研究論文

ITER トロイダル磁場コイル用導体の製作技術開発

濱田 一弥^{*1,†}, 高橋 良和^{*1}, 名原 啓博^{*1}, 河野 勝己^{*1}, 海老澤 昇^{*1}, 押切 雅幸^{*1},
堤 史明^{*1}, 斎藤 徹^{*1}, 中嶋 秀夫^{*1}, 松田 英光^{*2}, 矢野 嘉孝^{*2}, 手島 修^{*3}

Development of Manufacturing Technologies for ITER Toroidal Field Coil Conductors

Kazuya HAMADA^{*1,†}, Yoshikazu TAKAHASHI^{*1}, Yoshihiro NABARA^{*1}, Katsumi KAWANO^{*1}, Masayuki OSHIKIRI^{*1},
Fumiaki TSUTSUMI^{*1}, Hideo NAKAJIMA^{*1}, Hidemitsu MATSUDA^{*2}, Yoshitaka YANO^{*2} and Osamu TESHIMA^{*3}

Synopsis: The Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is responsible for procuring 25% of the ITER toroidal field (TF) coil conductors as the Japanese Domestic Agency (JADA) for the ITER project. The TF conductor is a circular shaped, cable-in-conduit conductor, composed of a cable and a stainless-steel conduit (jacket). The outer diameter and maximum length of the TF conductor are 43.7 mm and 760 m, respectively. JAEA has constructed a new conductor manufacturing facility. Prior to starting the conductor manufacturing, JAEA manufactured a 760 m-long Cu dummy conductor as a conductor manufacturing process qualification, such as processes of welding, cable insertion, compaction and spooling. All manufacturing processes have been qualified and JAEA has started to fabricate superconducting conductors for the TF coils.

Keywords: cable-in-conduit conductor, fusion, ITER, superconductor, toroidal field coil

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、ITER 計画における日本の国内機関として、トロイダル磁場（TF）コイル用超伝導体¹⁾全体の 25%（導体本数として 33 本）の調達を担当している。導体は、直径 0.8 mm の Nb₃Sn 超伝導素線 900 本、銅線 522 本を撚り合せて、直径 43.7 mm、肉厚 2 mm 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 420 m 及び 760 m である。導体の調達は 2008 年から開始された。原子力機構は、新日鉄エンジニアリング(株)と協力して導体製作準備を進め、2009 年 12 月に導体製作装置を完成させた。超伝導体の製作開始に先立ち、始めに導体の製造技術認定を得るため

に、760 m の銅製の模擬撚線を用いて模擬導体を製作し、製作方法が適切であることを実証し、2010 年 3 月より実機導体の製作に着手した²⁾。

本稿では、導体の製作に必要な技術開発として、

- 1) ジャケットの開発（2 章）、
- 2) 導体製作技術として、溶接技術の開発（3.2 節）及び溶接部の品質管理手法（3.3 節）

を説明し、完成した導体の寸法特性及び圧力損失特性（3.4, 3.5 節）を紹介する。

2. ジャケットの開発

ジャケットは、コイル完成までに冷間加工や Nb₃Sn 生成熱処理が加えられるため、機械特性に対するこれらの加工の影響を把握することが非常に重要である。また、強大な電磁力中で使用するために、通常の管とは異なる品質管理が必要となる。以下では、ジャケット材料の設計、製造方法について説明するとともに、量産における化学成分及び機械特性のばらつき、非破壊検査手法について説明する。

2.1 ジャケット材料への要求と製造方法

Table 1 にジャケット要求特性を示す。ジャケットは、低炭素化した SUS316LN を材料とするシームレス円管である。TF コイル用導体は Nb₃Sn 超伝導線材を使用するため、コイル形状に導体を成形した後、超伝導物質生成のための熱処理（650°C、200 時間）を加える必要がある。通常のステンレス鋼ではこの温度領域で長時間の熱処理を行う

Received December 5, 2011

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

^{*1} 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

〒311-0193 茨城県那珂市向山 801-1

Japan Atomic Energy Agency, 801-1 Muko-yama, Naka, Ibaraki 311-0193, Japan

^{*2} 新日鉄エンジニアリング株式会社

〒808-0022 福岡県北九州市若松区向洋町 10-1

Nippon Steel Engineering Co., LTD. 10-1 Koyo-cho, Wakamatsu-ku, Kita-Kyushu, Fukuoka 808-0022, Japan

