

# 東芝の核融合装置開発の歩み

Toshiba's Approaches to Research and Development of Nuclear Fusion Devices

野田 哲也

島田 一人

稲垣 淳二

■NODA Tetsuya

■SHIMADA Kazuhiko

■INAGAKI Junji

東芝はわが国で核融合エネルギーの研究開発が開始された1970年代から継続的に核融合開発に参画しており、国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（JAEA）など国内外の研究所や大学などの機関が進める核融合プロジェクトで、装置の設計や製作を担ってきた。現在、7極の国際協力を進めるITER（国際熱核融合実験炉）や日欧協力の幅広いアプローチ（BA）活動を進めるJT-60SA（Super Advanced）はともに建設段階にある。当社は、これら装置の主要機器製作を担当しており、技術的に高い仕様に対して新たな技術の開発とその検証を行いながら、技術と実績を蓄積している。

これらの知見を生かして、核融合エネルギー利用を検証するための核融合原型炉（以下、原型炉と略記）の開発にも参加し、将来の核融合エネルギー利用の実現に向けた活動に貢献している。

Toshiba has been actively participating in projects for the research and development of nuclear fusion energy with related domestic and overseas research institutions and universities since the beginning of nuclear fusion research in Japan in the 1970s, and has developed various technologies for the design and manufacturing of experimental devices in this field. Among these projects, ITER, an international project being promoted by seven member entities including Japan, and the JT-60SA (JT-60 Super Advanced) experimental tokamak type device, a joint project between Japan and Europe, are currently under construction. We have been assigned the design and manufacturing of core equipment for these projects and have been developing advanced manufacturing techniques and skills in order to fulfill the high-level specifications of ITER and JT-60SA.

Based on the knowledge accumulated through these projects, we are also engaged in design studies for a demonstration nuclear fusion reactor to achieve the goal of realizing the practical utilization of nuclear fusion energy.

## 核融合装置への期待と技術開発

核融合装置は、太陽のエネルギー源と同じ核融合反応を地上で起こして利用するもので、燃料資源が豊富で偏在がないこと、地球温暖化物質が発生しないこと、及び半減期の長い放射性廃棄物が出ないことなどから、究極のエネルギー源として開発が始められた（[囲み記事参照](#)）。

わが国では、1970年代から大規模な核融合開発が開始された。東芝は、磁場方式の核融合装置について、開発当初から継続的に開発に参画してきた。

2005年に7極（日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国、及びインド）の国際協力で建設するITER（国際熱核融合実験炉）のサイトがフランスのカダラッシュに決まり、建設段階に入ったことにより、核融合エネルギー開発のトレンドは、核融合プラズマの物理研究の段階から、

核融合燃焼装置で必要な工学技術の実証へ移行し、更には核融合発電に必要な技術開発の段階に大きく踏み出した。当社も核融合による発電の実現に貢献するため、国内外の活動に積極的に参画している。

## 東芝の核融合開発の歴史

当社の核融合開発の年表を図1に示す。当社は、国内外の核融合装置開発のプロジェクトに基本設計段階から参画し、装置の設計、製作、及び組立てを担当してきた。

JAEAがわが国の実施機関となっているITERプロジェクトでは、当社はその予備検討段階から参画し、概念設計活動（CDA）や工学設計活動（EDA）の期間では延べ50人・年の技術者をITER設計チームに派遣して設計活動に貢献した。また、1993年からのEDAでは、

7大検証試験項目のうち、センターソレノイド（CS）コイル試作、ブランケット遠隔保守装置試作、及び真空容器セクタモデルの試作機製作の主要な役割を担い、EDAの成功に貢献した。現在の建設段階では、わが国が調達を分担する機器のうち、トロイダル磁場（TF）コイル、遠隔保守装置、中性子計測装置などを受注し、設計や実機製作の活動に着手している。また、グループ会社の東芝電子管デバイス（株）（TETD）は、プラズマ加熱及び制御に欠かせない高周波発生装置（ジャイロトロン）の製作を担当している。

