



解説

大型高温超伝導マグネットの開発の現状と展望

– 高温超伝導導体の分割製作と接合技術による大型マグネットの開発 –

The Current Status and Prospect of Large-Scale High-Temperature Superconducting Magnet Development: Large-Scale Magnet Development Using Segmented Fabrication and Joint Techniques of High-Temperature Superconducting Conductors

橋爪秀利, 伊藤 悟, 柳 長門¹⁾, 寺崎義朗²⁾, 田村 仁¹⁾, 江原真司, 遊佐訓孝, 相良明男¹⁾

HASHIZUME Hidetoshi, ITO Satoshi, YANAGI Nagato¹⁾, TERAZAKI Yoshiro²⁾, TAMURA Hitoshi¹⁾, EBARA Shinji, YUSA Noritaka and SAGARA Akio¹⁾

東北大学, ¹⁾核融合科学研究所, ²⁾総合研究大学院大学

(原稿受付: 2014年11月10日)

磁場閉じ込め熱核融合炉の大型化に伴い必要となる大型の超伝導マグネットの製作は、核融合装置を建設する上で大きな工学的課題である。高温超伝導体を用いた場合には、比較的高温で運転ができること (20 K 程度)、高い熱的安定性が得られることを踏まえ、マグネットの分割製作が提案されており、これにより複雑な形状のマグネットを建設することが容易になる可能性がある。本解説では、核融合原型炉や商用炉といった大型核融合炉の建設課題に対して大きなブレークスルーになり得る高温超伝導マグネットの分割型製作方法の開発の現状として「高温超伝導線材・導体の開発状況」「低抵抗かつ再着脱性のある高温超伝導導体の接合法」「接合部での局所熱流束の除去技術」などについて解説する。

Keywords:

magnetic confinement fusion reactor, FFHR, superconducting magnet, high-temperature superconductor, mechanical joint, metal porous media, non-destructive testing

1. はじめに

磁場閉じ込め熱核融合炉において、正味の電気出力を得るためには、超伝導マグネットが必要不可欠である。国内では Large Helical Device (LHD) や JT-60SA, 国際的には ITER などの各種熱核融合・プラズマ閉じ込め実験装置において、NbTi, Nb₃Sn を用いた超伝導マグネット製作の実績が着々と積み上げられている。ITER 計画の先にある核融合原型炉や商用炉を考えた場合、ヘリカル炉のみならず、トカマク炉でも大型のマグネットを建設することは容易ではない。すなわち、高磁場下でも信頼性の高い導体を開発することや、巨大・複雑な超伝導マグネットの製作方法を確立することが今後必要となってくる。近年では、NbTi, Nb₃Sn, Nb₃Al のような合金や金属間化合物の超伝導体 (低温超伝導体, Low-Temperature Superconductor, LTS) の線材に加えて、Bi-2223 や YBCO といった銅酸化物系超伝導体 (高温超伝導体, High-Temperature Superconductor, HTS) を用いた線材の生産も進んでおり、HTS を用いた核融合炉用マグネットも検討されている (なお本解説では低温超伝導○○を LTS○○, 高温超伝導○○を

HTS○○とも表記する)。HTS は LTS に比べて臨界磁場が高いため、一般的に 20 T 以上の高磁場を得て核融合出力を上げるといった設計思想で検討されることが多い。一方、HTS を用いた場合には、比較的高温で運転ができること (20 K 程度)、高い熱的安定性が得られることを踏まえ、マグネットを分割製造し、組み立てて使用する「分割型 HTS マグネット」[1, 2] が提案されている。本コンセプトにより、分割したマグネットのセグメントを組み立てることで複雑な形状のマグネットを建設することが容易になる。さらにマグネットのセグメントが着脱できれば、損傷した一部のマグネットの交換や、ブランケット・ダイバータなどの炉内構成機器の交換ポート拡大など、革新的なメンテナンス方法を有した核融合炉の実現の可能性があるなど、核融合炉に大きな革命をもたらす技術と考えられる。本解説では、分割型 HTS マグネット開発の現状を紹介する。第 2 節では、「HTS 線材」、および、HTS 線材と金属ジャケットを組み合わせて製作する「HTS 導体」の開発状況について解説する。第 3 節では、分割型 HTS マグネットの基本的概念、および最重要構成要素である低抵抗かつ再着脱性の

Tohoku University, Sendai, MIYAGI 980-8579, Japan

corresponding author's e-mail: hidetoshi.hashizume@qse.tohoku.ac.jp

ある HTS 導体の接合法の開発について解説する。第 4 節では、接合部での局所熱流束の除去技術の開発について、第 5 節では、その他の技術開発展望および関連する超伝導機器応用について解説し、第 6 節で本解説論文をまとめる。なお、ヘリカル炉に適用する分割型 HTS マグネットについては、過去の小特集[3]でも取り上げられているが、本解説は分割型 HTS マグネットをより幅広い視点で詳しく解説するものである。

2. 高温超伝導線材・導体の開発状況

2.1 高温超伝導線材

1986年に銅酸化物系の HTS 材料が発見されてから四半世紀が過ぎ、この間、線材応用のための開発において著しい発展があった。線材の特徴や製造方法については、2006年のプラズマ・核融合学会誌にもまとめられているので参照されたい[4]。HTS 線材には、主にビスマス (Bi) 系線材とイットリウム (Y) 系線材がある。前者は「第 1 世代 HTS 線材」とも呼ばれ、Bi-2212 線材と Bi-2223 線材の二種類がある。このうち Bi-2223 線材はテープ形状であり (線材幅は通常 4.2 mm)、液体窒素温度 77 K、自己磁場において臨界電流 200 A を超えたものが製造されている。現在、主に電力用超伝導ケーブルやモータなどのプロトタイプ試験に使われている。核融合応用では電流リードに適用されている。また、Mini-RT[5]と RT-1装置[6]の磁気浮上コイルに適用され、数時間の安定な磁気浮上を達成して、高ベータプラズマ実験に使われている。Bi 系線材のもう一方の Bi-2212 線材は、HTS 線材として唯一丸形状で製造が可能であり、LTS 線材と同様の使い方ができる。そこで加速器応用を対象として平角形状に素線を撚り合わせていくラザフォード型ケーブルが試作されている。核融合研究としては Bi-2212 線材を用いたケーブルインコンジット (CIC) 導体が日本原子力研究開発機構において試作され、温度 20 K、磁場 12 T において 10 kA の通電に成功した [7]。ただし、Bi 系線材では母材に銀が使われるため、放射化の観点から使用が難しく、マグネットの放射線遮蔽を相当に強化するなどの制限が出てくる。

