

プロジェクトレビュー

ITER 計画の機器開発・製作の進展

Progress of ITER Project — R&D and Manufacturing of Components

1. はじめに

1. Introduction

井上 多加志, 杉本 誠, 草間義紀, 奥野 清, 中嶋 秀夫, イーター日本国内機関

INOUE Takashi, SUGIMOTO Makoto, KUSAMA Yoshinori, OKUNO Kiyoshi,

NAKAJIMA Hideo and ITER Japan Domestic Agency

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2015年12月7日)

ITER 計画では、現在、南仏サンポール・レ・デュランスのサイトにおいて、建屋の建設が急ピッチで進められており、並行して参加7極ではITERの核となる機器の設計・製作が進展している。本プロジェクトレビューは、日本が物納調達の責任を有する機器、すなわち、トロイダル磁場 (TF) コイル及び中心ソレノイド用超伝導導体、TF コイル、ブランケット遠隔保守装置、中性粒子入射装置 (NB) 用高電圧電源、電子サイクロトロン波 (EC) システム、ダイバート外側ターゲット、計測装置、雰囲気中トリチウム除去設備、及びテストブランケットシステムの開発と製作の状況を報告するものである。

1.1 ITER 計画の経緯と目標

ITER (国際熱核融合実験炉) 計画は、核融合実験炉の建設から運転、解役までを含む大型国際協力プロジェクトである。図1にITER計画の経緯を示す。ITER計画は1985年の米ソ首脳会談 (レーガン・ゴルバチョフ会談) に端を発し、概念設計活動 (CDA, 1988年から3年間)、工学設計活動 (EDA, 1992年から6年間) [1] において建設に向けた装置設計と主要な技術開発が実施された。その後EDAを3年間延長し、JT-60で得られた高閉じ込めモード [2]、ブートストラップ電流等の成果を取り入れてITERの小型化検討を実施し、現在のITERにつながる工学設計 [3] が固まった。EDA終了後、建設サイトの共同評価委員会が設置されて2005年にITER建設サイトがフランスのサンポール・レ・デュランに決定し、日、欧、米 (再加盟)、露、中、韓、印の参加が決定して2007年にITER機構 (IO) が発足した。初代機構長には池田 要氏、第二代機構長には本島 修氏が就任し、2015年3月からはベルナル・ビゴ氏が第三代機構長を務めている。

ITERの目標は核融合の科学的・技術的実現性の実証であり、具体的な技術目標はITER参加極により議論・決定された。その結果、プラズマ性能の目標として、

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

- ・誘導運転において、エネルギー増倍率 $Q \geq 10$ 、300～500秒間の核融合燃焼を達成 ($Q = 30 \sim 50$ の可能性を排除しない)、
- ・誘導によらない外部電流駆動時に $Q \geq 5$ の定常運転実証をめざす、

ことが設定され、また工学技術の目標として、

- ・核融合基盤技術の統合とその有効性の実証、
- ・将来の核融合プラントのための工学機器試験、
- ・トリチウム増殖ブランケットモジュールの試験、

を実施することとされた。

上記の技術目標を達成するため、三大トカマク等の成果を基にITERの装置主要諸元が表1のように決定された。

我が国では、原子力委員会によって策定された第三段階核融合研究開発計画において、「国際協力によるITER計画を日本の実験炉計画として実現することが適当」とされており、フランスに建設されているITERが日本の核融合実験炉という位置付けである。

1.2 ITER 建設の現状

ITER建設サイトであるサンポール・レ・デュランスはマルセイユから直線距離で約60kmの内陸、南仏プロバン

corresponding author's e-mail: inoue.takashi@qst.go.jp

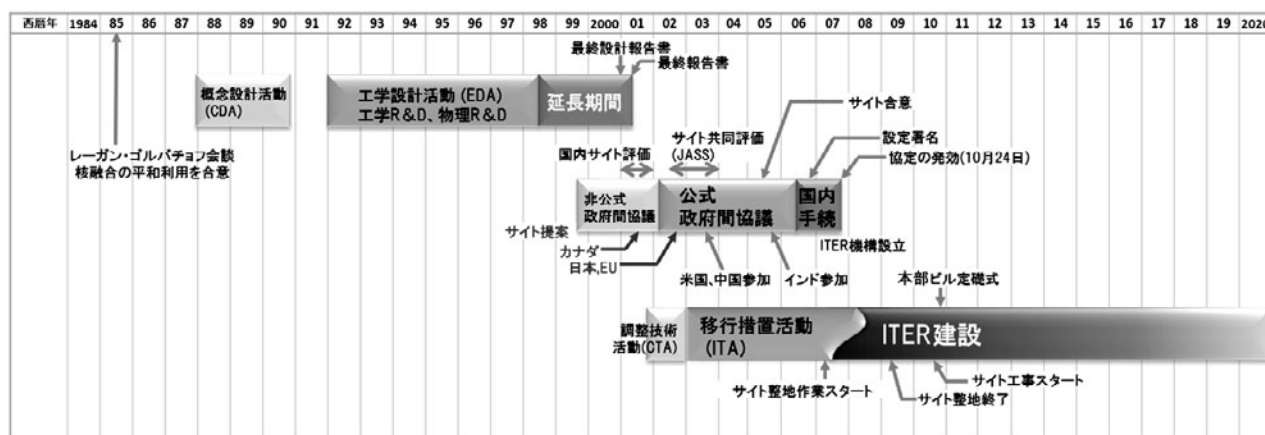


図1 これまでのITER計画の歴史。

表1 ITERの主要諸元。

プラズマ大半径	6.2 m
プラズマ体積	840 m ³
プラズマ電流	15 MA
核融合熱出力	500 MW
重量	23350 t
(クライオスタット, 真空容器, マグネット)	

ス地方に位置し、フランス原子力庁（CEA）のカダラッシュ研究所と隣接している。

ITER サイトでは、これまでに石灰岩の台地を掘削してプラットフォームとして平坦化し、2012年2月には、ポロイダル磁場コイル組立建屋が竣工、同年10月にはIO本部ビル（地上5階、地下1階建）が竣工して、600名以上のIO職員が建設に従事している。トカマク複合建屋の地下ピット内には、建屋基礎となる免震パッドが据え付けられ、2013年9月から地下部分のコンクリート打設が進められている。また、図2のように昨年9月には組立建屋（高さ60m）の棟上げが完了し、10月にはトカマク複合建屋の中心部で生体遮蔽のコンクリート打設が開始されている[4]。

1.3 ITER国内機関としての原子力機構と機器調達

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、2007年10月24日、日本国政府からITER国内機関（JADA）としての

指定を受け、日本におけるITER計画の実施機関として、機器の調達、日本人のIO職員公募への窓口業務、日本人IO職員の生活支援、IOが募集する専門家、外部業務委託情報の日本国内への情報発信、国民の理解をより深めるための産官学と連携したITER事業全般の広報活動及び我が国からの意見集約等の活動を行っている。

ITER計画では、どの参加極がどの機器を調達してIOに物納するかは、参加極の閣僚級会合で合意されており、これに基づき各国実施機関（DA）は、IOとの間で詳細な技術仕様を含む「調達取決め」を取り交わして、DAがメーカーから機器を調達してIOに「物納（in-kind）」する形態を取る。日本の場合、原子力機構が、調達取決めに従ってITERの要求事項、詳細技術仕様を含む調達機器の引合い仕様書を作成し、原子力機構から政府機関の入札要領に従って、官報公示、興味を持つ企業を集めて意見招請等を行った後に国際競争入札で受注者を決定する。受注者は仕様書に従って機器を製作して原子力機構に納品するが、大型機器のITERサイトまでの海上輸送を伴う場合、日本が担当するのはマルセイユ近郊のフォス港までとなっており、ITERサイトまでの約100 kmに及ぶ陸送はホスト国であるフランスが行う。

1.4 機器開発・製作の進め方

機器調達に際し、ITER機構は3段階の設計進捗レベル、

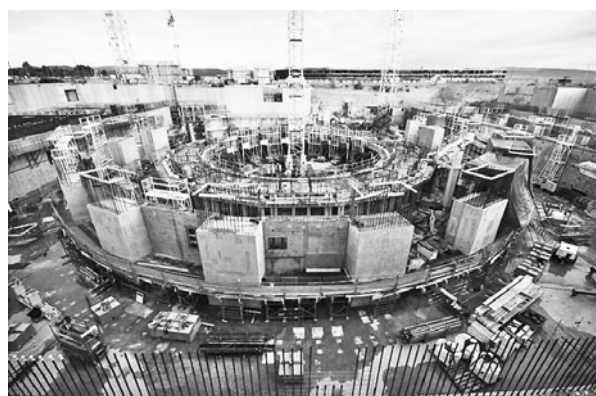
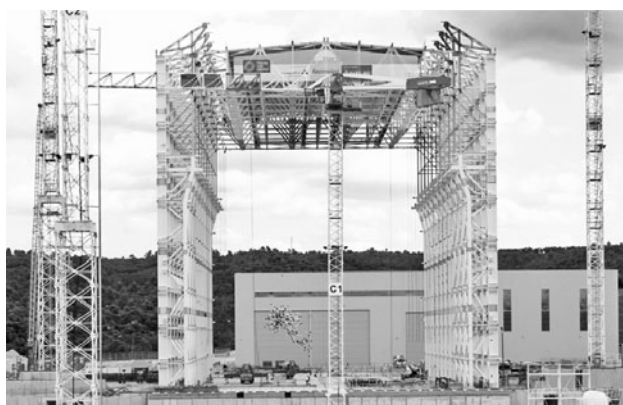


図2 ITERサイト建設状況。（左）組立建屋の棟上げ（2015年9月）、（右）生体遮蔽のコンクリート打設（2015年10月）。

すなわち、概念設計レベル、詳細設計レベル、最終設計レベルを定義し、それぞれレベルに応じた仕様を調達担当 DA に提供することになっている。概念設計レベルからの調達は機能仕様での調達と呼び、機器性能要求、概念設計レベルの機器設計資料、仕様の範囲が DA に示され、この先の開発、設計、製作は DA が調達の一環として進めることになる。詳細設計レベルからの調達では、機器の要求性能のみならず全ての設計要求が設計要求書の形で ITER 機構から提供され、さらに機器の ITER システムの中での配置、取り扱い条件も与えられ、堅固な設計基礎を確立したうえで機器の開発・製作を進めることが要求される。ITER 機構において機器の設計が最終設計レベルにあるものは、構造仕様 (Build-to-Print) での調達と呼ばれ、基本的な図面及び設計資料のすべてが ITER 機構から提供され、DA はこの図面をもとに製作に必要な開発を行い、製作図面を起こして製作する。各設計レベルから次のレベルに移行する際には ITER 機構が主催する設計レビュー会合 (レベルに応じて、概念設計レビュー、予備設計レビュー、最終設計レビューと呼ぶ) が開催され、上記の設計レベルが確立していることを確認したうえで次のステップに進むことになる。

図 3 に日本が物納する ITER 主要機器の調達分担を示す。日本は、トロイダル磁場 (TF) コイル及び中心ソレノイド (CS) 用超伝導導体、TF コイル、雰囲気中トリチウム除去設備といった ITER の中核をなす機器の調達を分担している。本プロジェクトレビューでは、第 2 章で TF コイ

ル及び CS 用超伝導導体、第 3 章では第 2 章の導体を巻線して構造物と一体化する TF コイルについて、現在までの製作の進展状況を報告する。続けて第 4 章では ITER 真空容器内の遮蔽ブランケットを取付け・取外しする遠隔保守機器、第 5 章、第 6 章ではそれぞれ、中性粒子入射加熱装置及び高周波加熱装置を、第 7 章ではダイバータのうち日本が調達する外側垂直ターゲットの開発、設計及び製作状況を概説する。さらに第 8 章では計測機器、第 9 章では雰囲気中トリチウム除去設備、そして第 10 章においては日本が ITER を利用して原型炉に向けた開発研究を行うテストブランケットシステムの計画を概説する。

以上、日本が調達する機器の工程は、ITER の全体工程を考慮して、必要とされる期日までにサイトに搬入できるように調達取決めの締結から開発・設計と設計レビュー、さらには製作の工程を機器毎に定めて調達を進めている。したがって各機器によって進捗状況はまちまちであるが、本稿ではこれまでの調達活動の進捗状況を機器毎に報告する。

参考文献

- [1] 「ITER 設計報告」プラズマ・核融合学会誌 73 増刊 1997 年 6 月。
- [2] S. Ishida and the JT-60 team, Nucl. Fusion 39, 1211 (1999).
- [3] 「ITER 工学設計」プラズマ・核融合学会誌 78 増刊 2002 年 1 月。
- [4] ITER 機構ホームページ: <http://www.iter.org/>

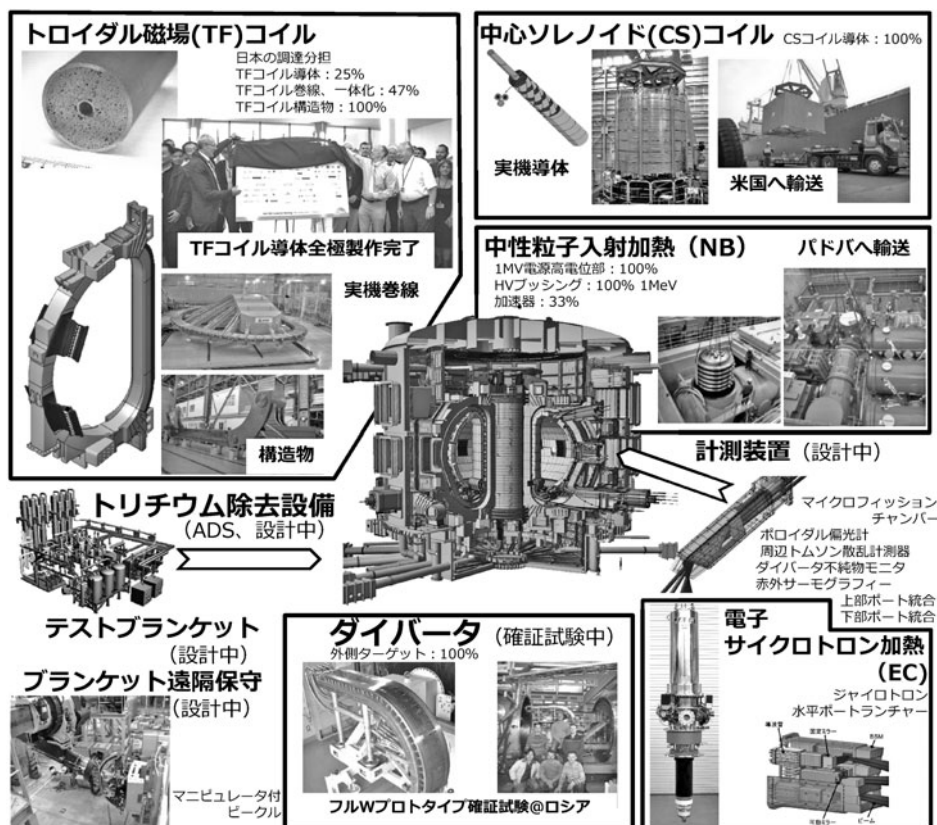
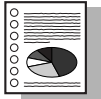


図 3 日本が分担している調達機器。



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

2. ITER トロイダル磁場コイル用及び 中心ソレノイド用超伝導導体の製作

2. Manufacture of Superconductors for Toroidal Field Coil and Center Solenoid in ITER

名原啓博, 諏訪友音, 尾関秀将, 布谷嘉彦, 磯野高明, 高橋良和, 奥野 清
NABARA Yoshihiro, SUWA Tomone, OZEKI Hidemasa, NUNOYA Yoshihiko, ISONO Takaaki,
TAKAHASHI Yoshikazu and OKUNO Kiyoshi

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付日: 2015年12月7日)

ITER トロイダル磁場 (TF) コイルに用いる超伝導導体は ITER 参加国が分担して製作し, 日本はその25%を担う。中心ソレノイド (CS) に用いる超伝導導体の製作は全て日本が担当する。これら TF 用及び CS 用超伝導導体を使用する Nb₃Sn 超伝導素線は, それぞれ長さ約 23,000 km と 26,000 km に及ぶ。TF 用のジャケット管は, 極低温下での高い耐力と伸びを両立するため, 低炭素化した SUS316LN を用いる。CS 用のジャケット管は, 高い疲労特性も要するため, 日本が特別に開発した JK2LB を用いる。Nb₃Sn を生成するための熱処理条件の最適化や, 素線を撚る際の撚りピッチを短くするといった改善を施し, 製作した超伝導導体は要求される超伝導性能を満たすことを試験によって確認した。TF 用超伝導導体は2014年に製作が完了し, CS 用超伝導導体は2015年10月の時点で約40%の製作を終え, 2017年に全製作を完了する予定である。

Keywords:

superconductor, Nb₃Sn, cable-in-conduit conductor, toroidal field coil, center solenoid, ITER

2.1 はじめに

ITER (国際熱核融合実験炉) の日本の国内実施機関として, 日本原子力研究開発機構 (原子力機構) は日本分担分であるトロイダル磁場 (TF) コイル用超伝導導体の25%と, 中心ソレノイド (CS) 用超伝導導体の100%を製作する。これら超伝導導体は, 1980年代から高性能化と量産化の研究開発を重ね[1-3], 2007年の調達取決めの締結後, 本格的な製作を開始した。2015年10月の時点で TF 用導体は全量を, CS 用導体は約40%を製作しており, 2017年に全製作を完了する予定である。

2.2 超伝導導体の製作方法と実績

TF 用及び CS 用の超伝導導体は, 超伝導状態の高い安定性と大きな電磁力を支えるため, 図1に示す強制冷却型の cable-in-conduit 導体の構造を取り, その製作は以下の4段階に分けられる。

- 1) 超伝導素線の製作
- 2) 超伝導撚線 (ケーブル) の製作
- 3) ジャケット管 (コンジット) の製作
- 4) 超伝導導体の製作 (撚線とジャケット管の一体化)

日本は, TF 用導体は長さ 760 m の導体を24本と 415 m の導体を9本製作し, CS 用導体は長さ 918 m の導体を42本と 613 m の導体を7本製作する。

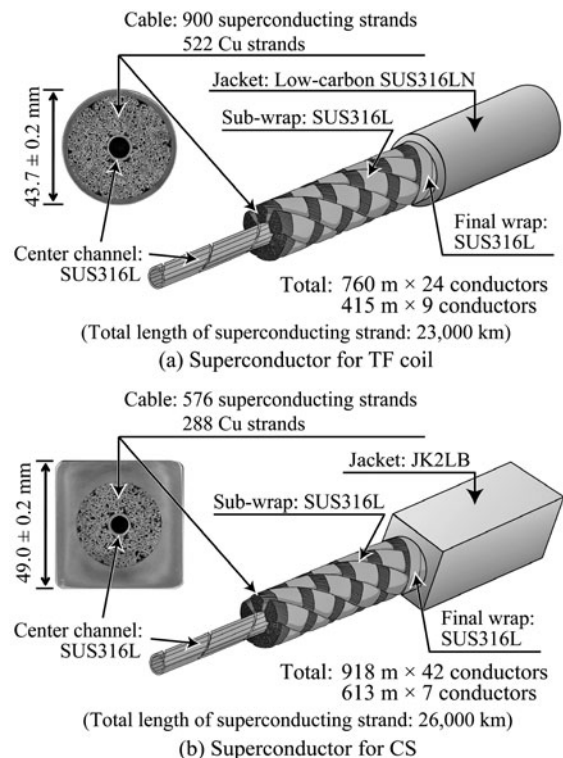


図1 (a) TF 用超伝導導体と (b) CS 用超伝導導体の外観と内部構造。

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: suwa.tomone@qst.go.jp

2.2.1 超伝導素線の製作

超伝導素線は、図2のように例えば直径20 cm、長さ1 mのものを線引きして細くしていくと、最終的な直径がTF用素線で0.82 mm、CS用素線で0.83 mm、長さは約20 kmになる。素線の内部は非常に緻密な構造を持っており、直径が数 μm のフィラメントが約1万本あり、フィラメント間にブロンズ、それら周囲にSn拡散防止用のバリア、その外側に安定化銅が存在し、素線表面にはCrメッキが施されている。超伝導性能として、臨界電流 I_c （超伝導状態で流せる上限の電流）は高い方が、ヒステリシス損失 Q_h （変動磁場による発熱量）は低い方が望ましい（仕様： $Q_h < 500 \text{ mJ/cm}^3$ ）。この素線を650℃程度で熱処理すると、Nbフィラメントとブロンズ中のSnが反応し、超伝導物質である Nb_3Sn が生成される。このとき、Nbフィラメントが細い程、熱処理後に未反応のまま残存するNbが少なくなり、 I_c は高くなる傾向にある。また、バリア材がNbの場合、Taに比べて柔らかく価格も安いので、歩留まりの向上とコスト低減が可能である。ただし、フィラメントを細くすると Q_h も高くなる傾向があり、特にNbバリアはTaバリアに比べてかなり高くなってしまいうという欠点があり、注意深く最適化条件を設定する必要がある。

TF用素線は歩留まり向上とコスト低減を重視してNbバリアを用い、フィラメント径を約3 μm とし、 I_c は約220～250 A、 Q_h は約350～450 mJ/cm^3 を実現した[4]。一方、CS用素線は I_c を向上するためにフィラメント径を約2 μm まで細くし、 Q_h を低減するために内側がTaで外側がNbの2層バリアとした。これにより、 I_c は約270～330 A、 Q_h は約200～300 mJ/cm^3 を実現した。Taは硬くて脆い上、融点が2985℃と極めて高いため素線の伸線中に焼鈍することもできず、長い間、歩留まりの低迷に苦労したが、改良を重ねて現在では約9割まで歩留まりを向上している。

一般に I_c は磁束密度 B 、温度 T 、機械的歪み ϵ に依存し、 $I_c(B, T, \epsilon)$ の関数が定式化されている（上述の I_c は $B=12 \text{ T}$ 、 $T=4.2 \text{ K}$ 、 $\epsilon=-0.25\%$ における値である）[5]。図3に、 $B=12 \text{ T}$ におけるTF用素線とCS用素線の $I_c(B, T, \epsilon)$ 特性を示す。ポロイダル磁場コイルに使われる超伝導物質のNb-Tiに比べ、 Nb_3Sn は高磁場下でも超伝導状態を維持できる利点があるが、 ϵ に対する I_c の低下が大きい。したがって、TFコイルやCSを製作する際、 Nb_3Sn の超伝導体は熱処理後に機械的変形を可能な限り加えないようにする必要がある。

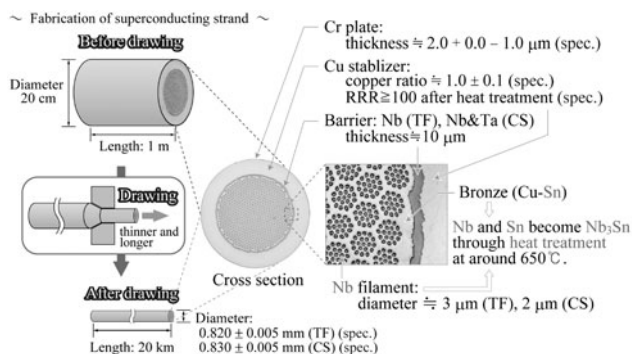


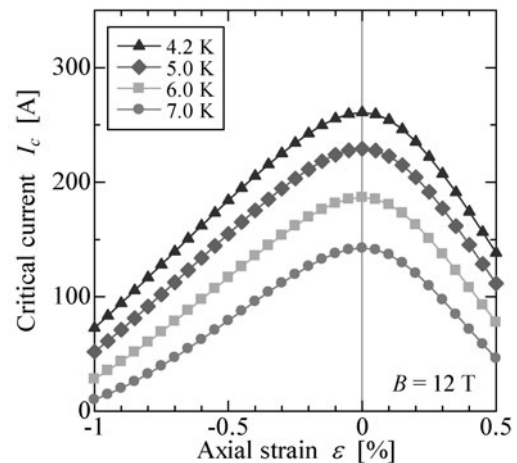
図2 Nb_3Sn 超伝導素線の製法（ブロンズ法）と内部構造。

ある。ただ、極低温下でのジャケット材や構造材との熱収縮差により、 $\epsilon = -0.7\%$ 程度の機械的歪みを受けることは避けられない。つまり、 I_c は $\epsilon = 0\%$ の値に比べて半分程度に低下した状態でTFコイルやCSを運転することになる。コイル製作の難しさも考えると、今後の原型炉などには、 ϵ に対する I_c の低下が小さい Nb_3Al などを利用できれば、コイル製作がより容易になると期待できる。

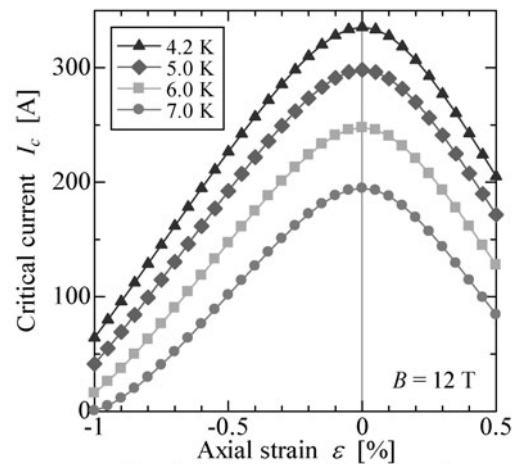
TF用素線はトータルで長さ23,000 km、CS用素線は26,000 kmにも及ぶかつてない量の量産を行うため、品質管理が非常に重要となる。量産においては、ISO規格に適合した品質保証計画の下で製作し、原材料の調達先も変更しない。それでも量産すると前述のように I_c は50 A程度、 Q_h は100 mJ/cm^3 程度のばらつきが生じる[4]。したがって、素線性能などの管理項目は全てデータベースに登録し、それらを統計的に管理し続けている。さらに、素線性能は原子力機構でもダブルチェックを行い、素線メーカーの測定値の妥当性を検証している。

2.2.2 超伝導燃線の製作

超伝導素線と銅線は図4に示すように5段階で撚り合わせて燃線（ケーブル）化する[6, 7]。例えばCS用燃線の場合、まず2本の超伝導素線と1本の銅線を撚りピッチ20 mmで撚り合わせて1次燃線を製作し、次に3本の1次



(a) Critical current of TF strand



(b) Critical current of CS strand

図3 (a)TF用素線と(b)CS用素線の12 Tにおける臨界電流。

	1st stage	2nd stage	3rd stage	4th stage	5th stage
cross-sectional view of cable					
constitution	3 strands	3 first-stage-cables	5 second-stage-cables	5 third-stage-cables with Cu core cable	6 forth-stage-cables
twist pitch (mm)	80±5	140±10	190±10	300±15	420±20

(a) Superconducting cable for TF coil

	1st stage	2nd stage	3rd stage	4th stage	5th stage
cross-sectional view of cable					
constitution	3 strands	3 first-stage-cables	4 second-stage-cables	4 third-stage-cables	6 forth-stage-cables
twist pitch (mm)	20±5	45±10	80±10	150±15	450±20

(b) Superconducting cable for CS

図4 (a)TF用燃線と(b)CS用燃線の5段階の製作過程と撚りピッチ。

燃線を撚りピッチ45 mmで撚り合わせて2次燃線を、次に4本の2次燃線を撚りピッチ80 mmで撚り合わせて3次燃線を、次に4本の3次燃線を撚りピッチ150 mmで撚り合わせて4次燃線を、最後に6本の4次燃線を撚りピッチ450 mmで撚り合わせて5次燃線を製作する。図2に示した通り、超伝導素線は直径約0.57 mmのブロンズの中にNbの極細フィラメント（直径約2~3 μm）が1万本以上も分散した非常に緻密な構造を持つため、撚り合わせる際に超伝導素線を過度に変形させてしまうと、超伝導性能を損なう恐れがある。また、図5に示すように、1本が数百mに及ぶ5次燃線を製作する中で、製作が適切でないと蛇行するようなうねりが生じる。その場合、2.4節で述べる後工程のジャケット管への引き込み時に摩擦が過大になって大きな引き込み力を要し、超伝導性能を損なう恐れがある。燃線を製作する際、6本の4次燃線の各バックテンションを均一に保ち、これら素線に過度の変形や燃線のうねりが生じないようにすることが非常に重要である。

2.2.3 ジャケット管の製作

超伝導素線は1本が長さ数百mに及ぶが、そのジャケット管は短尺のものを大量に製作し、次節で示すように溶接によって繋ぎ合わせ、長さ数百mの1本のジャケット管にする。ジャケット管のステンレス鋼は化学成分や機械特性を厳しく管理する必要があるため、そのインゴットは、まず1次溶解を電気炉で行った後、Ar-O₂精錬装置により脱炭し、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製作する。TF用及びCS用のジャケット管に要求される機械特性の一例として、冷間加工と熱処理（650℃×200時間）を経た材料の、4.2 Kにおける要求性能を表1に示す。冷間加工は、次節で述べる後工程のコンパクションとソレノイド状の巻き

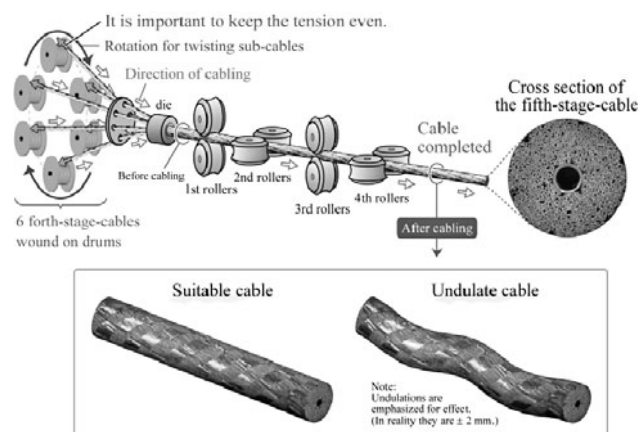


図5 5次燃線の製作工程と発生し得る燃線のうねり。

表1 冷間加工と熱処理を経たジャケット材の4.2 Kにおいて要求される機械特性。

	TF jacket	CS jacket
0.2% yield strength (MPa)	>950	>850
Ultimate tensile strength (MPa)	—	>1150
Elongation at failure (%)	>20	>25
Fracture toughness K_{IC} (MPa ^{1/2})	—	>130

取りを模している。650℃×200時間の熱処理は、前述のNb₃Snを生成するための熱処理を模している。一般に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と鋭敏化によって延性が大きく低下するため、650℃×200時間の熱処理を経た上での機械特性は重要である。

TF用のジャケット管はSUS316LNを低炭素化したシームレス円筒管で、1本の長さは13 mである[8]。CS用のジャケット管は極低温下での高い疲労特性と0.2%耐力を両立する必要があるため、日本が特別に開発したJK 2 LBのシームレス角形円孔管を用い、1本の長さは6 mである[9]。TF用導体は通電時の電磁力を主に周囲の構造材によって支持するのに対し、CS用導体は主にジャケット管だけで支持する設計なので、ジャケット管は厚い（図1参照）。

導体内に流す冷媒のヘリウムは最小の単原子分子なので、極めて小さな欠陥からも漏れ出てしまう。したがって、欠陥を検出する非破壊検査が重要である[8, 10]。特にCSは高い疲労特性が必要なので非破壊検査が非常に重要であり、ジャケット管の外表面から超音波フェーズドアレイ検査（PAUT）を、さらに内表面及び外表面から渦流探傷試験（ET）を行っている。

2.2.4 超伝導素線の製作

超伝導燃線は所定の長さで製作するが、前節で述べた通りジャケット管1本1本は短尺なので、溶接で接続して1本の長尺なジャケット管（TFでは760 mまたは415 m、CSは918 mまたは615 m）にする必要がある。溶接後、その箇所に欠陥が無いことを浸透探傷試験（PT）と放射線透過試験（RT）により確認する。また、溶接によってジャケット管の内面に溶接材が突出していると、後工程の燃線の引き込み時に燃線の摩擦を増大させ、またコンパクション時に燃線にダメージを与えてしまう。したがって、ジャ

ケット管内へのゲージの挿入試験や、CCDカメラによる目視検査を行って、溶接材の突出が無いことを確認する。さらに、各溶接部の前後をバルーンで仮封止した状態で3 MPaのヘリウムを加え、溶接部からヘリウムがリークしないことを確認する[8]。

次に、図6に示すようにワイヤーで撚線をジャケット管の中へ引き入れる。両者の隙間は約2 mmしかなく、撚線がうねっていると摩擦が大きくなって引き込み力が高くなり、撚線の超伝導性能を損ね得る。したがって、図5の5次撚線製作時にうねり量を常時レーザー計測で管理している。製作当初は全く予想していなかったが、この引き込み中に撚線が回転し、加えていた5次撚りが戻る（5次撚りピッチが伸びる）ことがわかった。図7(a)に示すように、この回転は撚線先端に設置したセンサーで測定しており、回転数は数十回にも及ぶ。引き込み中に撚線が回転するのは、主に引き込み力（TF用撚線で最高約37 kN、CS用撚線で最高約30 kN）に起因すると考えられる。

次に、図7(b)に示すように、撚線とジャケット管をコンパクションローラーで圧縮成型して一体化する。撚線を引き込む際にジャケット管との隙間を狭くしているのは、この一体化工程でのジャケット管の変形量を極力抑えるためである。製作当初は全く予想していなかったが、このコンパクションの間にも撚線は回転し、加えていた5次撚りの撚り戻りが発生する。この撚り戻りも製作当初は全く予

想していなかったもので、撚線尾端に設置したセンサーで測定したところ、回転数は数十回にも及ぶ。コンパクション中に撚線が回転する原因は、下記のように考えられる。コンパクションすると、TF用ジャケット管は長手方向に6.0%、CS用ジャケット管は4.5%伸びるのに対し、撚線はほとんど伸びない。その結果、相対的にジャケット管が撚線表面を滑って動くことになり、その摩擦によって撚線が回転すると考えられる。このように、撚線が引き込みとコンパクションの間に回転し、5次撚りピッチが伸長することは全くの想定外の事象であり、最も製作が進んでいた日本で最初に発覚したが、ITER機構と共に試作・試験を繰返し、問題とならないことを他国に先駆けて明らかにした。

コンパクション後は、後工程のコイル製作の工場へ輸送できるように、直径4 mのソレノイド状に巻き取る。そして、コンパクションと巻き取りの過程でジャケット管に欠陥が生じなかったことを確認するために、再び非破壊検査を実施する。まず、全溶接部に対してPTを行う。さらに、導体全体を大型真空容器に入れて真空排気し、導体内部に3 MPaのヘリウムを加えて、ヘリウムが真空容器内に漏れ出さないことを確認する[8]。一般にステンレス鋼は500～800℃の熱処理によって粒界に Cr_{23}C_6 が析出し、その分、Cr含有量が低下する部分が生じ、そこが腐食され易くなる。前述の Nb_3Sn を生成するための熱処理はこの温度範囲にある。特にCS用ジャケット管であるJK2LBは元々Crの含有量が低いため、ジャケット管の溶接部等で応力腐食割れ等を起こさないよう、上述の全工程及び後のコイル化の工程でハロゲン化物等を含む物を使用しないことが重要である。

導体の完成後、携帯型のX線透過検査装置を行い、5次撚りピッチの分布を導体全長に亘って調べた[11]。その結果、撚線引き込み時の先端の5次撚りピッチが最も長く、TFは元々420 mmが最長で約470 mmまで、CSは元々450 mmが約550 mmまで伸びたことがわかった。この撚りピッチの伸長を完全に防止することはできていないが、次節の超伝導導体の性能試験により、現状の100 mm程度の伸長では性能にほとんど影響が現れないことを確認している。

