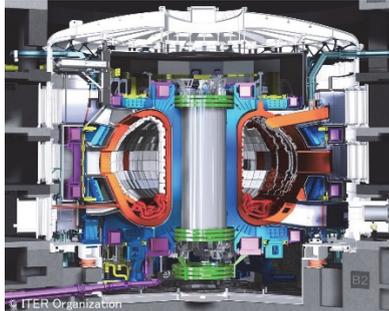


# 核融合 (ITER, 原型炉開発) への取組みと将来展望

MHI's Continuous Challenge and Prospect for Fusion Energy (ITER/ DEMO Reactor)



馬場 貴志\*<sup>1</sup>  
Takashi Baba

清水 克祐\*<sup>2</sup>  
Katsusuke Shimizu

前田 達志\*<sup>1</sup>  
Tatsushi Maeda

大川 智宏\*<sup>1</sup>  
Tomohiro Okawa

井上 雅彦\*<sup>2</sup>  
Masahiko Inoue

核融合エネルギーは、CO<sub>2</sub>を排出せず、核融合反応の燃料は海水中に豊富に存在することから、恒久的な“夢のエネルギー源”として期待されており、昨今では、国内外で数多くの核融合スタートアップが起業し、多額の資金を獲得しながら技術開発が進められている。我が国は国際協力が進められている国際核融合実験炉“イーター(以下、ITER)”計画に参画し、これと並行して核融合原型炉の開発を進めている。三菱重工業株式会社は、ITER において核融合反応させる上で重要な機器であるトロイダル磁場コイルや、ダイバータの実機製作を手掛け、ITER 建設に貢献している。また、核融合原型炉開発では軽水炉やITERで培った知見を元に設計活動を展開している。

## 1. はじめに

南フランスのサン・ポール・レデュランスに建設中の ITER は、核融合反応のもととなるプラズマをドーナツ型の真空容器へ閉じ込める型式(トカマク型)として世界最大の装置である。現在、コロナ禍の影響並びに真空容器及び熱遮蔽板の修理が必要となったことを受けて運転計画が見直され<sup>(1)</sup>、2025年に予定していたプラズマの点火は遅れるものの、2035年頃に重水素を用いた核融合プラズマ燃焼実験を開始する従来計画は維持されており、ITERの建設は今も着実に進められている。一方国内では、発電実証を目的とした核融合原型炉の建設に向け ITER 機器製作の知見や今後の ITER 運転データを活用しながら開発を進める計画である。

三菱重工業株式会社(以下、当社)は、ITER 向けのトロイダル磁場(Toroidal Field, 以下 TF)コイル5基の製作を担い、2020年1月、世界に先駆け初号機を完成させた後、2023年8月に最終号機を無事ITERへ出荷した。TFコイル以外では、プラズマ長時間燃焼に欠くことができない、プラズマ中の不純物を排出、除去するための機器であるダイバータの製作に取り組んでおり、実機大プロトタイプ製作を2024年3月に完了させた。現在、製造プロセスの最適化を図りつつ、実機の連続製作を進めているところである。また、国内向け核融合原型炉では、今までに培ってきた核融合装置設計、製造技術を生かし、真空容器構造概念やトリチウム増殖ブランケットの検討、炉内機器の遠隔保守概念の検討などの開発に取り組んでいる。

## 2. ITER への取組み

### 2.1 世界最大級の超伝導コイル5基をITERサイトに向けて出荷

ITER向けTFコイルは高さ約16m、幅約9m、重量約300トンのD型形状をした大型重量構造物である(図1)。-269°C(絶対温度4K)で使用され、最大11.8T、プラズマ中心で5.3Tの磁場を発生させる。プラズマ閉じ込めを安定に保つために、TFコイルが発生する磁場の許容誤差は数