Y 系線材は「第二世代 HTS 線材」とも呼ばれる。YBa₂Cu₃O₇ の組成は一般に YBCO と表記されるが、Y をガドリニウム (Gd) 等の他の希土類 (Rare Earth, RE) 元素に置き換えた線材も開発されているため、REBCO とも総称される。Bi 系線材より磁場中での臨界電流特性に優れているため、各種の電力機器をターゲットとして急ピッチで開発が進められ [8]、実製造も始まった。特に、小型で大出力の超伝導モータやトランスなどが可能となるため輸送機器への期待も大きい。核融合プラズマ応用では、2012年に Mini-RT 装置の磁気浮上コイルが Y 系線材のコイルにアップグレードされた [9]。Y 系線材の基本構造を図 1 に示す。Y 系線材では銀を少量しか用いず、放射化の問題が少ない。

トカマク型の核融合炉の概念設計研究において、HTS 導体を用いたコイル設計は 2000 年頃より提示された。代表的な例には、米国の ARIES-AT [10] と日本の VECTOR [11] がある。ここで、HTS 導体を用いることのメリットと

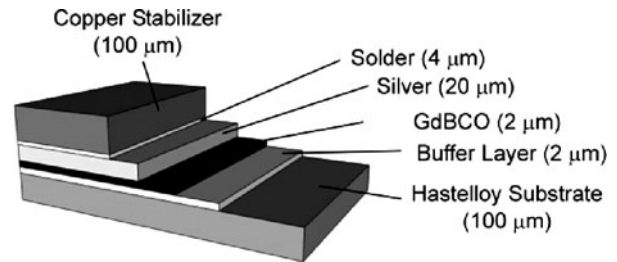


図 1 Y 系 HTS 線材 (フジクラ製 GdBCO 線材) の構造図。

しては以下が挙げられる [12]：1) 高温運転 (例えば 20 K 以上) においても高磁場まで高い臨界電流を確保できること、2) 20 K 以上では金属の比熱が 4 K のヘリウムと同等となるため、冷却安定性が高くクエンチする可能性が低いコイルができること、3) 高温運転により冷却に要する動力が低いこと、4) Y 系線材では基材にニッケル合金を用いるため、LTS 線材と比べて機械的強度が高いこと、5) 電力機器や医療機器のために今後線材の大量生産が行われると期待できること、6) ヘリウムの供給不足が世界的に問題となってきている状況においてヘリウムの消費を少なくできること。

2.2 高温超伝導導体

Nb₃Sn や Nb₃Al 等の LTS 線材を用いて大電流導体を作るためには、次に挙げる 3 つの基本がある：1) 径数 μm ~ 数十 μm の極細多芯線を用いること、2) 線材を撚り合わせるこ、3) 撚った線材をトランスポート (空間的に転位) すること。これらは LTS 線材において問題となる磁氣的安定性と冷却安定性を保証するために必要なことである。HTS 線材を用いた導体の考案においても、現在のところ一般にはこの基本を守ることが絶対と認識されている。特に、トカマク型核融合炉への適用をターゲットとすると、プラズマ電流の立ち上げ時の速いパルス運転にも適用できる必要があるため、線材の撚りとトランスポートが必須となる。これは Y 系線材を用いた導体では難しいが、擬似的にこの基本を踏襲するような導体構造の提案が欧米を中心に行われ、次の 5 種類が開発されている：Roebel 導体 [13]、TSTC 導体 [14]、CORC 導体 [15]、RSCCCT 導体 [16]、SCHCC 導体 [17]。現在、プロトタイプ導体が試作され、温度 4.2 K、磁場 20 T において ~5 kA、温度 4.2 K、自己磁場において ~10 kA レベルの電流を達成している。いずれもテープ線材を複雑に組み合わせる撚りとトランスポートを導入しているため、導体の機械強度に問題がある。強大な電磁力環境下で導体構造が耐えられるか、また、巻線時の張力やねじり等にも耐えられるか、慎重な吟味が必要となる。さらに、複雑な導体構造は製造を難しくするとともに、コストも高くなる。

一方、核融合科学研究所 (NIFS) では、上記の導体案とは逆転の発想で線材間に撚りとトランスポートを入れない「単積層型 HTS 導体」を提案し、ヘリカル型核融合炉 FFHR への適用をめざして 2005 年頃より開発を進めている [18, 19]。ヘリカル炉は基本的に直流運転となるため、全コイルの最初の励磁や核融合反応立ち上げ時の垂直磁場の変化によって線材間に多少の偏流が生じたとしても、HTS

線材の本質的に高い冷却安定性のために許容できる。さらに、これらの時間変化は交流損失も問題になるレベルではない。よって、従来の LTS 導体で鉄則とされてきた素線の細線化、撚り、転位の全てを導入しないという発想を取り得る。さらに、ヘリカル炉の製作では次節で述べるように短尺導体の接続によって巻線を行う方式を提案しているため、接続部における常伝導抵抗によって線材間の電流が均等になる効果や、テープ線材の長手方向を左右に往復する遮蔽電流が低減されることも期待される。単純積層導体は、線材部に局所的な歪は発生せず、また隙間なく銅とステンレスのジャケットに収まるため機械強度に優れる。このことは製造が簡単でコストも低減できることを意味する。さらに、テープ線材の基本的な接合方式であるラップジョイント（次節にて解説）が容易という利点もある。

FFHRのマグネットではコイル最大経験磁場12 Tにおいて電流容量100 kA級の超伝導導体が要求され、3種類の導体候補がある。うち二つは LTS 線材 (Nb₃Al,あるいは、Nb₃Sn) を用いた CIC 導体[20]と間接冷却導体[21], もう一つが YBCO 線材を用いた HTS 導体である[22]。現在は、HTS 導体を主候補として検討を進めている[23]。図2 (左) に FFHR の 100 kA 級 HTS 導体の設計例を示す(なお、ここで示す設計例は、次節で述べる「導体接続巻線方式」に対するものである)。円形断面の銅ジャケットの中心に Y 系テープ線材 (幅 15 mm) 40枚を 2列×20層で単純に積層し、周りをステンレスジャケットで囲っている。さらに巻線導体間でステンレスジャケット同士を溶接で連結することで、機械的に強靱な巻線を実現する。冷却は、導体の四隅に設けた隙間にガスヘリウムを流して行い、また電気絶縁層は、銅ジャケットとステンレスジャケットの間に配置する。

