

特集記事 「核融合エネルギー開発の現状」(5) ITER における保守技術の開発

量子科学技術研究開発機構 那珂核融合研究所

武田 信和 Nobukazu TAKEDA

1. 緒言

今世紀後半に実用化を目指している核融合炉においては、核融合反応によって発生する中性子が構造材料を放射化させ、ガンマ線源に変換する。その結果、核融合反応の停止中でも核融合炉内は高ガンマ線環境であり、後述するITERでも250-500Gy/hとなる。したがって、炉内での作業員の活動は不可能であり、炉内での保守作業は必然的に遠隔操作によって実施することとなる。したがって、遠隔保守は核融合の実用化において鍵となる技術の一つとされている。本稿では、核融合炉における遠隔保守技術について概説すると共に、核融合実験装置であるITERの遠隔保守について詳述する。

2. 核融合炉における遠隔保守技術

前述の通り、核融合炉では、炉内での保守作業は遠隔 操作によって実施することが前提である。初期の核融合 装置では核融合反応の頻度が低く、発生する中性子量も 少なかったため、作業員が保守作業に介在する余地が あった。遠隔機器のみによる保守作業は、欧州の核融合 装置である JET において 1998 年に初めて行われた [1]。

核融合装置における重量物の遠隔搬送は大別すると以下の3型式に分類される[2]。

- (1) ブーム型
- (2) 軌道ビークル型
- (3) 台車型

JET において採用されたのはブーム型であり、図1に示す通り、多関節のブーム(主腕, boom)をポートから真空容器内に導入し、これが真空容器断面の中心付近で円弧を描きながらトロイダル方向に進行し、対象機器にアクセスするものである。この方式では、ブームは導入したポート(搬出入口)で支持される片持ち梁構造であり、荷重のかかる先端部近くで支持を取ることができないため、振動が生じやすい。また、同様の理由から1トン以

上の大重量物を取り扱うことはたわみが大きくなり困難 である。

一方、後述する ITER では図 2 に示す軌道ビークル型を採用しており、円弧状の軌道を真空容器断面の中心付近に敷設し、その上をモノレール状のビークルが走行する構造となっている。軌道は数ヶ所のポートから支持することができるため、ブーム型と比較して構造的により強固になり、可搬重量も数トン規模が可能となる。

日本は2007年のITERプロジェクト開始当初から参加しているが、それ以前から核融合の実用化に向けて取り組んでおり、1985年には当時世界の三大核融合実験装置の一つとされたJT-60の運用を開始した。現在はその後継装置としてJT-60SAの建設を行っており、将来的には遠隔による保守作業を予定している。JT-60SAでは

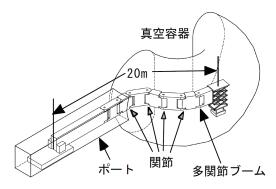


図1 ブーム型保守装置[2]

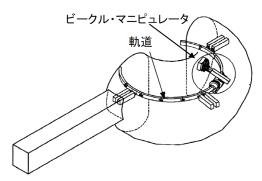


図 2 軌道ビークル型保守装置 [2]

ブーム型と軌道ビークル型を併用した方式を想定しており [3]、双方の長所を生かした設計を目指すものと思われる。

核融合炉における遠隔保守では、重量物の搬送の他、機器配管の保守も重要な課題となる。炉内機器は核融合反応によって発生する熱負荷を除去するための冷却配管を必要とするため、機器の交換に際しては配管の溶接・切断・検査が必要となる。ITERでは炉内機器の一つであるブランケットの冷却配管溶接にレーザ溶接を用いることを予定している[4]。一方、JT-60SAでも炉内機器であるダイバータの配管溶接にレーザ溶接を適用する予定である(図3)[5]。

3 ITFR における遠隔保守

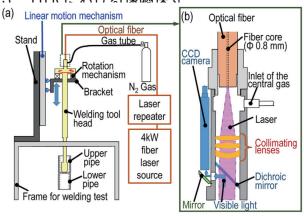


図 3 JT-60SA 用に開発されたレーザ溶接ツール (a) と 溶接ヘッド部 (b) [5]

国際協力で開発を進めているITERの目標は、核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を証明することであるが、技術目標として、核融合工学技術を統合し、その有効性を実証することが挙げられている。この核融合工学技術の一つとして遠隔保守技術が挙げられており、核融合の実現における保守技術の重要性が示されている。

