



解説

核融合炉機器の遠隔保守に関する開発の現状

武田信和, 角館 聡, 中平昌隆, 柴沼 清

日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門 ITER トカマク本体開発グループ

(原稿受付: 2007年12月14日)

プラズマ装置内での遠隔機器のみによる保守作業が1998年にJETにおいて世界で初めて実施されて以降、真空容器内機器の遠隔保守の重要性は増すばかりである。特に、将来の原型炉においては、その経済性を左右する重要な要素の一つでもある。現在建設中のITERにおいても、ブランケットやダイバータに対する真空容器内での保守作業は遠隔機器のみで行うことを予定しており、これを可能とするためのさまざまな装置・機器類の設計や要素試験等が進められてきた。本解説は、核融合炉機器の遠隔保守について、主にITERを例として、その開発の現状について紹介するものである。

Keywords:

remote handling, vehicle, manipulator, boom, transfer cask, ITER, JET, JT-60SA, DEMO

1. はじめに

初期のプラズマ装置においては、核融合反応による中性子の発生量が少なく、放射化された構造材が保守時に発生するガンマ線レベルも比較的少なかったため、人間が真空容器内に入って保守作業に介入する余地があった。しかし、JETにおいて、1997年のDT実験直後の線量率は4.5 mSv/hに上り、およそ1年にわたってトラス内での人員による作業が不可能となった。これを受けて、プラズマ装置内での遠隔機器のみによる保守作業が1998年に世界で初めて実施された[1]。現在建設中のITERにおいても、ブランケットやダイバータに対する真空容器内での保守作業は遠隔機器のみで行うことを予定しており、これを可能とするためのさまざまな装置・機器類の設計や要素試験等が進められてきた。遠隔保守機器の設計は一見プラズマの性能と遠い関係にあるように考えられがちであるが、プラズマ対向機器の仕様・構造を通じて密接に繋がっており、また、保守作業時間の増大は実験装置としての稼働時間に影響を与えるため、遠隔保守機器の成立性はITERにおいて重要な課題のひとつとして取り上げられてきた。また、将来の核融合発電プラントにおいても、経済性を高める観点からプラントの稼働率向上が重要視されており、保守作業の短縮を視野に入れたさまざまな設計案が各国で検討されている。

本解説は、核融合炉機器の遠隔保守について、主にITERを例として、その開発の現状について紹介するものである。第2章では、核融合炉機器の保守における要求事項を整理するとともに、相互の影響について説明する。第3章では、保守作業で必要となる遠隔装置について、主にITERを例にとって詳述する。第4章では、遠隔保守で必

要となる要素技術について、現在原子力機構で実施している項目を中心に説明する。第5章では、現在設計が進められているJT-60SAの遠隔保守について、ITERおよびJETの遠隔保守と比較して解説する。第6章では、原型炉に対して提案されている遠隔保守方式について、経済性に影響を与える要因について触れながら述べる。

2. 核融合炉機器の保守における要求事項

まず、核融合炉機器の保守における要求事項について述べる。遠隔保守システムに要求される性能・仕様としては以下のようなものが挙げられる。

- (1) 保守対象機器の構造
- (2) 保守対象機器の取付精度
- (3) 保守対象機器の外寸寸法, 重量
- (4) 保守対象機器と遠隔保守装置との取合寸法
- (5) 機器・装置間の最小間隔
- (6) 遠隔保守装置の最大寸法, 重量
- (7) 保守対象機器の交換に必要な時間
- (8) 保守対象機器の交換頻度
- (9) 遠隔保守装置の製作費用
- (10) 遠隔保守時の安全

(1)は具体的には、保守対象機器を遠隔保守により交換する際における真空容器等への機械的な取付方法や、冷却配管の溶接・切断を考慮した構造などが挙げられる。ディスラプション等が発生した際に対象機器に発生する電磁力が大きければより強固な取付方法とする必要があるが、これは(7)の長期化を招く。また、機器への入熱量の増大は冷却材の圧力上昇を必要とするが、これは配管の板厚の増大を招き、同様に(7)が増大し長期化を招く。

Current Status of Research and Development on Remote Maintenance for Fusion Components