^{*3} 神鋼特殊鋼管株式会社

〒752-0953 山口県下関市長府港町 13 番 1 号

Kobe Special Tube Co., LTD. 13-1, Chofu Minato-machi, Shimonoseki, Yamaguchi 752-0953, Japan

[†] E-mail: hamada.kazuya@jaea.go.jp

Table 1 Requirements of the TF conductor jacket

Items	Specification
Material	Low carbon SUS316LN using ESR process
Ferrite contents	Full austenite, above 0% ferrite line in the DeLong phase diagram in JIS Z3119
Inclusion	ASTM E45 Method-A, the severity number of inclusion type A, B, C, and D is less than 3
Shape	Circular seamless tube
Outer diameter	48.0+/-0.2 mm
Wall thickness	1.9+/-0.1 mm
0.2% yield strength (YS)	At least 950 MPa
Elongation (EL)	At least 20%

と、鋭敏化により延性が大きく低下する．そこで、延性の低下を軽減するため、通常の SUS316LN の炭素 C と窒素 N 含有量の上限値をより厳しく制限し、延性の低下の原因となる結晶粒界への炭化物や窒化物の析出を抑える設計とした．熱処理前後における SUS316LN の延性に対する C と N の影響をまとめたものを **Fig. 1** に示す．このように $C+0.1N = 0.035\%$ ³⁾以下で、延性の低下を軽減することが可能であることを確認し、この範囲内で化学成分の設計を行った．ただし、C と N を減らすと強度が低下するため、延性の低下と強度のバランスを考慮し、C の目標値を 0.015%以下、N を 0.14 ~0.18%と規定とした．

SUS316LN 素材は、(1) 1 次溶解を電気炉で行った後、アルゴン-酸素精錬装置により脱炭され、(2) 介在物を低減するために、2 次溶解として電気スラグ再溶解 (ESR) による精製工程を用いて、インゴットが製作される．インゴットは、鍛造工程において円柱形状のビレット（直径 160 mm）に成形される．ビレットは、熱間押し後、冷間引抜きされてジャケット形状に加工され、最後に 1050°C での溶体化熱処理が加えられる．溶体化熱処理には、通常の 316L シームレス管と同様の溶体化熱処理パターンを用いた．日本国内の輸送制限を考慮して、ジャケットの単長は 13 m とした．また、導体のボイド率を可能な限り均一にするため、例えば米国試験材料協会（ASTM）規格の配管で

Fig. 1 Elongation at 4.2 K as a function of C+0.1N (%) of the 316LN jacket⁴⁻⁶⁾. ST: Solution annealing heat treatment; AG: Nb₃Sn aging heat treatment.

は、肉厚及び外径の公差はそれぞれ+/-10%及び+/-0.25 mm であるが、ジャケットには **Table 1** に示す様に外径、肉厚に関してより高い公差が要求される．このため、ジャケットの製作では、冷間引抜き工程を 4 回行うことにより、高精度のジャケットの製作が可能となった．

Table 2 に化学成分の要求値とこれまで製作したジャケットの化学成分を示す．表の通り、これまで、1 次溶解(Heat)を 6 回実施してジャケットを製造しており、化学成分には大きな変動はなく、安定にジャケットが製作されている．

介在物の大きさの指標（Severity number）の測定結果は 2 以下である．また、化学成分からフルオーステナイトであることを確認した．オーステナイト結晶粒径は、ASTM 規格で規定された結晶粒度番号で 5~7 である．

2.2 ジャケットの非破壊検査

導体内部は冷媒の超臨界ヘリウムが流れるためジャケッ

Fig. 2 Standard artificial defects sample of the TF jacket.**Table 2** Specification of the chemical compositions and product analysis results of the TF conductor jacket ²⁾

wt(%)	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Co	N
Requirement	≤0.020 (target:≤0.015)	≤0.75	≤2.0	≤0.035	≤0.030	11.0-14.0	16.0-18.0	2.0-3.0	≤0.10	0.14-0.18
1st heat*	0.010	0.05	0.27	0.019	0.001	11.44	16.32	2.12	0.07	0.16
2nd heat	0.007	0.09	0.57	0.017	0.001	11.50	16.30	2.12	0.08	0.16
3rd heat	0.015	0.12	0.54	0.020	0.001	11.46	16.47	2.16	0.05	0.16
4th heat	0.007	0.13	0.18	0.018	0.001	11.46	16.52	2.10	0.05	0.16
5th heat	0.007	0.04	0.13	0.019	0.001	11.47	16.63	2.10	0.06	0.16
6th heat	0.008	0.17	0.84	0.018	0.001	11.40	16.47	2.16	0.05	0.16

*Heat: a product chemical analysis of the jacket is performed on representative product per each primary melting batch.