ITER において、遠隔保守の対象機器はその交換の頻度によってクラス分けされており、定期交換が予定されているものを遠隔保守クラス1、20年間で30%以上の確率で交換するものをクラス2、3%以上30%未満のものをクラス3と分類している。これらのうち、最も重要なクラス1の機器としては、真空容器内壁に設置されてプラズマに対向するブランケット第一壁と呼ばれる部分と、真空容器底部に設置されて核融合プラズマから不純物排出を排出する機能を持つダイバータが挙げられる。ブランケットとダイバータの位置を図4に示す。これら

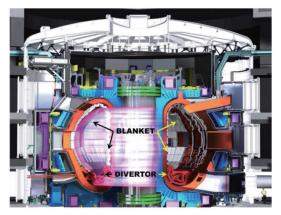


図 4 ブランケットとダイバータの位置 [6]

のうち、前者の遠隔保守システムは日本が担当しており、 4節で詳述する。後者については欧州が設計・製作を含めた調達を担当している。また、ブランケットやダイバータ等の保守対象機器や、これらを取り扱う遠隔保守装置を搬送するための「搬送キャスク」と呼ばれる装置についても欧州が調達を担当している。更に、保守対象機器や遠隔保守装置の補修等を行うための設備としてホットセルがあり、ここでの保守も一部遠隔で行われるが、その遠隔保守装置はITER機構自身が直接調達を担当している。

欧州が調達を担当しているダイバータ遠隔保守装置は、54個のカセット状に分割されたダイバータカセットを対象としている。図5に示す通り、型式としては台車型を採用している。これは、搬送の対象が11トンもの大重量であるためで、もはやブーム型や軌道ビークル型では取り扱い困難な領域である。図中右側に見える径方向搬送装置(Radial System)が、ポート側面に設けられた軌道上をローラを用いて半径方向に走行し、図中中央部に示されるW型のダイバータカセット(Divertor Cassette)を背後から把持する構造である。把持されたカセットは、搬送装置によって把持されたまま、右端に見える搬送キャスク(Transfer Cask)に積み込まれ、ホットセルに輸送される。径方向搬送装置はポート内の径方向移動のみを行い、真空容器中でカセットをポート直前ま

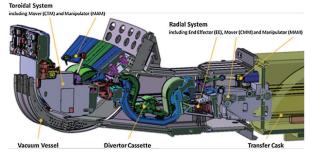


図5 ダイバータ遠隔保守装置[7]

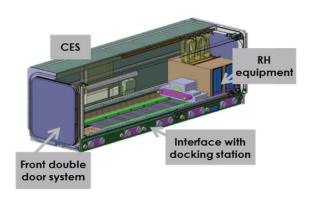


図 6 搬送キャスク [7]

で周方向に搬送するのは左端に見える周方向搬送装置 (Toroidal System) の役割である。

図5にも示された搬送キャスクもまた欧州によって調達される装置であり、図6に示す通り、格納・密閉のための箱状のエンベロープ (Cask Envelope System, CES)を主要部分とする搬送装置である。搬送対象の機器ごとに寸法は異なり、ブランケットとその遠隔保守システムに用いられる搬送キャスクの寸法は長さ8.5m、幅2.6m、高さ3.5mである。搬送対象は放射化や放射性物質の付着により汚染されており、それらに対する閉じ込め隔壁としての機能を果たすが、遮蔽性能は持っていない。ポートへのドッキングの際にも密閉性を保つため、前後には二重シール扉(double door system)を装備している。走行時はエアベアリングにより浮上しているが、ドッキング時には建屋壁面から支持されるため、取合い(Interface with docking station)が必要となる。

搬送キャスクは最終的に搬送の対象である遠隔保守装 置をホットセル内の保守セルに持ち込む。図7に保守セ ルの設計例を示す。保守セルでは、対象物はまずレッ ドゾーン (Red zone) に持ち込まれ、遠隔除染 (Remote decontamination) が行われる。炉内機器は自身が放射化 しており、除染しても作業員は近接できない(しかし、 空間中のベリリウム量低減等の目的で除染は行われる) が、遠隔保守装置は中性子によって照射されることはな く、除染を行えば作業員が近接できる。そのため、レッ ドゾーンで作業員が近接できるレベルにまで除染を行 い、イエローゾーンに区分されるエリアに移送される。 そこで作業員による除染 (Hands on decontamination) を行 い、通常の作業を実施可能なレベルまで付着した放射性 物質を取り除く。その後、対象物の修理や保守、試験な どが行われる。ホットセルでは遠隔除染等の作業にマス タースレーブマニピュレータ等の遠隔装置が用いられる が、これは ITER 機構が直接調達する。