\*1 原子力セグメント 先進炉技術部 主席技師

\*2 原子力セグメント 先進炉技術部

テスラに対して数ガウスである(許容誤差 1/10000)。そのため TF コイルには、10m 超の溶接構造物に対して 1mm オーダという非常に厳しい寸法精度が要求されている。この要求を満たす製品を提供するために、**図 2** に示すような要素試験、実規模大モックアップによる溶接、加工プロセスの検証/実証や、それらの製作プロセスによる変形挙動を解析で確認したうえで実機製作を進め<sup>(2)</sup>、2020 年 1 月、世界に先駆け初号機を完成させた。その後、2023 年 8 月までに全 5 基を無事に ITER サイトに向けて出荷した(**図 3**)。なお、世界最大級の超伝導コイルとなる TF コイルの完成は、量子科学技術研究開発機構(以下、QST)及び三菱電機株式会社との連携、協業によりなすことができたものである。

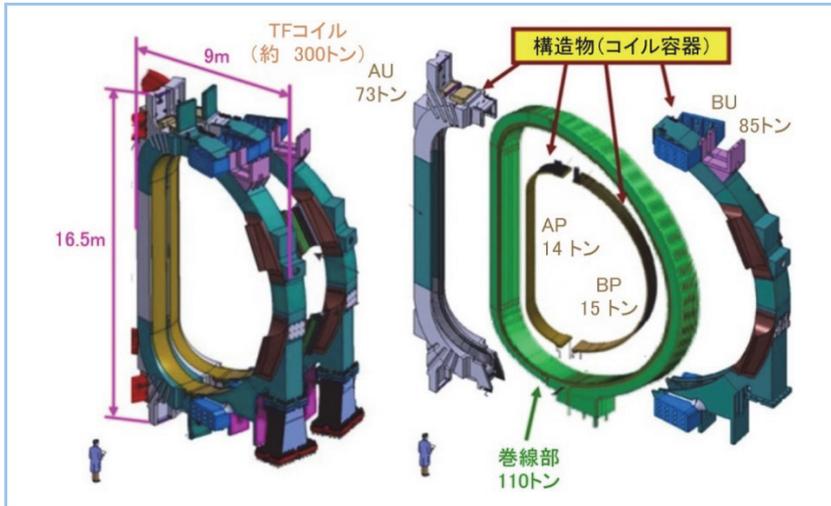


図1 TF コイルの概念図

**<精度検証>**

- ・平板試験により厚板溶接部のひずみを計測
- ・固有ひずみ法によりモックアップ構造物の溶接線直角方向の変位量を±1mm以内の誤差で予測できることを確認

①平板試験によるひずみ計測

②モックアップ構造物の変形予測解析

③モックアップ溶接試験

モックアップ構造物による変形予測精度検証

実規模部分モックアップ試験と解析評価

1/3スケールモデル試験と変形計測

**<実機構造の溶接変形予測>**

- ・コイルケース全体の溶接変形挙動を推定
- ・解析結果を反映した各セグメント試験体を製作し、適正余肉量の最終確認を実施。

コイルケース全体の溶接変形解析例

図2 一体化溶接技術の確立(実規模大部分モックアップ試験と変形解析)

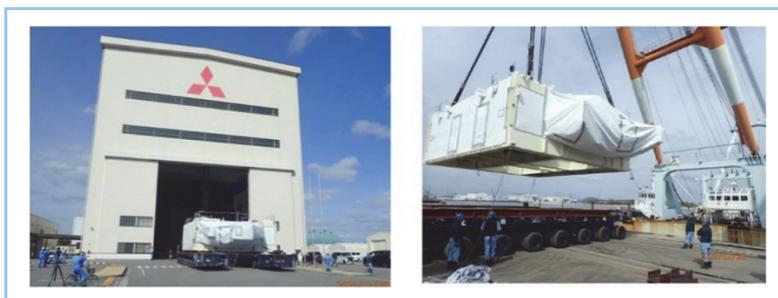


図3 TF コイルの出荷

## 2.2 高熱負荷機器ダイバータの製作認証を取得し、実機製造へ

核融合炉におけるダイバータは、核融合反応で生じた生成粒子（ヘリウム）、燃え残りの燃料、その他炉内でのプラズマ粒子と真空容器の内壁との相互作用等で生成される不純物を排出する機器で、プラズマを安定して維持するのに必要な最重要機器の一つである。ダイバータは、プラズマに直面し、熱負荷、粒子負荷、さらには中性子負荷に晒され非常に厳しい環境下で使用される。その中で、ITER における設計熱負荷条件は、定常時で 10MW/m<sup>2</sup>、ピーク時で 20MW/m<sup>2</sup>と非常に高く、高度な耐熱と除熱性能が要求される。