国内最大のトカマク装置であるJT-60の初代装置の建設では、当社はTFコイルや、プラズマ加熱装置、電源などを供給した。JT-60の改造装置であるJT-60Uでは、加熱装置の改造や炉内機器の製作及び組立てを担当して、装置の成功に貢献した。

## 世界的な協力体制により分野を超えた技術が集結される核融合技術開発

核融合をエネルギーとして利用する場合、燃料を高温高压のプラズマ状態にして連続的に核融合反応を発生させる。プラズマ状態を閉じ込める方式には磁場閉込め方式とレーザー方式がある。磁場閉込め方式は、コイルなどで作る磁場でプラズマを閉じ込めるもので、磁場の配位によりトカマク型、ヘリカル型、ミラー型などがある。また、レーザー方式は燃料カプセルに高出力レーザーを当てて圧縮加熱してプラズマを閉じ込める。

核融合エネルギーの開発は、核融合プラズマの物理研究をする科学的実証、燃焼プラズマを維持制御する工学技術を試験する工学的実証、そして発電の経済性を試験する発電実証と段階的に研究開発が進められる。開発が進んでいるトカマク型では1970年代から研究が本格化し、燃焼に適したプラズマ状態が研究されてきた。初期には、高温高压状態にするために加熱すると、プラズマ閉込めが悪くなる現象が問

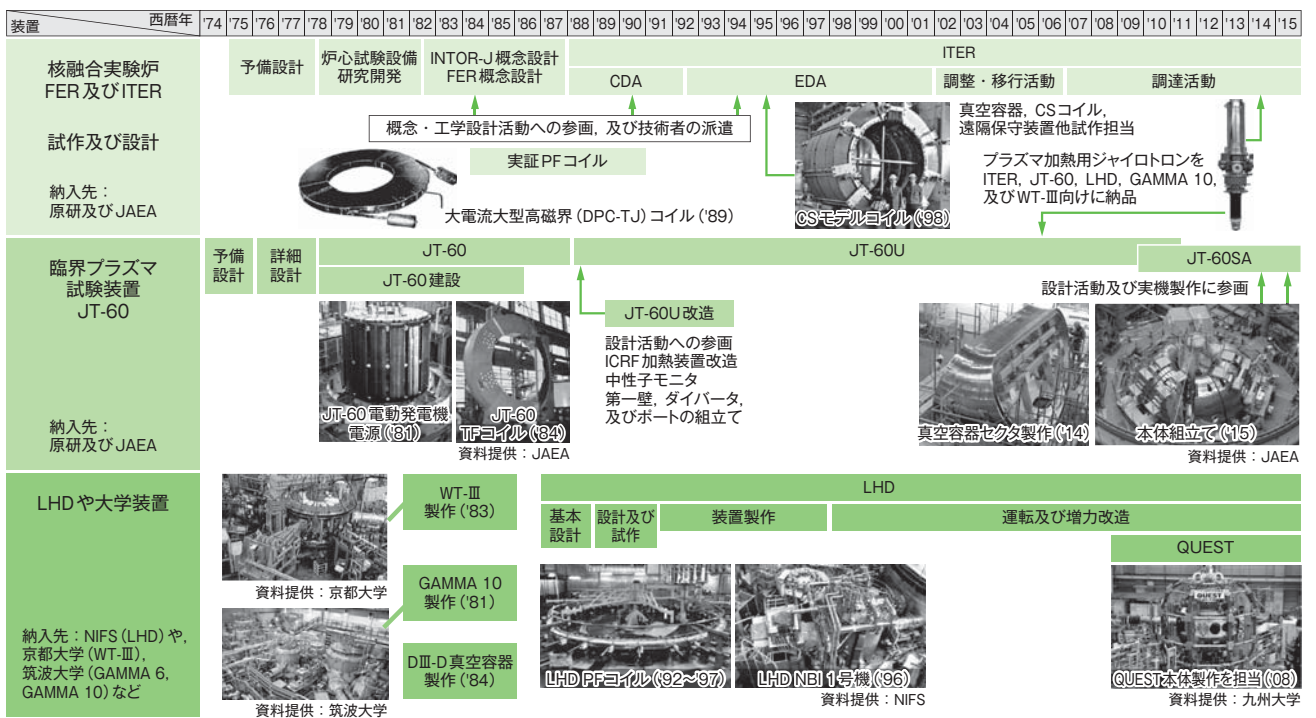
題となったが、1980年代以降にHモードや負磁気シアモードと呼ばれるプラズマ閉込め性能を改善した高性能プラズマの状態が発見され、その後の運転モードに採用されている。核融合炉に必要なプラズマを実現するため1970年代から米国のTFTR (Tokamak Fusion Test Reactor)、欧州のJET (Joint European Torus)、わが国のJT-60といった大型のプラズマ実験装置が建設された。TFTRとJETでは、1990年代に重水素-三重水素(トリチウム)の燃焼実験を実施しており、10 MW以上の核融合出力を得ることに成功し、JT-60では高性能プラズマの長時間維持を実現して、核融合エネルギーが加熱エネルギーを上回る臨界条件を達成した。その後21世紀に入り、プラズマ不安定を制御する方法が開発され、プラズマ閉込め性能は更に改善している。