NIFS における大電流 HTS 導体の開発は、10 kA 級の縮小導体の短尺試験による原理検証から始まった。まず、Bi-2223 線材を積層した導体で温度 20 K, 外部磁場 8 T で 10 kA の臨界電流を達成し [18], これに続き、YBCO 線材を用いて同様の条件で 15 kA の臨界電流を達成した。これらの成果を受けて2012年8月、東北大学と NIFS との共同研究により、最新の GdBCO 線材 (フジクラ製 FYSC-SC10, 幅 10 mm, 厚み 0.22 mm, 臨界電流 600 A@77 K, 自己磁場) を用いて定格電流 30 kA 級の導体サンプルの通電試験を行った[24-26]。導体サンプルは合計20枚 (2列×10層) の GdBCO 線材を銅とステンレスのジャケットに収めたものである。通電は、レーストラック形状の1ターン短絡コイルにした導体を NIFS 超伝導マグネット研究棟の大型導体試験装置にセットして液体ヘリウムで冷却し、9 T スプリットコイルの磁場を変化させて電流を誘導することで行った。導体サンプルを短絡するため直線部の片側に接続部を設けており、これには東北大学で開発した機械的ブリッジジョイント[27]を採用した。また導体の周囲は GFRP ジャケットで覆い、ステンレスジャケットに貼り付けたヒータで導体の温度制御を行った。この導体試験では、温度 20 K, 磁場 6 T において 50 kA の安定通電を達成した。また、各温度と磁場において測定した臨界電流を線

材単線の臨界電流特性から説明できるかどうかを数値計算によって検証した。導体内の自己磁場分布・電流分布を自己無撞着に解くことで得られた予測値は、特に低磁場領域で実験値とよい一致を見せた[26]。実験では、1 kA/s という高速通電を行っても臨界電流値は変わらず、偏流による早期クエンチを起こすことなく導体本来の臨界電流値まで通電が行えたと解釈できる。2013年10月には、図2 (右) に示すように、同じ線材54枚 (3列×18層) を用いた 100 kA 級導体の製作・通電試験を行い[28], 100 kA@20 K, 5.3 T を達成した (図3) [29]。この通電試験例では、100 kA でクエンチが生じ急速に電流が減衰したが、これは試験部 (導体連続部) からではなく接続部の境界に若干の不具合があったためである。温度 4.2 K では、電流 100 kA の1時間の安定通電も達成した[29]。

3. 低抵抗かつ再着脱性のある高温超伝導導体の接合法

3.1 分割型高温超伝導マグネットの概念と特長

磁場閉じ込め核融合炉の超伝導マグネットを分割製造し、着脱可能とする概念 (Demountable superconducting magnet: 分割型超伝導マグネット) は1970年代にトカマク炉 (米国) [30], 1980年代にヘリカル炉 (日本) [31] に対して提案された。図4に分割型超伝導マグネットの概念図を示す。トカマク炉では、主にトロイダル磁場 (TF) コイルを分割し、着脱可能とすることで、炉内構造物 (ブランケットやダイバータ) の交換を容易にすることを主目的としており、銅製コイルで、この概念を適用したプラズマ閉

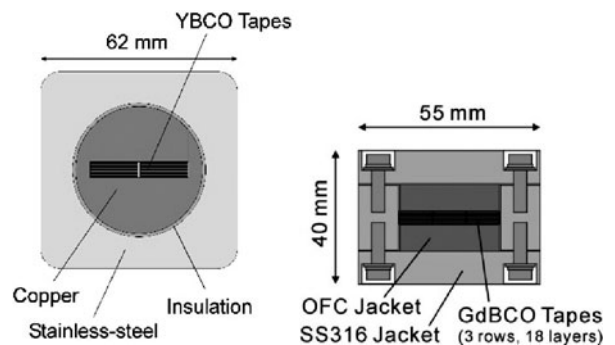


図2 ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1用 100 kA 級 HTS 導体の断面構成例(左) [24], および、サンプル導体の断面構成(右) [29]。

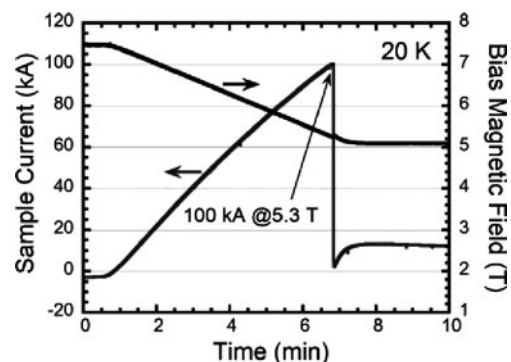


図3 温度 20 K, 外部磁場 5.3 T における電流 100 kA の達成 [29]。

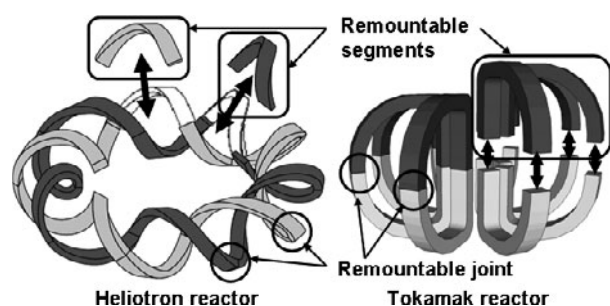


図4 分割型超伝導マグネット概念図[42].

じ込め装置 (General Atomics社のDIII-D[32]やMITのAlcator C-mod[33]) が現存する。ヘリカル炉 (ヘリオトロン炉) では、上記の利点に加えて、巨大かつ複雑な連続ヘリカルコイルを現地で組み立てながら製作できる、万一損傷したコイル部分を交換できるという大きな利点がある。LHDの超伝導ヘリカルコイルの巻線には、1年半の年月を費やしており[34, 35]、原型炉や商用炉規模のヘリカル炉の建設を想定するとヘリカルコイルの巻線は大きな工学的課題となっている。上記の目的に沿った分割型超伝導マグネットを実現するためには、超伝導コイルの着脱可能な接合法、すなわち機械的接合法が必要である。1980年代当時、唯一実用化されていたLTSのNbTi線材を用いて機械的接合の検討がなされた例 (ヘリオトロン炉の設計に対する検討)[36, 37]がある。NbTi線材を用いた基礎実験により接合抵抗を十分に低くできる見込みが得られ、4 Kの液体ヘリウム冷却のために必要な液化冷凍機の動力も許容範囲に抑えられると判断された。しかしながら、当時はまだ超伝導コイルの製作自体が極めてチャレンジングな課題であったため、この方式はLHDの製作には採用されず、その後この関係の実験的研究は停滞した。LHDの建設と並行してヘリカル型核融合炉FFHRの概念設計が始まったが、2000年に入った頃、この着脱方式によるヘリカルコイルの製法について改めて見直す提案が行われ、設計検討は一部復活した[38]。

一方、同時期の2000年頃にHTSの工学的利用が現実的な視野に入り始めてくると、HTSを用いた分割型超伝導マグネット、すなわち分割型HTSマグネットがMITおよび東北大学から別々に提案された[1, 2]。MITからの提案[2]は1970年代に米国で提案されていた分割型超伝導TFコイルをHTS化するアイデアである。一方、東北大学からの提案[1]はトカマク炉、ヘリカル炉双方に対して適用を考えたものである。HTSを用いた場合、超伝導マグネットの運転温度を比較的高く設定することができる (例えば20 K)、すなわち接合部である程度のジュール発熱があっても冷却システムの熱負荷としては許容できるようになる。また、極低温下では比熱が温度の3乗に比例するため、運転温度を高くできれば导体自体の比熱が飛躍的に上昇する。すなわち熱的安定性が高まるため、LTS (液体ヘリウムや超臨界ヘリウムによる冷却によって安定化) で問題になるような非定常発熱によるクエンチ発生リスクを大幅に下げることができる。よって、万一接合部で過剰な定常発熱があった場合に備えて、接合部の定常発熱を除去する