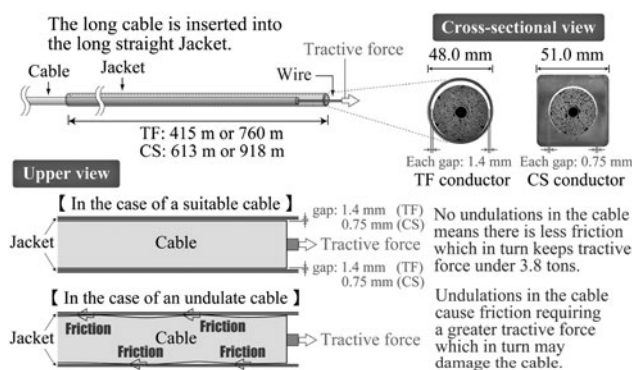


図6 ジャケット管への撚線の引き込み。

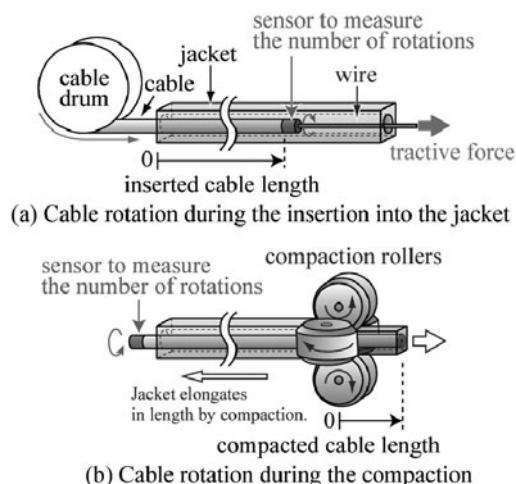


図7 (a)引き込みと(b)コンパクション中に回転する撚線。

2.3 超伝導導体の性能試験

製作した超伝導導体がITERの要求性能を満たすことを確認する必要があるため、導体製作後、その性能試験を行っている。導体の端部の余長から長さ約4 mを切断し、その導体のサンプルとする。図8のように、2本の導体サンプルをジョイントで繋いで直状短尺導体サンプルとし、その超伝導性能をスイスにあるSULTAN試験装置を用いて試験する。SULTAN試験装置は図8に示すように、印加磁場が均一な領域は $z=0.5$ m近傍の幅約0.5 mである。この領域に電圧タップと温度センサーを設置して導体性能を評価する。性能を表す重要なパラメータとして分流開始温度(T_{CS})（超伝導状態を維持できる最高温度）があり、 T_{CS} が高いほど運転上の裕度が大きいと云える。性能試験では、ITERの20年間の運転を想定し、導体サンプルに繰

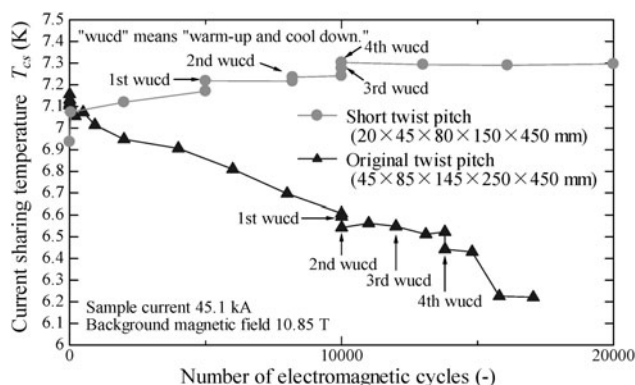


図11 CS用導体の繰返し通電回数に対する分流開始温度。

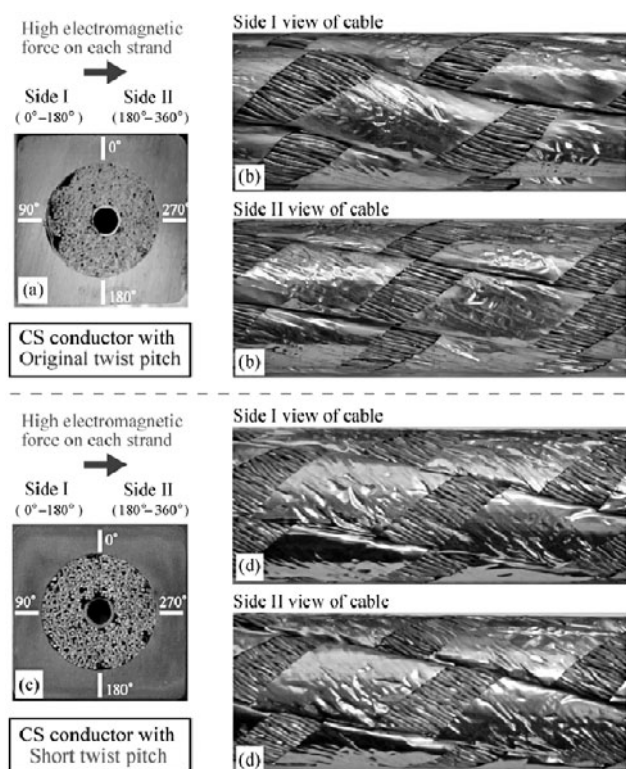


図12 高磁束密度領域にあった性能試験後のCS用導体の断面とCS用燃線の側面。
((a), (b)は原設計の撚りピッチ, (c), (d)は短い撚りピッチの導体)。

145×250×450 mmであったが、図4 (b)に示した通り、20×45×80×150×450 mmと1次から4次の撚りピッチを約半分に短くした。その結果を図11の丸で示す。2万回の繰返し通電と4回の昇温・再冷却を経ても、 T_{cs} が低下することはなく、要求性能を満たすことに成功した[13, 14]。試験後、この短い撚りピッチの導体を分解したところ、図12(c), (d)に示す通り、燃線の変形は見られず、予想通り、低次の撚りピッチを短くすることで変形を抑えられることが示された。

なお、TFコイルの最高磁束密度である11.8 TはSULTAN試験装置で発生できるが、CSの13 Tは発生させることができない。また、CSはソレノイド状なので通電時にフープ力による機械的歪み加わるが、図8の直状導体で

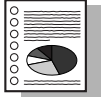
はこれを再現できない。さらに、SULTAN試験装置では最高磁束密度の領域が約0.5 mと狭いことも懸念事項であった。そこで、長さ約80 mの導体をソレノイド状にしたサンプルを製作し、2015年3月から4ヵ月余りかけて那珂核融合研究所のCSモデル・コイル試験装置を用いて試験を行った。本装置は数十mの導体長に亘って最高磁束密度13 Tを印加できる。その結果、16,000回の繰返し通電と3回の昇温・再冷却を経ても、40 kA, 13 Tにおける T_{cs} は設計値(5.2 K)に対して1.5 K以上の大きな裕度があることを明らかにした。

2.4 まとめ

TF用及びCS用のNb₃Sn超伝導素線は合計長さ49,000 kmと、これまでにない規模の量産を行う上で、品質管理は非常に重要である。 I_c や Q_h などの素線性能は、素線メーカーと原子力機構で測定値が異なる場合があり、原因を調べるのに時間がかかった。また、燃線が引き込み中やコンパクション中に回転し、5次撚りピッチが伸長することは誰も想定していなかったため、初めて導体製作後に端部を分解検査して5次撚りピッチが伸びていることがわかった時は原因究明に苦勞した。導体の性能試験では、ITERの要求性能を満たさないことがあったが、熱処理条件や低次の撚りピッチを変更することで克服できた。また、2011年3月の東日本大震災や2013年2月の雪害によって超伝導素線と燃線の工場が被災・崩壊し、製作に多大な影響を及ぼしたが、競合会社同士の助け合いもあって乗り越えることができた。今後の製作はCS用導体の約6割を残すのみであり、予定通り2017年の完了をめざす。

参考文献

- [1] T. Tsuji *et al.*, Nucl. Fusion **41**, 645 (2001).
- [2] K. Okuno *et al.*, Nucl. Fusion **47**, 456 (2007).
- [3] Y. Takahashi *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 113015 (2011).
- [4] 名原啓博 他：低温工学 **47**, 140 (2012).
- [5] L. Bottura *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **19**, 1521 (2009).
- [6] 磯野高明 他：低温工学 **47**, 147 (2012).
- [7] Y. Takahashi *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014), Art. ID. 4802404.
- [8] 濱田一弥 他：低温工学 **47**, 153 (2012).
- [9] K. Hamada *et al.*, Cryogenics **47** 174, Mar. (2007).
- [10] Y. Takahashi *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **25** (2015), Art. ID. 4200904.
- [11] Y. Nabara *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **25** (2015), Art. ID. 4200305.
- [12] Y. Nabara *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014), Art. ID. 6000605.
- [13] Y. Nabara *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014), Art. ID. 4200705.
- [14] T. Suwa *et al.*, IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2015), Art. ID. 4201704.



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

3. ITER トロイダル磁場コイルの製作

3. Manufacture of Toroidal Field Coil in ITER

辺見 努, 梶谷秀樹, 松井邦浩, 櫻井武尊, 井口将秀, 水谷拓海, 坂口香織,
山根 実, 安藤真次, 中本美緒, 高野克敏, 中野俊英, 稲垣 隆,
HWANG Se-Sub, 田中信彦, 猪野昌信, 中平昌隆, 小泉徳潔
HEMMI Tsutomu, KAJITANI Hideki, MATSUI Kunihiro, SAKURAI Takeru,
IGUCHI Masahide, MIZUTANI Takumi, SAKAGUCHI Kaori, YAMANE Minoru,
ANDO Shinji, NAKAMOTO Mio, TAKANO Katsutoshi, NAKANO Toshihide, INAGAKI Takashi,
HWANG Se-Sub, TANAKA Nobuhiko, INO Masanobu, NAKAHIRA Masataka and KOIZUMI Norikiyo

*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付日: 2015年12月7日)

ITER トロイダル磁場 (TF) コイルは19個が製作され, 日本はそのうちの TF コイル 9 個と全数の TF コイル構造物の製作を担う. TF コイルでは, D 型形状に巻線し, 熱処理した巻線をラジアル・プレート (RP) 溝に挿入するため, RP 溝と導体の隙間が 2~3 mm と小さいことから, 導体長として 0.02% (1 ターン約 34 m に対して 7 mm) で巻線長を管理する必要がある. この技術課題を解決するため, 1) 高精度巻線技術の確立, 2) 熱処理前後の導体伸びの予測, 3) RP 組立時の RP 溝長の調整により, この技術的困難に立ち向かうこととし, その他の要素技術の開発も含めて実規模試作により, 製作技術を実証するとともに, 2014 年より実機 TF コイルの製作を開始した.

Keywords:

fusion, superconducting coil, Nb₃Sn, winding, toroidal field coil, ITER

3.1 はじめに

国際熱核融合実験炉 (ITER) の超伝導コイルシステムは, 図 1 に示すプラズマを閉じ込めるためのトロイダル磁場 (TF) コイル, 磁束変動によってプラズマ電流を誘起するための中心ソレノイド (CS), プラズマの位置及び形状を制御するためのポロイダル磁場 (PF) コイル, 不整磁場補正コイル (CC), 及び支持構造物等から構成される [1]. これらのコイルシステムの総重量は, 約 10,500 t に及ぶ. この中で, 日本原子力研究開発機構 (原子力機構) は日本の国内機関として, 予備 1 個を含めた 19 個の TF コイルのうち 9 個の TF コイル, 19 個全数の TF コイル容器の製作を担当している. TF コイルは 1980 年代から設計活動及び研究開発を重ね, 2008 年に調達取決めに締結した. TF コイルの製作工程を加速するため 2 メーカーと契約し, これらの契約の中で, TF コイルの製作技術を確立するため, 要素技術の開発及び実規模試作を実施するとともに, 2014 年 3 月より実機 TF コイルの製作を開始した. 現在, 実機 TF コイルの第 1~3 号機の製作を進めている.

3.2 TF コイル [2]

3.2.1 TF コイルの構造

TF コイルは, ITER の骨格を成す主要機器であり, プラ

ズマ閉じ込めを行うとともに, 超伝導コイルシステムの全体に作用する重量及び電磁力を支持する. TF コイルに作用する電磁力は, 向心力が約 400 MN, 転倒力が約 50 MN にも達する. これらの巨大な電磁力に耐えるため, 高強度の構造物を有する構造となっている.

TF コイルは, 図 2 に示すように, 高さ 16.5 m, 幅 9 m, 総重量約 300 t で, これまでに製作経験のない大型超伝導コ

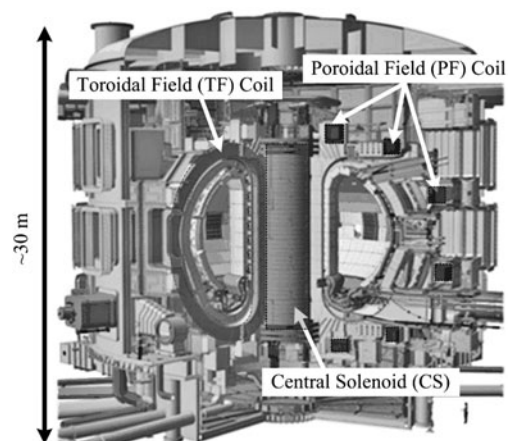


図 1 ITER 超伝導コイルシステム.

*現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: hemmi.tsutomu@jaea.go.jp

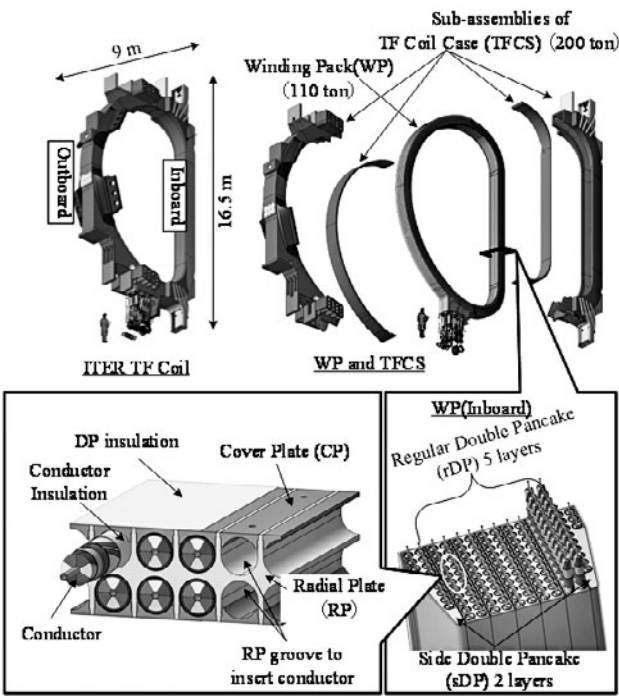


図2 ITER TF コイル.

イルであり、Nb₃Sn 超伝導線を撚り合わせた撚線とステンレス鋼製の金属管で構成される TF 導体を巻線して含浸した巻線部とコイル容器で構成されている。表 1 に TF コイルの主要パラメータを示す。ITER の20年間の運転のため、TF コイルでは、電気絶縁の機械的及び電氣的信頼性を高めるおくことが求められる。このため、TF 導体周りの絶縁材に他のターンの電磁力が重畳されないように、巻線して電気絶縁を施した TF 導体をラジアル・プレート (RP) と呼ばれる D 型の溝付きステンレス板に挿入し、カバー・プレート (CP) を被せて導体を固定する構造としている。Nb₃Sn を生成するために、熱処理を実施する必要がある。Nb₃Sn が脆性材料であることから、熱処理後に0.1%以上の曲げ歪を加えることができない。このため、D 型形状に巻線し、超伝導生成熱処理を実施した後、RP 溝に導体を挿入する。

3.2.2 TF コイルの製作プロセス

TF コイルの製作手順のうち、ダブル・パンケーキ (DP) は図 3 に示すとおり、TF 導体を製作する極から TF 導体を受け取り、1) TF 導体を D 型形状に巻線し、2) Nb₃Sn 生成のため、超伝導線メーカ毎に指定された熱処理 (650℃、約200時間) を行い、3) RP の溝に、絶縁テープ

を巻き付けた導体を挿入し (導体絶縁)、4) 導体固定のため CP を被せ、CP と RP をレーザー溶接し (CP 溶接)、5) DP 全体に絶縁テープを巻き付け (DP 絶縁)、6) 導体絶縁と DP 絶縁を同時に樹脂で含浸して製作する。巻線部は、サイド DP (sDP) 2 枚と標準 DP (rDP) 5 枚の合計 7 枚の DP を積層し、絶縁、含浸して製作される。また、巻線部と並行としてコイル容器の 4 つのサブ・アセンブリを製作し、巻線部とコイル容器を一体化することで TF コイルが完成する。

3.2.3 TF コイルの技術課題

TF コイルの製作開始の時点では、以下に示す技術課題があり、これらを解決するための要素技術の開発及び実規模試作を実施する必要があった。

- 1) D型形状に巻線し、熱処理した導体をRP溝に挿入することから、導体長として±0.02% (1 ターン約 34 m に対して±7 mm) の高精度で巻線長を管理する必要がある。
- 2) ITER の20年間の運転により約 10²² n/m² の中性子、10 MGyの放射線照射を受けるため、機械特性の劣化が生じない電気絶縁材料を開発し、DP 及び巻線部を絶縁する必要がある。
- 3) rDP では、長さ約 1.5 km にわたって、sDP では上下面で非対称に約 400 m と約 200 m にわたって、CP

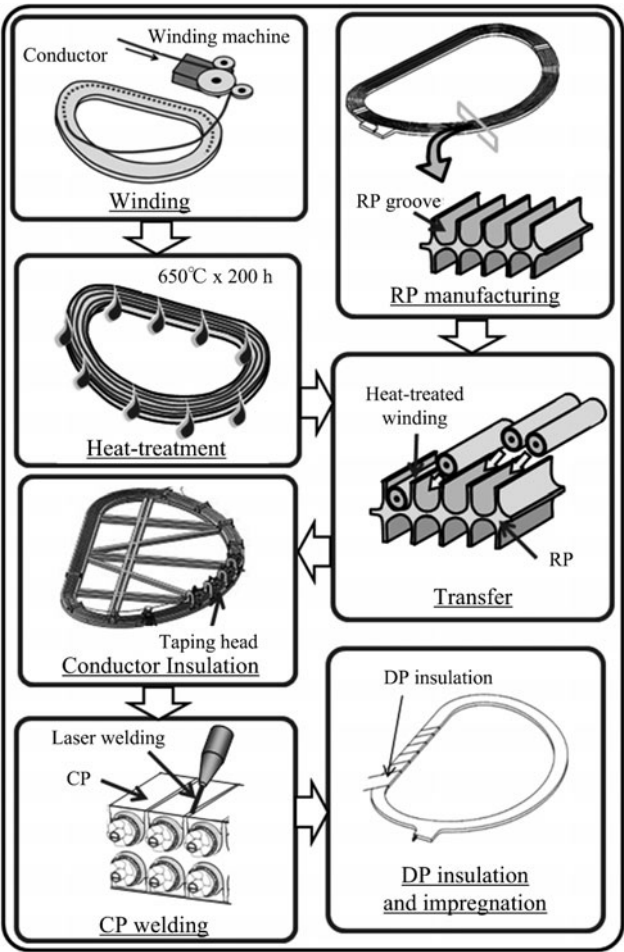


図3 TF コイルの製作プロセス[4].

表 1 ITER TF コイルの主要パラメータ.

Outer diameter of conductor	43.7 mm
Diameter of cable	39.7 mm
Jacket material	SS316LN
Number of coils	18
Number of DPs	7 (5rDPs + 2sDPs)
Conductor length in DP	760 m / rDP, 415 m / sDP
Nominal current	68 kA
Nominal field	11.8 T

溶接（レーザー溶接）を行い、CP 溶接による変形として DP の平面度は $\pm 2\text{ mm}$ 以下とする必要がある。

- 4) コイル容器及び RP 用の高強度厚肉完全オーステナイト・ステンレス鋼板の製作技術の確立、及びこれらの溶接技術の確立が要求されている[4]。
- 5) TF コイルは、高さ 16.5 m ×幅 9 m の大型コイルであるにもかかわらず、mm オーダーの公差が要求されている。

3.3 TF コイル製作技術の開発[3-5]

最も困難と考えられた技術課題は、巻線を RP 溝に挿入するために巻線長を $\pm 0.02\%$ で管理することである。これを解決するため、1)高精度巻線技術の開発、2)熱処理による導体伸びの予測、3)RP 組立時の RP 溝長の調整により、この技術的困難に立ち向かうこととした。これらの技術開発について、実機 TF コイルの製作結果を踏まえつつ、技術開発の成果について述べる。なお、実規模試作では、一方の製作メーカがダミー rDP とダミー sDP と呼ばれる 2 個の実規模 DP を試作し、もう一方の製作メーカがダミー rDP 2 と呼ばれる 1 個の実規模 DP を試作している。

3.3.1 高精度巻線技術の開発[6]

従来のエンコーダを用いた測定では、導体にローラを接触させ、その回転数を測定することでローラの円周と回転数から導体の長さを測定する。この方法では、エンコーダと導体との間に滑りが生じるため、長尺導体の場合、発生したエラーは蓄積され、大きな誤差となる。導体長の管理目標を $\pm 0.01\%$ とするためには、新たな導体長測定方法が必要であった。そこで、図 4 に示す光学的測定法が開発された。これは、導体表面にレーザーでマーキングし、CCD カメラを用いてマーキング間の距離を測定し、エンコーダで測定した導体長を補正するという方法である。この方法では、エンコーダの誤差は蓄積されず、CCD カメラ間の距離（3 m）で誤差を補正することが可能となる。加えて、曲げ開始前に 1/4 ターンに相当する導体長でマーキングし、D 型形状に巻かれた TF 導体を置く架台上の正確な位置に

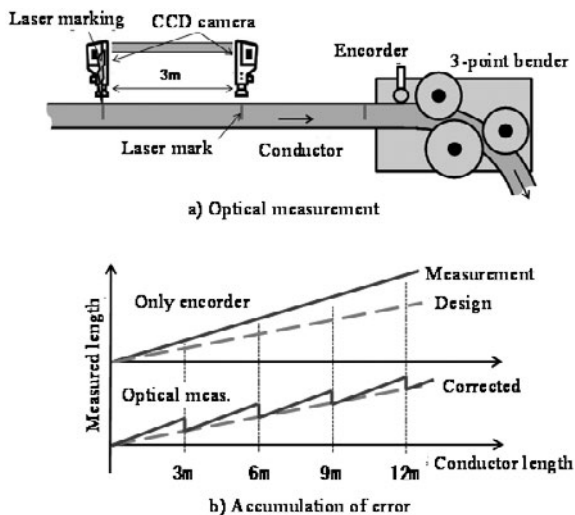


図 4 光学的測定法を用いた導体長の管理。

付けたマーキングとのずれ量に合わせて、図 5 に示すように、導体長を補正する方法を考案した。この 1/4 ターン補正法は、曲げによる導体長の変化など、CCD カメラを通過した後に導体長が変化しても対応できる管理手法である。

開発した巻線システムを用いて、図 6 に示すダミー sDP を含め、3 回の実規模試作を実施した結果、図 7 に示すとおり、すべての巻線において導体長の管理目標である $\pm 0.01\%$ 以下（各ターンのバラツキも $\pm 0.006\%$ 程度）となり、巻線時の導体長の管理目標を達成した。実機巻線においても、図 8 に示すとおり、管理目標を達成していることを確認している。

3.3.2 熱処理前後の導体伸びの予測[7]

直状の短尺導体及び数ターンの実規模サイズの巻線の熱処理結果から熱処理前後の導体の伸び量を予測し、ダミー sDP の熱処理による TF 導体の伸び量のバラツキを評価した。その結果、伸び量は $0.061\% \pm 0.006\%$ であった。ターンの違いによる伸び量のバラツキは $\pm 0.006\%$ であったこと

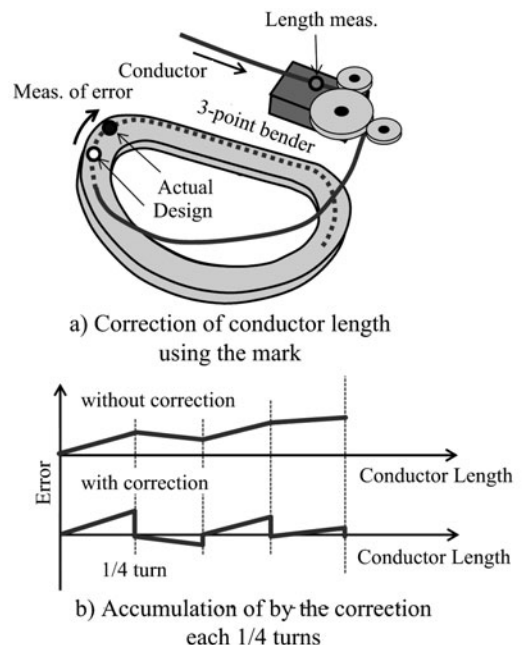


図 5 1/4 ターン補正法。

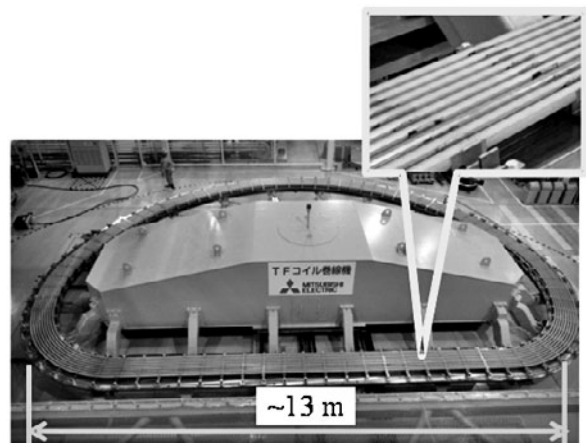


図 6 巻線が完了したダミー sDP。

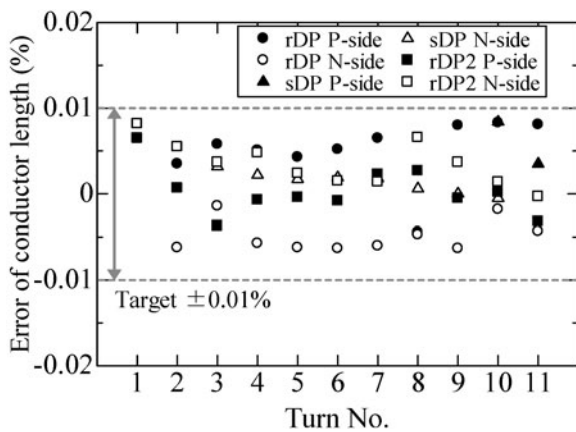


図7 実規模試作における巻線結果.

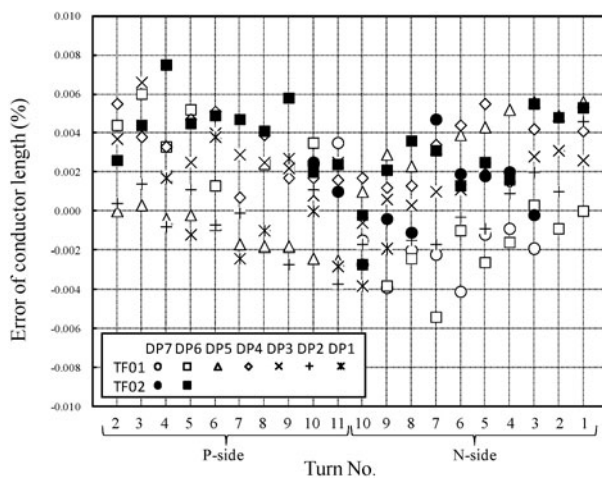


図8 実機の巻線結果.

から、導体毎のパラッキも同程度と考えられ、伸び量の予測の目標とした $\pm 0.01\%$ を達成できる目途が得られた。

この成果をもとに、図9に示す熱処理炉を用いて、実機巻線の熱処理を実施した結果、図10に示すように、試作結果と同様であることが確認された。なお、データの蓄積とともに予測値は修正を続けている。

3.3.3 RP組立によるRP溝長の調整[8-10]

TFコイルに使用されるRPは、高さ13 m、幅9 m、厚さ0.1 mの大型構造物であるにもかかわらず、7枚のDPを積層して、1体の巻線部を形成するため、DPの平面度として4 mmが要求され、CP溶接における面外変形を考慮して、RP単体では平面度1 mm、輪郭度1 mmを達成する必要がある。RP溝の軌跡は、寸法精度が比較的緩い曲線部で輪郭度として6 mmの裕度を作ることができ、これを利用して、RP溝長が調整できれば、新たに導体長に対して $\pm 0.03\%$ の裕度を追加できる。そこで、ITER計画における製作工程を満足しつつ、この裕度を確保するために、図11に示すように、RPを10体のセグメントに分割して材料の製作及び機械加工を実施した後、溶接で4分割までRPを製作しておき、熱処理後の巻線の導体長に合わせて外側に設けた余長を調整して組立てる方法を考案した。

3.3.4 巻線のRPへの挿入の実証

RP溝長の調整による導体長の裕度は $\pm 0.03\%$ であるが、

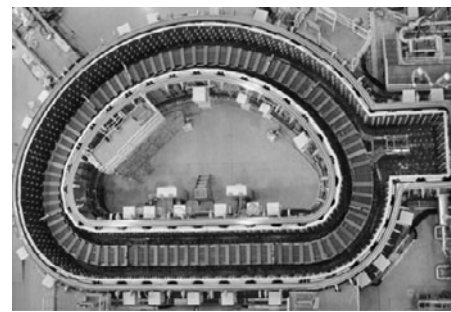


図9 熱処理炉に設置された巻線.

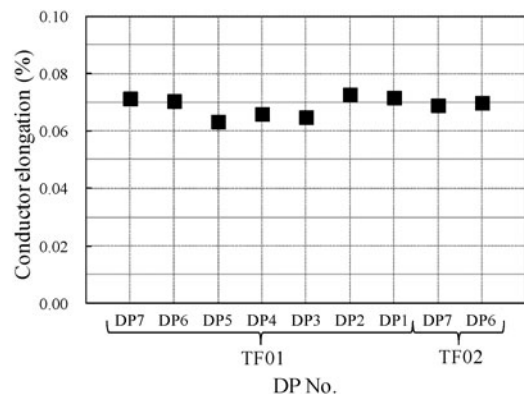


図10 実機巻線の熱処理結果.

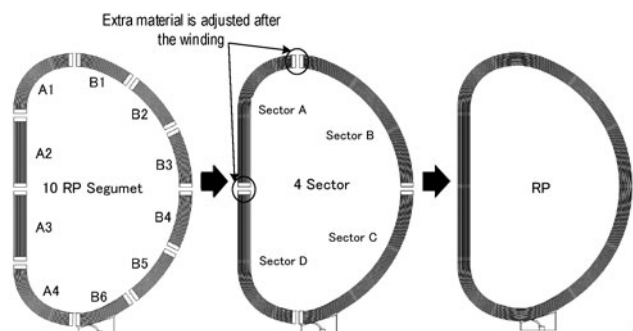


図11 RPの製作手順.

これは各ターンで同じ長さの余長で調整するものであるため、各ターンの平均的な誤差に対する裕度である。また、RP溝と絶縁された導体の隙間による $\pm 0.02\%$ の裕度は各ターンのパラッキに対応できる裕度である。これまで述べた巻線、熱処理及びRP製作による誤差を表2にまとめた。誤差<裕度となっており、RP溝に巻線を挿入可能であるとの目途を得た。巻線のRPへの挿入では、図12に示すように上下に開いた巻線間に知恵の輪のようにRPを挿入し、RPの溝にTF導体を挿入する。次に、RPの溝に挿入した巻線の一部を取り出して、導体に絶縁テープを巻き付け、再びRP溝に挿入する。図13に示すように絶縁された巻線をRPに挿入できることを確認し、最も困難と考えられた巻線長の管理技術に関する一連の技術開発に成功した。

3.3.5 耐放射線性電気絶縁テープの開発[11-12]

ITERの20年間の運転中に、TFコイルの電気絶縁材は 10^{22} n/m²の中性子、10 MGyに放射線照射及び19 kVの高電圧に耐えることが要求される。TFコイルの電気絶縁材

表2 導体長の裕度と誤差.

	Margin	Error
Average	Adjustment of the length of RP groove $\pm 0.03\%$	Winding $\pm 0.01\%$
		Heat-treatment $\pm 0.01\%$
Deviation from average	Gap between RP groove and conductor $\pm 0.02\%$	RP manufacturing $\pm 0.006\%$
		Winding $\pm 0.006\%$
		Heat-treatment $\pm 0.006\%$

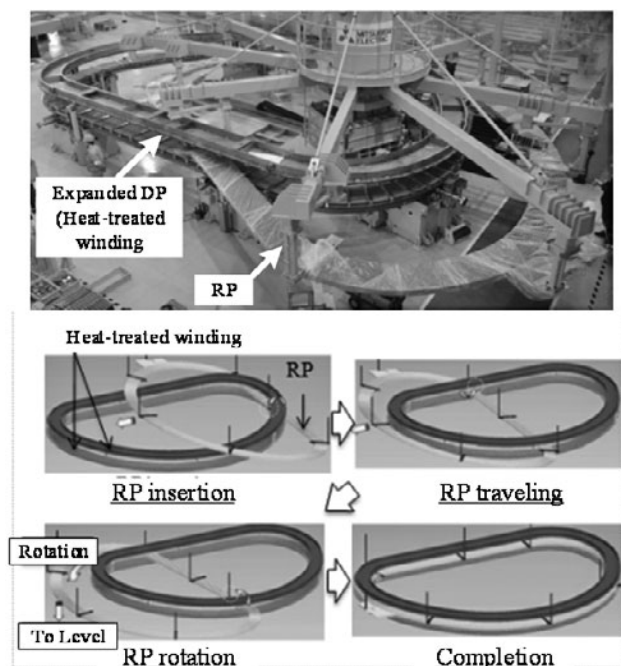


図12 熱処理後の導体を RP に挿入する手順.

として用いられるポリイミドとガラス繊維は接着され、積層テープとして導体の周りに規則的に巻きつけられて樹脂を真空含浸で浸透させ加熱硬化することで形成される。これまで超伝導コイルに用いられてきた接着剤を用いた積層テープは放射線環境での性能が十分でなく、その開発が重要な技術課題であった。放射線に強い低温 (150℃程度) で硬化する樹脂は粘度が低いため、積層テープの接着剤に適さなかったが、低い硬化温度と高い耐放射線性を両立し、粘度を最適化した接着剤用の樹脂を新たに開発した。この樹脂を用いた積層テープを用いて試験片を製作し、110 MGy の放射線照射を行っても TF コイルの要求値である 65 MPa を満足するせん断強度を有することを確認した。開発した積層テープは、図13に示すように実機でも電気絶縁材として適用されている。図14は DP 絶縁後に真空含浸し、加熱硬化されたダミー rDP である。

3.3.6 CP 溶接技術の確立 [13]

巻線を RP に挿入した後、CP を被せて、CP と RP 間をレーザー溶接して接合する。図15に示すように、CP 溶接設備は RP の中に 10 kW 出力の 2 つの溶接ヘッドを有するため、2 か所で同時に溶接することが可能である。CP 溶接設

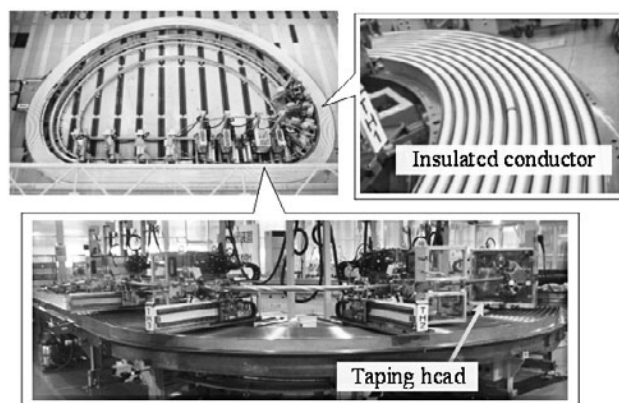


図13 RP 溝に挿入された導体絶縁後の巻線.

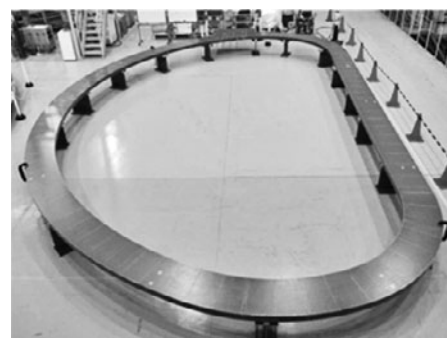


図14 含浸・加熱硬化されたダミー rDP.

