JT-60SA 用超伝導マグネット

吉田 清*

Superconducting Magnet for the JT-60SA

Kiyoshi YOSHIDA*

Synopsis: The upgrading of the JT-60U to the JT-60SA has started in a joint effort by the Japanese government (JA) and European commission (EU) under the framework of the Broader Approach (BA) Agreement. The superconducting magnet system for the JT-60SA consists of 18 toroidal field (TF) coils, a central solenoid (CS) with four modules, and six equilibrium field (EF) coils. The TF case encloses the winding pack and is the main structural component of the magnet system. The CS consists of independent winding pack modules, which are hung from the top of the TF coils through its pre-load structure. The six EF coils are attached to the TF coil case through supports with flexible plates that allow radial displacement. The CS modules operate at high field and use a Nb₃Sn superconductor. The TF coils and EF coils use NbTi superconductors. This paper describes the technical requirements, operational interface and detailed manufacturing design outline of the superconducting magnet system for the JT-60SA.

Keywords: coil, fusion, JT-60, superconducting, tokamak

1. はじめに

国際熱核融合実験炉(ITER)¹⁾の計画は、欧州連合(EU)、日本、米国、ロシア、韓国、中国、インドの7極の共同事業としてフランスに本体を建設することで合意され、核融合エネルギーの研究開発が本格的に開始された。同時に、日本原子力研究開発機構のJT-60のトカマク本体を超伝導化するJT-60SA計画²⁾が、日本とEU間の共同プロジェクト「幅広いアプローチ」³⁾の中の「サテライトトカマク」プロジェクトとして推進することが合意された。JT-60SAは、ITERのサテライト装置として、JT-60やJETなどの更新装置として計画された装置で、そのために日本とEUとで共同で装置を準備し、プラズマ実験を行う計画である。ITERは本格的な重水素-三重水素(D-T)核融合反応が発生するため放射化も強く、着想レベルの実験は困難である。一方、JT-60SAは、重水素-重水素(D-D)核融合反応であるので、放射化も弱く、斬新なアイデアを確認するようなプラズマ実験を行うことが可能となる。

JT-60SA装置はEUとの協議を経て概念設計がまとめられ、

さらに2009年に最適化設計が終了した。超伝導導体製作は時間を要するため2008年から開始した。コイル製作は2009年から開始する。今後、既存装置を解体し、新規装置の据付試験を2016年まで完了して、プラズマ実験を開始する計画である。

JT-60SAの超伝導コイルの設計には、ITER用超伝導コイルの設計手法、設計基準をそのまま採用した。そのため、

Fig. 1 JT-60SA basic device.

Received June 12, 2009

* 日本原子力研究開発機構

〒311-0193 茨城県那珂市向山 801

Japan Atomic Energy Agency,

801 Mukouyama, Naka, Ibaraki 311-0193, Japan

E-mail: yoshida.kiyoshi56@jaea.go.jp

Table 1 Major parameters of JT-60SA

	JT-60U	JT-60SA	ITER
Plasma current, I_p (MA)	3.0	5.5	15
Toroidal field, B_t (T)	4.0	2.25	5.3
Major radius R_p (m)	3.4	2.96	6.2
Minor radius a_p (m)	0.9	1.18	2.0
Elongation κ	1.8	1.94	1.7
Flat top (s)	15	100	400

Table 2 Overall magnet system parameters

	JT-60SA	ITER
Number of TF coils	18	18
Magnetic energy in TF coils (GJ)	1.5	41
Maximum field in TF coils (T)	5.8	11.8
Centering force per TF coil (MN)	29.9	403
Vertical force per half TF coil (MN)	13.6	205
CS peak field (T)	8.9	13.5
Total weight of magnet system (4 K) (tons)	~ 700	~ 10,100

最近10年間のITER工学設計活動(EDA)の期間に開発した超伝導コイルの設計手法、要素技術⁴⁾を採用することができる。その結果、超伝導体やコイル製作のための多くの試作開発を省略する事ができ、速やかに実機を製作することが可能となった。本報告は、概念設計⁵⁾を調整、最適化した最新の超伝導体とコイルの設計を報告する。