現在、工学的実証を目指して建設が進められているITER (ラテン語で“道”を意味

する)は、重水素-トリチウムを核融合反応させて500 MWの核融合出力を発生させる計画である。ITERでは、燃焼プラズマの制御や核融合エネルギー装置に必要な工学技術の検証、及び燃料であるトリチウムの増殖試験を行う。

核融合装置の製作には、プラズマを閉じ込める強力な磁場を作る超電導磁石の技術や、高品質な溶接加工を要する真空容器など大型構造物の製作技術、炉内で高い熱と中性子の負荷を受ける炉内機器技術、コイルや加熱装置向けの大電力制御技術、放射化した炉内構造物を保守する遠隔保守装置技術など高度な技術要求があり、核融合炉はまさに先端技術の集約である。ITERの機器製作や原型炉の製造研究では、最先端の製造技術を開発している。

このように、核融合エネルギー利用に向け、物理研究と機器製造技術の開発が協調して進められている。



原研：財団法人 日本原子力研究所 (現 JAEA) INTOR-J：国際トカマク型核融合炉 FER：核融合実験炉 NBI：中性粒子入射装置 ICRF：イオンサイクロトロン周波数帯

図1. 東芝の核融合開発の歴史 — 1970年代の開発当初より、国内外の核融合技術開発に設計段階から関わり、設計及び製造の実績を重ねてきた。  
History of Toshiba's contributions to nuclear fusion development

現在、JT-60はITERの補完装置の役割を持つJT-60SA (Super Advanced) として、コイルの超電導化を含む改造を実施中である。このJT-60SA建設で、当社は真空容器セクタの製作や真空容器を含むトカマク本体組立て作業を担当している。既に真空容器セクタの製作を2014年に終えており、本体組立てでは2015年9月に340°分の真空容器の組立てを終了した。今後、熱遮蔽体や、欧州が製作するTFコイルを本体に組み込む作業を実施する計画である。

当社は、トカマク装置以外の核融合装置についても国内外の研究機関と協力し、設計段階から参画している。大学共同利用機関法人 自然科学研究機構 核融合科学研究所 (NIFS) の大型ヘリカル装置 (LHD) では、大型超電導コイルであるポロイダル磁場 (PF) コイルやプラズマ加熱装置の製作を担当した。現在LHDでは、重水素を用いた運転に向けた装置改造を進めており、機器改造を分担してこれに貢献する。

この他、米国 ジェネラルアトミックス社の実験装置DIII-D向けの真空容器や、国立大学法人 筑波大学 (以下、筑波大学と略記) のGAMMA 10向け複合ミラー装置、国立大学法人 東北大学のヘリアック装置、国立大学法人 京都大学 (以下、京都大学と略記) のWT-III、国立大学法人 東京大学のRT-1、国立大学法人 九州大学 (以下、九州大学と略記) のQUESTなど多くの装置を供給して、プラズマ・核融合研究に寄与している (この特集のp.34 - 37参照)。