プラズマ対向壁材には、高融点金属であるタングステンが選定され、冷却配管には熱伝導が大きく、高強度である析出硬化型の銅合金(CuCrZr)が用いられている。長年の研究開発を通じて、熱膨張差がある異種材の接合として信頼性が高いロウ付け接合が選定された。接合界面が高温となること、中性子照射を受けることから特殊な接合材(ロウ材)が使用される。ロウ付け接合プロセスの確立に向けて、要素試験による接合条件の選定に始まり、中規模試験体によるプロセス検証を行い、最終的には実規模長尺試験体を製作しロウ付け接合プロセスの実証を行う必要があった。

図 4 に、ITER ダイバータの構造概念を、表 1 に主な要求仕様を示す。ダイバータは真空容器のドーナツの周方向 20° セクターに 3 カセット設置され、全体で 54 カセットが設置される。ダイバータは、日本、欧州、ロシアが分担して製作し、ITER 機構がそれらの組立を行うスキームとなっている。日本は外側垂直ターゲット(Outer Vertical Target, 以下 OVT)の製作を分担している。OVT は、高熱負荷受熱部であるプラズマ対向ユニット(Plasma Facing Unit, 以下 PFU)及びそれを支持する鋼製支持構造体(Steel Support Structure, 以下 SSS)から構成される。PFU は OVT1 カセット当たり 22 本が並行に配置され、高融点材であるタングステン(W)のブロック(約 150 個/本)が銅合金製の冷却管にロウ付けされたものである。隣接する PFU 間の段差を要求公差内で設置し、また、ブロック間の隙間も要求公差内に施工する必要がある(設計形状に対するW表面の凹凸は 0.5mm 以内、段差は 0.3mm 以内、ブロック間の隙間公差は±0.1mm 程度)。Wブロックの形状は単純な矩形ではなく、冷却管軸方向で形が微妙に変化するために 22 本の PFU は異なる 5 種類の形状で構成されており、OVT は非常に複雑な構造となっている。