2. JT-60SA 装置の概要

JT-60SA トカマク装置は、現在、日本原子力研究開発機構那珂核融合研究所に設置されているJT-60Uプラズマ実験装置の本体部分を完全に更新する。**Fig. 1**にトカマク装置本体部分の構造を示す。炉内機器を含む真空容器、超伝導コイル、およびクライオスタット(高さ15.5 m)を新たに製作する。超伝導コイルは、18個のトロイダル磁場(TF)コイル、4個の中心ソレノイド(CS)モジュールと6個の平衡磁場(EF)コイルから構成される。プラズマ加熱装置およびプラズマ計測器、建家などの設備は現状のまま再利用する。コイルの超伝導化に伴い、ヘリウム冷凍機および低温設備、直流電源は新規に製作する。なお、クライオスタットは、既存設備に合わせた形状で、直径約14 m、高さ15.5 mの大きさの真空容器である。プラズマにアクセスするポートは、加熱装置などの再利用品のため、やや不規則な配置となっている。プラズマの高さ方向の位置は、床から8 mで既存のプラズマと同じ高さになる。そのため、超伝導フィードをクライオスタット内に設置するには、トカマクの下空間が不足している。

既存装置JT-60U、JT-60SAとITERのプラズマの主要パラメータ**Table 1**に示す。JT-60SAのプラズマは、トロイダル磁場は既存装置JT-60Uより下がるが、プラズマ電流は5.5 MAと大きくなった。ITERのプラズマ電流が15 MAに対して、JT-60SAのプラズマ電流はその約1/3の容量である。プラズマ持続時間はITERの400 sに対して、JT-60SAは100 sである。超伝導トロイダルコイルの電源は既存の発電機

を用いるため、プラズマ電流は下がるが300 s間のプラズマ実験も可能である。JT-60SA用超伝導コイルは、ITER用超伝導コイルと比較して要求性能は低く製造が容易であり、規模は1/10程度である。

JT-60SA用超伝導コイルは日本とEUで分担して製作する。日本はCSとEFコイル、冷凍配管を製作する。TFコイルはフランス(CEA)とイタリア(ENEA)で9個ずつ製作し、高温超伝導(HTS)電流リードはドイツ(FZK)、ヘリウム冷凍機はフランス(CEA)が製作する。クライオスタットはスペイン(CIEMAT)が製作し、クライオスタット内のサーマルシールドは日本が製作する。JT-60SA装置の設計統合と装置組立は日本が担当する。

JT-60SA装置の製作は2008年から開始された。CSとEFコイルの導体製作、コイル製作に関する調達取決めは締結され、製作を開始した。TFコイルについては調達取決めを結ぶ準備を行っている。その他の機器も順次調達取決めを締結して製作が開始される。すべての超伝導コイルは2014年までに完成し、2年間でトカマク全体の組立作業を完了させて、2016年からプラズマ実験を開始する計画である。

3. 超伝導コイルの要求性能

核融合用超伝導コイルの技術開発はITER計画が分担している。JT-60SAは、ITERなどで開発した技術を応用して、JT-60U相当のプラズマ実験装置用の超伝導コイルを、予算や計画を守って装置を製作することに重点をおいて要求仕様を調整した。JT-60SAとITERの超伝導コイルの主な要求性能は**Table 2**に示す。TFコイルの導体の最高磁界が6.4 Tを超えるとNbTi素線の臨界電流が急速に減少するので、最高磁界を5.8 Tに下げて導体に必要なNbTi素線の量を適切にした。JT-60SAのTFコイルの向心力は、ITERと比較すると約7%と小さく、TFコイル磁気エネルギーはITERの3.7%しかない。そのため、コイル容器の板厚やコイル間構造物の量を減らした。しかも、高価な鍛造が必要な厚板(厚さ50 mm以上)を極力減らした設計を採用することが可能となった。

一方、ポロイダル磁場(PF)コイルは、CSとEFコイルから構成されるが、CSの最高磁界は8.9 Tであるため、高価なNb₃Sn導体と高電流密度巻線を採用しなければならない。EFコイルは最高磁界が6.2 Tであるので、NbTi導体を採用し、巻線も従来方式で製作する。ダイバータコイル(EF3, EF4)以外は、最高磁界を4.2 TとしたEF-L導体にするによって、コストを下げる事ができた。