TAKEDA Nobukazu, KAKU DATE Satoshi, NAKAHIRA Masataka and SHIBANUMA Kiyoshi corresponding author's e-mail: takeda.nobukazu@jaea.go.jp

(2)は取付部に何らかのガイド構造を設けることによって取付精度を受動的に保証することにより遠隔保守装置への負担を低減することができるが、一般的には精度の向上は(6)、(7)の増大を招く。

(3)は、対象機器をどの程度の小部分に分割するか、という点と関係する。(7)の低減の観点からはなるべく分割数を少なくしたほうがよいが、寸法は搬出入口となる真空容器の開口部(ポート)や超伝導コイル(特にTFコイル)の大きさに制約される。また、(3)の増大は(5)や(7)の増大を招く。

(4)は、保守装置が対象機器に対してプラズマ対向面の側からアクセスする場合に特に問題になる。例えば、爪状の構造をプラズマ対向面に挿入して把持する場合や、冷却配管を溶接・切断するツールをプラズマ対向面から挿入して導入する場合、何らかの穴がプラズマ対向面上に必要となる。この穴の径が大きいほど保守作業は容易となり、(7)および(9)の低減に繋がるが、一方で対向面積の減少は遮蔽性能の低下やトリチウム増倍率の低下を招く。

(5)は例えば隣り合う保守対象機器同士の間隔であり、機器同士の接触を防ぐ観点から遠隔保守装置に要求される動作精度に直接的に繋がるため、これが大きければ(7)、(9)の低減に繋がるが、(4)と同様に対向面積や遮蔽性能の減少にも繋がる。

(6)は真空容器や建屋の設計によって制約される。例えば、真空容器内で作業する保守装置については、(3)と同様にポートの大きさが制約条件になる。また、真空容器外で作業する保守装置や保守対象機器をホットセルまで搬送するための真空容器外搬送装置(キャスク)については、建屋に設けられるリフトの寸法・許容荷重やキャスクの移動時における建屋内スペースが制約条件となる。

(7)は核融合炉のプラントとしての稼働率に直接関わるパラメータであり、保守システム全体の性能を因る上で最も重要な指標といえる。対象機器の個数や個々の保守装置の動作速度にももちろん依存するが、保守手順の考え方や対象機器の修理を行うホットセルの能力等にも大きく依存するため、トカマク本体構造、ホットセル、建家を含めたシステム全体としての検討が必要となる。保守装置の数を増やして並行作業を実施することで低減することもできるが、当然ながら(9)の増大に繋がる。

(8)はプラズマからの熱・粒子負荷の上昇などに影響を受け、損傷可能性の増大に伴って高まる。保守装置の仕様には直接関係しないが、(7)とあいまって稼働率に影響を与える。

(9)は当然ながら核融合炉全体の建設費用の一部を占めるが、通常全体費用の10%程度であり、その増大は全体コストに少なからぬ影響を与える。

(10)は特に保守時の保守対象機器をホットセルに搬送するキャスクや搬送時の真空容器ポートのダストやトリチウム漏洩を低減するための二重シール扉への要求であり、保守対象機器の外形寸法が大きくなった場合、特に建家やホットセルへの影響が大きく、建設費の増大に繋がる。

このように、プラズマからの熱・粒子負荷やディスラプション時の電磁力等の物理的な条件は、プラズマ対向機器

表1 ITER 遠隔保守における要求事項.

	ブランケット	ダイバータ
線量率	500 Gy/h	
外形寸法	1.4×1.0×0.5 m	3.4×2×0.4~0.9 m
重量	4.5 ton	12.5 ton(中央カセット)
個数	440	54
保守装置最大寸法(ポート開口)	1.7(W)×2.2(H)m	0.7~1.4(W)×2.2(H)m
保守装置最大重量(キャスク容量)	45 ton (保守対象機器含む)	
交換時間	8週間(1個) 3ヶ月(トロイダル方向1列) 2年(全交換)	8週間(1個) 6ヶ月(全交換)
交換頻度	10年の運転後に1回(全交換) 6個/年(下部) 3個/年(それ以外)	3回/前半10年 5回/後半10年

とその保守装置を通じてプラント全体の稼働率や建設費用に影響を与える。したがって、核融合炉の設計が概念設計からより詳細化されていく過程で上記の要求事項は常に再確認される必要がある。

