

ITER 超伝導コイル用導体の調達状況 — 模擬導体の製作 —

Procurement status of ITER superconducting coil conductor – Fabrication of dummy conductor –

濱田 一弥, 高橋 良和, 磯野 高明, 布谷 嘉彦, 松井 邦浩, 名原 啓博, 辺見 努, 吉川 正敏, 河野 勝己, 押切 雅幸, 堤 史明, 宇野 康弘, 小泉 徳潔, 中嶋 秀夫, 奥野 清(原子力機構); 松田 英光, 矢野 嘉孝(新日鉄エンジニアリング)
 HAMADA Kazuya, TAKAHASHI Yoshikazu, ISONO Takaaki, NUNOYA Yoshihiko, MATSUI Kunihiro, NABARA Yoshihiro, HEMMI Tsutomu, YOSHIKAWA Masatoshi, KAWANO Katsumi, OSHIKIRI Masayuki, TSUTSUMI Fumiaki, UNO Yasuhiro, KOIZUMI Norikiyo, NAKAJIMA Hideo, OKUNO Kiyoshi(JAEA); MATSUDA Hidemitsu, YANO Yoshitaka(NSC-ENG)
 E-mail: hamada.kazuya@jaea.go.jp

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(原子力機構)は、国際熱核融合実験炉(ITER)の日本の国内実施機関として、トロイダル磁場(TF)コイル用導体の調達を担当している。導体は、直径0.8mmのNb₃Sn超伝導素線900本、銅線522本を撚り合せて、直径43.7mm、肉厚2mmのステンレス保護管(ジャケット)に収めた構造であり、長さは430m及び760mである¹⁾。導体の調達は2008年から開始された。導体製作作業は新日鉄エンジニアリング(株)が受注し、2009年12月に導体製作装置²⁾が完成した。超伝導導体の製作開始に先立ち、ITER機構(IO)との調達取決めに従って、導体の製造技術を実証するために、760mの銅撚線を用いて模擬導体を製作した。

2. 導体の製作方法

導体は以下の工程で製作される。

- (1) 長さ13mのジャケット(低炭素型316LN、外径48mm、肉厚1.9mm)をTIG溶接により突合せ溶接し、430m又は760m長のジャケットを組み立てる。
- (2) 撚線(外径41.6mm)をジャケットに引き込む。
- (3) 撚線入りのジャケットの外径を43.7mmに圧縮成型(コンパクション)しながら、直径4mの巻枠に巻き取る。

3. 模擬導体の製作

溶接施工法確認試験、撚線の引込み、コンパクション/巻取りの各工程は特に重要である。このため、模擬導体製作を実証試験と位置付け、作業要領書に従って作業を行い、技術要求を満たすことを確認した。また撚線の引込み、コンパクション/巻取り作業にはIOの担当者が立ち会い、製造設備や作業手順を確認した。

1) 溶接施工法確認試験及び模擬導体ジャケットの溶接

突合せ溶接は、溶接材なしで自動周溶接機を用いて1パスで行う。溶接部は完全溶込みである。溶接部内面の溶接変形や溶接ビードが撚線の引込み時の抵抗となることを避けるため、溶接部の突出を最小(ジャケット内面を基準に突出高さを+0.1mm以下)にする溶接条件を選定するとともに、導体製作における冷間加工を模擬して溶接部にリークや割れが生じないことを確認した。また、溶接サンプルの4Kでの耐力を測定し、技術仕様(950MPa)を満たすことを確認した。これにより模擬導体のジャケット溶接を開始した。各溶接部は放射線透過試験、浸透探傷試験、部分ヘリウムリーク試験、内外面の目視検査により健全性を確認した。

2) 撚線の引込み

図1に撚線の引込み長さ及び引込み力の関係の測定結果を示す。最大引込み力は32kNであり、撚線単位長さ当たりの引込み力は42N/mであった。類似の導体であるTFモデルコイル導体では、200m撚線の引込みにおいて40N/mが観測され³⁾、今回とはほぼ同じであった。一方、350m付近を超えると引込み力の傾きが急になり、模擬導体以降の導体製作においても同様の現象が観測された。この原因として、ジャケット内で撚線が長いピッチで蛇行し、ジャケット内壁に押し付けられ摩擦力が大きくなった可能性が考えられる。

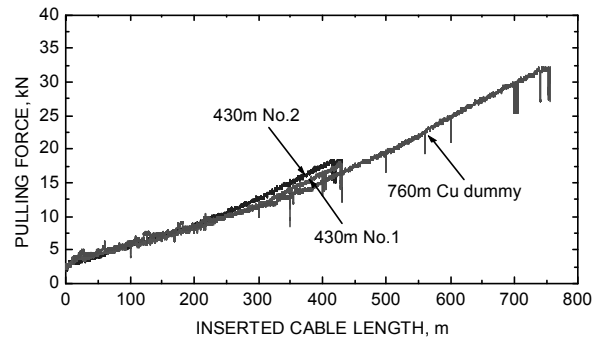


Fig. 1 Measured pulling force as a function of cable length

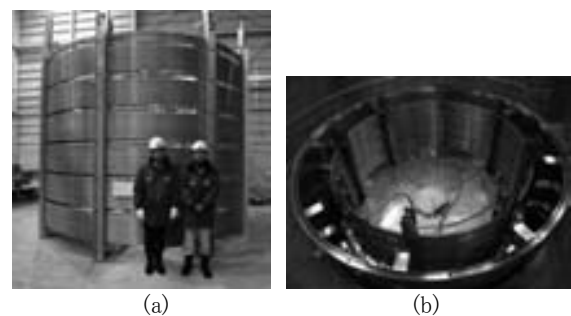


Fig. 2 760m dummy conductor (a) and 430m superconducting conductor in vacuum chamber for helium leak test (b)

3) コンパクション/巻取り

コンパクション装置で圧縮成型加工しながら導体を巻き取り、断面寸法を測定した。その結果、コンパクション直後の仕様値43.7+/-0.2mmを満たし、巻き取った後においても目標値である43.7+/-0.3mmを達成した。最後にヘリウムリーク検査、浸透探傷試験、耐圧気密及び圧力損失測定を行い、すべて合格した。完成した模擬導体を図2(a)に示す。

4. まとめ

TFコイル用導体の調達を担当する他極(EU、ロシア、中国、韓国、米国)に先駆けて、760mの銅模擬導体を製作し、製造に必要な要領書を完成させ、超伝導導体(図2(b))の製造を開始した。すでに2本の模擬導体及び3本の超伝導導体を製作し、そのうち、模擬導体2本、超伝導導体1本がTFコイル巻線R&Dを担当する東芝京浜事業所に搬入された。

参考文献

1. Y. Takahashi, et al.: Abstracts of CSJ Conference, Vol. 81 (2009) p.49
2. K. Matsui, et al.: Abstracts of CSJ Conference, Vol. 81 (2009) p.50
3. A. della Corte et al., "Successful completion of the conductor manufacture for the ITER TF model coil," Proc. 20th SOFT(1998) pp. 841-844