このように、当社は核融合開発への長い取組みの中で、核融合装置のシステムと機器の設計や、製作、現地組立てなどの技術を獲得してきた。これらの活動を通じて、当社は原型炉の開発に向けて様々な技術の高度化に取り組んでいる (同p.7 - 11参照)。

## 核融合装置に関わる技術開発

核融合装置は、様々な技術から構成

される。現在の主要であるトカマク型核融合装置について、核融合装置に特徴的な構成機器と、それぞれの機器に係る技術分野を図2に示す。核融合装置は、4 K (-269 °C) の極低温の超電導技術から20 MW/m<sup>2</sup>の高熱負荷と高中性子負荷を受ける炉内機器の除熱・低放射化技術、更には高いガンマ (γ) 線環境下で動作する遠隔保守装置の耐放射線技術など、幅広い環境に対応する技術の集大成である。

図2の技術はいずれも高度な技術である。また、核融合技術は長期にわたる開発が必要なため、技術者の人材育成と知識の継承が重要である。当社では、ITERプロジェクトやBA活動の技術開発に参加して機器製作の実績を積むとともに、そこに新たな人材を投入して知見の幅の拡大や知識の継承を図っている。また、コア技術は独自開発を行い、ノウハウを蓄積している。

ITERで当社が製作を担当する機器を図3に、JT-60SA建設で担当する機器や作業を図4に示す。

次に、個別の技術項目について、当社の取組みの概要を述べる。

### ■超電導コイル

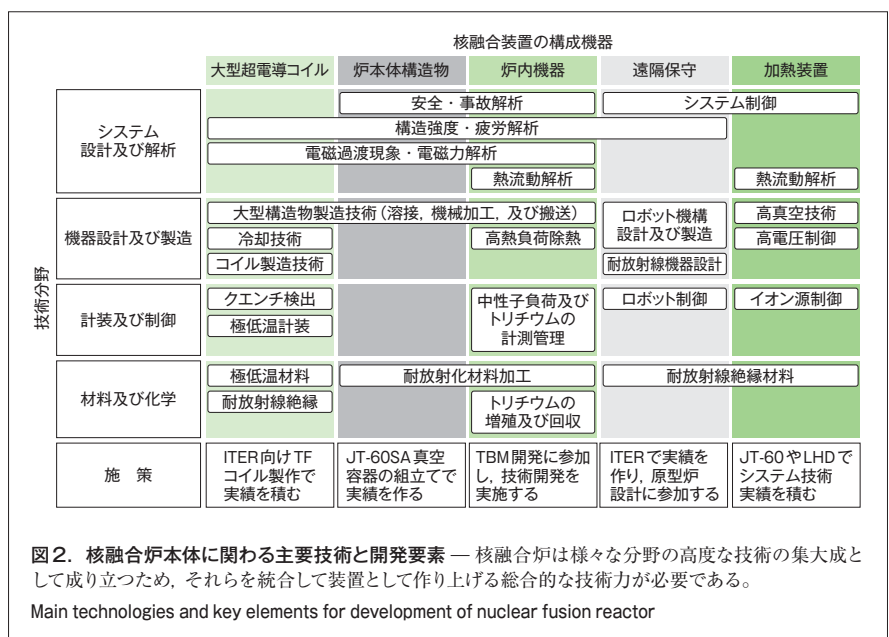
トカマク装置を代表とする磁場閉込め

型核融合装置では、強力な磁場を大きな体積で発生させる必要があり、磁場の品質と強さが核融合燃焼性能に大きく影響する。強力な磁場を発生させるために、ITERやJT-60SAでは超電導コイルを使用する。図3に示すITERのTFコイルでは、68 kAの通電により蓄積磁気エネルギーは40 GJに達する。核融合プラズマやコイル間の電流と磁場の相互作用により、大きな電磁力がコイルに発生するため、極低温での強固な機械強度が必要である。その結果、ITERのTFコイルは1体で幅9 m、高さ16.5 m、質量300 tの大型構造物となる。

