

## ITER トロイダル磁場コイルの調達進捗

### Results of winding trial and manufacturing developments for ITER TF coil

小泉 徳潔, 中平 昌隆, 松井 邦浩, 辺見 勉, 高野 克敏, 安藤 真二, 山根 実, 井口 将秀, 水谷 拓海 (原子力機構)  
 KOIZUMI Norikiyo, NAKAHIRA Masataka, MATSUI Kunihiro, HEMMI Tsutomu, TAKANO Katsutoshi, ANDO Shinji,  
 YAMANE Minoru, IGUCHI Masahide, KAJITANI Hideki, MIZUTANI Takumi (JAEA);  
 E-mail: mizutani.takumi@jaea.go.jp

#### 1. はじめに

ITER 計画では、TF コイル 10 個 (図 1, 予備 1 機を含む) の製作を欧州国内機関 (F4E) が担当し、日本国内機関 (原子力機構が担当) は、9 個の TF コイルと 19 個 (予備 1 機を含む) の TF コイル構造物の調達を担当している。詳細な TF コイルの構造については、[1]を参照されたい。

TF コイル及び構造物の調達は、3 段回に分けて段階的に行われている。欧州、日本ともに、製作技術の最終確認のために実施する実規模試作 (ダブル・パンケーキ (DP) の製作等) を進めるとともに、実機製作に着手している。日本では、TF コイルについては、2013 年 10 月より、構造物については 2014 年 4 月より、第 2 段階である第 1 号機の製作に着手した。本講演では、日本における TF コイル及び構造物の調達活動の進捗を報告するとともに、欧州での TF コイル調達の進捗についても簡単に紹介する。

#### 2. 日本における TF コイル及び構造物調達の進捗

原子力機構は、2012 年度に初号機、2 個の巻線部 (WP) 及び欧州分構造物初号機の契約を締結し、2013 年度に残りの 8 機分の TF コイル及び 18 機分の構造物の契約を締結し、日本における TF コイル及び構造物の製作体制の構築を完了した。具体的には、TF コイル 5 機及び欧州向け構造物の 4 機はメーカー A (三菱重工, 三菱電機及び現代重工), TF コイル 4 機及び欧州向け構造物の 6 機はメーカー B (東芝) が調達を担当することとなった。図 2 に、これらの分担をまとめた。

メーカー A における TF コイルの製作では、2013 年 10 月にラジアル・プレート (RP) の製作に着手し、2014 年 3 月から初号機 DP の巻線を開始し、2014 年 4 月から構造物の製作を開始した。詳細については、[2]で報告する。

メーカー B は、日本担当の 9 個のコイルのうち、3 号機以降の 4 個のコイルの製作を担当しており、メーカー A から約半年遅れてスタートした。メーカー B における TF コイルの調達では、実規模試作の治具製作を進めているところであり、詳細については、[3]で報告する。

以上の日本における TF コイル及び構造物の調達については、2018 年前半に完了させる計画である。

#### 3. 欧州国内機関における進捗

欧州では、日本に僅かに先行して、実規模ダミー DP のカバー・プレート (CP) 溶接試作を完了させている。CP 溶接では、全長 1.5 km に渡って、CP を RP にレーザー溶接するため、2 mm の目標公差に対して、大きな変形が発生することが危惧されていた。一方、試験結果 (暫定) では、目標公差を満足するものとなっていることが報告されている。

また、実機コイルの製作では、2014 年始めから、実機巻線を開始しており、こちらも日本とほぼ同様の進捗である。

現在、F4E と原子力機構は、技術情報の共有等を積極的に進め、より合理的かつ技術的リスクを低減しながら、TF コイルの製作を進めている。

#### 4. まとめ

原子力機構は、2013 年度中に、ITER 計画の中で日本が調達を担当する TF コイル及び構造物の調達体制を確立し、

実規模試作を進展させるとともに、実機コイル、構造物の製作に着手した。ITER 計画の中で、日本と同様に、TF コイル調達の責任を担う F4E と協力しながら調達を合理的に進めていく計画である。

TF コイルの調達活動でご協力いただいている F4E、及び、メーカー各社 (三菱重工, 三菱電機, 現代重工, 東芝, 並びに関連会社) に感謝します。

#### 参考文献

1. N. Koizumi, et al. : TEION KOUKUKU, Vol. 47 (2012) pp.135-139
2. M. Yamane, et al.: Abstracts of this conference, 1C-a02
3. T. Mizutani, et al.: Abstracts of this conference, 1C-a03

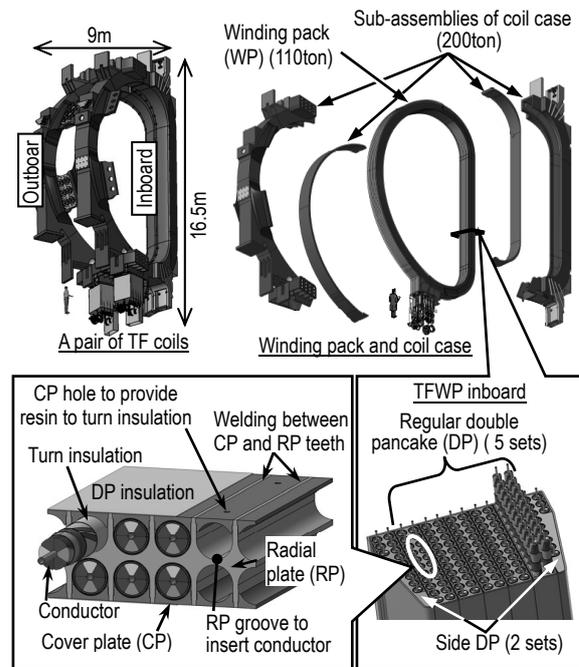


Fig. 1 ITER TF coil and structures

	FY2012	FY2013
<b>TF coil for JADA</b>	 Proto DP Awarded to company A in FY2012	 1 <sup>st</sup> TF coil Awarded to company A in FY2012
	 2 WPs Awarded to company B in FY2012	 4 TF coils Awarded to company A in FY2013
		 4 TF coils Awarded to company B in FY2013
<b>TF coil Structure for EUDA</b>	 1 <sup>st</sup> TFCS Awarded to company A in FY2012	 3 TFCSs Awarded company A in FY2013
		 6 TFCSs Awarded company B in FY2013

Fig. 2 ITER TF coil and structure procurement scheme

## ITER TF コイル実規模試作および実機製作 ITER TF coil full scale trial production and Actual Coil

山根 実, 松井 邦浩, 辺見 努, 梶谷 秀樹, 高野 克敏, 安藤 真次, 小泉 徳潔 (原子力機構)  
YAMANE Minoru, MATSUI Kunihiro, HEMMI Tsutomu, KAJITANI Hideki, TAKANO Katsutoshi, ANDO Shinji, KOIZUMI Norikiyo (JAEA)  
E-mail: yamane.minoru@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、実規模試作、TF コイル製作装置の製作をメーカーと協力して進めている。この中で、これまでのコイル製作の要素検証の最終段階として、実規模コイル(ダミー-DP)の試作を行った。また、これらの結果を踏まえて、実機コイル1号機の製作に着手した。本講演では、実規模試作の結果および実機製作について報告する。

### 2. TFコイル実規模試作

製作技術及び検査技術の確立のために、ラジアルプレート(RP)、カバープレート(CP)、ジョイント、冷媒入口部、コイル構造物などの部分的な試作を実施し、報告してきた。次の段階として、巻線部(WP)に関しては、実規模ダミー・ダブルパンケーキ(DP)の試作を行っている。実規模ダミー-DPとしては、実機DPと同一サイズのダミー・レギュラー-DP(ダミー-rDP)とダミー・サイドDP(ダミー-sDP)を製作する。

#### 2.1 D型巻線およびジョイント・冷媒入口部施工

巻線試作及び巻線システムの調整を経て、ダミー-rDPのD型巻線を実施した。D型巻線では、RPの溝に精度良く導体を挿入するために、形状と導体長を高精度に管理する必要があり、巻線工程の中での計測方法及び調整方法を確立させた。さらに、ダミー-sDP巻線を実施し、両ダミー-DPともに巻線導体長の管理目標である $\pm 0.01\%$ の高精度の管理を達成した。その他に、ジョイント部、冷媒入口部の施工も実機と同様の施工を実施し、製作性の検証が完了した。

#### 2.2 ダミー-sDP熱処理

ダミー-rDPには銅撚線で構成される模擬導体を使用するが、ダミー-sDPは超伝導導体で製作する。ダミー-sDPに関しては、D型巻線の後に超伝導生成熱処理を実施した。実機寸法のD型巻線を実際の熱処理パターンで熱処理し、熱処理の施工方法に問題がないことを確認した。また、熱処理前後での導体長の変化を測定し、平均で約 0.06%の熱処理による導体の伸びが計測された。この結果は、次に巻線を実施する実機巻線の巻線時形状へフィードバックされる。

#### 2.3 導体のRPへのトランスファーと導体絶縁

熱処理を実施しないダミー-rDPに対して、D型巻線をRP溝へ挿入するトランスファー工程を経て、一旦RP溝へ納められた導体を持ち上げながら絶縁テーピングを巻付ける導体絶縁工程を実施した。両方の工程とも、専用の設備を用いて実施されるので、工程全般に亘って問題がないかを確認した。D型巻線の曲率が変わる箇所に関しては、RPとの干渉が発生する可能性が高い事が分かり、この部分に関しては巻線時の整形精度を更に向上させることが望ましく、RPを模擬した部分的な溝ゲージで巻線の整形状態を管理することを今後の実機巻線工程に反映させることとした。