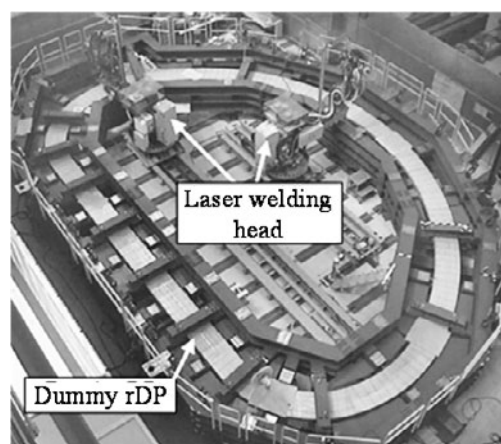


図15 CP 溶接設備と CP 溶接されたダミー sDP.

備のコミッショニングの後、ダミー rDP の溶接を実施した。その結果、レーザー溶接前後の溶接変形は平面度で 0.55 mm となり、目標とした 2 mm を達成した。上下部の面内変形 1.7 mm が目標値を満足できなかったが、これは巻線部とコイル容器との隙間で吸収可能である。これより、CP 溶接技術の検証が完了し、実機 DP の溶接を 2015 年 7 月より実施している。

3.3.7 コイル容器の製作技術の確立 [14, 15]

TF コイル容器は完全オーステナイト・ステンレス鋼製であり、最大 260 mm となる厚肉溶接が必要なため、大きな溶接変形が生じる。しかし、最も厳しい箇所である輪郭度 4.0 mm の公差が要求されるため、溶接品質を確保しつつ、かつ厳しい公差が達成できる溶接変形制御方法の確立

が必要であった。そのため、溶接変形の評価及び実規模製作を実施し、製作メーカーの製作方法に合わせて各ステップの終了時における寸法管理値を決定した。

これらによって決定した製作方法を適用し、コイル容器の製作を、2013年4月から開始した。第2号機目以降の製作では、リスクを低減するために、この第1号機の製作結果を確認し、適切に製作方法に反映することとした。そのため、第1号機の各ステップの終了時に、溶接変形を寸法管理値内に制御し、かつ溶接品質に問題がないことを確認した後に次号機以降の溶接を段階的に開始することとしている。これらの段階を経ることで、製作方法の技術的妥当性を確認している。現在製作中の第1号機のインボード側コイル容器の写真を図16に示す。

3.4 まとめ

TFコイルの主要技術課題の1つであるD型形状に巻線し、熱処理した導体をRP溝に挿入することを目的とし、1)高精度巻線技術の開発、2)熱処理前後の導体伸び量の評価、及び3)RP溝長の調整、の3本柱を技術開発のターゲットに定め、技術開発を行うことにより、これに成功した。その他についても耐放射線性電気絶縁材の開発、CP溶接技術及びコイル容器の製作技術の確立など、段階的ではあるが、着実に技術課題を解決している。これらにより、開発した製作方法を適用し、TFコイルの実機製作を開始しており、12個の巻線、7個の熱処理及び5個のRPの製作を完了している。現在、ITER計画のスケジュールを堅持するべく、実機TFコイルの製作を進めているところである。

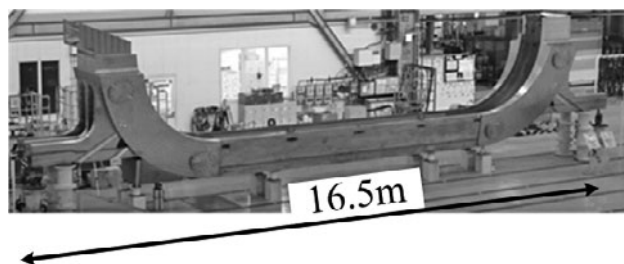
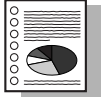


図16 製作中のインボード側コイル容器（第1号機）。

参考文献

- [1] N. Mitchell *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **84**, 113 (2009).
- [2] 小泉徳潔ら：低温工学 **47**, 135 (2012).
- [3] K. Matsui *et al.*, *IEEE Trans. Appl. Supercond.* **24**, 4203105 (2014).
- [4] K. Matsui *et al.*, *Procurement of ITER Toroidal Field coil in Japan*, presented at ISFNT-12, P0369, (2015)
- [5] N. Koizumi *et al.*, *Progress in Procurement of ITER Toroidal Field Coil in Japan*, presented at MT-24, 4OrCB, (2015)
- [6] 松井邦浩ら：低温工学 **47**, 160 (2012).
- [7] 松井邦浩ら：低温工学 **47**, 166 (2012).
- [8] 高野克敏ら：低温工学 **47**, 178 (2012).
- [9] 高野克敏ら：TFコイル・ラジアル・プレートの実規模試作結果，2013春季低温工学・超電導学会予稿集 (2013) 191.
- [10] 高野克敏ら：ITER・TFコイル・ラジアル・プレート製作，2013秋季低温工学・超電導学会予稿集 (2013) 45.
- [11] T. Hemmi *et al.*, *Adv. Cryog. Eng.* **60**, 154 (2014).
- [12] 辺見 努ら：低温工学 **47**, 172 (2012).
- [13] 小泉徳潔ら：低温工学 **47**, 186 (2012).
- [14] 井口将秀ら：低温工学 **47**, 193 (2012).
- [15] T. Sakurai *et al.*, *Development of manufacturing technology for ITER TF Coil Structure*, presented at ISFNT-12 P0434, (2015).



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

4. ITER ブランケット遠隔保守機器の開発

4. Development of Remote Maintenance System for ITER Blanket

野口悠人, 丸山孝仁, 齋藤真貴子, 武田信和, 角館 聡

NOGUCHI Yuto, MARUYAMA Takahito, SAITO Makiko, TAKEDA Nobukazu and KAKUDATE Satoshi

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年2月26日)

ITER では、供用期間中の構造上の機能（主には除熱）を確保するために、真空容器内機器（ダイバータ、第一壁など）の保守・交換を実施することによってプラントの安全で継続的な運転を維持する計画である。保守・交換対象機器の一つであるブランケット（第一壁と遮蔽ブロックからなる）を交換する遠隔保守機器（保守ロボット）は、放射線環境下（ガンマ線、250 Gy/hr）で大型・大重量（4 t）機器の高精度ハンドリングが要求される。原子力機構では、これらの要求を満足する保守ロボットに関わる調達取決めに2011年に ITER 機構との間で締結した。この取決めに基づいて、製作開始前の製作レビュー（Manufacturing Readiness Review）に向けた構造・機構に関する製作設計を実施している。加えて、最終仕様を明確にするための技術開発として、保守ロボットの操作性向上のためのヒューマン・マシン・インターフェース制御技術、内径42mmの管内アクセス型溶接切断技術、保守ロボットに使用する耐放射線機器開発などを実施した。

Keywords:

ITER, remote handling, in-vessel maintenance, rad-hard component, human machine interface, laser welding, swage cutting

4.1 はじめに

ITER（国際熱核融合実験炉）では、燃料となる重水素とトリチウムの核融合反応によって 14 MeV の中性子が発生し、トカマク本体[1]を構成する大型・大重量の真空容器内機器（ブランケット等）が放射化される。これらの容器内機器が故障や損傷した場合には、人のアクセスが不可能であり、遠隔保守機器（保守ロボット）による保守・交換が必要である。

核融合分野における従来の保守ロボットには、欧州 JET で開発された多関節ブーム型保守ロボットがある[2]。本ブーム型ロボットは片持ち支持構造であるため先端での撓みや、振動が大きく、ITER ブランケットのような大型・重量機器の高精度なハンドリングに適用することは困難である。これを解決するために、ドーナツ型真空容器内の全てのブランケット領域にアクセス可能で、大型・重量物であるブランケットを狭い真空容器内で高精度にハンドリングできるように、容器内に軌道を設置し、軌道上を移動可能な保守アームによりブランケットの交換保守を行う「軌道走行ビークル型保守ロボット」が ITER 真空容器内のブランケット遠隔保守方式に採用された[3]。

ITER 協定に基づいて本保守ロボットの本格的な製作を進めるために、原子力機構は2011(平成23)年12月に ITER 機構（IO）との間で「ブランケット遠隔保守機器調達取決め」を締結し、日本が当該遠隔保守機器の調達を分担して

いる。現在、この調達取決めに基づいて、最終設計レビューに向けた設計を実施中である。

本章では、保守ロボットの設計及び技術開発の進展について報告する。最初に、保守ロボットの設計条件である ITER 保守条件について整理する。次に、この保守条件を満足する保守ロボットの概要及び製作仕様を明確にするために進めている以下の技術開発について示す。

- 1) ヒューマン・マシン・インターフェース（HMI）制御技術
- 2) 衝撃荷重の抑制
- 3) 耐放射線機器開発
- 4) ブランケット冷却配管の溶接切断技術開発

最後に設計の進展について簡単に触れることとする。

4.2 保守要件

ITER 運転時の構造健全性の維持や、損傷時に運転（実験）計画に与える影響を加味し、真空容器内機器は定期交換機器、不定期交換機器（損傷したら交換）、メンテナンスフリー機器（ただし、万が一の故障を考慮し、交換のシナリオ検討だけは要求されている。）の3つに分類されている。このうちブランケット[4]はプラズマからの高熱負荷を除熱する機能を有する第一壁と、プラズマから発生される中性子を遮蔽する機能を有する遮蔽ブロックから構成され、第一壁は定期交換機器として、遮蔽ブロックは不定期

* 現在の所属：国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

交換機器として位置付けられている。ブランケットの主要な保守条件を以下に示す。

- ・ガンマ線線量率 : 250 Gy/hr
- ・保守時の温度 : 50度以下
- ・雰囲気: 乾燥空気あるいは窒素
- ・磁場 : 1 mT 以下
- ・ブランケット重量
 - 第一壁: 最大 約 1 t
 - 遮蔽ブランケット: 最大 約 4 t
- ・ブランケットの最終設置精度: 0.5 mm
(支持構造であるキーにより最終的に位置決めされる)
- ・ブランケットの個数: 約440個
- ・ブランケットの保守期間

全交換 (440個)	: 2 年以内
1 個	: 8 週間以内
- ・ロボット構成部品の耐放射線強度: 5 MGy (目標値)
この値を満足できれば、2年間の保守作業期間内でロボットは連続運転が可能となる。
- ・保守ロボットの可搬性能: 最大 4.5 t
- ・放射化ダスト (ベリリウム, タングステン) の除染性
保守ロボットへの付着を考慮し除染しやすい単純構造 (凹凸がない構造, 交換しやすいユニット構造)
- ・グリース潤滑材の使用条件: 真空容器に漏れ出さないように2重シール構造内でのみ使用 (2重シール構造適用できない場合はドライ潤滑材を使用)
- ・ハロゲン化物の使用禁止
ハロゲンを含有するケーブル等が万が一火災により燃焼した場合には、発生するハロゲン化合物が安全系の性

能を著しく低減するように作用するため、その使用を禁止している。

4.3 保守ロボットの概要

前節の保守要件を満足する保守ロボットは、図1に示すように軌道 (真空容器内にリング状に敷設)、保守アーム (軌道上を走行可能)、軌道支持機構 (軌道の支持)、真空容器内に保守アームなどを設置する軌道接続/展開装置から成る。

(1) 軌道・保守アーム・軌道支持

軌道は、ブランケットの交換保守時にはドーナツ状の真空容器内でリング状構造体となることが要求されるため、保守の最初の段階で軌道を直線状の保守ポートからドーナツ状の真空容器内に展開する必要がある。このため、軌道は多関節構造を採用している。真空容器内に展開された後は、軌道は大型・大重量ブランケットを高精度で取り扱うための基準構造体となる必要があり、真空容器の赤道面に設置された4つの水平ポートから90度ごとに軌道支持機構により強固に支持される。保守アームは軌道を走行する以外に軌道周りに回転可能な機構を持ち、最大6mの伸縮機構とブランケットを把持するエンドエフェクタを備えている (図1(a)) [5]。

(2) 軌道接続展開装置

真空容器内へ保守アームや軌道を設置するために要求される条件は、1) 容器内の保守空間 (高さ11m, 幅5.5m) に比較し、狭隘な保守ポート (高さ2.2m, 幅1.7m) を通過して炉内に保守アームや軌道を設置すること、2) 保守アームはキャスク (長さ: 8.5m, 幅: 2.5m, 高さ:

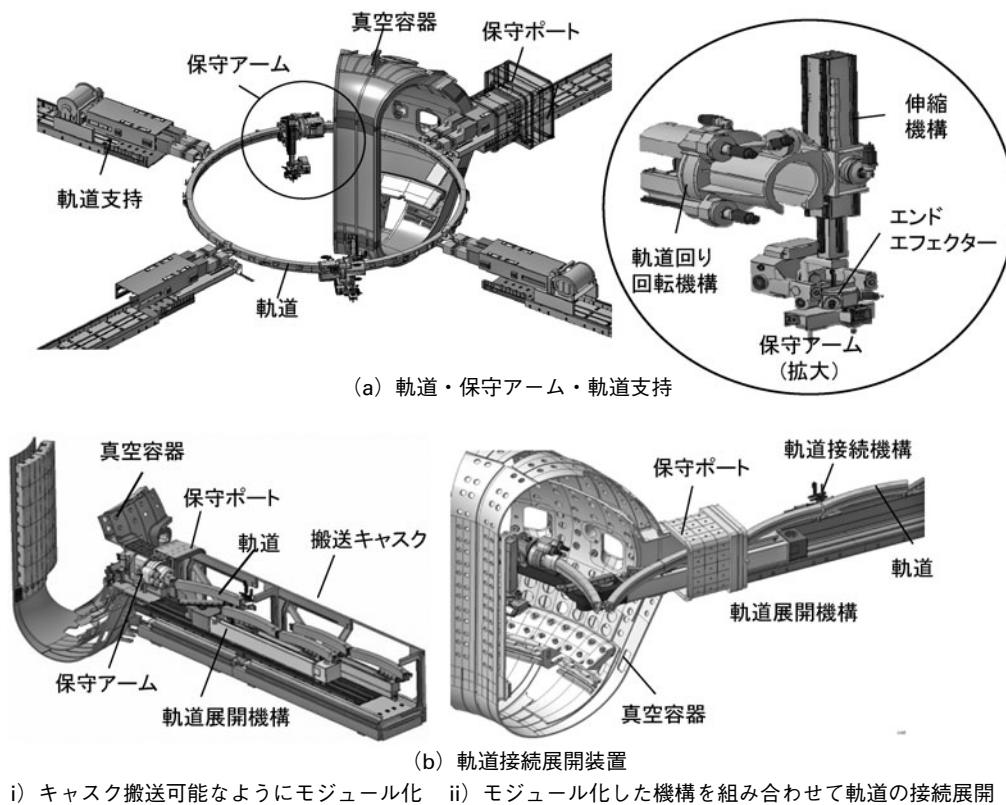


図1 保守ロボットの概要。

3 m) によって自在に搬送できるサイズであることの2つである。これら2つの要求条件を満足するために、保守ロボットの主要な機構要素である軌道と軌道接続機構、展開機構をモジュール化し分割した。モジュール単体では目的の作業は不可能であるが、作業目的に応じて機構要素である各モジュールを組み合わせて保守作業を実現する。分割した軌道は軌道接続機構によって接続され、保守ポート内に直線状の姿勢を形成しながら、軌道展開機構によって真空容器内へ敷設・展開される。最終的には360度のリング軌道となる(図1(b)) [6]。

4.4 遠隔保守ロボットの技術開発

放射線環境下で大型・大重量ブランケットを高い精度でハンドリングするという要求性能を満足する保守ロボットを調達するために、操作者にとって扱いやすい操作(制御)技術やロボットを構成する部品の耐放射線開発、冷却配管の溶接・切断技術などの開発を進め、最終設計仕様を明確にした。

(1) ヒューマン・マシン・インターフェース(HMI)制御技術

ITERでの保守作業はプラントの構造健全性維持のための定期交換、突発的な容器内の損傷あるいは試験条件の変更に対応する不定期交換、ロボット自身の故障や保守作業中のトラブル(ボルトの固着、溶接中の溶着など)への対応など、多様な保守の形態に対応できる柔軟性を持つ必要がある。このため、ITER 遠隔保守の操作機能(上位制御システム)に関するアーキテクチャは、図2に示すように、保守作業を管理する Task supervisor, ロボットのキネマティクス解析や動力学解析、撓み予測のための静解析を行う Virtual reality system (VR), 保守作業を視覚的に補助する Viewing system, ロボットの位置姿勢や力(モータトルク, グリッパからの反力など)を計測する Measuring system, 保守作業中のトラブルや故障事象からリカバリーするための情報を管理する Remote Diagnostics から構成し、多様な保守に対応可能な柔軟性を持つ操作系とした。

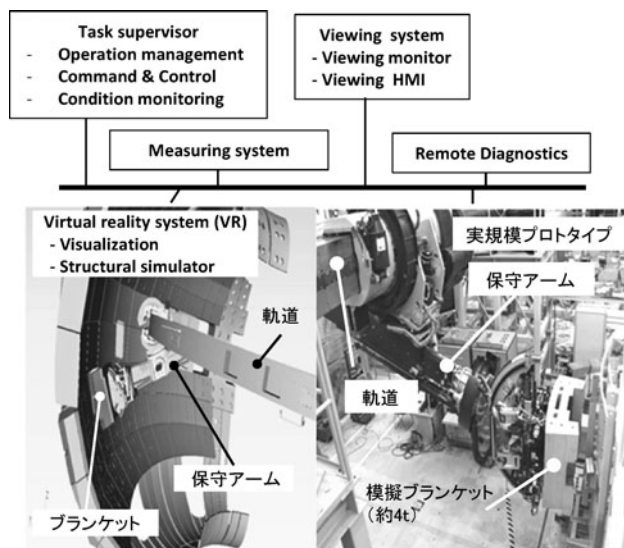


図2 上位制御システム及びVR機能の実規模試験。

この操作系機能を検証するために実機プロトタイプを使用した遮蔽ブランケット模擬体(重量 約4トン)の交換実証を行い、アーキテクチャ設計の一部であるVR機能の妥当性を確認した[7-9]。

(2) 衝撃荷重の抑制

約4tの大重量ブランケットの取付け・取外し時の急負荷・急除荷に伴って発生する衝撃力により、ロボットアームは大きな損傷を受ける可能性がある。この場合、保守の継続が困難となり、衝撃力を防止するための対策が必要となる。

急負荷・急除荷試験の結果からロボットアームの過渡的応答は1/100秒のオーダーであることがわかっている。従来の制振制御によりロボットアームを構成する減速機を含めた駆動機構を制御して衝撃時の振動を抑制するためには、ロボットアーム先端での応答速度が10 m/s以上、すなわち現状の減速機に比べ250倍以上の応答性能を持つ減速機が必要となり、現実的な駆動機構を構成することは、ほとんど不可能である。そこで、動的な衝撃力を静的な制御で防止する方法を採用した。急負荷・急除荷時の保守ロボットへの負荷条件は、ロボットアームがブランケットを把持している場合(負荷時)と把持していない場合(無負荷時)の2つである(図3)。この点に着目し、これらの2つの負荷条件を取付け・取外し時における負荷の急変直前に切り替えることにより、動的な問題を静的で単純な問題に置き換えた衝撃防止法を適用することによって、ブランケット取付け・取外し時における急負荷・急除荷の発生要因を排除し、ロボットアームへの衝撃を防止できることを実証した(図4) [10]。

(3) 耐放射線機器開発

保守要件である2年間の保守期間で保守ロボットを連続運転し、保守作業の稼働率を上げるためには、構成部品の信頼性を高くして故障確率を低減することが重要である。

故障の支配要因は放射線による部品の機能劣化である。構成部品に関し故障モード影響解析(FMEA: Failure Mode Effect Analysis)を実施し、故障モードと致命度を明

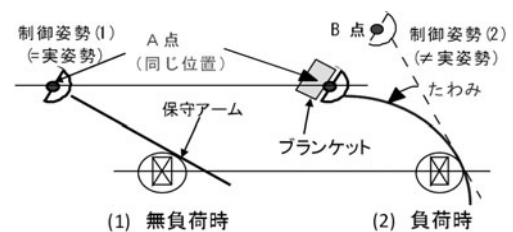


図3 無負荷時と負荷時の2つの姿勢。

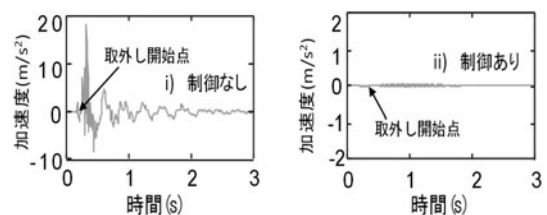


図4 保守アームへの衝撃荷重の抑制。

確にした。この結果に基づいて、耐放射線機器開発を実施した(表1)。FMEA結果から、故障頻度と、その故障が与える致命度の観点から、電気系の部品では電気絶縁材、機械系部品では潤滑材の耐放射線強度を上げることが故障率の低減に最も効果があるため、最初に潤滑材グリースと減速機の組合せによる機械特性評価試験、ロボットの動作源である低コスト耐放射線サーボモータの開発を重点的に実施した[11]。

(a) グリースと減速機の組合せによる機械特性評価試験

保守ロボットは小型化と高出力トルクを得るために最大2 kW程度の低出力ACサーボモータと高減速率の減速機(ハーモニックドライブ減速、RV減速機など)を組み合わせる設計としている。減速機の高速回転部はドライ潤滑などの適用が困難であるため、グリース潤滑を採用している。グリースは、潤滑機能である基油と、基油を保持する増ちょう剤から構成される。要求される耐放射線性能は、増ちょう剤の機能低下により基油が外に漏れ出さないこと、増ちょう剤硬化によりモータの回転負荷に影響を与えないこと、である。これらの要求条件を満足する潤滑材として、1) 減速機用標準グリースであるSK-2グリース(増ちょう剤に石けん基、基油に精製鉱物油を使用)、2) 既に耐放射線実績を持ち市販されているグリースGK-1(増ちょう剤に特殊ベントナイト、基油にポリフェニルエーテル系合成油を使用)を候補材とし、両者のちょう度(粘度)変化と機械特性(モータに与える負荷)を比較する選定試験を進めた。図5にグリースの硬さを定義した混和ちょう度と積算線量との関係を示した。積算照射量が大きくなるとSK-2はちょう度が増加(軟化)し、GK-1は逆にちょう度が低下する(硬化)傾向にある。図6は、グリースのちょう度変化(硬化あるいは軟化)の影響が減速機の効率(=出力/入力)に与える影響を示している。積算線量が増加するに従いSK-2、GK-1ともに効率は低下し、目標積算線量である5 MGyでの効率はGK-1で約50%ほどである。加えて、

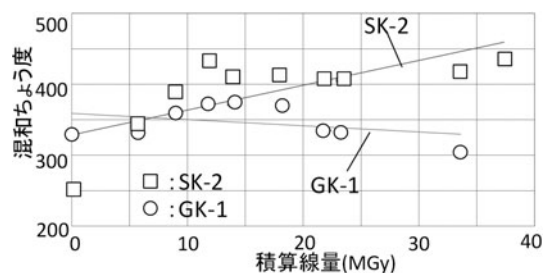


図5 グリースの混和ちょう度。

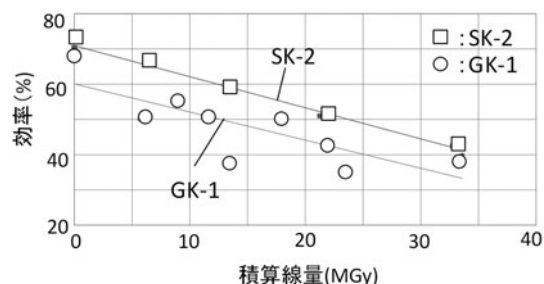


図6 グリース充填した減速機の効率。

SK-2では、初期の段階からグリース基油がシール部より漏れ出していることが確認された。この結果からGK-1は増ちょう剤が硬化し、効率が下がるが、基油を強く保持して油漏れを起こすリスクを抑えることができるため、候補材の一つとして選定できる。今後、潤滑油の保持剤の硬化を抑制する処方検討を行う計画である。

(b) 低コスト耐放射線サーボモータ

同期電動機型モーターと回転検出器であるレゾルバを組み合わせて位置制御を可能としたモーターがサーボモータである。基本的な構成部品は、磁石、ケーブル、軸受け、ブレーキからなる。このため、表1に示す通り、放射線強度を高めるために、FMEA結果に基づいて部品選定を行い、コスト低減の観点から市販品サーボモータのケーブル電気絶縁材と潤滑剤を、それぞれ、ポリイミド材と、前項で潤滑剤として使用したGK-1グリースに交換し、耐放射線性試験を実施した。その結果、積算照射量8 MGyにおいて電気機械性能の判定基準である電気絶縁抵抗10MΩ以上、回転部の回転トルク0.05 N・m以下を満足し、目標の5 MGyを越える性能を得ることができた。

(4) ブランケット冷却配管の溶接切断技術

冷却配管の溶接と切断に共通する技術要件は、狭隘な42 mm内径配管の内側からアクセス可能な溶接切断ツールヘッドを技術開発することである。

溶接においては、中性子照射による再溶接時のヘリウムバブル生成を抑制するため、低い入熱量で溶接が可能なレーザー溶接を主案に技術開発を進めた。レーザー溶接の技術課題は、内径42 mmの狭隘空間に高い熱エネルギー(2.5 kW)を受ける光学部品(ミラー、レンズ)を配置せざるを得ず、これらの部品に溶融金属(火花)であるスパッタや金属蒸気であるヒュームが付着することを避けられないため、溶接回数ごとに出力が低下し、10回程度で溶接が不可能となることであった。この問題を解決するため、①

表1 保守ロボットの耐放射線機器開発。

部品		許容積算線量
潤滑剤	GK-1 グリース(市販品、耐放射線性) 増ちょう剤: 特殊ベントナイト 基油: ポリフェニルエーテル系合成油	10 MGy (カタログ値)
AC サーボモータ	モータ_1 (特注、高価) 絶縁材: セラミックス (SiO ₂) 潤滑: ドライ潤滑	50 MGy
	モータ_2 (市販品改良、安価) 絶縁材: ポリイミド被覆 潤滑: グリース潤滑	8 MGy
ハロゲンフリーケーブル	シース: 耐燃性架橋ポリオレフィン 絶縁体: PEEK	3.2 MGy
多芯コネクター	絶縁体: グラスファイバー強化ポリエステル	4.5 MGy
カメラ	撮像管(市販品)	2 MGy (カタログ値)
ペリスコープ(潜望鏡)	鉛ガラス等	20 MGy 照明 8500 lx

スパッタ低減のために金属溶融面に与えるレーザーの熱衝撃を抑制するためのレーザー出力の最適化と、②ヒューム（金属蒸気）を回収する吸い込み流路と流量の最適化を行い、妥当性検証試験を行った。この結果、スパッタの発生低減とヒューム回収の2つの効果により、50回以上の溶接に成功し、配管内アクセス型レーザー溶接の溶接条件や光学設計仕様を明確にした（図7）[12]。

切断においては、容器内の高真空を運転時に維持するために、保守時には厳しい防塵管理が行われる。この管理条件に従えば、冷却配管の切断に溶融金属を吹き飛ばすレーザー溶断などは使用できない。このため、切り屑の発生が無い機械式切断方式として、配管内面にカッタ刃を押し込み塑性変形させ、カッタ刃の回転により連続的に円周方向に塑性変形を発生させるディスクカッター型切断機構を開発した。塑性変形を発生させるカッタ刃押し込み機構は小型化のために「くさび」機構を適用した。検証試験の結果、切り屑の発生が無く、再溶接可能なきわめて良好な切断面（表面あらさ $0.03\mu\text{m}$ 以下）となり、真空容器の防塵要求を

満足したことから切断方式として選定した（図8）[13]。

4.5 製作設計の進展

製作設計の一環として、保守要件である地震荷重（設計地震加速度は真空容器ポート部で約 46 m/s^2 。この加速度で保守アームに負荷される荷重は9トン程度）に耐える構造設計及び、保守ロボット自体の故障に対応するレスキュー設計を実施した。前者については、参考文献[14]を参照されたい。一方、後者については、放射線環境であるため人手によるレスキュー作業は困難である。これを解決する設計について以下に示す。

従来の故障時のレスキュー設計はモーターやケーブルなどの二重化が主流である。一方、多自由度ロボットでは二重化によりサイズや重量増加になり、作業性が著しく低下する。これを避けるためにFMEAに基づいた機構設計を実施し、外部から故障した駆動系にアクセスして、故障軸を駆動するレスキュー設計を採用している。

人間が近づけない放射線環境下で保守作業を行う保守ロボットにとって、保守ロボットを構成する部品の想定外故障はリカバリーに多大な時間を要し、プラントの運転稼働率を著しく低下させるため致命的な事象である。故障は、部品の信頼性を高め、保守／点検による予防保全を講じれば故障確率を小さくできるが、その確率がゼロにはならない。よって、想定外故障がないように、起こり得る故障事象とその原因を評価し、保守ロボット自身の故障に対するレスキュー法を技術的に確立する必要がある。

保守ロボットは、機能（機構）別に見ると、保守アームによる容器内機器搬送機能、保守アームや軌道を容器内に設置する機能、冷却配管の溶接切断機能に大別され、全体で100軸以上の自由度（モータ駆動機構）から構成される。ここでは、基本的な考え方を確立するために、プランケットを交換する保守アームに主眼を置いて、FMEAに基づく致命度分類と故障事象に対する具体的なレスキュー方法について述べる。

(a) 故障モードと致命度（Failure Criticality）の同定

故障モードと致命度の同定には、機器の故障を体系的に解明するFMEAを適用した。信頼性ブロック線図から保守アームの機器構成を分類すると、機械系部品としては重量物の負荷に耐えうる強度部材、減速機やベアリングのような駆動系部品、電気系部品としてはサーボモータ／エンコーダーやケーブル／コネクタが挙げられる。これらのメカトロニクス部品の故障モードは、機械系部品の場合、摺動部分を有する駆動系に集中し、故障原因としては、焼き付き、摩耗（凝着摩耗、アブレイブ摩耗、疲れ摩耗：ピッチング、フレーキング）等が考えられる。また、電気系部品の場合は、絶縁劣化が故障モードの支配的な因子として同定できる。以上の結果から、致命度を分類すると以下のようなになる。

- I Catastrophic：機器の機能を全く果たせない。
 - ・構造部材の破損
 - ・歯車などの焼き付き、疲労破損

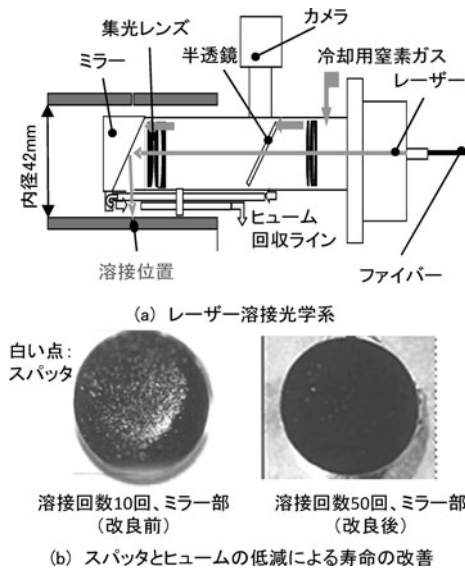


図7 冷却配管レーザー溶接技術。

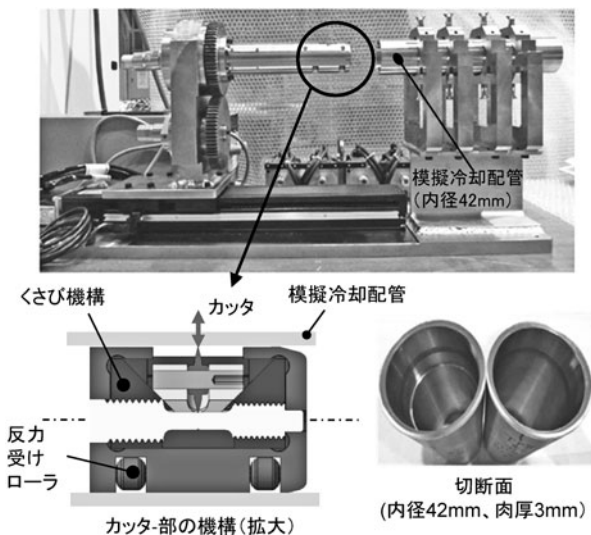


図8 ディスクカッター機械切断。

- Ⅱ Critical：機器の機能がほぼ失われる。
- ・歯車などのピッチング，スポーリング，スコアリング
 - ・電気系部品の絶縁劣化
- Ⅲ Marginal：機器の機能は保たれるが不完全
- ・軽度の凝着摩耗やアブレシブ摩耗，疲れ摩耗

(b) 故障時のレスキュー設計

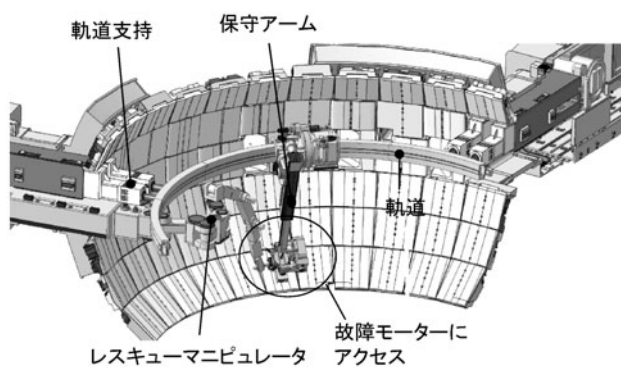
前項(a)の評価結果と耐放射線性試験結果を考慮すると、放射線環境下で最も起こり得る故障事象は、電気系部品の絶縁劣化(致命度Ⅱ)によりモーターが動作しないという故障事象である。よって、致命度Ⅱの故障に重点をおいた設計を行った。

この致命度Ⅱの場合、モーターを含めた駆動系は外力を加えれば回転できることに着目し、モーターを両軸(通常、回転伝動軸は片側のみであるが、回転伝動軸を長くして、モーター内部を貫通させ、両側に回転伝動軸を持つ構造)構造として、モーター前部を減速機への回転力入力側、モーター後部を故障時の回転力導入側とした。これにより、保守アームのモーターが故障した場合、図9に示すように、レスキューマニピュレータが、故障モーター後部の回転力導入軸にアクセスし、レンチにより回転導入軸を回転することによって、保守アームを回収する収納姿勢にする。第4.4節のHMI制御技術である三次元モックアップを使用したVR機能により、ブランケット交換時の全ての保守アーム姿勢について、レスキューマニピュレータのアクセス性に関するキネマティクス解析を実施し、レスキューアーム設計の妥当性を確認した[15]。

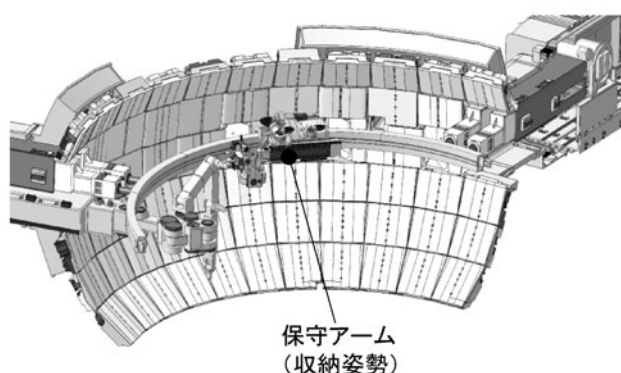
4.6 まとめ

ITERブランケット遠隔保守ロボットの設計及び技術開発の進展についてまとめた。保守ロボットの一部である保守アームは製作に着手している。一方、制御システムや冷却配管溶接切断ツールについては、2018年後半の最終設計レビューを経て、本格的な製作に着手する予定であり、製作仕様を明確にする技術開発を進めている。この技術開発の一つとして、放射線環境下で大重量構造体を高精度でハンドリングするための上位制御システム(操作系)及び衝撃荷重抑制技術について紹介した。今後、これらの技術を統合し、故障時のレスキュー技術も含めた制御システムの実証試験を実規模プロトタイプにより行う計画である。

加えて、ITER保守ロボットに使用される構成部品の耐放射線機器開発は、これまでの照射試験データに基づいて、FMEA手法により故障モードと、その故障が保守の稼働率に与える影響を評価するとともに、放射線による故障要因となる材料を特定して開発を進めている。今後、ロボット構成部品の耐放射線強度の目標値である5MGyを満足する事が難しい部品(材料)については、交換を前提とした交換容易性に重きを置いたユニット構造などの設計を実施するとともに、例えば、グリース潤滑の代替として



(a) 保守アーム故障時のレスキュー



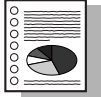
(b) 保守アーム回収のための収納姿勢

図9 故障時のレスキュー設計。

DLC (Diamond Like Carbon) によるドライ潤滑などの先進材料開発や視覚情報を得るためのカメラ等の技術開発を行う計画である。

参考文献

- [1] <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/index.php>
- [2] A.C. Rolfe, Fusion Eng. Des. **36**, 91 (1997).
- [3] K. Shibamura and T. Honda, Fusion Eng. Des. **55**, 249 (2001).
- [4] M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 2312 (2010).
- [5] S. Kakudate *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1850 (2008).
- [6] M. Nakahira *et al.*, Fusion Eng. Des. **84**, 1394 (2009).
- [7] D. T. Hamilton and A. Tesini, Fusion Eng. Des. **87**, 1611 (2012).
- [8] N. Takeda *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 837 (2008).
- [9] A. Aburadani *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1978 (2013).
- [10] 吉見 卓 他：“大重量を扱うマニピュレータのための制御システム”，日本ロボット学会誌 **19**, 90 (2001).
- [11] M. Saito *et al.*, Fusion Eng. Des., in press, (2016).
- [12] H. Tanigawa *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 999 (2012).
- [13] S. Shigematsu *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 1218 (2012).
- [14] Y. Noguchi *et al.*, ICONE-23 proceedings (DVD)(2015).
- [15] 丸山孝仁 他：“ITER遠隔操作ロボットの故障における復旧”計測自動制御学会第15回システムインテグレーション部門講演会 **10**, 3405010 (2014).