冷却技術を開発するという工学的課題に置き換えることが可能である。トカマク炉については、米国においてITERと原型炉の間にFusion Nuclear Science Facility (FNSF) を建設して、核融合炉構成機器の核融合反応環境下における試験を行うことが計画されているが、いくつかあるFNSFの設計のうち、MITが提案している小型トカマク概念設計Vulcan[39]では、TFコイルとして着脱可能な分割型HTSマグネットを採用している。一方、ヘリカル炉については、原型炉に向けたヘリカル炉FFHR-d1[23]の概念設計において、分割型HTSマグネットの適用が検討されるようになった。原型炉クラスの核融合炉においては、超伝導マグネットに発生する強大な電磁力を確実に支持する構造材が必要である。そこで早期に導入できる分割型HTSマグネットの方式として、まずは着脱可能方式はやめてコイル製作時の1回きりの接続方式とすることが提案された[18]。この場合、ヘリカルコイル完成後の分解はできないが、巨大で複雑なヘリカルコイルを分割して製造できるだけでもヘリカル炉にとっては大きなメリットがある。これは、Heliotron-E装置やATF装置など従来の銅製ヘリカルコイルにおいて採用されたものと類似の発想である。ただし、コイルパッケージ内の导体全て (FFHR-d1の設計では390本) について間に電気絶縁も入れながら全て同時に正確に接合するには大きな技術的課題が存在する。そこで、さらに、コイルセグメント全体の接続方式はやめて、HTS导体1本ごとを接続しながらヘリカルコイルを「巻線」していく导体接続巻線方式が提案された[40]。この方法であれば、現在の技術レベルにおいても実現可能性が飛躍的に高まる。現状、FFHR-d1のHTSコイルオプションでは、导体接続方式分割型HTSマグネットをPrimary Option、着脱可能方式分割型HTSマグネットを商用炉も見据えたAdvanced Optionと考えて、開発を進めている。

ポロイダル磁場 (PF) コイルについても分割・着脱可能とすることで、トカマク炉・ヘリカル炉の双方に共通してポートの拡大、および、TFコイルやヘリカルコイルの組み立てと並行した工程を考えることが可能になる。さらに、トカマク型原型炉設計として、センターソレノイドやPFコイルをTFコイルの内部に巻線するインターリンクコイル[41]を導入する案も出されているが、分割型HTSマグネットは、このような複雑な超伝導マグネットシステムを実現させる可能性も持っている。

分割型HTSマグネットでは、冷却電力を減らす、メンテナンス効率を上げる (マグネットの冷却・昇温時間を短くする) ためには、なるべく運転温度が高いことが望ましい。一方、運転温度が上がると、1) 导体の臨界電流が下がる (出力磁場が確保できなくなる)、2) 材料の降伏応力が下がる (電磁力への耐性がなくなる)、3) 材料の熱伝導率や熱拡散率が下がる (クエンチ発生時に冷却が難しくなる)、4) 材料の抵抗率、接合抵抗が上がる (ジュール損失が大きくなる)、などの欠点もある。原型炉に向けたヘリカル炉設計では、上記を踏まえて20 K程度の運転温度を想定しており、ヘリウムガス (20 K程度)[24]や液体ネオン (27 K)[42]などによる冷却案が出されている。一方、Vul-

can のような小型トカマク炉では、サブクール液体窒素 (65 K) や窒素と酸素の共融混合物 (55 K) を使った冷却案もある [43].

3.2 高温超伝導導体の機械的接合法

分割型 HTS マグネット 実現に向けて、2000 年より東北大学において、HTS 線材および第 2 節にて解説された単純積層導体の機械的接合法の研究開発がなされてきた。始めの 10 年間の研究開発では当時、実用販売がされていた Bi-2223 線材を用いていたが、Y 系線材が実用販売されている最近では、核融合炉応用を見据えて Y 系線材を用いた研究開発が中心である。また 2010 年以降は、NIFS や MIT とも連携しながら研究開発を行っている。図 5 にこれまで提案してきた機械的接合法を示す。図 5 (a), (b) の機械的ラップジョイント [44-46]、ブリッジ式機械的ラップジョイント (機械的ブリッジジョイント) [25, 27, 28, 47] では、導体内の HTS テープの表面同士を機械的に接合する。図 5 (c) の機械的バットジョイント [48-50] では、導体の端面同士を機械的に接合する。また図 5 (d) の機械的エッジジョイント [50, 51] では、導体の側面同士を機械的に接合する。

テープ状の HTS 線材を接続する際には、はんだ接合、拡散接合、機械的接合など接合法の種類にかかわらず、ラップジョイントやブリッジジョイントを用いるのが一般的である。これは、ラップジョイントが接合面積を容易に大きくできるという特長を有しているためである。しかしながら多層の導体に対して機械的ラップジョイントを適用した場合には、各層の厚さの微妙な違いや重なりによる接触圧力分布の不均一性や応力集中による線材劣化の発生の可能性がある [27]。接触圧力の不均一性の問題については、インジウム箔を接合面に挿入することで解決が図れる [47]。また、ラップジョイントでは導体を構成する線材の数だけ接合面が存在するため、コイルセグメントを着脱可能とする分割型 HTS マグネットに適用するよりも、導体 1 本 1 本を接続する導体接続巻線方式の分割型 HTS マグネットに適用するのが現実的である。図 6 に導体接続巻線方式の分割型高温超伝導ヘリカルコイルの概念図を示す。導体接続部において Y 系線材は機械的ブリッジジョイントで接続する。これは、片面のみに導電層を有している Y 系線材 (第 2 節参照) の向きを全ての導体セグメントで統一し、導体セグメントおよび導体接続部の製造・施工を簡易にするための案である。Y 系線材を機械的ブリッジジョイントで接