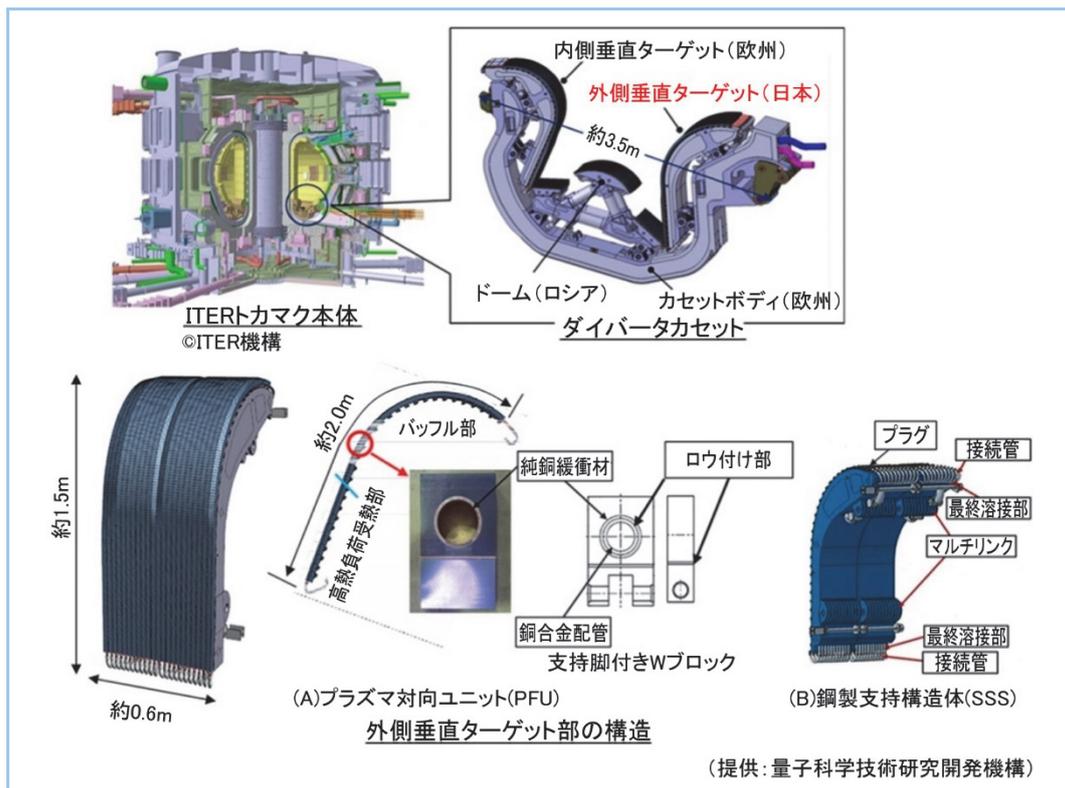


図4 ITER ダイバータ及び OVT 構造

表1 ITER ダイバータの主な要求仕様

主な機能	項目	仕様・構造
除熱	耐熱耐プラズマ粒子	<ul style="list-style-type: none"> <li>材質: タングステンブロック</li> <li>表面最大熱負荷: 10MW/m<sup>2</sup> (定常時), 20MW/m<sup>2</sup> (ピーク時)</li> <li>輪郭度: 0.5mm</li> <li>隣接 PFU 間の段差: 0.3mm 以下</li> </ul>
	冷却性能	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却管貫通型タングステンブロック</li> <li>冷却水: 4MPa, 10m/s ; 入口温度 100℃, 出口温度 140℃</li> <li>ロウ付け (熱伝達 (熱通過) を確保するための冶金学的接合)</li> <li>ねじりテープ (乱流伝熱促進: 限界熱流束向上)</li> </ul>
強度	圧力, 電磁力支持熱伸び吸収	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却管: CuCrZr 管 (析出硬化型銅合金)</li> <li>支持脚部接合強度: 最大荷重 (9kN) に耐えること</li> <li>鋼製支持構造体: XM-19 (高強度鋼)</li> <li>マルチリンク, 配管の曲率 (柔軟性)</li> </ul>
保守・補修	PFU 単独での取外し可能	<ul style="list-style-type: none"> <li>支持脚-ピン-プラグ構造</li> </ul>
その他	耐放射化性	<ul style="list-style-type: none"> <li>Co 規制</li> </ul>

当社はこれまでダイバータ OVT の技術的課題解決に向けて数多くの検証を行い、実機製作に向けた準備を進めてきた<sup>(2), (3)</sup>。実機着手には、**図 5** に示すような、①高熱負荷試験用 PFU プロトタイプ、及び②組立試験用の実機大 OVT プロトタイプによる事前認証が ITER 機構より要求されており、これまでの検証結果を活用しながら着実に進捗させ、無事に認証を完了させ、現在シリーズ生産を進めているところである。

#### (1) PFU プロトタイプによる高熱負荷試験

ロウ付け部の接合状態が除熱性能、接合強度に影響するため、ロウ付け面に対して超音波を用い非破壊検査 (超音波探傷試験, Ultrasonic Test, 以下 UT) を行って有意な欠陥なく接合していることを確認するとともに、ITER の運転条件を模擬した高熱負荷試験を実施し、選定したロウ付け条件が実機に供しうるものであることを確認することが求められている。当社は高熱負荷試験に用いられる PFU プロトタイプを 8 本製作し、2023 年 8 月に ITER 機構による高熱負荷試験に合格した。

#### (2) 実機大 OVT プロトタイプの製作

OVT は PFU と SSS で構成される機器であり、複雑な形状を有するそれらが要求寸法どおりに組み立てられ完成されなければならない。PFU と SSS をそれぞれ単品で検証する技術検討を経て、最終確認として、実機と全く同じプロセスにて実機大のプロトタイプを製作し、その要求仕様を満足させることを示す必要があった。当社はその最終検証となる OVT プロトタイプの製作に 2020 年より着手し、2023 年 3 月、要求仕様を満足することが確認され、QST に無事に納入することができた。