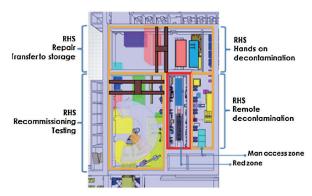


図7保守セル設計例[8]

4. ITER ブランケット遠隔保守装置

4.1 装置概要

図8にブランケット遠隔保守装置の全体像を示す。対象となるブランケットは440個のモジュールと呼ばれるブロックに分割されており、各モジュールは最大で4.5トンに及ぶ重量物であり、ブーム型は適用できず、軌道ビークル型を採用している。図に示す通り、真空容器中心部に関節を持った軌道(Articulated Rail)が配置されており、その上を2台のビークル(Vehicle)が走行し、それぞれに大型のマニピュレータ(Manipulator)が取り付けられている。約90度毎に配置される軌道支持装置(Rail support equipment)が全体を支持し、その各々は水平ポート(Equatorial port)壁面に固定用のキーを挿入して支持される。

この装置は当然ながら ITER の運転中は真空容器内には配置されず、ホットセル内で保管されている。保守期間の開始時に真空容器内に展開されるが、その際も高いガンマ線環境のために作業員は内部に入ることができず、展開自体も遠隔によって実施することとなる。その際の様子を図9に示す。円弧状の軌道は、狭隘なポート開口部を通過しなければならないため、ポート内では関節部で折り畳まれ、直線状に成型されている。真空容器内に出たところで円弧上に順次成形され、円周方向に押し出されていく。この時、ビークルはビークル固定腕(Vehicle Fixing Arm) に固定されているが、この状態でビークルの軌道上走行用のモータを駆動させると、逆に軌道が円周方向に押し出される。つまり、このモータは、走行と軌道展開の二つの役割を担っている。

4.2 設計・開発上の課題

ITER ブランケット遠隔保守装置に限らず、核融合炉

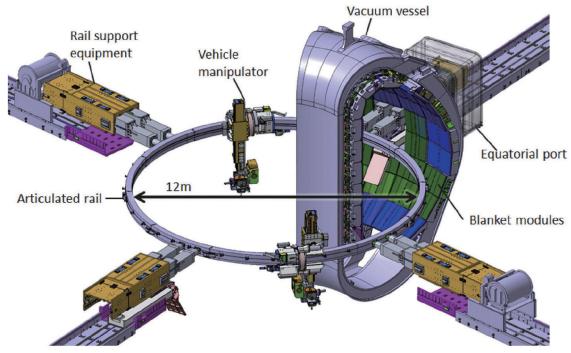


図8 ブランケット遠隔保守装置全体像[8]

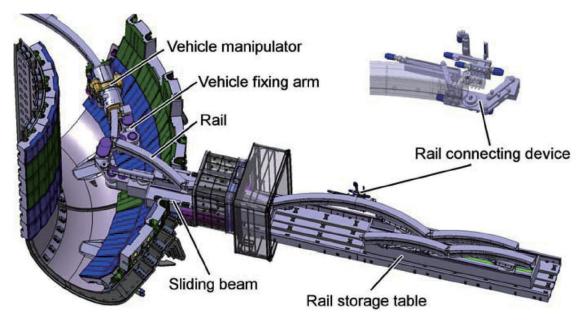


図 9 ブランケット遠隔保守装置の真空容器内への展開 [8]

における遠隔保守の設計は厳しい制約条件が多く、設計 ウィンドウが非常に狭くなる傾向がある。ITER の場合、 特に重要な制約条件は以下が挙げられる。

- (1) 大重量物を高精度で搬送(最終ギャップ 0.5mm)
- (2) キャスク内やポート開口など、狭隘部への適応
- (3) 強大な地震力に対する支持
- (4) 耐放射線性のある材料・部品の使用

上記の内、(3) については、設計地震動 (SL-1、再来周期 100年) に対しては弾性範囲内での設計し塑性変形しないこと、限界地震動 (SL-2、再来周期 1 万年) に対し

