

平成 29 年 5 月 12 日現在

機関番号：82502

研究種目：若手研究(B)

研究期間：2014～2016

課題番号：26820403

研究課題名(和文)トカマク炉の小型化及び先進ダイバータ実現へ向けた革新的超伝導コイル概念

研究課題名(英文) Concept of advanced superconducting magnet for compact tokamak reactor and advanced divertor configuration

研究代表者

宇藤 裕康 (UTOH, Hiroyasu)

国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構・六ヶ所核融合研究所 核融合炉システム研究開発部・研究員(定常)

研究者番号：50566247

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 2,100,000円

研究成果の概要(和文)：パルス運転から定常運転まで移行可能で、且つ、ダイバータ熱負荷を低減した小型原型炉概念の構築のため、鎖交型超伝導コイルシステム概念を検討し、超伝導CS・PFコイル設計コードを新に開発することにより、システム設計コードでパルス運転が可能な設計領域を検討した。鎖交型PFコイルを用いることによりダイバータ熱負荷を低減した小型原型炉の設計領域と、鎖交型超伝導コイル概念を明らかにすると共に、鎖交型超伝導コイルシステムの適用範囲と実現性を向上させるための課題点を明らかにした。

研究成果の概要(英文)：To determine the engineering feasibility of inter-link (IL) superconducting CS and PF coil for compact tokamak reactor and advanced divertor configuration, we designed IL-CS and PF coil, and developed a maneuverable design tool of superconducting CS and PF coils. Considering the engineering feasibility of IL coil, R&D of the fabrication of IL coil, including impregnation of insulation, is also necessary.

研究分野：工学

キーワード：核融合原型炉 超伝導コイル 鎖交型コイル インターリンクコイル 先進ダイバータ

## 1. 研究開始当初の背景

原型炉では、ITER よりも数倍以上大きなエネルギーを取り扱うと共に、プラズマ性能向上や ITER にない炉工学機器が必要である。従って、原型炉の運転初期段階では、炉工学機器の健全性や除熱性能を確認しつつ、プラズマ性能を段階的に拡大しながらパルス運転から定常運転を実証しなければならないと同時に、原型炉から実用炉への移行を見据えると小型化による経済性の向上も求められる。しかしながら、小型トカマク炉ではパルス運転と定常運転を両立するためには以下のような大きな課題がある。

- (1) 小型炉では中心ソレノイド(CS)コイルを小さくせざるを得ないため供給磁束が不足し、所要のプラズマ電流を維持しつつパルス運転を行えない。
- (2) 受熱面積の減少により相対的にダイバータ板への熱負荷が増加する。

以上の背景を踏まえ、申請者はこの2つの課題を解決する方策として、「鎖交型超伝導コイル」というCSコイルをトロイダル磁場(TF)コイルに鎖交するようにTFコイルと真空容器の間に巻く概念を新に着想した。この概念によって、プラズマ寸法を保ったまま、CS断面積を増大させ、供給磁束を増大することが可能である。申請者の先行研究において、既存の原型炉概念に鎖交型CSコイル概念を検討し、従来型CSコイルでは、プラズマ大半径 $R_p < 7.5m$ の領域でプラズマ電流立ち上げに十分な磁束を供給することが困難であったが、鎖交型CSコイルではトロイダル磁場との合成磁場で評価( $B_{cs}=4T$ )すると約2倍、自己磁場のみの場合( $B_{cs}=10T$ )は計5倍の磁束を供給することが可能になり、 $R_p < 7.5m$ の領域においてもパルス運転に十分な磁束供給を得られる見込みが得られていた。