このような大型超電導コイルの製作は前例がなく、大きなブレイクスルーが必要になる。この大型コイルを製作するための技術要件を以下に列挙する。

- (1) 導体長精度0.01 %の巻線技術
- (2) 導体歪み (ひずみ) 0.1 %以下の搬送技術
- (3) 抵抗値3 nΩ以下の導体接続技術
- (4) 極低温材料 (完全オーステナイト材)の厚肉溶接構造物で高い溶接品質を確保しながら溶接変形を管理し、1 mmの寸法精度を得る溶接・機械加工技術

導体長の高い管理要求は、レーザ計測と導体に施したマーキングを画像処理



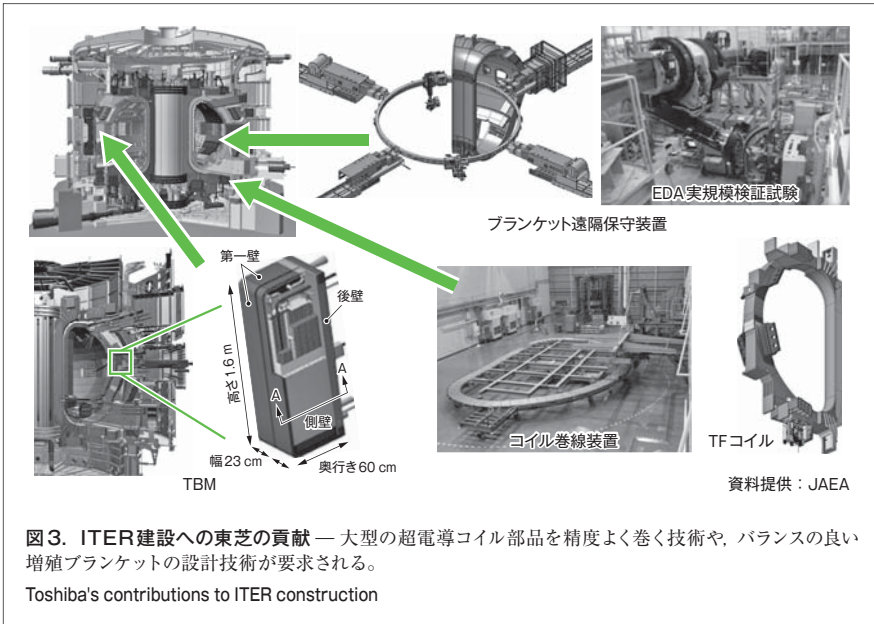


図3. ITER建設への東芝の貢献 — 大型の超電導コイル部品を精度よく巻く技術や、バランスの良い増殖ブランケットの設計技術が要求される。

Toshiba's contributions to ITER construction

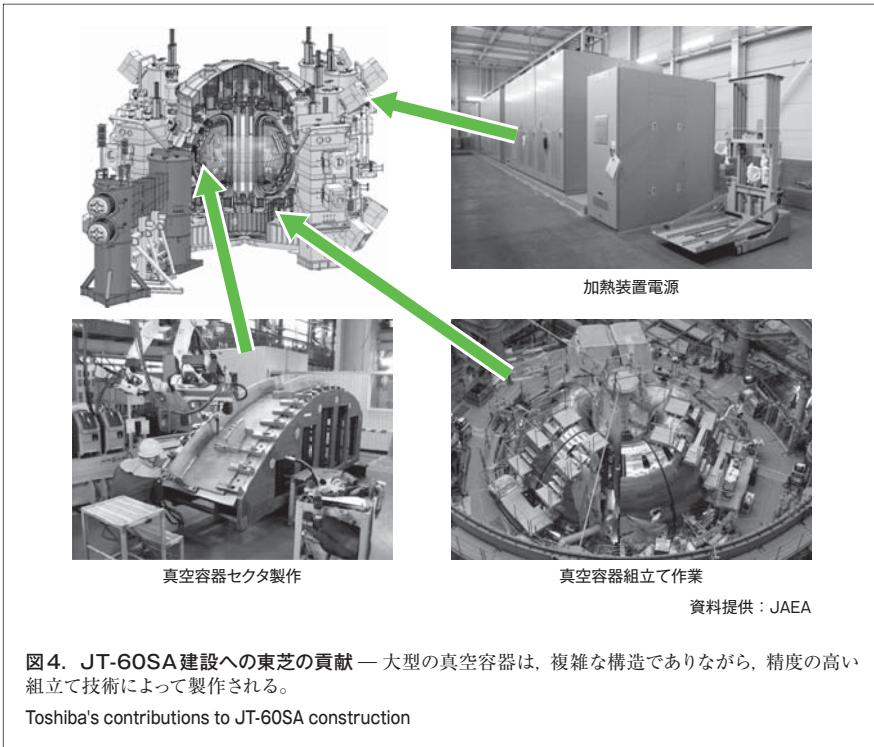


図4. JT-60SA建設への東芝の貢献 — 大型の真空容器は、複雑な構造でありながら、精度の高い組立て技術によって製作される。

Toshiba's contributions to JT-60SA construction

する技術を組み合わせて達成した。溶接変形抑制では、厚肉レーザ溶接やTIG (Tungsten Inert Gas) バランス溶接の技術を開発した。これらの新たな製造技術により、仕様を満たす見込みを得た (この特集のp.12-15参照)。

原型炉ではコイルはっそう大型化する見込みであるが、ITERの開発の中で超大型の超電導コイル製作技術を磨

き製作実績を積むことで、原型炉の超電導コイルにも対応できる技術力を得られると考える。また、原型炉設計ではITERと同じ低温超電導体の適用が検討されているが、新型超電導体の開発にも継続して注目してゆく。

■炉本体構造物

トカマク型核融合装置では、円環状

の大型真空容器が必要になる。この真空容器は、強大な電磁力に耐えること、渦電流の低減、及び冷却と中性子遮蔽のために、二重壁及びリブ補強構造を採用する。この構造は、プラズマの過渡現象における電磁力評価、構造物の応力評価、及びプラズマの制御性を考慮して決定する。