ITERとJT-60SAの超伝導導体の量を比較するのは単純ではないが、起磁力(A-m)で比較すると、TFが627 MAm (24.4 km-25.7 kA)でCSが231 MAm (11.5 km-20 kA)、EFが526 MAm (26.3 km-20 kA)で、ITERの14%である。TFコイルが極低温に冷却される巻線や構造材の合計重量は、ITERの約7%の約700トンである。

4. 超伝導導体の設計

4.1 素線

JT-60SA用Nb₃Sn素線には、ITER実機用に量産が2007年度から開始されたNb₃Sn素線⁹⁾の仕様の素線をそのまま使用した。これらは、ITER工学設計期間中に試作されたCSモデルコイルとTFモデルコイルのために開発されたものである。最初にITER-TF素線が量産を開始したため、ITER-TF導体素線を選定した。その要求仕様をTable 3に示す。CSの最高磁界は8.9 Tのため、より高磁界での運転が可能なITER用素線ではあるが、コイルの製作時の熱処理時間を短くしても達成できるように臨界電流値を下げた。ITER用TF素線では主に11 - 13 Tの範囲でデータが取得されてきたため、JT-60SAの使用範囲である9 T 付近のデータを実測して、ITER用TF素線のNb₃Sn素線の性能を確認した。素線の表面には、素線間の交流損失を低減するためにCrメッキを2 μ m厚み施した。

欧州原子核研究機構(CERN)で建設された加速器LHCで用いられているNbTi線⁷⁾は、コスト性能比の最適化や量産効果が最も進んだものである。JT-60SAのEFコイル用素線は、LHC素線の仕様に基に、コスト低減のために仕様を検討した。ACロスの解析結果から、ACロスの主成分が素線間の結合損失であったので、フィラメント径を12 μ mまで大きくした。素線銅比は、素線の温度マージンを多くするためにNbTiの量を多くし、製造性の優れた銅比1.95を採用した。素線の表面には、素線間の交流損失を低減するためにNiメッキを2 μ m厚み施した。その要求仕様をTable 4に示す。

4.2 超伝導導体

JT-60SA用TFコイルとEFコイル超伝導体は、円形のパイプに超伝導撚線を挿入して、矩形に圧縮整形したCable-in-conduit (CIC)導体である。製作方法は、溶接した長尺パイプに撚線を挿入する方法を用いて製作する。DPC-U導体⁸⁾やLHDのポロイダルコイル導体⁹⁾で採用したロールフォーミング方法は、撚線を挿入しながら導体長手方向に溶接するため、渦流探傷法による溶接欠陥の検出感度に課題があった。そのため、シームレス配管を突合せ溶接して放射線透過検査をして、長尺パイプを製作する方法を採用した。その後、長尺ジャケットにステンレスラップで保護した撚線を挿入した後、コンパクション装置で断面を圧縮する方法を用いる。この技術は、ITER CSMCやTFMCの導体で開発された技術である。最近では、中華人民共和国のEAST装置の導体¹⁰⁾の製作に用いられた技術であるが、日本国内では実績がないため、ITERの試作結果を応用して製作する。しかし、ITER導体の複合化の時期が重なるために、ITERの導体複合化装置を利用することが困難で、小型の製造装置を那珂研核融合研究所内に設置し、EF導体とCS導体を製作することにした。

Table 3 Nb₃Sn strand specification for the CS conductor

Critical current density [A/mm ²] J _{nc} @ 12 T, 4.2 K	> 650
Hysteresis Loss [mJ/cm ³ non-Cu] @ $\pm$ 3 T	< 1,000
n value @ 12 T, 4.2 K, between 0.1 to 1 μ V/cm	> 20
Range of specified diameter [mm]	0.82
Cu : non-Cu	1.0
Twist pitch [mm] right-hand helix	15
RRR	> 100
Cr plating thickness [μ m]	2

Table 4 NbTi strand specification for the EF conductor

Critical NbTi current density (A/mm ²) @ 5 T, 4.2 K	> 2,483
Filament diameter (μ m)	$\leq$ 12
n value @ 5 T, 4.2 K, between 0.1 and 1 μ V/cm	> 20
Strand diameter (mm)	0.829
Cu : non-Cu	> 1.95
Twist pitch [mm] right hand-helix	15
RRR	> 70
Ni plating thickness [μ m]	2

