国際熱核融合実験炉‘ITER’の工学設計活動から建設へ

島本 進^{*1}、高橋 良和^{*2}、奥野 清^{*3}

‘ITER’International Thermonuclear Experimental Reactor
—from the Engineering Design Activity to the Construction Phase—

Susumu SHIMAMOTO^{*1}, Yoshikazu TAKAHASHI^{*2} and Kiyoshi OKUNO^{*3}

Synopsis: The purpose of this paper is to explain, from the aspect of the superconducting coil system, the concept of ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), which is to be constructed in France under the international collaboration of the seven parties. The specifications and results of research and development on the superconducting model coils, which was performed during the Engineering Design Activities, were compared with the final design of ITER. The identification of the relevance of model coils compared to full-scale ITER coils and related limitations are discussed from the technical and project management point of view.

Key words: fusion experimental reactor, superconducting coil, toroidal field coil, central solenoid coil, cryogenic structural material

1. はじめに

核反応を目的とした高温プラズマの閉じ込め法としては磁界を利用した磁気閉じ込め方式が核融合開発の先端を歩み、その中でもトカマク方式においてここ 10 年前から短時間ではあるが核燃焼が得られるとともに、この方式による核融合実験炉の設計¹⁻³⁾がまとまった。この設計が可能になった背景として、原研の JT-60 をはじめとする幾つかの大型装置によるプラズマ閉じ込め手法やその加熱手段の進歩がある。他方、並行して進められた炉コンポーネントの R&D による目に見える工学の進歩と成果がある。しかし、実験炉であってもその建設には未踏分野が残っていることと、実験炉による燃焼研究を行った後に直ちに実際の燃料増殖や発電に進む状況ではないため、その建設および実験研究は一国で賄うのは困難であると思われていた。そこで、参加極（英語 party を極と呼ぶ）が資金を出し合って一つの実験炉を建設することが提案され、設計段階から国際協力により炉の名称を ITER（International

Thermonuclear Experimental Reactor）としてその活動を進めてきた。R&D を含む工学設計活動の歩みの中でも種々の紆余曲折を経て今日建設に着手するに至った。

磁気閉じ込め方式では、高磁界を発生する超伝導技術と核融合炉との関係は非常に密接であり、実験炉建設コストの四分の一強が超伝導コイルに費やされる。逆に、超伝導・極低温という専門分野においても、そこで核融合が占める割合は同じく四分の一強と見られる。この状況を見つめつつ日本原子力研究所（‘原研’、2005 年 10 月より日本原子力研究開発機構‘原子力機構’）は長年にわたってトカマク炉のための超伝導・極低温の技術開発⁴⁾を、企業・大学と一致協力して推進してきた。そこには幾つかの独自のプロジェクト^{5,6)}および国際協力による作業^{7,8)}があり、段階的に進展した技術が今日に至っている。

本文では、これまでの ITER の設計活動を概説し、ITER の内容に就いて超伝導・極低温の側面から紹介する。次に、これまでの工学 R&D として進められてきた成果と ITER の設計との関係を記し、更に国際協力による建設の作業分担の模様を示す。これによって ITER の経緯と建設に立ち向かう姿について広範囲の読者に理解を得ることを目的としている。他方、ITER の最初の活動が始まってから 20 年近くを経過しており、担当者の世代交代も見られるので、その間の理解を図ることも目的の一つとしている。

2. ITER の概念設計から建設までの変遷

ITER の第一歩である概念設計活動（CDA）は Table 1 に示すように 1988 年から開始された。この活動はドイツのガルヒンク（ミュンヘン郊外）にあるマックスプラン

Received October 27, 2006

日本原子力研究開発機構那珂核融合研究所
〒311-0193 茨城県那珂市向山 801

Fusion Research and Development Directorate, Japan Atomic
Energy Agency, Mukouyama 801, Naka, Ibaraki 311-0193, Japan

^{*1} 研究嘱託

Research Consultant

^{*2} ITER 国際チーム、那珂共同作業サイト

Staff of ITER International Team, Naka JWS

^{*3} ITER 超伝導磁石開発グループ・リーダー

Leader of ITER Superconducting Magnet Technology Group

Table 1 ITER の活動経緯とモデル・コイルの主な実験
The design activities of ITER and major testing of superconducting coil models.

1988 年 4 月	↑	3 年弱 概念設計活動 : CDA (Conceptual Design Activities)
1990 年 12 月	↓	EDA 協定の準備期間
1992 年 7 月	↑	6 年間 工学設計活動 : EDA (Engineering Design Activities)
		94 年 7 月 ITER ディレクターがレプー氏からエマル氏に交代
		98 年 6 月末 98 年 ITER の設計報告書の提出
1998 年 7 月	↑	EDA の 3 年延長
		99 年 7 月米国が協定から脱退し、日・欧・ロの三極による継続
		00 年 3 月から 8 月まで CS モデル・コイルの実験 (那珂研)
		01 年 6 月カナダがクラリントンを候補地として提案
		01 年 6 月末 ITER (建設決定) の報告書の提出
2001 年 7 月	↑	調整技術活動 : CTA (Coordinated Technology Activities)
		02 年 6 月日本は六ヶ所村、欧州はカダラッシュを候補地として提案
		02 年 8 月から 12 月まで TF モデル・コイルの実験 (カールスルーエ研)
2002 年 12 月	↑	移行措置 : ITA (ITER Transition Arrangements)
		03 年 2 月米国が ITER に復帰、中国参加
		03 年 6 月韓国参加
		05 年 6 月 28 日サイトをカダラッシュに決定
		05 年 12 月インド参加、ITER 協定文案まとまる、調達案決定
		06 年 5 月 ITER 協定の七極による仮調印 (ブラッセル)
2006 年 11 月	↑	06 年 11 月 21 日にパリで協定の正式調印

ク・プラズマ物理研究所内にオフィスを設け、そこに欧・米・ソ・日の四極から専門家が集ってチームを編成し 3 年弱の期間で実験炉の概念を固めた。これに引き続き活動として 1992 年から 6 年間で、建設を考慮した工学設計活動 (EDA) を上記四極が、ハードウェアの詳細設計とこれに対応する炉コンポーネントの工学 R&D を実施した。当初は EDA 終了後直ちに建設作業に入ることを前提としていた。EDA の共同設計チームは四極の専門家から編成され、そのオフィスは偏りを避けるために欧・米・日の三カ所に分割された。設計作業はコンピュータ・ネットワークで結んで進められた。共同設計チームはその後ろ盾になっている各極のホーム・チームと緊密な連絡を取りつつ、夫々の専門別に会合を開き、時には各専門の代表メンバーで全体の調整を行って設計を進めた。建設を目指す EDA の大きな特色は設計と並行して炉コンポーネントの工学 R&D を実施したことである。EDA が開始される前後に行われた交渉によって、各極の担当する項目が決まった。この R&D については後に記述する。このような経過の中、EDA 開始 2 年後の 1994 年 7 月に共同設計チームの指揮者であるダイレクターの交代が突如あり、これに伴って後に一部設計変更もあった。EDA 開始前後にはソ連が崩壊し、国土と社会構造の異なったロシアに替わる出来事があったが、この極が入れ替わる過渡期には残りの三極がプロジェクトを支えた。

