha)^{-0.242} m^{-0.896} \gamma_c^{0.316} \xi^{0.836} \zeta^{-0.804} \quad (1)$$

を用いて計算の高速化を図っている (ここで α 、 ξ 、 ζ はそれぞれヘリカルコイルの巻線のモジュレーション、ヘリカルコイルの断面縦横比、ヘリカルコイルの断面積に関する無次元パラメータ)。後者の構造設計成立性に関しては、本来は発生する最大応力が許容値以下に抑えられているかをもって判断すべきである。しかし、ヘリオトロン装置ではヘリカルコイルと垂直磁場コイルを一体で支持する手法が検討されており、最大応力が発生する箇所は支持構造の設計に大きく依存するため、システム設計の段階でこれを定量的に評価するのは容易でない。そこで HELIOSCOPE では、コイルの自己インダクタンスおよび相互インダクタンスを線電流近似によりノイマンの法則を用いて第一原理的に求め、これらとヘリカルコイルの平均曲率半径を用いて平均フープ応力およびコイルシステムの蓄積磁気エネルギー W_{mag} を評価し、工学設計における指標としている。なお、ヘリカルコイルの自己インダクタンス計算にはコイル中心と内周縁に配置した 2 本の線電流の相互インダクタンスに内部インダクタンスを加えた簡易手法を採用しているが、多数の線電流に分割した計算結果と比較して 2% 以内の誤差に収まっている。

トカマク型装置と違い中心ソレノイドコイルが存在しないヘリカル型装置では、ラディアルビルドの成立性はヘリカルコイルと炉心プラズマとの間にブランケットおよび遮蔽体を設置するためのスペースが確保できるかということと同義である。平衡コイルによりプラズマ小半径や楕円度等プラズマ形状を制御できるトカマク型と異なり、ヘリカル型ではプラズマ形状はコイル形状と各コイルの電流比によって一意に決定される。このため、システムコードにおいても、プラズマ形状に関するパラメータは入力パラメータとして与えるのではなく、入力したコイル形状および電流値によって決められる必要がある。一方で、ブランケットスペースの正確な評価のためには、閉じた磁気面だけでなくその周辺に存在するエルゴディック層 (磁力線の壁への接続長が km オーダの統計的磁場構造をもった層) を含

む磁力線構造を考慮する必要がある。エルゴディック層の構造はコイル形状やコイル電流の変化に対し不連続な変化を伴い、単純な関数では記述できないため、3次元の磁力線追跡計算を行う必要があるが、これは高速化を目的とするシステムコードの要請と相容れない。そこでプラズマ形状や磁気面関係の物理量に関しては、主半径を固定した参照設計点に対して有限体積電流要素コードを用いた磁力線追跡計算により別途データベースを作成しておき、HELIOSCOPEの運用時はこれを参照し、与えられた主半径に対応するよう相似拡大・縮小する方式を採用した[15]。図2に示すように、LHD型ヘリオトロン装置においては、プラズマが縦長となる断面の内側でスペースが最小となる。システムコードではこの最小のブランケットスペース Δ_{in} を評価し、必要に応じてブランケットスペースに合わせてコイル主半径などの入力パラメータを調整する。

物理設計モジュールでは、密度・温度分布および不純物イオン割合を入力パラメータとし、これらと工学設計モジュールで求めた磁気面関係の物理量を用いてプラズマの性能を評価する。具体的には、プラズマの蓄積エネルギー W_p 、核融合出力 P_{fus} 、輻射損失 P_{rad} を体積分により求め、プラズマの0次元パワーバランス

$$\frac{dW_p}{dt} = -\frac{W_p}{\tau_E} + \eta_\alpha P_\alpha - P_{rad} + P_{aux} \quad (2)$$

から必要な閉じ込め時間 τ_E を算出し (P_α, P_{aux} はアルファ粒子加熱パワーおよび外部加熱パワー、 η_α はアルファ粒子の炉心プラズマへのエネルギー付与率)、これとヘリカル系の閉じ込めスケール則である ISS (International Stellarator Scaling) 95則[16]および04則[17]

$$\tau_E^{ISS95} = 0.079a^{2.21} R^{0.65} P^{-0.59} \bar{n}^{-0.51} B^{0.83} \ell_{2/3}^{0.4} \quad (3)$$

$$\tau_E^{ISS04v3} = 0.134f_{ren} a^{2.28} R^{0.64} P^{-0.61} \bar{n}^{-0.54} B^{0.84} \ell_{2/3}^{0.41} \quad (4)$$