ダミー-sDPについては、熱処理後の導体寸法測定結果を受けてRPのD型組立を実施中であり、RP完成後にトランスファー及び導体絶縁を実施する。

ダミー-DPの製作は、今後、RP溝へCPを溶接する工程、含浸工程へと進めて行く計画となっている。

### 3. 実機製作

これまでの実規模試作、および前述のダミー-DP試作により製造技術の確立が確認され、TFコイル実機の製作に着手し、現在、下記の製作が進行中である。

- RP材料、CP材料の製作(RP:TF2機分、CP:1機分)
- TFコイル導体巻線(1号機のDP巻線の一部)
- 構造物材料の製作

### 謝辞

TF コイルの調達作業にご協力頂いた三菱重工業(株)、三菱電機(株)並びに関連会社に厚く感謝申し上げます。

### 参考文献

1. K.MATSUI, et al.: Abstracts of CSSJ Conference, Vol. 88 (2013) p.42
2. M.YAMANE, et al.: Abstracts of CSSJ Conference, Vol. 88 (2013) p.43
3. K.TAKANO, et al.: Abstracts of CSSJ Conference, Vol. 88 (2013) p.45

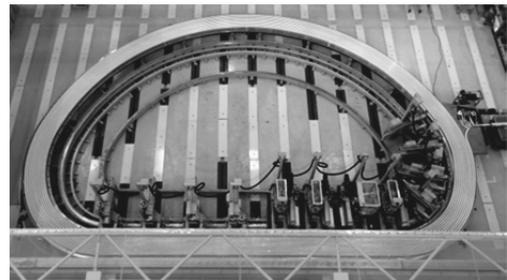


Fig.1. Dummy rDP N-side pancake conductor inserted in RP groove after turn insulation.

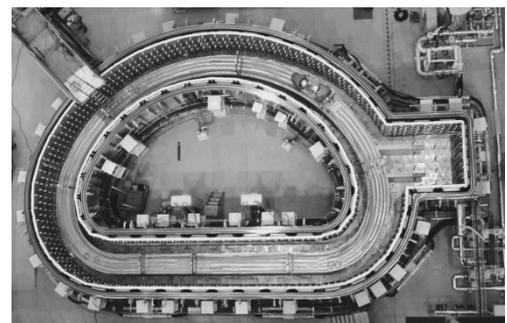


Fig.2. Heat treatment oven for TF coil.

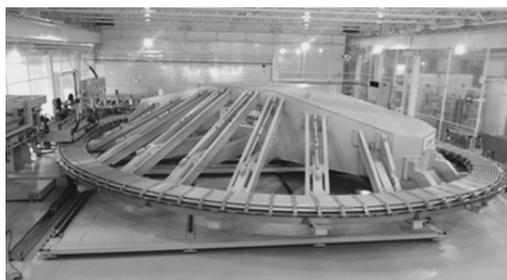


Fig.3. Fabricated winding for the 1<sup>st</sup> DP of TF coil No.1.

## ITER TF コイル巻線の試作結果及び製作進捗

## Results of winding trial and manufacturing developments for ITER TF coil

水谷 拓海, 辺見 努, 梶谷 秀樹, 松井 邦浩, 高野 克敏, 安藤 真次, 小泉 徳潔(原子力機構)  
 MIZUTANI Takumi, HEMMI Tsutomu, KAJITANI Hideki, MATSUI Kunihiro, TAKANO Katsutoshi, ANDO Shinji,  
 KOIZUMI Norikiyo (JAEA);  
 E-mail: mizutani.takumi@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、現在、実規模試作及び TF コイル製作装置の製作をメーカーと協力して進めている。TF コイル巻線においては、超伝導生成熱処理により导体長が変化するため、高精度の巻線形状を実現するには、熱処理時の导体伸縮量を把握し、それに合わせた形状で巻線を行うとともに伸縮量ばらつきを吸収できる製作方法であることを確認しておく必要がある。

本発表では、原子力機構で実施した内部拡散法 Nb<sub>3</sub>Sn 素線を用いた直状导体サンプルの熱処理試作結果及び、TF コイル巻線の進捗について報告する。

## 2. 直状导体の熱処理試作結果

素線の製作方法により熱処理による导体伸縮量が異なるため、今回は実機 TF コイルで使用する内部拡散法について直状サンプルの評価を行った。サンプルには导体表面に実機同様のブラスト処理(Ra=6.3 μm)を施し、規定された温度パターンで熱処理を実施した。また、同様に規定パターンで熱処理を行ったブロンズ法のサンプルとの比較評価を行った。

直状サンプルについては、1)导体を直線化し、2)表面にブラスト処理を行い、3)端部拘束治具を导体両端に取り付け、4)导体端部にスズ漏れ防止処理を施し、5)測定用の評点を取り付けて製作した。Fig.1 に製作したサンプルを示す。その後、サンプルを治具に取り付けアルゴンガス雰囲気中で規定パターンの熱処理を実施した。熱処理後のサンプルを Fig.2 に示す。熱伸び量の評価は、原子力機構が開発した导体伸縮量測定装置により行った。各温度における导体伸縮量の変化を Fig.3 に示す。この結果、20℃における伸縮量は 0.011%であり、昨年 7 月に評価を行ったブロンズ法导体サンプルの伸縮量 0.038%のおよそ 4 分の 1 程度であった。

## 3. 巻線製作への反映

## 3.1 TF コイル巻線の周長補正評価

TF コイルでは、機械加工されたラジアル・プレート(RP)の溝へ熱処理後の导体を mm 単位の高精度で挿入するトランスファー工程がある。そのため、熱処理による导体長変化を正確に評価しておき、熱処理後に RP の溝に入る様にあらかじめ変形を予測して巻線形状に反映させる。一方、导体長変化のばらつきを考慮し、熱処理後も导体形状を測定し、その結果に合わせて RP の組立を行うことで RP 溝周長を補正する [1]。ただし、RP の寸法公差からの制約により、周長調整量は最大で約 0.025%と設定している。今回の試作結果より、内部拡散法导体の熱伸縮量は比較的小さく、熱処理時の伸縮量のばらつきを考慮しても十分吸収できることを確認した。

## 3.2 巻線システムの製作進捗

导体伸縮量を反映した巻線形状が確定したことから、引き続き巻線システムの調整を進めている。現状、楕円の导体受け台を除き全ての機器調達が完了し、巻線ヘッドのパラメータ・サーベイのための导体曲げ試験及び 1 ターン巻線試作を開始するところである。今回製作された巻線ヘッドを Fig.4 に示す。

## 4. まとめ

以上の通り、内部拡散法导体を使用した場合の导体伸縮量を把握し、現状計画している巻線製作方法で対応可能であることを確認した。今後、TF コイル製作手法の最終確認として、ダミー・ダブル・パンケーキの製作を実施した後、実機 TF コイル製作を開始する予定である。現在は、そのための巻線システム及び熱処理炉の製作、動作確認などを進めている。

TF コイルの調達活動にご協力頂いている株式会社東芝並びに関連会社へ、厚く御礼申し上げます。

## 参考文献

1. K. Takano, et al. : Abstracts of CSSJ Conference, Vol. 88 (2013) p.45



Fig.1 Straight conductor sample for heat treatment trial.

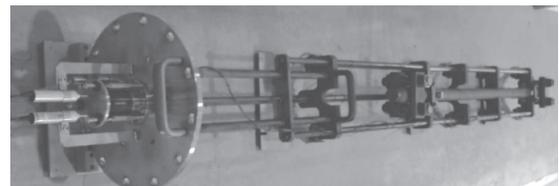


Fig.2 Sample and apparatus to measure the conductor.

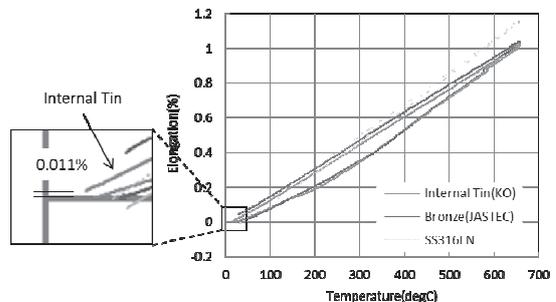


Fig.3 Elongation of the straight conductor sample.

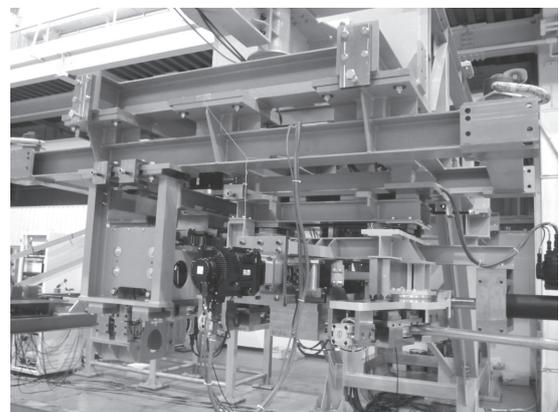


Fig.4 Winding head.

熱処理前変形による Nb<sub>3</sub>Sn 素線の I<sub>c</sub> の劣化Degradation of critical current on Nb<sub>3</sub>Sn strands with deformation before heat treatment

諏訪 友音, 名原 啓博, 布谷 嘉彦, 高橋 良和, 押切 雅幸, 堤 史明, 渋谷 和幸(原子力機構); 村上 幸伸(JASTEC); 宮下 克己(SH カッパー); SIM Ki-Hong(KAT); KWON Soun Pil(NFRI)

SUWA Tomone, NABARA Yoshihiro, NUNOYA Yoshihiko, Takahashi Yoshikazu, OHIKIRI Masayuki, TSUTSUMI Fumiaki, Shibutani Kazuyuki (JAEA); MURAKAMI Yukinobu (JASTEC); MIYASHITA Katsumi (SH Copper); SIM Ki-Hong (KAT); KWON Soun Pil(NFRI)

E-mail: suwa.tomone@jaea.go.jp

## 1. はじめに

原子力機構は, ITER 計画における調達機関として中心ソレノイド(CS)用導体の調達を担当している. 導体は, Nb<sub>3</sub>Sn 線と Cu 線から構成される撚線をステンレスジャケット管に挿入したケーブルインコンジット導体である. 導体短尺試験(SULTAN 試験)の結果, 今までよりツイストピッチを短くした撚線を用いた導体の分流開始温度( $T_{cs}$ )は繰り返し通電に対して劣化しないことがわかってきている. しかし, ツイストピッチを短くすると, 素線間の接触点に働く圧力が大きくなることにより, 素線が潰れてしまう. 従来の研究では, ブロンズ法 Nb<sub>3</sub>Sn 素線が一定以上潰れると, 臨界電流( $I_c$ )は低下することがわかっている[1]. そのため, 撚線中の Nb<sub>3</sub>Sn 素線が潰れると, 撚線の超伝導性能を低下させる可能性がある.