当初のスケジュールに従って 1998 年 6 月末に設計報告書がまとめられ、この時の設計は 1998 年 ITER (98'ITER) と呼ばれることがある。この 1998 年 ITER⁹⁾ は、自己点火

の達成を目指した実験炉としてサイズを大きく取り核燃焼に余裕を持たせたが、そのため建設費がかさみ国際協力といえどもその建設を社会一般に説得できるものではなかった。従って、小型化を目的とした設計変更を行うために 1998 年 7 月から EDA の協定が 3 年間延長された。

この設計変更を見て、核融合開発に疑問を持った米国は延長 1 年目の 1999 年 6 月末で EDA の活動から脱退した。それまで進めてきた工学 R&D はハードウェアの製作とその作動実験であるので、当初の活動終了時期である 1998 年 6 月時点で完了していないものが多く、延長に当たってこれを継続して目的を達成することについては四極ともに異論はなかった。しかし、米国が脱退したことにより、米国の研究者は継続している R&D の実験に参加して情報を得ることさえも不可能になりかけた。そこで残る三極は将来のことを考慮して、米国の研究者がその後も引き続いて実験に参加する場合には、それぞれに存在する核融合に関する二国間協定を適用してその道を残した。

3 年間延長した満期の 2001 年 6 月末には設計を大幅に変更した報告書が出され、これが今日建設する内容として確定している ITER である。しかし、この報告書が出された時点でも各極から建設サイトの提示がなく、先に進める状況ではなかったので欧・ロ・日の三極によって調整技術活動 (CTA) に入った。この前後に建設サイトの提示が始まり、カナダが最初にクラリントン (トロント近郊) を示した。

2002 年に入り日本は青森県六ヶ所村を、欧州はフランスのカラダッシュ (南仏のエキシアンプロバンス近郊) を提

Fig. 1 建設する ITER の炉心: CS コイルは同一サイズのもの計 6 個。TF コイルは同じく計 18 個。PF コイルは計 6 個 (赤道面に対してアンペア・ターンおよび位置は上下対称でない) 外界との断熱壁はクライオスタットであり、プラズマとの断熱壁が真空容器である。
Reactor core of the ITER to be constructed. Toroidal field coil: 18 coils of the same size; Central solenoid coil: 6 sub-coils of the same size; Poloidal field coil: 6 large coils, each with different diameters; Cryostat: barrier between reactor core and outside; Vacuum vessel: barrier between plasma and coil system.

案した。サイト交渉をさらに続けて ITER を建設に持ち込むために三極は 2002 年 12 月から移行措置 (ITA) という期間を設けた。建設の気運が見えてきたところで、米国が 2003 年 2 月に ITER の活動に復帰し、これと同時に中国が参加した。2003 年 6 月には韓国が追って参加した。2005 年 6 月には建設サイトはカラダッシュに決定した。この年 12 月には協定の文案が完成し、同じ頃にインドが ITER に加わって総勢七極となるとともに、各極からのハードウェア調達案が決まった。2006 年 5 月に七極による協定の仮調印が行われ、同年 11 月に本調印が終了した。振り返ると EDA の当初から 14 年という非常に長い道のりであった。それは研究・設計・開発が障壁で立ち往生立したことによるものではなく、核融合開発が長期間にわたる課題であるがために各国の財政状況や政策的課題に左右されて先送りになったのである。またエネルギーの逼迫という緊張もなく過ぎてきたので、緊急な開発も迫られなかったこともその一因と見られる。

3. 建設する ITER の内容¹⁻³⁾

ITER 本体であるクライオスタットの一部分を切り取った炉心構造は Fig. 1 に示すものである。断熱真空を保持するクライオスタットの直径は 28 m、高さは 25 m であり、図下部右寄りにある人の姿からその大きさを察することができる。ITER の磁界発生コイルはすべて超伝導で、3 種

の超伝導コイルは矢印で示すように配置されている。他に、もう一種規模の小さい補正コイルがあるが機器の陰になりこの図では見えない。プラズマ閉じ込めのためのトロイダル磁界 (TF) コイルは直流通電により定常磁界を発生し、主要な超伝導コイルの一つである。その内側にはプラズマが入る真空容器が設置されている。この真空容器の中には高熱負荷に耐えるプラズマ対向壁を取り付けたブランケットやダイバータがある。実験炉である ITER のブランケットは、中性子遮蔽と放熱のみを行う遮蔽ブランケットであるが、その一部にはデモ・ブランケットと呼ばれるトリチウム増殖を模擬できるもの取り付けられる。真空容器本体の重量は 5,500 t、超伝導コイルの合計重量は 10,000 t で、その 60% が TF コイルである。クライオスタットと複雑な配管の重量を加えると全体として巨大な重量物であることが分かる。クライオスタットを収納する部屋は中性子遮蔽の隔壁で取り囲まれている。この本体室を取り囲んで隣接する部屋にはトリチウム注入・回収装置、中性粒子入射装置、高周波発生装置、クライオポンプ装置等がある。更にその遥か後方には超伝導コイル用電源、中性粒子用電源、高周波用電源、ヘリウム冷凍機に加えて、別に巨大な冷却塔がある。つまり、本体はこれらの支援装置の機能が集約されるところと見なすこともできる。

ITER の物理・工学の主要なパラメータを Table 2 に示す。核融合出力は 500 MW で燃焼時間は 400 秒である。この

Table 2 ITER の活動経緯とモデル・コイルの主な実験
Major parameters of ITER

核融合出力	500 MW (拡張モード 700 MW)
プラズマ電流	15 MA (拡張モード 17.4 MA)
プラズマ燃焼時間	≧400 秒
Q (核融合出力/加熱入力)	≧10
大半径	6.2 m
小半径	2.0 m
第一壁への中性子負荷	0.57 W/m ²
プラズマ体積	837 m ³
大半径上での磁界	5.3 T
追加熱と電流駆動のパワー	73 MW
コイル系	
コイル系全ての合計重量	約 10,135 t
トロイダル磁界 (TF) コイル	
コイル数	18 個 (他に、予備コイル 1 個)、1 個 300 t
蓄積磁気エネルギー	約 41 MJ
最大磁界	11.8 T
作動電流	68 kA
コイル 1 個の向心力	403 MN
コイル上下半分の転倒力	205 MN
コイルの放電時定数	11 秒
中心ソレノイド (CS) ・コイル	
コイル数	6 個
最大磁界	13 T
作動電流	40 kA (13 T) からの作動
	一部のコイルには+から-の 45 kA (12.4 T) も流す
ポロイダル磁界 (PF) コイル	
コイル数	6 個 (寸法は夫々異なる)
最大磁界	6 T
作動電流	45 kA
補正コイル	
コイル数	6 個のもの 3 組
最大磁界	6 T
動作電流	10 kA

