

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 29 年 6 月 9 日現在

機関番号：63902

研究種目：若手研究(B)

研究期間：2012～2016

課題番号：24760704

研究課題名(和文)安全性向上の観点からの核融合発電プラントシステム設計最適化

研究課題名(英文) Optimization of system design of fusion power plants in terms of safety improvement

研究代表者

後藤 拓也 (Takuya, Goto)

核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教

研究者番号：30509518

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,500,000円

研究成果の概要(和文)：本研究では簡易モデルながら核融合炉のプラントシステム全体を記述し種々の物理・工学設計パラメータとプラント性能の関係を記述することのできるシステムコードと、核融合炉の燃料であるトリチウムのプラントシステム内での循環を記述するモデル、そして核融合炉の立ち上げから定常運転に至るまでのプラズマ運転シナリオを解析するモデルを組み合わせたプラントシステム解析コードを構築した。これによりプラントシステムの性能評価の定量的精度が大きく向上し、核融合炉の設計領域解析や、各プラント機器の設計最適化につながる成果が得られた。

研究成果の概要(英文)：The plant system analysis code, which combines the systems code, the tritium circulation model and plasma operation scenario analysis model, has been developed by this research. The systems code consists of a combination of quite simple models but can describe whole elements in the fusion power plant and clarify the relation between various (physics and engineering) design parameters and the plant performance. The tritium circulation model describes the behavior of tritium (the main fuel of fusion reactors) in the plant system. The plasma operation scenario analysis model enables the examination of the plasma operation scenario from the start up to the steady-state operation of fusion reactors. Consequently, the accuracy in the quantitative evaluation of the performance of fusion plant system has been greatly improved. The developed plant system analysis code can be utilized for design window analysis of fusion reactors and design optimization of components in a fusion reactor.

研究分野：核融合炉システム設計

キーワード：核融合炉システム設計 プラズマ運転制御シナリオ トリチウムバランス

1. 研究開始当初の背景

核融合炉発電は既存の火力・原子力発電と同じく安定かつ大量の電力の供給が可能な大規模集中型電源としての特性を持ち、発電時に二酸化炭素を放出しないこと、また海水から燃料が事実上無尽蔵に供給可能であることから、将来の基幹電源の有力な候補として考えられ、その概念設計活動が続けられている。また、核融合発電プラントは自然現象・人為を問わず制御に失敗した際には炉心プラズマが消失するため本質的に炉出力の暴走の心配がなく、高レベル放射性廃棄物も生成しないことから、既存の原子力発電所と比較して安全性が高いことがメリットとして考えられてきた。しかし、中性子発生環境下にある核融合発電プラント炉内では、総量や放射性物質の種類において原子力発電と違いはあるものの、炉内構造物の放射化とそれに伴う崩壊熱の発生が避けられない。また燃料に放射性物質である三重水素を利用するという点において、冷却材喪失事故等の異常時を含めた安全性の確保は核融合発電プラントにおいても必須の要件である。特に環境中での易動度が大きく、既存の工業プラントと比較して桁違いに多くの量を保有することになる三重水素については、炉心だけではなく、プラント立地サイト全体に保持される総量 (kg オーダー) が放出される事態を考えておく必要がある。このため、まだ概念設計の段階にある核融合発電プラントの設計検討においても、プラントシステム全体のトリチウム保持量を定量的評価し、安全設計を含めた詳細設計につなげることが求められる。

2. 研究の目的

本研究は炉心プラズマから周辺プラント設備までの発電プラントシステム全体を俯瞰するシステム設計の立場から、核融合発電プラントの安全性向上のための設計の最適化を図ることを目的として行った。ここでの最適化とは三次元形状等を含めた詳細な設計の最適化ではなく、安全性の観点から最適な設計の方向性を示すことを意味している。

