

## 特集 国際リニアコライダー (ILC) 計画と新しい科学プロジェクトのあり方

## ITER 建設の進展と運営管理

多田 栄介\*

## Recent Progress of ITER Construction

Eisuke TADA\*

## Abstract

The ITER project<sup>1,2)</sup> was established in November 2006 by the ITER Agreement involving seven Members (China, the European Union including Switzerland, India, Japan, Korea, the Russian Federation and the United States of America). ITER is a critical step in the development of fusion energy: its role is to confirm the feasibility of exploiting magnetic confinement fusion for the production of energy for peaceful purposes by providing an integrated demonstration of the physics and technology required for a fusion power plant. At the core of the facility, the ITER tokamak will confine a plasma heated to temperatures in the region of  $1 - 2 \times 10^8$  K, in which deuterium-tritium fusion reactions will produce up to 500 MW of fusion power for periods ranging from several hundred to several thousand seconds. Extensive progress has been made in the on-site construction, the production of components for the ITER tokamak, plant and auxiliary systems, and in the preparations for on-site installation. Recently, a major update of the ITER baseline schedule and resource estimate has been undertaken. The revised schedule foresees an earliest technically achievable date for First Plasma of December 2025 and a target date for the transition to D/DT operation of late 2035. This report outlines the ITER project management and recent progress of tokamak components manufacturing and on-site construction activities of the ITER facility.

## 1. はじめに


ITER 計画は、熱出力 50 万 kW のトカマク型核融合装置を建設し、核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証することを目的とする<sup>1)</sup>。本計画は、1985 年の米ソ首脳会議における核融合国際共同開発の合意に基づくもので、日本、欧州、米国、ロシアが参加して 1988 年から概念設計、1992 年から工学設計及び技術開発を実施し、建設に必要な装置設計を取り纏めた。同時に、トカマク型核融合装置に特有な超伝導コイル、真空容器、ブランケット、ダイバータ、加熱装置、遠隔保守機器等の主要な製作技術を開発した<sup>2)</sup>。

これらの成果に基づき、建設活動に向けた準備を開始した。この間、上記 4 極に加えて中国、韓国及びインドが新たに参画した。これを受け、2007 年に ITER 機構が発足し、各参加極に組織された国内機関と協力して、建設活動を開始した。

現在、7 極が分担して ITER を構成するトカマク機器及びプラント・システムの製作を進めると共に、南仏の ITER 建設サイトにて、建屋、受変電設備、冷却・冷凍設備等プラント設備の建設活動を本格的に進めている。

本件では、核融合の特徴、ITER 計画の目的、ITER 施設の構成、運営・管理、ITER 建設の進捗及び今後の予定について概説する。

## 2. 核融合の特徴

核融合の研究開発は、2 つの原子核同士を融合させ、その際に生じる膨大なエネルギーを利用して発電することを目的とする。ITER 計画では、 図 1 に示すように、地上で最も核融合反応が生じ易い重水素 (D) と三重水素 (T) を燃料として用いる。この D と T を 1 億度以上の高温プラズマ (電離気体) に加熱・維持することで、原子核同士の反発力 (クーロン力) に打ち勝ち、原子核同士の核融合反応が起こる。この核融合反応の結

\* ITER 機構 副機構長 ITER Organization Deputy to the Director-General  
(E-mail: eisuke.tada@iter.org)

果、図1に示すように、高エネルギーを持ったヘリウムと中性子が生成される。このエネルギー(合計約17.6 MeV)は、例えば、DとTの燃料1gが核融合反応した場合、石油8トンが瞬時に燃焼するエネルギーに相当する。

この反応に用いる燃料は、水素同位体のDとTのみである。Dは、海水中に豊富に存在する。Tは、核融合反応で生成される中性子とリチウム(天然に豊富に存在)との核反応を利用して、核融合発電と並行して増殖することができる。このため、核融合に必要な資源はほぼ無尽蔵に確保できる。

また、核融合反応が生じる条件は、限定されており、高温プラズマの温度や密度が高すぎても、

低すぎても、反応が自動的に停止する。加えて、連鎖反応でもないため、何らかの外乱や装置の異常が生じて、核融合反応は自動的に停止する。さらに、核融合装置における崩壊熱密度は十分に低く、事故が拡大する恐れはない。このように、核融合装置は原理的に高い固有の安全性を備えている。

一方、核融合では、燃料として放射性物質であるTを用いる、また、反応で生成する中性子により装置を構成する機器が放射化される。このため、放射性物質の閉じ込めが安全確保上重要となる。それ以外の反応停止や崩壊熱冷却に対する工学的安全策については、固有の安全性(自動的に止まる、冷える)を踏まえ、特段の考慮が不要である。