ITER TF 超伝導コイル用 Nb₃Sn 素線の品質管理

Quality control of Nb₃Sn superconducting strand for ITER TF coil

名原 啓博, 布谷 嘉彦, 磯野 高明, 小泉 徳潔, 濱田 一弥, 松井 邦浩, 辺見 努,
 押切 雅幸, 宇野 康弘, 関 秀一, 伊藤 祥人, 吉川 正敏, 高橋 良和, 中嶋 秀夫(原子力機構)
 NABARA Yoshihiro, NUNOYA Yoshihiko, ISONO Takaaki, KOIZUMI Norikiyo, HAMADA Kazuya, MATSUI Kunihiro,
 HEMMI Tsutomu, OSHIKIRI Masayuki, UNO Yasuhiro, SEKI Syuichi, ITO Sachito, YOSHIKAWA Masatoshi,
 TAKAHASHI Yoshikazu, NAKAJIMA Hideo (JAEA)
 E-mail: nabara.yoshihiro@jaea.go.jp

1. はじめに

国際熱核融合実験炉 (ITER) の日本の国内実施機関として、原子力機構は日本分担分であるトロイダル磁場 (TF) コイル用 Nb₃Sn 素線の 25%、中心ソレノイド (CS) 用 Nb₃Sn 素線の 100% を調達する。TF 用素線は素線長で約 23,000km、CS 用素線は約 26,000km にも及び、大量に製作される素線の品質管理が重要となる。本報告では TF 用素線の調達で行った導体サンプル性能試験と素線性能試験の結果について示す。

2. 導体サンプル性能試験結果

TF 用素線はこれまで 2 社から調達し、順次、撚線工程及びジャケットティング工程に進んでいる。調達する素線が TF コイル用導体の要求性能を満たすことを示すため、調達初期の各社の素線を用いて長さ約 3.6m の導体を製作し、ポールシェラー研究所のサルタン試験装置を使用して導体性能を評価した。この試験で、TF コイルの定格運転条件 (通電電流 68kA、最高磁場 11.8T) での分流開始温度 T_{cs} が合格基準の 5.7K 以上になることを示す必要がある。ITER 運転時の機械的負荷を模擬するために、TF コイル運転時に発生する 11.8T の磁場下で、定格電流 68kA までの繰り返し通電後に適宜 T_{cs} を測定し、導体性能の低下度合いを評価した。各サイクル後の T_{cs} を Fig.1 に示す。 T_{cs} は初期に 2 社それぞれ 6.47K と 6.26K、繰り返し通電を経て徐々に低下し、1000 サイクル後に 6.22K と 6.02K になった。その後、一旦サンプルを室温まで昇温して再冷却した後の T_{cs} は 6.12K と 5.96K となり、TF コイル用導体に要求される性能を満足することを実証した。また、この T_{cs} の低下度合いは、これまでに行われた欧州や米国などの導体サンプルの試験結果とほぼ同じであった。

3. 素線性能試験結果

素線の製作は、導体サンプル性能試験で使用した素線と同じ製造プロセスで行われるものの、素線性能にバラつきが生じ得る。このバラつきを管理し、安定した品質の素線を製作するため、ITER では統計的プロセス管理 (Statistical Process Control: SPC) を採用している。具体的には、臨界電流 I_c に関しては、素線を 100km 製作後に平均値 $I_{c,ave}$ と標準偏差 σ を算出し、その後の I_c を $I_{c,ave} \pm 3\sigma$ の範囲に管理する。さらに、760km 製作した時点で再び $I_{c,ave}$ と σ を算出して、管理値を固定する。760km 製作後の $I_{c,ave}$ と σ は、A 社が 234.2[A], 5.5[A]、B 社が 228.5[A], 7.7[A] であった。これまでに TF 用素線は日本分担分の約 4 割の調達が完了しており、この臨界電流 I_c のヒストグラムを Fig.2 に示す。両社はほぼ同等の分布になった。また、Fig.3 にビレット毎の I_c の推移を示す。両社ともほぼ全ビレットで $I_{c,ave} \pm 3\sigma$ の範囲内に収まっており、これまで安定した品質の製作が実現されている。なお、上限を超える I_c が僅かにあるが、これらは統計的分散の結果として許容される。

4. まとめ

TF 用素線は日本分担分の約 4 割の調達が完了した。調達初期の素線を用いて導体サンプルを製作し、TF コイル用導体の要求性能を満たすことを実証した。また、大量生産に

においても臨界電流などの素線性能は安定しており、今後の素線調達も順調に進むことが期待できる。

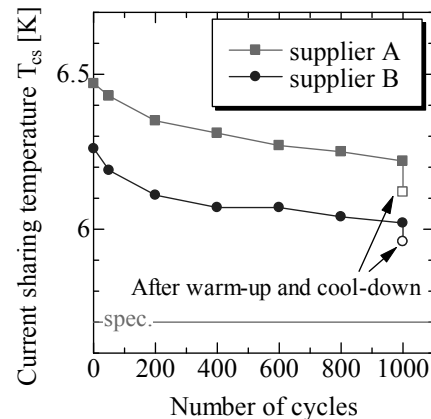


Fig.1 Current sharing temperature of TF conductor sample against cycle-number and after warm-up & cool-down each supplier

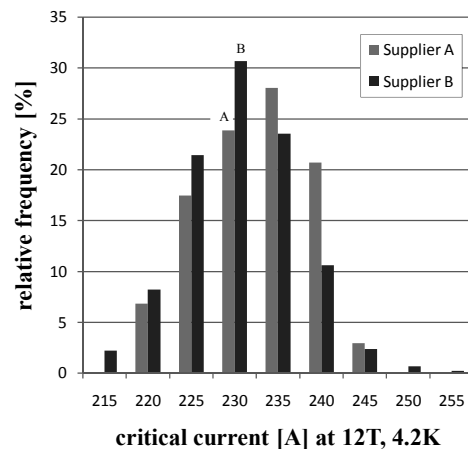


Fig.2 Histogram of critical current each supplier

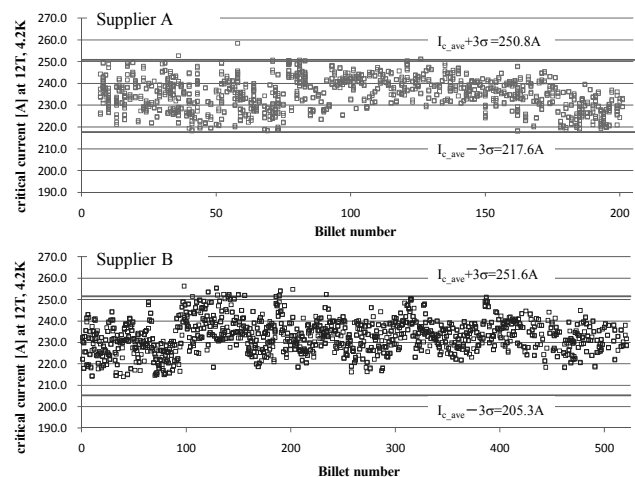


Fig.3 Critical current against billet number each supplier

ITER TF コイル製作に向けた試作の進捗 Status of Mock-up Trials for ITER TF Coil Procurement

松井 邦造, 小泉 徳潔, 辺見 努, 高野 克敏, 千田 豊, 清水 辰也, 中嶋 秀夫(原子力機構)
 MATSUI Kunihiro, KOIZUMI Norikiyo, HEMMI Tsutomu, TAKANO Katsutoshi,
 CHIDA Yutaka, SHIMIZU Tatsuya, NAKAJIMA Hideo (JAEA)
 E-mail: matsui.kunihiro@jaea.go.jp