核融合炉のシステム設計検討においては、簡易モデルでありながら核融合プラントシステム全体を包括的に取り扱い、種々の物理・工学設計パラメータとプラント性能との間の関係を定量的に評価可能なシステムコードを用いて、多数の設計パラメータからなる多次元空間において大規模なパラメータ解析を実施し、設計条件の変化がプラントとしての総合性能に及ぼす影響を分析する感度解析がよく用いられる。本研究では、これまでは入力パラメータによる仮定に基づいてしか計算されていなかったプラントシステム全体のトリチウムバランスを設計パラメータと関連付けて定量的に評価することで、システムコードの高度化、自己完結性の向上を実現すること、一方で従来通りの合理的な計算時間での感度解析を実現するため、計算の精度の追求よりも、パラメータ間の相互関係を妥当性を失わない範囲で定量化することを目指した。これらを通じ、概念設計の後に続く基本設計などの詳細な設計活動や、そのために必要な物理・工学モデルの開発に対する指針を与えること、また必要となる情報の基盤を整備することも本研究の重要な目的である。

的計算時間での感度解析を実現するため、計算の精度の追求よりも、パラメータ間の相互関係を妥当性を失わない範囲で定量化することを旨とした。これらを通じ、概念設計の後に続く基本設計などの詳細な設計活動や、そのために必要な物理・工学モデルの開発に対する指針を与えること、また必要となる情報の基盤を整備することも本研究の重要な目的である。

3. 研究の方法

本研究は下記の4段階によって実施することを計画した。

(1) 既存のシステム設計コード、トリチウムバランス解析モデルおよび開発中の炉心プラズマ運転シナリオ解析モデルを連成したプラントシステム解析コードの整備

(2) 簡易3次元熱流動モデルによる計算を通じた、ブランケットシステムの種類と運転条件に対する熱効率・トリチウム増殖比のデータベース整備

(3) 上記ブランケットデータベースを組み込んだプラントシステム解析コードによる、核融合発電プラント設計領域解析

(4) 上記設計領域解析結果の分析による、トリチウム保持量最小化の観点からの核融合発電プラント設計パラメータの最適化

ただし、実際には(2)については当初計画していた系統的なデータベースの構築が想定通りに進まず、またトリチウムのプラント全体の保持量についても、システムコードの範疇では定義が困難である燃料回収・精製系等の周辺システムの設計上の仮定に大きく左右され、概念設計段階での定量化には難があることが判明した。一方で、プラントシステム全体でのトリチウム保持量に最も影響をするのは、全循環量の大半を占める燃料としての炉心へのトリチウム供給量であることから、当初計画を一部変更し、炉心でのトリチウムの挙動に直接かかわる炉心プラズマ運転シナリオ解析モデルの開発と、そのシステムコードとの統合化に重点を置いて計画を進めた。

4. 研究成果

本研究の成果は(1)炉心プラズマ運転シナリオ解析モデルの開発、(2)システムコードの改良と(1)の炉心プラズマ運転シナリオ解析モデルとの統合によるプラントシステム解析コードの構築、の大きく二つにまとめられる。

(1) 炉心プラズマ運転シナリオ解析モデルの開発

炉心プラズマの運転シナリオを解析するため、核融合科学研究所で実験が行われているLHD(大型ヘリカル装置)と同タイプのヘリカル装置(二対の螺旋状連続巻きヘリカルコイルと上下二対・計二組の垂直磁場コイルからなるトーラス形状の磁場閉じ込め装置)を前提とし、プラズマの運転制御ノブである