### 反応前後の重さの違いが核融合エネルギー

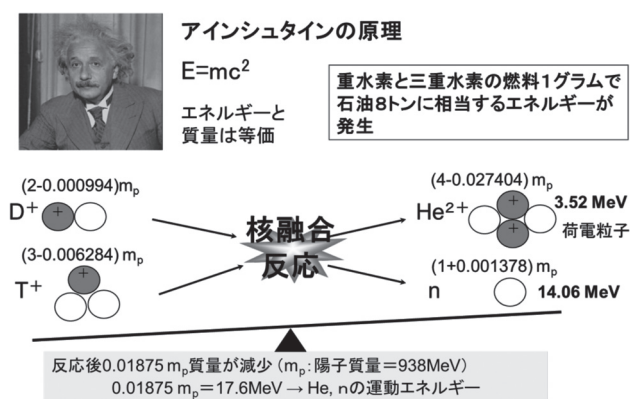


図1 重水素 (D) と三重水素 (T) の核融合反応

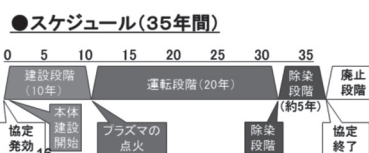
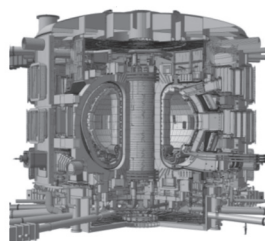
### 3. ITER 計画の目的

ITERは、核融合実験炉として位置付けられる。この成果に基づいて、発電を実証する原型炉の建設へと展開する計画である。これを踏まえ、核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を証明することをITER計画の目標とした。この計画目標を達成するために、個別の技術目標及び主要諸元を図2に示す通り定めた。これらは、これまでに世界各国で進めてきた核融合技術の開発、既存の核融合実験装置の試験結果、原型炉の設計検討等を総合的に判断して決定された。

具体的には、装置性能として、核融合出力と外

### ITER計画の目的

- 計画目標
  - ◇核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を証明する。
- 技術目標
  - ◇核融合出力と外部からの入力の比が10以上の燃焼プラズマを長時間(300~500秒)生成する。
  - ◇超伝導コイルや加熱装置などの核融合工学技術を統合し、その有効性を実証する。
  - ◇将来の核融合炉に必要なブランケットなどの機器試験を行う。
  - ◇環境・安全性の実証を行う。



主要パラメータ

核融合出力	500 MW
Q (核融合出力/外部加熱パワー)	≥ 10
プラズマ燃焼時間	300~500秒
プラズマ主半径(R)	6.2 m
プラズマ副半径(a)	2.0 m
プラズマ電流(IP)	15 MA
プラズマ体積	約840立方米
本体重量	2万3千トン

図2 ITER 計画の目的と主要諸元

部からの入力比 (Q) が 10 以上の燃焼プラズマを長時間 (300-500 秒) 生成すること, また 1 時間以上の定常運転 (この場合, Q は 5 以上) を達成することを目標とした。

装置の基本設計は, これまでの実績を踏まえて, トカマク型 (第 4 章参照) とし, 上記の装置性能を満たすため, プラズマ大半径 6.2 m, 小半径 2.0 m, プラズマ電流 15 MA, 核融合出力 500 MW を主要諸元とした。この装置の技術目標として, 超伝導コイル, ブランケット, ダイバータ, 加熱・電流駆動等の核融合に特有な工学技術の有効性を実証する。また, 将来の核融合プラントにおいて, 発電及び燃料 (トリチウム) の増殖機能を担うブランケットについては, ITER を試験装置として用いて段階的に試験する。さらに, これらの工学技術に加え, 燃料 (トリチウム) 供給・循環系やトリチウム除去系等の安全関連機器を統合し, プラント規模で工学性能を実証すると共に, 高い安全性を検証する。

#### 4. ITER 施設の基本構成

核融合装置は, プラズマの閉じ込め方式によって, 磁気閉じ込め方式と慣性閉じ込め方式に大別される。ITER 計画では, これまでの実績に基づき, トカマク型と呼ばれる磁気閉じ込め方式を採用した。

トカマク型では, 荷電粒子 (イオンと電子) が, 磁力線に沿って螺旋運動する性質を利用して, 高温プラズマを閉じ込める。具体的には, 図 3 に示すように, 大円周方向 (トーラス方向) に電磁石コイル (トロイダル磁場コイル) を複数個配置し, それらに電流を流すことによりドーナツ形状の閉