出力は遮蔽ブランケットを介し熱として放出するので、運転サイクルが速い場合には大量の冷却水を必要とする。従って、冷却水の供給能力が建設サイトの重要な条件の一つとなっている。この設計では 1998 年 ITER から全体の寸法を小さくしたので、プラズマの加熱入力エネルギーに対する出力の割合を示す Q の値も、1998 年 ITER では自己

Table 3 ITER の CS コイル導体と TF コイル導体の仕様
Specification of ITER CS coil conductor and TF coil conductor

CS コイル導体	
超伝導材	Nb ₃ Sn
作動電流	40 kA@13 T
作動温度	4.7 K
許容歪 (運転時の最大導体歪)	-0.69%
最終段のケーブル	外径 32.6 mm 6 本構成
中心チャンネル	外径 9 mm 内径 7 mm
コンジット外寸法	49 mm × 49 mm
コンジット材	特殊ステンレス鋼 (JK2LB)
導体の最大長	895 m
TF コイル導体	
超伝導材	Nb ₃ Sn
作動電流	68 kA@11.8 T
作動温度	5.0 K
許容歪 (運転時の最大移動体歪)	-0.77%
最終段のケーブル	外径 40.5 mm 6 本構成
中心チャンネル	外径 9 mm 内径 7 mm
コンジット外径	43.7 mm
コンジット材	ステンレス鋼 316LN
導体の最大長	760 m

点火条件として無限大であったのを譲って 10 に下げ、機器の熱的定常を保てる時間を確保した。

重要な超伝導コイルとして、上記の TF コイルの中央に配置される中心ソレノイド (CS) コイルがある。このコイルは変流器の一次巻線であり、二次巻き線に対応するプラズマの点火とその電流を変流する役目をしている。CS コイルと TF コイルの超伝導導体の仕様は **Table 3** に示すものである。この両コイルの発生磁界は 13 T に及ぶので超伝導材料として化合物である Nb₃Sn を使用する。これらに使用される Nb₃Sn 素線の仕様は材料の製造方法に従って異なり、両者を **Table 4** に示す。CS コイルは 0.4 T/s のパルス作動という条件で運転されることがその特徴である。

CS コイルはパルス磁界による誘導電流を避けるために

Table 4 ITER の Nb₃Sn 素線の仕様
Specifications of ITER Nb₃Sn strand

	CS コイル導体の素線		TF コイル導体の素線	
	ブロンズ法	内部拡散法	ブロンズ法	内部拡散法
臨界電流密度 12 T, 4.2 K 0.1 μV/cm (外部歪なし)	> 750 A/mm ²	> 850 A/mm ²	>700 A/mm ²	> 800 A/mm ²
ヒステリシス損失 ±3 T 銅以外の部分	< 700 mJ/cm ³		< 1,000 mJ/cm ³	
素線直径	0.83 mm		0.82 mm	
n 値 12 T, 4.2 K, 0.1~1.0 μV/cm 間	> 20			
銅と非銅部分の比率	1			
右巻きのツイスト・ピッチ	15 mm			
製造する単位長	> 4 km			
銅の残留抵抗比	>100			
表面のクロム鍍金の厚み	1~2 μm			
最終段階熱処理条件	650℃ ~ 200 時間

Fig. 2 ケーブル・イン・コンジット導体の概念構造：図は CS コイル導体と PF コイル導体の例を示しているが、それぞれによって寸法等が異なる。TF コイル導体では図の肉厚コンジットの代わりに、薄肉円管を用いる。

Concept of a cable-in-conduit conductor. The figure shows an example of a CS coil conductor or PF coil conductor, which are different in size and material. In a TF coil conductor, a thin circular conduit is used instead of a thick rectangular conduit.

Fig. 4 補正コイルの 2 種類ある導体の一方（中心流路のないもの）

One of two types correction coil conductors (without a central channel).

金である Nb-Ti を使用する。従って、巻線後の熱処理を必要としないが最大直径は 20 m を超すので ITER の建設現場での巻線作業となる。PF コイルの最大電流は 45 kA であり、誘導電流を避けるために CS コイルと同様にコイル・ケースはなく導体は Fig. 2 の構造と類似であるが、超伝導材料と導体寸法が異なっている。その重力と電磁力は全て TF コイルに持たせているので、構造的には TF コイルと PF コイルは一体物になっていると考えてよい。

先に触れた補正コイルは TF と PF コイルの幾何学的配置のズレによる誤差磁界を補正するものであり、6 個のコイル 3 組で構成される。最大電流値は 10 kA、最大磁界は約 4 T であり、Nb-Ti を使用する。導体構造は中央流路のある PF コイル導体の縮小型と流路のない導体と二種類ある。Fig. 4 は後者の構造を示しており、一辺は 2 cm である。

全てのコイルはクライオスタットを外壁とする断熱真空空間に配置されており、これらの導体内部に超臨界圧ヘリウムを流すことにより極低温を維持するのでヘリウム貯槽は無い。

4. EDA（工学設計活動）における工学 R&D と超伝導コイルに関する成果

4.1 七大工学 R&D とその他の R&D^{9, 10)}

工学 R&D の費用は、本体の設計活動費とは別に、1992 年に四極による 6 年間の合計で円換算にして 1,000 億円と決まった。従って、一極当たり 250 億円である。共通資金は作らずに、交渉によって決めた作業分担に従って各極が自極の予算から対応した費用を直接使用する形を取った。主要な R&D は七大工学 R&D と呼び、四極の中から幹事極と実施機関を決め、実施機関は大型の工学実験設備を設置する作業を行った。その実験サイトには複数の参加極が製作したものを持ち込み、それらを互いに組み合わせ、あるいは入れ替えて実験研究を行う方式を取った。これは次に予定している ITER を国際的に建設するトレーニングの意味があった。七大工学 R&D では Table 5 に示すように当初から重要度に従って序列が付けられ、その費用は上

Fig. 3 TF コイルの断面（左）とその内部構造（右）：ラジアル・プレートに入る導体は薄肉の円筒コンジットに入っている。

Cross section of the TF coil (left) and bird's-eye view of the inside (right): the each conductor has thin tubular conduit on the outside.