外部加熱入力と燃料供給に対する炉心プラズマの応答（プラズマ密度・温度の径方向分布の時間発展）を計算するコードを開発した。まだ実現していない本格的な核融合燃焼プラズマの性能予測における不確実性を低減しつつ、合理的な計算時間での解析を可能とするため、既存のLHD実験で得られているプラズマ圧力分布を、同じくLHD実験で観測されているパラメータ依存性（局所的なプラズマの圧力がプラズマ電子密度の0.6乗に比例するという関係）に基づき直接燃焼プラズマ条件に外挿する、という手法を用いた。この手法で予測される圧力分布の時間発展と、同じくLHD実験観測から得られた粒子輸送モデルを組み合わせることで、簡易モデルでありながらLHDの実験結果を精度良く再現することに成功した。ただし、このような経験モデルに基づく予測が詳細な物理プロセスと整合しているとは限らないため、図1に示すように、種々の詳細物理解析用計算ツールと組み合わせることで定量的に精度の高い計算を実現した。具体的には三次元の電磁流体力学的（MHD）平衡・安定性解析、プラズマの熱輸送解析、プラズマ自発電流の解析を行い、必要に応じて簡易モデルで予測された圧力分布を修正する、という方法を採用した。この結果、図2に示されるように、炉心運転に関わる各種パラメータについて、プラズマ立ち上げ時から定常運転時までにわたる時間発展の計算が可能となり、LHD実験で既に達成されているパラメータ範囲内での自己無撞着な運転シナリオにより実現可能な炉心性能の同定も可能となった。

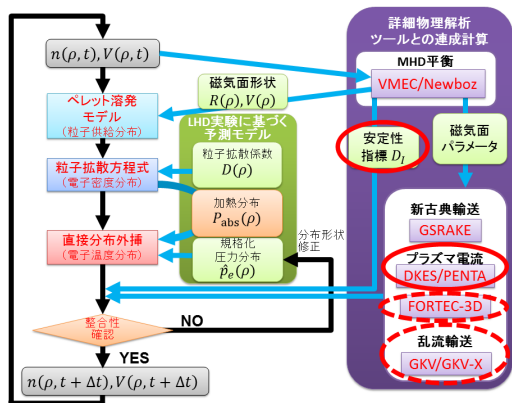


図1 プラズマ運転シナリオ解析モデル概要

(2) システムコードの改良とプラントシステム解析コードの開発

研究代表者は既にLHD型ヘリカル核融合炉用のシステムコードの開発を行っていたが、本研究を通じて、主に炉心プラズマ性能と電気出力などプラントとしての性能をつなぐプラントパワーフローの評価の部分について、大幅な改良を実施した。具体的には、これまでプラズマ加熱に必要な電力を除き、軽水炉の経験に基づく熱出力のスケールアップでしか評価されていなかった核融合発電プラントの所内消費電力について、個別の機器