また、ダイバータ板への熱負荷を低減する方策として、磁力線を外側に引き出すSuper-X配位などの先進ダイバータ配位が検討されており、原型炉設計例SlimCSにおいて、濡れ面積が2~3倍になり、定性的には熱負荷を1/2程度まで低減しうると報告されている。一方で、先進ダイバータ配位実現のためには、トロイダル磁場(PF)コイルに180MAものコイル電流を要し、超伝導コイル成立性の観点からダイバータ近傍、すなわちTFコイル内側に設置することが求められており、鎖交型PFコイルを適用することにより先進ダイバータ配位を実現しうると考えられる。

これらのことから、現在の核融合原型炉設計における課題を解決しうる概念の1つとして、鎖交型超伝導コイルを用いた炉概念を検討し、その利点と課題を明らかにすることは重要である。

## 2. 研究の目的

本研究は、パルス運転から定常運転まで移行可能で、且つ、ダイバータ熱負荷を低減し

た経済性に優れた小型原型炉概念の構築のため、革新的な鎖交型超伝導コイルシステム概念を構築し、パルス運転が可能な小型定常炉概念を検討し、その炉概念と実現に向けた課題点を明らかにすることを目的とする。

## 3. 研究の方法

(1) 超伝導CS・PFコイル設計コードおよび鎖交型超伝導コイル設計コードの開発  
最小の鎖交型超伝導コイル寸法を系統的に評価する最小にするため、申請者が先行研究にて開発した超伝導トロイダル磁場(TF)コイル設計コードSCONEをベースとした鎖交型超伝導コイル設計コードを開発する。

(2) 鎖交型超伝導コイル設計用データベースの構築  
鎖交型超伝導コイル概念において重要となる、超伝導コイル線材の選定並びにコイル寸法を決定するため、鎖交型超伝導コイルの候補線材であるNbTi、Nb<sub>3</sub>Sn、Nb<sub>3</sub>Alの超伝導コイル導体に対して、磁場強度と磁場方向を変化させた際の導体電流値を数値計算で求め、鎖交型超伝導コイル設計用データベースを構築する。

(3) 鎖交型超伝導コイル概念の検討  
上記(1)において開発した超伝導CS・PFコイル設計コードを用いて、先進ダイバータ配位を含むプラズマの形状・位置制御に十分な電流値を満たす鎖交型CS・PFコイルの、巻線数や導体寸法などの概略仕様を求め、巻き構造などの基本構造概念を検討する。

(4) 炉設計システム解析コードによる設計パラメータの感度解析  
鎖交型超伝導コイル設計コードを炉設計システム解析コードと連結すると共に、概念設計検討での知見をもとに設計パラメータの感度解析を行うことにより、鎖交型超伝導コイルシステム概念を用いる際の利点と課題点を明らかにする。

## 4. 研究成果

(1) 超伝導CS・PFコイル設計コードおよび鎖交型超伝導コイル設計コードの開発  
トカマク型核融合炉の設計においては、径方向配置(ラジアルビルド)に大きく影響するCSコイルの外径が決められた際に、そのCSコイルでいったいどの程度の磁束供給が可能であるかが重要となる。特にCSコイル厚さがTFコイルから炉心プラズマへの距離に直結する鎖交型CSコイルでは、その厚さが重要となる。そこで、申請者が先行研究にて開発した超伝導トロイダル磁場(TF)コイル設計コードSCONEをベースとした超伝導CS・PFコイル設計コードSCONE-CSを新に開発し、既存のシステム設計コード解析の精度を高めた

ると共に、このコードをベースに鎖交型超伝導コイル設計コードに拡張し、開発した。

本 SCONE-CS コードでは、システム設計コードの計算過程で CS コイルの外径が決定された時に、許容応力を満たす CS コイル厚と、その際の供給磁束を計算する。入力パラメータとして、CS コイル外径以外に超伝導線材の種類や導体電流値、CS コイル最大磁場、設計応力などを定める。この入力パラメータに対して応力計算し、許容応力を超えるまで CS コイル厚を薄くしていき、許容応力内に収まる最小コイル厚での供給磁束を求めるのである。このコードでの応力計算においては、CS コイル導体に発生する電磁力は導体毎に支持することとしている。仮定する導体形状は ITER の CS コイル導体のようなケーブルインコンジット(CIC)導体で、円形導体の周りを電磁力支持のための四角形のコンジット材と絶縁材が覆う構成とした。