ては放射性物質の閉じ込め隔壁(真空容器など)に影響を与えないこと(塑性変形は許容されている)、が要求されている。このような地震荷重が大きな影響を及ぼす状況は、柔軟な構造を持つという遠隔保守機器固有の性質が影響している。ITERにおいて、真空容器各部位での床応答スペクトルは一般に7.7Hzという比較的低い周波数に固有振動モードがある一方で、遠隔保守機器は低い固有振動数を含む多数の振動モードを持っており、結果的にこのピークと共振してしまうためである[8]。この地震力に対応するため、構造の補強などを行ったが、結果

として装置は大型化し、(2)の制約条件を満たすことが 困難となり、現状では設計裕度が非常に低くなっている。 また、強大な地震力を支持できる材料として、Ni メッキによる防錆措置を施した高強度炭素鋼を使用する予定 であったが、最近になって保守時の ITER 真空容器内の 環境条件が乾燥空気から相対湿度 25%の湿潤環境に変 更になる一方で、湿潤環境でガンマ線照射を行った場合 に Ni メッキが錆びることが明らかとなり [9]、比較的強 度の落ちるステンレス鋼を使用する必要が生じて、裕度 ある設計は更に困難になっている。

また、開発上の課題として、以下の項目が挙げられる。

- (a) 配管溶接・切断・検査ツールの開発
- (b) レスキュー技術の確立
- (c) 精密制御技術の確立
- (d) 耐放射線性材料・部品の開発・試験
- (e) 除染性の確保

以下では各々の開発課題について詳述する。

4.4 配管溶接・切断・検査ツールの開発

前述の通り、ITERではブランケット配管の切断には レーザ溶接を用いることを想定してツールの開発を進め ている。レーザ溶接の際には開先の位置ずれを最小限に する必要があるため、開先の位置合わせツールの開発も 行っている[10]。また、切断に関しては、切粉が真空容 器内に残留することを防ぐため、ディスクカッターによ る切断ツールの開発を行っている[11]。更に、溶接後の 非破壊検査方式として、渦電流探傷方式の採用可否につ いても検討を進めている[12]。

4.5 レスキュー技術の確立

核融合炉内で遠隔保守装置が故障した場合、そのレスキューも遠隔で行う必要がある。放射線環境下では特にモータの故障が懸念される。ITER ブランケット遠隔保守装置ではこのような場合に備えて、各モータに外部から回転できるビットを設け、故障したモータを収納姿勢まで駆動させて、ホットセルに帰還させるレスキューシナリオを用意している [13]。また、このシナリオを実現するため、各モータを外部から回転させるためのレスキューツールの開発・試験も行い、シナリオの成立性を確認した [14]。

4.6 精密制御技術の確立

ITER ブランケット遠隔保守システムは、その柔軟な

構造のため、最大重量である 4.5 トンの重量物を把持した際には 100 mm を超えて弾性変形することが予想されている。一方、前述の通り、設置時には最終ギャップ 0.5 mm という高精度の位置決めを要求されている。この要求を満たすため、機械学習による構造変形シミュレータを備えた 3D 仮想現実モデルによる粗い位置制御 [15] と、特徴形状の画像処理を用いたロボットビジョンシステムによるより高精度の位置制御 [16] との併用を検討し、開発と試験を実施している。

4.7 耐放射線性材料・部品の開発・試験

ITERでは、保守期間中のガンマ線量が 250-500 Gy/h と予想されている一方で、440 個ある全てのモジュールを 2 年間で交換することが想定されており、この場合には線量は最大で 5 MGy に達することが予想されている。途中で交換することを想定しても少なくとも 1 MGy 程度の線量に耐える必要があり、仕様としては 1 MGy、目標としては 5 MGy を目指して耐放射線性材料・部品の開発・試験を実施している。結果を表 1 に示す。

4.8 除染性の確保

前述の通り、ホットセルでは遠隔による除染が行われるが、除染の対象となる遠隔保守機器については除染が容易な構造となっている必要がある。また、除染のために用いられるツールがどのようなものであるかも明らかにする必要がある。このため、ブランケット遠隔保守装置の構造材料として用いられるSUS329J4Lの表面に模擬ダストを付着させ、異なる材質のブラシを用いて除染性を調べると共に、除染後の放射線レベルを解析するために必要となる除染率のデータを取得した[18]。更に、このデータを用いて除染後の放射線レベルを解析し、遠隔除染で作業員が接近可能な数μ Sv/h まで除染可能で

表 1 耐放射線性部品リスト [17]