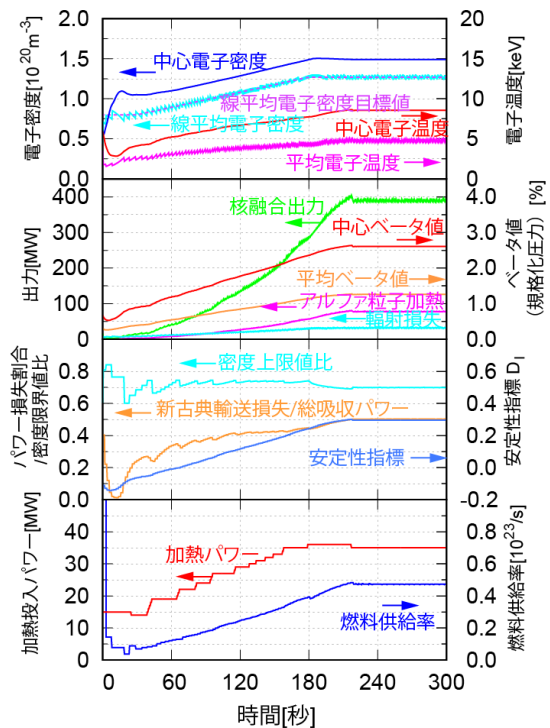


図2 プラズマ運転シナリオ解析モデルによる解析の一例

の設計パラメータと関連付けて評価するモデルを構築した。具体的には、閉じ込め磁場を生成する超伝導コイル冷却のための液体ヘリウムを生成・供給する低温システム、燃料生産・熱取り出し・超伝導コイルの核融合中性子からの遮蔽の役割を果たすブランケットや、炉心プラズマからの不純物排気を行うダイバータといった各種炉内機器の冷却をおこなうための冷媒の循環系、炉心プラズマへの燃料供給系、プラズマを生成する真空容器の高真空を実現する真空排気系、そしてプラント全体の気液分配系、各建屋等を対象とした。これらの中でも特に大きな割合を占める低温システムの消費電力については、具体的なブランケット、超伝導コイル形状と材料特性を基に、ブランケット内および超伝導コイル内での高速中性子束の減衰率を見積もり、超伝導コイル内での核発熱総量をスケールアップすることで、装置サイズや出力に応じた定量的評価を可能とした。また炉内機器冷却用冷媒ポンプ動力についても、モジュール形状を仮定し圧損を半定量的に評価するモデルを構築し、装置サイズや出力に対する依存性の分析を可能とした。熱効率やブランケット内での中性子のエネルギー増倍率については、当初予定していた系統的な分析とそのモデル化は実施できなかったが、入力パラメータにおける仮定として反映されており、これらが異なるケースについての分析は可能である。一方、プラントシステム全体のトリチウム保持量については、燃料回収・精製系など時定数の長いシステム的设计にも依存するが、炉心でのトリチウムの燃焼率はパーセントのオーダーと高くなく、ブランケ

ット系の循環量よりも、炉心への投入量・排気量のほうが遥かに大きくなることから、この量をもって議論することとした。この場合、プラズマ運転シナリオ解析コードで計算された炉心プラズマの分布と拡散係数を用いて、炉心プラズマ内のトリチウムの総量・実効的な存在時間が計算できるため、炉心に供給すべきトリチウムの量を出力・装置サイズといったプラント設計パラメータと関連付けて評価することができる。実際に図3に装置サイズ、磁場強度と発電電気出力、必要トリチウム供給量の関係を示す。

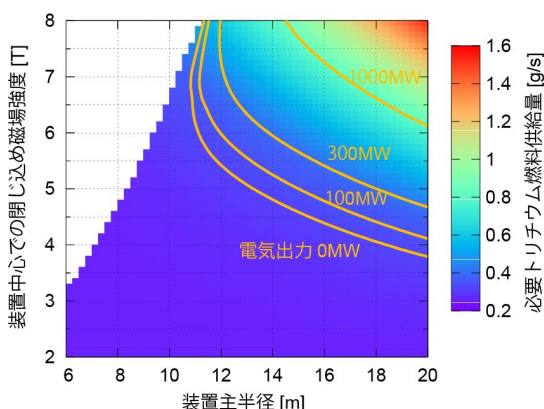


図3 プラントシステム解析コードに計算された装置サイズ、磁場強度と発電電気出力、必要トリチウム燃料供給量の関係

(3)まとめ

本研究により、LHD型ヘリカル核融合炉について、必要なトリチウム循環量を含めた核融合発電プラントの設計パラメータを、実験に裏付けられたプラズマ運転制御シナリオと整合した形で定量的に評価することが可能となった。トリチウムバランス解析においては、当初想定していたブランケット設計に応じた熱効率・トリチウム増殖比の評価や、炉壁への吸着、配管からの漏洩などを含んだ系統的な解析には至らず、プラント全体でのトリチウム保持量最小化の観点からの設計領域最適化、という当初の目的の完全達成には至っていない。一方、最も循環量の大きな炉心への供給量の定量評価が可能となったことで、炉心設計パラメータおよびプラントパワーバランスの評価精度向上と合わせ、プラント性能に対する必要トリチウム循環量の系統的評価という観点では大きな成果が得られた。こんかい取り入れたモデルや考え方は他型式の核融合炉にも適用が可能であり、今後の核融合発電プラントの設計領域解析や、それに続く各プラント機器の設計最適化に大きく寄与できるものと考えている。

