

## 論文の内容の要旨

論文題目 発電炉の経済性向上を目指した球状トカマク核融合炉の先進設計

氏名 魏 啓為

核融合発電は、海水中の重水素を用いるためにエネルギー資源の調達が容易であり、エネルギーセキュリティの確保につながる。磁場閉じ込め核融合方式は、磁場によって高温・高密度のプラズマを閉じ込め、核融合反応を引き起こす。現在研究が最も主流な磁場閉じ込め配位はトカマクである。トカマクは、外部コイルによって形成した大半径方向のトロイダル磁場と、プラズマ電流と平衡コイルの作り出す小半径方向のポロイダル磁場によってらせん状の磁力線をつくり、プラズマを閉じ込める。球状トカマク (Spherical Tokamak, ST) は、アスペクト比 ( $A = R_p/a_p$ ,  $R_p$ : プラズマ大半径、 $a_p$ : プラズマ小半径) が 2 以下のトカマクである。ST では、トカマクでドーナツ状であったプラズマ形状を球状に近づけることでトロイダル磁場を効率的に使い、トカマクの安定性を活用しつつベータ値を向上できる。ST は 1980 年代に高性能でコンパクトな炉心プラズマ配位として提案され、2000 年代には 2 機の大型実験装置 (NSTX, MAST) が建設されて、理論的に指摘されていた優れたプラズマ性能 (高楕円度、高ベータ、高自発電流割合) が実証されてきた。核融合炉設計は、多岐に渡る核融合研究 (プラズマ理論、実験、炉工学、モデリングなど) を統合し、国際熱核融合実験炉 ITER の先にある DEMO 炉・発電炉のシステム構造の評価を行う。日本の核融合炉設計は主に  $A = 3\sim 4$  程度の保守的なトカマク方式が主流であり、代表的なものに日本原子力研究開発機構の SlimCS、VECTOR、SSTR と、電力中央研究所の CREST が挙げられる。核融合炉設計を行うにあたって、設計点の初期評価にシステムコードが用いられる。システムコードは主にプラズマのパワーバランス、電流バランス、密度バランスの式から構築され、核融合炉を構成する炉工学のモジュールが組み合わさっている。システムコードは ITER の設計活動の際に開発が始まり、その後のトカマク実験・理論研究の結果が逐次組み込まれている。

本博士論文の目的は、経済的な球状トカマク核融合炉設計である。実験炉である ITER の先にある核融合発電炉では、商業炉になりうるような経済性が求められる。そこで、先進的な磁場配位である ST を使い、これまでの核融合研究から見通した実現可能な核融合発電炉設計と、それを設計するためのモデル構築およびプラズマ立ち上げ実験を行った。以下に、本研究の成果につ

いて章ごとにまとめる。

## 球状トカマク核融合炉設計のためのシステムコードモデル構築に関する研究（第2章）

将来の定常運転核融合炉では、十分なエネルギー増倍率を得るために、外部の非誘導電流駆動消費電力を下げる必要がある。ブートストラップ電流は、電子圧力テンソルの異方性によって誘起され、低衝突領域での新古典効果によって流れる自発電流である。システムコードにおいてブートストラップ電流は、ブートストラップ電流割合  $f_{BS}$  ( $= I_{BS}/I_p$ ,  $I_{BS}$ : ブートストラップ電流、 $I_p$ : プラズマ電流) という形のスケールン式で与えられる。そのため、 $f_{BS}$  が正しく評価されないと正確なパラメータセットの導出ができず、システムコードを用いたパラメータスキャンで最適運転点の決定が不可能になる。現在用いられている  $f_{BS}$  モデルは、ほとんどが 1990 年代に開発されたものであり、モデルがどのようなプラズマに適用可能か不明であった。

本研究では、任意のアスペクト比および衝突領域で有効な Hirshman-Sigmar モデルを用い、シンプルなパラボリック形式の密度・温度分布を使って、ブートストラップ電流割合のデータベースを構築した。そして最小二乗法を用いて、システムコードで明示的な変数を説明変数とした  $f_{BS}$  スケールン式の係数のフィッティングを行い、ST に適応可能な新たな  $f_{BS}$  モデルの導出を行った。また、保守的なトカマクと ST の両方を含んだ自己無撞着なトカマク MHD (Magnetohydrodynamics、電磁流体力学) 平衡を構築し、既存の  $f_{BS}$  モデルの検証を行った。その結果、Wilson 式が最も  $f_{BS}$  値を精度よく推定できることが分かった。しかしながら、Wilson 式は電流分布の仮定が必要であり、システムコードで使用するには不都合な点がある。新たに導出した  $f_{BS}$  スケールン式と IPDG モデルは、正磁気シアと弱負磁気シアプラズマに対しては、何れのアスペクト比のトカマクにおいても  $f_{BS}$  値を正確に予測できることが分かった。