Table 5 Conductor parameters for TF coils and CS modules

Coil	TF	CS
Type of strands	NbTi	Nb ₃ Sn
Operating current (kA)	25.7	20
Nominal peak field (T)	5.65	8.9
Operating temperature (K)	4.9	5.1
Discharge time constant (s)	10	6
Delay time (s)	2	2
Number of SC strands/Cu strands	324 / 162	216 / 108
Local void fraction (%)	32	34
Cable dimensions (mm)	18.0 x 22.0	Φ 21.0
Central hole (id x od) (mm)	-	7 x 9
Conductor ext. dimensions (mm)	22.0 x 26.0	27.9 x 27.9
Jacket material	SUS316L	SUS316LN
Max. unit length of conductor (m)	228	352

Table 6 Conductor parameters for the EF coils

Conductor type	EF-H	EF-L
No. of EF coils	3, 4	1, 2, 5, 6
Type of strand	NbTi	NbTi
Operating current (kA)	20.0	20
Nominal peak field (T)	6.2	4.8
Operating temperature (K)	5.0	4.8
Discharge time constant (s)	6	6
Delay time (s)	2	2
Number of SC/Cu strands	450 / 0	216 / 108
Local void fraction (%)	34	34
Cable dimensions (mm)	21.8	19.1
Central hole (id x od) (mm)	7 x 9	7 x 9
Conductor ex. dimensions (mm)	27.7	25.0
Jacket material	SUS316L	SUS316L
Max. unit length of conductor (m)	434	541

Fig. 2 CS conductor.

JT-60SA用CS導体は、**Fig. 2**に示すようにITER用CS導体を小型化した構造である。CSコイルは上下の圧縮力が高いために、矩形断面のコンジットを用いる。**Table 5**にCS導体の設計パラメータを示す。CSのジャケットの材料は、当初ITERと同様にJK2LB¹¹⁾を計画していたが、入手が困難であるので、SUS316LNに変更した。JT-60SAは発生応力が小さいので、SUS316LNでも疲労特性は満足する。除熱特性を向上させるために導体の中心にスパイラルで作られる冷却チャンネルを追加した強制冷却導体で、ITER-CS導体と相似である。

半径の小さいEF3, EF4コイルは発生磁界が6.2 Tと高く、半径の大きなその他のEFコイルは発生磁界が4.8 Tと低い。EF導体はEF-HとEF-Lの2種類の導体を製作する。**Table 6**にEF導体の設計パラメータを示す。NbTi導体撚線に、除熱特性を向上させるために導体の中心にスパイラルで作られる冷却チャンネルを追加した強制冷却導体である。ジャケット材は、要求降伏強度が小さいので、ステンレス鋼SUS316Lを採用した。**Fig. 3**に示す導体断面は、EF-H導体用に製作した試作導体¹²⁾で、核融合科学研究所の装置を用いて、導体の臨界電流特性を測定した。試作導体では、最終撚り以外に、サブ撚線にもラップを入れていたが、実機導体ではツイストピッチを短くすることによって最終撚りにのみラップを付けた。現在、撚線とジャケットの複合化の試作を実施している。

TFコイルで使用する導体の設計パラメータを**Table 5**に示す。TFコイルは、最大磁界が5.65 Tと低いので、磁気圧がITERの1/3と低く、導体はEFコイルと同等な剛性の低いコンジット構造でも、巻線内の発生応力は許容値以下になった。TF導体は、EF導体と同様に円管から矩形断面に圧縮整形する方法を用いる。TF導体のコンジットは、要求される強度が低いのでステンレス鋼SUS316Lを採用する。TFコイルは準静的に励磁するので、ACロスも少なくなり、スパイラルによる冷却チャンネルは不要になった。導体製作は、EU実施機関(Fusion for Energy)がITERのPF導体と同時に発注する計画である。

5. 超伝導コイルの設計

5.1 TFコイル

TFコイル巻線はD型の6ダブルパンケーキ構成で、合計72ターンである。TFコイルのパラメータを**Table 7**に示し、TFコイルの鳥瞰図を**Fig. 4**に示す。真空含浸された巻線は、2個のC型の容器（ステンレス鋼SUS304LまたはSUS316L）へ組み込み、C型の容器は突き合せ溶接する。その後ボア側に内板を組み込んで、ボア側から溶接で容器を閉じる。概念設計では、JT-60SAのTFコイルの核発熱は、ITERと同レベルであったが、プラズマ運転状態の見直しにより、核発熱の割合が減り、TFコイル容器に設置していた冷却配管が不要になった。

Fig. 3 Proto-type EF conductor.