SCONE-CS コードでの解析結果例を図 1 に示す。コードとして、ITER-CS コイルを再現できることを確認すると共に、線材および設計応力、CS 最大磁場強度依存性を評価できるようになり、これらの条件の違いにより CS コイルからの供給磁束が 10%以上変化しうることを系統的に明らかにした。

## (2) 鎖交型超伝導コイル設計用データベースの構築

鎖交型超伝導コイル概念において重要となる、超伝導コイル線材の選定並びにコイル寸法を決定するため、鎖交型超伝導コイルにおけるトロイダル磁場および垂直磁場(CS および PF コイルによる磁場)下での超伝導線材の経験磁場を計算し、各線材の運転電流密度を求めることで、上記(1)にて開発した超伝導 CS・PF コイル設計コード用のデータベースを構築した。

本鎖交型超伝導コイル用データベースは、CS・PF コイル導体は、自己磁場となる垂直磁場以外に、ケーブルインコンジット内の撚り線構造が、撚りピッチに依存して、コイル導体に対して並行方向の磁場であるトロイダル磁場も受けることを想定し、導体径および最

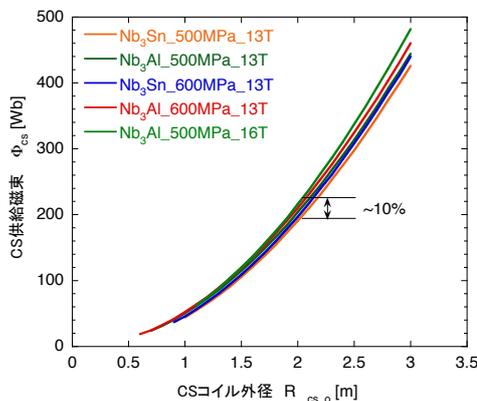


図 1 SCONE-CS によるパラメータ解析結果

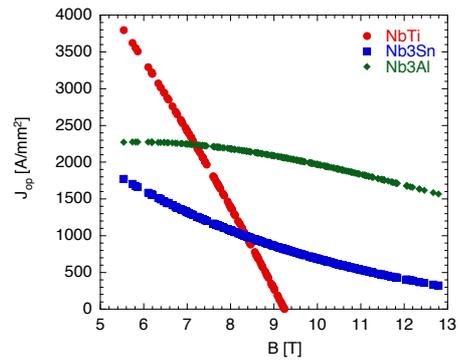


図 2 SCONE-CS によるパラメータ解析結果

終撚り線の撚りピッチ、トロイダル磁場、垂直磁場強度のそれぞれに対し、鎖交型超伝導コイルの候補線材である NbTi、Nb<sub>3</sub>Sn、Nb<sub>3</sub>Al の運転電流密度を数値計算で求めた。図 2 に鎖交型超伝導コイル設計用データベースの一例として、ITER-CS コイル導体と同等の導体径 33mm、撚り線ピッチ 450mm、トロイダル磁場を 10T から 20T、垂直磁場を 4T から 13T まで変化させた場合の各線材の電流密度を示す。トロイダル磁場と垂直磁場の単純な合成磁場強度ではなく、導体の撚り線ピッチを考慮することにより、鎖交型超伝導コイルシステムで想定される磁場強度内では、コイル導体として NbTi も選択しうる事が明らかになった。NbTi は経験磁場 7T 以上では Nb<sub>3</sub>Sn、Nb<sub>3</sub>Al より電流密度が低くなり、約 9T 以上となるトロイダル磁場 17T、垂直磁場 8T では使用できないが、鎖交型超伝導コイルの使用想定領域を広くカバーできており、巻線工程において困難が予想される鎖交型超伝導コイルにおいて、機械的強度に優れ扱いが容易である利点がある。これらのデータベース構築により、ITER-PF コイルにおいて使用されている NbTi 導体を基本に鎖交型超伝導コイル設計を行うことが有効と考えられる。