Fig. 3 Tensile test results of the TF jacket at 4.2 K. Cold working and aging at 650°C for 200 hr were applied to the jacket before cutting the tensile test specimen.

Fig. 4 Conductor manufacturing process.

トには内圧が作用し、さらに電磁力が作用する。このため、ジャケットは、通常の円管よりも内在欠陥について厳しい管理を行う必要がある。欠陥に対する検査として、以下の標準欠陥サンプルを作成し、検査における欠陥検出感度を確認した。

- 長さ 2 mm、深さ 0.5 mm の半円状ノッチ
- $\phi 0.5$ mm のドリル・ホール

これらの欠陥を検出するため、超音波探傷法を採用した。標準欠陥サンプルの概略は **Fig. 2** に示す通りであり、4 方向の探傷用プローブ（ジャケット長手 2 方向、ジャケット周 2 方向）で検出した。周波数は 5 MHz、探傷速度は 600 mm/min であり、水中で検査が行われる。標準欠陥サンプルの検出信号の 85% を合格基準とし、基準値を超える信号を検出した場合には、表面の目視確認と研磨を行い、再度検査する。現状では、97% 以上のジャケットが超音波探傷試験で合格している。

2.3 ジャケットの機械特性

ジャケットは溶体化処理状態から、導体製作中に圧縮成型加工（コンパクション）、曲げ及び超伝導生成熱処理を加えるため、要求される機械特性をこれらの処理がなされ

た状態で達成する必要がある。

引張試験片は、ITER の TF コイル用導体を調達する各極が同じ方法でサンプルを製作することとし、以下の方法を用いることとした^{7,8)}。

- 1) 外径を 48 mm から 43.7 mm にコンパクション装置で圧縮成形する。
- 2) 室温の引張り試験機でコンパクションしたジャケットをそのまま引張り、2.5% の永久ひずみを加える。
- 3) 熱処理炉で 650°C、200 時間の熱処理を加える。
- 4) 試験片を切り出す。

引張り試験結果を **Fig. 3** に示す。耐力、伸びとも ITER の要求特性を上回っており、ジャケットは、熱処理後においても十分な強度と延性が確保されていることを確認した。

3. 導体製作技術の開発

3.1 導体製作方法の概要

導体の製作方法は、ITER 工学設計活動において製作された CS モデルコイル及び TF モデルコイル用導体と同様の手法を用いた⁹⁾。TF コイル用導体は以下の工程で製作される (**Fig. 4** 参照)。

- (1) 長さ 13 m のジャケット（外径 48 mm、肉厚 1.9 mm）を Gas-Shielded Tungsten Arc Welding (GTAW) により突合せ溶接し、430 m 又は 760 m 長のジャケットを組み立てる。
- (2) 撚線（外径 41.6 mm）をジャケット内部に引き込む。
- (3) 撚線入りのジャケットの外径を 43.7 mm に圧縮成型¹⁰⁾しながら、直径 4 m の巻枠に巻き取る。

導体製作中の品質検査とし、溶接部については、放射線透過試験、浸透探傷試験、ヘリウム・リーク試験を行い、健全性を確認しながら導体を製作した。

3.2 溶接技術の開発

TF コイル用導体ジャケットは薄肉円管のため、溶接は自動周溶接機を用いて実施し、溶接フィラー材なしで 1 パスの完全溶込み溶接とした。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 +0.1 mm 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、ジャケット中心線が一致するように、溶接部の開先合せには、ジャケット内面からのクランプ機構を使用し、内面に段差が生じないようにした。溶接施工試験は米国機械学会 (ASME) ボイラ圧力容器コード Sec. VIII Div.2 と Sec. IX に基づき実施した。

また、溶接サンプルの 4 K での耐力を測定し、要求値 (950 MPa) を満たすことを確認した²⁾。

3.3 溶接部の品質管理

溶接部において要求される品質管理項目と方法は以下の

通りである。これまで、900 箇所突き合わせ溶接を行ってきた。導体制作初期には放射線透過試験において、ブロー・ホールが確認され、再溶接を実施したが、それ以外の試験では欠陥は観測されることはなかった。

(1) go-gage 試験

溶接部に障害物がないかどうか、直径 41.8 mm、長さ 600 mm の円柱形状のゲージを内径 44.2 mm のジャケット溶接部を通して、引っかかりがないこと、また、ジャケットに短い周期でのうねりがないことを確認する。