図5 ITER 向けダイバータプロトタイプ外観

### 3. 核融合原型炉への取組み

#### 3.1 核融合原型炉について

当社は、国際協力である ITER 建設に取り組む一方で、日本国内で開発が進められている核融合原型炉にも取り組んでいる。

核融合原型炉開発に向けたロードマップは、文部科学省より“原型炉研究開発ロードマップについて(一次まとめ)”(2018年7月24日付)として報告され、ITERの役割、国内における核融合原型炉開発のためのアクションプランがまとめられている<sup>(4)</sup>。核融合原型炉は、臨界プラズマ試験装置 JT-60(QST 那珂研究所)によるエネルギー増倍率  $Q > 1$  (投入エネルギー以上のエネルギー発生)の達成や、ITERによる重水素と三重水素を燃料に用いて  $Q = 10$  にて 400 秒以上燃焼させる実験結果などを活用し、発電という実用化のゴールに向けた最終ランナーの役割を担っている。

当社は、これまで培ってきた核融合に関する技術や軽水炉で蓄積してきた発電プラントの実績に加え、JT-60 や ITER への貢献で得られたものづくりの知見・経験を活かしながら、巨大な発電プラントとなる核融合原型炉の炉構造、遠隔装置に関わる概念検討を実施してきている。

#### 3.2 ブランケットモジュールの開発

炉内構造物である増殖ブランケットは、プラズマの核融合反応で使用するトリチウムの生産と核融合エネルギーの回収を行う機器である。図 6 に増殖ブランケットモジュールとその支持構造体であるバックプレートから構成されるブランケットセグメント(以下、BS)を示す。核融合反応で生成された中性子 1 個に対し生産されるトリチウムの個数であるトリチウム増殖比(以下、TBR)の目標値は燃料サイクルの損失等を考慮して炉全体で 1.05 以上と設定されている。これを満足させるため、炉内のブランケット占有面積の比率から 1 モジュール当たりの目標 TBR を 1.19 と設定している。当社は増殖ブランケットモジュール開発の一環として、TBR1.19 以上を目標としつつ、製作性、構造健全性、保守性等を考慮した合理的な構造を検討し、図 7 に示す標準モジュール構造を構築した。この基本構造概念はプラズマ対向面を半球殻の溶接構造とした管板方式であり、従来のモジュール内部に冷却配管を設ける構造よりもはるかに冷却構造の簡略化が可能な構造である。今後、TBR のさらなる向上や真空容器とのインターフェース部分の具体化・健全性評価、製作性(製作方法や製作精度)の精査などを行い、工学設計へつなげていく。