真空容器は燃料である三重水素 (トリチウム) の第1障壁になるため、複雑な溶接構造でありながら高い溶接品質が要求される。更に、トカマク装置本体組立ての観点で、厳しい寸法精度が課せられる。

図4に示すJT-60SA真空容器で要求される技術仕様を以下に記載する。

- (1) セクタ間の溶接開先合わせ精度：1 mm
- (2) 円環状に組み上がった段階で内壁位置精度：±10 mm

これらの課題には、低入熱高溶け込み溶接の適用やリブ構造に適したツイン自動溶接装置を開発して対応した。

当社は、JT-60SA真空容器の製作及び本体組立てを成し遂げることで、核融合装置炉心の組立て技術と実績を獲得する (同p.20-24参照)。

■炉内機器

核融合装置では燃料としてトリチウムを使用する。トリチウムは、核融合装置の増殖ブランケットで、リチウムと核融合反応で発生する中性子を反応させて生成する計画である。

トリチウム増殖ブランケットはテストブランケットモジュール (TBM) としてITERで試験される計画である。増殖ブランケットはこれまでの核融合装置では未経験であり、原型炉につながる鍵となる技術である。

原型炉では中性子照射量が格段に増すため、低放射化フェライト鋼 (F82H) などの低放射化材料が適用される見込みである。ITERのTBMと原型炉の負荷条件の比較を表1に示す。ITERでもF82Hを用い、トリチウム増殖比1以

表1. 増殖ブランケットの負荷条件の比較  
Comparison of blanket load conditions for ITER and demonstration nuclear fusion reactor

項目	ITERのTBM	原型炉
表面熱負荷 (MW/m <sup>2</sup> )	0.25	1.0
中性子熱負荷 (MW/m <sup>2</sup> )	0.78	3.0

上を目指す。

また、TBMの設計では15.5 MPaの水冷却、構造材温度500℃、及び増殖材温度900℃の高耐熱高耐圧が要求される。これらを実現する設計・製造技術の確立が必須である。更に、TBMでは生成したトリチウムの回収システムを備える計画であり、トリチウム回収プラントの設計と製作の技術確立が求められる。