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

5. ITER NBTF 電源高電圧機器の製作

5. Manufacturing of the ITER NBTF Power Supply Components

渡邊和弘, 前島哲也, 柏木美恵子, 戸張博之, 柴田直樹,
山中晴彦, 照沼勇斗, 梅田尚孝, 大楽正幸, 花田磨砂也

WATANABE Kazuhiro, MAEJIMA Tetsuya, KASHIWAGI Mieko, TOBARI Hiroyuki,
SHIBATA Naoki, YAMANAKA Haruhiko, TERUNUMA Yuto, UMEDA Naotaka,

DAIRAKU Masayuki and HANADA Masaya

*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年1月13日)

ITER 計画の下, 実機と同一性能の ITER 中性粒子入射装置 (NBI) 実機試験施設 (NBTF) をイタリア・パドバの RFX 研究所に建設している. この計画では直流 1 MV, 60 A, 1 時間連続出力の NBI 電源システムの製作を原子力機構と EU で分担している. 原子力機構は直流 1 MV の超高電圧電源の主要機器を担当しており, これまでに 200, 400, 600 kV 部の直流発生器の製作を完了した. また, 全長が 100 m におよぶ 1 MV トランスミッションラインの 80% を完成させた. これらを第 1 便として RFX 研に輸送し, 2015 年 12 月から据付け工事を開始した.

Keywords:

ITER, neutral beam, NB, NBTF, 1 MV dc ultra-high voltage, 1 MV insulating transformer, power supply

5.1 はじめに

ITER (国際熱核融合実験炉) プラズマの加熱と定常維持のためのプラズマ電流駆動装置の一つである中性粒子ビーム入射装置 (NBI; Neutral Beam Injector) には, これまでのトカマク装置に必要とされたビームのエネルギーの 2 倍にあたる 1 MeV という高エネルギーで, かつ中性粒子ビームの一次粒子である負イオンビームも単機あたり 40 A, そして発生パルス幅が 3600 秒のほぼ定常動作に等しい高い性能が要求されている. このような NBI 装置に先立って, イタリア・パドバのコンソルツィオ RFX 研究所に実機と同一性能の NB 実機試験施設 (NBTF) を建設することが 2009 年 12 月の ITER 理事会で承認された. 日本原子力研究開発機構 (原子力機構) は, ITER 機構や NBTF 建設サイトである RFX 研究所と機器の要求性能やインターフェース条件の協議を進め, 調整合意しながら ITER 機構, EU と共同で機器の統合設計報告書を取りまとめた. これを受けて, 日本と ITER 機構の間で 2012 年 2 月に調達取決めを締結した.

NBTF は日本と EU で分担して製作する試験施設 [1] であり, 原子力機構は装置の中でも主要な部分である直流 1 MV の超高電圧機器の製作を担当し [2], EU は電源の低電圧側や制御系, ビームライン, ビーム源 (負イオン源及び加速器) を担当する. 原子力機構は日本の国内機関として, 機能仕様を定めた調達取決めに従い, メーカーと設計・製作の契約を 2012 年 10 月に締結した. その後, 機器毎に最終設計報告書を作成して 2013 年 7 月から 2014 年 10 月までに

*現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

順次 ITER 機構において最終設計レビューを行い ITER 機構の承認を経て機器の製作を進めてきた.

これまでに, 試験用電源 (TPS 1.3 MV, 10 mA 連続), 直流 1 MV の超高電圧発生器を構成する機器の一部である 3 台の直流発生器 (DCG), 及び 1 MV の出力をビーム源まで送電する伝送ライン (TL: トランスミッションライン) 全長約 100 m の内 80% の製作と工場試験を完了させた. 2015 年 10 月時点で, 日本が担当している超高電圧電源機器 14 基のうちの 6 基の製作が完了し, 2015 年 10 月に第 1 便として日立港からイタリア・パドバへ輸送し, 12 月から現地での据付けを開始した.

本章では, NBTF 電源システムの概要と原子力機構の分担機器について説明し, 機器の性能や工場での試験結果の主要なものを紹介する.

5.2 NBTF 電源システムの構成と特徴

図 1 に NBTF 電源装置の全体図を示す. 図面右端に各段直流 200 kV 出力の昇圧変圧器と整流器から構成される直流発生器 (DCG) 5 台が設置される. これら DCG からの 200, 400, 600, 800, 1000 kV の出力は, 過電圧抑制とリップル低減のためのフィルターコンデンサ (DCF) に接続される. 安定化された出力は, 伝送ライン (TL1, 2) によってビーム源まで伝送される. 伝送ラインは, DCG の整流器部から DCF を通して各段 200 kV の電圧差毎の導体を内部に有しており, 絶縁ガスである六フッ化硫黄 (SF_6) ガス 0.6 MPa (絶対圧力) で満たされ各導体の絶縁がなされる.

corresponding author's e-mail: watanabe.kazuhiro@qst.go.jp

ビーム源にて負イオンを生成して引き出すための電源は、図1中央の箱型の静電シールドで覆われた高電位デッキ1 (HVD1) 内に設置される。HVD1の調達はEUが担当するが、これに電力を供給する1 MV 絶縁変圧器は日本が供給する。HVD1は、負イオンを -1 MVの高電位上で発生して接地電位まで加速するために、直流 -1 MVの絶縁がなされた構造であり、絶縁支柱で地面から絶縁される。供給する電力も接地電位から絶縁する必要がある、直流1 MV 絶縁変圧器が不可欠となる。この絶縁変圧器は、一次-二次巻線間で直流1 MVを3600秒の長時間絶縁することが必要であるが、これまでに製作実績が無いため電源機器製作における大きな開発課題の一つであった。そこでNBTF実機変圧器の製作設計の前にITER機構から受託研究を受けて試作試験を実施した[3]。

交流（または直流短時間）の電圧印加時には、変圧器の

内部絶縁体（多層油浸紙絶縁体）である絶縁紙と絶縁油の間の電圧分担が静電容量によって決まるのに対し、長時間の直流印加時には、数千秒の特定数で多層油浸紙間の静電容量による電圧分担から抵抗値による電圧分担に移行する。このため直流長時間の電圧印加時には抵抗値の高い絶縁紙に高い電圧が掛かるようになる。この時間変化による絶縁紙への電圧の集中を防止し絶縁破壊を防ぐため、直流長時間の変化を考慮して絶縁層の寸法や構造を決定した。

さらに二次巻線出力の電位は -1 MVであり、引き出しプッシングは対地との絶縁が必要である。交流1 MVを絶縁できる碍子製コンデンサプッシングは既に開発されているが、本電源に必要な直流1 MVの長時間絶縁に使用するためには、碍子の大きさが直径約2 m、高さ約10 mとなり（図2左図）、これまでに無い巨大な碍子が必要となるとともに、構造の改善も必要となり製作には多大な困難が予想

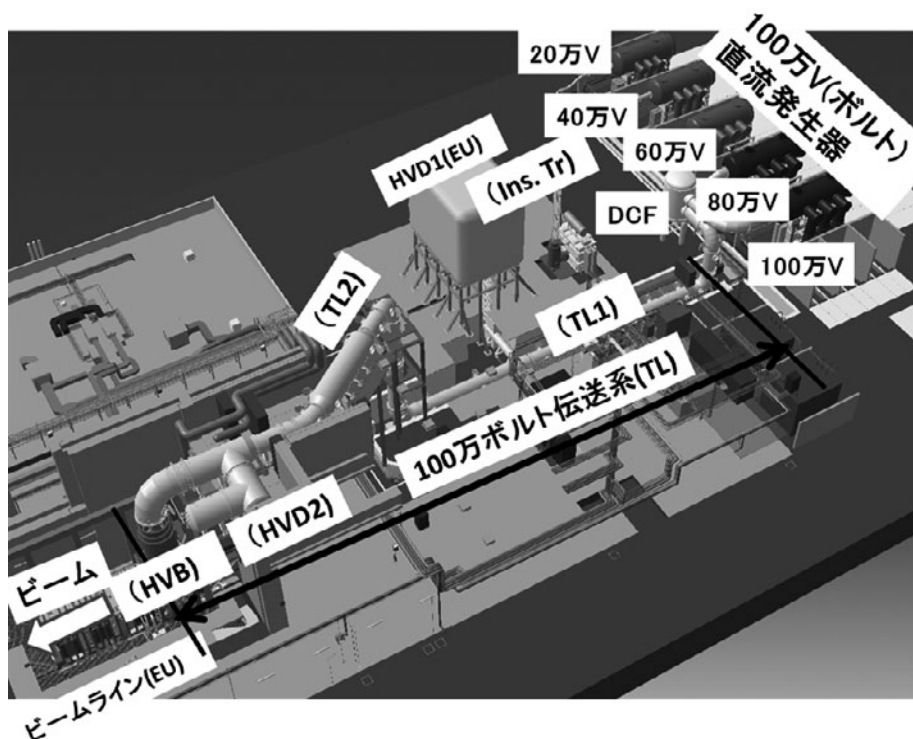


図1 ITER NB 実機試験施設 (NBTF) の概要図。

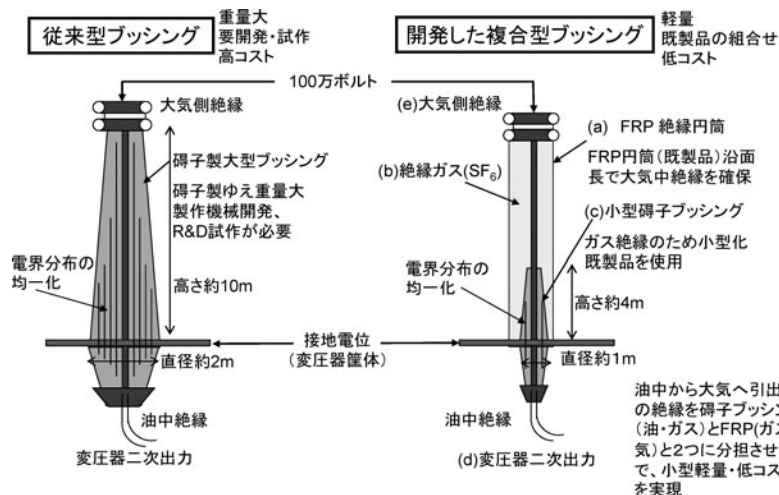


図2 従来型プッシングと新たに開発した複合型プッシングの比較。

された。

そこで、小型の碍子製コンデンサブッシングに繊維強化プラスチック (FRP) 絶縁円筒を被せた碍子/FRP の二重複合型ブッシングを考案し、新たに開発した (図 2 右図)。FRP (図中 (a)) の内側には絶縁ガスである SF_6 ガスを充填する (b)。絶縁変圧器の二次巻線出力 (d) は碍子製ブッシング (c) の下端と油絶縁領域で接続され、碍子製ブッシングの頂部端子は SF_6 ガス中で FRP 製絶縁円筒の頂部出力端子と接続される。FRP 絶縁円筒の内部は SF_6 ガス、外側は大気 (e) で絶縁される。大気側については、FRP 表面の沿面絶縁距離を十分に取る構造とした。このようにコンデンサブッシングで油-ガス絶縁を行い、FRP 絶縁管でガス-大気絶縁を行うように役割を分担する二重複合ブッシング構造として、さらに電界解析を実施して可能な限り一様な電界分布となるように構造詳細を決定した。その結果、内部の碍子製コンデンサブッシングは、直径 1 m 以下、高さ 4 m 以下となり、重量は 1/10 程度まで小型化を実現した。このように、1 MV の直流超高電圧に使用できる絶縁ブッシングを技術的に実証するだけでなく、同時に大幅な低コスト化と軽量化に成功した [3]。図 3 に開発した直流 1 MV 絶縁変圧器の写真を示す。下部が絶縁変圧器本体タンクであり、垂直に取り付けられているのが複合型ブッシングである。

HVD1 内に有る負イオン生成と引出しのための電源出力は、EU が担当する HVD1 の絶縁ブッシングを介して対地絶縁を保って TL2 内の 1 MV 電位の導体に導入される。HVD1 の電源出力導体・ケーブル等及び DCG からの中間電位導体の配置は、電界解析を行い TL2 の限られた空間の中でも電界集中が起らない様各導体を最適配置にした。

直流高電圧が印加される加速器で絶縁破壊を完全に抑制することが困難なため、NBI の設計では従来から絶縁破壊が発生することを許容する設計としている。つまり、絶縁破壊が発生して電源の負荷端が短絡してもそれを故障とはせず、短絡電流を数百マイクロ秒で高速に遮断し、一定時間経過後に電圧を再印加してビーム入射を継続する機能が要求されている。絶縁破壊の連続発生を抑制するには、絶

縁破壊による加速器の損傷を防ぐことが必要である。加速器の損傷は、絶縁破壊時に流入するエネルギーや電流に依存するため、それらを抑制することが必要である。このために、電源の浮遊静電容量を小さくすることで流入エネルギーの素を小さくすること、さらに、流入エネルギーを吸収して、加速器の損傷を防ぎ絶縁破壊が発生したとしても耐電圧の低下が無い、つまり絶縁破壊が連続して起らないようにすることが NBI 電源に課された大きな課題である。

NBTF 電源設備において加速器への流入エネルギーを吸収するために、コアスナバーが TL2 の終端部に設置されるが、従来のフェライトコアでは飽和磁束密度が低いため、必要なコアが膨大となる。また、周波数特性が悪く MHz の高周波では透磁率が低下して必要な性能が得られない。そこで、MHz オーダーの高周波サージにおいてもサージ抑制に必要とする透磁率や電圧時間積 ($V \cdot s$) を持たせることが可能なファインメット® コアを用いている [5]。

TL2 の終端部でビーム源の手前には、ビーム源に純水冷却水を絶縁して供給するためのウォータチョークとガス導入系を内蔵する HVD2 が接続される。純水冷却系の中にはイオン源の電極を高温に保つために 150℃ の高温水を 1 MV の高電位部に供給する必要がある。純水は温度上昇によって導電率が上昇するが、100℃ 以上の高温領域では十分なデータが無く、暗電流の過剰な増加やそれに伴う絶縁性の低下などが懸念された。そこで、セラミック管による絶縁体モデルを使用して高温高圧水を流し、180℃ までの高温領域について、抵抗率と耐電圧性能を確かめ設計に反映させた [6]。

SF_6 絶縁ガスが満たされている TL 終端部と真空領域であるビーム源との間には原子力機構が供給する HV ブッシングが接続される。これは、-1 MV 電位にある種々の導体と 200 kV 毎の電位差のある 5 段加速器への電圧をそれぞれ絶縁して、ガス絶縁領域から真空領域へ導入する隔壁型ブッシングである。なお、ブッシングの絶縁体は内側つまり真空側が大型のアルミナセラミック円筒、外側つまり SF_6 ガス側が FRP 円筒絶縁体で構成されている [3]。その中間層には圧縮した乾燥空気を流す。これは、中間層を設けることによりトランスミッション側の SF_6 ガスがイオン源真空側に流入することを検出し防止するためである。

5.3 電源機器製作の状況

5.3.1 DCG の製作と試験

直流発生器 (DCG) には EU が用意する 150 Hz のインバータによる三相高周波交流が供給される。DCG の昇圧変圧器の三相交流出力は変圧器の上部に設置された三相全波整流器に接続され直流 200 kV が出力される。

図 4 に昇圧変圧器 (400 kV 部用) の耐電圧試験の様子を示す。耐電圧試験は、DCG 全体としては困難なため昇圧変圧器と整流器に分けて実施した、変圧器の二次出力部に試験電圧印加用のブッシングを取り付けて実施し、規定の値すなわち定格の 120% である 480 kV、1 時間保持を確認した。整流器部についても、図 5 に示すように変圧器への接続ブッシング部を介して試験電圧 480 kV を印加し、絶縁を



図 3 直流 1 MV 絶縁変圧器試作器。

確認した。

また、これら昇圧変圧器と整流器を組み合わせたの直流出力動作試験を実施し、150 Hz インバータ電源から供給した高周波交流が整流されて正常に出力することを確認した。図6に昇圧変圧器と整流器を組み合わせた写真を示す。大型の整流器を支えるために支持構造体を用いてい



図4 昇圧変圧器の耐電圧試験。

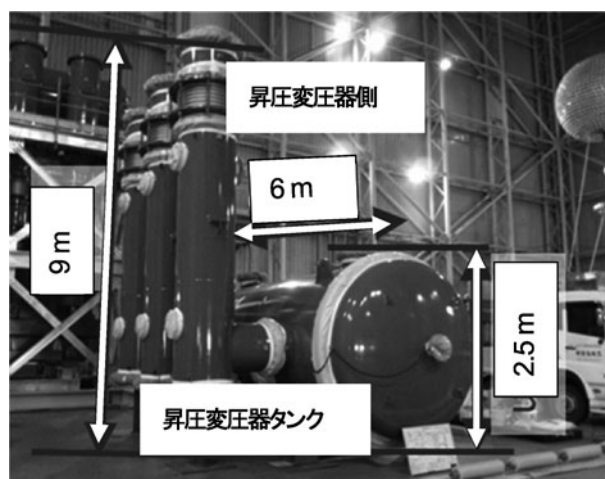


図5 DCG 整流器部の耐電圧試験。

る。NBTFではこのような形状のDCGを5台設置して1 MV 電源を構成する。

5.3.2 トランスミッションラインの製作と試験

1 MV, 60 A, 3600秒の電源の出力を負荷であるビーム源まで安定安全に送電するのがトランスミッションライン (TL) である。図7にトランスミッションラインの一部の直流耐電圧試験の様子と断面構造を示す。左側の写真は、電源機器の製作で機器の耐電圧試験に使用するための直流高電圧試験装置 (TPS: 最高電圧 1300 kV, 10 mA 連続出力) にトランスミッションラインの10 m分を接続して試験を実施している様子である。トランスミッションラインとTPS 内部には、耐電圧が最も厳しい条件である絶縁ガス圧力、すなわち NBTF 運転条件における最低ガス圧と同様に

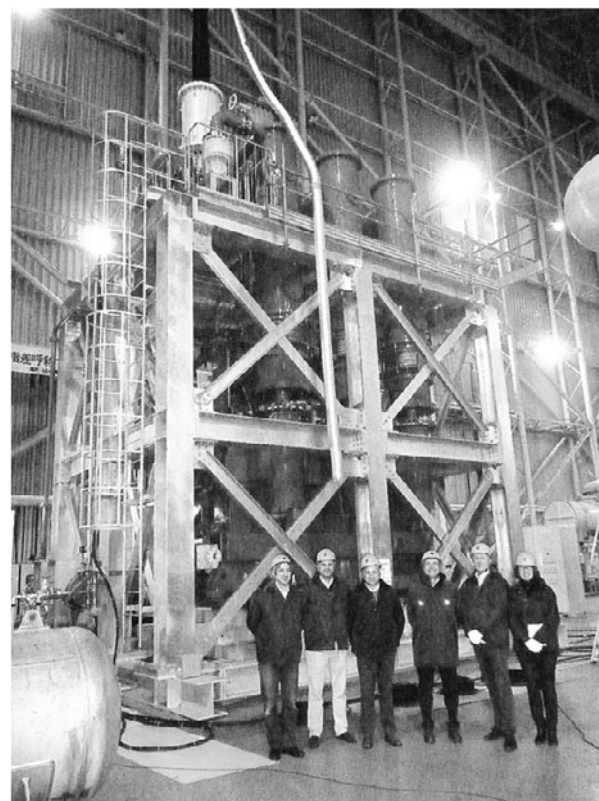


図6 DCG として組み立てた様子。

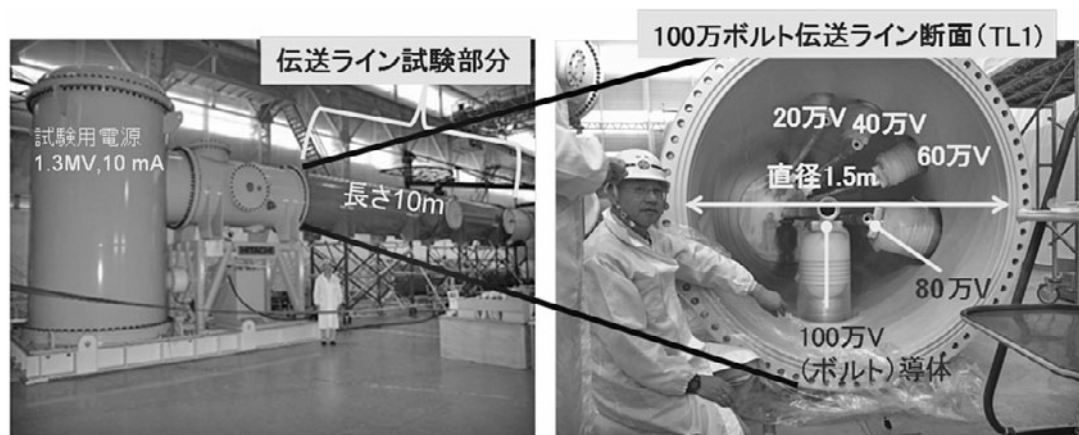


図7 トランスミッションラインの耐電圧試験と内部構造。

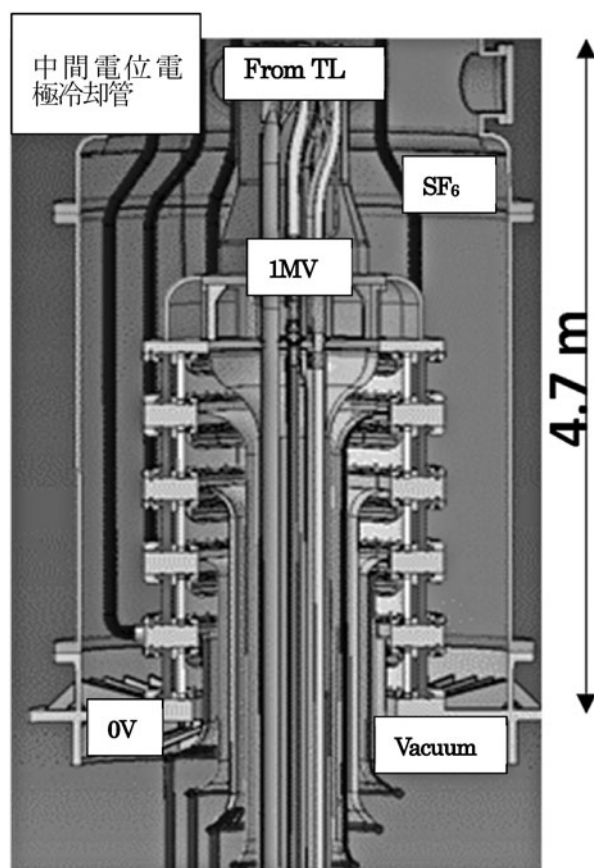


図8 HV ブッシング断面構造.

SF₆ 絶縁ガス 0.55 MPa を封入した. 各中間電位導体には, TPS の出力部に設けてある抵抗分圧器によりそれぞれ 200 kV 毎の異なる電圧を発生させ同時に印加可能である,

試験の結果, ITER で要求される 1200 kV, 1 時間の安定な電圧保持を確認した. さらに, NBTF 電源システムの異常時に発生する過電圧を想定した試験である印加電圧変動試験を実施した. この試験では, 定格運転電圧 1000 kV から過電圧の 1265 kV に数秒間で上昇させ 1 分間保持した後定格電圧に戻し, これを 5 回繰り返して絶縁破壊等の異常の無いことを確認した. その後, トランスミッションラインの残りの部分の耐電圧試験を継続した.

5.3.3 HV ブッシングの製作

HV ブッシングはトランスミッションラインの終端部に取付けられ, 各種の電源出力導体の絶縁と SF₆ ガス領域と真空領域を分離するものである. 図 8 に断面構造図を示す. これまで, 大型セラミックの開発を初めとし, 大面積多層構造の真空中電極の耐電圧特性を明らかにするなど, R&D と設計を重ねて実現したものである.

図 9 に, 製作した HV ブッシングの外側面 (SF₆ 領域側) の構造を示す. 5 段に重ねた絶縁リングと各電位のビーム加速電極部に供給する冷却水配管が取り付けられている. 図 10 には HV ブッシングの真空側から見た写真を示す. 各電位を分担し, 冷却水をビーム源に導入する配管をサポートし, 電圧を保持するためのスクリーン電極の端部が見える. 今後, 1 MV の耐電圧性能を確認した後, パドバの NBTF サイトへ輸送する計画である.



図9 HV ブッシングの外部構造.



図10 HV ブッシング内部.

5.3.4 輸送及び現地据付け工事の開始

製作試験の完了した電源機器は, 順次 4 回に分けてパドバまで輸送する. 第一便の主要な機器は, 200 kV, 400 kV, 600 kV の DCG とトランスミッションライン 1, さらにトランスミッションライン支持構造体を中心とする大型機器である. 図 11 に RFX 研究所に到着した DCG の昇圧変圧器の写真を示す. 予定通り 12 月中旬から機器の据付け工事を開始した. 図 12 にトランスミッションラインの一部の据付けの様子を示す.

5.4 まとめ

1 MeV, 40 A, 3600 秒の負イオンビームを発生させる ITER NB 実機試験施設 (NBTF) 用高電圧電源機器の製作を実施している. 日本での製作試験完了に従い, イタリア・パドバ RFX 研究所に 4 回に分けて輸送する. 第 1 便は, 200, 400, 600 kV の直流発生器と全長 100 m の伝送ラインの 8 割であり, 2015 年 12 月初旬に RFX 研究所の NBTF サイトに到着した. 中旬から予定通り据付け工事を開始した.



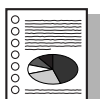
図11 イタリア・パドバRFX研究所に到着したDCG昇圧変圧器。

参考文献

- [1] V. Toigo *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **88**, 956 (2013).
- [2] 前島哲也 他：“19-096 ITER中性粒子入射装置用電源の超高電圧絶縁設計と開発” 第10回核融合エネルギー連合講演会（つくば，2014）。
- [3] H. Tobar *et al.*, *Proc. Symposium on Fusion Engineering (SOFE)* May 31-June 4, 2015, in Austin, Texas USA.
- [4] K. Watanabe *et al.*, *Nucl. Fusion* **46**, S-332 (2006).
- [5] K. Watanabe *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **69**, 4136 (1998).
- [6] 山中晴彦 他：“純水の高温領域における抵抗率変化特性の測定”，JAEA-Technology 2014-037.



図12 トランスミッションラインの据付け。



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

6. ITER 電子サイクロトロン波加熱・電流駆動システムの開発

6. Development of ITER Electron Cyclotron Heating and Current Drive System

池田 亮介, 小田 靖久, 梶原 健, 小林 貴之, 寺門 正之, 高橋 幸司, 森山 伸一, 坂本 慶司

IKEDA Ryosuke, ODA Yasuhisa, KAJIWARA Ken, KOBAYASHI Takayuki, TERAKADO Masayuki,

TAKAHASHI Koji, MORIYAMA Shinichi and SAKAMOTO Keishi

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年1月13日)

ITER (国際熱核融合実験炉) における電子サイクロトロン波加熱・電流駆動 (EC H&CD) システムは, 24本の1 MW ジャイロトロンを核として, 最大20 MW のミリ波ビームをプラズマに入射しプラズマの初期立上げ, 主加熱, 中心・周辺電流駆動, 新古典テアリングモードなどの電磁流体不安定性制御を行うシステムであり, ITER のファーストプラズマの着火も担うことが期待されている. 1990年代のジャイロトロン開発において多くの開発課題を克服し, 現在は, ITER の要求を満足する170 GHz, 1 MW ジャイロトロンの実現に目処がつき, その調達に向けて実機製作を開始したところである. また, コルゲート導波管を中心としたミリ波伝送技術開発の進展と共に, ミリ波ビーム入射系であるランチャーの開発や, 中性子遮蔽機能を有する構造物設計も進展し, ITER の水平ポート及び上ポートに取り付けるランチャーの最終設計が進められようとしている. 本章では, 最近の ITER EC H&CD システム開発の進展と日本の調達の現状について紹介する.

Keywords:

ITER, gyrotron, launcher, transmission line, millimeter wave, control system

6.1 はじめに

ITER (国際熱核融合実験炉) における電子サイクロトロン波加熱・電流駆動 (EC H&CD) システムの要求性能仕様は, プラズマ中に170 GHzのミリ波ビームを20 MW入射するというものであり, 主加熱, 中心・周辺電流駆動, 新古典テアリングモード (NTM) などの電磁流体不安定性制御を目的として使用することが計画されている. 特に, EC

H&CDはプラズマ初期立上げに用いられることから, ITER ファーストプラズマに唯一必要とされる加熱システムとして期待されている. 図1にITER EC H&CDシステムの構成を示す. 大電力ミリ波発振源であるジャイロトロン [1, 2], そのミリ波ビームを真空容器近くまで伝送するコルゲート導波管などにより構築される伝送系, そして, 20 MW のミリ波ビームパワーをプラズマへ入射するラン

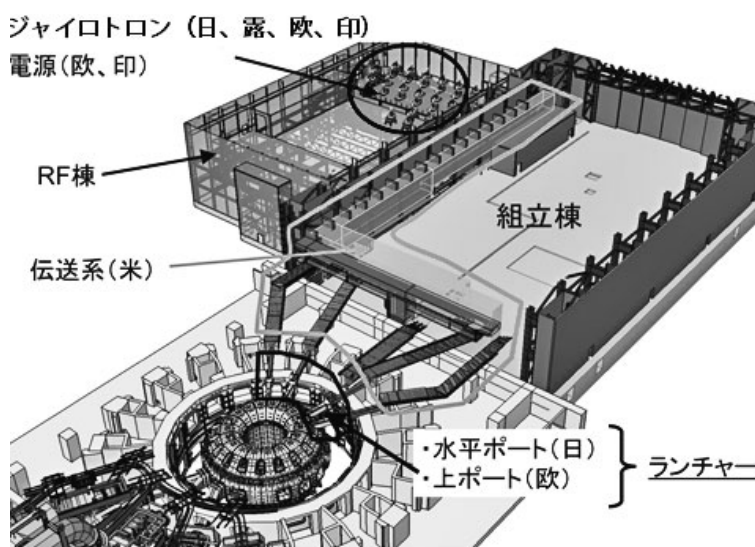


図1 ITER EC H&CD システムの構成と調達極.