Fig. 4 Magnet system of the JT-60SA.

Fig. 5 CS assembly.

TF容器は、コイル系の支持構造の骨格で、CSやEFコイルの支持はTF容器に取付けている。TF容器はFig. 4 に示すように、単純なD型構造に、TFコイル間の支持構造物、EFコイルの支持構造物が取り付け。現在は、EUが製作するTF容器と、日本側が製作するCSやEFコイル支持との取合調整を行っている。特に、真空容器とサーマルシールドとTFコイルの組立て方法を検討しながら、TFコイルの詳細を決定する必要がある。

5.2 中心ソレノイド

JT-60SA用CSの設計概念はITERのCS¹³⁾と同一である。CSの設計値をTable 7に示す。巻線の構成は、8層パンケーキが6個と4層パンケーキ1個から構成される。CSは4個の同一なモジュールを組み合わせる。それぞれモジュールの電源は独立に制御されるため、電流フィードは上下に2個ずつ配置される。

CS巻線は、18個のTFコイルを組み合わせた中心の円筒空間に配置しなければならない。そのため、導体接続部を含めて、コンパクトに製作しないと、トカマクの性能を下げてしまう。そのため、パンケーキ間は、導体接続部が巻線の外側に出ないようにして、しかも予備圧縮構造間の狭い場所に配置するために、ITER-CSMC外層コイルで開発した突合せ導体接続法を採用する。その接続法は現在、ITER-米国オークリッジ研究所が開発¹⁴⁾を行っている。モジュールの製作方法は、ITER-CSモデルコイルで実証したWind-React-and-Transfer法を用いる。そのために、巻線機および熱処理治具、移動しながら絶縁処理する装置の設計を実施している。

巻線を上下に支持する構造は、Fig. 5に示すように内周側と外周側に配置された各9枚のタイプレートと上下のキープブロックから構成されている。初期締付は、油圧ジャッキで可能である。Fig. 5に示す構造物は、TFコイルへの接続マウントである。現在EU側の製作するTFコイルとの取合点の調整を行っている。

5.3 平衡磁場コイル

JT60-SAプラズマの形状やパラメータを再検討した結果、これまでNb₃Sn導体で設計してきたダイバータコイル(EF4)については、最高磁界6.2 T以下で所望の運転領域が得られることがわかった。これにより、ITERのPFコイル¹¹⁾と同様に、すべてのEFコイルをNbTi導体で設計することが可能になった。Fig. 6にEFコイルの全体図と、Table 8にEFコイルの設計パラメータを示す。

EFコイルは外径が12 m以上と大きいので、ダブルパンケーキ巻線にすると、導体2本を同時に巻線する必要がある。しかし、大外径コイルは空間的な制限が少ないので、巻線の内径側に接続部を置くことが可能であり、シングルパンケーキ巻線を採用した。最も長い導体は541 mになり、導体の製造ラインの要求長さが決まった。パンケーキの製作は、真空含浸かプリプレグテープを用いる従来技術

Table 7 Parameters for the TF coils and CS

	TFC	CS
Number of coils	18	4
Overall weight (including structures) (tons)	380	92
Winding size (m)	D shape bore : R:3.98 x H:6.92, Winding dR: 0.144, dT: 0.341	Rc: 0.824, Winding dR: 0.340, dZ: 1.585
Coil current (MA)	1.85	11.1
Number of turns	72	554
Total conductor length (km)	24.4	11.5
Ground/Terminal voltage (kV) in normal operation	1.4 / 2.8 (6 coils in series)	10 / 10
No. of current lead pairs	3	4