コイル・ケースはなく、その代わりとして導体に厚肉のコンジットを持たせているケーブル・イン・コンジット導体である。その構造は Fig. 2 に示すものである。コンジットの外寸法は 5 cm である。これに対し TF コイルでは、導体の基本構造は同じであるが CS コイル導体の厚肉コンジットの代わりに薄肉円管をコンジットとしてそこでヘリウムの気密を持たせて、電磁力支持はこの導体を納めるラジアル・プレートで行う。更に、このラジアル・プレートをまとめて厚肉のコイル・ケースに入れて全体の剛性を高める。TF コイルの断面構造とラジアル・プレートを含めた導体部の立体構造とを Fig. 3 に示す。

上記の 2 つのコイルとは別に、円環状のプラズマがその直径を外部に膨らませようとするのを押し返す磁界を発生するのが径の大きなポロイダル磁界 (PF) コイルで、これは TF コイルの外部に配置される。PF コイルの電流はプラズマの変位に対応してゆっくり変えられる。ITER ではサイズの異なった 6 個の PF コイルがある。PF コイルでは最大磁界が 6 T と比較的低いので、超伝導材料として合

Table 5 EDA における七大工学 R&D の内容
Contents of the seven major engineering research and development projects in the EDA

重要度の順位	R&D 項目	幹事極	実施機関と場所
1	CS モデル・コイル開発	日本	日本原子力研究所
2	TF モデル・コイル開発	欧州	EFDA (European Fusion Development Agreement)、カールスルーヘ研究所
3	真空容器の 1/20 セクタ試作	日本	日本原子力研究所
4	ブランケット・モジュール開発	欧州	EFDA、場所は欧州内に分散
5	ダイバータ・カセット開発	米国	サンディア国立研究所 マクダネルダグラス社
6	ブランケット・モジュール遠隔保守技術開発	日本	日本原子力研究所
7	ダイバータ・カセット遠隔保守技術開発	欧州	イタリア原子力研究所

記の全費用の 50%を投入するという力の入れ方であった。Table 5 から分かるように、超伝導コイルでは CS コイルが技術的に難しいこととその成否が実験炉の鍵になるということで TF コイルよりもランクが高くなっている。この表から超伝導コイルを他のコンポーネントと比較した場合の重要度を客観的に把握できると思う。

日本は CS コイル以外に 1/20 セクタ（円周の 18 度分）の真空容器とブランケット・モジュール交換の遠隔操作システムを担当し、真空容器と遠隔操作システムを合体して操作実験を実施し当初目的を立派に達成している。

上記七大工学 R&D の他に規模の小さい R&D 項目が数多くある。それらは極の間に作業が重複しないように尚かつ一極の予算枠を超えないように調整され、これらの実験現場を他極に開示し得られた成果は報告書としてまとめて四極で共有することで進められた。その一例としては後に記述する日本が担当した低温構造材料の評価試験がある。

4.2 CS モデル・コイルの R&D

R&D で重要度が高い超伝導コイルは ITER の構造システムとしても基本的な重要設計課題である。TF コイルを励磁すると 18 個のコイルは自律的に中心軸に向かう向心力を発生する。この向心力を保持する方法は次の二案がある。一つは TF コイルの直線部分の両側面を楔状に削りお互いの楔面が接触することにより TF コイル同士で向心力を持たせる案である。この場合には、中心に置かれる CS コイルは TF コイルと構造的に独立したものとして設置できる。もう一つの方法は TF コイルの集合した中心にバックキング・ポストと呼ばれる構造物を設け、TF コイルの向心力をこれで支持するという案である。1992 年に共同設計チームの初代ダイレクターとして就任したレブー (Rebut) 氏は、CDA で残された技術的課題を解決するため、各所に個性的な設計を主張した。TF コイルの向心力支持に関しては、バックキング・ポスト方式を発展させ、TF コイルを CS コイル外周に接触させることで TF コイルの向心力と CS コイルに発生する巻き線の拡大力とをバランスさせるという奇抜なアイディアを盛り込んだ。TF コイル

の面外力に対する剛性力を高めるため、一般的製作手法としてパンケーキ巻を考える所をレイヤー巻きとしてシェア・パネルというステンレス板の溝に導体を納め、そのパネルを層状に重ねてコイルとするコイル・ケースの無い構造とした。しかしながら、これらはそれまで製作の手順や品質管理から積み上げてきた超伝導コイルの設計手法を無視したもので、多くの議論を巻き起こした。このアイディアによって、CS コイルはその外側に突出物を持たないようにレイヤー巻の一体ものとなった。CS コイルを軸方向に分割して励磁することは運転シナリオの柔軟性に意味があるが、結果としてこれも不可能になった。この点についても多くの専門家との意見の食い違いがあったが、全ての設計はダイレクターの強い指揮で進められた。EDA では、工学 R&D は設計する実機の縮小モデルを作りその技術的実証を行うという方針であった。これに準じて共同設計チームは CS モデル・コイルをレイヤー巻きとして指示した。CS モデル・コイルについては日本が幹事極であるという立場から、日本のホーム・チームはモデル・コイルの円筒長さの半分はレイヤー巻として残り半分はパンケーキ巻きとすべきであると提案したが、合意は得られなかった。日本の提案は、大量の Nb₃Sn を用いてメートルの桁の空間に 13 T を発生させることは初めての大きな挑戦であるので、品質管理を行いやすくして部分的に交換可能なパンケーキ巻きの技術にも道を作っておくべきという主張であった。そして、R&D の成果を見た後に建設を決める時点で巻き線方式を見直す余裕は十分にあると判断した。しかし、CS モデル・コイルも大きなプロジェクトであり時間的な逼迫もあったので一步譲って、総てレイヤー巻きとすることを受け入れて作業を開始した。その後にダイレクターに就任したエマール (Aymar) 氏は、1998 年 ITER の TF コイルをパンケーキ巻きにしてコイル・ケースも付けることに変更したが、CS コイルについては前任者のものを踏襲した。実機設計の変更が有ろうと無かろうと、この時点では既に走り出していた CS モデル・コイルの内容を変更することは不可能であった。エマール氏はその後の ITER 小型

化設計に当たって大きな変更を行い、CS コイルは全体を軸方向に 6 個分割してそれぞれをパンケーキ巻きとした。これによって通電も個別に行える柔軟な運転シナリオができた。更に、TF コイルの向心力を楔構造で相互に持たせるようにし、万一の場合に CS コイルを軸方向に引き抜けるようにした。これらは当初から日本のホーム・チームが主張していたことであり、EDA 開始から 10 年の歳月をかけてようやく意見の一致を見ることができた。