1. はじめに

原子力機構は、ITER 計画における日本国内機関として、9 個のトロイダル磁場 (TF) コイルの調達を担当しており、実機コイルの製作に先駆けて製造設計、中規模及び実規模の試作をメーカーと協力して段階的に実施している[1]。2009 年には、製造設計を完了させるとともに、実規模ラジアル・プレート (RP) 用ステンレス鋼厚肉圧延材を試作した。加えて、2010 年 3 月に支給された試作用の銅ダミー及び超電導導体を用いた巻線試験に着手した。これらの試作の進捗及び結果について報告する。

2. RP 製作試験

RP は高さ約 13m, 幅約 8m の D 型のステンレス鋼製の大型構造物で、その上下面に熱処理をした導体を挿入するための溝を加工する[1]。一方、TF コイルの製作工程から、RP は並行して製作する必要があるが、このように大きな RP を加工できる NC マシンの台数に限りがあり、複数区間に分割して、各 RP セグメントを並行して製作し、それらを溶接して 1 枚の RP とする計画である[2]。他方、RP に加わる応力には分布があり、低応力部の RP セグメントには、加工性に優れた低耐力の鋼材を使用して、合理化を図る計画である。

従って、RP セグメント用の板材は、窒素濃度の異なる 3 種類のステンレス鋼(窒素の濃度 0.15~0.22%, 0.10~0.17%, 0.05~0.12%)とし、その厚さは約 140mm, 幅は約 2m, 長さは約 4m とした。このような圧肉ステンレス鋼材の製作方法としては、圧延と鍛造が考えられる。日本と EU は、これらの製造方法を分担して検証することとしており、日本は圧延で計 6 枚の板材を試作した。

Fig.1 に試作した圧延材の一例を示す。各圧延材の製造過程において化学成分を検査し、所定の成分を満足していることを確認し、また、超音波探傷試験では欠陥が観測されなかった。今後、原子力機構で 4K における機械試験等を実施し、RP 用厚肉ステンレス鋼圧延材の品質を確認する。

3. 巻線試験

TF コイルの巻線が D 型であるため、その巻線では、導体の曲率を所定の場所で所定の曲率に曲げる必要がある。RP 溝の制限から、曲率の変更点は導体長に換算して、0.01% のオーダーで管理する必要がある[3]。原子力機構では、このような高精度の巻線を行えることを検証するために、模擬導体を用いて、巻線試験を実施し、このような高精度の巻線が可能なることを単体の巻線ヘッドを用いて検証した。そこで、さらに進展させて、TF コイル用導体を用いて、一連の巻線動作を 1/3 規模の巻線で実施し、巻線システムとして成立することを検証することとした。

このための模擬巻線システムの製作に着手するとともに、巻線時のダミー導体及び超電導導体の機械試験を実施した。Fig.2 に一例として、引張試験時の写真を示す。試験サンプルの両端には、試験時の撚線とジャケットに滑りを防ぐために、約 30 トンの荷重で端部拘束用具を取り付けている。Fig.3 に 3 本の模擬導体とジャケットの歪-荷重特性を示す。ダミー導体とジャケットの引張剛性は約 3 倍異なることが明らかとなり、巻線システムの検証に向けた有益なデータを入手した。



Fig. 1 Fabricated hot rolled plate for the RP segment.

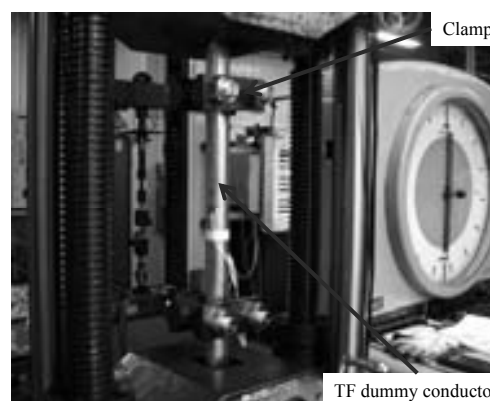


Fig. 2 Tensile testing machine and a test piece of TF dummy conductor that both end are clamped.

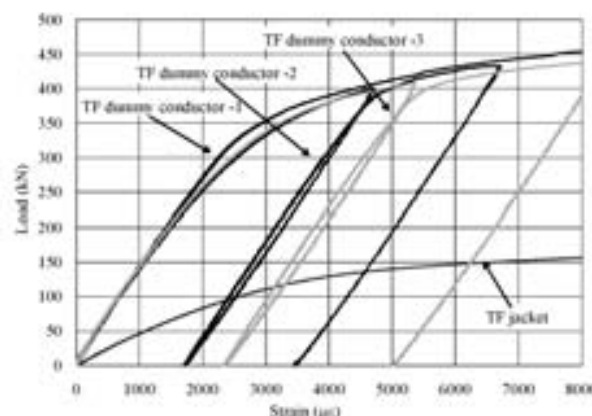


Fig. 3 Load-strain curves of three TF dummy conductors and a jacket.

参考文献

1. N. Koizumi, et al.: Abstracts of CSJ Conference, Vol. 80 (2009) p.121
2. H. Nakajima, et al.: Abstract of CSJ Conference, Vol.76 (2007) p.98
3. N. Koizumi, et al.: Fusion Engineering and Design, Vol. 84 (2009) p.210

熱間等方加圧によるITER・TFコイル ラジアル・プレートの製作技術開発

Development of manufacturing technology of radial plate by Hot Isostatic Pressing

高野 克敏, 小泉 徳潔, 堤 史明, 中嶋 秀夫 (原子力機構)
畑中 秀夫, 宇野 毅, 夏目 吉久 (金属技研)

TAKANO Katsutoshi, KOIZUMI Norikiyo, TSUTSUMI Fumiaki, NAKAJIMA Hideo (JAEA)
HATANAKA Hideo, UNO Takeshi, NATSUME Yoshihisa (Metal Technology corp)
E-mail: takano.katsutoshi@jaea.go.jp

1. はじめに

ITER TF コイル[1]用ラジアル・プレート(RP)は、高さ13m、幅9m、厚さ10cmの大型構造物であるが、1mmの平面度で製作することが要求されている。原子力機構はメーカーと協力して、RPの製作方法として、厚肉のステンレス鋼板から、機械加工で部分セグメントを製作して、これらをレーザー溶接する方法を主案として、実規模試作による製作性の検証を進めている。一方、本方法では、材料の歩留まりが約2割と非効率的であるため、さらなる合理化が望まれる[2]。そこで、著者らは、本試作と並行して熱間等方加圧(HIP)による拡散接合を用いたRPセグメントの製作技術の開発を進めている(Fig.1)。

2. HIP法の利点と課題

HIPによるRPセグメント製作の技術的な利点として、1)材料の歩留まりの改善と機械加工時間の合理化、2)HIPに伴う材料内部の残留応力緩和による機械加工性の改善が期待できる。一方、a)HIP処理による材料の粗粒化、鋭敏化などの材料特性の劣化、b)接合界面の品質及び機械特性の低下が危惧される。HIP法の有効性を検討するために、これらの効果、影響を詳細に評価することを目的として、板材接合試験体及び短尺のRPセグメント試験体を製作し、各々の試験体の母材部及び接合部から試験片を採取し、品質確認試験及び機械試験を実施した。加えて、RPセグメント試験体で、材料歩留まり等を合理化できることを実証するとともに、本試験体を機械加工して加工性が改善できることも確認することとした。