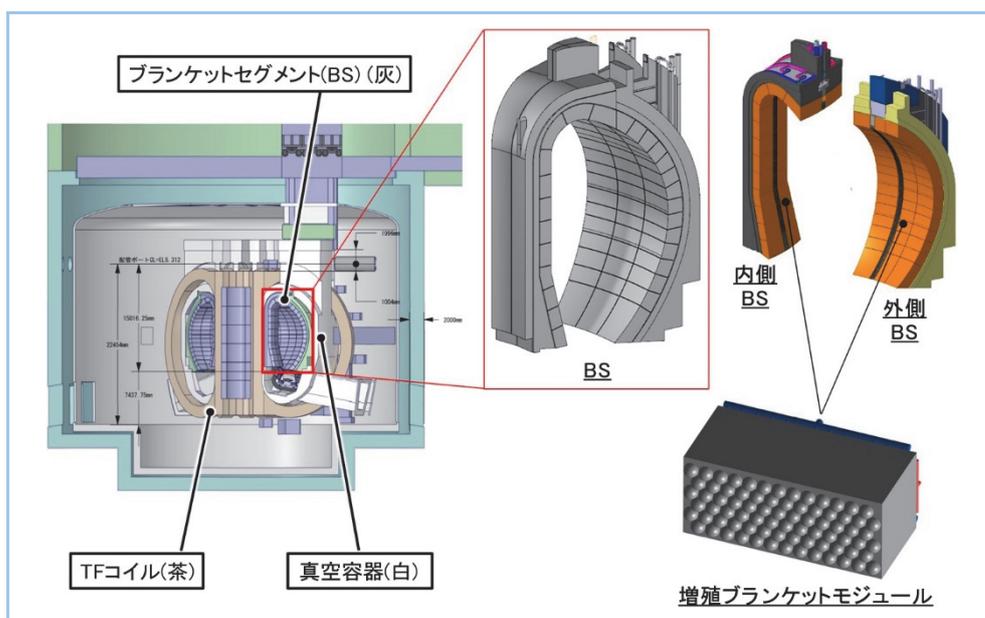


図6 ブランケットセグメントと増殖ブランケットモジュールの構成

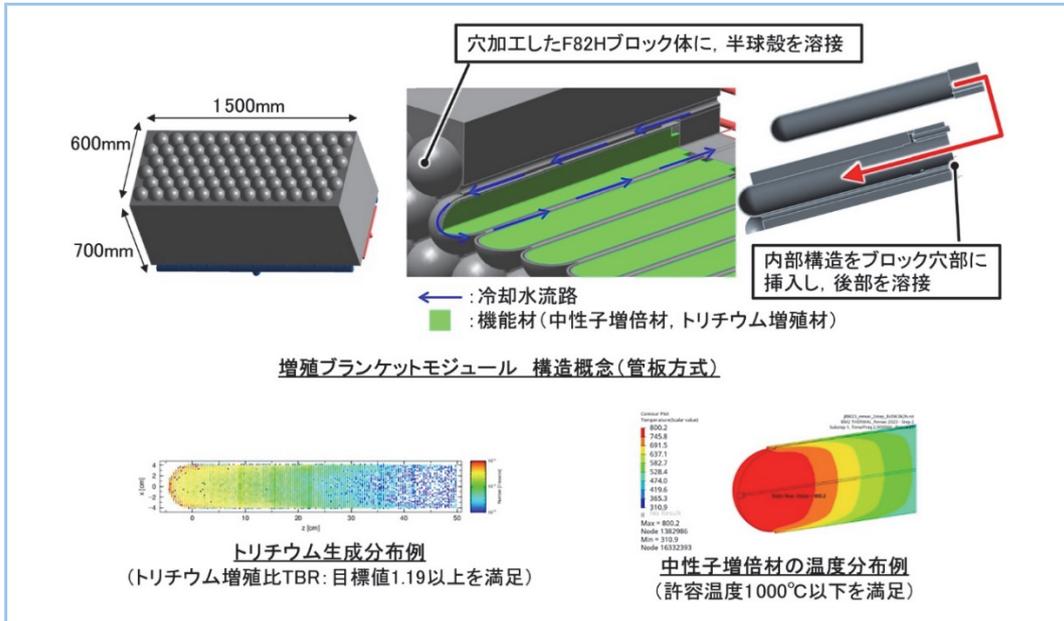


図7 核融合原型炉向けブランケットモジュール

### 3.3 ブランケット遠隔保守用キャスクシステムの検討

重水素と三重水素の核融合反応では高エネルギーの中性子が発生するため、ブランケットなど中性子が重照射される部品は遠隔での交換が必要であり、安定した稼働率を得るためには可能な限り短時間で遠隔交換できるようにすることが非常に重要である。核融合原型炉のBSは100トンを超える大重量かつ長尺の構造体であることから、遠隔保守の難易度は高く、交換も長期間となる。そこで、BSのメンテナンス手順は、図8に示すような遠隔保守機器にてトカマク本体の上部ポートから大きなセグメントの状態で取り出し、輸送容器であるキャスクを用いてトカマク本体建屋からホットセル(炉内機器の補修施設)へ搬送した後、ホットセルにてブランケットを交換する計画とした。従い、ホットセルは、除染・保管エリア、交換・補修エリア、組立調整・検査エリアなどの各エリアに区分され、裕度ある搬送スペースを確保することも要求されている。

これまでの検討では、BS取外しに関わる保守手順案に基づき、回転ブリッジ方式を採用しその設計条件及び機器構成を整理し、概念設計を行ってきた。今後、キャスク本体やレール等の概念設計を行い、キャスクシステム全体を具体化していく計画である。