CS モデル・コイルの R&D 目標は大口径に 13 T の発生とそのレベルでの 0.4 T/s のパルス運転のデモンストレーションである。それまで Nb₃Sn による 10 kA のパルス用導体による 8 T パンケーキ・コイルの作動実績は原研¹¹⁾にしかなかった。しかし、ITER の目標はこれから遥かに遠い未踏の領域であったため、それまでの経験があっても開発現場は多くのことに挑戦しなければならなかった。代表的な技術的課題は、Nb₃Sn による大電流導体の設計とりわけパルス損失と超伝導安定性の両立、ITER の協力精神に従って半加工品で種々の国を行き来して最終製品とすることの品質保証、コンジット導体内における素線間の偏流現象¹²⁾によるクエンチ（常伝導転移）を回避することであった。パルス損失と超伝導安定性の両立性についての基本的研究は、それまで原研と欧州の一部で進められていただけである。CS モデル・コイルは実機と同じ構造の 46 kA と大電流に決まったので、その縮小導体による超伝導実験および実規模での短尺導体製作を行うなど、予備的かつ段階的な開発が進められた。導体の半加工品が国境を越えて次の国で新たな加工作業を行うことは免税措置の手続きに手間ひまを要した以外に、取り合い点での品質管理や納入遅れによる工程への影響に頭を痛めたことを思い浮かべられる。製作過程でのテーマとして、導体の熱処理過程におけるコンジット材である INCOLOY908 の SAGBO（応力酸化粒界割れ）の発生²³⁾は、予見はしていたものの数百メートルにおよぶ長尺物でこれを回避できるか大きな課題であった。しかし、原研が行った試行錯誤によって、コンジット材の歪除去と熱処理雰囲気酸素濃度を厳格に管理することで問題の解決ができた。他方、超伝導電流の偏流現象^{12,13)}については、最終通電になって初めて表面化してくるものなのでリスクの大きい課題であった。これに対してそれまでの研究を外挿して考え、素線にクロム鍍金を施し電流が素線間を移動しやすくすることによってそのクエンチの回避を期待した。これを裏付ける小規模実験や解析を各極が協力して実施した。その結果、それまで偏流による顕著なクエンチを経験している Nb-Ti（原研の DPC-U コイル^{12,13)}）に比較して Nb₃Sn では臨界温度までのマージンが大きいために偏流によるクエンチの可能性は低下すると判断された。クロム鍍金は偏流に対する完全な定量的かつ能動的管理でない上に、大電流化のためにこれまでよりも多い素線導体数と導体長とを考慮

Table 6 那珂核融合研究所で実験を行った CS モデル・コイルとそのインサート・コイル 3 個
The CS model coils and three insert coils tested at Naka Fusion Res. Est. of JAERI

1. CS モデル・コイルと CS インサート・コイル（日米欧担当、厚肉コンジットと Nb ₃ Sn を使用した中心ソレノイドのモデル）
1-1. 日本が担当した CS モデル・コイルの外層モジュール（低磁界領域） コイル到着：1998 年 11 月 11 日
1-2. 米国が担当した CS モデル・コイルの内層モジュール（高磁界領域） コイル到着：1999 年 5 月 13 日
1-3. 日本が担当した CS インサート・コイル（1 層コイル、13 T の実証目的） コイル到着：1999 年 5 月 21 日 上記 3 つのコイルを一体に組み合わせて 13 T とそのパルス作動実験 予 冷 開 始：2000 年 3 月 13 日 通電実験開始：2000 年 4 月 11 日 通電実験終了：2000 年 8 月 18 日 冷凍機停止：2000 年 8 月 29 日
2. ロシア・コイル（ロシア担当、TF コイルを目的としたチタンの薄肉コンジットと Nb ₃ Sn を使用した 1 層コイル、TF インサート・コイルとも呼ぶ） 上記 1. の CS インサート・コイルを取り出し、その位置にロシア・コイルを設置した。 コイル到着：2001 年 5 月 25 日 予 冷 開 始：2001 年 8 月 20 日 通電実験開始：2001 年 9 月 17 日 通電実験終了：2001 年 10 月 19 日 冷凍機停止：2001 年 11 月 7 日
3. ニオブアルミ・コイル（日本担当、TF コイルを目的とした Nb ₃ Al とステンレスの薄肉コンジットを使用した 1 層コイル、ニオブアルミ・インサート・コイルとも呼ぶ） 上記 2. のロシア・コイルを取り出し、その位置にニオブアルミ・コイルを設置した。 コイル到着：2001 年 1 月 8 日 予 冷 開 始：2002 年 3 月 4 日 通電実験開始：2002 年 4 月 3 日 通電実験終了：2002 年 5 月 2 日 冷凍機停止：2002 年 5 月 17 日

ると、偏流によるクエンチを完全に押さえられる保証はなかった。CS モデル・コイルの実験では結果として偏流によるクエンチは全く起こらず、予定通りの定格パルス運転が行えた。これはモデル・コイルの最大の成果であり、ITER の建設に大きな礎となった¹⁴⁻¹⁶⁾。このように技術的課題は多くあったものの、結果としてそれを克服できた。

CS モデル・コイルはその内側に 1 レイヤー（層）のソレノイドが入るように設計しており、このソレノイドを 13 T で試験することが可能になっている。CS モデル・コイルの日本担当分は低磁界領域であるので、日本は CS インサート・コイルを製作しモデル・コイルと同時に 13 T の実証実験を行った。これらのコイルの那珂研究所への到着日と実験期間を **Table 6** に示す。この Table には他に、TF コイル導体を目的としたチタンの薄肉コンジットと Nb₃Sn を使用したロシア製コイル¹⁷⁾の実験期間、同じく TF コイル導体を目的として Nb₃Al を使用した日本のニオブアルミ・コイル¹⁸⁾の経緯も示した。何れも直流磁界で 13 T の作動を実証している。

上記の R&D 結果と建設する ITER とを比較してみると次のようである。CS モデル・コイルはレイヤー巻であったが、実機の CS コイルはパンケーキ巻となった。厚肉

コンジットは CS モデル・コイルでは INCOLOY908 を用いたが材料コストと熱処理雰囲気の難点から、後に記す原研が企業と共に開発したステンレスとなった。従って、SAGBO の回避に成功したが材料の変更によりその技術は休眠に入った。

TF コイル用として歪に強い超伝導材の Nb_3Al の利用を日本は主張し、インサート・コイルとしてその技術を立証したが、その技術が各極に普及していなかったため ITER では採用されなかった。薄肉コンジット材としての原研が発案したチタンに関しても、ロシアがこれをインサート・コイルとして作り技術実証したが同様の結果となった。

長期間を要する重厚な開発プロジェクトでは、このように同じコンポーネントに対して競って複数の開発を行い、最終的にはその中から一つを選ぶ手法が取られる。結果として技術的に全ての手法が成功しても、幾つかは利用されないのは致し方がないのかと思われる。