本発表では, ブロンズ法と内部拡散法の Nb<sub>3</sub>Sn 素線における臨界電流に対する素線の潰れの影響を報告する.

## 2. 実験

ブロンズ法の素線として JASTEC 及び SH カッパー製の素線を, 内部拡散法の素線として Kiswire Advanced Technology(KAT)製の素線を用いた.

Fig. 1 のように, 熱処理前の Nb<sub>3</sub>Sn 素線に対して垂直に刃を入れて, 素線に人工的に圧痕を加えた. 圧痕を付ける前に  $I_c$  測定に用いる ITER バレルと同じ径にあらかじめ素線を曲げることで, サンプル作成時の素線の破断を防いだ. 光学式マイクロメーターを用いて圧痕が加えられた部分における素線の最小厚み( $t_m$ )を測定した. Fig. 2 に示すように, 素線の外径から  $t_m$  を引くことで圧痕深さ( $d$ )を求めた.

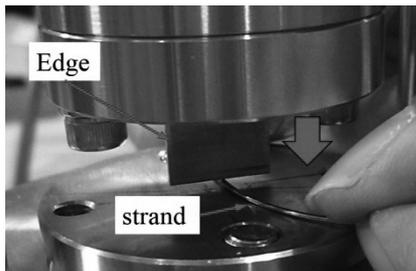


Fig. 1 A Nb<sub>3</sub>Sn strand was pressed by an edge across a cross section of the strand.

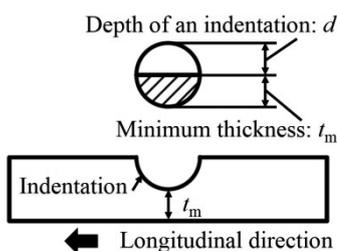


Fig. 2 Schematic views of an indented strand. Depth of indentations were defined as the diameter of strands minus minimum thickness which is measured by optical micrometer.

$I_c$  測定は 4.2 K, 12 T 中において四端子法で行った. 電圧端子距離は 250 mm とし, 電界基準は 10  $\mu$ V/m として  $I_c$  の評価を行った. また, 圧痕による超伝導層の損傷状況を調べるために断面観察も行った.

## 3. 結果と考察

Fig. 3 に, 圧痕を加えた JASTEC, SH カッパー及び KAT の Nb<sub>3</sub>Sn 素線における  $I_c$  を示す. 圧痕を加えていない時の  $I_c$  は, JASTEC, SH カッパー及び KAT 素線において, それぞれ 315 A, 240 A, 278 A である. いずれの素線においても, ある圧痕深さを超えると  $I_c$  は急激に低下する傾向を示した.  $I_c$  が圧痕を加えていないときの 95% になる圧痕深さを  $d_c$  とすると, ブロンズ法と内部拡散法の素線において, それぞれ  $d_c$  は 0.25 mm と 0.35 mm となる. 製法が共にブロンズ法である JASTEC と SH カッパーの素線における  $d_c$  は一致することがわかった. 一方, 内部拡散法の KAT 素線において,  $I_c$  は圧痕によって劣化が起りにくいことがわかった.

圧痕による超伝導層の損傷を調べるために,  $d_c$  近傍の Nb<sub>3</sub>Sn 素線の断面観察を行ったところ, ブロンズ法素線にはバリア層やフィラメントの損傷は見られなかった. 一方, 内部拡散法素線にはバリア層の破断やフィラメントの変形や破断が見つかった. よって, 素線の詳細な損傷を調べるためには RRR 測定や長手方向の断面観察を行うことが必要である.

以上の結果から, 圧痕深さが  $d_c$  以上となる Nb<sub>3</sub>Sn 素線が発生しないようにツイストピッチを決めることで, 超伝導性能を最大とした CS 導体の超伝導撚線を製作できると考えられる.

## 参考文献

[1] Y. Takahashi, et al., *IEEE Trans. Appl. Supercond.*, vol. 24 (2014) 4802404

\*The views and opinions expressed herein do not necessarily reflect those of the ITER Organization.

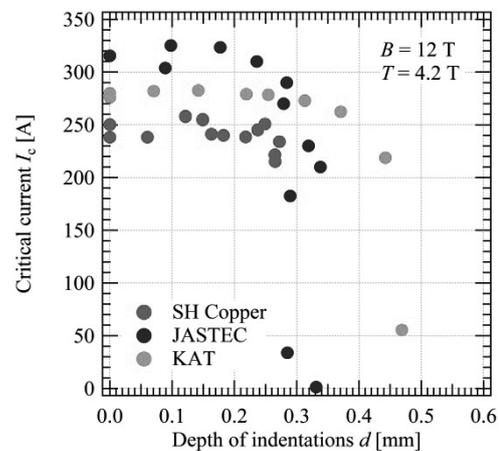


Fig. 3 The  $I_c$  drastically decreased on bronze-route (BR) and Internal-tin (IT) Nb<sub>3</sub>Sn strands with indentations depth of more than 0.25 mm and 0.35 mm, respectively.

# ITER 中心ソレノイド用超伝導燃線の導体化における撚りピッチの変化

## Twist Pitch Variation of ITER Central Solenoid Cable during Manufacturing Conductor

名原 啓博, 諏訪 友音, 高橋 良和, 辺見 努, 梶谷 秀樹, 尾関 秀将, 櫻井 武尊, 井口 将秀, 布谷 嘉彦, 磯野 高明,  
松井 邦浩, 小泉 徳潔, 堤 史明, 宇野 康弘, 川崎 勉, 押切 雅幸, 渋谷 和幸, 奥野 清 (原子力機構)  
矢野 嘉孝, 山口 孝典, 関口 信雄, 松田 英光 (新日鉄住金エンジニアリング)

NABARA Yoshihiro, SUWA Tomone, TAKAHASHI Yoshikazu, HEMMI Tsutomu, KAJITANI Hideki, OZEKI Hidemasa, SAKURAI Takeru, IGUCHI Masahide, NUNOYA Yoshihiko, ISONO Takaaki, MATSUI Kunihiko, KOIZUMI Norikiyo, TSUTSUMI Fumiaki, UNO Yasuhiro, KAWASAKI Tsutomu, OSHIKIRI Masayuki, SHIBUTANI Kazuyuki, OKUNO Kiyoshi (JAEA)  
YANO Yoshitaka, YAMAGUCHI Takanori, SEKIGUCHI Nobuo, MATSUDA Hidemitsu (NSSE)

E-mail: nabara.yoshihiro@jaea.go.jp

### 1. はじめに

ITER の中心ソレノイド (CS) 用超伝導導体として、長さ 613m の導体を 7 本、918m の導体を 42 本、全て日本が調達する。導体は、撚線をジャケット管の中に引き込んだ後、コンパクションローラで圧縮して製作する。この過程で撚線の撚りピッチが変化することが、TF 用導体の製作で明らかになった [1]。CS 用導体の製作でも撚りピッチの変化が見られ、本稿でその結果を報告する。

### 2. 撚線の引き込み力

撚線をジャケット管に引き込む際の力を Fig.1 に示す。TF 用撚線と同様に、引き込んだ長さにはほぼ比例して引き込み力が上がった。CS 用撚線の単位長さ当たりの重量は TF 用撚線の約 63% と軽い、CS 用撚線の引き込み力の勾配が TF 用撚線の約 74% であることから、CS 用撚線の方がジャケット管との摩擦は若干高い。これは、引き込み時の撚線とジャケット管との隙間の設定値が、TF 用撚線は約 2.8mm なのに対し、CS 用撚線は約 1.5mm と狭いことが一因と考えられる。

### 3. 引き込み時の撚線先端の回転

撚線を引き込む間、撚線先端に取り付けたセンサで回転数を計測した。その結果を Fig.2 に示す。TF 用撚線は、引き込んだ長さにはほぼ比例して回転数が増え、最終的に 50 回転した。回転方向は撚りピッチが長くなる方向であり、この回転が撚りピッチの変化の主因である。一方、CS 用撚線は、約 150m までは TF 用撚線よりも僅かに高い勾配で回転数が増えたが、その後は徐々に傾きが小さくなり、600m 以降はほとんど回転せず、最終的に約 30 回転だった。

### 4. コンパクション時の撚線後端の回転

コンパクションの間、撚線後端に取り付けたセンサで回転数を計測した。その結果を Fig.3 に示す。なお、TF 用撚線に関してはまだ計測したことがなく、今後、計測する予定である。コンパクションした長さにはほぼ比例して撚線後端が回転し、長さ 613m の撚線で 36 回転、918m の撚線で 69 回転した。この回転方向も、撚りピッチが長くなる方向である。これらの回転数は、Fig.2 の撚線先端の回転数よりも多く、回転が撚りピッチの変化の主因と考え、引き込み時だけでなくコンパクション時も回転を測定することが重要と言える。

### 5. 導体化後の 5 次撚りピッチの分布

CS 用導体の導体化後の 5 次撚りピッチを X 線検査によって調べ、さらに導体の前後端の余長部を切断・分解して 5 次撚りピッチを直接測定した。その結果を Fig.4 に示す。導体先端の撚りピッチは、613m の導体で約 60mm 伸び、918m の導体で約 90mm 伸びた。760m の TF 用導体の伸び量は約 60mm であったことから、導体長で考えると、CS 用導体の方が伸び量は若干大きい傾向にある。ただ、低次の撚りピッチは 5

次撚りピッチほど伸びないので、導体性能に与える影響は限定的であると予想される。

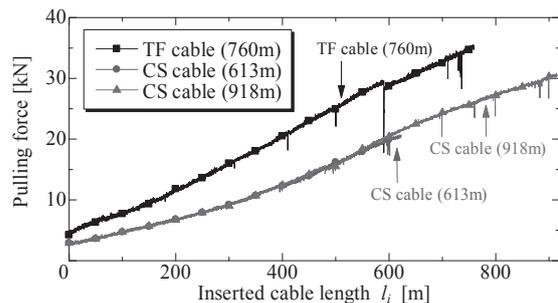


Fig.1 Pulling force against the inserted cable length.