じた磁力線の籠を形成する。加えて, 装置の中心部分に中心ソレノイド・コイルを配置し, コイルの電流を変化させることで, 電磁誘導により高温プラズマ中に電流を誘起する。このプラズマ電流により, プラズマ自身を加熱すると共に, 小円周方向 (ポロイダル方向) に磁力線を形成する。この磁力線とトロイダル方向の磁力線と組み合わせ, 螺旋状の強固な磁力線の籠を形成する。この磁力線の籠により, 高温プラズマを安定に閉じ込める。さらに, トロイダル磁場コイルの外側に複数個の円周コイル (ポロイダル磁場コイル) を配置し, これにより高温プラズマの形状と位置を安定に維持・制御する。ITER では, これらのコイルは, 全て超伝導コイルであり, いずれも極低温 (約  $-269^{\circ}\text{C}$ ) 下での動作となる。

図 4 に, ITER トカマクを構成する主な機器を示す。トロイダル磁場 (TF) コイルは, トーラス方向に 18 個配置され, その最大磁場は約 12 T (テスラ), 通電電流値は 68 kA で直流 (定常) 運転となる。中心ソレノイド (CS) コイルは, 6 個のモジュールから成り, 最大磁場 13.5 T, 通電電流値 45 kA でパルス運転となる。これらのコイルには, 高磁場特性に優れた化合物系 ( $\text{Nb}_3\text{Sn}$ ) の超伝導線材を使用する。ポロイダル磁場 (PF) コイルは, TF コイルの外側に 6 個配置される。最大磁場は, 6 T で合金系 ( $\text{NbTi}$ ) の超伝導線材を使用する。このコイルは, 高温プラズマの位置・形状を制御するためにパルス運転となる。超伝導コイルについては, ITER 工学設計

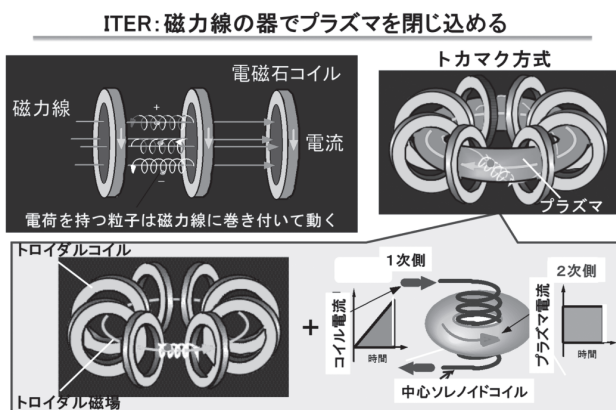


図 3 トカマク型核融合装置の概念

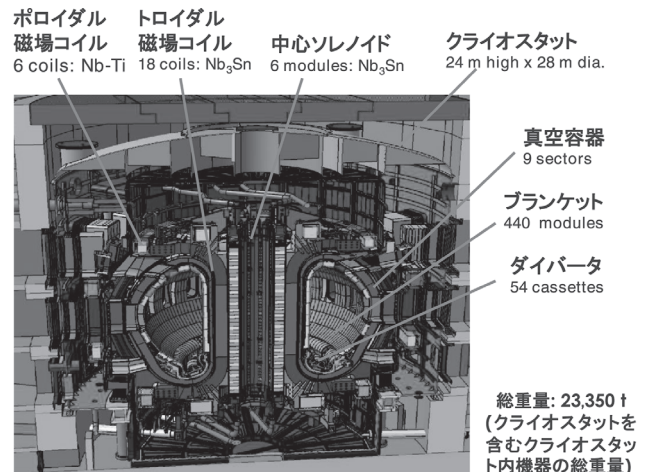


図 4 ITER トカマクの基本構成

段階でプロトタイプ製作・試験等を実施し、主要な技術を開発している。さらに、実機製作段階で、超伝導素線、撚り線、導体、巻線、コイル等の各製作段階で厳格な品質管理を実施し、それぞれで性能を確認している。

図4中のクライオスタットは、極低温で動作する超伝導コイルの真空断熱を行う直径約30 m、高さ約30 mの円筒容器である。また、図中の真空容器は、トロイダル磁場コイルの空芯部にトラス方向に配置されるドーナツ形状の容器で、高温プラズマを高真空に維持する容器である。ブランケットは、この真空容器の内側に配置される機器で、プラズマに面する第一壁とその背面の遮蔽体から構成される。第一壁は、高エネルギー粒子による損傷を想定して、定期的に交換できる設計となっている。将来の核融合プラントでは、遮蔽体の内部にリチウムを主材料とするトリチウム増殖材を組み込み、発電と共に中性子との核反応により燃料(トリチウム)の増殖を行う。この発電・増殖ブランケットについては、試験モジュールをITER装置のポート(開口部)に組み込み、ITERの運転環境下で試験を行い、将来の発電・増殖に必要な技術を開発・実証する。ダイバータは、プラズマ真空容器の底部に配置される機器で、核融合反応で生成された高エネルギー・ヘリウム熱を吸収すると共に、ヘリウムを不純物として外に排気するための機器である。ダイバータについては、モックアップ及びプロトタイプ等の試験を通して、 $20 \text{ MW/m}^2$ という高い除熱性能を確認している。