3. 品質確認試験

母材部及び接合界面の2箇所から採取した試験片で結晶粒度を測定した結果、結晶粒の粗粒化は観測されなかった。また、走査型電子顕微鏡観察(SEM)及び10%蔘酸腐食試験の結果、炭化物の析出及び鋭敏化の傾向も見られなかった。しかし、マイクロ組織試験の結果、接合界面を越えての結晶粒の成長及び拡散が見られず、接合境界が明確に確認できるとともに、成分分析、電子針微小部分分析試験(EPMA)によるライン分析の結果、HIP接合界面に若干の酸素濃度上昇が確認され、部品状態での酸化被膜が残留している可能性が示唆された。

4. 機械試験

HIP前後の母材部、接合界面をまたぐ3箇所から機械試験片を採取し、4Kにおける引張試験、破壊靱性試験を実施した。試験の結果、母材部では、要求値である900MPaの耐力、180MPa m^{1/2}の破壊靱性値(K_{IC})を満足した。一方、接合界面をまたぐ試験片では、約1100MPaの耐力を達成したが、K_{IC}が約40MPa m^{1/2}と極めて低い値となった。これは、品質確認試験で観測されたように、接合界面で粒界が直線状に並んだためと推察される。今後、破断面の詳細な調査が必要である。

5. RPセグメント試験体の製作及び機械加工試験

RPセグメント試験体の製作は、以下の手順で実施した：1)短冊状に切り出したステンレス鋼板をRPセグメントの概略形状に組み上げ、2)カプセル内に真空封入し、3)HIP処理

し、4)機械加工によって最終形状に仕上げる。試作の結果、厚肉ステンレス鋼板から機械加工で製作する方法に比べ、材料を約半分に合理化できた。

機械加工では、切削量を約1/3に低減できることも確認できた。さらに、加工後の面外変形については、目標平面度を十分に満足する0.1mm以内の面外変形を達成した(Fig.2)。なお、残留応力の緩和によって、今後さらに機械加工における切込深さ、加工速度の合理化も期待できる。

6. まとめ

HIP法によるRP小規模モデル試作の結果、母材部の品質、機械特性に劣化が生じないこと、また、合理的かつ高精度なRP製作が可能となることが分かった。ただし、接合界面の品質及び機械特性には改善が必要であり、今後、HIP処理条件の最適化が必要である。

参考文献

- [1]松井邦浩, 他, 本予稿集, 3B-a03
[2]高野克敏, 他, 2009 春季低温工学・超伝導学会 2B-a02 講演概要集 122 ページ

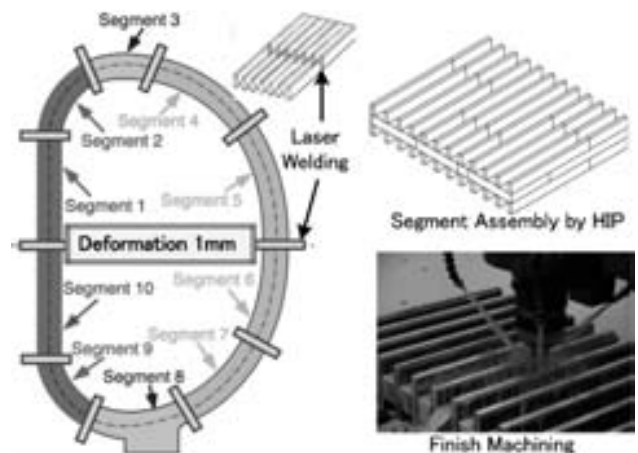


Fig. 1 Manufacturing Method of Radial Plate by HIP.

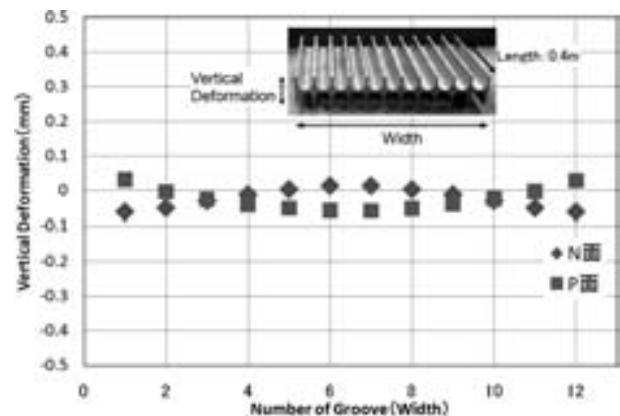


Fig.2 Effect of Groove Direction on Radial Plate Deformation.

ITER TF コイル構造物の溶接技術検証(溶接性確認試験) Validation of welding technology for ITER TF coil structures (Preliminary tests)

千田豊、高野克敏、中嶋秀夫(原子力機構); 大勢持光一(東芝); 新見健一郎、渡海大輔(川崎重工)

CHIDA Yutaka, TAKANO Katsutoshi, NAKAJIMA Hideo (JAEA);
OOSEMOCHI Koichi (Toshiba); NIIMI Kenichiro, TOKAI Daisuke (KHI)
E-Mail: chida.yutaka@jaea.go.jp

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(原子力機構)は、国際熱核融合実験炉(ITER)の建設においてトロイダル磁場(TF)コイルの製作を分担する。TF コイルはコイルに発生する電磁力に極低温の環境下で対抗するために、極厚の高強度・高靱性ステンレス鋼製容器を有している。コイル容器とそれらを結合、支持するための支持構造物は大型溶接構造物となり、高品質・高精度かつ経済的に製作する必要があるために、溶接変形を抑えるとともに、極低温での強度・靱性を確保できる溶接技術の開発が不可欠である。

原子力機構は TF 構造物の詳細製作設計と実規模試作(Phase II)を開始し[1] [2]、その準備作業としての狭開先 TIG 溶接部の4K での引張特性と小規模試作結果を 2009 年秋の講演(IC-p03)で報告したが、本講演では Phase II における溶接性確認試験結果及び実機大セグメント試作前に実施した要素試験結果について報告する。

2. 溶接性確認試験結果

TF 構造物の構造材には高マンガン・ステンレス鋼(JSME 規格 FMJJ1) 及び窒素強化型ステンレス鋼(JSME 規格 FM316LN) が、溶接材料には構造材と同じく完全オーステナイト系 TIG 溶接ワイヤ(JSME 規格 FMYJJ1) が使用される予定である。

通常のオーステナイト鋼の溶接では溶接割れ防止のために多少のフェライトが溶接金属中に生成される成分設計がなされるが、極低温での靱性を確保するために完全オーステナイト系の溶接材料で計画されている。

主要継手に適用される狭開先自動 TIG 溶接の標準条件として下向姿勢の場合は溶接入熱量 20KJ/cm、溶着速度 25g/min. 立向上進の場合は溶接入熱量 20KJ/cm、溶着速度 15g/min. を選定した。これらの条件は溶接品質を確保しつつ溶接歪を最小化するために溶接入熱量を抑え、かつ溶接能率向上のために極力高溶着量が得られることを考慮して設定した。溶接姿勢については下向溶接を基本としながら、立向上進で施工する場合も想定した。