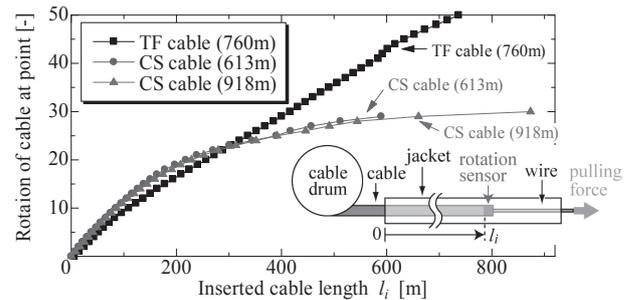


Fig.2 Rotation of cable at point against the inserted cable length.

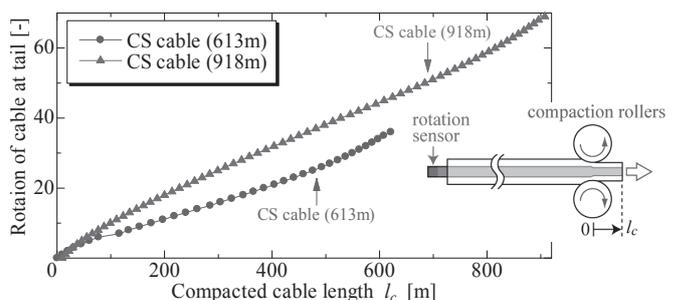


Fig.3 Rotation of cable at tail against the compacted cable length.

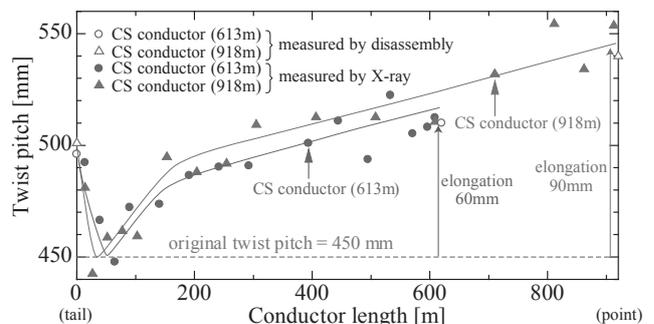


Fig.4 Twist pitch distribution along the conductor.

### 参考文献

- Y. Takahashi, et al.: Abstracts of CSJ Conference, Vol. 86 (2012) p.222

# ITER 中心ソレノイド (SC) コイル用ジャケットの非破壊検査 Non-Destructive Examination of Jacket Sections for ITER Central Solenoid (CS) Coil

高橋 良和, 諏訪 友音, 名原 啓博, 尾関 秀将, 布谷 嘉彦, 押切 雅幸, 堤 史明, 高村 純, 渋谷 和幸, 磯野 高明 (原子力機構); 手島 修 (神鋼特殊鋼管); 金谷 賢弘 (新日本非破壊検査)  
**TAKAHASHI Yoshikazu, SUWA Tomone, NABARA Yoshihiro, OZEKI Hidemasa, NUNOYA Yoshihiko, OSHIKIRI Masayuki, TSUTSUMI Fumiaki, TAKAMURA Jun, SHIBUTANI Kazuyuki, ISONO Takaaki (JAEA); TESHIMA Osamu (Kobe Special Tube); KANAYA Masahiro (Shin-Nippon Nondestructive Inspection)**  
 E-mail: takahashi.yoshikazu@jaea.go.jp

## 1. はじめに

ITER 計画において、原子力機構は中心ソレノイド(CS) コイル用導体を調達している。完成した導体は米国に輸送され、コイルが製作される予定である。CS コイルは高さ約 12 m、外径約 4 m で、6 個のモジュールを積み重ねた構造を有する。導体の単長は最大 910 m であり、通電電流値は 13T の磁場中において 40kA である。導体はケーブル・イン・コンジット型導体 (CIC) と呼ばれるもので、576 本の Nb<sub>3</sub>Sn 素線と 288 本の銅素線で構成される撚線を、矩形の中に円形の穴がある高マンガン鋼 (JK2LB) 製ジャケットに挿入し、ジャケットを圧縮成型したものである。圧縮成型される前のジャケットは、外寸法 51.3 mm、穴の直径 35.3 mm、単長 7m、重さ約 90kg である。このジャケットは、出荷前に非破壊検査により、最大許容サイズより大きな欠陥がないことを確認する必要がある。内及び外表面の欠陥は、渦電流探傷 (ECT) 法で、内部の欠陥は、超音波探傷 (UT) 法で行われる。今回は、表面の ECT について、その技術と検査実績を報告する。

## 2. 許容最大欠陥サイズ及び渦電流探傷法

FEM 解析の結果、表面と内部及び薄肉部 (Thin-wall) と角部 (Corner) における許容最大欠陥サイズは、Fig. 1 及び Table 1 に示す。これらの結果から、表面から深さ 3mm 以内の範囲において、検出すべきジャケット断面内の欠陥のサイズは 2 mm<sup>2</sup> 以上である。そこで、標準欠陥としては、表面に深さ 0.5 mm、幅 4 mm のものを採用した。ジャケットの穴の内表面と外表面に対して、以下に示すように、それぞれの方法 (プローブ) を適応した。

内表面に対しては、Fig. 2 に示すような円筒に検出コイルを巻きつけた構造のプローブを採用した。検出コイルは、

外径 34.3 mm で、巻き数 30 ターンの同一の 2 個のコイルで構成される自己比較型である。

外表面に対しては、Fig. 3 に示すように、直径 3 mm の小さなコイルを 32 個 2 列に並べ、50mm 幅のジャケットの外表面を 1 度でスキャンすることができる。

## 3. 渦電流探傷検査の実績

内面 ECT においては、これまで約 940 本の検査を行い、35 本にマイナーな信号を検出したが、目視検査により有害なものではないことが確認できた。しかし、4 本 (0.4%) には基準を超える信号を検出したので、これらのジャケットは使わないこととした。外面 ECT においては、これまでに 30 本を検査し、基準を超える信号は検出されなかった。

## 4. まとめ

内外表面の検査は、2種類の ECT で行い、その有効性が確認できたので、今後製作される約 5400 本のジャケットの検査に適応する予定である。

The views and opinions expressed herein do not necessarily reflect those of the ITER Organization.

## 参考文献

- H. Ozeki, *et al.*, "Establishment of Production Process of JK2LB Jacket Section for ITER CS," *IEEE Trans. Appl. Supercond.*, vol. 24 (2014) 4800604.

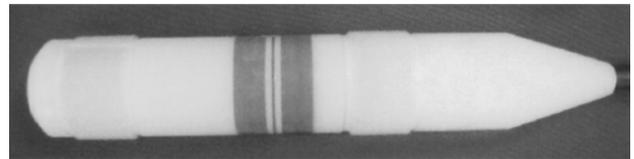


Fig.2 Eddy Current Test (ECT) probe for inner surface. Two coils with an outer diameter of 34.3 mm

Table 1 Maximum allowable defect size for CS Jacket

Location	Max. allowable defect (mm <sup>2</sup> )	
	Surface (<3 mm)	Embedded (>3 mm)
Thin-wall region (±20°)	2	5
Corner region (±25°)	3	7

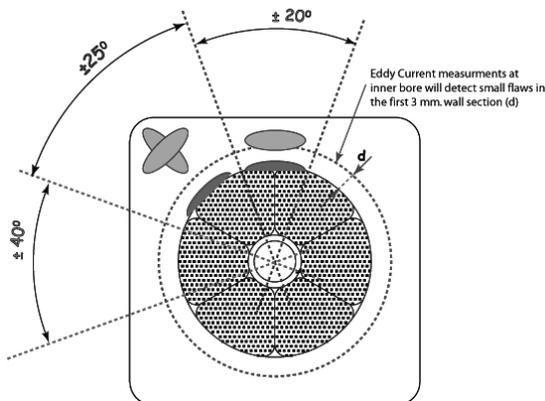


Fig. 1 Location of maximum allowable defect in cross section of CS Jacket sections.

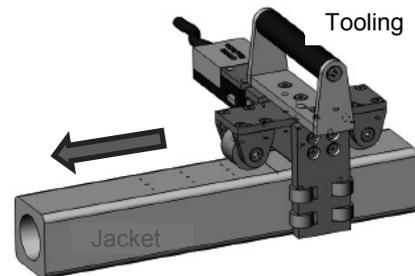
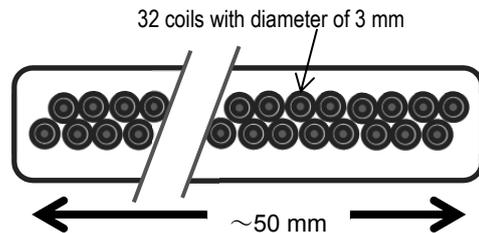


Fig. 3 ECT Probe and tooling for outer surface. Top: Schematic drawing of probe, Bottom: Jacket and tooling.