CS モデル・コイルの実験場所としてその設備を準備する義務があった原研は、5 kW の大型ヘリウム冷凍機、500 g/s の超臨界圧ヘリウム・ターボ・ポンプ、大電流の電流リード、制御系コンピュータとそのソフト等^{19,20)}を開発・整備した。これらは CS モデル・コイルを実験する半年に及ぶ昼夜の長期間の運転に耐え、他極から実験に加わった研究者達がこれを賞賛するばかりでなく、その構築過程を研究所と企業の効率良い作業の手本として認知した。このようにコイルのみでなくその作動に不可欠な周辺先端機器の重要性にも大いに注目する必要があると思う。

4.3 TF モデル・コイルの R&D

TF モデル・コイルの幹事極は欧州で実施場所はドイツのカールスルーエ研究所と決まった。TF コイルの最大磁界はプラズマからの要求によって少なくとも 13 T というのが設計以前の相互理解であった。この R&D の難しさは、最終寸法の TF コイルに対してどのような寸法のモデル・コイルを作れば工学的な実証になるかという課題であった。これは導体についてもその寸法や電流値の相似性の点から同様である。他方、R&D のモデル・コイルは一つであり、それ自身では 13 T までの磁界を得ることができないから磁界を印加するコイルが必要となり、このコイルも小規模のものでは全く意味をなさないことは自明であった。ITER に限らずこの課題はトカマク方式における TF コイルの R&D における宿命的難題であった。

カールスルーエ研究所はかつて LCT 計画⁸⁾に参加し、中規模トロイダル・コイルで D 型の LCT コイル一つを保有しておりこれを磁界印加コイルとして使用することを提案した。TF モデル・コイルとして実寸導体を用いてこの磁界印加コイルとほぼ同じ寸法のレーストラック型コイルを作り、この二個のコイルを接して組み合わせて 9 T の発生を実証するということがあった。磁界の発生値が低いことと、実機のように不均一に加わる電磁力の模擬がで

きことの二点から、専門家会合では R&D の意義について一時かなりの議論があった。しかし、 Nb_3Sn による非円形コイルの製作実証の必要性和予算的に厳しい条件とをみて TF コイルの R&D については他に名案がなく、結局幹事極の提案を容認する以外なかった。結果として、TF モデル・コイルの製作は欧州のみの作業となった。これを補うものとして、先に記述した CS モデル・コイルを使って、TF 導体を巻線したインサート・コイルを 13 T で実験することになり、総合的にはバラエティーのある開発になった。

EDA の当初の設計では TF コイルはレイヤー巻きと決まったが、実寸導体でのこの巻き方によるモデル・コイルの加工は不可能とみられ、結局議論の末に単層パンケーキ巻きで導体はラジアル・プレートに納めることで了承された。結局、この R&D では実機と同じ導体でコイルの製作技術の習得がその主目的となり、それを 9 T の定常磁界で実証するという位置付けとなった。この TF モデル・コイルの実験は Table 1 にあるように CS モデル・コイルの実験より 2 年ほど後になった。それでもこの実験は当初目的を上回る 10 T を達成して、その詳細は論文とまとめて報告されている²¹⁾。

TF コイルの R&D については、13 T までの導体性能は CS インサートで実証しており、非円形コイルの製作については TF モデル・コイルで習得しそれを 10 T で実証しており、両者を持ってして実機の製作が可能という判断となった。全てをモデルで実証できないエンジニアリングが存在するという事実と、他方 R&D の始まりからの技術の成長を今後に外挿してみると、実機に対してこのような締めくくりは納得ゆくものと考えられる。

4.4 低温構造材料

核融合炉においてコイルには高磁界と寸法が大きいので、高い応力が発生し、これを構造材料で支持する。この応力値は従来の機械設備では実績のない高い値となる。しかもその使用温度は絶対温度 4 K である。この構造材料の重要性を 1980 年前後に認識した原研は実験炉の構造材料の目標値を設定し、4 K における降伏応力値は 1,200 MPa 以上、破壊靱性値は 200 MPa $\sqrt{\text{m}}$ 以上とした。これを国外に発表したら、この範囲は原研の名前を取り JAERI-BOX と名づけられた。当時では目標値が高過ぎ、達成不可能と言う声も国外から多くでた。原研は、この目標を達成するために、国内の複数の鉄鋼メーカーと共同研究協定を締結し、新鋼種の開発を実施した。この研究では、鉄鋼メーカーが試作溶解した鋼材を、原研が整備した低温評価試験設備で評価するという試行錯誤を繰り返し、当初は数十あった鋼種を上記の条件を満足する数種に絞った。この作業に米国が関心を示して、材料開発、低温での特性評価法、および構造設計基準を一体にした日米核融合協力のワークショップを持つことになった。この会合を何度も行い、そこで国内の大学・研究機関も参加して議論を行った。その結

果として、液体ヘリウム中の引張試験法は日本では JIS に、米国では ASTM に 平行して規格化された。また、破壊靱性試験については、この活動が終了した後に原研の提案によって日本で JIS に規格化され、対応する米国の規格は見られない。

その後に展開した ITER の工学 R&D において、原研で開発した低温構造材料の評価試験作業が R&D 項目として我が国に認められた。この R&D では、鋼種を決めて試作費によって実機に使う規模の溶解をメーカーに依頼して、その鋼材の評価を行った。この時点では、上に示した米国の活動はなくなり欧州に僅かに類似した作業が見られるのみであった。

電磁力を構造材料に伝達するには、電磁力発生付近に構造材料を配置することが効率的である。この為に導体に厚肉コンジットを付属させたり、あるいは個々の導体が収まるラジアル・プレートやを設けたりしていることはこれまでの説明に示した通りである。TF コイルには PF コイルからの磁界によって転倒力がかかるので、一つの TF コイルの剛性も高めるとともに、TF コイルを結合することで、コイルの相互間の力を支持する必要がある。更に PF および CS コイルの重力支持も全面的に TF コイルに持たせており、この点からも厚肉のコイル・ケースが必要となる。Fig. 5 は、ITER の設計チームが提案した実機 TF コイル・ケースの応力値の分布に準じたクラス分けと、これに対応して日本が製造する鋼種を示している。最も応力値が高い TF コイルの直線部をクラス 1 として、ここには日本が開発した JJ1 と呼ばれる 12Cr-12Ni-10Mn-5Mo-0.24N の鋼材の鍛造品を実機に使うことに決まった²⁾。また、クラス 2 および 3 に対応する部分に 316LN ステンレスで窒素含有量が 0.17 から 0.22% のものを使用する。後者に使用する熱間圧延板では、この窒素量は規格範囲内であるが、前者

Fig. 5 TF コイルの応力分布に従う構造材料の分類とそれに対応する構造材料
Classification of TF coil structure depending on stress distribution and corresponding materials.