## (3) 鎖交型超伝導コイル概念の検討

上記(1)において開発した超伝導 CS・PF コイル設計コードを用いて、鎖交型 CS コイルおよび先進ダイバータ配位である”Super-X”配位のプラズマ形状に十分な電流値を満たす鎖交型 PF コイルの、巻線数や導体寸法などの概略仕様を求め、巻線構造などの基本構造概念を検討した。

鎖交型コイルでは、既に TF コイルが設置された環境化で巻線を行い、含浸し、さらに支持固定する必要がある。特に CS コイルは TF コイル内脚部とのクリアランスがラジアルビルドに影響するため、その含浸方法の工学的概念検討から、そのクリアランスを明らかにしておく必要がある。そこで、本研究では ITER の TF コイルや CS コイルで実績のある真空含浸法を想定し検討した。板材を溶接する構造で含浸容器を施工し、CE(シネアート・エステル)をベースとした含浸樹脂を用い

ることで、鎖交型 CS コイルを含浸できる見込みが得られた。しかし、樹脂含浸容器の取り外し過程で、CS コイル内側部の容器板を取り外すために大きなクリアランスを要することが分かり、システム設計コードによる解析ではこれらのクリアランス(数 10cm)を考慮して実施する必要があることが明らかになった。

一方、鎖交型 PF コイルはその設置位置より CS コイルと比較して含浸するためのクリアランスが大きいことから、CS コイルと比べて容易に含浸可能と考えられる。この場合、PF コイルを TF コイルケース上に設置された支持構造物上部のより広い空間で巻線および含浸を行い、クランプを取付けた状態で支持構造物内に吊下ろすものとなる。

改良した鎖交型超伝導コイル設計コードによる解析結果、および先進ダイバータ平衡配位検討をもとに、先進ダイバータ平衡配位形成に必要なコイル電流値を満たす鎖交型 PF コイルの仕様の見直し、特に鎖交型 PF コイル自身にかかる電磁力支持方法や巻線方法を再検討し、より成立性の高いコイル構造概念を検討した。電磁力支持方法や巻線方法などの工学的検討を進めることにより、鎖交型超伝導コイルシステムにおいて考慮すべき設計上の制限が明確になった。Super-X ダイバータ配位を生成する PF コイル構成に対し、TF コイルと鎖交するコイル 2 本の設計検討を行った。これらのコイルの電流値は 20MA 程度である。応力計算および超伝導線材の負荷率評価より、コイル断面サイズを 1m×1m(平均電流密度 20MA/m<sup>2</sup>)とすると、導体に働く応力および負荷率の評価値は工学的に十分余裕のある設計であることがわかった。また評価した範囲内で同コイルは 30MA 通電状態にも概ね耐えうることも分かった。しかしながら PF コイルにはおよそ 600MN の上方垂直力が加わり、TF コイル本数を 16 本とすれば、支持構造物当たり 37.5MN の荷重を受け、ボルトでの支持固定を想定すると、図 3 に示すような支持構造のスペースが必要であることが分かった。