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: ikeda.ryosuke@qst.go.jp

チャーから成る。ジャイロトロンは、日本とロシアがそれぞれ 8 本、欧州が 6 本、インドが 2 本で計 24 本を調達し、それぞれのジャイロトロンは、別途、欧州とインドによって調達される高電圧電源により駆動される。ジャイロトロン出力は、米国が調達する伝送系に結合し、最終的に真空容器ポートに設置するランチャーへと結合される。日本は水平ランチャーを 1 基、欧州は上ランチャーを 4 基、それぞれ調達する。

1990 年代の ITER 工学設計活動における R&D のひとつとして、100 GHz 帯ジャイロトロンの開発が進められ、それと共に大電力ミリ波伝送技術やミリ波ビームパワーの入射アンテナであるランチャーの機器開発や設計も順調に進展してきた。日本原子力研究開発機構（原子力機構）における ITER ジャイロトン開発においては、コレクター電位降下（CPD: Collector Potential Depression）を用いたエネルギー回収技術による総合効率 50% の達成 [3]、高次体積モード発振による 170 GHz, 1 MW 発振の成功 [4]、ジャイロトンへの人工ダイヤモンド窓の搭載 [5-7] などにより様々な技術課題が克服され、1 MW/800 秒という ITER の要求を満足する長パルス運転を実証している [8, 9]。2013 年 9 月には、日本は ITER 機構と調達取決めを締結し、2015 年 1 月に最終設計を確定して、機器の製作を開始している。ランチャーについては、中性子遮蔽構造を必要とし、かつ 20 MW という大電力を限られた空間内で取り扱うという JT-60U や DIII-D などの核融合実験装置におけるランチャーとは別次元の性能を有することが求められている。そのような要求性能仕様に基づく、要素機器設計・開発が着実に進展し [10, 11]、今まさに最終設計をスタートする段階にある。本章では、原子力機構において進めてきた ITER 用ジャイロトン、ランチャーの開発・設計、及び調達の現状を報告する。

6.2 ITER ジャイロトロンの開発・調達の現状

ITER EC H&CD システムにおける大電力ミリ波の発振システムは、1 MW 級ジャイロトン 24 台、同数の超伝導コイル、伝送系と取合う準光学整合器やジャイロトン用架台などの付属機器、冷却水マニホールドなどによって構成される。

6.2.1 ITER ジャイロトン開発の現状

図 2 に日本の ITER ジャイロトロンの外観写真を示す。ジャイロトロンは磁場中でサイクロトロン運動をする電子ビームと電磁界が相互作用するサイクロトロン共鳴メーザー効果を利用したマイクロ波発振管である [1, 2]。ジャイロトロンは、発振周波数が磁場により決定されるため、共振器における発振モードに高次モードを選択することが可能で、ミリ波帯のような短い波長に対しても比較的大きな共振器を使用することができるという特徴があり、特にミリ波帯の大電力発振を得意とする。現在、ジャイロトロンは、10~300 GHz の領域で、数百 kW から 2 MW までの出力を実現している。

すでに ITER ジャイロトロンの基本性能を実証していることから、ITER における運転条件の実証試験を進め

ている。ITER の要求を満足する 1 MW/800 秒運転（図 3）や、ITER における一日の運転状況を模擬した 800 kW/600 秒ショットの繰り返し運転を 2 週間にわたって行い、ITER における過酷な運転条件下でも信頼性が確保できることを実証した [12]。また ITER ジャイロトロンは、NTM 抑制を目的に最高 5 kHz までの高速パワー変調が要求されているが、原子力機構では変調技術の開発も進めた [13]。日本が調達する ITER ジャイロトロンは、三極管電子銃を持つ形式となっており、アノードとカソード間の電位によって電子ビーム電流を制御することが可能である。特に、ア



図 2 170 GHz 1 MW ジャイロトン外観。

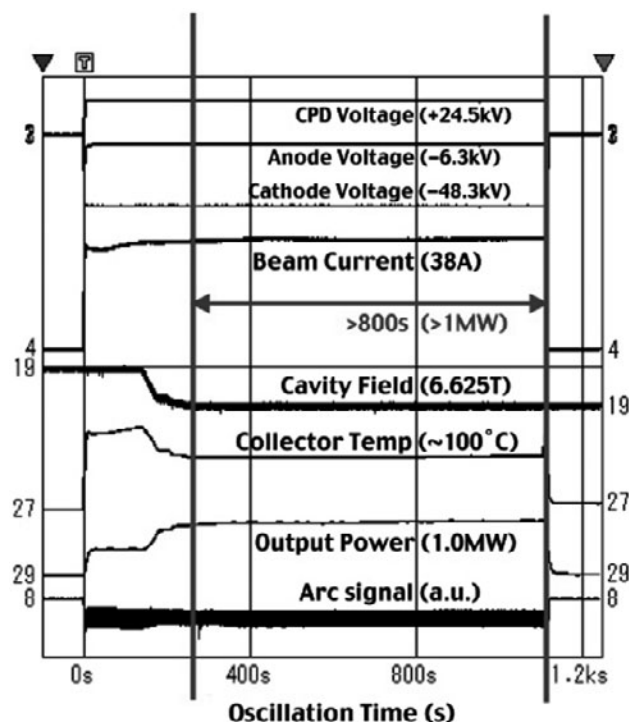


図 3 ジャイロトロン長のパルス運転波形 [9]。

ノードとカソード間を短絡させることにより、電子ビームを完全に停止させることができる。数十 A におよぶ電子ビーム電流を主電源で制御する方式に比べて、アノードとカソード間の短絡回路にはわずかな電流しか流れないため半導体ベースのスイッチ回路が適用でき、簡略なシステムで変調運転を実現することができる。

原子力機構では、図 4 に示すアノードスイッチを用いた変調システムを導入し、ITER ジャイロトロン的高速パワー変調の実証実験を行ってきた。数 kHz の高速変調の場合、各パルスの発振時における競合モードを抑制することが重要となる。そこで、図 5 に示すように、電圧の立ち上がり遷移時間を制御することによって競合モードの発振時間を数 μ 秒まで抑え、高速パワー変調を大電力で長パルス維持することができるようにした。これにより、1 MW ピーク出力にて 5 kHz でのパワー変調の 60 秒運転に成功し、ITER で要求される運転条件を満足する変調運転を達成した[13]。

ITER ジャイロトロンのプロトタイプ、並びに原子力機構の試験設備は、EC H&CD 機器の大電力試験のミリ波源として活用されている。例えば、ITER EC H&CD 伝送系のためのコルゲート導波管や偏波器などの伝送機器開発を米

国 General Atomics 社と共同で進め、伝送機器開発の進展に貢献した[14]。EC H&CD システム伝送系のトリチウム境界を担うダイヤモンド窓ユニットの大電力試験については、原子力機構独自の開発計画として、またドイツ・カールスルーエ中央研究所との共同研究として、大電力試験を行い、MW レベルで 100 秒以上の長パルス伝送を実証し、実機設計の完遂にも大きく貢献した[15-17]。このほか、ITER ジャイロトロンのプロトタイプは、トカマク環境下での運転実証試験を目的として、KSTAR の EC H&CD システムのミリ波源として韓国に貸与され、2015 年には 0.65 MW で 50 秒間のプラズマ入射を行い、電子加熱・電流駆動実験を行った[18]。

6.2.2 ITER ジャイロトロン調達の現状

日本における ITER ジャイロトロン調達の活動は、2013 年 9 月に ITER 機構と原子力機構の間で調達取決めを交わして開始された。ITER ジャイロトロン調達の要求性能は調達極に関わらず表 1 のように統一されている。その調達範囲は、ジャイロトロン本体に加え、ジャイロトロン発振に必要な磁場を発生させる超電導マグネット、出力を伝送系に結合するための準光学整合器、制御システム、架台、各種補助電源類、冷却水マニホールドなどを含んでいる。これらの各機器は製作後、原子力機構において受入れ試験として、コンディショニング及び性能試験を行い、ITER 機構に納入後、現地据付け・試験を実施する計画となっている。原子力機構の ITER ジャイロトロン製作に関わる調達取決めにおいては、この工場試験、並びに据え付け後の現地試験完了までが調達責任範囲となっている。

これまでに、ジャイロトロンを構成する絶縁セラミック及びダイヤモンド窓の製作、並びに超電導マグネットの製作が進められ、2016 年度よりジャイロトロン本体の製作が開始される。2016 年末に実機 ITER ジャイロトロン第 1 号機が納入され、2017 年より原子力機構において試験を実施し、ITER への輸送に備えることとなる。

この試験に向け、原子力機構のジャイロトロン試験設備は ITER の電源構成を模擬したシステムへの更新を進めており、ITER で予定される運転シーケンスでの運転をめざしている。特に、この試験設備の制御システムに ITER 制御・データ収集・情報伝達 (CODAC) システムに準拠した制御システムを導入し、ITER ジャイロトロン調達の運転シーケンスを実装して各運転シナリオを事前に模擬運転・

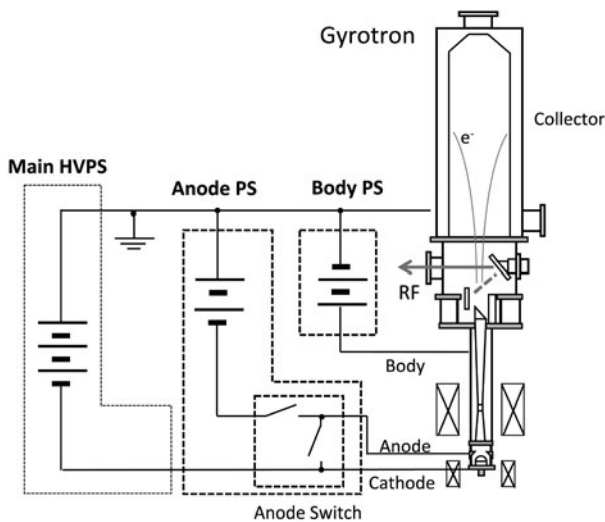


図 4 ITER 用ジャイロトロン電源システムの概略。

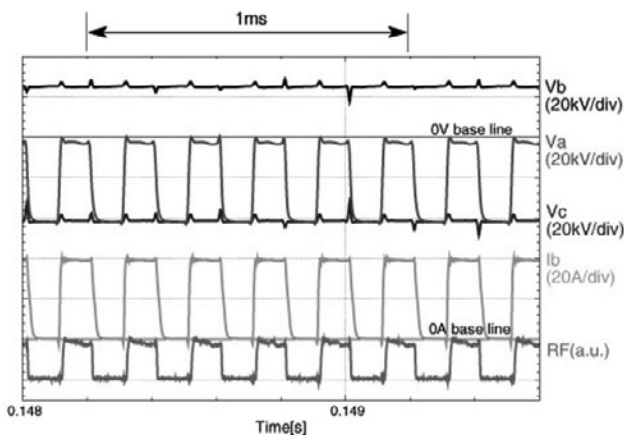


図 5 変調運転の運転波形[13]。

表 1 ITER ジャイロトロン調達の要求性能仕様。

要求性能項目	性能仕様
定格出力	0.96 MW (準光学整合器出力にて)
周波数	170 ± 0.3 GHz
パルス幅	3600 秒
運転デューティ	25%
信頼性	95%
パワー効率	50% (CPD 運転にて)
出力ミリ波ビーム特性	>95%
HE ₁₁ モード純度	(63.5 mmφ 導波管)
0~1 kHz 変調	100% パワー変調
1~5 kHz 変調	50% 以上 パワー変調

試験することにより、ITERにおける実システムへの円滑な統合をめざしている[19]。

以上のように、調達のための製作が進んでおり、他極が調達する機器とのインターフェースの整合性などの調整を平行して進めている。また日本が調達するITER ジャイロトロンの加速電源（アノード電源・ボディ電源）は調達極が確定していなかったが、日本が調達を担当する方向で調整を進め、2016年1月を目標に調達取決めの改正を行って、日本の調達機器とする予定である。これにより、原子力機構で試験を進めていたITERに向けたジャイロトロンと加速電源を一体とした開発の成果を最大限に反映することが可能となり、ITERサイトでの5 kHz高速変調運転が達成できる見通しである。

6.3 ITER 水平ランチャー開発・設計の現状

ITERECH&CDシステムのランチャーは、真空容器の1つの水平ポート、及び4つの上ポートのそれぞれに設置される予定で、水平ポートからは20 MW、上ポートからは1ポートあたり8 MWのパワーを入射する設計要求となっている[10, 11]。水平ポートランチャーは日本、上ポートランチャーは欧州が調達する予定である。

6.3.1 トロイダル可変水平ランチャーの設計[10, 11]

当初、ランチャーのミリ波性能要求仕様は、1) 20 MW入射、2) ポロイダル入射方向は 0° に固定、駆動電流制御を目的として、3) トロイダル入射角可変（順方向： $20^\circ \sim 40^\circ$ 、逆方向： $-40^\circ \sim -20^\circ$ ）であった。また、将来予定しているパワーアップグレードを考慮し、ミリ波伝送ライン1本あたり1.8 MWのパワー伝送（トータル40 MW入射）を可能とする要求となっていた。図6に、トロイダル可変水平ランチャーの鳥瞰図を示す。高エネルギー中性子やプラズマからランチャー内機器を保護するために遮蔽ブランケット（BSM: Blanket Shield Module）を前方に設置し、その後方に配置したポートプラグと呼ばれるケースの内部に、ミリ波伝送機器や遮蔽構造物などが格納される。遮蔽

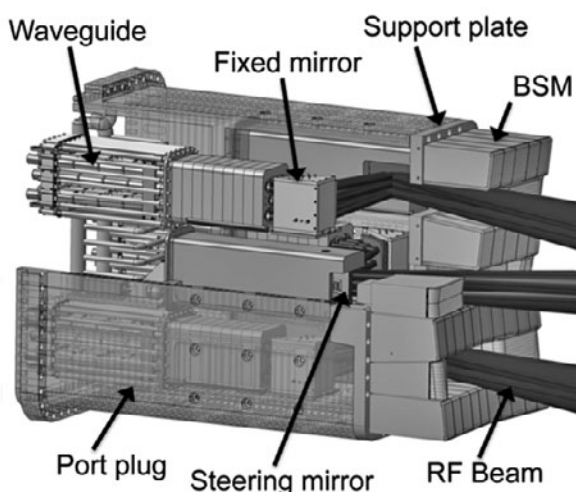


図6 トロイダル可変水平ランチャー。遮蔽ブランケット（BSM）、可動／固定ミラー、導波管等を格納するポートプラグから構成される。

ブランケットは、14個のモジュールから成り、ミリ波ビームパワーを放射する3つの開口部を有する。各モジュールには、電磁力低減のための縦方向スリットが導入されている。

ポートプラグ内に設置されるミリ波伝送路は上・中・下段モジュールに分かれ、各モジュールとも8本の導波管と、固定及び回転可能な2枚のミラーから構成され、それぞれのモジュールから可動ミラーを回転させることにより、 $\pm 10^\circ$ の範囲で所定方向に6.7 MWのミリ波ビームパワーを入射する設計である。上・下段モジュールからは順方向電流駆動が、中段モジュールからは逆方向電流駆動が可能となる方向にミリ波ビームパワーを入射することができる。この他に、プラズマからの高エネルギー熱流束、及びミリ波損失、核発熱などによる機器の発熱や瞬時のプラズマ崩壊時に誘起される電磁力に対する構造健全性、中性子に対する遮蔽も不可欠で、さらに、真空容器や冷却システム、遠隔保守機器などの周辺機器との取合いにおける整合性も念頭に要素機器設計・開発を進めてきた。ランチャーの後部は伝送系機器であるコルゲート導波管と取り合い、ランチャー内のコルゲート導波管は真空・トリチウム境界である圧力閉止板を貫通する。その導波管前方に設置する固定ミラーは、対面にある可動ミラーより後方に約20 cm下げる上に、固定ミラーの前側に遮蔽体を設置して中性子遮蔽性能を向上させる設計とした。この構造条件で、基本波（ HE_{11} モード）のみの伝送を仮定し、ミラー形状やプラズマ内のミリ波吸収位置でのビームサイズなどをパラメータとして、高効率伝送を達成すべくミリ波設計を進めた。その結果、導波管出口からランチャー出口までの伝送効率99%、1ビームラインあたりのパワーを1 MWとした場合の可動ミラー上の最大熱負荷は、 2.1 MW/m^2 となり、高効率伝送性能を維持したまま、ミラー上で低熱負荷を達成できる基本設計（図6）を確立した。

この基本設計に基づき、図7に示す水平ランチャーのミリ波伝送モックアップ（1モジュール分、順方向入射）を製作し、基本設計の有効性確認を目的とした大電力ミリ波伝送実験を行った。前節で記述したITER ジャイロトロンプロトタイプとITERで想定しているコルゲート導波管などの伝送系機器により構築したシステムをモックアップと接続し、100 kW程度のミリ波ビームパワーをモックアップに結合させた。モックアップ前方には、プラズマ吸収位置に相当する位置にミリ波吸収体スクリーンを設置してモックアップから放射されるミリ波ビームの放射分布を測定した。その結果を図8に示す。上から順に、放射設定角度を 20° 、 30° 、 40° とした時のミリ波ビーム強度分布である。ほぼ設定角度通りに放射されることが確認できた。本実験では歪んだ放射分布が観測されたが、放射分布の位相再構成によるミリ波伝播モード評価により凡そ30%程の高次モードが混在していたことが確認できており、放射分布の歪みは高次モードの影響であることも判明している。この結果は、ジャイロトロンからランチャーまでの間をできる限り高い割合（90%～95%）で基本波モードを維持して伝送させることが重要であることを意味している。原子力

機構では、まずミリ波ビーム中の伝播モード成分の割合を位相再構成計算によって定量化する手法を考案し、ジャイロトロンから出力されるミリ波ビームを伝送系（導波管）に入射角度 0.2° 以内、かつオフセット 2 mm 以内で結合させる必要があることを明らかにした[20, 21]。さらに、ジャイロトロンからランチャーまでの伝送系（導波管やマイターバンド）機器を据付ける際の高精度な軸合わせが必要であることを明らかにした。

この他にも、BSMやポートプラグについても除熱性能と耐電磁力、製作性（HIP 接合、TIG 溶接、接合検査など）を

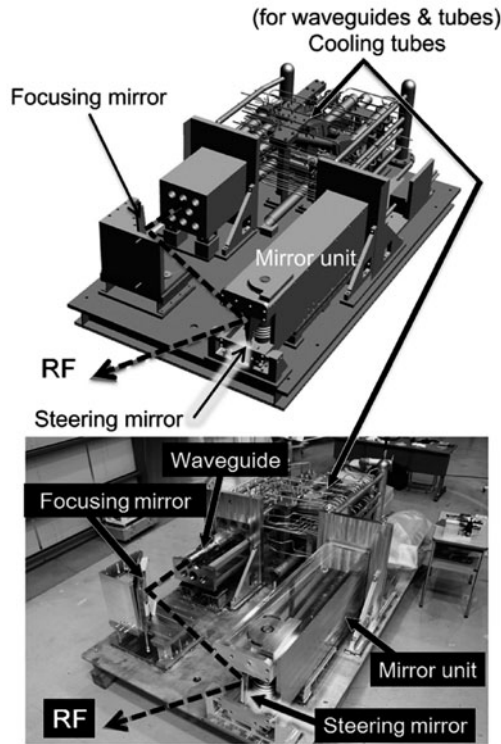


図7 トロイダル可変水平ランチャーのミリ波伝送モックアップ。上：CAD、下：モックアップ写真。

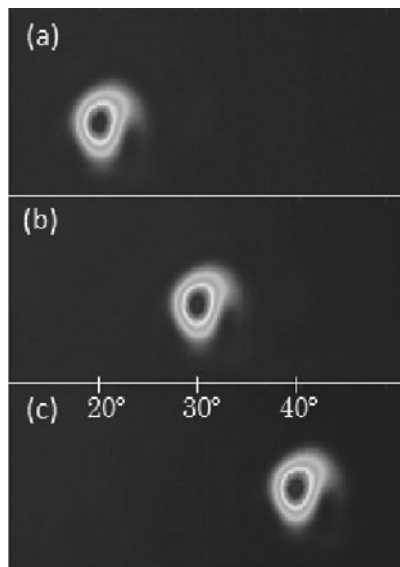


図8 水平ランチャーモックアップからの放射ビーム分布。放射角度(a) 20° 、(b) 30° 、(c) 40° 。

考慮した設計を進めた。BSMの代表的な形状の設計における熱流動解析としてプラズマからの輻射熱、及び想定される核発熱（体積発熱率）を入力条件として計算した結果、構造内部で冷却チャンネルから遠い領域で 300°C 強、モジュールコーナー部で 200°C 程度の温度となることが明らかとなり、十分な除熱性能を確認できた。こうした詳細設計に基づいた水平ランチャー用遮蔽ブランケットプロトタイプ（図9）を製作し、製作性を考慮した最終設計に向けて、製作の条件や手順などのデータを取得した。

6.3.2 ポロイダル可変ランチャーへの設計変更[22]

前項のように、ミリ波ビーム入射のトロイダル方向可変水平ランチャーの設計を進め、基本設計を確立した。ところが、ミリ波ビーム入射方向をポロイダル方向可変とすることにより、プラズマ周辺部（ $\rho = 0.4a \sim 0.6a$ ， a ：プラズマ小半径）における電子サイクロトロン波電流駆動（ECCD）効率が倍増することが欧州の研究者らにより明らかにされ[23]、2013年9月にミリ波ビーム入射可変方向をトロイダル方向からポロイダル方向へ変更する設計変更要求がITERのベースライン設計に組み込まれた。これに基づき、現在の水平ランチャー要求性能仕様は、表2に示

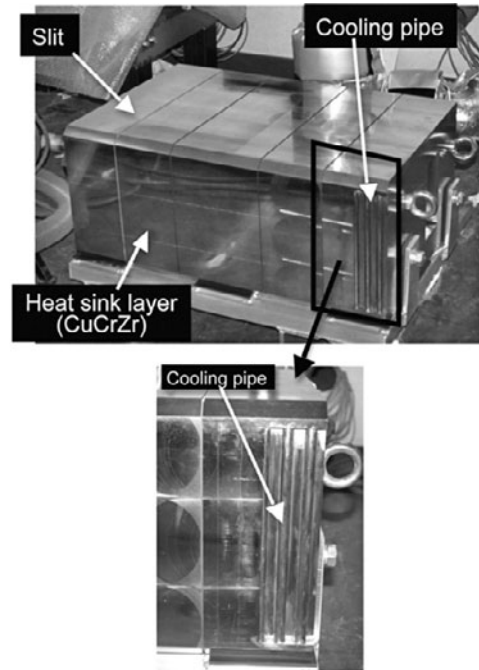


図9 水平ランチャー用遮蔽ブランケットプロトタイプ。

表2 ITER ポロイダル可変 EC ランチャーの要求性能仕様。

要求性能項目	性能仕様
伝送パワー & 周波数	1.5 MW/line & 170 ± 0.3 GHz
伝送効率	99% ($HE_{11} = 100\%$)
固定ミラー熱負荷	≤ 5.0 MW/m ²
可動ミラー熱負荷	≤ 3.0 MW/m ²
ポロイダル角度可変範囲	Top: $-10^\circ \sim +10^\circ$, counter Middle: $-5^\circ \sim +30^\circ$, co Bottom: $+10^\circ \sim +30^\circ$, co
トロイダル角度	Top: -20° Middle/Bottom: $+25^\circ$

すようにポロイダル方向可変に変更された。それ以降は、ポロイダル方向可変水平ランチャー設計の確立に向け、ミリ波伝送モジュールや遮蔽ブランケットなどの設計改良を進めている。

図10に改良設計中のポロイダル可変水平ランチャーの鳥瞰図を示す。3つのミリ波伝送モジュール構造コンセプトは維持し、かつ各モジュール8本のコルゲート導波管と、固定及び回転可能な2枚のミラー構成も維持した設計としている。一方、ミリ波ビーム入射方向については、上段モジュールからは逆方向電流駆動を可能とするトロイダル固定角度を -20° とし、中・下段モジュールからは順方向電流駆動を可能とするトロイダル固定角度を 25° とする設計に変更した。ミリ波設計手法は、トロイダル可変ランチャー時と同様に、遮蔽ブランケット開口部サイズやミラー形状・サイズ、導波管設置角度、プラズマ内のミリ波吸収位置におけるビームサイズなどをパラメータとしてミリ波伝播計算（設計）を進めた。例として、上段モジュール設計のミリ波伝送特性を図11に示す。縦軸はミリ波伝送

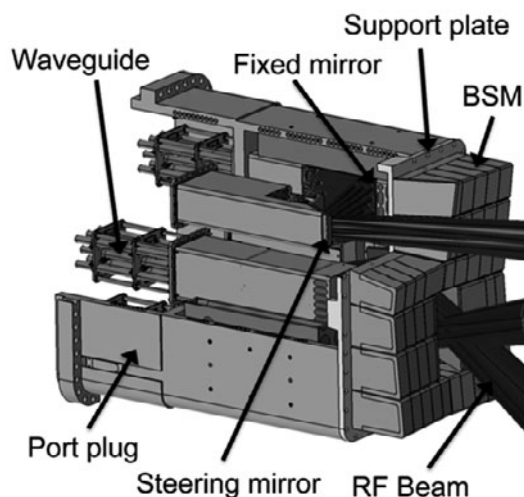


図10 ポロイダル可変水平ランチャー。

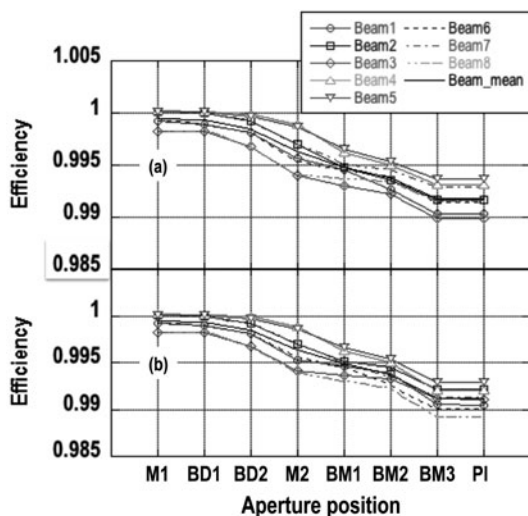


図11 上段モジュールミリ波設計におけるミリ波ビーム伝送効率。(a) $+10^\circ$ 放射、(b) -10° 放射。M1/2:固定/可動ミラー、BD1~2:ミラー間ビームダクト、BM1~3:BSM開口部、PI:プラズマターゲット。

効率、横軸は伝送位置を表し、例えば、M1とM2はそれぞれ固定ミラーと可動ミラーの設置位置、BM1~3は遮蔽ブランケット開口部の入/出口を示している。導波管の設置角度と各ミラーの形状を調整して導波管出口からランチャーの出口に相当するBM3までの伝送効率が99%となるミリ波設計が得られている。コルゲート導波管内を伝播してくるミリ波ビームの伝送モードは、基本波(HE_{11} モード)を100%としている。また、この設計条件で、導波管内で伝播してくる可能性のある最も代表的な高次モード(HE_{21} モード)を10%考慮して伝播させた場合の伝送効率低下は、2%以内に収まることが明らかとなった。この伝送効率低下分のパワーは、ランチャー内部でミリ波が散乱し、ビームダクトを形成する内部遮蔽体やBSMで熱化するため、積極的な冷却構造を有する設計とする必要があることを示している。

遮蔽ブランケットの設計改良については、図10に示すように、ポロイダル方向可変ミリ波ビーム入射を実現するための縦方向開口を構成するモジュール配置設計を進め、有限要素解析により耐電磁力性を評価した。その結果、トロイダル可変ランチャーと同様の縦方向スリットを有する構造を維持することで、全てのBSMの回転モーメントが設計許容値以下となることを確認した。また、図10から明らかのように、中・下段モジュールから放射されるミリ波ビームは、共通の遮蔽ブランケット開口部を通る。このように遮蔽ブランケットの設計を工夫し、ビーム開口面積を縮小して中性子遮蔽性能の向上が期待できる。実際、核解析の結果から、ランチャー後方部における停止後線量率がトロイダル方向可変ランチャーより約20%低減できることも判明している[24]。

以上のように、ミリ波ビームパワー入射可変をトロイダル方向からポロイダル方向へ変更するという大きな設計変更が示されつつも、最も重要であるミリ波伝送要求を満足するミリ波設計の見直しや、中性子遮蔽性の向上を目指したランチャーの改良設計を進めており、ランチャーの最終設計確定に向けて着実に進歩を遂げている。

6.4 まとめ

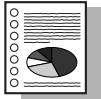
ITER用170 GHz ジャイロトロン開発においては、1 MW/800秒、及び総合効率50%以上を達成し、さらに、1 MW ピーク出力での5 kHz パワー変調運転に成功し、ITERで要求されている運転条件を全て満足するジャイロトロン開発が進展した。この結果を受けて、ジャイロトロン本体やジャイロトロン用超電導コイルの製作が開始され、ジャイロトロン本体の第1号機は、2016年12月に完成予定である。

ITER用水平ポートランチャーについては、2012年までに入射ミリ波ビームをトロイダル方向可変とする基本設計を確立すると共に、要素機器開発を進め、最終設計に向けて必要な機器製作の条件や手順などのデータを取得した。現在は、2013年9月に承認されたECCD効率向上を目的とした入射ミリ波ビームをポロイダル方向可変とする設計変更要求に基づくミリ波設計の見直しや、中性子遮蔽性能向

上をめざした改良設計を進めており、ランチャーの最終設計確定に向けて着実に進展している。

参考文献

- [1] F.A. Flyagin *et al.*, IEEE Trans. Microw. Theory Tech. **25**, 514 (1977).
- [2] A.A. Andronov *et al.*, Infrared Phys. **18**, 385 (1978).
- [3] K. Sakamoto *et al.*, Phys. Rev. Lett. **73**, 3532 (1994).
- [4] K. Sakamoto *et al.*, J. Phys. Soc. Jpn. **65**, 1888 (1996).
- [5] O. Braz *et al.*, Int. J. Infrared Millim. Waves **18**, 1495 (1997).
- [6] A. Kasugai *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **69**, 2160 (1998).
- [7] K. Sakamoto *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **70**, 208 (1999).
- [8] K. Sakamoto *et al.*, Nat. Phys. **3**, 411 (2007).
- [9] A. Kasugai *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 054009 (2008).
- [10] K. Takahashi *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 054014 (2008).
- [11] K. Takahashi *et al.*, Fusion Sci. Technol. **67**, 718 (2015).
- [12] K. Kajiwarra *et al.*, Plasma Fusion Res. **4**, 006 (2009).
- [13] K. Kajiwarra *et al.*, Nucl. Fusion, **53**, 043013 (2014).
- [14] R.W. Callis *et al.*, 23rd IAEA Fusion Energy Conf., Republic of Korea, ITR/P1-09 (2010).
- [15] K. Takahashi *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 85 (2013).
- [16] J. Doane *et al.*, Fusion Eng. Des. **93**, 1 (2015).
- [17] S. Schreck *et al.*, Fusion Eng. Des. **96-97**, 593 (2015).
- [18] J.H. Jeong *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 380 (2013).
- [19] 小田靖久 他：プラズマ・核融合学会誌 **90**, 365 (2014).
- [20] Y. Oda *et al.*, J. Infrared Millim. Terahertz Waves **31**, 949 (2010).
- [21] Y. Oda *et al.*, Fusion Sci. Technol. **61**, 203 (2012).
- [22] K. Takahashi *et al.*, Fusion Eng. Des. **96-97**, 602 (2015).
- [23] D. Farina *et al.*, Phys Plasmas **21**, 06154 (2014).
- [24] K. Takahashi *et al.*, 23rd International Conference on Nucl. Eng., Chiba Japan, Proc of ICONE-23 (2015).



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

7. ITER ダイバータ・ターゲットの開発

7. Development of ITER Divertor Target

江里 幸一郎, 鈴木 哲, 関 洋治

EZATO Koichiro, SUZUKI Satoshi and SEKI Yohji

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2015年12月28日)

日本原子力研究開発機構(原子力機構)はITER(国際熱核融合実験炉)計画実施の国内機関(JADA)として、国内メーカーと協力し、2012年からITER用タングステン(W)・ダイバータの製作技術開発に着手した。開発プログラムの第二段階として、2014年にダイバータ受熱部であるプラズマ対向ユニット(PFU)の実機長プロトタイプを製作し、試験した。本プロトタイプ製作を通じてPFU製作性並びに超音波探傷といった非破壊検査による検査手法の適用性を実証した。PFUプロトタイプの寸法計測により、PFUへの寸法要求が組み立てとギャップ制御の改善により達成可能な見通しを得た。製作したPFUプロトタイプは、ITER機構(IO)立会のもとロシア・エフレモフ研究所において高熱負荷繰返し試験を実施し、ダイバータ中最高熱負荷に曝されるターゲット部において熱負荷要求条件 $20 \text{ MW/m}^2 \cdot 10 \text{ 秒}$ での設計サイクルの3倍以上に相当する1000サイクルに耐えることを実証した。

Keywords:

ITER, Divertor, Plasma-Facing Unit, Tungsten

7.1 はじめに

ITER(国際熱核融合実験炉)ダイバータ(図1)はITER計画参加7極のうち、日本、欧州(EU)、ロシアの3極が機器(外側、内側ターゲット、ドーム(リフレクタープレートを含む))を各々分担して製作し、製作した機器をEUがカセットボディに組み込み、ITER真空容器内に装荷する計画となっている[1]。ITERダイバータは真空容器下部に設置される。内側及び外側ターゲットは炉内機器の中で唯一磁場と交差するため、定常運転時の熱負荷として最大 20 MW/m^2 に10秒間耐えることが要求されている。この高い熱負荷を除去するため、ターゲットは高速の冷却水(4 MPa, 70°C , $\sim 10 \text{ m/s}$)を銅合金(CuCrZr)製冷却管に流す強制冷却機器である。プラズマからの粒子負荷及びディスラプションやEdge Localized Mode(ELM)といった過渡的熱負荷による各種損傷(表面損傷や溶融)を防ぐため、銅合金製冷却管はブロック状の表面保護材(炭素系複合材料やタングステン製で、モノブロックと呼ばれる)に冶金的に接合されている。ITERダイバータ外側ターゲット(Outer Vertical Target, OVT)では、約2mの冷却管に140-150個のモノブロックを接合する必要がある、ダイバータカセット1基あたり、22流路(このポロイダル方向の各冷却要素をプラズマ対向ユニット(Plasma-Facing Unit, PFU)という)が設置される。ITERダイバータは58カセットが真空容器内に装荷されるため、OVT全体では予備も含めて約20万個のモノブロックを冷却管に接合する

必要があり、ITERダイバータ製作上最も困難な挑戦の一つである。

これまで原子力機構は、PFU下部領域の表面保護材料候補であった炭素系複合材料(Carbon-fiber composite, CFC)を用いた強制冷却型ダイバータの開発を進め、国内実施機関(JADA)として、2009年に外側ターゲット調達

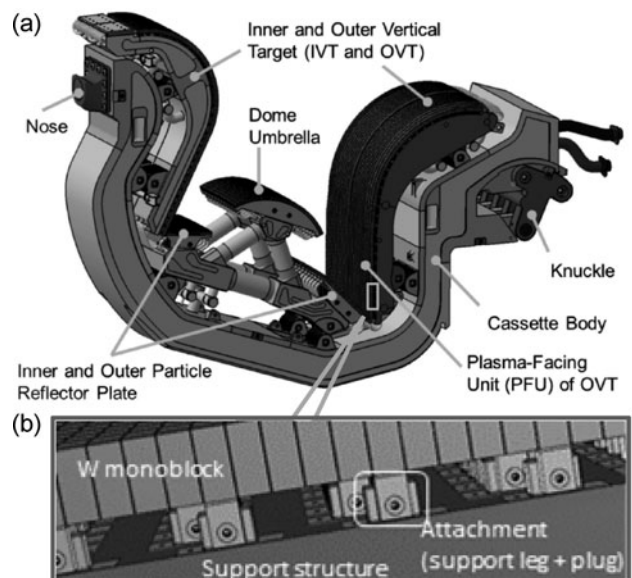


図1 (a)ITER タングステンダイバータの概要及び (b)支持構造体へのWモノブロック固定構造。

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

Corresponding author's e-mail address: ezato.koichiro@qst.go.jp

契約をIOと結び、実機長プロトタイプ製作に着手した[1]。しかしながら、ITER計画の見直しの一環として、2011年、ITER機構(IO)は科学技術諮問委員会(STAC)および運営諮問委員会(MAC)において、これまでのターゲット部の表面保護材料として炭素繊維複合材料とタングステン(W)を用いた設計に変更し、ITER初期運転から、すべての表面保護材料をWとするフルWダイバータ・ターゲットの使用を提案した。ITER理事会(IC)は2年間のフルWターゲットに関する研究開発を了承し、2013年中にダイバータ表面(アーマ)材料の最終選定を行う事を決定した。これを受けて、JADAとIOはR&Dタスク契約(フルWターゲットの認証プログラム)を結び、JADAは日本産業界との協力のもと、ITERダイバータ用フルWターゲットの開発に着手した[1,2]。7.2で述べる小型試験体の結果及びIOによる設計・検討結果を合わせた最終設計レビュー会合が2013年6月に行われた。欧州製Wモノブロックに巨視的な割れが頻発していたことから、別途W材料特性を詳細に調べるR&Dプログラム[3]を立ち上げることを条件にWダイバータの設計が了承され、2013年11月にICはITER初期運転からダイバータにおけるすべての表面保護材料をWとする決定を行った[4]。本章は、本認証プログラム概要および実機長プロトタイプ製作および加熱試験の結果を報告する。

7.2 Wダイバータ認証プログラム[5,6]

本認証プログラムは2012年初めにIOが計画し、以下の2段階で構成される。

(1) 要素技術開発及び確証：本段階では小型試験体を用いたフルWダイバータ用PFUのWモノブロックと冷却管の接合技術開発とその加熱試験による確認及びWモノブロックのOVT支持構造体への接続部の荷重試験を実施した[2]。

JADAは、Wモノブロック5個がCuCrZr製冷却管に接合された小型試験体を6体製作した。これらの試験体に対し、ロシア・エフレモフ研究所(RFDA)に設置された電子ビーム加熱装置(ITER Divertor Test Facility, IDTF)[7]において、IO主導・立会のもと繰り返し高熱負荷試験が実施された。その結果、JADAが製作した6体の試験体の全てのWブロック及びそれらの接合部が $10\text{ MW/m}^2 \cdot 10\text{秒} \cdot 5000\text{サイクル}$ かつ $20\text{ MW/m}^2 \cdot 10\text{秒} \cdot 1000\text{サイクル}$ の熱負荷に耐えることが実証された[2,5,6]。この結果はICによるダイバータ表面材料決定の一役を担い、JADAは認証プログラムの第二段階に進み、2014年よりPFU実機長プロトタイプの製作に着手した。

(2) 実機長プロトタイプの製作及びその高熱負荷試験による技術実証：本認証プログラムの中で最も厳しい要求は、設計熱負荷に対する熱・機械疲労性能をプラズマ対向ユニット(PFU)実規模プロトタイプにより実証することである。実証目標は加熱条件を10秒加熱・10秒冷却として、設計熱負荷である 10 MW/m^2 に対して5000サイクル及び 20 MW/m^2 に対しして300サイクルに耐えることである。JADAは国内メーカと協力してPFUプロトタイプを製作

し、IO立ち会いの下RFDAが高熱負荷試験を2015年秋に実施した。

7.3 実規模プロトタイプによる実証

7.3.1 実機長PFUプロトタイプの製作

JADAは実規模PFUプロトタイプ7本を異なる国内メーカ2社(PFU製作社)と協力して製作した。このうち、6本はIOの品質保証管理下において製作し、残り1本を予備として製作した。この実規模PFUプロトタイプは、図2に示すように最も高い熱負荷を受けるターゲット部(直線部)に56枚、バッフル部(湾曲部)に90枚、合計146枚のWモノブロックが銅合金(CuCrZr)製冷却管に冶金的に接合されている。これらのWモノブロックはJADAの管理の下、IO材料仕様[1,3]に従って製造された圧延W板から製作され、W製造メーカによりWモノブロックとCuCrZr冷却管接合に必須の無酸素銅(Cu)緩衝層(肉厚1.3mm)を接合されたものをPFU製作社に支給したものである。