に使用する鍛鋼品では規格より多い窒素含有量となる。

ラジアル・プレートでは、応力が高いところでは上記クラス 2 と同じ材料を用い、応力の少し低い部分では窒素の含有量が 0.07 から 0.12% のものを使用する予定である。これら高窒素 316LN の厚板材の製作経験は国内でもないため、実機規模の材料試作とその極低温機械特性の評価を実施し、その結果と製造に問題がないことが確認されている。ITER では TF コイル 1 個の総重量が 300 t 中、構造材料としてのケースが 200 t でラジアル・プレートが 60 t であり、このことから構造材料が重要な役割を担っていることがわかる。

導体に付加される厚肉コンジット材では、Nb₃Sn が 650℃ で 200 時間の最終熱処理により生成されるので、この熱処理によりその機械的特性が劣化してはならない。CS モデル・コイルで使用したコンジット材である INCOLOY908 は ITER の CS コイルに適用にならない理由は先に記した。CS コイルにはこれに代わって、日本が開発し上記の要求を満足する JK2LB と呼ぶ 22Mn-13Cr-7Ni-1.0Mo-0.12N で若干のホウ素入りの高マンガン・ステンレス鋼を用いることに決定した。

ITER 建設の分担においてそれまでの日本の特色あるコイルの構造材料開発は決定打となり、結果としてコイルの構造材の全部を日本が供給することに決まった。目標を持って長年継続的に地道に開発を行ってきたことが有効に結実した例と言えよう。

5. ITER 建設へ向けて

ITER の管理費と設備費とを合わせた総建設予算は 3,577.7 kIUA である。ここで k はキロである。IIUA は EDA の開始時に決めた ITER 特有の単位で当時の 1k 米ド

Table 7 ITER の建設において超伝導コイルの調達配分割合
Procurement allocation for construction of ITER

1. ITER 全体に対する超伝導コイルの費用と調達の分担割合	
総額に対する超伝導コイルの費用 (冷凍系含まず)	26%
超伝導コイルの中で日本の分担	40%
欧州の分担	23%
中国の分担	15%
ロシアの分担	8%
米国の分担	7%
韓国の分担	5%
共通資金	2%
(インドの超伝導コイルの分担はないが、関連する冷凍配管および電源を担当する)	
2. 超伝導コイルの中で日本が分担する項目とその項目内での分担割合	
CS コイル導体	100%
TF コイル導体	25%
TF コイルの構造材 (ケースとコイル間支持構造物)	100%
TF コイル巻線・製作の作業 19 個 (予備コイル 1 個含む) の中 9 個 (PF 導体、PF コイル、補正コイル、計測素子等は、日本が配分を受けていないので、ここでは項目として記述していない)	

ルに対応するという了解である。その後も開始時の為替レートで固定して換算されている。

2005 年 12 月に炉コンポーネントの調達の配分が決まった。超伝導コイルのコストが全建設費に対する割合とその中での日本の配分は Table 7 に示すとおりである。日本が担当する超伝導コイルは全建設コストの 10% を超える重要な作業である。

Table 7 の下半分は超伝導コイルの項目において日本が関係する部分を取り出したものを示す。ここではコイルを支援する極低温機器およびその制御システムは、仕事の区分上コイルと切り離して設備の分類に入っている。この区分はこれまでの R&D の現場の見方、つまり大型ヘリウム冷凍機、超臨界圧ヘリウム・ポンプ等は先端開発品であるという考え方とは異なっている。ITER 建設では冷凍機とポンプを含むプラントは欧州が、冷凍配管とその付属品はインドが担当する。担当の極内部で製作できない場合は、その極は製作可能な他極から購入して ITER に納入することになる。

超伝導コイルの中での配分については、資材の供給と製作とが分離されている。日本が供給する CS コイル導体 100% を米国が巻線してコイルに仕上げて現場に持ち込む。TF コイル導体に関して日本は 25% 分担し、9 個の TF コイル巻線とコイル・ケースへの収納作業を行ってサイトに持ち込む。9 個の TF コイルは全体の半分なので日本には他極の TF コイル導体が持ち込まれることになる。TF コイルの構造材の全部を日本が供給するが、そのうち半分は欧州に持ち込まれる。

超伝導コイル以外で日本が担当する大きな項目は、外側ダイバータとブランケット遠隔保守機器の夫々 100% 分がある。これ以外の細かい項目すべての費用とこの 2 つの項目の費用とを足し合わせてもコイルの費用の 40% である。これから、超伝導コイルの重要性とそれに対応する費用のウェイトを理解できよう。

ITER の建設は 2007 年後半に着手され、その完成までに 10 年の月日を要する。完成当初は水素プラズマで装置の調整を行い、その後トリチウム-重水素の短時間燃焼プラズマの研究を 10 年続ける。その後に長時間燃焼実験に着手するという長期にわたる計画である。

6. おわりに

ITER の姿とそれまでの R&D との関係、更に建設の分担についての概略を超伝導コイルの側面から理解して頂けたことと思う。

核融合炉のコンポーネントは多岐にわたっており、その全ての説明と理解は単純ではない。コンポーネントの幾つかを取り出して R&D を比較してみても、それらの手法が類似といえるものは殆どないと言えよう。超伝導コイルは他の開発課題と干渉する部分がないので、開発が行いや

すいと言える。しかし、TF コイルの R&D ではスケールダウンしたモデルが実機の一部しか実証できないという宿命的難題をもっていることを先に記した。工学的開発とは本来そのようなものであろう。

ここで実用炉におけるブランケットの開発の例を考えてみると、照射を受ける構造材料、増殖材料の選択と燃料収集率の向上、エネルギー変換のため冷媒の種類とその引き回し手法等多くの課題がある。これらを一つの R&D で同時に解決できないし、核燃焼の到達のみを目的とした実験炉では差し当たり遮蔽ブランケットの領域に止め、核燃焼が手中に入った後段において増殖ブランケットの設置の可能性も検討されている。

国際協力作業のタイプとして、同一コンポーネントを分割して納期や品質を競うコンクール方式と、コンポーネントを製作の縦の流れに分けてその流れに従って国を渡り歩いて製作しこれを集めて建設する協同組合方式の 2 つがある。ITER の R&D は後者であり、建設は両者の混合である。先にコンクール型の協力作業を経験していた著者らは、ハードウェアの半加工のものが国境を越えて往き来する手法には懐疑的であった。EDA で共同チームにヨーロッパから参加したメンバーは、協同組合方式は欧州共同体内では産業でも開発でも活発であり、この手法を ITER に適用し世界に広めることを語っていた。この手法による工学 R&D に立ち向かったが、CS モデル・コイルの成功により協同組合方式による国際協力での ITER の建設が可能であることを認知した。

ITER という大きな国際協力の枠においてアジアで急速に成長しつつある三カ国が参加した。従来追いつけの精神と手法で作業を行ってきたわが国は後に続く国々に開発技術の開示あるいは移転を行うという立場になった。管理運営という点からもここに新たな成長が期待されている。