## JT-60SA 中心ソレノイド用ターミナル接続部の接続抵抗測定

### Joint Resistance Measurement of Terminal Joint for JT-60SA Central Solenoid

村上 陽之, 夏目 恭平, 木津 要, 土屋 勝彦, 小出 芳彦, 吉田 清(原子力機構);

尾花 哲浩, 高畑 一也, 濱口 真司, 今川 信作, 三戸 利行(NIFS);

MURAKAMI Haruyuki, NATSUME Kyohei, KIZU Kaname, Tsuchiya Katsuhiko, KOIDE Yoshihiko, YOSHIDA Kiyoshi (JAEA);  
OBANA Tetsuhiro, TAKAHATA Kazuya, HAMAGUCHI Shinji, IMAGAWA Shinsaku, MITO Toshiyuki (NIFS);

E-mail: murakami.haruyuki@jaea.go.jp

#### 1. はじめに

JT-60SA 装置の中心ソレノイド(CS)は、Nb<sub>3</sub>Sn 素線を用いたケーブル・イン・コンジット導体を用いて製作される[1]。一方、CS に電流を供給する電流フィーダはNbTi 導体を用いて製作されるため、CS のターミナル接続部(図 1)は Nb<sub>3</sub>Sn 導体と NbTi 導体の接続を行う必要がある。

実機製作を開始する前に、ターミナル接続部に問題がないことを確認するため、核融合科学研究所(NIFS)所有の大型試験装置を用いて接続抵抗測定試験を実施した。本発表では、今回実施した試験の概要および結果について報告する。

#### 2. ターミナル接続サンプル

JT-60SA の CS 用ターミナル接続部は、シェイクハンド型のラップジョイントを用いて製作される。ターミナル接続サンプル(図 2)は、ヘアピン形状をしており、接続部を一ヶ所持つ構造である。サンプル上下端および接続部に液体ヘリウム導入用の穴を配置した。接続部両端に 2 組の電圧タップを取り付け、発生電圧と通電電流値から接続抵抗を求めた。接続部構造が異なる Type A, Type B の 2 つのサンプルを製作した(図 3)。

Type A は Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルを銅パイプの中に挿入し、パイプと Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルを縮径した状態で熱処理(最高 650°C × 190 時間)を実施した。熱処理中に銅パイプと Nb<sub>3</sub>Sn 素線は焼結し接続される。銅パイプと銅スペーサ間は NbTi 導体の接続時にハンダが熔融しないよう高温ハンダ(S50: 固相線温度 238°C, 液相線温度 241°C)を用いて接続した。NbTi 導体と銅スペーサは通常のハンダ(H60A: 固相線温度 183°C, 液相線温度 190°C)を用いて接続した。

一方、Type B は銅パイプを用いず Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルを直接接続する構造である。Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルを銅スペーサに押しつけた状態で熱処理し、両者を焼結により接続した。NbTi 導体と銅スペーサは Type A と同様に通常のハンダを用いて接続した。縮径作業や高温ハンダ接続を省略できることから、Type B は Type A に比べ簡略に製作できる。

両者の接続抵抗測定試験を実施し、JT-60SA の CS ターミナル接続部に用いることができるか検証した。

#### 3. 接続抵抗測定試験

サンプルは液体ヘリウムを用いて冷却し、0 T から 4 T の外部磁場を印加した状態で通電し、接続抵抗を測定した。電流は最大 20 kA まで電流変化率 50 A/s(4 T の条件では 30 A/s)で上昇させ、途中 5 kA ごとに、想定される結合時定数(数秒~10 秒程度)より十分長い 200 秒ホールドした。

図 4 に 20 kA 通電時の各磁場における接続抵抗を示す。Type A の接続抵抗は 0.7 nΩ から 1.3 nΩ であり、JT-60SA の CS に求められる 5 nΩ 以下の要求値を満たすことが確認できた。一方、Type B の接続抵抗は約 20 nΩ であり、要求値を満足することができなかった。

Type B の接続抵抗が大きくなった原因を調べるため、試験後の接続部を分解調査したところ、図 3 右に示す銅スペーサの肩部分が熱処理中のクリープにより変形したことにより銅スペーサが NbTi 側に移動していることが判明した。これは、

Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルと銅スペーサ間の面圧が低下したことを示しており、その結果 Nb<sub>3</sub>Sn ケーブルと銅スペーサ間の焼結が不十分な状態になり、接続抵抗が大きくなったと考えられる。

以上の結果より、Type A のみ要求値を満足したことから、Type A の構造を用いて CS の製作を進めることとした。

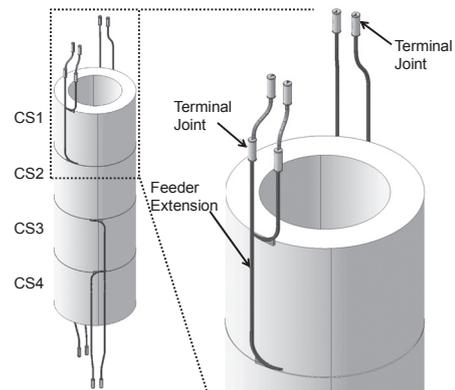


Fig.1 Position of CS terminal joint

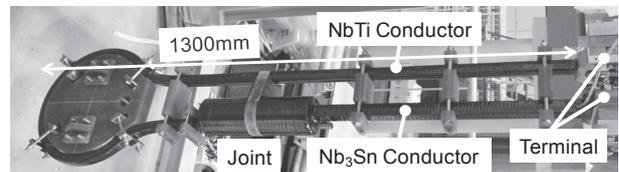


Fig.2 CS terminal joint sample

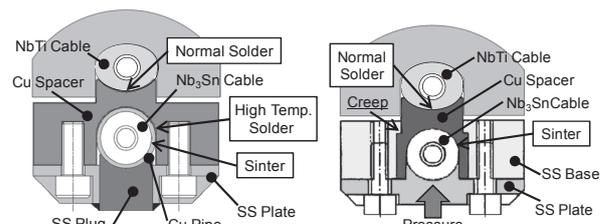


Fig.3 Cross-section of CS terminal joint sample  
(Left : Type A, Right : Type B)

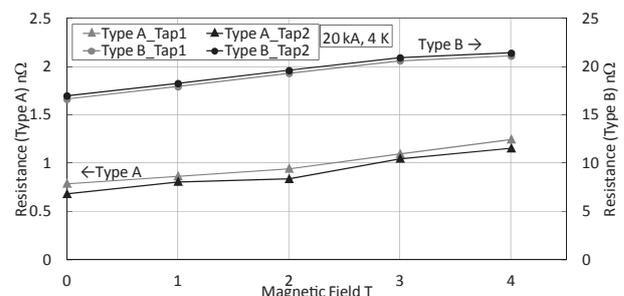


Fig.4 Results of joint resistance test

#### 参考文献

1. K. Yoshida, et al.: IEEE Transactions on Applied Superconductivity, Vol. 22 (2012) 4200304

# JT-60SA サーマルシールドの製作

## Manufacturing of the thermal shield for the JT-60SA

神谷 宏治、古川 真人、大西 祥広、小出 芳彦、吉田 清 (原子力機構)  
 Koji KAMIYA, Masato FURUKAWA, Yoshihiro ONISHI, Yoshihiko KOIDE, Kiyoshi YOSHIDA (JAEA)  
 E-mail: kamiya.koji@jaea.go.jp

### 1. はじめに

原子力機構のJT-60のトカマク本体を超電導化する計画が、日本とEU間の共同プロジェクト「サテライトトカマク装置(JT-60SA)」として推進されている。JT-60SAでは超電導コイルへの熱負荷を低減するため80Kのサーマルシールド(TS)を設置する。サーマルシールドは真空容器サーマルシールド(VVTS)、ポートサーマルシールド(PTS)、そしてクライオスタットサーマルシールド(CTS)で構成されており[1][2]、VVTSとPTSの一部を製作開始した。TSは真空容器やトロイダル磁場コイル(TFC)と近接しており、これら組立を考慮した設計としなければならない。本報告では、TSの設計および、TSを接続するカバー等、要素部品の開発状況についても紹介する。

### 2. サーマルシールドの製作

TSは平成26年度、JT-60SAの組立順序に合わせてVVTSと下部PTS(LPTS)から製作を開始した(Fig. 1)。VVTSは、トロイダル方向10度単位で製作するがFig. 2に示すように内側VVTSと外側VVTSに分けて製作し、10度VVTSを電気絶縁カバーで接続した20度が組立単位となる。

TS組立時における懸念点の一つは、TS間における冷媒配管の接続である。Fig. 3に内側VVTSと外側VVTSの冷媒配管の接続を示す。配管の接続点は、製作公差2mmで製作するが、組立公差10mmも許容しなければならない。一般にTSの冷媒配管は真空容器側のTSパネルに溶接固定するが、Fig. 3に示すように配管接続点近傍では可能な限りパネルに固定せず可動部を設けた。可動性をさらに高めるため配管寸法を15ASch40から10ASch5に縮径し、組立公差を吸収できる工夫をした。

またサーマルシールド同士を機械接続する個々のカバーは、TS組立後の耐震荷重に耐えなければならない。耐震解析の結果、最も厳しい荷重条件の電気絶縁カバーに焦点を当て、2方向のせん断試験と引張圧縮試験を行った。せん断試験に関しては、Fig. 4に示すようにカバーを2つ用いることでせん断力を対称に印加し、Table 1にあるように要求値の2倍荷重まで試験を実施した。電気絶縁カバーはFig. 2に示すように、電気絶縁部品G10とこれに接するステンレス鋼をボルトで締結するため、両材料間の静止摩擦係数の向上が重要となる。