トカマクを構成するこれらの機器の他、加熱・電流駆動系、冷却・冷凍系、電源系、燃料供給・循環系、真空排気系、トリチウム除去系、計測制御系等のプラント設備が装備される。これらの施設は、幅400 m、長さ1 kmの建設敷地内に図5に示すように配置される。なお、図中の現地工場は、輸送制限のため、トロイダル磁場コイルの一部及びクライオスタットを現地で製作或いは最終組立を行うための設備である。

## 5. ITER計画の運営管理

ITERを構成する機器の約9割は、各参加極の物納により賄われる。ITER機構と各極の国内機関が、調達取決めを締結し、ITER機構の仕様に

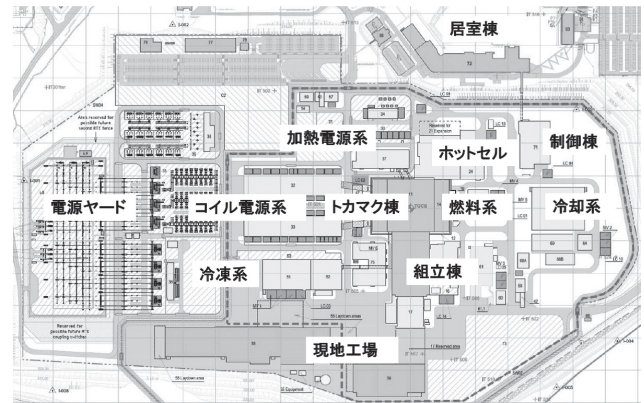


図5 ITER施設の全体配置(敷地1 km×400 m)

基づいて、国内機関が産業界と契約を結び、調達する。ITER機構は、主にITER施設の技術統合、物納機器の据付・組立、試験・検査、運転・保守を担当する。これらの一連の作業を円滑に行うため、ITER機構は、国内機関と協力して、プロジェクト管理を体系的に行っている。

ITER計画における運営及び品質管理は、図6に示すような体系に基づいている。上位規定(Level-1)として、プロジェクト管理計画、品質保証計画及び安全管理計画を定め、基本的な要求を規定している。また、下位規定(Level-2)にて、具体的な実施要求を定めている。例えば、ITER機構と国内機関が一体でプロジェクトの運営・管理を行うために必要な役割・責任範囲、決定権限、プロジェクト進捗管理、リスク管理、構成・変更管理、設計から試験・検査及び輸送に至る品質管理、監査・評価、原子力安全要件等に係わる要件を規定している。

決定権限は、その影響の度合いに応じて階層化され、最終決定は、ITER機構長と各国内機関長で構成される執行委員会(Board)で行う。プロジェクトの進捗管理は、物納調達や多極間の取合の複雑さ考慮し、基本工程表(Master Schedule)に基づく進捗に加え、出来高(Earned Value)管理や業績評価指標(Key Performance Indicator)を用いて多面的に実施している。リスク管理では、ITER機構と国内機関で共通のデータベースを構築し、発生頻度、影響の度合い及び緩和策の実施状況等について定期的に分析・評価し、ベースライン(技術スコープ、スケジュール、コスト)を維持するために必要な予防・緩和策等

を明示する。進捗管理やリスク管理等ベースラインの管理は、プロジェクト室 (Project Control Office) が中核となって進めている。

品質管理においては、ITER 機構と国内機関が共通の体系に基づいて、品質保証・管理活動を実施している。また、品質管理作業部会にて、定期的に品質区分や品質要求に係わるプロセス、手順等の見直しを図っている。原子力安全要件については、フランスの原子力規制に基づく各種安全要求や技術要求に対する設計・製作及び建設工事の適合性を評価・確認すると共に安全当局の立入検査に対応している。許認可については、ITER 施設の建設・運転に対するロードマップが定義され、設計、製作、据付等の各段階に応じた技術要件が規定されている。これに沿って、安全解析・評価

を実施し、安全に係わる設計報告書を許認可当局に提出している。

ITER 計画のベースラインは、図 7 に示すように、技術スコープ、スケジュール、コスト及び運営・管理に分類され、それぞれの図書は、ITER 理事会、ITER 機構長、各部門長等の決定権限に応じて階層化されている。例えば、ITER 理事会では、ITER 計画の目標を定め、それに基づいて定めた技術目標や各システムの設計要求は、それぞれ ITER 機構長及び部門長が所証する。技術目標や設計要求は、ITER 機構と国内機関が締結する調達取決めに網羅され、設計・製作・試験等を通して、実証・具現化を図る。設計変更については、構成管理委員会にて、変更提案の妥当性やその影響評価を実施し、設計要求、設計図書、製作