(2) 内面目視確認

CCD カメラを用いて、溶接内面を目視し、完全溶け込み溶接であることを確認する。また、Fig. 5 に示すように、レーザー光線を溶接部に照射し、レーザー光線の描く線のずれにより、内面の凹凸を定量的に測定し、溶接部の突出がないことを確認した。

(3) ヘリウム・リーク試験

ヘリウム・リーク試験は、溶接直後にすべての溶接継手毎に行う部分ヘリウム・リーク試験と巻き取り後導体全体にリークがないことを最終段階で確認する全体ヘリウム・リーク試験の 2 段階で行う。

部分ヘリウム・リーク試験では、Fig. 6 に示すように溶接部のみをヘリウム・ガスで 3 MPa まで加圧するために、ゴム製の風船で区画を形成する。風船は、エタノールで加圧する。溶接部外側には、真空容器を取り付け、ヘリウムリークディテクタに繋いで、ヘリウムが漏れ出さないことを確認する。

Fig. 5 Visual inspection of the inner surface of the weld and the undulation measurement.

Fig. 6 Schematic of the local helium leak testing system.

全体ヘリウム・リーク検査では、直径 4 m、高さ約 3 m のスプールを大型真空容器 (Fig. 7) に入れて真空排気を行い、導体内部を 3 MPa に加圧して真空容器内に漏れ出さないかどうかを確認する。

部分ヘリウム・リーク試験及び全体ヘリウム・リーク試験とも、試験時のバック・グラウンドのリークディテクタの信号は $1 \times 10^{-10} \sim 1 \times 10^{-9} \text{ Pam}^3/\text{s}$ であり、感度は $1 \times 10^{-11} \sim 10^{-10} \text{ Pam}^3/\text{s}$ であった。これまで、すべての継手で、リークは発見されなかった。

(4) 放射線透過試験

放射線透過試験は、Fig. 8 に示す通り、ジャケット管の外側のフィルムで撮影する 2 重壁法により、ジャケット断面

Fig. 7 Vacuum chamber of global helium leak testing after spooling.

Fig. 8 Radiographic testing method of the weld joint.

Fig. 9 Dye penetration test of each weld joint after spooling.

Fig. 10 Typical cable pulling forces as a function of the cable length; 80JNC001 is a 760 m-long Cu dummy cable; others are superconducting cables.

の直交する 2 方向から撮影を行う。放射線透過試験において、欠陥の検出感度を確認するために、あらかじめ、Fig. 2 と同様の人工欠陥を溶接継手の内面に施工し、放射線透過試験で識別可能であることを確認した。

导体製作開始当初は溶接欠陥としてブロー・ホールが見つかり、模擬导体では、57 箇所の溶接継手において、合計 12 回の再溶接を行った。ブロー・ホールは溶接開始時に発生するケースがほとんどであり、溶接開始時のアークの立ち上がり時の条件を試行錯誤ではあるが最適化することにより、2 导体分の溶接を完了する時点では、溶接欠陥の発生回数は导体 1 本あたり 1 箇所となった。現在の欠陥発生頻度は、1 导体 (760 m 导体: 溶接箇所 59 箇所, 420 m 导体: 溶接箇所 36 箇所) あたり 1 箇所以下である。

(5) 浸透探傷試験

溶接完了時及び巻き取り後にそれぞれ浸透探傷試験を実施した。巻き取り後の浸透探傷試験では、Fig. 9 に示す通り、导体間に隙間をつくり、すべての溶接部を検査し、健全性を確認した。浸透探傷試験についても、これまで欠陥の発生は一度もなかった。

(6) 室温引張試験

溶接部の非破壊検査に加えて、导体製作において、导体 1 本毎に、実証試験用の溶接サンプル製作し、室温で、フルサイズ (管形状) のままで引張り試験を行い、溶接施工試験と同等の強度を有することを確認している。これにより引張り強さを確認することにより、溶接品質の管理を行っている。

3.4 撚線の引込み技術²⁾

撚線の引込みは 2 m/min の速度で行い、引き込み中の張力は連続的に測定する。ITER 工学設計活動で実施した导体製作 R&D¹¹⁾では、860 m の撚線で引込み力は約 25 kN であり、現在の导体の単位長さ当たりの重量の比率から引き込み力は見積もると 33 kN となる。そこで、引き込み装置を設計するにあたり、裕度をみて 40 kN を引き込み力の最大に設定した。模擬导体では最大引き込み力はほぼ予想通

Fig. 11 Outer diameter of the conductor after spooling (target is 43.7 +/- 0.3 mm).