試験では比較のため、サンプル①(接触面のサンドブラストのみ)、およびサンプル②(サンドブラスト面をStycast1266で接着)を用意した。試験の結果サンプル①は、定格荷重の引張試験のみを満足できなかった。一方、Stycast1266で接着したサンプル②は2倍荷重まで、せん断、引張圧縮全ての試験条件を満足した。

### 3. まとめ

組立要求項目を反映したVVTSとLPTSの製作を開始した。また機械試験を実施し、G10/ステンレス鋼接触面をサンドブラストしStycastで接着することで、要求する機械強度を確保することに成功した。

### 参考文献

1. K. Kamiya, et al.: Proc. ICEC24-ICMC2012 (2012) pp. 587-590.

2. K. Kamiya, et al.: Proc. Abstracts of CSSJ Conference, Vol.85 (2011) pp. 35.

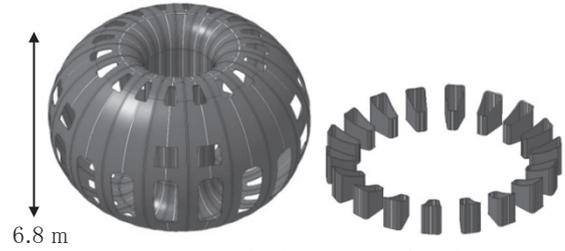


Fig. 1 VVTS (left) and LPTS (right)

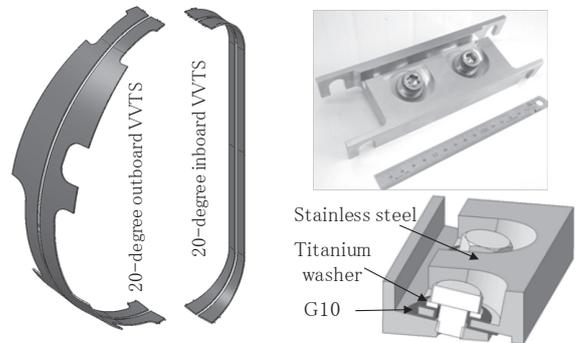


Fig. 2 Outboard / Inboard VVTS, and insulation coupler

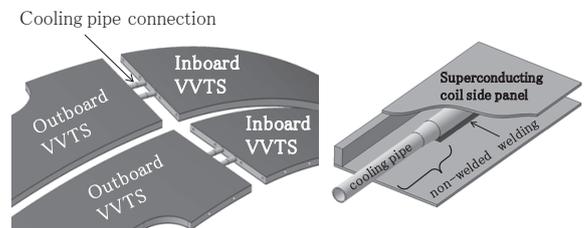


Fig. 3 Cooling pipe connection between outboard / inboard VVTS, and TS structure at connecting part

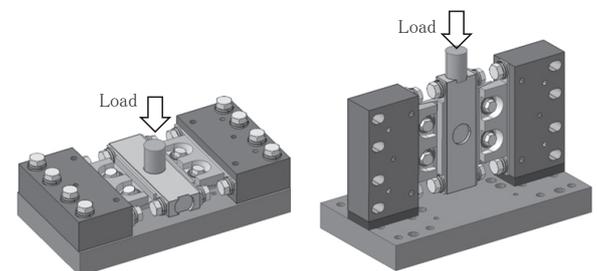


Fig. 4 Insulation couplers in shear test in 2 load directions

Table 1 Test conditions for insulation coupler

Test	nominal	1.3 times (Requirement)	twice	repetition
	kN	kN	kN	
Shear (horizontal)	8.2	10.7	16.4	1000
Shear (vertical)	14.2	18.5	28.8	1000
Tensile	13.1	17.1	26.2	1000
Compression	17.1	26.2	34.2	1000

# JT-60SA クライオスタット内配管の設計

## The design of pipes in the cryostat for the JT-60SA

大西 祥広, 神谷 宏治, 倉持 勝也, 柳 俊樹, 本田 敦, 木津 要, 小出 芳彦, 吉田 清(原子力機構)  
 ONISHI Yoshihiro, KAMIYA Koji, KURAMOCHI Masaya, YANAGI Shunki, HONDA Atsushi,  
 KIZU Kaname, KOIDE Yoshihiko, YOSHIDA Kiyoshi (JAEA)  
 E-mail: ohnishi.yoshihiro@jaea.go.jp

### 1. はじめに

原子力機構の JT-60 のトカマク本体を超伝導装置 JT-60SA に改修する計画が、日本と EU 間の共同プロジェクト「サテライト・トカマク計画」として推進されている。JT-60SA では、超伝導コイルおよび関連設備を冷却するため、ヘリウム冷凍機は 3.7 K, 4.4 K, 50 K および 80 K のヘリウムをそれぞれ 270 g/s, 1840 g/s, 25 g/s および 431 g/s で供給する。

クライオスタット内配管は、クールダウン、励磁や想定される地震の条件下でも健全であることが求められる。また、配管で発生する圧力損失は、冷凍機が要求する許容圧力損失以下でなくてはならない。

### 2. クライオスタット内配管の設計条件

JT-60SA クライオスタット内冷媒配管ヘッダーの配置を Fig.1 に示す。冷媒配管ヘッダーは、クライオスタット上下部、クライオラインおよび各バルブボックスから支持され、クライオスタット上下部の支持点から放射状に広がる配置とした。

本設計では、支持点の違いから (a) 上部冷媒配管、(b) 中部冷媒配管および(c) 下部冷媒配管に区分した。それぞれは複数のクランク曲げ配管(5D)から構成されており、クールダウンによる配管の熱応力を緩和できる構造とした。

クライオスタット上下部の支持構造は、それぞれ室温機器であるクライオスタットに直接固定するため、伝導熱を低減できる構造にしなければならない。また、同電位に属する冷媒配管とクライオスタットは装置内に大きなループを形成し渦電流を発生させる恐れがある。それゆえ、支持構造と冷媒配管は低電圧絶縁を施す必要がある。

JT-60SA のヘリウム分配システムは 5 つの冷却システムから構成される。プラズマ試験時の許容圧力損失を Table1 に示す。本設計では、Darcy-Weisbach の摩擦損失式を用い、配管で発生する圧力損失を算出した上で、配管の曲げなどを考慮し安全率 2 を乗じたものを計上した。

### 3. クライオスタット内配管の妥当性評価

Fig.2 に、中部冷媒配管ヘッダーの形状とクールダウン時の解析結果を示す。クールダウン時に発生する応力は最大で 22 MPa となり、設計応力(116 MPa)に対し成立していた。また、他の冷媒配管ヘッダーにおいても同様な結果が得られた。

熱応力緩和の観点から各配管径を極力小さくしたが、発生する圧力損失は冷凍機の許容圧力損失内であり、各冷却システムを最適化することができた。

クライオスタット上下部支持構造は、薄肉の円筒構造を採用しており、冷媒への熱負荷を許容値(20W)に対し、14 W まで削減した。

### 4. まとめ

JT-60SA クライオスタット内冷媒配管ヘッダーの設計が終了した。構造解析の結果から、各冷媒配管ヘッダーおよび支持構造は、どの運転状態においても成立することがわかった。また、各冷却システムで発生する圧力損失は、ヘリウム冷凍機が正常に稼働できる範囲であることが分かった。

Table 1 Specification of JT-60SA helium distribution system

	Allowable pressure drop [MPa]		
	Total	Coil or components	Pipes and valves
CP1 line	0.13	0.12	0.01
CP2 line	0.08	0.05	0.03
CP3 line	0.05	0.02	0.03
50 K line	0.11	0.09	0.02
80 K line	0.22	0.07	0.15

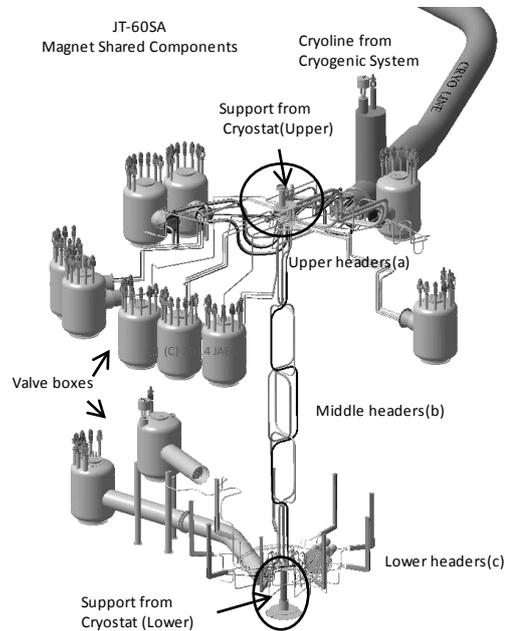


Fig.1 The layout of the headers in the cryostat

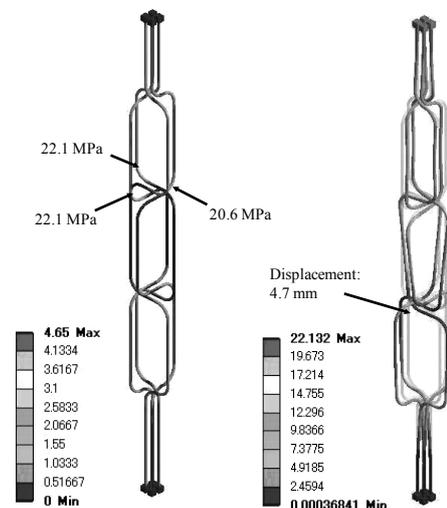


Fig.2 Tresca stress distribution and displacement of the middle header of the cooling pipes during cool down

# ヘリカル型核融合炉の高温超伝導オプション設計と 100 kA級導体開発の進展

## Progress of HTS magnet design and 100 kA class conductor development for the LHD-type helical fusion reactor

柳 長門 (NIFS), 寺崎義朗 (総研大), 伊藤 悟, 清野祐太郎 (東北大), 濱口真司, 田村 仁, 三戸利行,  
相良明男 (NIFS), 橋爪秀利 (東北大)

YANAGI Nagato (NIFS), TERAZAKI Yoshiro (Sokendai), ITO Satoshi, SEINO Yutaro (Tohoku Univ.),  
HAMAGUCHI Shinji, TAMURA Hitoshi, MITO Toshiyuki, SAGARA Akio (NIFS), HASHIZUME Hidetoshi (Tohoku Univ.)