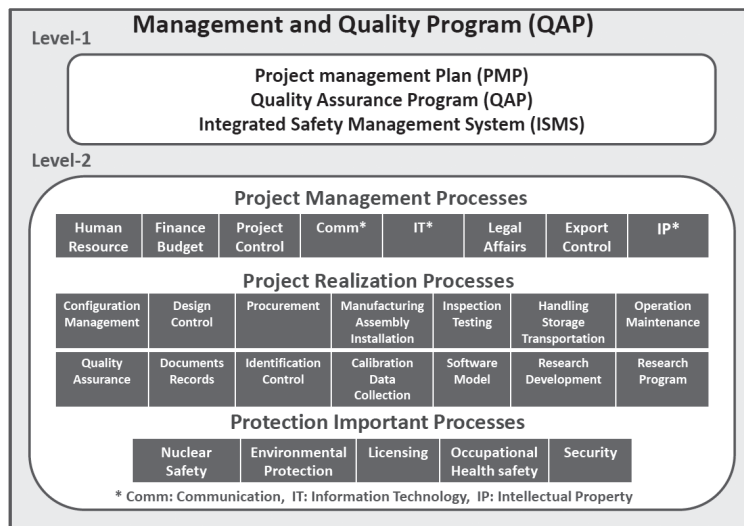


図 6 ITER における運営管理の体系

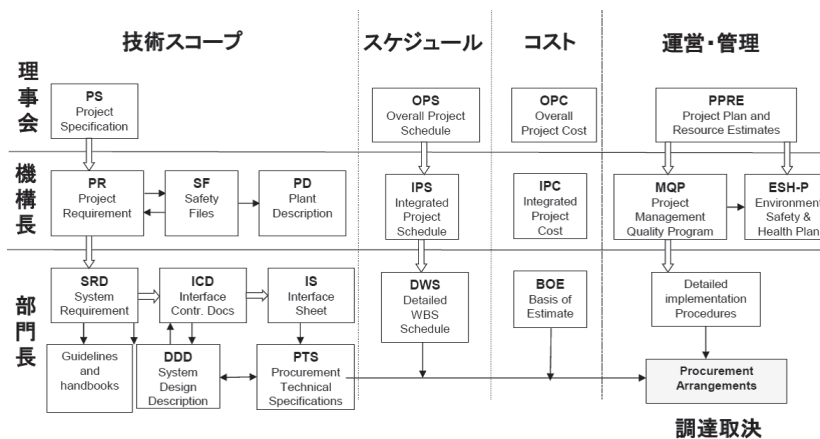


図 7 ITER 計画ベースライン基本構成

物の構造・機能、他の機器との取合等の整合性を保つよう、一元的に管理している。スケジュール及びコストに関しては、2016年に改訂案を提案した。改訂案では、各極での物納調達の進展、建設サイトでの建屋建設状況等に鑑み、初プラズマを2025年末、本格的なDT運転を2035年末までに行う計画としている。

取合管理については、機器間の物理な取合及び機能的な取合を定義し、取合毎に技術図書及びデータシートを取り纏めている。また、据付や配置計画では、空間、形状、取合部を正確に模擬した構成管理用3次元CADモデルを用いて、機器間の干渉チェックや公差解析を行い、機器配置を定めている。このCADモデルは、トカマク機器に限らず、プラント設備にも適用し、配置計画に供している。

調達取決めは、基本的に、PBS (Plant Breakdown Structure) 毎に締結され、その作業範囲はWBS (Work Breakdown Structure) で規定される。技術目標や設計要求が機器の設計、製作に的確に反映され、総合化(組立、試験、運転)の段階で確実に検証されるよう、システムズ・エンジニアリング(図8)に沿って作業管理を行っている。例えば、概念設計、予備設計、詳細設計、製作設計の段階毎にレビューを行い、目標・要求に対する適合性や妥当性を確認している。

システムズ・エンジニアリング、設計統合、構成管理、変更・取合管理等は、中央統合室(Central Integration Office)が中核となり、技術部門と協力して実施している。ITERでは、7極が分担し

て調達を行うことから取合が非常に複雑で、さらに機器・システムによって技術仕様の詳細度(概念設計、詳細設計及び製作)が異なることから、物理的及び機能的な取合条件を決定するまで多くの時間を要した。ここでは、中央統合室が中心となり、機器・システム毎に設計計画をたて、境界条件を同定し、系統設計を通して取合を含めて設計諸元を明確にしてきた。これらをベースライン策定の基礎データとして用いた。

## 6. ITERを構成する機器の製作状況

前述のように、ITERを構成する機器の約9割は、各参加極で分担・製作している。図9に、トカマク機器の製作分担を示す。また、南仏の建設サイトでは、建屋、各種プラント設備の建設が進展している。これらの進捗は、基本工程表に基づいて管理している。それに基づく、これまでに2025年の初プラズマを達成するために必要な作業(機器の製作やプラントの据付を含む)の約50%が完了している。以下に、各極における機器製作の状況及び建設サイトの建設状況を紹介する。日本は、その高い技術力と優れた品質管理の両面から、ITER装置の中核をなす先端機器の製作を担っている。