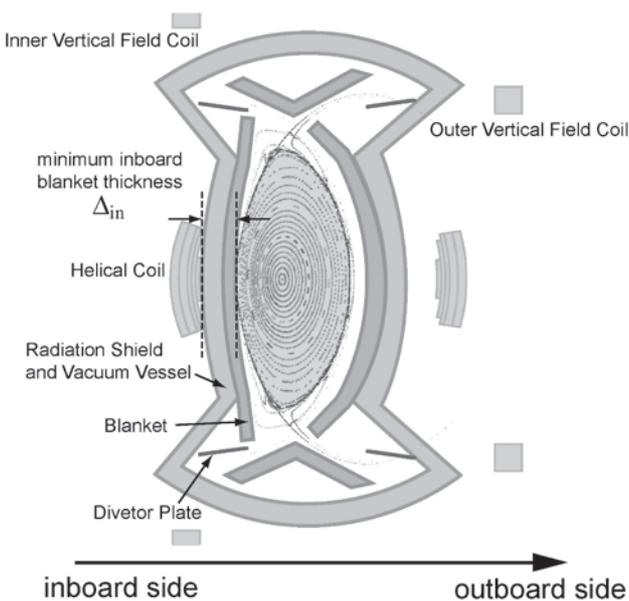


図2 LHD型ヘリオトロン装置のプラズマ縦長変形位置ポロイダル断面の模式図。

により予測される閉じ込め時間を比較して、定常状態維持のために必要な閉じ込め改善度 H^{ISS} を評価する。

このほか、運転領域を決める物理パラメータとしてとしてはベータ値および密度限界がある。ヘリカル系においては、ベータ限界に対し、トカマクの規格化ベータ値のような明確な指標はこれまでのところ定義されていない。本システムコードでは磁気軸上でのピーク値および、蓄積エネルギーをトロイダル平均磁場 $\langle B_t \rangle$ で規格化した体積平均ベータ値 (β) を評価し、設計点としての採否については実験データや3次元有限ベータ平衡計算等の結果との比較を通じて、設計者が判断する方式をとっている。なお、LHD実験では体積平均で5%を超えるベータ値が得られている[1]。また入れ子状の磁気面の存在を仮定せず3次元有限ベータ平衡計算が可能なHINT2コードによる解析では、LHDの高ベータ放電で用いられている磁場配位で放物圧力分布の場合、体積平均ベータで6.3%までは周辺部において磁気面の破壊を伴わず、圧力勾配を維持可能な平衡が存在することが判明している[18]。ヘリカル系の密度限界については、須藤密度スケールリング[19]

$$n_{Sudo} = \max \left(0.25 \sqrt{\frac{P_{abs} B_{ax}}{a^2 R_{ax}}}, 0.35 \frac{P_{abs} \sqrt{B_{ax}}}{a R_{ax}} \right) \quad (5)$$

が知られている。近年、LHDでの実験により、須藤スケールリングは線平均密度ではなく最外殻磁気面位置での密度の限界値を与えるものであることが明らかになってきており[20]、高ベータ放電で得られる、比較的平坦で線平均密度と周辺密度に近い密度分布においても、線平均密度としては須藤スケールリングの1.5倍程度までが許容される。本システムコードでは線平均密度(実験で得られた分布を直接適用した場合は最外殻磁気面上密度)と須藤スケールリングの値との比を評価し、必要に応じて設定値と一致するよう温度または密度を補正する。

プラントパワーフロー解析モジュールでは、プラズマ性能評価モジュールで導出された核融合出力をもとに、ブランケット、ダイバータ等周辺機器への流入パワーを評価するとともに、ブランケットカバー率、熱電変換効率等の諸パラメータの仮定のもと、発電端および送電端の電気出力を評価する。特に第一壁の平均中性子負荷 $\langle \Gamma_{nw} \rangle$ はブランケット冷却構造設計や交換頻度による発電コストへの影響も含め、プラント設計の上で重要な指標となる[21]。

3.3 ヘリカル方式のシステム設計への応用例

ここではシステム設計の例としてLHDと同型のヘリオトロン型核融合炉のシステム設計結果を示す。図3はヘリカルコイルの主半径 R_c と巻線中心平均トロイダル磁場強度 B_{tc} のパラメータ空間上に、縦長断面内側最小ブランケットスペース Δ_{in} 、蓄積磁気エネルギー W_{mag} 、平均中性子壁負荷 $\langle \Gamma_{nw} \rangle$ の3つの工学設計パラメータおよびISS04スケール則に対して必要な閉じ込め改善度 H^{ISS} の等高線をプロットしたものである。ここではLHDの高ベータ放電で用いられている、ヘリカルピッチパラメータ $\gamma_c = 1.2$ 、磁気軸位置とヘリカルコイル主半径との比