Table 8 Parameters for the EF coils

	EF1	EF2	EF3	EF4	EF5	EF6
Winding radius(m)	5.819	4.621	1.919	1.919	3.914	5.054
Winding width (m)	0.343	0.370	0.556	0.556	0.315	0.370
Winding height(m)	0.347	0.347	0.441	0.625	0.403	0.403
Coil current (MA)	2.84	3.08	4.94	7.06	3.04	3.60
Current (kA)	20	20	20	20	20	20
Peak field (T)	4.8	4.8	6.2	6.2	4.8	4.8
Operating temp. (K)	4.8	4.8	5.0	5.0	4.8	4.8
Number of turns	142	154	247	353	152	180
SP/DP*	SP	SP	DP	DP	DP	SP
Unit conductor length (m)	439	378	434	434	541	413
Total conductor length (km)	5.19	4.47	2.99	4.28	3.74	5.72
Ground voltage (kV)	10	10	10	10	10	10

*SP : Single pancake, DP : Double pancake

Fig. 6 Six EF Coils.

Fig. 7 EF4 Coil.

で製作できるので、3種類のパンケーキをEF4からEF5, EF6とトカマクの下部に配置するコイルから製作する。また、コイルは外径が12 mあるので、公道での輸送は困難であるので、現地生産をするために、コイル巻線棟を那珂核融合研究所内に建設した。

EF コイルの機械的支持方式は、励磁によって半径方向に変形する挙動を拘束しないで垂直方向の電磁力を支持する板バネ構造を採用した。Fig. 7に、例としてEF4コイルの支持構造を示す。EF 導体接続は、パンケーキを設置した後に組立作業を行うので接続は巻線の外側に配置される。巻線の機械剛性を均質にするために、導体接続部は周方向に分散され、ヘリウム冷却配管が配置される。コイル電位と接地電位の冷凍配管の間には、複合材料(FRP)管で電位を絶縁する絶縁継手が配置される。

6. 付属設備

超伝導コイルを使用するための極低温設備も日欧共同で製作する。日本は超伝導コイルに電流を給電するための超伝導フィーダとヘリウム冷媒を供給する冷凍配管からなる極低温機器を製作する。EUは高温超伝導(HTS)電流リード、ヘリウム冷凍機の製作据付を担当する。JT-60SA装置の機器設計の調整と装置組立は、トカマク本体室内は、日本が担当し、ヘリウム冷凍機の据付はEUが担当する。ただし、建家や受電、冷却水設備は日本の担当である。

超伝導コイルからコイル端子箱(CTB: Coil Terminal Box)間では、NbTi超伝導導体を用いて電流を供給する。TFコイルは、6個はクライオスタット内で接続され、3対の超伝導導体が、CTBまで配線される。CSとEFコイルはすべて独立した電源に接続されるため、各1対の超伝導フィーダが必要である。超伝導フィーダに使用する超伝導電線は、TFコイルは定格電流が25.7 kAであるので、TF導体をそのまま使用し、CSとEFコイル用のフィーダにはEF-L導体をそのまま用いる。CTB内には高温超伝導電流リードと極低温バルブが配置されている。HTS電流リードはドイツのカルスルーエ研究所が開発および量産製作¹⁵⁾を担当する。クライオスタット内の配線配管をFig. 8に示す。現在、詳細な機器の配置計画を行って、極低温機器の仕様を設計している。JT-60SAは既存設備を再利用するため配置計画も多くの調整を要する。

クライオスタット外のCTBと極低温配管(Cryoline)を、Fig. 9に示す。これ以外にNBI加熱装置やプラズマ計測装置が、クライオスタットの回りに配置されるので、トカマク実験室内の配置計画を総合的に設計している。

JT-60SA用ヘリウム冷凍機¹⁶⁾は、フランスCEAグルノーブル研究所が設計製作および据付を担当する。現在、超伝導コイルや、サーマルシールドの熱負荷が確定したので、冷凍機本体の設計を行っている。

Fig. 8 In-cryostat feeder and coil terminal box.

Fig. 9 Cryoline and coil terminal box.