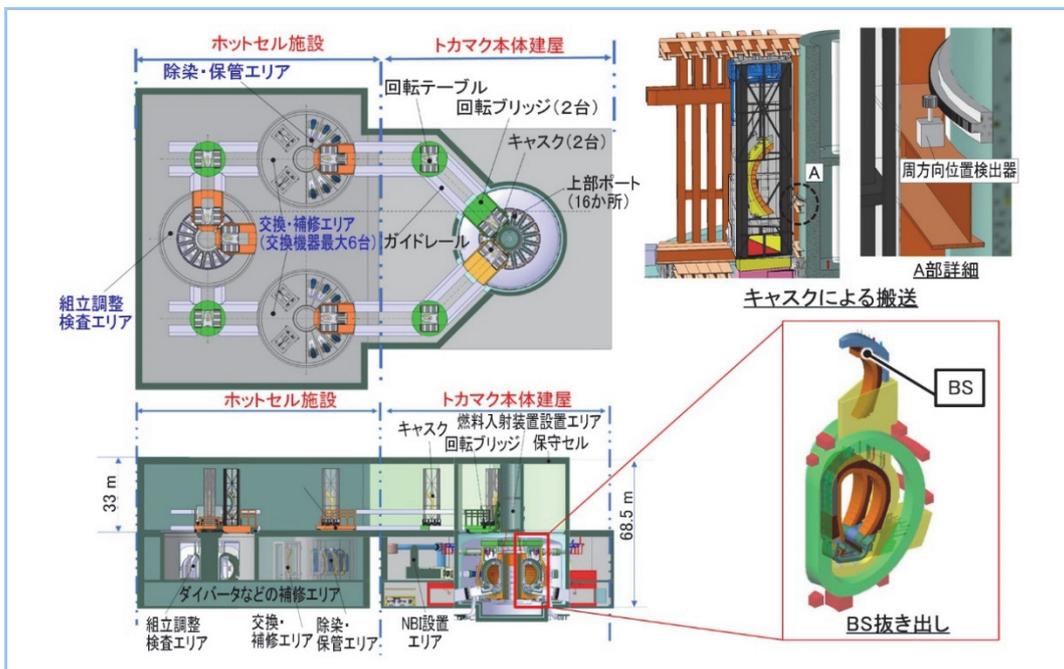


図8 核融合原型炉向けブランケット遠隔保守用キャスクシステム

## 4. まとめ

当社は世界最大級の超大型超伝導コイルとなる ITER 向け TF コイル 5 基製作を担当し、2023 年 8 月にすべての製品出荷が完了した。TF コイルと同じく ITER の主要機器となるダイバータについては、R&D や社内研究を通して技術的リスクの潰し込みを行い、PFU の接合に関する認証取得と実機大プロトタイプ製作が完了した。これらの知見をベースに実機量産を推進中である。

核融合原型炉に関しては、現在、概念設計のフェーズにあり、今後、ものづくりを意識した設計を行い、次段階となる工学設計につないでいく。また、長期的な計画となるため、基盤となる設計、製造技術の伝承、維持・向上も必要となる。CAD/CAE/CAM を用いた設計や AI による製造の技術革新が普及していく中、個々の技術や経験を統合できる手法を確立して、合理的なものづくりが行えるようにしていく。

当社は、これからも ITER の TF コイルやダイバータ製作で得られた経験、技術や軽水炉の知見を核融合原型炉設計に生かし、引き続き核融合炉の実用化に向けて開発を進めていく。

## 参考文献

- (1) 文科省核融合科学技術委員会資料 4, “ITER 計画の進捗状況について” 2024 年 7 月 10 日付
- (2) 清水克祐ほか, 三菱重工の ITER への取組み -大型高性能超伝導コイル製作への挑戦-, 三菱重工技報, Vol.52 No.1 (2015) p.15~23
- (3) 清水克祐ほか, 核融合実用化への挑戦 -ITER, 幅広いアプローチ活動での取組み-, 三菱重工技報, Vol.57 No.4 (2020) p.1~11
- (4) 文科省核融合科学技術委員会報告書, “原型炉研究開発ロードマップについて(一次まとめ)” 2018 年 7 月 24 日付