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

### 1. はじめに

概念設計が進展しているヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の超伝導マグネットシステムは蓄積磁気エネルギーが 160 GJ に及び、3 次元形状をしたヘリカルコイル(大半径 15.6 m)には最大経験磁場 12 T において 100 kA 級の導体が要求される [1]。導体候補のひとつとして高温超伝導 (HTS) 導体を検討している。HTS 導体は冷却安定性が高く、クエンチする心配を大幅に軽減できるとともに、巨大なヘリカルコイルを短尺導体の接続によって迅速に製作できると期待される [1-4]。コイル設計と並行して NIFS と東北大学・量子エネルギー工学専攻との共同研究により大電流 HTS 導体サンプルの試作と試験も行っている [3-5]。これらの進展について報告する。

### 2. ヘリカルコイルの HTS 導体オプション

Fig.1(a) に FFHR-d1 のヘリカルコイルに適用することを想定した HTS 導体の断面構成を示す。YBCO 線材を単純に積層し、銅ジャケットとステンレスジャケットの中に収めることで機械的に極めて強固な導体にできる。銅ジャケットとステンレスジャケットの間に絶縁を設け、ステンレスジャケットの外側は隣接する導体と溶接によって連結するとともにガスヘリウムで冷却する [3]。導体は長さ 16 m ほどで正確に 3 次元ヘリカル加工を入れて大量生産し、現地でこれらを順次接続していくことによって連続的に巻線を行う構想である (Fig.2)。これを「接続方式巻線 (Joint-winding)」と名付け、工期の検討を始めている。

### 3. 100 kA 級 HTS 導体サンプル試験

試作と試験を行った導体サンプルの断面構成を Fig.1(b) に示す。フジクラ製 GdBCO 線材 (幅 10 mm、厚み 0.22 mm、臨界電流~600 A@77 K, s.f.) を 3 列×18 層で単純積層して銅ジャケットに収めた。ステンレスジャケットはボルト締めし、FRP ジャケットによる断熱のもと、ヒータを用いて導体温度の調整を行った。サンプルは長さ約 1.4 m のレーストラック形状で [3]、直線部の片側には東北大学で開発された機械的ブリッジジョイント [4] を入れて 1 ターンループを形成し、スプリットコイルで印加した外部磁場を変化させてサンプルに電流を誘起した。

温度 20 K と 4.2 K における通電波形を Fig. 3 に示す。20 K の場合、サンプル電流が 100 kA に達したところでクエンチが生じた。この場合、外部磁場の最大値 (5.3 T) が印加され、温度調整された試験部からは電圧信号が生じておらず、常伝導転移は機械的固定の甘かったサンプル上下の円弧部 (電圧信号は未取得) から生じたと考えられる。併せて、数値解析を進めており、サンプル電流が作る自己磁場の線材テープ面垂直方向の成分が臨界電流を支配的に決め、線材間に電流分布が生じるモデルによって導体全体の臨界電流が決まると判断している [5]。現在、再試験に向けてサンプルの改良を行っている。

FFHR-d1 のヘリカルコイルを想定した導体開発については、今後、溶接を入れた導体通常部および接続部の機械試験やヘリカル曲げ加工の検討を進める計画としている。

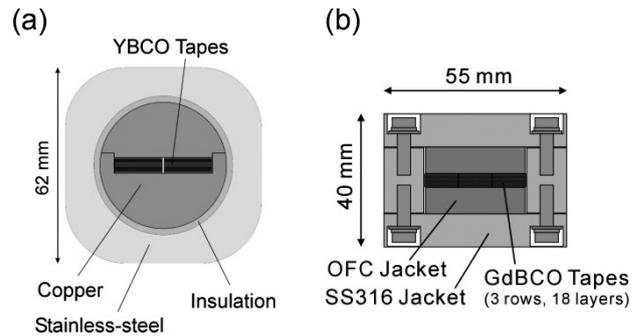


Fig. 1 Cross-sectional images of 100kA-class HTS conductor applied to the FFHR-d1 helical coils and its prototype sample.

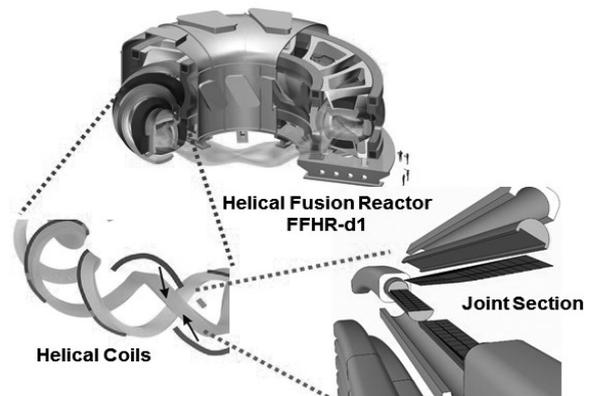


Fig. 2 Schematic illustration of “joint-winding” to be applied to the FFHR-d1 helical coils.

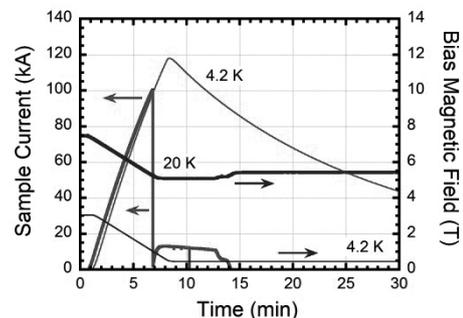


Fig. 3 Waveforms of the sample current and bias magnetic field measured at temperature 20 K (thick) and 4.2 K (thin).

### 参考文献

- [1] A. Sagara et al.: Fusion Eng. and Des. **87** (2012) 594.
- [2] H. Hashizume et al.: Fusion Eng. and Des. **63** (2002) 449.
- [3] N. Yanagi et al.: IEEE Trans. Appl. SC. **24** (2014) 4202805.
- [4] S. Ito et al.: IEEE Trans. Appl. SC. **24** (2014) 4602305.
- [5] Y. Terazaki et al.: IEEE Trans. Appl. SC. **24** (2014) 4801305.

# 石狩PJ 超伝導直流送電システム用断熱二重管の熱侵入測定

## Heat leak measurements of the cryogenic pipes for the superconducting DC power transmission system of Ishikari PJ

渡邊 裕文, 浜辺 誠, イワノフ ユーリ, 筑本 知子, 高野 廣久, 山口 作太郎 (中部大)  
 WATANABE Hirofumi, HAMABE Makoto, IVANOV Yury, CHIKUMOTO Noriko,  
 TAKANO Hirohisa, YAMAGUCHI Satarou (Chubu Univ.)  
 E-mail: h\_watanabe@isc.chubu.ac.jp

### 1. はじめに

電気抵抗ゼロの超伝導を利用した超伝導直流送電は長距離を低損失で送配電する最も有効な送電方法の一つである。低温部分から熱をくみ出すためのエネルギーが超伝導直流送電の実質的な損失になるため、長距離の超伝導直流送電では低温断熱配管での熱侵入がエネルギー効率に大きな影響を与える。従って、低温断熱配管での熱侵入量低減は実用化の鍵を握る重要な課題である。また、ケーブル冷却のため冷媒を循環させる必要があるが、ケーブルの特性維持のために配管の入口と出口の温度差を一定とすると、送電距離の概ね3乗で圧力損失が増加する。これは、長距離送電において、ポンプや配管サイズを含めてシステム全体に大きな影響を与える。一方、同様に入口と出口の温度差を一定とすると冷媒循環による圧力損失は熱侵入量の二乗に比例するので、低圧力損失の循環を達成するためには低熱侵入な低温断熱配管が必要となる。

平成25年度より北海道石狩市においてデータセンターへの給電のための回線を含む二回線の超伝導直流送電線路の設計が始まった(石狩プロジェクト)[1]。このプロジェクトのために新しい低温断熱配管の設計が始まり、テスト用のモデル配管を複数試作し、熱侵入量の評価試験を行うことで、構造を決定した。

### 2. 石狩プロジェクト用低温断熱配管

Fig. 1 に石狩プロジェクト用低温断熱配管断面の概略図を示す。石狩プロジェクト用低温断熱配管では外管、内管共に直管を用いることとなった。これは、今後の長距離送電を見据えた場合、圧力損失低減を期待出来るからである。又、石狩プロジェクトでは送電方向は一方のため、液体窒素を返すための配管が必要になる。そのため、今までは通常一本の外管に対して一本の内管が入った物が用いられてきたが、石狩プロジェクトでは液体窒素を返すリターン管を含めて二本の内管とした。又、単に二本の内管を設置した配管だけでなく、ケーブルが設置されるケーブル配管をアルミ製のシールドで覆い、そのシールドをリターン管に接触させる構造とした配管についても検討、試作評価を行った。この構造はケーブル配管への熱侵入を抑制することができ、ケーブル配管での液体窒素温度の上昇が抑えられるため、循環流量低減を可能にし、長距離の送配電においても低圧力損失であることが期待される。石狩プロジェクト用低温断熱配管では内管のリターン管に50A、ケーブル配管に65Aのステンレス管を用い、外管にシールド付の配管には300A、シールド無しの配管には250Aの鋼管を用いることとした。