$R_{ax}/R_c = 3.6/3.9$ の磁場配位で、核融合出力 $P_{fus} = 3$ GW の場合の検討結果を示した。磁場配位を固定した場合、ヘリカル系ではプラズマ形状、コイル形状はともに主半径に比例して相対的に変化するため、ブランケットスペースも主半径に比例する。ここでブランケットスペース Δ_{in} の等高線が磁場にも依存しているのは、ヘリカルコイルの電流密度を固定しているため、磁場強度が高いほどヘリカルコイルの厚さが増し、ブランケットスペースが減少するためである。一方、蓄積磁気エネルギー W_{mag} は主半径の3乗と磁場強度の2乗に比例 ($\propto R_c^3 B_{tc}^2$) するため、等高線は下に凸な右下がりの曲線となる。この2つのパラメータはヘリカルコイル形状と磁場配位および磁場強度のみに依存し、プラズマパラメータによらず設計領域が規定されることに注意されたい。これに対し中性子壁負荷 (Γ_{nw}) の等高線は出力に比例し主半径の2乗に逆比例する ($\langle \Gamma \rangle_{nw} \propto P_{fus}/R_c^2$) ため、出力一定では垂直な直線となる。ブランケットスペースは大きいほど、蓄積磁気エネルギーと中性子壁負荷は小さいほど工学設計要求が緩和するため、これらで決まる設計領域内で設計点を選択することになる。一方、必要な閉じ込め改善度 H^{ISS} の等高線は、密度・温度分布や不純物割合などのプラズマ条件によって変化する。ここでは例として密度・温度を放物分布

$$n(\rho) = (1 - \rho^2)^{a_n}, \quad T(\rho) = (1 - \rho^2)^{a_T} \quad (6)$$

で与え (ρ は規格化プラズマ小半径で磁気軸上で0, 最外殻磁気面で1), 密度分布ファクタ $a_n = 0.25$, 温度分布ファクタ $a_T = 0.75$, 線平均電子密度が須藤スケージングの1.5倍, ヘリウム灰割合 $f_a = 3\%$, アルファ粒子のエネルギー付与率 $\eta_\alpha = 90\%$ とした場合の結果を示す。図3に示したように、必要な閉じ込め改善度 H^{ISS} の等高線は、蓄積磁気エネルギーの等高線より傾きの小さい、下に凸な右下がりの曲線となる (等高線の位置はプラズマ条件によるが、傾きはプラズマ条件にはほとんど依存しない)。これより、同じ閉じ込め改善度であれば、小型、高磁場にするほど蓄積磁気エネルギーを低減できる。しかし小型化はブランケットスペースの減少と中性子壁負荷の増大を招くため、これらの間のトレードオフによって設計点が選択されることとなる。例として、実用炉を念頭に置いた FFHR-2m2 [22] の設計では、縦長断面内側最小ブランケットスペース $\Delta_{in} = 1$ m, 平均中性子壁負荷 (Γ_{nw}) = 1.5 MW/m², 蓄積磁気エネルギー $W_{mag} = 160$ GJ を条件に、主半径 $R_c = 17$ m, 磁場強度 $B_{tc} = 4.7$ T という設計点を候補として選択している。図4には、蓄積磁気エネルギーが160 GJ 以下における、核融合出力と必要な閉じ込め改善度との関係を示す。出力の上昇により必要な閉じ込め改善度の緩和が可能だが、蓄積磁気エネルギーが制限された場合の出力の上昇は、壁負荷の増大やベータ値の増大につながり、こちらも設計上のトレードオフとなる。

ここからわかるように、プラズマ電流がないヘリカル型では、密度限界や電流駆動パワーなどの制約から運転領域が制限されることがないため、装置サイズおよび磁場は工学制約条件によって決定されるところが大きい。トカマク