Fig. 12 Typical flow test results using nitrogen gas at room temperature.

Fig. 13 Completed 760 m-long TF conductor.

り 32 kN となったが、その後の実機导体の製作においては、引き込み力は、36 ~ 40 kN 程度となっている。Fig. 10 に引き込み力と引き込み長さの関係の典型例を示す。引き込み力は 300 ~ 400 m 付近で傾きが急となる傾向がみられている。圧縮成形加工前のジャケット及び撚線の寸法

は、TF コイル用導体を製作する担当国によって異なるので、引き込み力の変化は、当初、撚線やジャケットの寸法や表面状態に起因する日本固有の問題と考えられたが、最近他極で開始された TF コイル用導体の製作における撚線の引き込みにおいても、日本と同様の傾向が見られることが報告されており、引き込み方式に共通した現象である。このような挙動を示す原因としては、以下が考えられる。

- (1) 長距離にわたって撚線を引き込むため、ジャケットの内面状態が引き込み距離により変化し、摩擦係数が変動する。
- (2) 撚線に力が加わることにより、撚線のうねりの状態が変化し、ジャケット内面との接触状態が変化し、摩擦力が増加する。

3.5 コンパクション及び巻き取り技術

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要求値である 43.7 ± 0.2 mm を満たし、巻き取った後においても目標値である 43.7 ± 0.3 mm を達成した (Fig. 11)。

巻き取り後、室温の窒素ガスを用いて、流量と入出口の圧力差との関係（圧力損失特性）を測定した。測定結果の一例を Fig. 12 に示す。TF コイル用導体には長さ 420 m 及び 760 m の導体があり、長さによって圧力損失は異なるが、レイノルズ数と管摩擦係数の関係として無次元化して整理すると、両者の特性は良く一致した²⁾。これは、各導体が均一な品質で製作されていることを示す一つの証拠である。また、これにより、TF コイルの実際の冷却では、コイル間で冷媒流量の不均一が生じないことを確認することができた。

4. まとめ

原子力機構は、世界に先駆けて、導体製造技術として、ジャケット、溶接技術、撚線引き込み技術、巻き取り技術、非破壊検査技術を開発し、導体製作装置を準備した。これを用いて、銅模擬導体を製作し、製造技術の確立し、実機導体製作を開始した (Fig. 13)。日本が開発したジャケットは、TF コイル用導体を調達する他極においても採用されており、高い評価を得ている。これまで、合計 18 本の導体を製作した。今後、1 か月に 1 導体の割合で、導体を製作する計画である。TF コイル用導体の製作で得られた知見は、さらに導体長が長く (900 m) これから開始する中心ソレノイド (CS) コイル用導体の製作に生かせることが期待される。

導体調達に関しては、国内メーカーの皆様より多大なる御協力を頂いており、厚く御礼申し上げます。

導体製作を進めるにあたり、原子力機構 核融合研究開発部門 二宮博正部門長、高津英幸副部門長、多田栄介

ITER プロジェクトユニット長より御指導、御鞭撻に頂きました。感謝申し上げます。また、ITER 機構 N. Mitchell 博士、A. Devred 博士、D. Bessette 博士から、導体製作方法について、御支援、御助言を頂き、深く感謝いたします。