ITERトカマクの骨格となる超伝導コイル及び超伝導導体の製作については、インドを除く6極が分担している。既に、超伝導導体の製作をほぼ完了し、実機超伝導コイルの巻き線作業を急ピッチで進めている。これまでに製作したNb<sub>3</sub>Sn及びNbTiの総量は、それぞれ約600トン及び300トンに達する。これらの線材は、素線、撚り線、導体の段階で品質管理を実施し、要求性能を満た

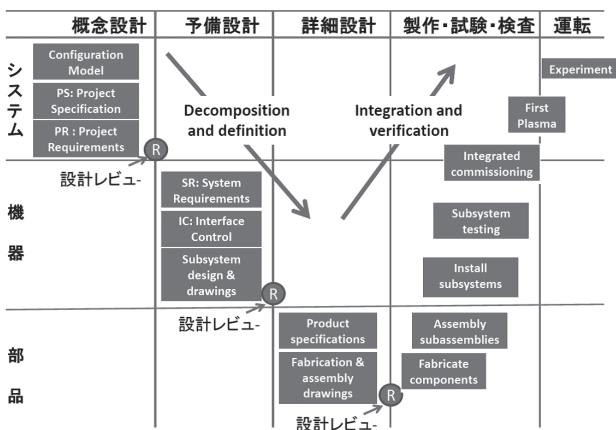


図8 システムズ・エンジニアリングの概念

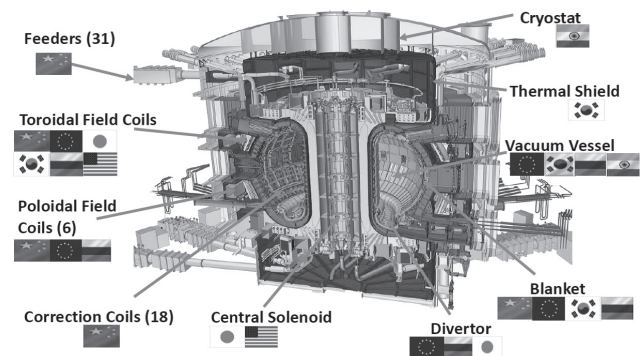
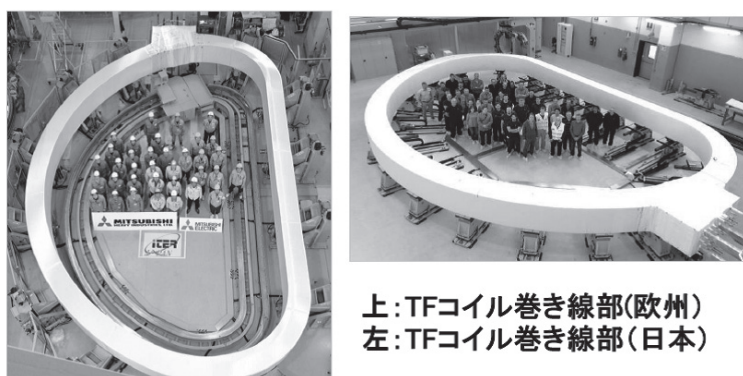


図9 トカマク機器の調達分担

していることを確認している。超伝導導体の製作と並行して、超伝導コイルの製作を各極で進めている。TFコイルについては、予備コイル1基を含んで、欧州が10基、日本が9基、それぞれ分担・製作している。コイル1基は、 $Nb_3Sn$  導体を用いた7つのダブルパンケーキ (DP) から構成されるが、これまでに合計70以上のDPを完了している。これを用いて、コイル2基の巻き線部が完了し、8基が作業中である。図10に、日本及び欧州で完成したコイル巻き線部を示す。また、図11には、巻き線部を収納し、コイルに発生する大きな電磁力を支持するコイル構造体を示す。コイル巻き線部は、内側と外側構造体の間に挿入され、一体化される。この一体化の作業は、2018年から行う予定である。なお、構造体につ