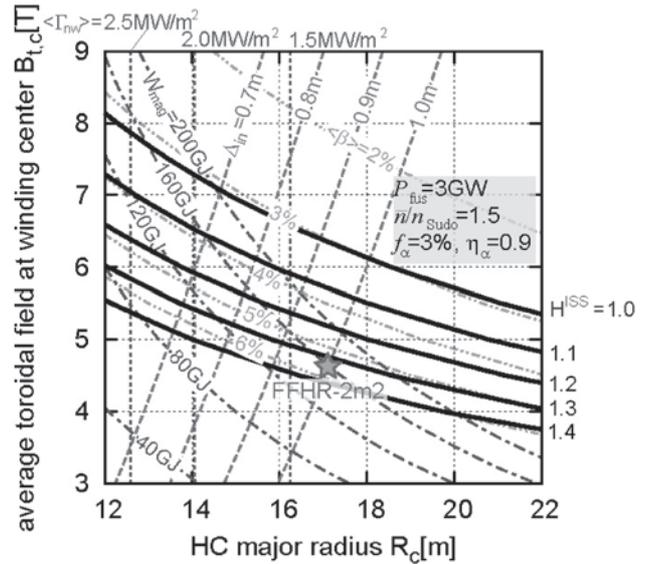


図3 LHD型ヘリオトロン核融合炉の設計領域解析例。内側最小ブランケット厚さ Δ_{in} , 蓄積磁気エネルギー W_{mag} , 平均中性子壁負荷 $\langle \Gamma_{nw} \rangle$, 体積平均ベータ値 β および要求される閉じ込め改善度 H^{ISS} の等高線をプロットしている。

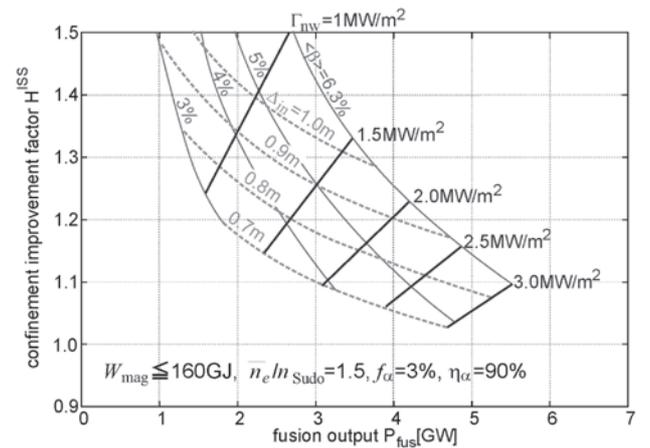


図4 蓄積磁気エネルギー $W_{mag} \leq 160$ GJ の条件下における核融合出力と要求される閉じ込め改善度の関係。

型と比べ、コイルとプラズマの距離が近く、またプラズマのアスペクト比が大きくなる傾向にあるヘリカル型では、ブランケットスペースおよびプラズマ体積確保の観点から、LHDに基づくヘリオトロン方式のFFHR [22], Wendelstein 7-Xに基づくヘリアス方式のHSR [23] とともに比較的大きな主半径 ($R_c = 15 \sim 22$ m 程度) が選択される傾向にあるが、これは中性子壁負荷の低減やポートサイズの増大につながり、ブランケット設計やメンテナンスの観点からはむしろ有利である。実際、FFHR-2m2 で想定されている平均中性子壁負荷は主要なトカマク型炉設計 [24, 25] の半分以下であり、冷却配管密度を下げTBRを高められる可能性がある [26]。また高アスペクト比であるため、ITER程度の主半径 (5~7 m) を想定しているトカマク型 [24, 25] と比較して必要な物量が膨大になるということもない。例えば電磁力支持構造物の重量の指標である蓄積磁気エネルギーで評価した場合、上述のFFHRやHSRの値は、中心ソレノイドコイルの小型化によりコンパクトな設計となって

いるトカマク型原型炉設計 SlimCS の 2 倍以内に収まっている。一方で、準軸対称配位の採用による低アスペクト比化、小型化の試みも行われている [27]。このように、ヘリカル型では、プラズマパラメータの選択および磁場配位の選択の自由度を生かし、様々な設計思想に基づく柔軟な設計が可能であるといえる。

3.4 ヘリカル方式システム設計の今後の展望

本章第 1 節にも述べたように、本来の意味でのヘリカル型のシステム設計としては、多種多様な配位への対応が望ましい。ただし、実際には LHD 型ヘリオトロン方式に限定しても、垂直磁場制御コイルの位置や電流値の微小な変化が磁気面構造 (特に周辺) に大きな影響を及ぼす。さらに、これらの依存性はしばしば不連続性を示し、補間や関数近似によるモデル化が困難である。一方で膨大な自由度を持つコイル設計の全てに対し、3次元の平衡計算を実施することも現実的ではない。そのような配位そのものの最適化のためのパラメータ解析と、システムコードによる設計領域解析は互いに補完し合う関係と考え、システムコードとしてはできる限りそういった最適化の結果を取り込みつつも、基本的には設計の傾向とトレードオフ関係を把握するためのものと考え、発展させていくことが肝要と思われる。