原型炉に比べてITERのTBMは小規模なシステムであるが、大きな技術ブレークスルーが必要な重要技術である。当社はITERのTBMの設計・試作活動に参画して技術力を蓄積し、更にトリチウム増殖構造など重要要素技術について改善を進める。

核融合反応の出力を制御するためには、中性子の発生率を計測することが重要である。ITERでは炉内に中性子計測器を設置する計画であり、当社は核分裂計数管を国内でもっとも多数<sup>(注1)</sup>供給するメーカーとして、高い時間分解能と広い計数ダイナミックレンジを持ち、炉内のノイズにも強い中性子計測システムの開発を行っている(同p.29-33参照)。

## ■遠隔保守装置

当社は、ITERのEDAで、ブランケット遠隔保守装置の実規模研究開発を担当した。図3に示す検証装置は、4.5tのブランケットを把持する大型装置である。当社は2015年2月に実機製作第I期を受注し、実規模研究開発の実績に基づき製作設計に着手した。

(注1) 2015年12月現在、核分裂計数管において、当社調べ。

ブランケット遠隔保守装置の機器個別の技術課題は次のとおりである。

- (1) 最大可搬質量 4.5 t
- (2) 搬送装置の位置制御精度：  
±5 mm
- (3) 姿勢角度制御精度：±0.4°
- (4) γ線環境250 Gy/h、積算1 MGy
- (5) 計画保守では、第一壁440個を2年間で交換
- (6) 非計画保守では、第一壁3個を2か月で交換

重量物の搬送ができるとともに、手先位置の高い制御精度が求められる。この位置制御は、自身の座標系と新たに開発した画像処理を用いた位置同定システムとを組み合わせ、必要な精度を達成する計画である。

ブランケット遠隔保守装置の運用では多数の補機が必要であり、これらは他の機器と機構的な整合を取る必要がある。ポートに取り付けるときに必要なポートアダプタや装置を輸送するキャスクに載せるときのキャスクベースプレート、炉内機器と整合が必要な配管の切断・溶接・検査ツール、プラント全系制御とつながる制御装置、遠隔保守装置を保守するホットセルなどである。このように遠隔保守装置は、ロボット技術だけでなく、システム統合が重要な課題であり、当社のシステム技術を適用して設計及び製作に取り組む(同p.16-19参照)。

原型炉では、炉内のγ線量が1~2桁高くなるため、ITERとは異なる保守方式を適用する必要がある。しかし、遠隔での配管切断や、溶接、検査、炉内の検査など、ITERと共通する技術が原型炉でも適用できるため、ITERでの実績を原型炉の検討に活用する。

## ■加熱装置

プラズマ加熱装置では、NIFS向けに中性粒子入射装置(NBI)を納入した他、JT-60SAの加熱装置電源の新規製作や改造を担当している(図4)(同p.25-28参照)。

ITERではTETDがジャイロトロン設計製作を担当しており、既に周波数170 GHz、出力1 MW、パルス長500 s以上、効率50%以上の仕様を達成している。

原型炉に向けた加熱システム検討は今後の課題である。当社は電源・制御システムを主体に、イオン源やジャイロトロンの高い技術を持って、システム開発に参画する。

## 今後の展望

当社は、長年にわたり核融合開発に貢献してきた。現在、ITERやBA活動に参画し、新しい技術の開発と検証に取り組んでいる。これまでに蓄積してきた技術を糧に原型炉開発にも参画し、将来の核融合エネルギー利用の実現に貢献していく。



野田 哲也  
NODA Tetsuya

電力システム社技師長。  
Power Systems Co.



島田 一人  
SHIMADA Kazuhiko

電力システム社 原子力事業部 原子力先端システム設計部長。超電導応用システムの開発・設計に従事。  
Nuclear Energy Systems & Services Div.



稲垣 淳二  
INAGAKI Junji

電力システム社 京浜事業所主幹。  
核融合システムなど先端機器の設計・製作に従事。  
Keihin Product Operations