続した後に、銅ジャケット、ステンレスジャケットを配置し、ステンレスジャケットを溶接することで、電磁力に対する引張強度をもたせる設計になっている。導体接続巻線方式は、完成後にマグネットの分解はできないが、線材接続部の歩留まり向上のために、接続時に非破壊検査を行い、線材接続のやり直しを行うことも視野に入れている。すなわち、製造時の導体接続部の着脱は必要になる可能性もある (接続部非破壊検査については第 5 節で述べる)。先述の通り、接触圧力均一化のために接合面にはインジウム箔を挿入するが、塑性変形したインジウム箔がある程度の接着力をもっているために、接合部解体時には層状構造をしている Y 系線材に剥離方向の力が働く。Y 系線材は剥離方向の力に弱いため、機械的ラップジョイントを着脱可能とするためには、線材の剥離を起こさずに、接合面のみをはがす手法の開発が必要である。現状では、接合部の温度を上げることで、インジウム箔を軟化させて、解体時の剥離方向の力を抑制することも検討している。第 2 節で解説した 100 kA 級 HTS 導体の接続サンプルでは、機械的ブリッジジョイントを採用しており、100 kA 通電時に $\sim 2 \text{ n}\Omega$ の接合抵抗を得た [28]。これは、1 層の機械的ブリッジジョイントの試験 [47] から予測した抵抗とよく一致しており、大型導体においても機械的ブリッジジョイントによる低抵抗が実証されたことを表している。この結果をもとに FFHR-d1 のヘリカルコイルにおいて約 8000 箇所となる導体接続部のジュール発熱の除去に必要な冷凍機の動力を見積もると 5 MW 程度となり、接合部のない LTS コイルオプションにおいて見積もられる動力 30 MW よりも十分に小さな値とすることができる [28]。

機械的バットジョイントや機械的エッジジョイントの場合、機械的ラップジョイントとは異なり、接合抵抗を低減させるためには安定化材を厚くする必要がある [50]。例として図 7 に Y 系線材の機械的バットジョイントにおける電流経路を示す。機械的バットジョイントの場合、接合面角度を調整することで接合面積を変え、機械的エッジジョイントの場合は接合長を大きくすることで接合面積を大きく

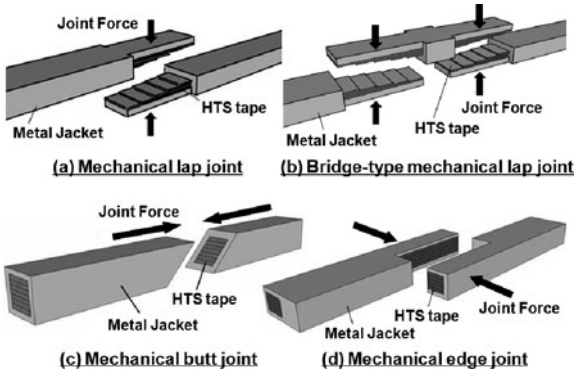


図 5 高温超伝導導体の機械的接合法 [42].

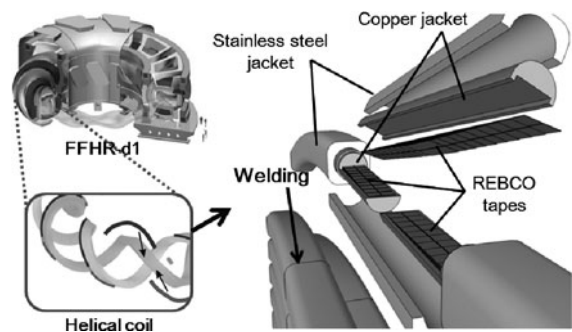


図 6 導体接続製造巻線方式ヘリカルコイル [46].

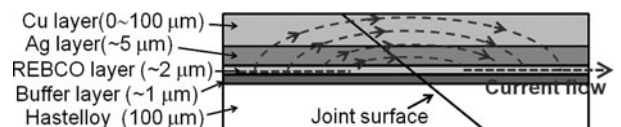


図 7 機械的バットジョイントにおける電流経路 [42].

する。層数がある程度多い導体においては機械的エッジジョイントによる抵抗は、機械的ラップジョイントのそれを下回る[51]。機械的バットジョイント、機械的エッジジョイントともに、接合面の着脱時には、Y系線材を用いた場合でも、線材の剥離方向には力が働かないという利点を有する。コイルにした際のフープ力（電磁力）を考慮した場合、機械的バットジョイントにはフープ力が接触圧力を低減する向きに働くため、他の2つの接合法に比べて電磁力支持が難しいといった欠点がある。機械的バットジョイントについては、Bi-2223線材およびY系線材を用いた1kA級の銅ジャケット付単純積層導体を用いた接合試験が行われており、Bi-2223導体では140nΩ[49]、Y系導体では590nΩ[50]の接合抵抗を達成している。また、小型ではあるが、2ターン、機械的バットジョイント接合部4か所の分割型高温超伝導マグネットプロトタイプ（Bi-2223線材使用、通電電流250A）を製作して着脱試験を行った例もある[48]。機械的エッジジョイントについても、1kA級の単純積層Y系導体を用いて接合長50mmのサンプルを製作し、試験を行った。この実験では、80nΩの接合抵抗を達成しており[50]、これを100kA級導体に拡張した場合には~1nΩの接合抵抗を実現できると考えられる。

図8に東北大学におけるHTS導体の機械的接合法の開発進展状況をまとめたグラフ（通電電流と接合抵抗の関係）を示す。およそ15年の研究期間を経て、達成電流は10⁴倍に向上し、接合抵抗は10⁻⁵倍に低減した。2012年の飛躍的な性能の向上は、東北大学とNIFSの大型HTS導体およびその接続技術の共同開発が本格的に始まったこと、すなわち両者の技術が統合されたことによるものである。

4. 接合部での局所熱流束の除去技術

分割型高温超伝導マグネットでは、接合抵抗がゼロではないため、接合部においてジュール発熱が存在する。したがってマグネット全体に発生する核発熱に加えて接合部で局所的に生じるジュール発熱を除去する冷却技術を構築しておくことは重要である。特に、着脱可能方式では運転による電磁力の印加状況等によって接合抵抗が設計値より大幅に高くなる可能性もあるため、強力な冷却方式が必須である。また、HTS導体では、運転温度を高くした場合に、比熱が上昇する一方で熱伝導率が低下するため、熱拡

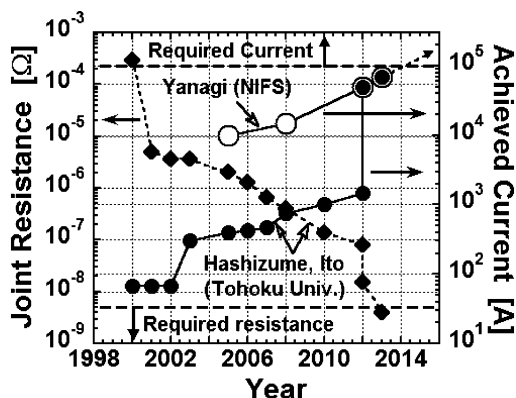


図8 機械的接合法の開発進展状況[42].