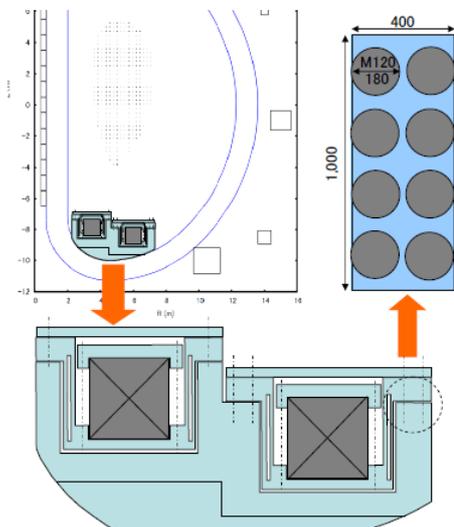


図 3 鎖交型 PF コイルの支持構造案

#### (4) 炉設計システム解析コードによる設計パラメータの感度解析

上記(3)での鎖交型超伝導コイルの概念設計での知見を踏まえ、上記(1)および(2)での鎖交型超伝導コイル設計コードおよびデータベースを炉設計システム解析コードと連結し、設計パラメータの感度解析を行った。感度解析結果として、図 4、図 5 に示す。図 4 は従来型(●)のトカマク型炉と鎖交型 CS コイル(■)を用いた場合の炉寸法(プラズマ大半径 Rp)と送電端出力(Pnet)を示している。ここで示す設計点は全てプラズマ電流立ち上げ分を供給磁束でカバーできる点となる。この結果から先行の概念研究での結果と異なり、鎖交型 CS コイル用いることによる炉の小型化のメリットがほとんどないことが分かった。その大きな要因として、概念設計検討で明らかになった鎖交型 CS コイル周りの必要クリアランスによるラジアルビルド、すなわち TF コイルに対し炉心プラズマが遠のいたことによる軸上磁場の低下と考えられる。この結果から、鎖交型 CS コイルによる炉の小型化を図るためには、その製作方法、特に含浸方法の研究開発が必須であることが分かった。

一方、図 5 に示すように鎖交型 PF コイルを用いた場合、ラジアルビルドに与える影響はなく、先進ダイバータ配位を採用すること

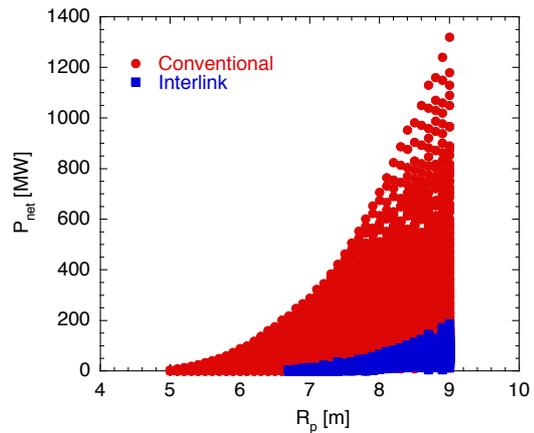


図 4 従来型(●)と鎖交型 CS コイル(■)の炉寸法と送電端出力の解析結果

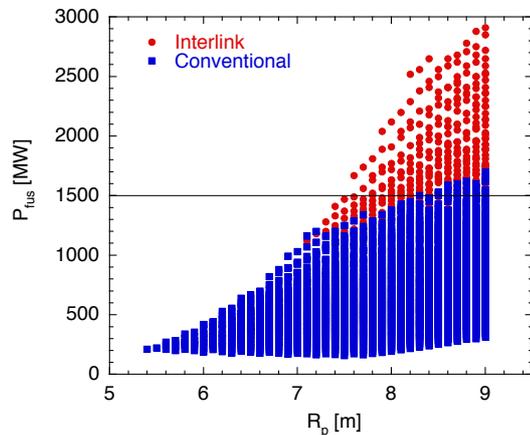


図 5 鎖交型 PF コイルを用いた場合の炉寸法と核融合出力の解析結果

による受熱面積の増加(図中では 2 倍)を仮定すると、所定の核融合出力を得られる設計範囲が大きく拡大できることが明らかになった。本解析条件下では、1.5GW 以上の核融合出力を得られる炉寸法は、従来型の場合は 8.3m 以上必要であるのに対し、鎖交型 PF コイルを用いた場合は 7.6m 以上となる。また、TF コイルの設計応力を図中の条件(667MPa : ITER-TF コイル相当)から 800MPa まで増加させた場合、同条件で従来型は 8.1m 以上、鎖交型 PF コイルを用いた場合は 7.2m 以上と、炉寸法を大きく低減できることも明らかになった。