Components	Acceptable dose
AC servo motor	8 MGy
Non-Halogen cable	3.2 MGy
Multi-core connector	4.2 MGy
O ring (NBR)	Irradiated to 5 MGy
Coating (anti rust)	Irradiated to 5 MGy
Limit switch	To be tested
Bellows	To be tested
Srip ring	To be tested
Composite cable	3.6 MGy
Strain gauge	20 MGy
Image fiber	1 MGy
Laser welding fiber, Lens	3 MGy
Camera	2 MGy (Catalog base)

あり、除染性が確保されていることを明らかにした[19]。

5. 結言

ITER における遠隔保守技術の確立は、厳しい制約条件もあることから、非常に挑戦的な課題である。ここで述べた各種の設計・開発課題を解決し、ITER に対する日本の調達責任を果たすと共に、開発を通じて原型炉につながる保守技術を確立していく所存である。

参考文献

- [1] A.C. Rolfe et al.: "A report on the first remote handling operations at JET", Fusion Engineering and Design, Vol. 46, pp. 299-306 (1999).
- [2] 武田信和,他:"核融合炉機器の遠隔保守に関する開発の現状"プラズマ・核融合学会誌, Vol. 84, pp. 100-107 (2008)
- [3] T. Hayashi et al., 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10343
- [4] H. Tanigawa et al.: "Laser welding to expand the allowable gap in bore welding for ITER blanket hydraulic connection", Fusion Engineering and Design, Vol 98-99, pp. 1634-1637 (2015)
- [5] T. Hayashi et al.: "Development of remote pipe welding tool for divertor cassettes in JT-60SA", Fusion Engineering and Design, Vol. 146, pp. 180-185 (2019)
- [6] M. Merola et al.: "The ITER Blanket and Divertor Sections procuring Domestic Agencies, Blanket Integrated Product Team: Engineering challenges and development of the ITER Blanket System and Divertor", Fusion Engineering and Design, Vol. 96-97, pp. 34-41 (2015).
- [7] C. Damiani et al.: "Overview of the ITER remote maintenance design and of the development activities in Europe", Fusion Engineering and Design, Vol. 136, pp. 1117-1124 (2018)
- [8] Y. Noguchi et al.: "Design progress of ITER blanket remote handling system towards manufacturing", Fusion Engineering and Design, Vol. 136, pp. 722-728 (2018).
- [9] K. Nakata et al.: "Effects of humidity on radiation resistance of electroless Ni plating", Fusion Engineering and Design, Vol. 140, pp. 97-101 (2019)
- [10] Y. Noguchi et al.: "Development of in-vessel pipe alignment tool for ITER blanket remote maintenance",

- Fusion Engineering and Design, Vol. 124, pp. 623-627 (2017)
- [11] S. Shigematsu et al.: "Verification test results of a cutting technique for the ITER blanket cooling pipes", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, pp. 1218-1223 (2012).
- [12] Y. Noguchi et al.: "Applicability of eddy current technique in in-bore NDT tool for ITER hydraulic pipe welds", Fusion Engineering and Design, Vol. 146, pp. 2571-2576 (2019)
- [13] T. Maruyama et al.: "Recovery from failures of ITER blanket remote handling system", Fusion Engineering and Design, Vol. 124, pp. 669-672 (2017)
- [14] T. Maruyama et al.: "Rescue tool for ITER blanket remote handling system", Fusion Engineering and Design, Vol. 146, pp. 2498-2503 (2019)
- [15] T. Maruyama et al.: "Structural displacement compensation of a gigantic manipulator via deep learning", 2020 IEEE/SICE International Symposium on System Integration (SII), Honolulu, HI, USA, pp. 219-224 (2020)
- [16] T. Maruyama et al.: "Robot vision system R&D for ITER blanket remote-handling system", Fusion Engineering and Design, Vol. 89, pp. 2404-2408 (2014)
- [17] M. Saito et al.: "Irradiation tests of radiation hard materials for ITER blanket remote handling system", Fusion Engineering and Design, Vol. 124, pp. 542-547 (2017)
- [18] M. Saito et al.: "Decontamination tests of dust under load for the ITER Blanket Remote Handling System", Fusion Engineering and Design, Vol. 146, pp. 2765-2771 (2019)
- [19] M. Saito et al.: "Decontamination tests of dust under load for the ITER Blanket Remote Handling System", Fusion Engineering and Design, Vol. 146, pp. 2765-2771 (2019)

(2020年5月27日)

著者紹介



著者:武田信和

所属:量子科学技術研究開発機構 那珂

核融合研究所

専門分野:遠隔保守、耐震設計