## 大型・低磁場の超電導球状トカマク核融合炉設計に関する研究（第3章）

1990 年代には、ST の優れた特徴を活かした野心的な ST 核融合炉概念 (ARIES-ST、STPP) が提案された。これらの設計では、極めて高いブートストラップ電流割合 ( $f_{BS} \sim 95\%$ )、安定な高ベータ ( $\beta_t \sim 50\%$ ) という先進的なパラメータを使う一方で、高リスクでチャレンジングな核融合炉工学を仮定していた (常電導トロイダル磁場コイル、センターソレノイド (CS) コイルシステムの排除、高中性子壁負荷 ( $P_{wall} \sim 4\text{MW/m}^2$ ))。現状の核融合研究から鑑みると、先行 ST 炉設計には既存の研究成果と大幅なギャップが存在し、実現性に乏しい。また近年、ST 炉は核融合発電炉ではなく、高中性子束を活用した構成機器テスト装置としての応用に注力されている。

本研究では、ST の核融合発電炉としての再評価を目的とし、研究開発が進展しているトカマク炉設計の炉工学の条件に、大型実験で明らかになりつつなる ST 特有の先進的なトカマクを組み合わせ、より現実的な超電導 ST 核融合発電炉設計を行った。その結果、将来のトカマク核融合炉のオプションとして、新しい大型・低磁場の球状トカマク核融合発電炉概念設計を提案した (図 1)。

新たに導出した  $f_{BS}$  スケールンモデルを用いて、システムコードによる全ての超電導 ST 核

融合炉を包括した広範囲スキャンを行った。最適で実現可能な設計点の決定アルゴリズムを構築するため、核融合発電炉の実現可能制約 ((i) 発電炉プラズマ制約、(ii) ブランケット制約、(iii) ベータ限界制約、(iv) 閉じ込め達成制約、(v) ダイバータ熱負荷制約) を設定した。制約条件から得られた設計点は、適度な炉サイズとプラズマパラメータを持った独特の設計領域を持ち、現実的な核融合発電炉に相応しい。コスト計算とブレークイーブン価格の推定から、経済的に競争可能な核融合発電炉の条件を明らかにした。保守点検方式と TF リップルの追加制約を考慮することで、経済性のある最適な ST 核融合発電炉のシステム設計を行った。本設計では、適度にプラントサイズを大きくすることで超電導 TF コイルの使用が可能となり、現実的である保守的なプラズマと炉工学パラメータを用いているにも関わらず、ST の特徴である高  $f_{BS}$  と低磁場を活用することで、実現可能性と経済性を兼ね備えている。

NSTX の H-mode プロファイルとペDESTALモデルをベースにして、自己無撞着な自由境界 MHD 平衡を計算し、超電導 ST 核融合発電炉のプラズマ物理設計を行った。ペDESTAL構造の Broad な分布と Off-axis NBI (Neutral Beam Injection、中性粒子ビーム入射) を用いることで、定常運転における低電流駆動パワーの高  $f_{BS}$  完全非誘導平衡を構築し、コスト競争力のある ST 発電炉のプラズマが設計できた。MHD 安定性解析の結果、本設計の MHD 平衡は安定に保持できることが確認された。さらにランプアップ平衡を計算し、2 機の NBI によるランプアップシナリオを検討した。また、先進的なブランケットを適用した場合の可能性を評価し、既存のトカマク炉概念設計および ITER とのプラズマパラメータとコスト比較を行った。

#### 球状トカマクプラズマの合体立ち上げ実験に関する研究 (第 4 章)

ST 核融合炉は、CS コイルの設置スペースが限定されるため、非誘導プラズマ立ち上げとランプアップが重要となる。プラズマ合体法は、磁気リコネクションを通した一対のトラスプラズマの合体を用いる、有望な CS-free プラズマ立ち上げ手法の一つである。本研究では、TS-4 装置において初めて高ベータ合体 ST ( $\beta_t \sim 30\%$ ) への高パワー NBI 実験 ( $P_{NBI} \sim 0.4\text{MW}$ ) を行い、合体前の 2 つの初期プラズマ生成条件を調整することで、安定な合体 ST を生成することを目指した。実験計測で得られたプロファイルを用いた平衡再構成と圧力駆動型不安定性解析の結果、安定な合体 ST が得られる可能性が示唆された。現状の TS-4 の実験セットアップでは、NBI は高ベータ ST の維持と閉じ込め向上よりも、主に合体プロセスと合体前の 2 つのプラズマ生成に影響していることが示唆された。MAST 装置では、M9 キャンペーンで計画された磁気リコネクション実験において、CS コイルを用いない ST プラズマ合体実験を行った。今回のセッションのために導入されたドップラー分光計測によるイオン温度分布を用いることで、トムソン散乱計測の電子温度・電子密度分布と合わせて熱圧力分布を算出することが可能になった。計測から得られた圧力分布を用いた MHD 平衡再構成を行い、MAST において初めて合体 ST の平衡解析を行った。合体後の緩和過程にてプラズマ排出現象が観測され、合体 ST のプロファイルが崩壊してしまうことが分かった。既存の CS コイルを用いない ST プラズマ合体実験のデータベースを構築して解析したところ、このプラズマ排出現象が起きるオペレーション条件が判明した。今回の