7. まとめ

JT-60SAの設計は、概念設計¹³⁾の後に、プラズマの設計を最適化して、超伝導コイルへの要求性能が下がったため、コイル設計や製作の最適化が進んだ。ITER用超伝導コイル用に開発されたNb₃Sn素線および導体製作法、低温構造材(SS316LN)などを十分に利用して、ITERの基本技術、設計手法を用いることによって、JT-60SAの超伝導コイルは、技術上のリスクや製造コストを低減して製作が可能になった。また、JT-60SA導体は小型かつ少量であるため、ITER実機導体の製作の前に、JT-60SA実機導体の製作を開始することができる。そのため、導体製作の試作的なデータをITERへ供給できる。恐らく、CSモジュール製作も先行するので、コイル製作法の技術的情報もITERへ提供できる。

原子力機構は、ITER向けに9個のTFコイルとCS導体を提供し、また同時にJT-60SA用のCS, EFコイルを製作する。

核融合炉用超伝導マグネットの先進的な技術開発はITERが担当し、プラズマ装置の中で使われる超伝導マグネットの総合化技術の開発は、JT-60SAが担当することになった。ITERとJT-60SA用の超伝導マグネットの開発は、核融合デモ炉建設に結びつく大型・高磁界超伝導マグネット技術を段階的に開発できる計画になり、核融合エネルギーの研究開発のために貢献できる。

参 考 文 献

- 1) ITER 工学設計, プラ核学会誌 **78**, Suppl. (2002) 1
- 2) M. Kikuchi, et al: "Overview of modification of JT-60U for the satellite tokamak program as one of the broader approach projects and national program", Proceedings of the 21st IAEA Conference, FT/2-5 (2006)
- 3) ITER 計画推進検討会: 「我が国で実施すべき幅広いアプローチのプロジェクトについて」、2005 年 9 月 29 日、http://www.mext.go.jp/a_menu/shinkou/iter/suishin/hokoku/05093001.pdf
- 4) ITER: "ITER Technical Basis, 2 Plant Description, 2.1 Magnet", <http://www.iter.org/pdfs/PDD2-1.pdf>
- 5) K. Yoshida, et al: "Conceptual design of superconducting magnet system for JT-60SA", IEEE Trans. Appl. Supercond. **18** (2008) 441-446
- 6) D. Bessette: "Sensitivity of Nb₃Sn ITER conductor design to selected parameters," IEEE Trans. Appl. Supercond. **13** (2003) 1433-1436
- 7) L. Rossi: "The LHC main dipole and quadrupoles toward series production", IEEE Trans. Appl. Supercond. **13** (2003) 1221-1228
- 8) H. Tsuji, et al: "Evaluations of the demo poloidal coil program", 11th Int. Conf. on Magnet Technology (MT-11) (1989) 806-809
- 9) K. Takahata: "Development and fabrication of superconducting poloidal coils—development and fabrication of poloidal coils—", TEION KOGAKU **32** (1997) 573-579 (in Japanese)
- 高畑一也: 「超伝導ポロイダルコイルの開発と製作—ポロイダルコイルの開発と製作—」、低温工学 **32** (1997) 573-579
- 10) S. Wu: "An overview of the EAST project", Fusion Engineering and Design **82** (2007) 463-471
- 11) H. Nakajima, et al: "Development of low carbon and boron added 22Mn-130-9Ni-1Mo-0.24N steel (JK2LB) for jacket which undergoes Nb₃Sn heat treatment", IEEE Trans. Appl. Supercond. **14** (2004) 1145-1148
- 12) K. Kizu, et al: "Critical current measurement of prototype NbTi cable-in-conduit conductor for JT-60SA", Fusion Engineering and Design **84** (2009) 1058-1062
- 13) K. Yoshida, et al: "Proposals for the final design of the ITER central solenoid", IEEE Trans. Appl. Supercond. **14** (2004) 1405-1409
- 14) N. N., Martovetsky: "Development of the butt joint for the ITER central solenoid", IEEE Trans. Appl. Supercond. **17** (2007) 1358-1361
- 15) W. H. Fitz, R. Heller, et al: "Status of HTS current leads for WENDELSTEIN 7-X and JT-60SA", Fusion Engineering and Design **84** (2009) 776-779
- 16) D. Henry and F. Michel: "The JT-60SA cryoplant current design status", Advances in Cryogenic Engineering **53** (2008) 445-452

吉 田 清

1953 年 12 月 4 日生。1977 年茨城大学工学部電子工学科卒業。同年 4 月より日本原子力研究所に入所し、大型超伝導コイルの開発研究に従事。1994 年より ITER 国際チームに参加。2007 年よりサテライトトカマク JT-60SA の超伝導マグネットの製作に参加。グループリーダー。低温工学協会、日本原子力学会会員。工学博士。