### 3. 石狩プロジェクト用低温断熱配管評価試験

テスト用のモデル配管として多層断熱材の施工方法の異なる3種類のシールド付の低温断熱配管と、1種類のシールド無しの低温断熱配管について熱侵入量の評価試験を行った。石狩プロジェクトの低温断熱配管は約12mを1ユニットとして製作されるため、モデル配管も約12mである。内部の構造は石狩プロジェクトと同じとした。配管に液体窒素を充填し、

蒸発した窒素ガスの流量を測定することにより侵入した熱量を測定した。測定された窒素ガス流量が液体窒素に加わる熱量を反映していることを確認するために内管に取付けたヒーターを用い液体窒素を加熱し、蒸発した窒素ガスの流量から熱量を求め、ヒーターで加えた熱量と比較した。結果を Fig.2 に示す。図の凡例で S はシールド付を表す。続く数字は多層断熱材の施工方法を示し、7×3ならば7層束ねた物を3段重ねたことを意味する。CP はケーブル配管、RP はリターン管を示す。流量から求めた熱量とヒーターで加えた熱量の差は三つのデータを除いて5%以内、最も大きい物で17%であった。これらの結果は、読み取り値は概ね上記差の程度実際の侵入熱と異なる可能性があることを示しているため、測定の誤差として誤差の見積りの際に用いた。

配管1mあたりの熱侵入量の測定結果は多層断熱材の施工方法と実験条件に依存して、シールド付について、0.7-1.0W/m、シールド無しについて1.3-1.5W/mであった。特にシールド付テスト配管ではシールドに覆われたケーブル配管への熱侵入量は0.04W/m程度であった。これらの評価試験の結果を元に、コストに関する考慮を加えて、石狩プロジェクト向けの低温断熱配管構造が決定された。

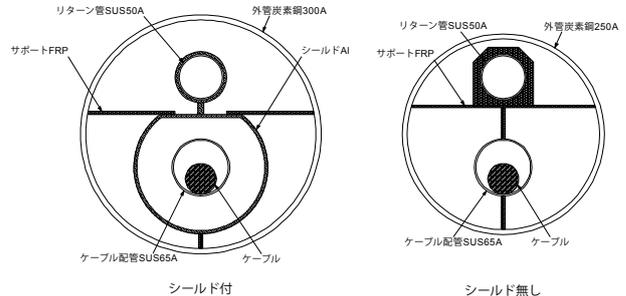


Fig.1 Schematic drawing of the cryogenic pipes for the Ishikari project.

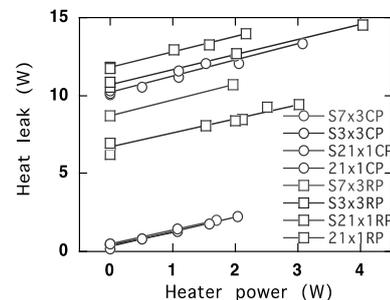


Fig.2 Measured heat leak with respect to heater power applied. The legends are explained in the main text.

謝辞 本研究は経済産業省 委託事業「高温超伝導直流送電システムの実証研究」として実施した。

### 参考文献

1. S. Yamaguchi et al., Abstracts of CSSJ Conference, Vol.88 (2013) p.23

# 石狩市でのデータセンターへの電力輸送\_\_超電導直流ケーブルプロジェクト 2

## Electric Power Transmission for Internet Data Center in Ishikari, DC Superconducting Power Cable Project 2

筑本 知子, 渡邊 裕文, 浜辺 誠, ユーリ・イワノフ, 吉原 幸夫, 高野 廣久, 山口 作太郎 (中部大, I-SPOT);  
腰塚 博美 (千代田化工, I-SPOT); 林 和彦 (住友電工, I-SPOT); 澤村 徹 (さくらインターネット, I-SPOT)  
CHIKUMOTO Noriko, WATANABE Hirofumi, HAMABE Makoto, IVANOV Yury, YOSHIWARA Yukio,  
TAKANO Hirohisa, YAMAGUCHI Satarou (Chubu Univ., I-SPOT); KOSHIZUKA Hiromi (Chiyoda Corp., I-SPOT);  
HAYASHI Kazuhiko (Sumitomo Electric Industries, I-SPOT); SAWAMURA Toru (Sakura Internet, I-SPOT)  
E-mail: nchiku@isc.chubu.ac.jp

### 1. はじめに

「高温超電導直流送電システムの実証研究」(平成 24 年度経済産業省からの委託)が開始されてからほぼ一年が経過した。前回報告したように、本研究は、石狩新港地域を実証サイトとして、高温超電導直流送電システムを建設し、データセンター等の直流需要施設と直流電源施設あるいは商用交流変電所からの送電を行うことによって、トータルシステムとしての実運用システムの構築、さらに将来の長距離送電システムを実用化するための技術的、制度的課題を抽出することを目的としている[1]。計画では2回線を設置し、回線1はさくらインターネット株式会社の石狩データセンターと同社保有の太陽電池を約 500m の超電導ケーブル(住友電工製 BSCCO ケーブル、同軸・双方向通電)で接続して通電安定性の検証に供し、回線2は交流変電所付近から km 級の送電システムを公道脇に設置し、長距離送電のための準備・検討を実施する予定である。(Fig.1)

初年度は主に設計及び機器の製造・購入を実施するとともに、中部大学において事前検証試験を行い、システムの設計に反映したので、その概要と現状について紹介を行う。

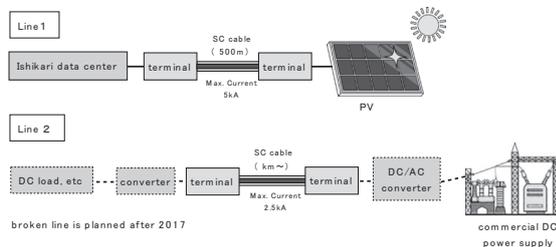


Fig.1 Schematic illustration of test lines in Ishikari Project

### 2. システムの構成

本システムは、実績のある中部大学のもつ 200m 級の超電導直流送電設備を基に、断熱二重管及び端末接続部の低熱侵入化と冷媒循環システムに改良を加えた。

まず、配管に用いる断熱二重管については、冷媒の圧力損失が小さいことが期待される直管を採用し、熱侵入量及びコスト低減のためケーブル配管 (65A) & リターン配管 (50A) を同じ外管に入れ、また新しく開発された多層断熱材を施工する。これにより、配管からの熱侵入量について、1.5W/m 以下を目指す [2, 3]。

また、超電導ケーブル端末には中部大学が開発したペルチェ電流リード (PCL) [4] を採用し、低熱侵入化をはかる。

冷凍機については、NEDO プロジェクト「イットリウム系超電導電力機器技術開発(平成 20~24 年度)にて開発された太陽日酸製ターボブレイトン冷凍機 (2 kW) を超電導ケーブルシステムとしては世界で初めて採用する。本冷凍機は磁気軸受を採用しているため、長期間メンテナンスが不要という利点がある。

### 3. 事前評価試験

直流超電導ケーブルシステムが経済的に成り立つためには、いかに冷却効率をあげるかが重要なポイントとなる。そのためには、ケーブル線路や端末部等からの熱侵入を抑える必要がある。

そこで、事前検討試験の一つとして、超電導ケーブル端末での熱侵入の低減化に用いる PCL の性能評価を行った。

回線 1 の定格最大電流は 5kA であり、高温超電導直流ケーブルコアは往路 37 本、復路 35 本で構成される 2 極導体となっている。ここで、線材と PCL を一対一で接続するが、ペルチェ効果により接続部での熱の排出を行うため、電流導入側には P 型 PCL、取出し側には N 型 PCL を用い、PCL 一本あたりの最大定格電流は 143A となる。

事前評価試験では Fig. 2 に示すテストスタンドに PCL の一対 (N と P) を組み込み、最大定格電流 143A までの通電試験を行った。液体窒素の蒸発量より熱侵入量を計算で求めたところ、PN 一対あたり定格電流の 143A に対して侵入熱が 9W 程度であることが確認された。この値を用いると、回線 1 のケーブルシステムにおける端末電流リードからの熱侵入量は 1 端末あたり約 31W/kA 以下と見積もられる。

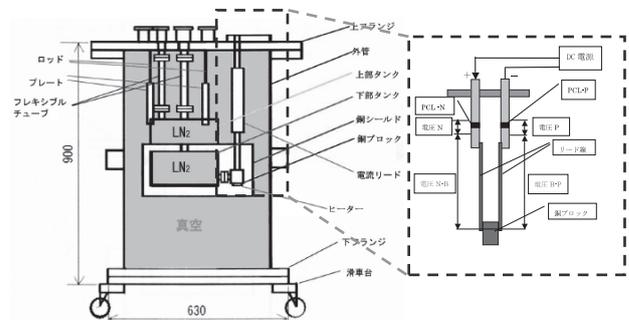


Fig.2 Schematic illustration of the test stand used for a heat loss measurement at PCL.

謝辞 本研究は経済産業省 委託事業「高温超電導直流送電システムの実証研究」として実施した。

### 参考文献

1. S. Yamaguchi et al., Abstracts of CSSJ Conference, Vol.88 (2013) p.23
2. H. Watanabe et al., Physics Procedia, Vol. 27 (2012) pp.376-379
3. H. Watanabe et al., to be published in the Abstracts of CSSJ Conference, Vol.89 (2014).
4. S. Yamaguchi et al., Review of scientific instruments **75**, pp.207-212 (2004); T. Kawahara et al., IEEE Trans. on Applied Supercond. **21**, pp.1070-1073 (2011).