ターゲット部のWモノブロックの寸法は、幅27.8mm、高さ28mm、軸方向厚さ12mmであり、冷却管頂上からWブロック表面までの肉厚は7.7mmである。バッフル部寸法は幅のみが0.5mm刻みで27.8mmから31.5mmまで段階的に増加する。本PFUプロトタイプにおけるWモノブロック表面は、熱負荷試験を主眼とするため、リーディング・エッジでのWブロック端部の溶融を防ぐのに必要とされる、角の面取りやトロイダル方向の傾斜は再現されていない。

WモノブロックとCu緩衝層の接合技術はW製作メーカにより異なるが、これまで共同で直接鋳造法、高温等方加圧(HIP)法および単軸拡散接合法を開発してきた[1,2]。これまでの試験結果では、前2者の接合方法がITER要求を満足できる見通しを得ている。単軸拡散接合法に関しては、より接合強度を高めるよう開発を続行している。これらのW/Cu接合部はW製作メーカにより超音波探傷を行い、欠陥のないものをPFUプロトタイプへの組み立て・接合に使用した。CuCrZr冷却管は外形15mm、内径12mmであり、内表面の平滑度は $Ra < 1.6\mu\text{m}$ である。

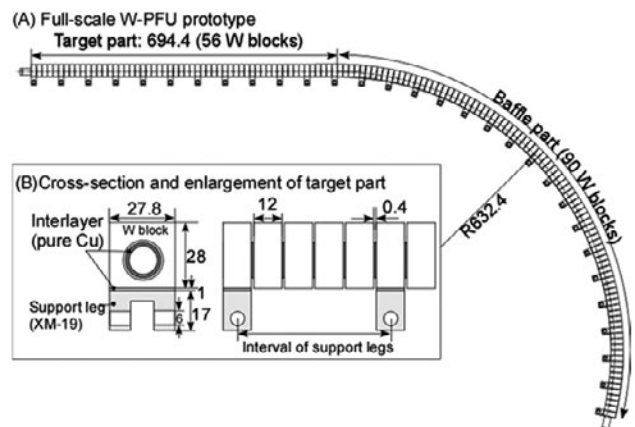


図2 実規模長フル・タングステン・プラズマ対向ユニット・プロトタイプの概要。

CuCrZr は析出強化型銅合金であるため、その機械的特性は熱処理に大きく依存する。そのため、ITER 用 PFU 冷却管に使用する CuCrZr 管は W モノブロック接合後において機械強度および結晶粒径に関する IO 仕様[1]を満たすように銅合金メーカーと共同で開発したものである。

PFU の組立・接合工程の概略は以下のようなものである。

1. CuCrZr 管の両端にステンレス製支持構造体に接続するためのステンレス配管を溶接する。ただし、CuCrZr はステンレス系材料との直接溶接が難しいため、Ni 基合金（ここでは Alloy 625）を介して溶接する。溶接部は放射線探傷検査（RT）や浸透探傷検査（PT）の非破壊検査を行い、溶接品質を確保する。
2. 全146個中30個の W モノブロックに特殊ステンレス XM-19[1]製ブロックを、Cu 緩衝層を介して HIP やロウ付けにより接合する。接合部に対して超音波探傷検査（UT）を行う。検査に合格した XM-19製ブロック部は図 1、図 2 に示すような支持脚最終形状に加工される。
3. W モノブロックに予め接合されている Cu 緩衝層内部にロウ材と CuCrZr 冷却管を挿入する。ロウ材は、中性子により蒸気圧の高い元素に核変換されることを防ぐため、銀・金を用いない Ni-Cu-Mn 合金系箔を使用する。W モノブロック間のギャップはスペーサを挿入することにより管理する。W モノブロックの管軸方向厚さは公差内のバラツキがあるため、ギャップはスペーサ厚みを変えて調整する必要がある。ロウ付け熱処理後のギャップ測定結果は7.3.2.3で紹介する。
4. バッフル部に相当する W モノブロック90枚に挿入されている CuCrZr 冷却管を、専用ジグを用いて所定の曲率になるよう曲げる。
5. 組み上げた PFU プロトタイプを真空炉で熱処理する。熱処理は CuCrZr の溶体化温度にあわせたロウ付け温度980℃に保持した後、ガス冷却する。さらに CuCrZr の時効処理温度480℃で再加熱・保持した後、ゆっくりと冷却する。ガス冷却速度は約 1℃/s を目指し、W/Cu/CuCrZr の健全な接合と CuCrZr 管の強度回復を両立させている。熱処理の際、CuCrZr 管のサンプルを同時に熱処理し、製作熱処理後の CuCrZr 管の強度を確認する。今回の PFU プロトタイプ製作後に測定した、CuCrZr 管の機械特性を次節で紹介する。
6. 熱処理後の W/Cu、Cu/CuCrZr の全接合部に対し

て、UT を実施する。その結果を7.3.2.2で紹介する。

その他、耐水圧試験（圧力 7.15 MPa）や真空リーク試験（許容リーク率： 1×10^{-10} Pa/m³/s）を実施する。その後、除熱性能を高めるため、ねじりテープ（Cu 製）を冷却管に挿入し、固定する。

今回の PFU プロトタイプの製作では 7 本のプロトタイプを製作し、W モノブロックと Cu 緩衝層の接合法として、単軸拡散接合と HIP を採用している。表 1 に示す試作したプロトタイプの U013、U014 及び U017 は前者の接合方法を、U015、U016、U018 及び U019 は後者の接合方法を使用した。

7.3.2 熱処理後の PFU プロトタイプ試験検査結果

7.3.2.1 熱処理後の CuCrZr 管の機械強度

前述のように CuCrZr は析出硬化型銅合金の一種であるため、その機械特性は熱処理状況（保持温度・時間・冷却速度）に影響を受ける。そのため、接合熱処理後の CuCrZr の機械特性が IO 要求値を満たしているか、確認する必要がある。表 1 は PFU プロトタイプのロウ付け・時効処理と一緒に熱処理された CuCrZr 管の室温と 250℃における機械特性の計測結果を示す。左のカラムは PFU プロトタイプの識別番号を示しており、U013～U016 と U017～U019 は別々の PFU 製作社で製作されたものである。U014 と U015、U018 と U019 の組はそれぞれ、同じ熱処理バッチでロウ付けされたものである。U013 と U016 を製作した際に熱処理した試験片において、0.2% 耐力が若干 IO 要求値を下回っている他は、引張強度、伸びともに IO 要求値を満たしている。この 0.2% 耐力の要求値は、ロウ付け温度保持からの冷却速度が速い U016 及び U018/U019 の熱処理バッチで満足できているため、今後の熱処理では冷却速度を増加させる予定である。

7.3.2.2 接合部の超音波探傷試験(UT)

W/Cu/CuCrZr の接合部は、冷却管内を水で満たし、UT プローブを管内部で挿引・回転させてこれら 2 箇所の接合面を同時に試験する。UT プローブの検査能力は各接合面において直径 2 mm の人工欠陥（機械加工した平底穴）を有する較正用サンプルを用いて、検証している。図 3 (a) は試験の一例として、接合欠陥を有する PFU プロトタイプ (U013) における UT 結果（接合部の超音波反射波強度を二次元で示した C スキャンマップ）を示す。図では周方向角度を縦軸（受熱面を 180 度縦軸中心）、管軸方向位置を横軸にそれぞれ取り、各接合面における反射波強度（欠陥があ

表 1 ロウ付け熱処理後の CuCrZr 管の機械試験結果（表中 Hv はビッカース硬さを表す）。

プロトタイプ番号	Hv300 g	室温			250℃		
		引張強度 [MPa]	0.2% 耐力 [MPa]	伸び[%]	引張強度 [MPa]	0.2% 耐力 [MPa]	伸び[%]
IO 要求値	—	280	175	15	220	150	14
U013	102	325	166	31	242	145	28
U014, U015	123	345	183	31	252	151	30
U016	112	326	167	33	238	140	28
U017	104	380	226	28	282	188	26
U018, U019	106	377	220	28	279	183	25

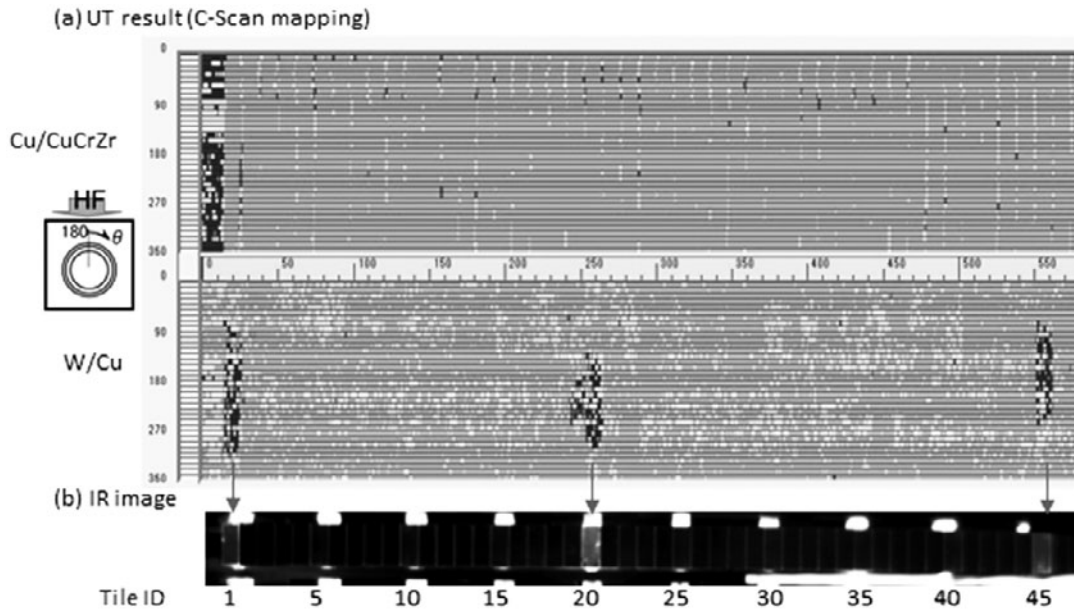


図3 PFU プロトタイプ U0013 のターゲット部（直線部）に対する UT 結果 (a) と赤外サーモグラフィー (b) の比較.

る箇所では他の接合箇所と比較して反射波が強くなる) を表示している. 図では 3 段階に色分けし, 黒色部は接合欠陥が存在している箇所を示している. 図 3 (a) の結果では, ターゲット (直線) 部のタイル番号 1, 20, 45 のタイルにおいて受熱面側に W・Cu 接合面に欠陥が検知されている.

この UT 結果を除熱の観点から検証するため, 赤外サーモグラフィー試験[8]を実施した結果を図 3 (b) に示す. 本試験では, PFU プロトタイプ冷却管内に温水 (95℃) を通水することにより, W モノブロックを加熱し, その表面温度が温水温度となったところで, 冷水 (5℃) を急に通水した際の W モノブロック温度変化を赤外カメラで計測し, その挙動から欠陥の有無を推定する方法である. 除熱性能に影響を及ぼす接合欠陥がある場合, 冷却速度が相対的に遅くなるため, その W モノブロックは赤外カメラで検知できる. 図 3 (b) は冷却開始 3 秒後の PFU プロトタイプ受熱面の赤外熱画像を示す. UT で欠陥有りと示された W タイル 1, 20, 45 は他のタイルより高温のタイル (周囲より色の薄いタイル) として検知されている. 両者は良い一致を示しており, 管内プローブによる UT が W モノブロック形状に対して, 信頼しうる欠陥検知能力を有することを確認することができた. 同様の比較は, バッフル (湾曲) 部に対しても既に行い, 同様の結果を得ている.

W/Cu 接合界面は W 製作メーカにおいて, W/Cu 接合後に実施された UT を合格したものであるから, これらの欠陥発生は, 冷却管への接合時, すなわち溶体化処理を兼ねたロウ付け熱処理及び時効熱処理を経て強度が回復した CuCrZr の収縮に W/Cu の接合強度が耐えられなかったものと考えられる. 現在, この欠陥が生じた W/Cu 接合方法 (前述の単軸拡散接合) の改善に W 製作メーカと取り組んでいる. 一方, W/Cu 接合に直接鋳造法を用いた W モノブロックを接合した PFU プロトタイプ 4 本では, 584 枚 (146 ブロック/PFU×4 本) において, W/Cu, Cu/CuCrZr の全接合面において UT および赤外サーモグラフィーによ

る欠陥の検出は無く, 検査は全数合格であった.

7.3.2.3 PFU プロトタイプの寸法計測結果

完成後の PFU プロトタイプに対して, 2 種類の寸法検査を行った. 一つはノギスやメジャーを使った PFU 単体の長さ, 曲率, 並びに W モノブロック間ギャップ及び支持脚間距離を計測したもの, もう一つは ITER ダイバータ支持構造体の表面形状を模擬した高熱負荷試験用支持架台に, 製作した PFU プロトタイプを設置し, W モノブロックの表面輪郭度に対して光学式 3 次元計測を行ったものである. PFU プロトタイプは実機と同じ寸法/形状の加工が施された溝付き支持脚を有し, 試験架台の表面に設置された凸部 (プラグ) に嵌め合わせ, 貫通開口部にアルミナ青銅製のピンで機械締結される. これらの溝幅, プラグ幅, 貫通開口部の直径, ピン外径の加工公差は厳しく管理するものの, 実際に製作して組み合わせられるか, さらに W モノブロックの表面輪郭度要求 (全ての W モノブロック表面位置が ± 0.3 mm の範囲に収まること) を満たせるかを確認することも本 PFU プロトタイプ製作の大きな目的の一つである.

図 4 (a) から図 4 (f) は PFU プロトタイプ単体の寸法測定結果, すなわちターゲット (直線) 部長さ (設計値: 694.4 mm), バッフル (湾曲) 部曲率 (同: 632.4 mm), W モノブロック間ギャップ (同: 0.4 mm (ターゲット部) および 1.1 mm (バッフル部), 支持脚ピン挿入用孔中心距離 (同: 61.4 mm (ターゲット部)) をまとめたものである. PFU プロトタイプのターゲット部長さは設計値と比較してプラス 1.8 mm, マイナス 2.9 mm の範囲内に分布しており, 設計値との誤差は 0.5% 未満である. バッフル部曲率は 2 グループ (U013~U016, U017~U019) に分かれている. これらの違いは PFU 製作社におけるバッフル部曲げ工法やギャップ管理の違いに起因するものである. それぞれのグループにおいて, 曲げ加工および熱処理後, 設計曲率に対して数 mm の範囲内でほぼ一定であることから, PFU

のバッフル部曲率を設計値に更に近づけることは十分に可能であると考えられる。同様のことは、W モノブロック間ギャップや支持脚ピン挿入孔位置間隔の計測結果についても言える。実機シリーズ製作の際、PFU 組立・接合工程に関して改善の余地は残されているものの、上述したような PFU 形状の寸法管理は十分に達成可能である。

図 5 は 6 本の PFU プロトタイプを熱負荷試験用試験架台に載せたもの（テストアセンブリという）の外観とその状態での W モノブロック表面輪郭度、特に最も高い熱負荷を受けるターゲット部に対する表面輪郭度の計測結果を示したものである。PFU プロトタイプの熱負荷試験は電子ビームで行うことから、架台の過熱を防ぐため、テストアセンブリには銅製ダミーユニットを PFU プロトタイプの両脇に 2 本ずつ載せている。3 次元計測の基準点は試

験架台側壁の加工した孔とし、計測結果は CAD モデルと比較して表示した。図中の濃淡分布は実物の表面位置と CAD データと比較した結果、具体的には、プラス側が CAD データより凸となっている箇所、マイナス側は凹となっている箇所を示す。図 5 右側は、PFU プロトタイプのターゲット部の拡大を示している。ターゲット部においてほとんどの W モノブロック表面は CAD データと比較してプラス側 0.25 mm の範囲内に入っている。また、バッフル部では、図 5 中央に示されているように、W モノブロック表面は CAD データより下側に位置している。これは、試験架台の製作途中に変形が生じたためであり、プロトタイプ本体の変形によるものではない。今回製作した PFU プロトタイプの 3 次元計測結果から、ITER ダイバータ外側ターゲットにおける W モノブロックの表面輪郭度に対する IO

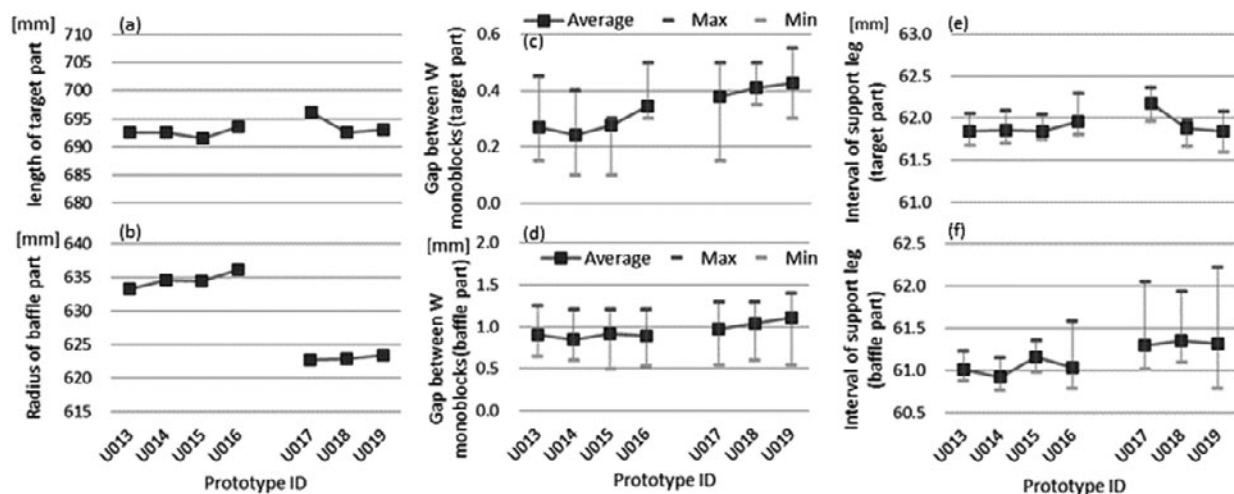


図 4 PFU プロトタイプの寸法計測結果 (a) ターゲット（直線）部の長さ、(b) バッフル（湾曲）部の曲率、(c) ターゲット部の W モノブロック間ギャップ、(d) バッフル部の W モノブロック間ギャップ、(e) ターゲット部の支持脚間隔および (f) バッフル部の支持脚間隔。

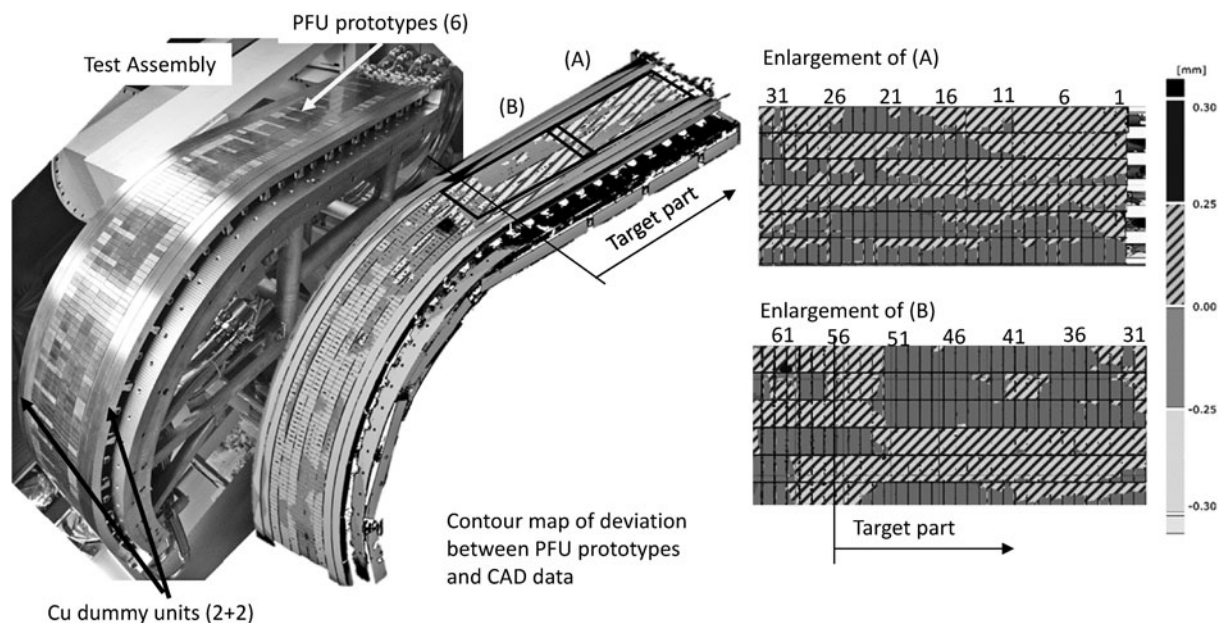


図 5 高熱負荷試験用テストアセンブリとテストアセンブリ状態における PFU プロトタイプ表面の三次元測定結果。三次元計測結果は CAD データからの PFU プロトタイプ表面の変位を示している。

要求値達成は実現できる見通しを得た。

7.4 PFU プロトタイプの高熱負荷試験

PFU プロトタイプは上記の計測の後、小型試験体と同様 RFDA の IDTF に送付され、IO 立会のもと繰り返し加熱試験を行った。本試験は調達各極の技術能力を確認する為のものであり、試験実施は各機器製作担当極ではなく、IO とロシア側試験担当者による製作側から独立した認証試験である。冷却条件は ITER ダイバータと同じ $4 \text{ MPa} \cdot 70^\circ\text{C}$ の冷却水を各 PFU に流速約 10 m/s で供給する。加熱条件は熱流束 10 MW/m^2 及び 20 MW/m^2 (ターゲット部のみ) を10秒間照射、10秒間冷却を繰り返す。熱流束は W モノブロック表面への入射熱流束ではなく、冷却水の温度上昇から算出される吸収熱流束で定義される。合格条件はそれぞれの加熱条件において5000及び300サイクルの試験期間中、W モノブロック表面に巨視的な溶融が発生しないこと、冷却管からの水漏れが無いこと、周囲の正常な W モノブロック表面温度から温度上昇が30%以下であること、加熱試験前後の各ブロック表面温度変化が20%を越えないことである。20 MW/m^2 の条件に対しては JADA の要望により、合格条件の3倍以上である1000サイクルまで試験を継続した。試験装置の都合上、すべての W モノブロックを一度に加熱することができないため、プロトタイプを幾つかの領域に分割し、領域毎に試験が行われた。本試験は2015年11月末に完了し、PFU プロトタイプは日本へ返還されている。

図6にターゲット部の加熱領域と20 $\text{MW/m}^2 \cdot 300$ サイクル及び1000サイクル後の W モノブロック表面の様子を示す。W モノブロック/Cu 緩衝層の接合を直接鋳造法で行った PFU プロトタイプ4体 (U015, U016, U018 及び U019) の W モノブロック5枚×PFU4本=20枚が1領域、W モノブロック6枚×PFU4本=24枚が4領域 (図6白枠内) の合計116枚すべてが試験合格条件を満たした。

7.5 まとめ

原子力機構は PFU プロトタイプ製作を通して、PFU 製作性並びに超音波探傷といった非破壊検査技術の適合性を実証した。製作した PFU プロトタイプの寸法計測により、PFU への寸法要求が組み立てとギャップ制御の改善により達成可能な見通しを得た。

実機支持構造体を模擬したテストフレームに設置された PFU プロトタイプ外形を光学式3次元計測の結果、W モノブロックの表面輪郭度は CAD データからプラス側 (凸方向) に 0.25 mm の範囲内に納められていることを確認した。これは W モノブロック端部の溶融防止のため、ITER ダイバータ実機外側ターゲットに課せられている輪郭度の厳密な公差要求 $\pm 0.3 \text{ mm}$ を満たすものである。本プロトタイプは10 $\text{MW/m}^2 \cdot 5000$ サイクル、20 $\text{MW/m}^2 \cdot 1000$ サイクルの高熱負荷試験において、W モノブロックの接合部の接合劣化に伴う表面温度上昇、W モノブロックの巨視的な割れや溶融、冷却管からの水漏れは発生せず、IO が実施した認証試験に合格した。

これらの結果は JADA および製作メーカの PFU 製作に関する技術的な成熟度が ITER ダイバータ機器の製作に着手可能なレベルに到達していることを示すものである。

参考文献

- [1] 鈴木 哲：プラズマ・核融合学会誌 87, 607 (2011).
- [2] K. Ezato *et al.*, Fus. Eng. Des. 98-99, 1281 (2015).
- [3] T. Hirai *et al.*, J. Nucl. Materials 463, 1248 (2015).
- [4] M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. 96-97, 34 (2015).
- [5] T. Hirai *et al.*, Fusion Eng. Des. 88, 1798 (2013).
- [6] T. Hirai *et al.*, Phys. Scr. T159, 014006 (2014).
- [7] V. Kuznetsov *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 955 (2014).
- [8] Y. Seki *et al.*, Fus. Eng. Des. 85, 1451 (2010).

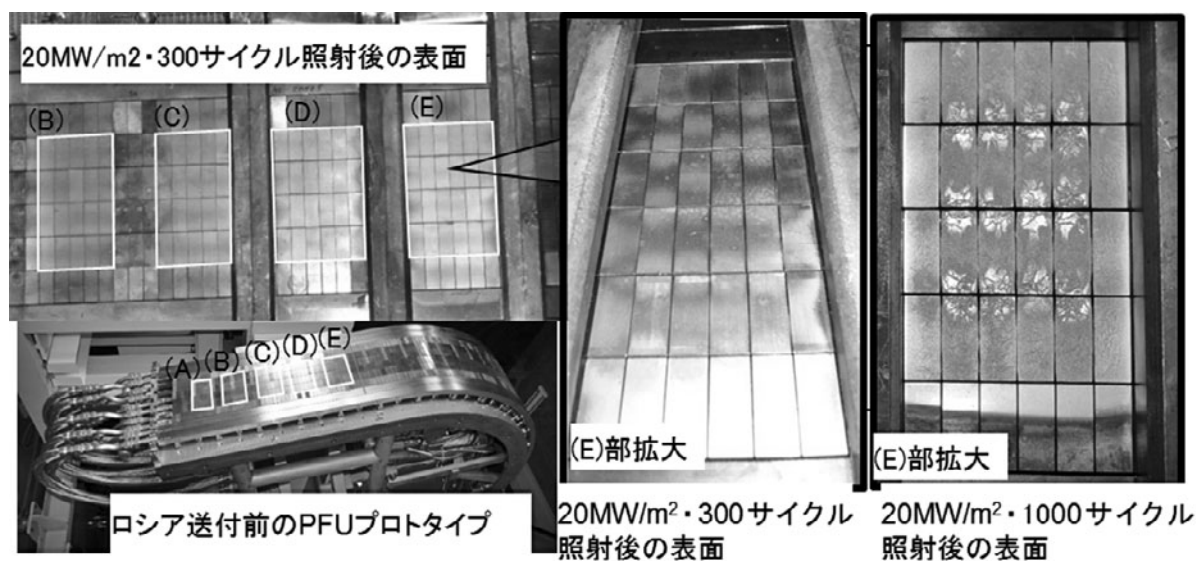
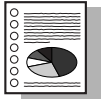


図6 PFU プロトタイプの繰り返し加熱試験領域 (ターゲットに対する 20 MW/m^2 を照射した領域のみ、白枠内) 及び $20 \text{ MW/m}^2 \cdot 300$ サイクルおよび1000サイクル照射後の W モノブロック表面の様子。



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

8. ITER 計測装置の開発

8. Development of Diagnostics for ITER

伊丹 潔, 河野康則, 波多江仰紀, 杉江達夫¹⁾, 小川宏明, 石川正男, 北澤真一, 今澤良太, 谷塚英一, 小野武博, 竹内正樹, 山本剛史, 嶋田恭彦, 丸山敏征, 太田 彰
ITAMI Kiyoshi, KAWANO Yasunori, HATAE Takaki, SUGIE Tatsuo, OGAWA Hiroaki, ISHIKAWA Masao, KITAZAWA Sin-iti, IMAZAWA Ryota, YATSUKA Eiichi, ONO Takehiro, TAKEUCHI Masaki, YAMAMOTO Tsuyoshi, SHIMADA Takahiko, MARUYAMA Toshiyuki and OHTA Akira

*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, (株)日本アドバンステクノロジー¹⁾

(原稿受付: 2016年3月8日)

日本が開発を進めている5つのITER計測装置は, 設置ポートの設計統合を担当するITER機構, EU及び米国と連携をとりながら, ITER全体の工程に従って詳細設計を進めている。先行して調達取決めを締結したマイクロフィッションチェンバーの真空容器内機器は, 詳細設計を終えて最終設計段階に進み, ITERに設置される計測機器として初めて真空容器内信号ケーブルの製作を開始した。ポロイダル偏光計は2015年11月に予備設計レビューを行い, 周辺トムソン散乱計測, ダイバータ不純物モニター, ダイバータ赤外サーモグラフィについて, 2016年に予備設計レビューを開催する予定である。

Keywords:

ITER, Fusion Plasma, Plasma Diagnostics, Port Plug

8.1 はじめに

ITERプラズマ計測装置は, 「トカマク機器の保護のために必要な計測」, 「トカマク・プラズマの基本的な制御に必要な計測」, 「先進的なプラズマ制御に必要な計測」, 「プラズマ物理研究に必要な計測」を目的として, プラズマの挙動と性能を正確に測定するため, 58の計測システムが設置される。大別すると磁気計測系, 中性子計測系, 光/赤外線計測系, ボロメータ系, 分光/中性粒子計測系, マイクロ波計測系, プラズマ対向機器/運転監視計測系から構成される。

ITER計測装置は, トカマク建屋 (Tokamak Building) 内にトラスを取り囲む形で, 上部ポート, 水平ポート及び下部ポートに対応する3階層 (L2, L1, B1レベル) に設置される。図1に, トカマク建屋 (点線の右) と計測建屋 (点線の左) のL1レベル平面図を示す。水平ポート (EQ#1) から反時計廻りに番号が付けられている。レーザー計測装置, 中性粒子計測及び真空紫外分光計測装置は, 計測建屋側のポートに割り当てられている。

プラズマを見込む計測機器は, 中性子遮蔽機能を有するとともに真空及びトリチウム境界を構成するポートプラグに組込まれる。真空窓と生体遮蔽 (Bio Shield) の間のインタースペース (Interspace) では, 建屋からの張り出しステージ上に中間計測機器が設置される。生体遮蔽の外側のポートセル (Port Cell) と呼ばれる小部屋には, 計測制御機器や検出器が設置される。

ポートプラグ内の計測機器のメンテナンスやリモートハンドリング機器を設置する際にポートプラグを引き抜く場合, ポートセル後部の扉からギャラリー (Gallery) に, ポートセル内の計測機器, インタースペースの計測機器を順次引き出す。その後キャスクをインタースペースに挿入し, ポートプラグを引き抜き, キャスク内に収納する。ポートプラグを収納したキャスクはギャラリーを経てホットセル建屋に運ばれ, メンテナンスを受ける。

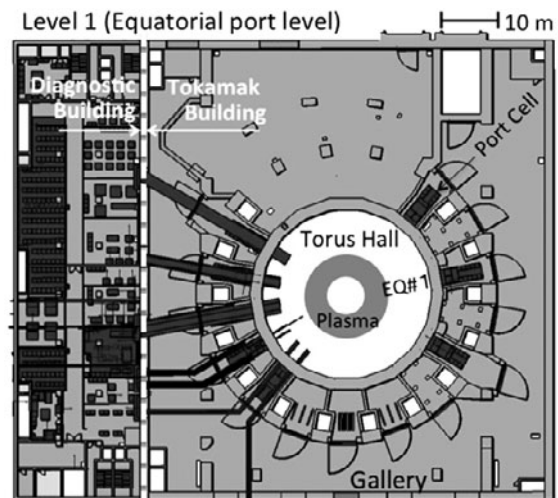


図1 水平ポート階層のトカマク建屋と計測建屋平面図。

*現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: itami.kiyoshi@qst.go.jp

計測建屋 (Diagnostic Building) の計測室 (Diagnostic Hall) には、レーザーや分光器等の大型計測機器及び信号処理・データ収集用のキュービクル (ITER 用計装制御盤) が設置される。収集された計測データは、中央制御・データ収集・情報通信設備 (CODAC: Control, Data Acquisition and Communication) に転送され、プラズマの実時間制御に利用されるとともにデータベース化される。

ITER 計測装置は、プラズマによる輻射熱、ディスラプションによる電磁力と振動、電磁ノイズ、機器への放射線影響、核発熱等の負荷に対して健全性を維持するだけではなく、原子力安全の観点から、放射線遮蔽と停止後線量率、事故時のトリチウム閉じ込め境界の維持、原子力規格に基づく構造設計等に関して多岐に渡る厳しい要求を満足しなければならない。そのため ITER 計測装置は、厳格な品質保証計画により詳細設計、最終設計を行い、それぞれの設計段階の終わりに ITER 機構の予備設計レビュー (PDR: Preliminary Design Review)、最終設計レビュー (FDR: Final Design Review) を受ける。さらに実機の製作前には、製作準備レビュー (MRR: Manufacturing Readiness Review) を受け、承認された設計に基づいて製作が行われる。

日本は、ITER 計測装置のうち工学設計活動開始時の価値 (クレジットという) で 15.4% に相当する 5 つのプラズマ計測装置と上部ポート及び下部ポートのポート統合機器の調達責任を有する [1]。マイクロフィッションチェンバーについては ITER 機構との調達取決めを 2012 年 4 月に締結し、詳細設計を開始した。このうち真空容器内機器については最終設計段階にある。ポロイダル偏光計、周辺トムソン散乱計測装置、ダイバータ不純物モニター、ダイバータ IR サーモグラフィについては、2013 年 8 月に調達取決めを締結し、詳細設計段階である。ポロイダル偏光計に関しては、2015 年 11 月に予備設計レビューを開催した。残る 3 つの計測装置についても 2016 年以内に予備設計レビューを開催する予定である。これに加えて、日本はポロイダル偏光計を設置する上部ポート #10 及びダイバータ不純物モニターを設置する下部ポート #2 の統合設計及び上部ポートプラグ及び下部ポート計測支持構造体の製作を含む調達取決めを 2017 年に締結する予定である。

ITER 全体スケジュールでは、大半の計測装置の詳細設計が 2017 年までに、最終設計が 2019 年までに終わる予定になっており、日本の計測装置もそのスケジュールに沿って設計が行われている。本章では、日本が調達を分担している計測装置の開発の現状を報告する。

8.2 マイクロフィッションチェンバー

ITER 計画が目標とする核融合出力 500 MW の燃焼プラズマの制御に最も重要な計測装置として、マイクロフィッションチェンバーを含めて 6 種類の中性子計測装置が設置される。

マイクロフィッションチェンバー (MFC: Micro Fission Chamber) は、小型の U235 核分裂計数管 ($\phi 14 \text{ mm} \times 200 \text{ mm}$) を MFC 検出器として、ブランケットモジュールと真空容器の間の空間に、トロイダル方向 2 箇所、ポロイ

ダル方向上下 2 箇所に設置する。検出器を除いて、MFC の真空容器内機器は、真空容器の組立直後に設置されるため、他の計測装置に先駆けて詳細設計を進めている (図 2 参照)。

MFC 検出器は真空容器内に恒久的に設置されるため、冗長性を確保する観点から 1 箇所につき 2 本の検出器が設置される。また、信号参照用として U235 を含まないダミー検出器が 1 本設置される。MFC 検出器は、真空容器による減衰を受けることなく中性子の計測が可能のため、真空容器外に設置する他の計測装置よりも精度よく中性子計測が可能であるという長所がある。検出器は、軽水炉で使用されてきた小型の U235 核分裂計数管を設計の基本とするが、真空容器温度の上昇に伴う第一壁ブランケット間の間隔の変化により熱中性子スペクトルが変化し、測定誤差が大きくなることが解析により明らかになった。そこで熱中性子を吸収する 1 mm 厚のカドミウムを検出器に巻いて、高速中性子を主に計測する設計改良を行った [2]。