参考文献

- 1) N. Mitchell, et al.: "Status of the ITER magnets," *Fus. Eng. Des.* **84** (2009) 113-121
- 2) K. Hamada, et al.: "First qualification of ITER toroidal field coil conductor jacketing," *Fus. Eng. Des.* **86** (2011) 1506-1510
- 3) R. P. Reed, R. P. Walsh and C. N. McCowan: "Effects of Nb₃Sn heat treatment on the strength and toughness of 316LN alloys with different carbon content," *Adv. Cry. Eng. Mater.* **38** (1992) 45-54
- 4) K. Ishio, K. Hamada and H. Nakajima: "Effect of nitrogen, phosphorus, and carbon on the mechanical properties of aged 316LN stainless steel at the cryogenic temperature, 4 K," *Tetsu-to-Hagane* **92** (2006) 30-35
- 5) J. H. Kim and J. Feng: "The 4 K mechanical properties of modified SS316LN for Jacket materials in superconducting fusion magnets," *Adv. Cry. Eng. Mater.* **54** (2008) 92-99
- 6) A. Nyilas, B. Obst and D.R. Harries: "Mechanical investigations on aged stainless steel and incoloy 908 materials at 4.2 K and 7 K," *Adv. Cry. Eng. Mater.* **44** (1998) 17-24
- 7) Standardization of TF conductor jacket mechanical testing procedure, ITER_D_33X9BT, October 2010
- 8) K. Hamada, K. Kawano, T. Saito, M. Iguchi, H. Nakajima, O. Teshima and H. Matsuda: "Effect of specimen shape on the elongation of 316LN jacket used in the ITER toroidal field coil," to be published in proceedings of ICMC2011
- 9) A. della Corte, et al.: "Successful completion of the conductor manufacture for the ITER TF model coil," *Proc. 20th SOFT* (1998) 841-844
- 10) K. Hamada, et al.: "Development of jacketing technologies for ITER CS and TF conductor," *Adv. Cry. Eng. Mater.* **54** (2008) 76-83
- 11) V. E. Sytnikov, et al.: "The long-length line for jacketing cable-in-conduit conductor," *Fus. Eng. Des.* **45** (1999) 209-216

濱田 一 弥 1967 年 4 月生。1992 年 日本原子力研究所入所。現在、(独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属。主に、ヘリウム冷凍システム、大型超伝導コイル及び極低温構造材料の研究開発に従事。低温工学・超電導学会、日本原子力学会、プラズマ・核融合学会会員。博士(工学)。

高橋 良 和 1952 年 1 月生。1980 年 日本原子力研究所入所。現在、(独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属。主に、超伝導パルスコイル、導体の研究開発に従事。低温工学・超電導学会、日本物理学会、電気学会、プラズマ・核融合学会会員。博士(理学)。

名原 啓 博 1975 年 7 月生。2002 年 日本原子力研究所博士研究員。2003 年 同研究所研究員。現在、(独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属。主に、核融合炉用超伝導磁石の開発に従事。低温工学・超電導学会会員。博士(工学)。

河野 勝己 1964 年 7 月生. 1983 年 日本原子力研究所入所. 現在, (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属. 主に大型超伝導コイル及び極低温用構造材料の研究開発に従事. 低温工学・超電導学会会員.

海老澤 昇 1960 年 1 月生. 1978 年 日本原子力研究所入所. 現在, (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属. 主に, 超伝導コイル, 導体の研究開発に従事.

押切 雅幸 1963 年 4 月生. 1982 年 原子力エンジニアリング(株)入社. 日本原子力研究所に出向. 現在, (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属. 主に, 超伝導コイル, 超伝導コイル試験装置の研究開発に従事.

堤 史明 1969 年 2 月生. 1990 年 (現)三菱電機インフォメーションシステムズ㈱入社. 1999 年 トータル・サポート・システムズ(株)入社. 現在, (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループ所属. 主に極低温構造材料の研究開発, 超伝導燃線及び超伝導導体の研究開発に従事.

斎藤 徹 1971 年 6 月生. 2003 年 中国大連輕工業学院副教授. 2006 年 (独)日本原子力研究開発機構 博士研究員. 2008 年 (株)神戸工業試験場入社. 2010 年 (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループに出向. 主に, 超伝導コイル及び導体の研究開発に従事. 低温工学・超電導学会, 日本材料学会会員. 博士(工学).

中嶋 秀夫 1956 年 1 月生. 1981 年 日本原子力研究所入所. 現在, (独)日本原子力研究開発機構 ITER 超伝導磁石開発グループリーダー. 主に, 大型超伝導コイル及び極低温用構造材料の研究開発に従事. 低温工学・超電導学会, 日本機械学会, 日本鉄鋼協会, 日本保全学会会員.

松田 英光 1959 年 6 月生. 1985 年 新日本製鐵株式会社入社. 現在, 新日鉄エンジニアリング(株)ITER プロジェクト部勤務. 主に特殊構造物等の溶接開発に従事.

矢野 嘉孝 1961 年 7 月生. 1986 年 新日本製鐵株式会社入社. 現在, 新日鉄エンジニアリング(株)ITER プロジェクト部勤務. 主に溶接を中心とした設備開発に従事.

手島 修 1968 年 3 月生. 1990 年 (株)神戸製鋼所入社. 現在, 神鋼特殊鋼管(株) 長府北工場 開発室勤務. 主に原子力, 半導体製造設備用高精度シームレス管を中心とした技術開発及び品質管理業務に従事.