低温鋼の高強度化は、TF コイルの高磁場化のみならず鎖交型 CS コイルの支持構造用タイプレートの厚さや、導体ジャケット厚さの低減にも繋がる。トカマク炉の小型化に向けた見通しを得るため、他分野で使用されている低温鋼(オーステナイト系ステンレス鋼)の提供を受け、低温引張試験も実施した。その結果、薄板材での試験ではあるものの、設計降伏応力 1200MPa を上回る結果が得られ、低温鋼の高強度化による炉の小型化の見通しも得られた。

これらの研究により、鎖交型 PF コイルを用いることによりパルス運転から定常運転まで移行可能で、且つ、ダイバータ熱負荷を低減した小型原型炉の設計領域と、鎖交型超伝導コイル概念を明らかにすると共に、鎖交型超伝導コイルシステムの適用範囲と実現性を向上させるためには、含浸方法や組立方法を含む製作方法が課題であり、コイルに使用する低温鋼の高強度化も非常に有効な方法であることを明らかにした。

## 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 1 件)

- ① N. Asakura, K. Hoshino, K. Shimizu, K. Shinya, H. Utoh, S. Tokunaga, K. Tobita, N. Ohno, Simulation Study of Power Exhaust in Short Super-X Divertor for a Tokamak Reactor, Journal of Nuclear Materials 463 (2015) 1238–1242、査読有り

[学会発表] (計 9 件)

- ① H. Utoh, R. Hiwatari, Y. Sakamoto, K. Tobita, N. Asakura, Y. Someya, S. Tokunaga, A. Nishimura, “Joint Special Design Team for Fusion DEMO”, Conceptual design study of superconducting magnet system for fusion DEMO reactor, 1st Asian ICMC and CSSJ 50th Anniversary Conference, 2016 年 11 月 8 日-11 月 10 日、石川県金沢市
- ② 宇藤裕康、日渡良爾、飛田健次、青木晃、谷川尚、西村新、坂本宜照、原型炉用超伝

導マグネットの概念設計-超伝導導体とマグネットの基本仕様-, 2015 年度秋季低温工学・超電導学会、2015 年 12 月 2 日-12 月 4 日、兵庫県姫路市

- ③ N. Asakura, K. Hoshino, H. Utoh, K. Shinya, S. Tokunaga, S. Katsuhiko, Y. Someya, N. Ohno, K. Tobita, Conceptual Design Study of an Advanced Divertor, Short Super-X Divertor, PLASMA2014, 2014 年 11 月 18 日-11 月 21 日、新潟県新潟市
- ④ N. Asakura, K. Hoshino, H. Utoh, K. Shinya, Y. Someya, K. Shimizu, S. Tokunaga, K. Tobita, N. Ohno, M. Kobayashi, H. Tanaka, Physics and Engineering Studies of the Advanced Divertor for a Fusion Reactor, 25th Fusion Energy Conference (FEC 2014), 2014 年 10 月 13 日-10 月 18 日、St Petersburg, Russia
- ⑤ 朝倉伸幸、星野一生、宇藤裕康、染谷洋二、清水勝宏、新谷吉郎、徳永晋介、飛田健次、大野哲靖、原型炉における先進ダイバータ “Super-X Divertor” の検討、第 10 回核融合エネルギー連合講演会、2014 年 6 月 19 日-6 月 20 日、茨城県つくば市

## 6. 研究組織

### (1)研究代表者

宇藤 裕康 (UTOH Hiroyasu)

国立研究開発法人・量子科学技術研究開発機構・核融合エネルギー研究開発部門・六ヶ所核融合研究所・主任研究員

研究者番号：50566247