5. 主な発表論文等

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

〔雑誌論文〕(計 3 件)

T. Goto, J. Miyazawa, R. Sakamoto, Y.

Suzuki, C. Suzuki, R. Seki, S. Satake, B. Huang, M. Nunami, M. Yokoyama, A. Sagara and the FFHR Design Group, "Development of a Real-time Simulation Tool towards Self-consistent Scenario of Plasma Start-up and Sustainment on Helical Fusion Reactor FFHR-d1", Nuclear Fusion, 査読有, Vol. 57, 2017, pp.066011.
<http://dx.doi.org/10.1088/1741-4326/aa6870>

T. Goto, J. Miyazawa, R. Sakamoto, R. Seki, C. Suzuki, M. Yokoyama, S. Satake, A. Sagara and the FFHR Design Group, "Integrated Physics Analysis of Plasma Operation Control Scenario of Helical Reactor FFHR-d1", Nuclear Fusion, 査読有, Vol. 55, 2015, pp.063040.
<http://dx.doi.org/10.1088/0029-5515/55/6/063040>

Takuya Goto, Junichi Miyazawa, Ryuichi Sakamoto, Osamu Mitarai, Akio Sagara and the FFHR Design Group, "Study on the operation control of helical fusion reactor FFHR-d1", Fusion Engineering and Design, 査読有, Vol. 89, 2014, pp.2451-2455.
<https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.03.015>

〔学会発表〕(計 13 件)

T. Goto, J. Miyazawa, R. Sakamoto, C. Suzuki, R. Seki, S. Satake, B. Huang, M. Nunami, M. Yokoyama, A. Sagara and the FFHR Design Group, "Development of a Real-time Simulation Tool towards Self-consistent Scenario of Plasma Start-up and Sustainment on Helical Fusion Reactor FFHR-d1", 26th IAEA Fusion Energy Conference, Oct. 17-22, 2016, Kyoto (Japan)

後藤拓也、坂本隆一、宮澤順一、鈴木千尋、關良輔、横山雅之、相良明男、FFHR設計グループ、「ヘリカル核融合炉 FFHR のプラズマ立ち上げの物理解析」、プラズマ・核融合学会第 31 回年会、2014 年 11 月 18 日～24 日、朱鷺メッセ(新潟県新潟市)

T. Goto, J. Miyazawa, H. Tamura, T. Tanaka, N. Yanagi, A. Sagara and the FFHR Design Group, "Improvement of the cost and BOP models for LHD-type helical fusion reactors", 24th International Toki Conference (ITC-24), Nov. 4-7, 2014, Gifu (Japan)
T. Goto, R. Sakamoto, J. Miyazawa, R.

Seki, C. Suzuki, M. Yokoyama, A. Sagara and the FFHR Design Group, "Integrated Physics Analysis of Plasma Operation Control Scenario of Helical Reactor FFHR-d1", 25th IAEA Fusion Energy Conference, Oct. 13-18, 2014, St. Petersburg (Russia)

後藤拓也、宮澤順一、坂本隆一、御手洗修、相良明男、FFHR設計グループ、「LHD型ヘリカル核融合炉 FFHR のプラズマ運転制御シナリオ」、プラズマ・核融合学会第30回年会、2013年12月3日～9日、東工大大岡山キャンパス（東京都目黒区）

Takuya Goto, Junichi Miyazawa, Ryuichi Sakamoto, Osamu Mitarai, Akio Sagara and the FFHR Design Group, "Study on the operation control of helical fusion reactor FFHR-d1", 11th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-11), Sep. 16-20, 2013, Barcelona (Spain)

6. 研究組織

(1) 研究代表者

後藤 拓也 (GOTO, Takuya)

核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教
研究者番号：30509518

(2) 研究分担者

なし

(3) 連携研究者

なし

(4) 研究協力者

田中 照也 (TANAKA, Teruya)