散率が下がる。すなわち、高温超伝導マグネットでは、クエンチは発生しにくい、発熱部で万一クエンチが生じた場合、その部分の温度が周囲に伝わりにくいため温度上昇が大きく、適切にコイル電流の遮断を行わないとコイル損傷を引き起こす可能性がある。万一、接続部の施工に不具合があった場合、他の導体部分に比べて定常的に温度が高い状況になることが考えられるため、そうした接合部がコイル損傷に至るクエンチの引き金になる可能性も考えられる。高温超伝導マグネットの冷却方法としては、ヘリウムガス冷却[24]や自励振動式ヒートパイプ[52]などの適用も検討されているが、本節では、東北大学で提案している金属多孔質体と極低温液体冷媒を用いた冷却システム[42, 53, 54]の基本概念と開発状況について解説する。

金属多孔質体は、大きささまざまな孔をもつ金属の総称である。ダイバータ冷却を目的に研究されてきた水とブロンズ粒子焼結金属多孔質体を用いた冷却システムの研究の例[55]では最大で25 MW/m²の除去に成功したことが報告されている。金属多孔質体を用いた冷却システムは、1)伝熱面積拡大によるフィン効果が期待できる、2)毛細管作用により気相領域へ液相の供給が促進され膜沸騰遷移の抑制が期待できる、すなわち核沸騰を利用した潜熱輸送を利用できる、といった利点がある。これらの特長により、金属多孔質体を用いた場合には、低流量（低ポンプパワー）での高熱流束除去が可能である。極低温冷媒は、沸騰潜熱が小さく膜沸騰に遷移しやすいため、金属多孔質体を利用した沸騰伝熱促進は、接合部で高熱流束が発生した場合に有効であると考えられる。

極低温冷媒と金属多孔質体を用いた冷却システムの開発のために、東北大学では、液体窒素と金属多孔質体を用いた冷却システムの除熱特性評価を行っている[42, 53, 54]。図9に得られた気孔率0.29のブロンズ粒子焼結多孔質体を用いた実験結果の例を示す。液体窒素のプール沸騰の場合の限界熱流束は0.16 MW/m²程度であり、それを大きく超える熱流束の除去が核沸騰領域で可能である。また、通常の沸騰曲線では、核沸騰限界点を越えた後に膜沸騰に遷移して、壁面過熱度が急上昇するが、金属多孔質体を用いた場合は、核沸騰限界点を越えた後の膜沸騰が抑制されるため、接合部を起点とするクエンチ時の高熱流束除去に効果

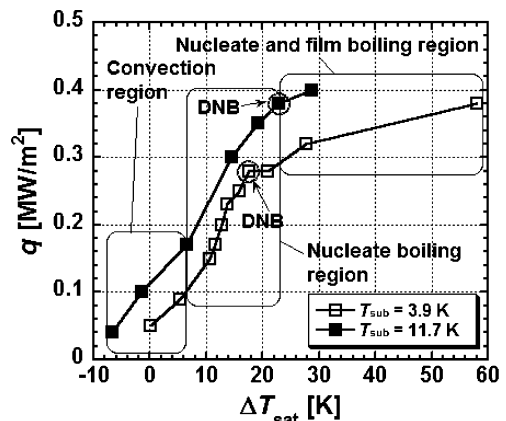


図9 ブロンズ多孔質体を用いた場合の液体窒素沸騰曲線[42].

があると考えられる。先述の通り、分割型高温超伝導マグネットの運転温度域は20 K程度とされており、この温度域で冷媒として使えるのは液体水素と液体ネオンである。今後は複数の冷媒を用いた実験結果から、伝熱相関式を構築し、想定される冷媒を用いた場合の冷却性能を予測する必要がある。

着脱可能方式の場合、流路もコイルセグメントごとに分割しなければならないが、流路の接続と導体の接続の双方を成立させるには技術的な課題が大きい。流路についてはセグメントごとに完結させた構造にする必要がある。こういった状況では、曲がり管を多く含むような複雑流路を用いる必要がある可能性もある。平滑管単相流で高い熱伝達率を達成するために高流量にした場合、冷却流路のエロージョンや流動励起振動などが懸念されるが、金属多孔質体を用いた場合は、圧力損失は大きいものの低流量で冷媒を流せるため、接合部における流路分割構造を達成するのに適していると考えられる。

5. 分割型高温超伝導マグネットの展望と超伝導機器応用

本節では、機械的接合法や冷却システム以外の分割型HTSマグネットに関する設計・技術開発状況や展望を示す。また、本法の超伝導機器への応用についても示す。

5.1 構造設計と接合部強度評価

分割型高温超伝導マグネットでは、電磁力によりHTS導体の機械的接合部にひずみ・変位が生じ、接合抵抗の上昇、接合部の脱離が起こる可能性がある。したがって、分割型HTSマグネットの全体設計を考える際には、接合部構造を担保するための構造設計が必要となる。分割型HTSマグネットの適用が検討されているFFHR-d1設計活動においては、各種コイルオプションや構成機器の配置に対して、構成材料や支持構造を最適化する必要がある。そのため、これまで超伝導導体部分の等価剛性を複合則で求め、超伝導マグネット支持構造物全体の機械的挙動を評価[56]してきたものから、超伝導導体の詳細な構造を考慮し、コイル断面、およびマグネット支持構造全体のモデル化と解析を一貫して行うことができるマルチスケール解析手法によって検討が進められている[46]。特に導体接続巻線方式の分割型HTSヘリカルコイルを採用する場合には、コイルを連続体として扱い、接合部に必要な機械強度に関する議論をすることが可能と考えられる。HTSコイルオプションの導体設計案を適用してマルチスケール構造解析を実施した例[46]では、巻線方向に0.145%の引張りひずみ、HTSテープ線材を積層している断面領域に32 MPaの面内せん断応力が発生する（ヘリカルコイル断面を横にずらす方向の電磁力が働いたため）という解析結果が得られている。導体接続巻線方式に適用予定の機械的ラップジョイント（接合面にインジウム箔挿入）の引張試験を行った結果では、接合部の引張強度はY系線材の不可逆ひずみ0.4~0.6%を引き起こす引張応力よりも十分に高いことが示されている。また、接合時の接触圧力50 MPaを加えた状況で接合部のせん断強度は40 MPa程度と見積もられており、構造解

析結果と比較すると適用可能な値となっている。しかしながら、安全率等を踏まえるとさらなる強度向上、もしくはせん断応力を下げる導体構造の最適化が必要である。

一方、着脱可能方式の分割型高温超伝導マグネットの場合、1)コイルセグメントを接合する際の接触圧力を加える構造を追加で配置する必要がある、2)導体接続巻線方式とは異なり導体ジャケット部は溶接接続をしないため、補強のために通常の核融合炉用マグネットに比べて多くの支持構造材が必要となる、3)コイルを着脱するための空間確保、周りの支持構造を含めた分割設計とコイル交換シナリオの確立が必要である、などのより複雑な設計を要求される。