3. 実機大セグメント試作前に実施した要素試験結果

複雑な形状の TF コイル構造物を確実に製作するためには実機大のセグメントを試作することが有効であり、特に施工が難しいと予想されるインボード側曲線部セグメントのコイル容器と PCR フランジ部との継手を対象とした要素試験を実施した。コイル容器と PCR フランジ本体との継手は最大 260mm 深さの狭開先溶接継手となり、設計した溶接開先に対して溶接性に問題のないことを確認した(Fig.3)。さらに、コイル容器と PCR フランジリブとの溶接は溶接線の傾斜が暫時変化する継手ではあるが、立向上進の溶接姿勢で溶接オペレータが溶接中に溶接位置を調整することにより溶接が可能であることを確認した。また、自動溶接の適用が困難な継手については手動溶接による施工が可能であることを確認した。

実機大セグメント試作用の鋼材は極厚の鍛造品が使用される予定で、これらは製造を完了し(Fig.1 Fig.2)、2010 年4月より加工を開始して2011年3月までに試作を完了する予定である。

5. まとめ

溶接性確認試験によって、主要継手に適用される狭開先自動 TIG 溶接の標準条件を選定した。

実機大セグメント試作前に実施した要素試験の結果、特に施工が難しいと予想されるインボード側曲線部セグメントのコイル容器と PCR フランジ部との継手の施工性を確認し、実機大セグメント試作の施工計画に問題がないことを確認した。



Fig.1 Manufacturing of PCR Flange



Fig.2 Manufacturing of Coil Case (Side Plate)

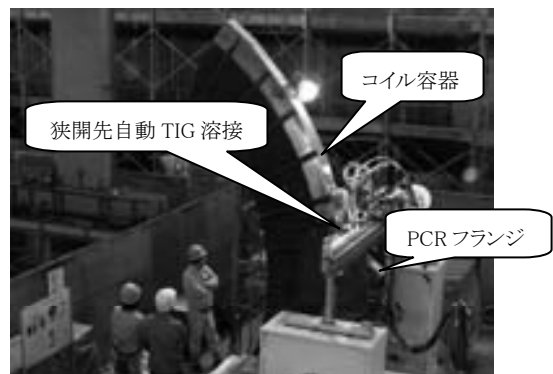


Fig.3 Preliminary Test for Trial Fabrication of A1 Segment

参考文献

- [1] 千田,他:溶接構造シンポジウム 2009 講演論文集 pp.287
[2] 中嶋,他:溶接構造シンポジウム 2009 講演論文集 pp.291

ピックアップコイルによるLHDヘリカルコイルの常伝導伝播位置の測定 Detection of propagating normal-zones with pick-up coils in the LHD helical coils.

今川 信作, 関口 温朗, 柳 長門, 三戸 利行 (NIFS)

IMAGAWA Shinsaku, SEKIGUCHI Haruo, YANAGI Nagato, MITO Toshiyuki (NIFS)

E-mail: imagawa@LHD.nifs.ac.jp

1. はじめに

大型ヘリカル装置(LHD)のヘリカルコイルには、常伝導伝播の位置を検出するためにコイル長手方向に約0.6 mピッチでピックアップコイルが設置されている[1]。ヘリカルコイル導体は、超伝導撚線と高純度アルミニウム安定化材が並置されているため、常伝導転移時に電流重心が移動する。この際の僅かな磁場変化を検知することが位置測定の原理である。ヘリカルコイルの外側から常伝導伝播位置を観測することが可能で、さらに各ピックアップコイルの検知時間の差から伝播速度を求めることもできるため、コイルの特性理解に大いに役立っている。この検出システムを詳しく紹介するとともに、これまでにLHDで観測した15回の常伝導伝播について、伝播位置を分析した結果を報告する。

2. ピックアップコイル検出システム

図1に示すように、ピックアップコイルは、ヘリカルコイル外側の左右の角に設置されている。コイル長手方向には、図2に示すように、ポロイダル角で30度ピッチで左右交互に設置されており、左側と右側のピックアップコイルの信号レベルの差からヘリカルコイル断面内のどの位置を伝播したのかを推測することが可能である。コイル電流の作る磁場の影響を打ち消すためにトラス対角位置のピックアップコイル同士の差電圧を計測しており、常伝導転移に伴う僅かな磁場変化の検出に成功している。また、ピックアップコイルは、ヘリカルコイル導体の動きだけでなく、ポロイダルコイルの局所的な動きやピックアップコイル自身の機械振動の影響も受けるため、ヘリカルコイルのバランス電圧信号と同期させることにより常伝導伝播に伴う信号を特定している。

3. ピックアップコイル信号の分析

ヘリカルコイルにおいて11.0-11.3 kAの電流値で常伝導伝播が生じる場合には、片側方向だけに伝播することがこの検出システムで確認されている[1]。同様の現象は、導体試験やモデルコイル試験でも確認されており、常伝導部の先端部分では、アルミニウム安定化材への電流拡散遅れにより、実効抵抗が高くなっており、長手方向に一樣ではないことが分かっている。モデルコイルにおいて十分に長い常伝導部が伝播する際の電位分布の計測結果より、アルミニウム安定化材への電流拡散時定数は約50 msで、逆に超伝導線への電流転流の時定数はその8倍の約400 msである。常伝導伝播時のピックアップコイル信号を分析するためには、ヘリカルコイル導体長手方向の電流重心シフトの分布を推測することが必要となる。そのため、まず、バランス電圧測定から得られる常伝導部の抵抗成分の時間変化と一致するような実効抵抗分布を求めた。常伝導伝播開始と同時に反対側からの回復も始まると仮定した場合の計算結果を図3に示す。常伝導伝播速度の分布を考慮すると、実測値と良く一致する結果が得られた。

この実効抵抗の長手方向分布を電流重心シフトの分布に変換することにより、ピックアップコイル位置での磁束変化を計算することが可能となる。これらの分析結果については、当日に報告する。

参考文献

[1] S. Imagawa, et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **14** (June 2004) 1388-1393.

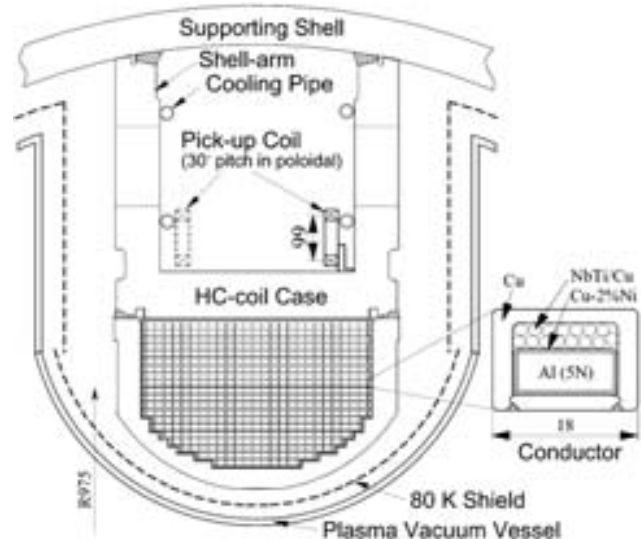


Fig. 1. Cross-section of the LHD helical coil and the layout of the pick-up coils.