検出器の信号は、検出器から上部ポートの真空導入端子までは、粉末状及び繊維状の二酸化ケイ素 (SiO_2) を絶縁材とし、内皮にアルゴンガスを封入した 2 重絶縁構造の 3 軸 MI (Mineral Insulated) ケーブルで伝送される。真空容器外は、3 軸ケーブルでポートセルに設置した前置増幅器を経て、計測室のデータ収集系に伝送される。なお、検出器はファーストプラズマ後に接続部で既設ケーブルと接続される。

MFC 真空容器内機器の詳細設計とは、大きく以下の四つに分けられる。第一に ITER 機構によるケーブル敷設を可能にするための設置ルートの設定、ケーブル固定方法の設計。第二に、敷設したケーブルが、ディスラプションによる電磁力と振動、核発熱による高温等、ITER の過酷な使用環境に耐える構造設計。第三に、ITER の過酷な使用環境でも MI ケーブルが長期的に絶縁耐圧特性、真空特性、インピーダンス特性等を維持できることを実証するための熱サイクル試験、振動試験、高温試験、また検出器から前置増幅器までのシステム全体のノイズ耐性を実証するためのノイズ試験等の各種試験。第四に、信号を真空容器外に取り出す真空導入端子の設計である。真空導入端子は、ITER の真空境界であるだけでなく、放射性物質であるト

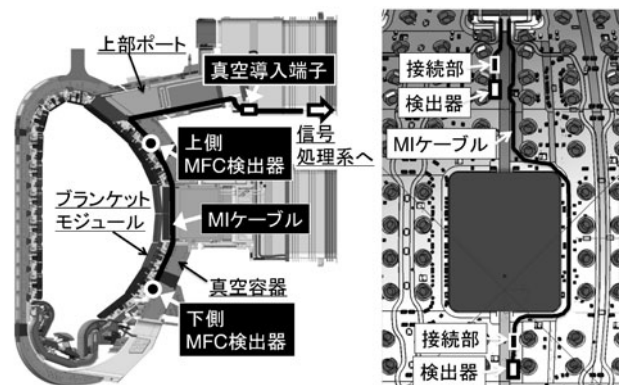


図 2 (a) MFC 検出器の位置。(b) 真空容器内における信号ケーブルの配置。

リチウムの閉じ込め境界を形成するため、ITERの安全重要機器に指定されている。この要求を満足するために、真空導入端子周囲に二重の境界を設け、第一境界で真空漏洩度の要求基準を、第二境界において、真空境界及び冷却水の漏洩や火災時の温度上昇等の事故発生時にもトリチウム閉じ込めを維持する設計を考案した。

2014年の予備設計レビューにおいて上記の詳細設計が承認され、MFCの真空容器内機器[3]の開発は最終設計フェーズに移行した。このうちMIケーブルについては、最終設計レビュー、製作準備レビューが承認され、ITERに設置される計測装置として初めて、実機の製作が開始された。

8.3 周辺トムソン散乱計測装置

周辺トムソン散乱計測装置 (ETS: Edge Thomson Scattering) は、水平ポート#10に設置され、小半径 $r/a = 0.85$ より外側のベDESTALからスクレイプオフ層の領域における電子温度、電子密度を5 mmの位置分解能、10 msの時間分解能で計測する。トムソン散乱計測では、レーザー光の電子による散乱スペクトルの計測であり、散乱断面積が非常に小さい。そのためプラズマへの大強度のYAGレーザー ($\lambda = 1064$ nm) 光の入射、迷光の最小化及び大口径の光学系による散乱光の集光が必須である。

これまで2系統レーザーの同時入射によるエネルギー7.66 J、繰り返し100 Hz、パルス幅30 nsの原型YAGレーザーを開発した[4]。日韓協定により、韓国KSTARにおいて原型YAGレーザーを用いてトムソン散乱計測を行い(図3(a))、このレーザーの信頼性を確認した。ITER用YAGレーザーの最新の設計では、1系統あたり5 J、50 Hzのレーザー光を交互に入射して、10 msの時間分解能を実現する2系統の構成としている。1系統のレーザーが故障した場合でも残りの1系統のレーザーで運転できる冗長性を確保するためである。第一壁からの反射による迷光を時間差で排除するため、レーザーパルスを4 ns程度にすることを目標に開発を進めている。2系統のレーザー光の合成は、それぞれ垂直偏光させたビームと水平偏光させたビームを、各レーザーパルスと同期して回転する半波長板を用いて同軸化することで行う(図3(b)) [5]。

各プラズマ計測装置の先端部光学系が設置されるポートプラグは、文字通りポートを塞いで、中性子遮蔽する役割がある。そのため、先端部光学系は、迷路構造を形成する複数の曲面ミラーと平面ミラーで構成されるミラー光学系であり、それ以外のスペースには遮蔽体を組み込み、必要な遮蔽性能を得る設計である。閉止フランジ背面において炉停止10⁶秒後の線量率を100 μ Sv/h以下にするため、それぞれの計測装置の寄与としては、15 μ Sv/h以下を目標に3次元モンテカルロコードであるMCNPを用いた遮蔽設計を行っている。大口径の光学系を必要とするトムソン散乱計測では、特に設計条件が厳しくなる[6]。

550 nm から 1100 nm までの波長領域においてプラズマ周辺部で5 mmの空間分解能をほぼ満足する光学設計に基づく、ポートプラグ内の光路を図4(a)に示す。本章ではプラズマに近いミラーから順番にM1、M2、M3…と番号をつ

ける。M1はプラズマに対面する第一ミラーであり、ガス駆動方式のシャッターにより保護される。M3とM5はトロイダルミラーであり、M1からM4までは、水冷する必要がある。M6までのミラーは、計測遮蔽体 (Diagnostic Shield Module) に固定される。(図4(b)参照) 一つの水平ポートプラグには、3つの計測遮蔽体が収納される。計測遮蔽体の前面には、計測第一壁 (Diagnostic First Wall) が取付けられ、その開口部を通してプラズマを計測する。計測遮蔽モジュールの光路以外の部分は、核発熱を除去する水冷パイプを埋め込んだ中性子遮蔽体である。ETSの運転停止後の線量率への寄与は、15 μ Sv/hを大きく下回る。

集光された信号は、真空窓を経てインタースペースで光ファイバー束の端面に集光され、計測室のポリクロメーターで分光計測される。トムソン散乱計測装置の標準的な較正手法であるレーリー散乱の機会に限定されるため、メンテナンス時に、シャッターの裏面に較正用の光を照射して、集光光学機器と分光光学機器の較正を行う。加えて、ルビーレーザー ($\lambda = 694.3$ nm) をYAGレーザーと同軸に入射して、ショット中にスペクトルチャンネル間の較正を行う[7]。

8.4 ポロイダル偏光計

ITERにおける電流分布計測には、先進的プラズマの実時間制御の観点から、プラズマ安全係数 $q = 1.5$, 2 及びプラズマ安全係数極小値の規格化半径位置、プラズマ物理研究の観点から q 分布を10%の精度で計測することが、ポロイダル偏光計とモーショナル・シュタルク効果計測 (米国) に求められている。

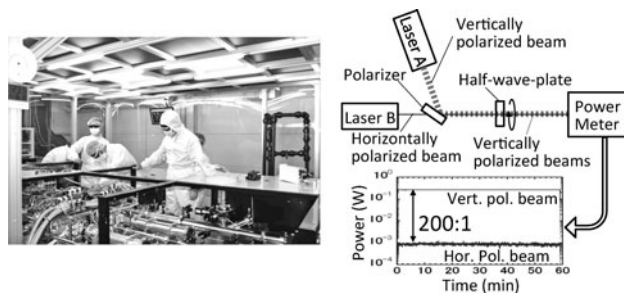


図3 (a)KSTARでのYAGレーザー運転。(b)ビーム合成の基礎実験結果。200:1の純度の偏光が得られた。

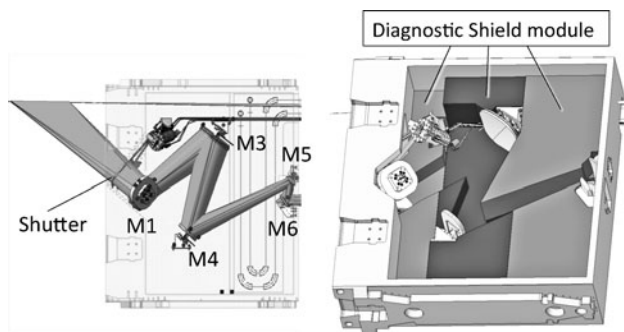


図4 (a)ポートプラグ内集光光学系のミラーとシャッターの配置。(b)遮蔽の配置。M1に対面するM2は隠れている。

ポロイダル偏光計(PoPola: Poloidal Polarimeter)では、上部ポート#10及び水平ポート#10から、10視線の遠赤外レーザー光をプラズマに入射し、第一壁に埋め込まれた回帰反射鏡で反射して戻って来たレーザー光の偏光状態の方位角 θ と楕円率角 ε を計測し、トモグラフィの原理で磁場分布を再構築し安全係数分布を求める[8, 9].

偏光計測用のレーザーは、プラズマによる偏光状態の変化が大きいこと、50ミクロン帯に比べ伝送路の水蒸気による吸収が小さいこと、高速の検出器が利用できること等から、実績が豊富な波長119 μm 波長の遠赤外レーザーの開発を進めている。

上部ポート階層(L2 レベル)の計測室に設置した2本の遠赤外レーザー装置から、それぞれ上部ポート測定用の4ビームと水平ポート測定用の6ビームが分岐される。各レーザービームは、伝送ミラー機器(ポートセル)、入射ミラー機器(インタースペース)、真空窓、先端ミラー機器(ポートプラグ内)を経てプラズマ中に入射される。レーザービームはプラズマ第一壁に設置した回帰反射鏡で反射して逆の経路で、計測室に戻る(図5参照)。レーザー光軸の調整は、遠赤外レーザーと同軸の可視あるいはCO₂レーザー光を用い、ポートセルの可動ミラー(M6)とインタースペースの可動ミラー(M3)及び真空窓の外枠に設置した光軸調整用回帰反射鏡により、真空窓の中心にレーザー光を調整する。さらに、計測室に戻ってくるレーザー光の信号が最大になるようにM3とM6を調整することで、レーザー光を回帰反射鏡の中心に入射する。

上記の光学設計及び中性子遮蔽設計を基に、ITERで想定される、核発熱、放射熱、デイスラプション時の電磁応力等の負荷条件を満足する光学機器の機械設計を行った。図6に、真空容器内ミラー光学機器設計を示す[6].

光軸調整が正しく行われるとともに、窓の厚みや光学伝送路内の湿度が設計通り実現されれば、計測室の検出器には各視線あたり175 μW のパワーが検出される。

従来は、Faraday 効果による方位角の変化 $\Delta\theta$

$$\Delta\theta \propto \int n_e B_{\parallel} dz$$

Cotton-Mouton 効果による楕円率角の変化 $\Delta\varepsilon$

$$\Delta\varepsilon \propto \int n_e B_{\perp}^2 dz$$

をそれぞれ独立に計測してきたが、ITERの測定条件では独立ではなく、厳密には、 θ と ε の間にストークス方程式で表されるカップリングが存在するため、プラズマによる偏光状態の変化はプラズマ入射前の偏光状態に依存する。PoPolaでは、プラズマ入射前の偏光面を、Cotton-Mouton効果が最大となる $\theta=45^\circ$ 、 $\varepsilon=0^\circ$ になるように調整し、検出器では方位角 θ と楕円率角 ε の絶対値を計測する。厳密解を用いる利点は、安全係数の計測精度の向上だけでなく、ITERあるいは原型炉のような高温プラズマにおいて、カップリング項の相対論効果による電子温度依存性を利用して、電流分布や密度分布に加えて、電子温度分布の再構

築が可能になることであり[10]、原型炉に向けた計測としても期待される計測手法である。偏光計測方式について、JETにおいて干渉計をベースとした実績があるが、ITERではポートプラグ内の先端ミラー光学機器の精密な光路調整を常時行うことは困難であるため、干渉の原理を用いない回転波長板方式を採用して、開発試験を行っている[11].

ITER 機構で2015年11月に開催された予備設計レビューでは、上記の詳細設計に基づき、10本の視線で、 θ と ε をそれぞれ、0.5°と0.7°の精度で計測することにより、標準シナリオにおいて、ITERポロイダル偏光計だけで、10%の精度で安全係数分布が計測できることが示された(図7参照)。

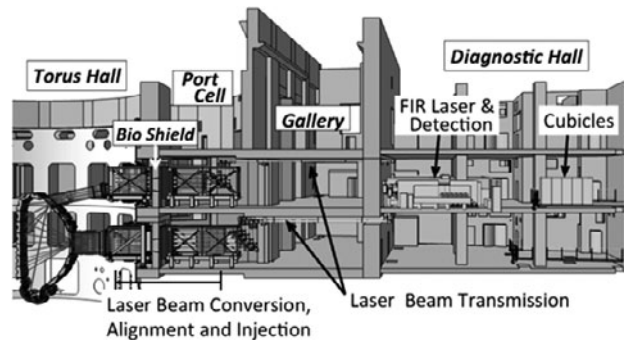


図5 ポロイダル偏光計の機器構成。

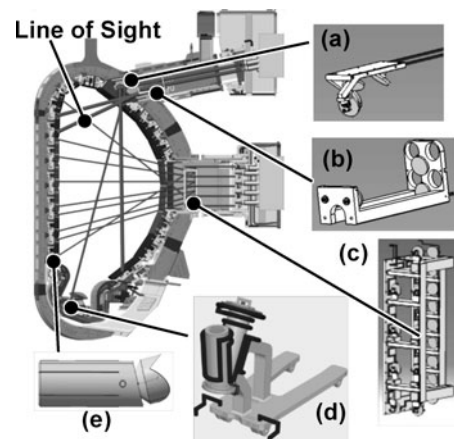


図6 (a)～(c)はポートプラグ内に設置するミラー。(d)はダイバータに、(e)はブランケットに設置する回帰反射鏡。将来の拡張性のため、最大13視線分用意。

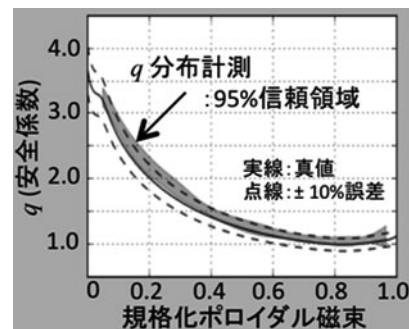


図7 q 分布計測と計測精度。

8.5 ダイバータ不純物モニター

ダイバータ不純物モニター (DIM: Divertor Impurity Monitor) は、分光的な手法でダイバータプラズマを2次元的に高空間分解能で計測する。ダイバータ不純物モニターは、金属不純物 (Be や W 等), 注入ガス不純物 (Ar や Ne 等), 燃料比, ヘリウム排気, イオン温度, 電離フロント位置 (Ionization Front) の計測を通じ, プラズマ運転やダイバータプラズマ制御に重要な役割を果たすとともに, ダイバータプラズマ物理研究に大きく貢献する。

ダイバータ不純物モニターは, 上部ポート#1, 水平ポート#1, 下部ポート#2の3つの光学システムにより, プラズマを観測する。Da 分布のシミュレーション計算に, 3つの光学システムの視線を重ねたものを図8 (a)に, ドーム下光学系の視線方向の信号強度分布を図8 (b)に示す[12]。

上部ポート光学システムは, ダイバータを見下ろす光学系 (71視線) を有する。水平ポートシステムはトロイダル接線方向を向いた光学系 (71視線) を有する。下部ポートシステムは, ダイバータカセットの隙間からプラズマを見込む2つの光学系 (142視線) とダイバータドーム下から内外ダイバータターゲットを見込む光学系 (80視線) を有する。各光学系で集光された光のうち紫外光 (200 nm – 450 nm) はポートセル内の紫外光分光器で, 可視・近赤外光 (400 nm – 1000 nm) は光ファイバーで計測建屋内の計測室に伝送され可視分光器で波長分解能 0.01 – 1 nm, 時間分解能 1 ms – 10 ms で測定される。

各ポートの光学系は, 視野角と方向, 他の計測機器との取合いによる利用可能空間の制限が異なるので, 光学機器構成は大きく異なるが, 基本的に先端部光学系, リレー光学系, 結像光学系の3つで構成される。ファイバー結像面からの光線追跡では, 各ポートの光学系においてダイバータ付近で2–10 mmの像となり, 要求される空間分解能 (20–40 mm) より十分に良い性能が確保できる[13]。また, ベーキングによる測定系の移動量とITERへの設置に関わる組立手順の検討から, 光軸調整方法の検討を行った。

一例として, 上部ポートの光学機器配置を図9に示す。ポートプラグ先端部に固定された4枚の金属ミラーにより, ダイバータ付近の像を光路上に投影する。このうちM1とM2は平面ミラー。M3は軸対称の非球面ミラー, M4はトロイダルミラーである。入射瞳近傍に第一ミラー (M1) を保護するガス圧駆動シャッターを設置する。プラズマからの光は, この先端部光学系から真空窓を通して, 6枚の金属ミラーと色収差補正のための2群のレンズから構成されるリレー光学系に送られる。リレー光学系ではチルト機構, R (大半径) 方向のシフト機構及びZ (垂直) 方向のシフト機構を有する可動ミラー群を駆使して光軸調整を行う。また結像光学系では, ファイバー結像面をR方向に移動して焦点調節を行う。金属ミラーの材質は, 第一ミラーは中性粒子によるスパッタリングに強いモリブデン, それ以外は反射率特性の良いアルミニウムを用いる。

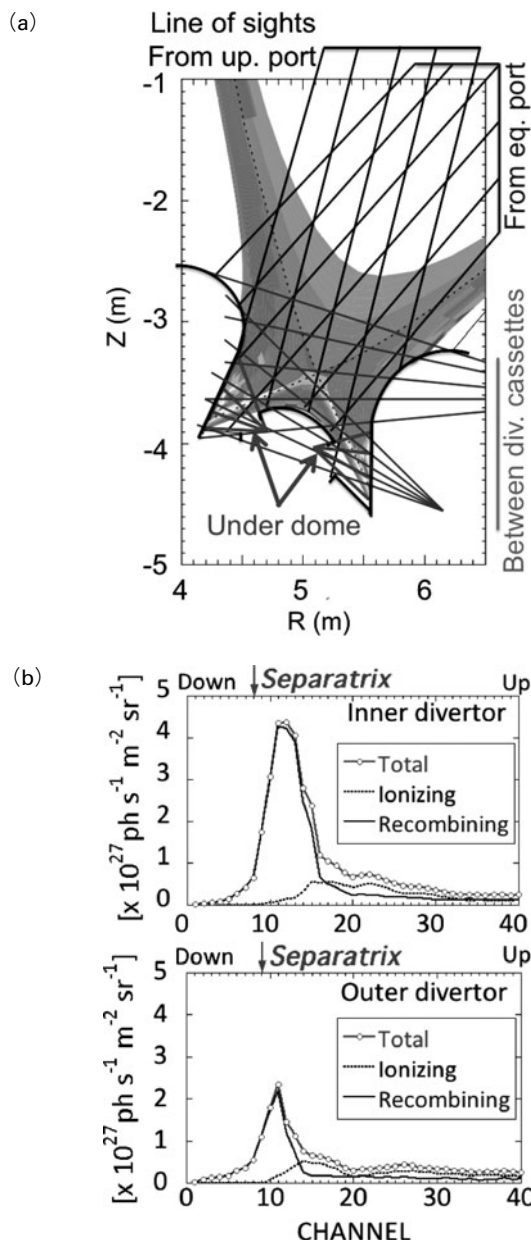


図8 (a) プラズマのDa 発光分布と視線。 (b) ドーム下光学系の視線方向のDa 発光分布 (電離と再結合の寄与)。

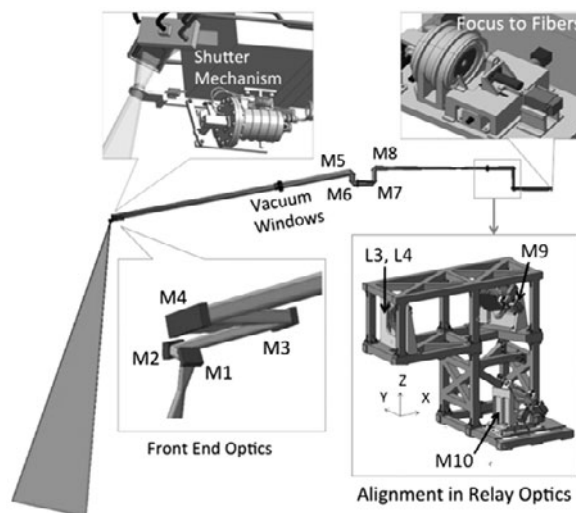


図9 上部ポート光学系の光学機器配置。

8.6 ダイバータ IR サーモグラフィー

複数のトロイダル箇所から広角カメラでプラズマ対向壁全域を監視する水平ポート赤外／可視カメラ (EU) 及び上部ポート赤外／可視カメラ (米国) 計測システムとともに、ダイバータ IR サーモグラフィー (IRTh: IR Thermography) [14] は、ダイバータターゲットの温度分布と熱流束分布を測定する主要計測システムである。ダイバータ IR サーモグラフィーは、内側及び外側ダイバータの限定された領域を、ターゲット上で 3 mm という高い空間分解能で、200℃ から 1000℃ の表面温度分布 (0.1–2.5 MW/m² の定常熱流束分布) を時間分解能 2 ms, 1000℃ から 3600℃ の表面温度分布 (0.02–0.5 GW/m² の非定常熱流束分布) を時間分解能 20 μs で計測することが求められている。ディスラプション及び ELM の物理研究への貢献が期待される。

ダイバータ IR サーモグラフィーは、水平ポート #17 からトロイダル右方向に外側ダイバータを見込む外側ダイバータ光学系と内側ダイバータ光学系の 2 つの光学系を有する (図 10 参照)。それぞれの光学系は、ポートプラグ先端部光学系、真空容器外のリレー光学系、ポートセル内の検出光学系から構成される。このうち、ポートプラグ先端部光学系とリレー光学系は全て金属ミラーで構成される。ポートプラグ先端部光学系先端部には、透過率校正用の熱源を内蔵したシャッターとミラークリーニングシステムを設置する。光軸調整は、リレー光学系のクランク構造部分の可動ミラーを用いて行う。リレー光学系によりポートセルに伝送された光束は、検出光学系のカセグレンミラー光学系で結像され、検出系の 3 μm 帯赤外カメラ、5 μm 帯赤外カメラ及び赤外分光カメラの 3 つの赤外カメラ (640×512 ピクセル) により計測される。

ダイバータターゲットの赤外カメラによる温度計測を行う上で最も重要な課題は、ターゲット材 (タングステン) の放射率の評価である。プラズマ壁相互作用により ITER プラズマ運転とともに、表面状態が変化することが予測されるため、実験運転期間でも放射率の較正が欠かせない。予め、放射率の比率を較正值として持ち、放射率が変化しても比率が一定であるとすれば、3 μm 帯赤外カメラと 5 μm 帯赤外カメラの信号比を測定することにより、正確な温度計測が出来る。赤外分光カメラは、プリズム分光器により、視野内の代表的な 100 点について波長スペクトルを測定する。この測定データにより、放射率の空間依存性と波長依存性を補正した温度分布の計測が可能となる。

詳細設計と並行した基礎実験により、表面粗さが異なるタングステン材について、0.1–0.2 μm 幅のバンドパスフィルターを用いた赤外カメラ計測と熱電対計測により波長 3 μm から 4.7 μm における放射率の波長依存性を、400℃ から 1000℃ の温度領域で測定を行った。その結果、放射率の波長依存性は小さいが、表面粗さが 0.3 μm から 5.9 μm まで変化すると、放射率が 0.2 から 0.6 に変化することがわかった。また、赤外レーザー (波長 3.2 μm) によるその場較正実験では、赤外レーザーの赤外カメラと同視線で入射した赤外レーザーの後方散乱光を計測することにより、ダイバータ

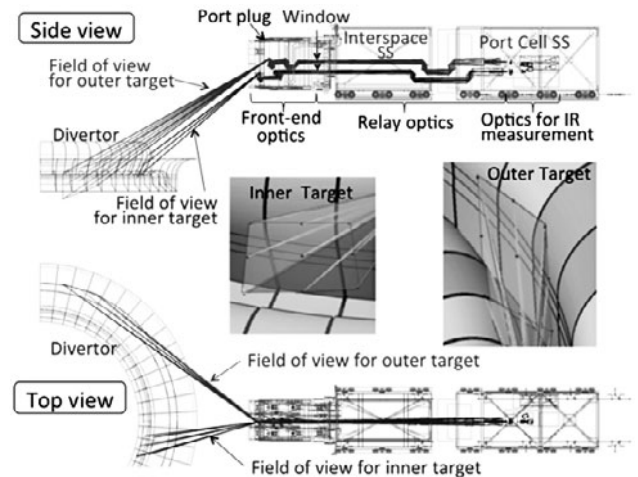


図 10 ダイバータ IR サーモグラフィーの光学系の側面図、上面図及び内側及びダイバータを見込む赤外カメラ視野。

IR サーモグラフィーにおいてその場較正が可能であることが明らかになった [15]。

8.7 ポート統合設計と計装制御

一つの計測用ポートには、最大で 3 つの ITER 参加極が調達する 7 種類の計測装置が組込まれる。そのため、ポートプラグ (下部ポートでは支持構造体)、インタースペース、ポートセルにおける各計測装置間及び ITER 他設備との空間取合い、機械設計、遮蔽設計等のポート統合設計は、原則としてそのポートで主要な計測装置を調達する参加極がポートマスターとして担当する。また、ポート統合設計に基づいてポートプラグ (下部ポートの場合は計測支持構造体) と計測遮蔽体の調達を行う。日本は、ポートマスター (Port Master) である EU, 米国, ITER 機構と連携をとりながらテナント (Tenant) であるポートの計測装置の詳細設計を行っている。一方、下部ポート #2 のポートマスターとして、ロシア、中国と空間取合いの検討を開始した [16]。

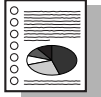
ITER の運転においては、各設備、装置をプラントシステムの集合体として、CODAC、中央インターロックシステム及び中央安全システムの 3 つの独立した計装制御系が各プラントシステムの機能を統括制御する。日本の計測装置も、それぞれ独立したプラントシステムとして、各計装制御系を PCDH (Plant Control Design Handbook) に準拠して設計することが求められる。このうち計測機器の制御、監視、データ収集等の大部分の機能は、CODAC との通信により実現される。計測用レーザー発振時の入室管理に関わる機能及び安全境界を貫通するレーザー光路上のシャッターバルブ開閉操作時の原子力安全に関わる機能は、中央安全システムにより統括制御される。日本の計測装置の開発にあたっては、ITER 機構と密接に連携しつつ計装制御系の設計及び試作試験を進めており、ダイバータ IR サーモグラフィーでは、ITER 機構から貸与されたキュービクル (ITER 用計装制御盤) を用い、赤外 TV カメラの制御及びデータ収集を行う CODAC 計装制御ソフトウェアを開発した。

8.8 まとめ

ITER 計画において日本が調達を分担している計測装置の開発の現状を述べてきた。ITER 計測装置における開発の方法論は、従来の核融合プラズマ実験装置におけるそれと、大きく異なっている。ITER 計測装置の性能の根拠となる計測要求 (Measurement Requirement) は核融合プラズマ研究の観点から定義されたが、核融合実験炉の 1 システムとして ITER 計測装置を機能させるため、プラズマ計測性能だけでなく、機器の健全性、信頼性、安全性、冗長性等について原子力機器としての品質保証が求められるからである。そのため、段階的な設計レビューにより、多角的な観点からの設計検証が行われ、厳密な品質管理の元で ITER 計測装置の製作が行われる。このプロセスに則って、日本はマイクロフィッションチェンバーの真空容器内機器である信号ケーブルの製作を開始した。ポロイダル偏光計は2015年11月に予備設計レビューを行った。その他、周辺トムソン散乱計測、ダイバータ不純物モニター、ダイバータ IR サーモグラフィーについても、順次予備設計レビューを開催する。

参考文献

- [1] Y. Kawano *et al.*, *Proc. 24th IAEA Fusion Energy Conference*, ITR/P5-35 (2012).
- [2] M. Ishikawa *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **86**, 417 (2011).
- [3] M. Ishikawa *et al.*, *Plasma Fusion Res.* (2016), *in press*.
- [4] T. Hatae *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **83**, 10E344 (2012).
- [5] E. Yatsuka *et al.*, *JINST* **11**, C01006 (2016).
- [6] E. Yatsuka *et al.*, *JINST* **8**, C12001 (2013).
- [7] E. Yatsuka *et al.*, *J. Plasma Fusion Res. SERIES* **9**, 12 (2010).
- [8] R. Imazawa *et al.*, *Nucl. Fusion* **51**, 113022 (2011).
- [9] 今澤良太 他：プラズマ・核融合学会誌 **90**, 743 (2014).
- [10] R. Imazawa *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **83**, 123507 (2012).
- [11] R. Imazawa *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **87**, 013503 (2016).
- [12] A. Iwamae *et al.*, *Plasma Phys. Control. Fusion* **53**, 045005 (2011).
- [13] S. Kitazawa *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **101**, 209 (2015).
- [14] M. Takeuchi *et al.*, *Plasma Fusion Res.* **8**, 2402147 (2013).
- [15] M. Takeuchi *et al.*, *Fusion Sci. Tech.* **69**, 655 (2016).
- [16] S. Kitazawa *et al.*, *Plasma Fusion Res.* **10**, 3402044 (2015).



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

9. ITER トリチウムプラントの開発

9. Development of Tritium Plant for ITER

林 巧, 中村博文, 岩井保則, 磯部兼嗣, 枝尾祐希, 寺田誠二,
倉田理江, 山田正行, 鈴木卓美, 佐藤克美, 富山善実, 山西敏彦
HAYASHI Takumi, NAKAMURA Hirofumi, IWAI Yasunori, ISOBE Kanetsugu, ED AO Yuki,
TERADA Seiji, KURATA Rie, YAMADA Masayuki, SUZUKI Takumi, SATO Katsumi,
TOMIYAMA Yoshimi and YAMANISHI Toshihiko

*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年1月13日)

ITER (国際熱核融合実験炉) のトリチウムプラントの概要と, 日本が調達責任を有するトリチウム除去系に関する設計の現状と課題について紹介する. ITER トリチウムプラントは大きく分けて6系統のシステムで構成され, ITER 機構の他, 日, 欧, 米, 韓の4極の間で調達が分担されている. 日本はITER 機構とともにトリチウム除去系を担当する. トリチウム除去系は安全重要機器 (Protection Importance Component) であるため, 異常時に確実にトリチウムを除去可能なよう多重性を有する設計となっている. 本章では, トリチウム除去系のトリチウム除去技術とトリチウム除去系の性能確認に向けた取組みを紹介する.

Keywords:

Fusion, Tritium, Detritiation System, Safety Component, Licensing, ITER

9.1 はじめに

ITER (国際熱核融合実験炉) では, 本格的な重水素(D)/トリチウム(T)燃焼運転を実施するために, トリチウムを最大4kg程度保有する計画で有り, DT燃焼は300~500秒放電または3,000秒放電 (Duty25%) といったパルス運転ではあるものの, 定常的に約1kgのトリチウムを循環処理して使用する計画である. トリチウムプラント[1]は, 主としてこれら燃料循環処理に必要な設備と, 数kgのトリチウムを安全に取り扱うための設備で構成されるもので, 図1にその概念系統構成を示す. 固体水素またはガスで真空容器内に注入されたDT燃料は, プラズマ状態で核融合反応を起こすが, その多くは未燃焼のまま真空排気される. そのプラズマ排出ガスから未燃焼の燃料を精製回収し, DやT燃料を分離し, 貯蔵設備を経由して燃料ガスの成分を調整後, 再注入する設備が燃料循環処理設備である. DT燃料回収後の排出ガスは, 僅かに残るトリチウム成分をトリチウム除去系にて酸化しトリチウム水蒸気を回収除染後, 排気塔から排出するが, 回収したトリチウム水は化学交換塔で処理され, トリチウムを燃料循環系に戻す. このようにトリチウムプラントでは, 多くの設備の有機的な連動運転が必要不可欠である. 本図に記載の通り, 上記各設備を4つの極 (日, 欧, 米, 韓) 及びITER 機構 (IO) が分担して調達する. トリチウムプラントの主要機器の例とその調達分担極について以下に示す.

1. トカマク排ガス処理設備

(Tokamak Exhaust Processing System: TEP, 分担極: 米国)

プラズマ排気ガス中の水素同位体ガスをパラジウム合金透過膜拡散器 (PD) により精製, 残った不純物ガス中のトリチウムは触媒反応 (分解, 化学交換など) により化学的に水素ガスに変換してPDで回収するシステム. 現在, 詳細設計段階.

2. 水素同位体分離システム

(Isotope Separation System: ISS, 分担極: 欧州)

TEPで精製回収した水素同位体ガスを深冷蒸留分離法 (液体水素の蒸留) により同位体分離を行い, 重水素, トリチウム成分のみを回収するシステム. 現在, 概念設計段階.

3. トリチウム水処理システム

(Water Detritiation System: WDS, 分担極: 欧州)

ITERで発生したトリチウム水を液相化学交換塔により同位体分離し, 電気分解 (高分子電解膜) 法を組み合わせて, トリチウム成分を水素ガスとして回収するシステム. 現在貯留タンクはITERサイト納入済, それ以外は詳細設計段階 (一部概念設計中の機器もあり).