前節で述べたように特に工学制約条件の考慮が重要となるヘリカル型核融合炉システム設計においては、上記の観点から工学設計評価の高精度化が重要となる。例えば、現在ラディアルビルドの観点からのみ与えているブランケットスペースについて、ANISN 等の 1 次元中性子輸送コードや熱解析コードとの連携や、3次元詳細計算結果のモデル化などにより、TBR や温度条件なども含めた検討を深化することが考えられる。またダイバータ熱負荷についても、実験結果等との比較から、より定量的な評価を与えることが必要である。このほか、コイルおよび電磁力支持構造物にかかる応力についても、3次元計算結果のモデル化など、より精度の高い評価を盛り込むことで、解析結果の信頼性を向上させられると考えられる。

また、トカマク核融合炉システム設計の章 (第 2 章) でも述べられているが、無次元規格化物理パラメータで比較した場合、既存装置で得られているプラズマは原型炉とは異なる領域にある。そのような既存装置の実験結果から作成されたスケール則の外挿性をいかに確保するか、という観点も重要である。このためには数値シミュレーションによる物理機構の理解と、その簡易モデル化によるシステムコードへの反映が期待される。一方で、モデルに含まれるパラメータ (指数則の乗数など) 自体の感度解析を行うなど、そのような不確実性を織り込んだ上での解析を行

うことも、結果として得られる設計領域および設計点のロバスト性を確保する上で重要であろう。このように、詳細な数値解析やプラズマ実験と連動したシステムコードの改良、またその解析に基づくプラズマ閉じ込め改善実験や関連炉工学 R&D、必要な詳細数値解析に対する提言を今後進めていく必要がある。

謝 辞

本システムコード開発にあたっては、核融合科学研究所の今川信作教授、神前康次特任教授、柳長門准教授より多くの有益なご助言をいただいた。また 3 次元平衡解析においては、同研究所の渡邊清政教授、鈴木康浩助教に多大なるご指導とご協力をいただいた。また、同研究所ヘリカル炉設計グループおよび他の多くの先生方のご助言をいただいていることを付記して謝意を表する。

参考文献

- [1] A. Komori *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 1 (2010).
- [2] L. Wegener, Fusion Eng. Des. **84**, 106 (2009).
- [3] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1336 (2010).
- [4] T. Goto *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 083045 (2011).
- [5] R. L. Miller *et al.*, *The Stellarator Power Plant Study - Final Report*, USCD-ENG-004 (1997).
- [6] K. Yamazaki *et al.*, Fusion Technol. **21**, 147 (1992).
- [7] K. Yamazaki *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1145 (2006).
- [8] K. Yamazaki *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES **9**, 635 (2010).
- [9] T. J. Dolan *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 60 (2005).
- [10] A. Sagara *et al.*, *Proc. of 17th IAEA Fusion Energy Conference*, Oct. 19-24, 1998, Yokohama, Japan, IAEA-CN-69/FTP/03.
- [11] S. Imagawa *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 075017 (2009).
- [12] Y. Kozaki *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 115001 (2009).
- [13] K. Yamazaki *et al.*, Fusion Eng. Des. **41**, 519 (1998).
- [14] T. Goto *et al.*, Fusion Sci. Technol. **56**, 925 (2009).
- [15] T. Goto *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **50**, 620 (2010).
- [16] U. Stroth *et al.*, Nucl. Fusion **36**, 1063 (1996).
- [17] H. Yamada *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 1684 (2005).
- [18] Y. Suzuki *et al.*, *Proc. 22nd IAEA Fusion Energy Conf.*, Geneva, 2008, TH/P9-19.
- [19] S. Sudo *et al.*, Nucl. Fusion **30**, 11 (1990).
- [20] J. Miyazawa *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 015003 (2008), J. Miyazawa *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 200 (2009).
- [21] A. Sagara *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 258 (2005).
- [22] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1690 (2008).
- [23] F. Schauer *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **50**, 750 (2010).
- [24] R. Hiwatari *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 96 (2005).
- [25] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion **47**, 892 (2007).
- [26] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1342 (2010).
- [27] F. Najmabadi *et al.*, Fusion Sci. Technol. **54**, 655 (2008).