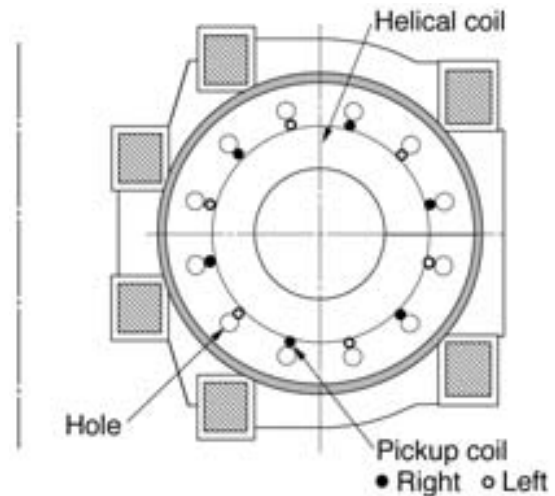


Fig. 2. Position of the pickup-coils in the poloidal cross-section of LHD.

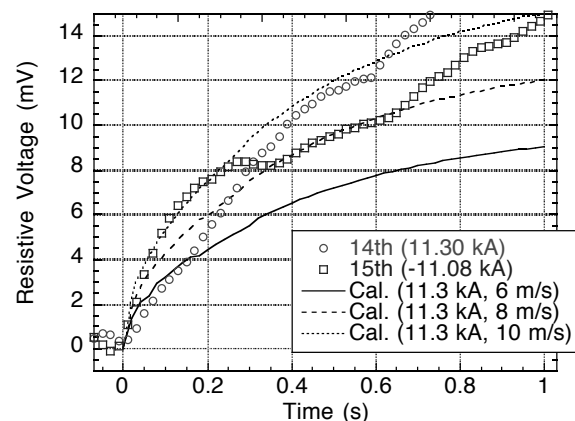


Fig. 3. Measured voltage of the normal zone in the helical coil and the calculated voltages for several propagation velocities.

LHD ポロイダルコイルにおける圧力損失特性の長期観測

Long-term monitoring of hydraulic characteristics of LHD poloidal coils

高畑 一也, 森内貞智, 大場恒揮, 三戸 利行, 今川信作 (NIFS)

TAKAHATA Kazuya, MORIUCHI Sadatomo, OOBA Kouki, MITO Toshiyuki, IMAGAWA Shinsaku (NIFS)

E-mail: takahata@LHD.nifs.ac.jp

1. はじめに

大型ヘリカル装置(LHD)のポロイダルコイルは、ケーブル・イン・コンジット(CIC) 導体を使用した強制冷却型コイルである。3 対、6 個のコイルから構成され、径の小さなものから IV, IS, OV コイルと呼んでいる。また上下コイルは-U, -L を付記して区別する。CIC 導体を採用するに当たって懸念されたことは、異物の混入による冷媒流路の閉塞である。異物には、金属粉、圧縮機からの油分、ヘリウムガス中の不純物ガスの固化体などが考えられる。長期間の圧力損失特性の観測を通して、CIC 導体の長期信頼性について議論する。

2. 室温における圧力損失特性

LHD は、1 年のうち 3~5 ヶ月間を 1 つのプラズマ実験期間 (Campaign) として運転を行っている。各実験期間の前後には、コイルの冷却・昇温期間が約 1 ヶ月ずつ設けられている。図 1(a)には、この 12 年間の冷却直前の室温における圧力損失特性を、代表的な IV-U コイルについて示した。コイルに流れる流量は約 2 g/s である。摩擦係数 λ は次式で定義した。

$$\Delta P = \lambda(L/D_h)(\rho V^2/2) \quad (1)$$

ここで ΔP は入口・出口の圧力差 (圧力損失), L は流路長, D_h は水力学的直径, ρ は冷媒の密度, V は平均流速である。図中の実線は Katheder の経験式[1]であり、次のように表される。

$$\lambda_{KF} = v^{-0.72} (19.5 Re^{-0.88} + 0.051) \quad (2)$$

ここで v はボイド率, Re はレイノルズ数である。12 年間のデータは全て式(2)に 0.6 の係数を掛けた曲線と良く一致した。

3. 低温における圧力損失特性

図 1(b)に、この 12 年間の定常運転時、つまり極低温における摩擦係数を示す。定常運転時には各コイルに約 60 g/s の超臨界圧ヘリウムが流れる。室温からの流量の増加に伴い、レイノルズ数が 2000~3000 まで増加し、ゆるやかに乱流に遷移する。観測結果からは、年毎の摩擦係数の減少傾向が見られた。1998 年には $0.8\lambda_{KF}$ であった係数が、2009 年には $0.6\lambda_{KF}$ 近くまで減少した。6 個のコイル全てについての長期変化を図 2 に示した。全てのコイルで摩擦係数の減少傾向が見られ、特に 4 個のコイルについては、 λ/λ_{KF} が 0.65 に収束している。

乱流における摩擦係数は、流路の形状のみならず表面の粗さにも影響を受ける。素線表面に油分や不純ガスが固化した状態で付着した場合に、流路面積の減少もしくは表面粗さの増加によって摩擦係数が増加する可能性がある。低温システムにおいても初期の実験期間に、不純物によるフィルター閉塞といった事象を経験している。その後、ヘリウム中の不純物を低減するための機器改造、メンテナンス、運転方法の改善に注力してきた[2]。その効果が、年毎のコイルの摩擦係数の減少に寄与したと考えられる。CIC 導体の長期信頼性にとって、不純物管理が重要であることが明らかとなった。

参考文献

- [1] H. Katheder: Cryogenics, Vol.34 (1994) p.595
 [2] 森内貞智: 冷凍, Vol.85, No.989 (2010) p.207

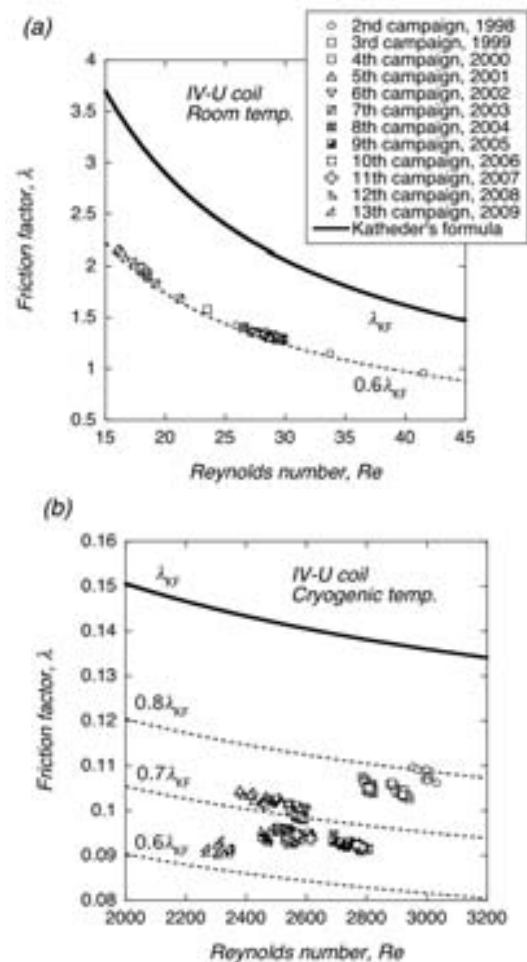


Fig. 1 Friction factor versus Reynolds number at (a) room and (b) cryogenic temperatures in the IV-U coil.