核融合トカマク方式で、韓国、中国、インドでプラズマ物理研究を目的とした規模の装置が超伝導コイルを使用して建設されている。国内では JT-60 の改造が超伝導コイルの利用によって考えられている。これらは ITER ほど大規模ではないが、磁気核融合装置が全面的に超伝導利用の時代に入ったことを現している。

著者らは長年 ITER の開発活動に携わり、原子力機構内外の多くの方々のご鞭撻・ご支援を受けたまわってきて今日があることに深く感謝しています。CS モデル・コイルの開発作業の実務を担当した原研・核融合炉工学部の辻博史次長が ITER の建設サイトが決まる前に他界したことを残念に思います。ITER の R&D ハードウェアの製作に当たって頂いた企業、共同して実験研究を行った大学・国立研究機関に誌面を借りて御礼申し上げます。日頃のご指導を頂いている原子力機構・核融合部門の常松秀俊部門長に謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) R. Aymar: "ITER R&D, design overview," Fusion Eng. Design **55** Issue2-3 (2001) 107-118
- 2) "ITER Engineering Design," J. Plasma Fusion Res. **78** Supplement (2002)
特集「ITER 工学設計」、プラズマ・核融合学会誌 **78** 増刊号 (2002)
- 3) "The Summary Report on Engineering Design Activities in the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) Project," NIHON-GENSHIRYOKU-GAKKAI SHI **44** (special issue) (2002) 1-89
特集「ITER 工学設計活動報告」、日本原子力学会誌 **44** (2002) 1-89
- 4) S. Shimamoto: "Superconducting magnet development for fusion at JAERI," Cryogenics **25** (1985) 171-177
- 5) S. Shimamoto, et al.: "Development of superconducting pulsed poloidal coil in JAERI," Cryogenics **30** (1990) 23-28
- 6) "Toroidal Coil Development for Fusion – LCT and the Cluster Test Facility," TEION KOGAKU **19** No. 2 (special issue) (1984)
特集「核融合トロイダル・コイル開発 —LCT、クラスター・テスト装置」、低温工学 **19** No. 2 (1984)
- 7) S. Shimamoto: "Evolution and final results; international collaboration of superconducting toroidal coil development," TEION KOGAKU **24** (1989) 134-142
島本 進:「超電導トロイダル・コイル開発の国際協力“LCT計画”の展開と成果」、低温工学 **24** (1989) 134-142
- 8) "THE IEA LARGE COIL TASK," Fusion Eng. Design **7**, No. 1 & 2 (special issue) (1988)
- 9) "ITER Design Report," J. Plasma Fusion Res. **73** Supplement (1997)
特集「ITER 設計報告」、プラズマ・核融合学会誌 **73** 増刊号 (1997)
- 10) "ITER Technology R&D," Fusion Eng. Design **55** Issue 2-3 (special issue) (2001)
- 11) Y. Takahashi, et al.: "Experimental results of the Nb₃Sn demo poloidal coil(DPC-EX)," Cryogenics **31** (1991) 640-644
- 12) N. Koizumi, et al.: "Current imbalance due to induced circulation current in a large cable-in-conduit superconductor," Cryogenics **36** (1996) 409-414
- 13) 小泉徳潔:「変動磁界中の強制冷却導体の偏流現象に関する研究」、JAERI-Reseach99-076 (日本原子力研究所・研究報告書) (2000)
- 14) "Test Results of ITER-CS Model Coil and CS Insert Coil," TEION KOGAKU **36** No. 6 (special issue) (2001)
特集「ITER-CS モデル・コイルと CS インサート・コイルの実験結果」、低温工学 **36** No. 6 (2001)
- 15) H. Tsuji, et al.: "ITER R&D: magnets: conductor and joint development," Fusion Eng. Design **55** (2001) 141-151
- 16) H. Tsuji, et al.: "ITER R&D: magnets: central solenoid model coil," Fusion Eng. Design **55** (2001) 153-170
- 17) "Test Results of ITER-TF Insert Coil," TEION KOGAKU **37** No. 10 (special issue) (2001)
特集「ITER-TF インサート・コイルの実験結果」、低温工学 **37** No. 10 (2002)
- 18) "Test Results of Nb₃Al Insert for Fusion Reactor," TEION

KOGAKU **38** No. 8 (special issue) (2001)

特集「核融合炉用 Nb₃Al インサート・コイルの実験結果」、低温工学 **38** No. 8 (2003)

- 19) S. Shimamoto, et al.: "Construction of ITER common test facility for CS model coil," IEEE Trans. Magn. **32** (1996) 3049-3052
- 20) T. Kato, et al.: "CS model coil test facility," TEION KOGAKU **36** (2001) 315-323
加藤 崇ら:「CS モデル・コイル試験装置」、低温工学 **36** (2001) 315-323
- 21) A. Ulbricht, et al.: "The ITER toroidal field model coil project," Fusion Eng. Design **73** (2005) 189-327
- 22) H. Nakajima, et al.: "New cryogenic steels and design approach for ITER superconducting magnet system," Proc. of 10th Int. Conf. on Nuclear Eng., ICONE10-22674 (2002) 1-8
- 23) T. Kato, et al.: "Avoidance method study for SAGBO cracking during heat treatment of a ITER CS model coil conductor using INCOLOY 908 Jacket," Adv. Cryo. Eng. **44** (1998) 9-15

島 本 進

1938 年生。1961 年東北大学電気工学科卒業。通産省電子技術総合研究所、フランス原子力庁サクレ原子力センター主任研究員、日本原子力研究所核融合工学部長・那珂研究所長を経て、1997 年東北大学工学研究科教授（電気・通信工学専攻）。2001 年同教授退官後、日本原子力研究開発機構研究嘱託、成蹊大学・明治大学の講師（‘技術者倫理’担当）。科学技術庁長官賞・科学技術功労者・電気学会進歩賞・日本原子力学会特賞・低温工学協会大山記念賞を受賞。電気学会および低温工学協会会員。工学博士（東北大学）。

高 橋 良 和

1952 年 1 月生。1975 年立教大学理学部物理学学科卒業。1977 年千葉大学理学研究科修士課程修了。1980 年日本大学理工学研究科博士課程修了。同年 4 月日本原子力研究所（現在の原子力機構）入所、核融合工学部超電導磁石研究室に勤務。2001 年 4 月より ITER 開発室（共同設計チーム）に所属。主として、超電導パルス・コイルの開発、超電導導体の電気・熱流体解析、交流損失の研究に従事。低温工学協会、日本物理学会、電気学会、プラズマ核融合学会会員。理学博士。

奥 野 清

1953 年 8 月 27 日生。1977 年東京工業大学物理学科卒業。1979 年同大学大学院原子核工学科修士課程修了。同年 4 月から日本原子力研究所に勤務。現在、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。主として核融合炉用大型超伝導パルス・コイルの研究開発、ITER 設計活動に従事。低温工学協会、プラズマ・核融合学会会員。