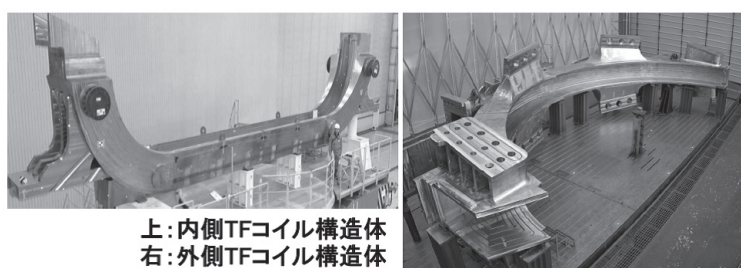
いては、日本が19基コイル分全てを製作している。

CSコイルについては、超伝導導体 ( $Nb_3Sn$ ) を日本が、その導体を用いたコイル巻き線を米国が分担している。CSコイルは、6個のモジュールから構成されるが、予備1個を含んで、合計7個のモジュールを製作する。これまでに、日本は全ての超伝導導体の製作を完了し、米国に輸送している。米国では、モックアップの製作と50kAでの性能試験を成功裏に終了し、実機製作を並行作業で進めている。現状、1個のモジュールの製作がほぼ最終段階にあり、3個のモジュールの巻き線を終了し、2個のモジュールの巻き線が進展している。米国におけるCSコイルの巻き線状況を図12に示す。



上: TFコイル巻き線部(欧州)  
左: TFコイル巻き線部(日本)

図10 完成したTFコイル巻き線部



上: 内側TFコイル構造体  
右: 外側TFコイル構造体

図11 完成したTFコイル構造体

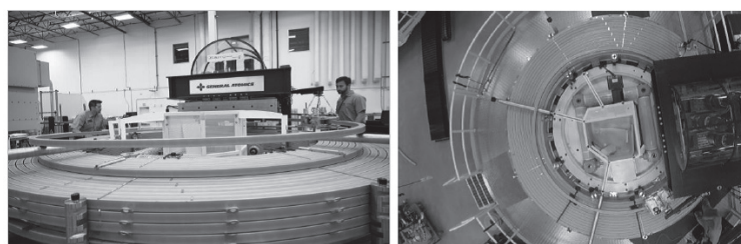


図12 米国でのCSコイルの巻き線

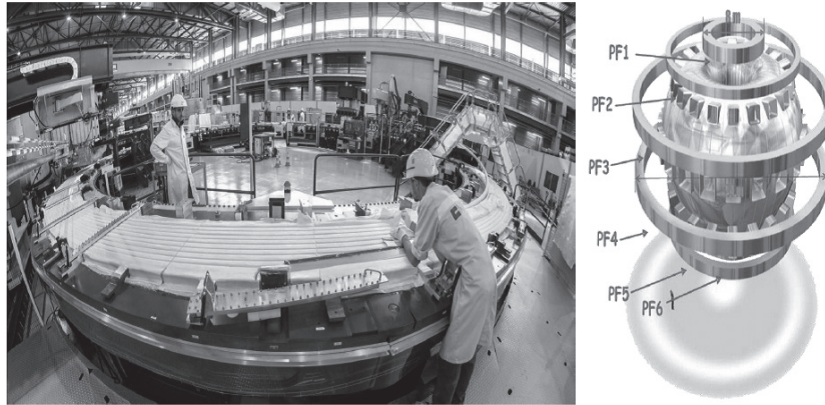


図 13 現地工場で巻き線中の PF-5 コイル

PF コイルは、ロシア、欧州及び中国が分担・製作している。PF コイル用の超伝導導体 (NbTi) の製作も、TF コイル用導体と同様に、ほぼ完了しており、各極で巻き線作業を進めている。トカマクの最上部及び最下部に位置する PF-1 及び PF-6 コイルは、輸送が可能なため、それぞれロシア及び中国で製作している。それ以外の PF-2, 3, 4 及び 5 コイルは、直径が 18 m を超え、輸送制限を超えるため、現地工場で巻き線を進めている。これらの PF コイルについても、ダミー導体による巻き線作業が終了し、実機コイルの製作が進展している。現地工場で巻き線中の PF-5 コイルを図 13 に示す。

高温プラズマを高真空に維持する真空容器は、欧州と韓国で分担・製作している。真空容器は、D 型断面を有した、ドーナツ形状の容器で、機械強度及び一周電気抵抗の観点から、二重壁構造を採用し、二重壁の間に遮蔽体を配置し、水冷却される構造である。ドーナツ型容器は、周方向に 9 個のセクタに分割され、欧州及び韓国が、それぞれ 5 及び 4 セクタを分担・製作している。これまでに、全てのセクタの製作が開始されており最初に現地に搬入されるセクタは、約 75% 完成している。また、2 番目に搬入されるセクタは、約 50% の完成度である。図 14 に、韓国で製作中の真空容器セクタを示す。

超伝導コイルの真空断熱を行うクライオスタットは、インドが調達・分担しているが、直径 30 m 及び高さ 30 m の円筒容器のため、輸送が困難である。このため、インドの工場で作成した部品 (セグメント) を現地に輸送し、現地工場