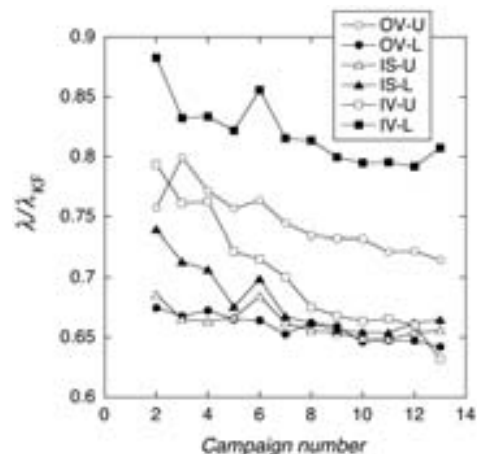


Fig. 2 Long-term changes in friction factors for six coils

中性子照射した Nb₃Sn 線材の超伝導特性変化

Change in Superconducting Properties of Neutron Irradiated Nb₃Sn Strand

西村 新(核融合研); 竹内 孝夫(物材機構); 西嶋 茂宏(阪大); 西島 元(東北大);
渡辺 和雄(東北大); 四竈 樹男(東北大); 落合謙太郎(原子力機構)

NISHIMURA Arata (NIFS); TAKEUCHI Takao (NIMS); NISHIJIMA Shigehiro (Osaka Univ.); NISHIJIMA Gen (Tohoku Univ.);
WATANABE Kazuo (Tohoku Univ.); SHIKAMA Tatsuo (Tohoku Univ.); OCHIAI Kentaro (JAEA)
E-mail: nishi-a@nifs.ac.jp

1. はじめに

核融合炉用超伝導マグネットでは、大電磁力に耐え、かつ中性子などの放射線環境に耐える導体が必要である。これまで、著者らは超伝導材料の中性子照射研究体制を構築し、日本原子力研究開発機構の FNS や JRR-3 での中性子照射を行い、照射後試験方法の確立、照射効果の体系的研究を目指して研究活動を行ってきた。

本研究では、これまで得られた中性子照射後の超伝導特性の実験結果を示し、Nb₃Sn 線材に注目して中性子照射効果について検討した結果を示す。

2. 中性子照射試験と照射後試験

JAEA の FNS で試料を室温に保持した状態で 3.10×10^{21} n/m² までの 14MeV 中性子照射を行った。照射後試料の残留放射能が基準以下であることを確認し、東北大学金属材料研究所片平キャンパスに試料を移送した。そして強磁場超伝導材料研究センターの 28T ハイブリッドマグネットを用いて臨界電流測定、臨界磁場測定を行った。また、FNS に設置している GM 冷凍機を用いて臨界温度測定を行った。

3. 超伝導特性試験結果

Nb₃Sn 線材の臨界電流の磁場依存性を Fig. 1 に示す。同図には、NbTi 線材と Nb₃Al 線材の結果も同時に示す。NbTi 線材や Nb₃Al 線材では、 1.78×10^{21} n/m² までの照射では、実験を行った範囲内での臨界電流の変化は認められなかった。

Nb₃Sn 線材では、照射量の増加とともに明らかに臨界電流が増加した。特に低磁場側での増加が明確で、高磁場側では、ある磁場以上では臨界電流の増加が認められない。未照射線材の臨界電流から増加し始める時の磁場を Border point と呼ぶとすれば、それぞれの照射量での Border point は、 3.52×10^{20} n/m² で約 17 T、 1.78×10^{21} n/m² で約 20 T、 3.10×10^{21} n/m² で約 22 T となる。照射量が増えるにつれ低磁場側での臨界電流は増加するが、臨界電流が増加する Border point の磁場も増加する。このことは、中性子照射によって臨界電流-磁場曲線全体が変化するのはではなく、低磁場側から順次臨界電流が増加して行くことを示している。言い換えると、ピン止め力の弱いピンが原子空孔や格子間原子などの照射欠陥によって次第に強化されて行っていることを示している。高磁場領域では、照射損傷によるピン止め力の強化が十分でないため、臨界電流の増加に至っていないと思われる。

Nb₃Sn の B_{C2} の測定結果を Fig. 2 に示す。100 mA の電流を流した状態で磁場を 3.2 T/min の速度で変化させ、4 端子法で電圧を計測した。照射後の結果はいずれも 25.3T 付近の値で、照射前の 25.4T とほとんど変化が認められない。実験の測定精度から 0.1T 程度は誤差と考えられ、 1.78×10^{21} n/m² の照射では B_{C2} は変化しないことが分かる。

Nb₃Sn 線材の臨界温度の測定結果を Fig. 3 に示す。14 MeV 中性子を所定量照射した後、試料を GM 冷凍機の第二ステージに取り付け、ステージ温度を 0.1 K/min で 4.5 K から 20 K まで昇温し、その時の試料抵抗を 4 端子法で測定した結果である。 1.78×10^{21} n/m² の照射量では臨界温度は 17.8 K で変化しなかったが、 3.10×10^{21} n/m² の照射量で臨界温度は 17.6 K となり、0.2 K 低下した。0.1 K は誤差の範囲と考えら

れるが、0.2 K の変化は有意な変化である。臨界温度は Nb₃Sn 結晶を構成する原子の長範囲規則性 (Long range ordering) と強く関係しており、臨界温度が低下し始めたことは、高エネルギー中性子による弾き出しによって原子配列の規則性が乱れ始めていることを示している。

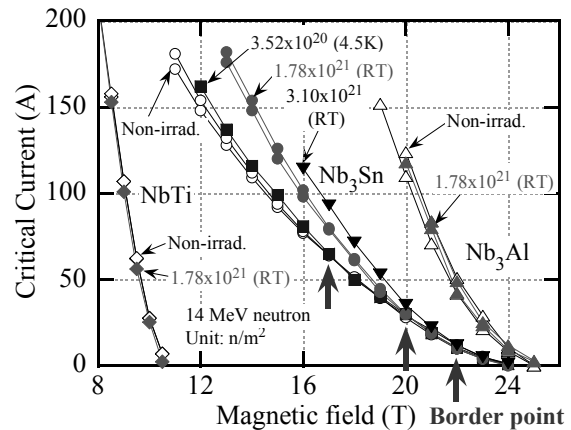


Fig. 1 Change in critical current against magnetic field.

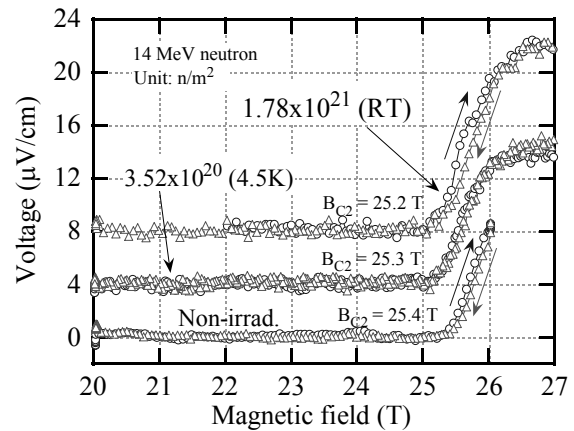


Fig. 2 Results of critical magnetic field measurements of Nb₃Sn wire.