実験ではマシントラブルの影響で、合体生成した ST のパラメータは従来の結果より低い。将来のプラズマ合体実験では、追加熱および電流駆動として NBI を用い、ビームエネルギー、入射位置、ビームパワーを調整した合体 ST-NBI 実験が期待される。

本研究の結果として、新しい超電導 ST 核融合発電炉概念が提案された。ST 炉設計のために、プラズマ物理・工学モデルと実験データベースの整理を行い、システムコードを確立した。一般的なトカマク炉設計に適用可能な最適設計点決定アルゴリズムを提案し、超電導 ST 核融合発電炉のシステム設計を行った。ST の MHD 平衡・安定性と非誘導ランプアップシナリオの設計および検討により、超電導 ST 核融合発電炉のプラズマ物理設計を進展させた。さらに、より先進的な ST 炉に向けた CS-free 立ち上げシナリオを確立するため、TS-4 装置と MAST 装置で合体立ち上げ実験を行った。これらの成果により、経済性が求められる将来の核融合発電炉における、新たな先進的オプションが提示できたと考える。

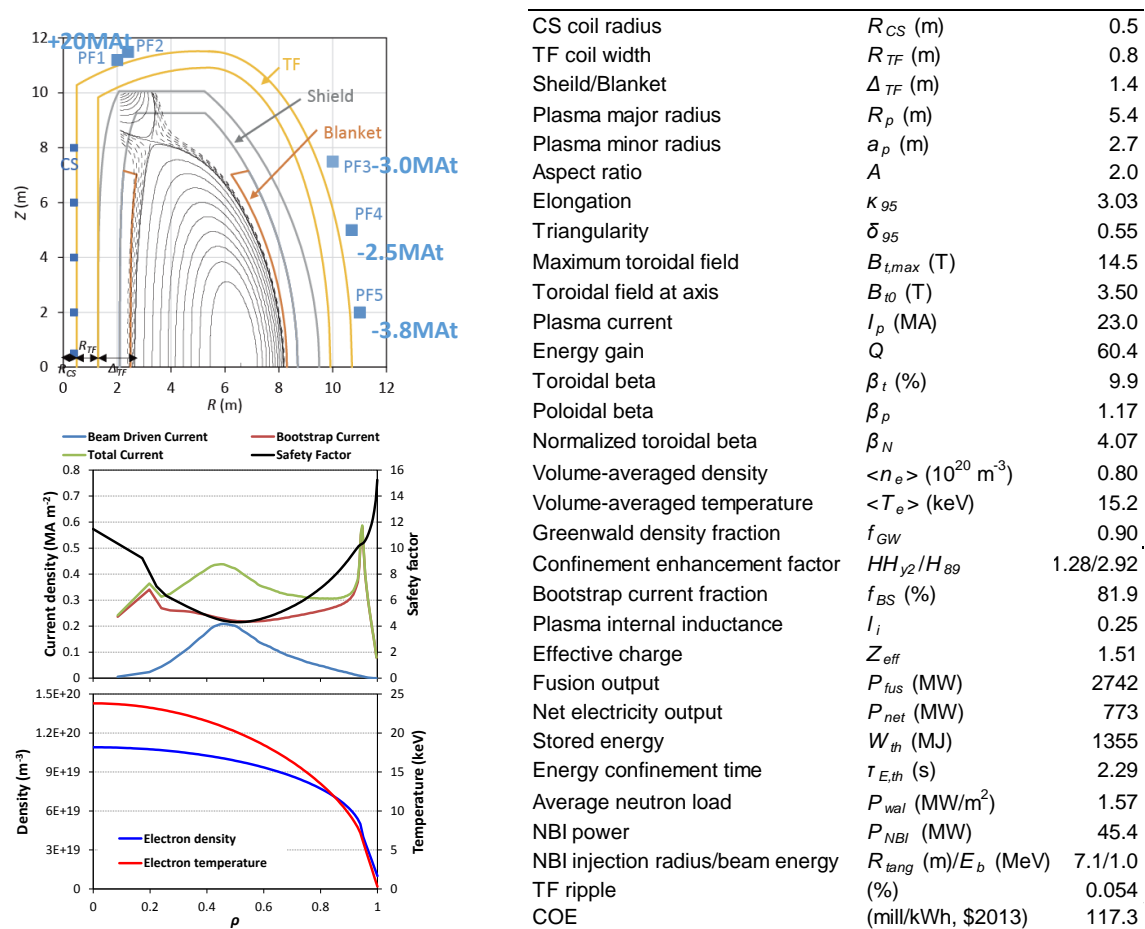


図1 新たに提案した大型・低磁場の超電導球状トカマク核融合発電炉設計