5.2 接合部非破壊検査手法の開発

HTS導体の接合技術は着実に向上しており、現時点では、 $\sim 2 \text{ n}\Omega$ という実機に適用可能な試験結果も得られている。しかしながらその一方で、現状の技術では、同様に接合を行ったとしても、冷却後測定された接合抵抗の値には少なからず差が生じてしまう場合があることもまた事実である。実際に核融合炉用マグネットの製作技術としての適用を想定した場合、冷却後の通電試験により接合性能を確認する必要があるということは極めて大きなデメリットであると言わざるを得ず、よって、冷却後の接合抵抗を、冷却前の常伝導の状態において、評価・予測するための技術が不可欠である。しかしながら、この際に課題となるのが、導体および接合部を構成する超伝導体の物性値が超伝導状態と常伝導状態とで大きく変化し、電流の経路が大きく異なったものとなることである。したがって、常伝導状態において測定された接合部の電気抵抗と、超伝導状態での接合抵抗の値を直接関連付けることは困難である。そのため、現在、電磁/超音波/放射線などを用いた常伝導状態における接合部の検査結果と、超伝導状態での接合抵抗の値とを相関づける試みが東北大学で行われている。現状、常温における接合部のインピーダンスの比較的高い周波数特性と冷却時の接合抵抗との相関を示唆する試験結果が得られており、また超音波を用いた測定においても、100 MHz近い高周波を用いることで部位によっては接合部からの反射波が確認されている。図10は接合部のX線CTによる測定結果であるが、確かに接合部は内部で不均一であることが確認でき、現在画像解析による不均一性および接合部での材料分布の定量化を進めている。今後は各種非破壊検査手法の適用性の更なる検討および試験結果を総合

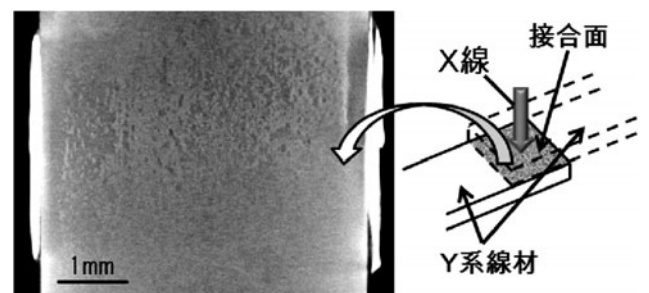


図10 Y系線材を用いた機械的ラップジョイントの接合部CT測定試験結果例。

的に評価することで、冷却時の接合部抵抗を、常伝導状態において非破壊的に評価する技術を構築する予定である。

5.3 他の超伝導機器への応用

HTS コイルは核融合炉以外でも、モータ、変圧器、加速器（医療用および核破砕用）、核磁気共鳴装置（NMR）、核磁気共鳴画像法（MRI）、超伝導磁気浮上システム（超伝導リニア）、直流・交流送電ケーブル、超伝導電力貯蔵システム（SMES）、限流器、風力発電機、電磁推進船など、他分野に渡って応用が検討されている。これら超伝導機器のうち、特に高精度を求められる機器（NMR など）は永久電流モードで運用されるため、ゼロ抵抗の接続が必要である。一方、直流・交流送電ケーブルなど大規模なインフラ関係の超伝導機器の接続には一般的にはんだ接合が用いられており、ある程度の低抵抗を実現すればよいことになる。東北大学で開発してきた HTS テープの機械的接合と、HTS テープのはんだ接合の接合抵抗を比較してみると同等であるため、直流・交流 HTS 送電ケーブルの簡易接続・保守のために機械的接合法が適用できる可能性もある。また、SMES にはいくつかの種類があるが、ヘリカル炉と同様にヘリカルコイルを用いる形式もあり、大型の SMES 施設を建設するために、ヘリカルコイルの分割製造で培った技術が応用できる可能性もある。HTS 線材の開発は順調に進んでいるところであるが、低コストで高性能な長尺線材の開発にかなりの苦労を強いられていることも事実である。分割型 HTS マグネットの技術を用いれば短尺で高性能な HTS 線材を大量生産するという形式も採用できるため、長尺線材では実現できない新たな応用機器が開発できる可能性にも期待したい。

6. おわりに

本解説では、原型炉や商用炉など次世代の核融合炉建設の際のブレークスルーとなりうる分割型 HTS マグネットについて、重要要素となる HTS 導体、機械的接合法、冷却システムなどの開発状況について紹介するとともに、その展望について述べた。ITER は2020年頃には運転を始めることが予定されており、我が国の核融合炉開発も次の原型炉に向けて走り始めている。ITER 技術を元にした原型炉設計、各種技術開発が進んでいるところであるが、様々な壁にぶつかっていることも事実であり、分割型 HTS マグネットのような革新的な技術が原型炉を実現し、商用核融合炉を将来の世代に残す礎となってくれることを期待する。

謝辞

東北大学における HTS 線材・導体の機械的接合法および冷却技術の研究については、北島純男博士、結城和久博士（現山口東京理科大学）、八木賢治郎氏、山内毅氏、高見正平氏、山本裕子氏、加藤喬之氏、茂庭圭介氏、坂下武志氏、内田美子氏、奈良圭祐氏、大日方達也氏、川井健司氏、丹野裕介氏、清野祐太郎氏、梶山英也氏、陳偉熙氏、西尾樹氏の協力をいただきました。また、核融合科学研究所における 100 kA 級 HTS 導体試験の遂行については、濱口真

司博士、三戸利行博士、今川信作博士、野口博基技官、夏目恭平博士（現日本原子力研究開発機構）をはじめとして、核融合科学研究所 装置工学・応用物理研究系、および、核融合工学研究プロジェクトのメンバーの方々に協力を頂きました。

本解説論文で紹介している研究成果の一部は、科研費 12680487, 15360487, 18360440, 19760593, 23246159, 23686132, 26220913, 26420849, 核融合科学研究所運営費交付金 NIFS11UFAA005, および、核融合科学研究所一般共同研究 NIFS06KCAA016, NIFS10KECF003, NIFS13KECF010の助成を受けて得られたものです。