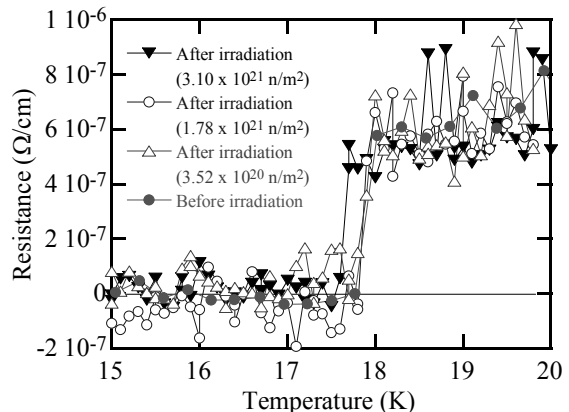


Fig. 3 Results of critical temperature measurements of Nb₃Sn wire.

15.5T 超伝導磁石用温度可変インサートの熱伝導、熱伝達試験

Experimental evaluation of thermal conduction and heat transfer on variable temperature insert for 15.5T superconducting magnet system

奥井 良夫, 広瀬 量一, 伊藤 聡, 宮田 斉 (JASTEC); 西村 新 (NIFS); 竹内 孝夫 (NIMS); 西嶋 茂宏 (阪大);
渡辺 和雄, 四竈 樹男 (東北大)

OKUI Yoshio, HIROSE Ryoichi, ITO Satoshi, MIYATA Hitoshi (JASTEC); NISHIMURA Arata (NIFS); TAKEUCHI Takao (NIMS);
NISHIJIMA Shigehiro (Osaka Univ.); WATANABE Kazuo, SHIKAMA Tatsuo (Tohoku Univ.)

E-mail: okui.yoshio@kobelco.com

1. はじめに

2008-2010 の 3 ヶ年で、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターに 15.5T の無冷媒超伝導マグネットシステムが導入される。本システムには、中性子照射した超伝導試料の臨界電流測定のため、試料温度を変化させ、また、500A を通電するインサートの導入が予定されている。この温度可変インサートの通電部、試験部は伝導冷却によって冷却される予定であり、そのための構成材料の熱伝導特性評価、材料接続部の熱伝達特性評価が必要である。本報では、2009 年度に実施したインサートの試作と通電試験による熱伝導、熱伝達特性の評価について述べる。

2. 試作インサート

2008 年度に実施した概念設計を基に実機を模擬した通電部、試験部を試作した。試作に際して、設計条件は次のように設定した。

- ・ 試験部は、直線状の試料を想定した形状とする。
- ・ 熱伝導距離が最短となる側からの挿入を想定。
- ・ 冷却ロッドには熱伝導率で有利な高純度アルミを使用。
- ・ 冷凍機 1 台による冷却。

3. 冷却ロッドの熱伝導率測定

冷却ロッドは、高純度アルミ (6N-Al) を所望の形状に加工した後、熱処理を施している。熱処理によって、熱伝導率が素材レベルに対しどの程度まで回復するかを確認するために、直接測定する実験を行なった [1]。測定結果を Fig. 1 に示す。

4. 試作インサートの通電試験による冷却性能の評価

実機インサートでは、500A 通電時の試験部での発熱が問題となる。特に、試料の半田付け部分や試験部を通電部に固定する部分での発熱量を把握することが重要である。そのために、試作インサートを実際に冷却、通電する実験を行った。通電は設備上可能な 300A までとし、発熱量は通電部、試験部に設けた電圧タップ間の電圧測定により評価した。

温度コントロールなしで 300A 通電した時の試験部の電圧と温度を Fig. 2 に示す。試料のプラス極側とマイナス極側の施工のバラツキが発熱量の違いとなって現れている。

次に試験部を 5K に温度コントロールしながら 300A 通電した時の各部温度変化を Fig. 3 に示す。通電による発熱の影響を受けずに温度コントロールが可能であることが確認できた。

5. まとめ

2009 年度は、実機を模擬した試作インサートにおいて、冷凍機 1 台による冷却で 300A 通電に成功し、基本設計に問題がないことを確認した。実機では外部磁場の影響を想定する必要があり、試験部の形状を見直して発熱量低減を図る予定である。

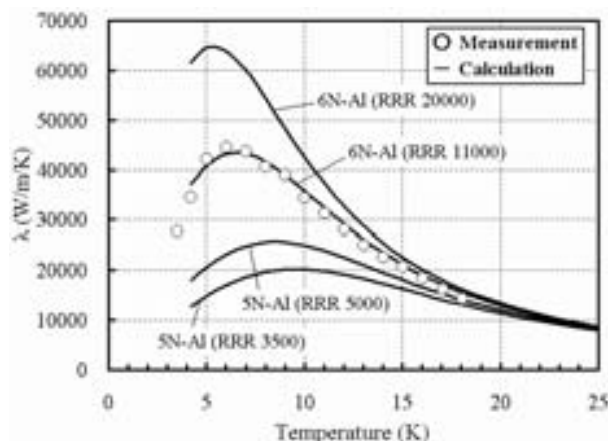


Fig. 1 Thermal conductivity of high-purity aluminum

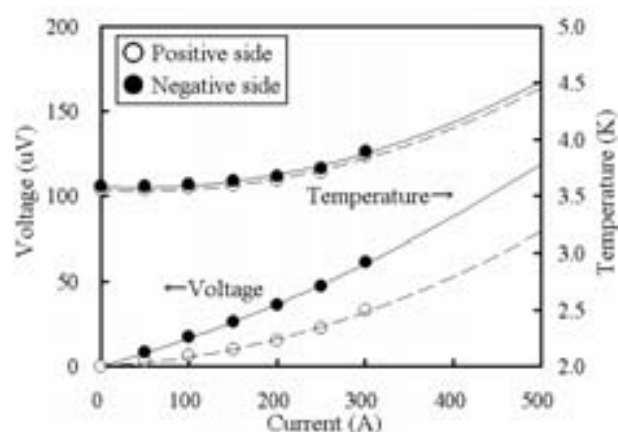


Fig. 2 Sample-holder voltage and temperature during charging

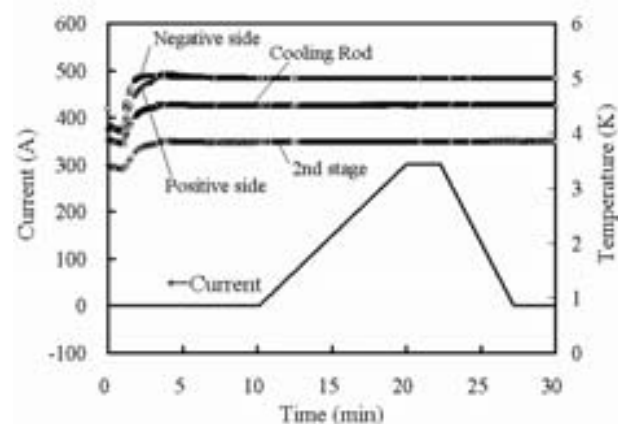


Fig. 3 Sample-holder temperature under 5K control

参考文献

1. K. Kasahara, et al.: TEION KOGAKU, 39 (2004) 25-32