4. トリチウム貯蔵システム

(Tritium Storage & Delivery System: SDS, 分担極: 韓国)

*現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: hayashi.takumi@qst.go.jp

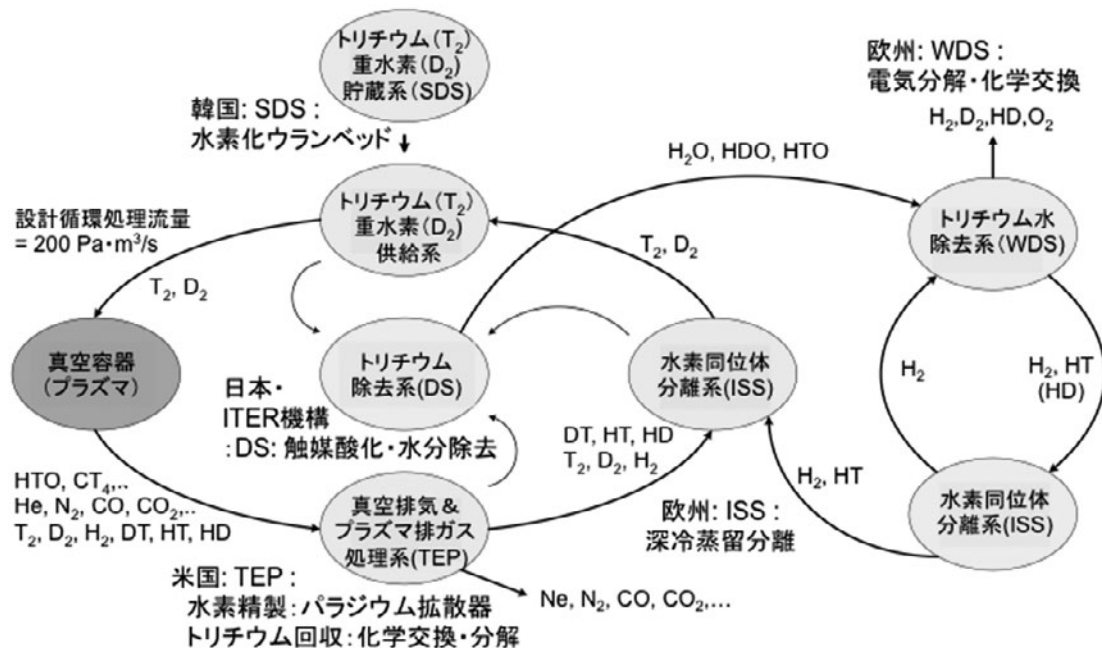


図1 ITER 燃料循環処理システム概念系統構成図。

トリチウム等の燃料を劣化ウランに吸蔵させ金属水素化物の形で貯蔵、各種実験ガスを含め供給するとともに、貯蔵されているトリチウムの崩壊熱を測定しトリチウムの計量を行うシステム。現在、詳細設計段階。

5. トリチウム除去システム

(Detritiation System: DS, 分担極: IO/日本)

建屋内に漏洩したトリチウムを雰囲気中から除去、また各種トリチウムシステムから排出されたガス中のトリチウムを除去し、トリチウムの環境漏洩を防止・緩和する安全システム。現在、最終設計段階。

6. 分析測定システム (Analytical System: ANS, 分担極: IO)

トリチウムプラントの各系統におけるトリチウム分析を行うシステム。現在、詳細設計段階。

前述のように、日本はトリチウム取扱安全上、最も重要な、雰囲気トリチウム除去系 (DS) を分担している。以下、本章では、フランスの安全規制要件を踏まえて日本が分担する ITER DS の設計の現状及び課題を整理すると共に、今後予定している確証試験や共同調達活動計画 (IO と日本で 50% : 50% の分担予定) について紹介する。

9.2 フランスの安全規制の要件を踏まえた ITER DS の設計の現状：

トリチウムは多重閉じ込めにより安全に取扱管理するが、それぞれの閉じ込め障壁は、物理的障壁である真空容器や気密容器、グローブボックス (GB) やセル、部屋や建屋などと、機能障壁である DS を組み合わせて構成する [2, 3]。

DS の構成は、トリチウム除去対象の建屋毎、あるいはトリチウム除去の対象毎に分類されており、主として以下で構成される。

1. トカマク複合建屋トリチウム除去系 (TC-DS)

トカマク本体が収納されるトカマク複合建屋雰囲気の異常時のトリチウム除去を行うとともに、平常時のポートセルや中性粒子入射装置 (NB) セル等の段階的負圧維持及びトリチウムプラントからの排気ガスの処理を行うシステム。

2. ホットセル建屋トリチウム除去系 (HCF-DS)

機器のメンテナンスを実施するホットセル建屋雰囲気の平常時及び異常時のトリチウム除去を行うシステム。

3. グローブボックス (GB) トリチウム除去系 (GB-DS)

トリチウムプラント機器が内包されるグローブボックス内雰囲気のトリチウム除去を行うシステム。

4. サプレッションタンク負圧維持系 (ST-VS)

トカマク真空容器内への冷却水漏れなどの異常時においてその圧力を抑制するサプレッションタンク内雰囲気の負圧維持を行うシステム。なお、本システムの排気ガスは TC-DS に送られる。

上記の中でも、TC-DS と HCF-DS は最終閉じ込め障壁を構成しており、以下の要求が課されている。

1) 機能については、下記の 4 つの要求を満たす必要がある。

- ① 通常運転時の全てのトリチウム使用機器からの排ガス中のトリチウム除去、
- ② 保守時の真空容器、各種 GB やセル等の雰囲気トリチウム濃度制御、
- ③ 定常汚染の可能性のある区画等の段階的負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去、
- ④ 異常時のトカマク複合建屋及びホットセル建屋の負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去。

2) DS のトリチウム除去性能は、設計値で 99.9% とし、実際に、非火災異常時で 99%、火災時で 90% を最低限満たすことが要求されている。ITER では、1 つの火災ゾーンと一致するトリチウム隔離区画 (例えばトリチウム貯蔵ベッド 1 基など隔離弁で隔離できる区画) について、最大 70 g

以下のトリチウム貯蔵・滞留量に管理する。安全評価上、火災時に、1つの火災ゾーンにあるトリチウムが全て当該区画に放出されたとしても、90%はDSで除去され、環境への影響は敷地境界で1 mSv以下に緩和されると評価されている。

3) DSの処理要求量は、通常時は上記の①②③の合計値、異常時は上記④の中の最大容積区画の負圧維持量で決まる。ITERでは、トカマクギャラリーが72,000 m³で最大容積区画であり、100 vol%/dayの気密度から、3,000 m³/hの処理量が要求される。実際には、この要求に、停電、DSの保守、DSの火災、及び異常時の単一故障の重ねあわせなどの複合事象を考慮する。例として、現状のトカマク複合建屋のDSの系統構成を図2に示す。

- 通常時用のDSは、実績から触媒酸化・水分吸着方式（乾燥塔）^{*}、1,600 m³/hの処理量で1系統。常時運転。
- 異常時用のDSは、長期運転の信頼性^{*1}から[3]、触媒酸化・向流型水-水蒸気交換方式（スクラバー塔：SC塔）、1,400 m³/hの処理量で6系統。3系統毎に1系統の非常用電源を配置する。通常時は、待機運転を基本とする。
- なお、DSで回収したトリチウムは、トリチウム水として水処理システムに送られ燃料循環系に戻る。（図1参照）

9.3 DSの課題と今後の統合性能確認試験：

上記のように長期運転時の信頼性向上の観点から、異常時のDSにはSC塔が採用されている。SC塔は、多くの化学プラントなどで実用されており、有害ガスの除去性能は実証されているがトリチウム水蒸気の除去性能は実証されていなかった。そこで、ロシアでの基礎試験を経て、日本原子力研究開発機構（原子力機構）のトリチウムプロセス研究棟（Tritium Process Laboratory:TPL）で実機の約1/5のパイロット規模での実証試験を実施し（2009～2013年）、最も保守的な飽和水蒸気条件にてトリチウム水蒸気の除去性能を確認した。また、触媒酸化反応塔（LTR等）の触媒についても、基礎試験を実施し、電源ケーブルの火災時に

発生するガス（主として、メタン、エチレン、プロピレンなど）共存下や一酸化炭素・二酸化炭素共存下でトリチウム酸化性能を確認した[4]。

上記のように新規技術を利用したITERのDSに関しては、ITERの安全を監督するフランスの原子力規制当局も関心を寄せており、2012年にITERの建設が許可された省令（ITER Creation Decree: Decree No.2012-1248 9 Nov. 2012）においては、DSの性能に関するQualificationが求められた。さらに2013年に決定されたTechnical Prescription（ASN Decision No. 2013-DC-0379）において、SC塔、触媒触媒の有効性の確認やこれらの組み合わせ統合システムとしての有効性の確認等の6項目の技術的要求が求められており、原子力機構のTPLにおいてトリチウムを使用したDSの性能確認試験を分担して実施する予定である。

具体的には、上記のDS性能確認試験の他、調達に係る品質確認試験の一環として、LTRやSC塔の単体機器としての実用運転要求条件下での確認試験を継続するとともに、DSシステムとしての以下の統合性能確認試験を、日本で実施する予定である。

- ① SC-DSの実用条件運転試験及びAging試験：上記1/5-SC塔をITERにおける実用条件での運転（断熱増湿運転）試験用に整備して、性能実証を行うとともに、長期間データを蓄積して経年変化の有無を確認。
- ② ミッション試験：①の1/5-SC塔をTPLの既設のトリチウム除去設備と連結し、長期間、実際のトリチウム施設のDSとしての運転実績を蓄積。
- ③ SC-DS統合試験：標準設計に基づき、適切な規模の触媒塔及びSC塔を製作して連結し、SC-DSモジュールシステムとしての統合トリチウム除去性能の実証。

9.4 DSの調達活動：

2014年12月に、IOと日本国内機関（JADA）で共同で調達活動を行うための取決めに締結した。この取決めの下で、現在、DSの本格的な調達活動の開始に向け、共同チー

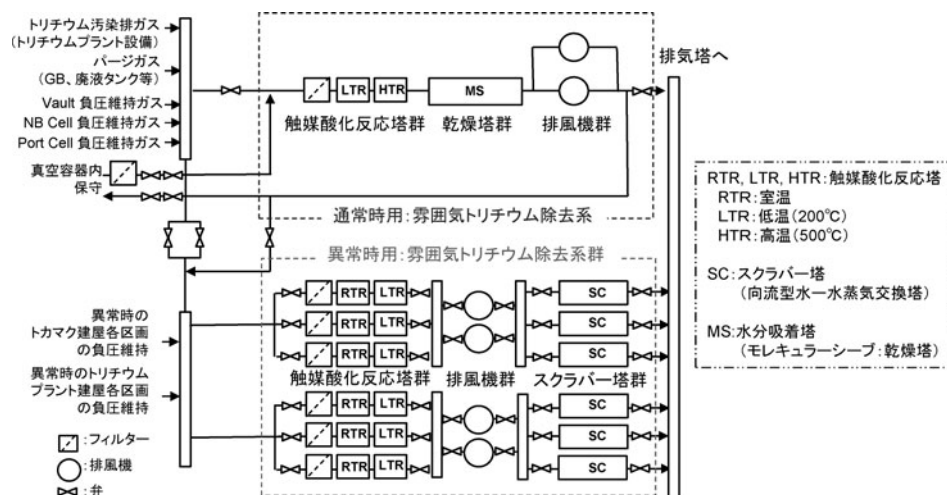


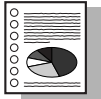
図2 ITER トカマク複合建屋用雰囲気トリチウム除去系の系統構成。

* 1：水分吸着方式（乾燥塔）は、長期運転時には乾燥塔の吸着容量が限られているため、複数の乾燥塔の切替運転が必要で、切り替え時の弁等の故障確率を評価すると、除去系としての信頼性が低くなり、切り替えのない連続運転が可能なスクラバー塔方式が採用された。

ムを発足させ設計作業を進めている。DS 調達に関しては、全体を共同調達チームが管理するが、主として最終設計（2019年完了予定）や実機の調達活動（2025年据付完了予定）は IO 側主導で、統合性能試験対応（2020年頃まで）は日本側主導で実施していく予定である。2015年9月に DS 調達に関する第1期の調達取決めが発効し、日本における統合性能試験が開始された。

参考文献

- [1] M. Glugla *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 472 (2007).
- [2] D. Murdoch *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1355 (2008).
- [3] S. Beloglazov *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1670 (2010).
- [4] T. Hayashi *et al.*, Fusion Sci. Technol. **67**, 365 (2015).



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

10. ITER テストブランケット計画

10. Test Blanket Program in ITER

河村 繕範, 廣瀬 貴規, 西 宏, 谷川 尚, 中島 基樹,
権 暁星, 宮田 訓, 竹村 真, 山西 敏彦

KAWAMURA Yoshinori, HIROSE Takanori, NISHI Hiroshi, TANIGAWA Hisashi,

NAKAJIMA Motoki, GWON Hyoseong, MIYATA Satoru, TAKEMURA Makoto and YAMANISHI Toshihiko

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年1月13日)

テストブランケットモジュールは, 参加極が各々の計画に基づき ITER の核融合環境を利用して実施する, 原型炉に向けたトリチウム増殖ブランケットの試験に用いる機器であり, ITER の調達機器ではない. 日本は固体増殖水冷テストブランケットシステムの実施極として, 2014年11月に ITER 機構と取決めを結び, 本格的にテストブランケット計画の実施に向けた活動を開始した. 2015年2月の概念設計レビューで指摘された解決が必須な課題3件は, 解決の見通しが得られる所まできた. 今後, 概念設計の承認を得て詳細設計へ進むが, 原型炉とは異なる ITER 環境での試験において, どのような結果が得られれば原型炉への見通しが得られるのかを考慮し, そのための機能, 性能への要求を満たすように設計を詳細化する. さらに実機製作に向けたフランス規制対応を進める.

Keywords:

ITER, Test Blanket Module, DEMO, tritium, ceramic breeder, neutron multiplier, pressurized water

10.1 はじめに

増殖ブランケットは, 真空容器内壁にブロックあるいはタイルのように取り付ける複数のモジュールで構成され, 中性子遮蔽, エネルギーの取り出し, 燃料トリチウムの製造の役割を担い, 発電を行う核融合炉では重要な機器である. 図1に示すようにモジュールは箱構造をしており, 中に中性子増倍材並びにトリチウム増殖材が充填され, 核融合中性子との核反応で生成するトリチウムは不活性ガスを

通気するなどして取り出し, 精製して燃料として用いる. 箱を構成する構造部材には冷却材の流路が設けられ, 核反応に伴う発生熱を冷却材の流通によって取り出し発電に用いる.

前章までに紹介されてきた機器は, ITER (国際熱核融合実験炉) の構成機器で, 日本が ITER 機構 (IO) に物納し, ITER 運転時の所有権は ITER 機構にある. これに対してテストブランケットモジュール (TBM) は, ITER を利用して「発電のための高品質な熱の取り出し」, 「燃料トリチウムの自己補給」を実証する計画 (TBM 計画) のための試験機器であって物納品ではなく, 所有権は ITER 参加極 (ITER Member: IM) にある. 各 IM は各々の原型炉設計に基づくブランケットモジュールを ITER に設置 (EU 2 機, 日中韓印各 1 機, 米露 0) して試験を行う. ITER の達成目標の一部は TBM 計画を通してのみ実証できるものであり, 国内でも TBM 計画が原型炉の工学設計移行, 建設判断の指標となるなど, 重要な位置づけとなっている.

本章では, 日本の TBM 計画の経緯と現状について紹介する.

10.2 TBM 計画の経緯と詳細

日本をはじめ核融合先進国は独自のブランケットを開発している. その中で, ITER 機構発足前の1994年12月にテストブランケット作業部会 (TBWG) が設置され, TBM

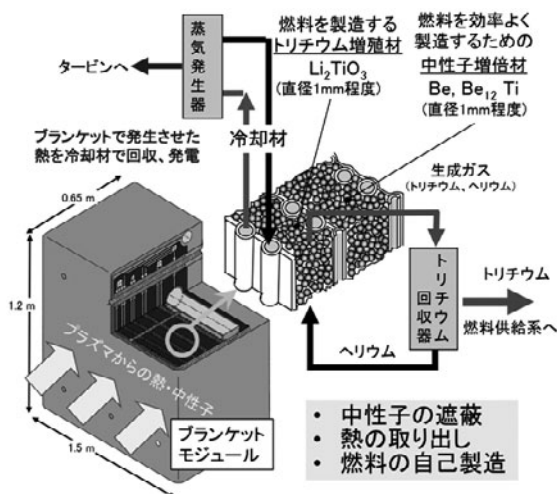


図1 ブランケット概略図.

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: kawamura.yoshinori@qst.go.jp

計画の技術的な調整を開始した。国内では2000年8月の核融合会議[1]、2005年10月の原子力委員会核融合専門部会[2]等で、ITERを用いたTBM試験が我が国の方針として明示された。2006年にはアドホックグループ(ADHG/TBM)が設置され法的枠組、コスト分担の議論を開始した。常設委員会の設置も提案されて、2008年11月のITER理事会でTBM計画委員会(TBM-PC)の設置が承認され、TBM計画はITER協定に基づく活動として承認された。

TBM計画はTBMリード(TL)極、ポートマスター(PM)極、TBMパートナー(TP)極によって実施される。TBMはITER水平ポートのうちの3つに2台ずつ計6台が設置される。TL極は、TBM開発、製作、試験、廃棄に責任を持つ。PM極は、ポートを共有する別のTL極のTBMとの技術的調整を行う。TP極はTL極と取決めに締結して、そのTL極の計画に協力・参加する。我が国は、核融合エネルギーフォーラムと核融合ネットワークが合同で組織したTBM作業会で協議し、2009年3月のTBM-PCにて、固体増殖水冷却TBMのTL極となること、当該ポートのPM極になること、固体増殖水冷却以外の概念についてはTP極として参加することを表明した。TBM-PCで合意された実施体制を表1に示す。

TL極は、TBM計画の実施にあたり、開発から廃棄までITER機構との間で取決めに締結する。これはITERの調達取決め(PA)に相当するが、権利義務関係が異なることからTBM取決め(TBMA)と称する。TBMAの特に重要な項目は以下の三点である。

- 知的財産について

ITERのサイトで得られた知見は共有。それ以外は所有権を持つTL極の財産とする。サイト外での照射後試験による知見は共有を推奨するが、拒否は可能。

- 賠償責任について

ITER機構に引渡した時点で、TL極は所有物に対する責任(例えば修理や交換)のみを負う。それ以外の全ての責任をITER機構が負う。核的災害に対する責任はITER機構が負うことを確認した。

- 廃棄物について

TL極はTBMの運転及び運転後に発生する廃棄物の処理に責任を持ち、それに伴う費用を負担する。フランスでの処分を想定し、ITERフランス(Agence ITER France、ITERのホスト機関)、ITER機構との三者間の取決めにについて協議する。

表1 TBM試験計画の実施体制。

ポート	PM 極	TL 極と概念	
16	EU	EU 固体増殖 He 冷却 (HCPB)	EU 液体 (LiPb) 増殖 He 冷却 (HCLL)
18	日本	日本 固体増殖 水冷却 (WCCB)	韓国 固体増殖 He 冷却 (HCCR)
2	中国	中国 固体増殖 He 冷却 (HCCB)	インド LiPb 固体増殖 He 冷却 (LLCB)

日本は、国内機関(JADA)である日本原子力研究開発機構がTBM計画に基づく業務を実施することとし、2014年11月にJADAがITER機構との間でTBMAに署名し、日本のTBM開発は、ITERのスケジュールと整合するように活動する段階に入った。(2015年3月のインドの署名をもってTL極全てがTBMAを締結しており、米国とロシアはTL極ではなくTBMAを用意していない。)TBMはITERのプラズマ試験計画に合わせて複数機を持ち込んで試験する予定であるが、現在締結しているTBMAは最初の運転段階であるH-Heフェーズに試験する1号機及び補機の設計、製作、輸送までを規定しており、それ以降については最終設計レビュー後に改訂して対応する。

先述のように全てのTL極はプラズマ試験計画に合わせて最大4機のTBMを準備する。H-He期の電磁力モジュール(EM-TBM)、DD期の熱核モジュール(TN-TBM)、DT短パルス期の中性子/トリチウム/熱機械モジュール(NT/TM-TBM)、DT長パルス期の統合モジュール(INT-TBM)である。DD期が短いことから、日本はTN-TBMとNT/TM-TBMを合理化して1機とした3機案を提案している。TBMの交換時期は定められており、交換時は韓国のTBMと共に、フレームに取り付けたポートプラグごと取り扱うため、不具合が生じたTBMを自由に取り出す、あるいは取り出したTBMを再利用することはできない。TBMの数と交換時期を一致させる必要がある点は日韓双方理解しており、詳細設計開始と共に本格的な計画の調整を開始する。

2015年5月のTBM-PCでは、安全にかかる部分以外の設計レビューは各TL極が事前国内で行うという提案が行われ、国内でのより確実な設計が求められている。

10.3 TBM研究開発の展開と技術的課題

TBM1号機のITERへの据付けは、初プラズマ後に炉内機器を設置する組立第2期(Assembly Phase II)に設定されており、据付前にITER機構で受入試験を行い、韓国のTBMと共に共通フレームに組み込まれ、リークテスト等を行った上で据え付けることになる。1号機は、概念設計、詳細設計、最終設計を経て製作発注し、製作設計、製作を経て国内受入試験を行った後に、ITER機構へ輸送する。

日本がITER機構へ持ち込む機器は、TBMと遮蔽体から成るTBMセット、水冷却システム(WCS)、トリチウム回収システム(TES)等の補機システム並びに補機ユニット(AEU)で、テストブランケットシステム(TBS)と総称する。図2にTBS構成機器の配置と外観を示す。TBMは低放射化フェライト鋼F82Hで作られるが、遮蔽体はステンレス製である。表面熱負荷並びに中性子壁負荷はそれぞれ0.3 MW/m²と0.78 MW/m²である。機能材は、トリチウム増殖材としてチタン酸リチウム(Li₂TiO₃)微小球(直径1 mm)、中性子増倍材として金属ベリリウム(Be)微小球(直径1 mm)を2号機から充填する。よって2号機以降はTBM内にトリチウムが生成するので、ヘリウムガスを通気して取り出す。ヘリウムガス循環システムであるTESの系統圧は1気圧を超えないよう制御し、増殖材からのト

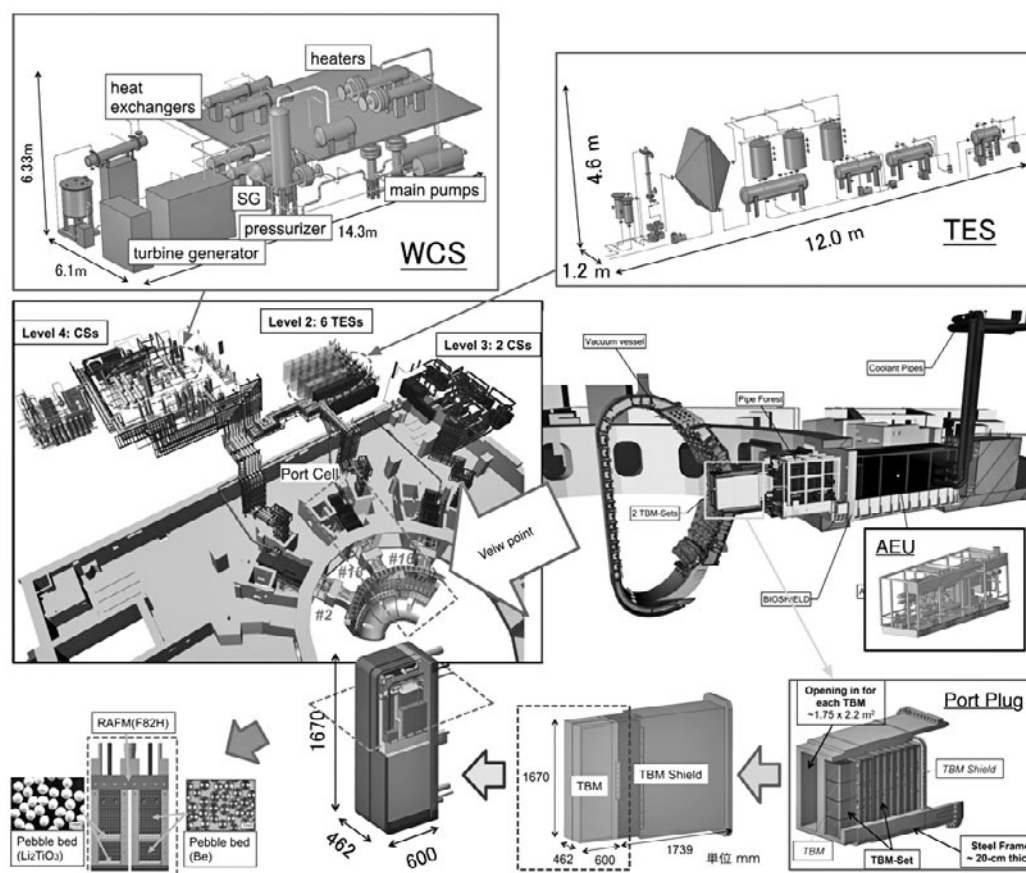


図2 TBS構成機器の配置並びに補機系の外観図。

リチウムの放出を促すために水素をヘリウムに添加し、濃度を0.1%程度に制御する。TESは、室温並びに液体窒素温度の合成ゼオライト充填塔、及びパラジウム拡散器で構成され、グローブボックスに収納される。トリチウムを含む水素同位体をヘリウムから吸着除去し、除去したトリチウムを計量システム（TAS）で計量後、トリチウムプラントに送る。TBMの除熱はWCSで行う。冷却水運転圧力15.5 MPa、温度はTBM入口並びに出口で各々280℃と325℃で、加圧水型原子炉に類似する。WCSは溶存酸素濃度の調整や放射化腐食生成物の除去機能も有する。冷却水は定期的に交換し、冷却水中のトリチウムはITERのトリチウムプラントの一部である水処理システムで処理する。TBMから取り出した熱はITERの2次冷却水系であるCCWS-1に放出するが、DT長パルス期間には発電実証を計画している（水冷却式を選択した日本のみが実証可能）。TBSの主な仕様を表2に示す。

2015年2月に韓国と共にITER機構が開催する概念設計レビュー(CDR)を受審した。このレビューでは主にTBSの設計がITERの安全要求を満たすか否か、ITER本体との取合いを考慮あるいは認識しているか否かを審査された。このレビューで3件の解決すべき重要課題が指摘された。これまでにすべての課題について解決策を提示しており、承認されれば概念設計活動が完了する予定である。水冷式であるために、ITERの運転とともに冷却水が放射化してN-16、17同位体が生成し、これらが放射する放射線の遮蔽が問題となる。WCS本体を設置するLevel 4

表2 WCCB-TBS の主な仕様.

Structural Material		F82H
Dimensions (TBM)		H 1.67 m $\times$ W 0.462 m $\times$ T 0.6 m
Surface Heat Flux		0.3 MW/m ²
Neutron Wall Load		0.78 MW/m ²
Breeder	Li ₂ TiO ₃	37 kg
Multiplier	Be	200 kg
Coolant	Water	15.5 MPa, 280 – 325 °C
	Flow Rate	3.59 kg/s

の実効線量，計測機器の一部が配置されるポートセルにおけるシリコン（電子機器の集積回路を想定）の吸収線量を評価し，必要とされる放射線量の低減の程度を明らかにした．緩和策を具体的に反映するのは詳細設計からになる．

図2のようにTBSは小規模ながらプラントと言って良い。そのためITER本体との取合いは多い。概念設計では認識だけで済まされた取合い部分の設計も、詳細設計ではより具体化・詳細化する必要がある。また、ITER並びにTBM計画の目標達成と、原型炉につながる技術の実証を主張するには、ITERとTBMという制限された環境で何をどう実験・評価すべきなのか精査し、反映させる必要がある。

実機製作に向けて動き始めた TBM 開発は、設計活動に加えて規制対応を進めるべき段階にある。各 TL 極が独自の低放射化フェライト鋼の開発を掲げるなかで、压力容器の構造基準への登録に着手しているのは EU のみである。日本の F82H 鋼については、ASME 压力容器設計規格に登

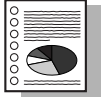
録済みの Grade91 鋼との比較により特性を明らかにすることで、合理的に材料認証の特例を受けることができると考えている。また、TBM の冷却材は圧力が高くトリチウムを含むため、フランス原子力圧力容器規制の要求が課せられる可能性が高い。規制により設計等に課せられる要求事項を満たしつつ、試験目標を達成するのは容易でないと予想され、材料の規格化と合わせて認証機関を巻き込んだ圧力容器規制をクリアする TBM の設計作業が必要である。また、これら活動と並行して、実規模モックアップなどを製作する。これは製作性検証に加えて、安全性確証試験に供用するため必須であるが、実規模モックアップの試験環境は国内に存在せず、その整備が喫緊の課題である。

10.4 まとめ

TBM 計画はこれから詳細設計活動に移行する。原型炉ブランケット設計に見通しを得るために、ITER の限られた環境でどのようなデータを取得すべきか、現在の技術基盤の合理的な外挿の中で TBM が満足すべき具体的性能を定量的に定義する段階にある。

参考文献

- [1] 核融合会議計画推進小委員会、核融合会議第三期科学技術基本計画「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」2000(平成12)年8月。
- [2] 原子力委員会核融合専門部会「今後の核融合研究開発の推進方策について」2005(平成17)年10月。



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

11. おわりに

11. Summary

井上 多加志, イーター日本国内機関¹⁾

INOUE Takashi, and ITER Japan Domestic Agency

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付日: 2016年3月16日)

ITER 計画における日本の機器開発と製作の現状を報告した。その概要を表 1 にまとめて示す。本原稿を執筆、取りまとめている間にも開発・製作に大きな進展があった。具体的には、

- i) トロイダル磁場 (TF) コイル導体の製作完了に続いて、サンプル試験において良好な超伝導特性が確認される等、調達取決めに定めた全ての仕様を満足することを ITER 機構が認定し、TF コイル導体の調達を完了。
- ii) TF コイルの製作において、実機 TF コイルのインボード側構造物本体 (全長 16.5 m) 2 機分が完成。図 1 に示すように、ITER の巨大な TF コイル実機のサイズを実感できる構造物が完成した。
- iii) イ・パドバで建設中の中性粒子入射装置実機試験施設 (NBTF) において日本が調達した 1 MV 電源高電圧部の据付け作業が進展。
- iv) 170 GHz ジャイロトロン用超伝導マグネット、ダイヤモンド窓等を製作中であり、ジャイロトロン本体の製作にも着手。
- v) フルタングステンダイバータ外側垂直ターゲットのモックアップを製作、露・エフレモフ研究所におい

て、電子ビームによる高熱負荷繰返し照射試験を行い、ITER の要求性能を満足することを実証して、ITER 機構の性能確認試験に合格。

冒頭にも述べたとおり、日本が調達する機器の工程は、ITER の全体工程を考慮して、必要とされる期日までにサイトに搬入できるように機器ごとの工程を定めて設計・製作を進めている。これまでの説明の通り各機器によって進捗状況は異なるが、各機器の原子力機構担当者は、製作メーカーからの技術提案、ITER 機構からの取合い要求等を受けて技術協議を重ねる毎日である。2015年の1年間における調達に関わる技術協議は500件以上、参加者総数延べ約1800人に上った。

そんな中、概ね順調に設計・製作を進めることができているのは、原子力機構にとどまらず、大学、研究機関等で行われてきた研究・開発の知識と経験が産業界に蓄積されていることが大きい。いわば日本におけるこれまでの全ての核融合研究開発の成果の集大成として、ITER 機器の製作が進んでいると言っても過言ではない。

今後、NB 加熱電流駆動装置実機用高電圧電源、HV ブッシング (各 2 式) と 1 MeV 加速器 (1 機)、ブランケット遠隔保守装置、ダイバータ外側垂直ターゲット、計測装置



図 1 完成した全長 16.5 m の ITER TF コイルインボード側構造物本体。

* 現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: inoue.takashi@qst.go.jp

表 1 日本の ITER 機器開発と製作状況のまとめ (2016年 3 月10日現在)。

機器・システム名	開発・製作状況	備考
トロイダル磁場 (TF) コイル導体	製作完了	2016年 2 月, ITER 機構が調達取決めの要求を全て満足することを確認し, 調達完了。
トロイダル磁場 (TF) コイル	製作中	1号機巻線, 熱処理を完了し, ワインディングバックとする樹脂含浸施工準備中。 インボード側構造物本体 (全長 16 m) 2 機分を完成。
中心ソレノイド (CS) 導体	製作中	全体で49本のうち25本を製作完了, うち19本を米国に出荷済み。
中性粒子入射装置 (NB) 実機試験施設用電源高電圧部	製作中	約 2/3 の機器の製作を完了。約 1/3 の機器を伊・パドバの NBTF サイトに搬入し, 据付工事中。
中性粒子入射装置 (NB) 実機試験施設用高電圧ブッシング	製作中	全体を組み上げ, 工場内で最終耐電圧試験中。
高周波加熱電流駆動装置	製作中	超伝導マグネット, ダイアモンド窓など製作中。2016年 1 月ジャイロトロン製作着手。
(うち水平ランチャー)	最終設計中	
ブランケット遠隔保守装置 マニピュレータ, ビークル, 軌道, 軌道支持装置 軌道展開装置, 制御装置, ツール類	最終設計中	
ダイバータ外側垂直ターゲット	確証試験完了	フルタングステンダイバータへの設計変更を受け, 日本が他極に先駆けて確証試験に合格。
計測装置		
マイクロフィッションチャンバー真空容器内機器 ／真空容器外機器及び検出器 (うち MI ケーブル)	最終設計中 詳細設計中 製作完了	全計測装置に先駆けて, 実機の製作を完了。
ポロイダル偏光計	最終設計中	2015年11月予備設計レビュー開催。
周辺トムソン散乱計測器	詳細設計中	2016年度予備設計レビュー開催予定。
ダイバータ不純物モニタ	詳細設計中	2016年度予備設計レビュー開催予定。
赤外サーモグラフィ	詳細設計中	2016年度予備設計レビュー開催予定。
ポート統合		2017年調達取決め締結予定。
雰囲気中トリチウム除去設備 (ADS)	最終設計中	ITER 機構と共同調達を行うための共同チームを発足。
テストブランケットシステム	概念設計中	概念設計レビューを受審し, 抽出された課題に対応中。

ポート統合, ADS及びテストブランケットシステムといった多岐にわたる工学機器の製作が本格化する。これらの分野は, 特に国内の大学, 研究機関, 産業界でも研究開発が進められてきた分野でもあり, 今後より一層の御理解, 御指導をいただくとともに, 日本の核融合研究開発計画における核融合実験炉という位置付けである ITER の運転開始にオールジャパン体制で臨めるよう, 今後とも御支援, 御協力を賜りたい。

¹⁾ イーター日本国内機関 (2016(平成28)年 3 月現在) :

草間義紀, 杉本 誠, 井上多加志, 奥野 清, 中嶋秀夫, 吉田 清, 磯野高明, 河野勝己, 下野 貢, 海老澤 昇, 佐藤 稔, 尾関秀将, 齊藤徹, 川崎 勉, 宇野康弘, 西野克己, 山崎 亨, 山崎敬太, 名原啓博, 諏訪友音, 高橋良和, 押切雅幸, 堤 史明, 渋谷和幸, 高村 淳, 中瓶子伸二, 小泉徳潔, 中平昌隆, 松井邦浩, 辺見 努, 井口将秀, 梶谷秀樹, 櫻井武尊, 高野克敏, 山根 実, 稲垣 隆, 水谷拓海, 島根秀夫, 清水辰也, 安藤真次, 田家美恵子, 田中信彦, 中野俊英, 坂口香織, Hwang Sesub, 松井ゆかり, 高橋美月, 角館 聡, 武田信和, 小坂 広, 竹川俊彦, 桃澤 稔, 丸山孝仁, 野口悠人, 小舞正文, 井上隆一, 林 孝夫, 佐々木裕太, 鈴木 哲, 江里幸一郎, 関 洋治, 横山堅二, 平山智之, 石井和宏, 田邊貴光, 山田弘一, 伊丹 潔, 河野康則, 波多江

仰紀, 小川宏明, 北澤真一, 石川正男, 及川聡洋, 今澤良太, 谷塚英一, 竹内正樹, 小野武博, 山本剛史, 竹山茂治, 嶋田恭彦, 丸山敏征, 石垣芽衣子, 花田磨砂也, 柏木美恵子, 渡邊和弘, 戸張博之, 大楽正幸, 梅田尚孝, 山中晴彦, 前島哲也, 秋野 昇, 藻垣和彦, 佐々木駿一, 根本修司, 関 則和, 清水達夫, 遠藤安栄, 照沼勇斗, 小島有志, 阿部宏幸, 柴田直樹, 平塚淳一, 小田勇樹, 川又亮一, 笠間瑠菜, 吉田雅史, 錦織 良, 市川雅浩, 高橋幸司, 寺門正之, 小田靖久, 池田亮介, 坪田直明, 大島克己, 青木貴志, 磯崎正美, 林原正志, 阿部岩司, 設楽弘之, 池田幸治, 森山伸一, 小林貴之, 澤島正之, 平内慎一, 日向 淳, 和田健次, 佐藤文明, 横倉賢治, 星野克道, 河村繕範, 西 宏, 廣瀬貴規, 谷川 尚, 中島基樹, 鈴木由紀, 権 暁星, 宮田 訓, 竹村 真, 若佐厚至, 根本美聖, 林 巧, 中村博文, 岩井保則, 磯部兼嗣, 山田正行, 倉田理江, 富山善実, 枝尾祐希, 佐藤克美, 近藤亜貴子, 今野 力, 佐藤 聡, 太田雅之, 権 セロム, 布谷嘉彦, 佐藤和義, 齋藤真貴子, 西野 徹, 竹田恵吾, 中村 薫, 伊藤雄一, 野尻 浩, 寺田誠二, 猪野昌信, 後藤寿子, 會澤久美子, 中山裕子, 関谷 譲, 大原比呂志, 岩間康志, 森山節子, 後藤 誠, 佐藤 学, 西野 肇, 太田 彰, 片山賢治, 日座泰紀, 望月千佳, 奥川龍太郎, 中本美緒, 住谷まゆみ, 柴田奈津美, 鈴木菜々