参考文献

- [1] H.Hashizume *et al.*, J. Plasma Fusion Res. Ser. 5, 532 (2002).
- [2] L. Bromberg *et al.*, Fusion Eng. Des. 54, 167 (2001).
- [3] 柳 長門 他：プラズマ・核融合学会誌 89, 374 (2013).
- [4] 小川雄一 他：プラズマ・核融合学会誌 82, 807 (2006).
- [5] Y. Ogawa *et al.*, J. Plasma Fusion Res. 79, 643 (2003).
- [6] S. Mizumaki *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 16, 918 (2006).
- [7] T. Isono *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 13, 1512 (2003).
- [8] Y. Shiohara *et al.*, Physica C 468, 1498 (2008).
- [9] K. Natsume *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4601104 (2014).
- [10] F. Dahlgren *et al.*, Fusion Eng. Des. 80, 139 (2006).
- [11] T. Ando *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 14, 1481 (2004).
- [12] N. Yanagi *et al.*, Plasma Fusion Res. 9, 1405013 (2014).
- [13] W. Goldacker *et al.*, Supercond. Sci. Technol. 22, 034003 (2009).
- [14] M. Takayasu *et al.*, Supercond. Sci. Technol. 25, 014011 (2012).
- [15] D.C. van der Laan *et al.*, Supercond. Sci. Technol. 22, 065013 (2009).
- [16] D. Uglietti *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4800704 (2014).
- [17] G. Celentano *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4601805 (2014).
- [18] G. Bansal *et al.*, Plasma Fusion Res. 3, S1049 (2008).
- [19] G. Bansal *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 18, (2008), 1151.
- [20] S. Imagawa *et al.*, Nucl. Fusion 49, 075017 (2009).
- [21] K. Takahata *et al.*, Fusion Eng. Des. 82, 1487 (2007).
- [22] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. 87, 594 (2012).
- [23] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 2114 (2014).
- [24] N. Yanagi *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4202805 (2014).
- [25] S. Ito *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4602305 (2014).
- [26] Y. Terazaki *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. 24, 4801305 (2014).
- [27] S. Ito and H. Hashizume, IEEE Trans. Appl. Supercond. 22, 6400204 (2012).
- [28] S. Ito *et al.*, Plasma Fusion Res. 9, 3405086 (2014).
- [29] N. Yanagi *et al.*, Proc. IAEA Fusion Energy Conference 2014, FIP/P8-21.

- [30] J.R. Powell *et al.*, *Cryogenics* **20**, 59 (1980).
- [31] K. Uo *et al.*, Proc. the IAEA Technical committee meeting on plasma confinement and heating in stellarators, 687 (1984).
- [32] J.L. Luxon, *Nucl. Fusion* **42**, 614 (2002).
- [33] W. Beck, Proc. 14th IEEE/NPSS Symp. Fusion Eng., 292 (1991).
- [34] N. Yanagi *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **41**, 241 (1998).
- [35] O. Motojima *et al.*, *Nucl. Fusion* **40**, 599 (2000).
- [36] K. Uo *et al.*, Proc. 14th Symposium on Fusion Technology, 1727 (1986).
- [37] T. Horiuchi *et al.*, *IEEE Trans. Magnetics* MAG-23, 580 (1987).
- [38] A. Sagara, US/Japan WS on Power Plant Studies and Advanced Technologies (2002).
- [39] Z. S. Hartwig *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **87**, 201 (2014).
- [40] N. Yanagi *et al.*, *Fusion Sci. Technol.* **60**, 648 (2011).
- [41] H. Utoh *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **89**, 2456 (2014).
- [42] H. Hashizume and S. Ito, *Fusion Eng. Des.* **89**, 2241 (2014).
- [43] L. Bromberg *et al.*, *Fusion Sci. Technol.* **60**, 635 (2011).
- [44] S. Ito *et al.*, *Int. J. Appl. Electromagnetics Mech.* **14**, 85 (2002).
- [45] Y. Seino *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **24**, 4602105 (2014).
- [46] S. Ito *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **25**, 4201205 (2015).
- [47] K. Kawai *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **23**, 6409408 (2013).
- [48] S. Ito and H. Hashizume, *Fusion Eng. Des.* **81**, 2527 (2006).
- [49] S. Ito *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **21**, 1995 (2011).
- [50] S. Ito *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **23**, 6425423 (2013).
- [51] S. Ito *et al.*, *IEEE Trans. Plasma Sci.* **23**, 1446 (2012).
- [52] T. Mito *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **20**, 2023 (2010).
- [53] K. Moniwa *et al.*, Proc. ICEC22-ICMC2008, 329, (2009).
- [54] Y. Tanno *et al.*, *Advances in Cryogenic Eng. AIP conf. Proc.*, **1573**, 597 (2014).
- [55] K. Yuki *et al.*, *Fusion Sci. Technol.* **64**, 325 (2013).
- [56] H. Tamura *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **89**, 2336 (2014).



はしづめ ひでとし
橋爪 秀利

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻教授。高温超伝導マグネット、Flibe ブランケット、ダイバータ除熱に関する電磁構造・熱流動研究に従事。すべてをプラス側に考えて生きています。



いとう さとし
伊藤 悟

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻助教。主に核融合炉の超伝導マグネット、液体ブランケットに関する研究に従事。自身の卒論から始まった分割型高温超伝導マグネットの研究開発の進展は、私の研究者としての歩みでもあります。趣味は歴史（特に古代中国史）・バイクで出かけること。ここ数年はもっぱら子育てに奮闘中。



えばら しんじ
江原 真司

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻、准教授。核融合炉工学および原子炉工学の熱流体工学研究に従事。日課の犬の散歩に加え、最近は薪割りという新しい労働を自らに課し、鍛錬の日々を送る。



ゆさ のりたか
遊佐 訓孝

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻准教授。専門は非破壊検査工学、信頼性評価工学。



やなぎ ながと
柳 長門

自然科学研究機構 核融合科学研究所 装置工学・応用物理研究系 教授。大型ヘリカル装置の超伝導マグネット建設よりLHD プロジェクトに参画。現在は、ヘリカル型核融合炉 FFHR の設計研究および工学 R&D に従事。先進の酸化物系高温超伝導線材を核融合炉用マグネットに適用することを提唱、100 kA 級導体開発を推進。高温超伝導・磁気浮上列車の「大道芸」に磨きをかけ、サイエンス・コミュニケーション活動も展開。



たむら ひとし
田村 仁

核融合科学研究所・核融合システム研究系・准教授。ヘリカル型核融合炉超伝導マグネットシステムの構造解析及び炉内/炉外機器の組立・保守に関する研究に従事。最近では 3D-CAD と 3D プリンタを使ってヘリカル構造を色々な視点から眺めている。趣味はテニス。2年前からホームストリンガー。あと2年程でマシンの元が取れそう。



てらざき よしろう
寺崎 義朗

総合研究大学院大学物理科学研究科核融合科学専攻五年一貫博士課程4年。日本学術振興会特別研究員。2011年 佐世保工業高等専門学校専攻科修了。専門分野は超伝導工学で、研究テーマはヘリカル型核融合炉に適した大電流高温超伝導導体の開発研究。体力をつけようと昨年からはランニングを始めました。現在長期休憩中、再開未定。



さがら あきお
相良 明男

仁科研での中性子工学から、プラ研での極高真空工学と最表面物理、イオンビーム解析と照射材料物性、CHSでのPWIからNIFS/LHDでの高熱流とPWIを経て炉設計に至るも、未だ学成り難し。近頃はもっぱら記憶に残る味に活路を見いだしつつあり。