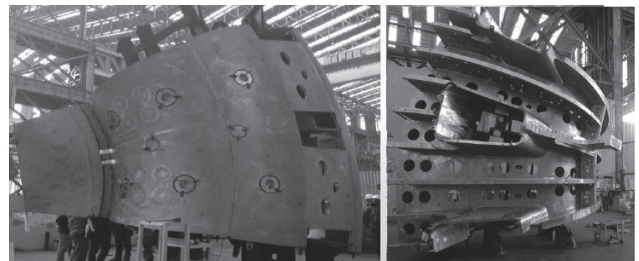


図 14 韓国で製作中の真空容器セクタ

溶接・接続して完成させる。既に、クライオスタットの底部構造体及び下部の円筒胴の部品は、工場での仮組立の後、現地に輸送され、溶接接続作業が進められている。

これらのトカマク機器の他にも、初プラズマ運転に必要な加熱系、冷却・冷凍系、真空系、電源系等の機器及びシステムについては、各極が分担して製作を進めている。これらの製作と並行して、建設サイトでは建屋、受変電設備、冷却水、ガス等の各種設備の建設が 2 交代の作業体制で進められている。図 15 に、現段階での建設サイトの建設状況を示す。

図中の現地工場は、2 棟で構成され、それぞれ PF コイル (PF-2, 3, 4, 5) 及びクライオスタットの製作を進めている。組立棟も、既に完成しており、天井クレーン (2 台の 750 トン・クレーンで最大 1,500 トンの吊上げ容量) の動作確認を行っている。組立棟には、トカマクを構成する TF コイル、真空容器を組み上げる 2 セットの組立ツールを配置する。組立ツールは、韓国が調達分担している。その内の 1 セットについては、韓





図 15 建設サイトでの建設状況

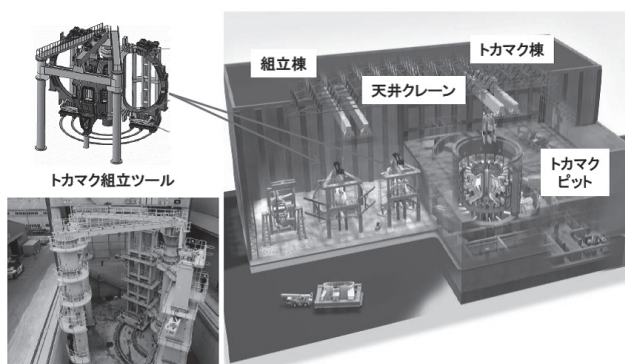


図 16 トカマク組立ツール

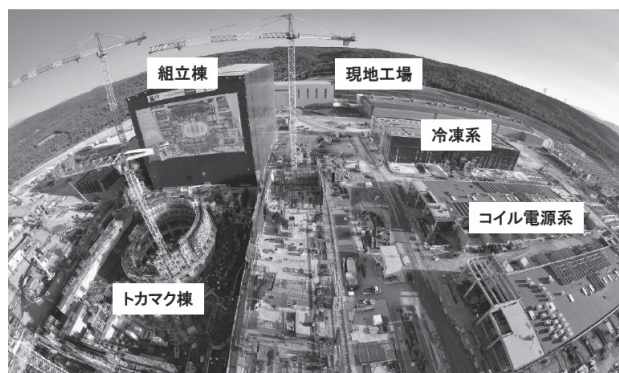


図 17 トカマク棟の建設状況

国の工場内での性能試験を終了し、既に現地に搬入されている。このツールの組立作業を今年11月から開始した。組立ツールは、図16に示すような構造で、2基のTFコイルと真空容器1セクタを組み合わせ（サブアセンブリ）、それを天井クレーンにてトカマク棟内のピットまで搬送し、ピット内でトカマクの最終組立を行う。図17に、トカマク棟及びその周辺の建設状況を示す。トカマク棟は、地下2階、地上5階の構造であるが、これまでに地上2階まで完成し、地上3階の工事が進行している。図中のトカマク棟の円筒部は、トカマク・ピットに相当し、その内側にトカマクが据え付けられる。冷凍系では、既に3台のコールドボックスが搬入・据え付けられ、18台のヘリウム圧縮機の据付準備を開始している。コイル電源系では、超伝導コイルの運転に使用するAC/DCコンバータの据付準備を進めている。なお、400 kV 系統からの受電、変圧器までの接続は、

既に終了し性能も確認している。

## 7. まとめ

ITER 機構と国内機関が協力して、機器の製作、サイトでの建設活動を進めてきた。今後は、2019年から真空容器とTFコイルの組立、2022年からトカマクピット内での組立、2025年初めから総合コミッショニングを開始し、2025年末に初プラズマを実現する計画である。

なお、ここに述べられている見解や意見は、必ずしもITER 機構の見解を反映するものではありません。

## 参考文献

- 1) ITER Technical Basis, ITER EDA Documentation Series No. 24, IAEA, Vienna (2002).
- 2) ITER Technology R&D, ITER Joint Central Team and Home Teams, Fusion Eng. Des. **55**, 97 (2001).