ここで述べた要求事項のうち主なものについて、その具体的な数値をITERにおけるブランケットとダイバータの遠隔保守を例として表1に掲げる。

3. 保守に必要な遠隔装置

3.1 保守作業の流れ

ブランケットやダイバータ等の真空容器内機器の交換について、一般的な作業の流れと作業に使用する主要な装置は表2のとおりとなる。ホットセルの補修においても遠隔装置が使用されるが、本稿では割愛する。表2に示す主要な装置については、次節以降で詳述する。

3.2 真空容器内搬送装置

核融合炉機器の保守作業に必要な装置の中で、まず挙げられるのは真空容器内において対象機器の取付位置と搬出入口(ポート)との間を搬送するための装置である。この

表2 一般的な保守作業の流れ.

作業内容	主要な装置(例)
事前準備(ポート開放等)	ポートプラグ搬送装置
真空容器内搬送装置の搬入	真空容器外搬送装置 真空容器内搬送装置
機器配管の切断	配管切断ツール
機器の機械的締結部の解除	ボルト締結ツール
機器の真空容器外への搬出	真空容器内搬送装置
機器のホットセルへの搬送	真空容器外搬送装置
ホットセルにおける補修	ホットセル内設備
機器の真空容器への搬送	真空容器外搬送装置
機器の真空容器内への搬入	真空容器内搬送装置
機器の機械的締結部の固定	ボルト締結ツール
機器配管の溶接	配管溶接ツール
真空容器内搬送装置の搬出	真空容器外搬送装置 真空容器内搬送装置
事後作業(ポート閉鎖等)	ポートプラグ搬送装置

装置は以下の型式に分類できる。

- ・ブーム型
- ・軌道ビークル型
- ・台車型

以下で各々について詳述する。

ブーム型の概念を図1に示す。ブーム型は多関節のブーム（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。ブームの先にはマニピュレータ等を取り付け、対象機器の取り付け/取り外しや搬送を行う。JETではこの方式が採用され、表面タイルとダイバータモジュール（35 kg）の交換に用いられた[2]。ブームの先端には可搬重量 20 kg の双腕マニピュレータが取り付けられ、ウィンチを併用した場合には50 kgまで取り扱うことができた。この方式では、ブームは導入したポート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難しいことから、JETではブーム自体の可搬重量は440 kgであった[3]。

一方、十分な支持によるより強固な構造を持つ方式として、図2のような概念の軌道ビークル型が挙げられる[4]。これは、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ものである。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。ビークルにはマニピュレータ等が取り付けられ、これが対象機器の取り付け/取り外

しや搬送を行う。ITERでは、ブランケット保守にこの方式を採用しており[5]、ブランケット表面に設けられた把持穴にエンドエフェクタの把持爪を挿入することによりブランケットを保持する[6]。ITERの設計変更に伴い構造は若干変更され、最新の設計では可搬重量は約4.5トンである[7]。ITERにおけるブランケット保守用マニピュレータを図3に示す。図示されているとおり、このマニピュレータはビークル走行も含め7自由度を持っている。軌道ビークル型で問題となる点の一つは、真空容器内への軌道の敷設方法である。当然、軌道の敷設自体も遠隔で行う必要がある。ITERでは、軌道に関節を設けて直線状に延せるようにし、ポートからの導入が容易な構造としている。関節は外部の機構によって駆動されることとし、軌道自体は簡易かつ軽量の構造になるよう考えられている。軌道を円弧状に展開する途中の様相を図4に示す。軌道はポート内を直線状に運ばれつつ、真空容器内をトロイダル方向に押し出されている。トロイダル方向への駆動には、ビークルの走行機構が兼用されている。さらに、真空容器外での搬送を容易にするため、軌道は図5に示すとおり分割可能な構造になっている。軌道の展開については既に実規模の試験体を用いてその実現性は実証されており[8]、また、機構解析による理論的な検証も行われている[9]。他の問題点として、ブーム型より強固とはいえず、ブランケットモジュールの荷重が真空容器からマニピュレータに移る際に振動が生じる点が挙げられるが、これを低減する手法についても

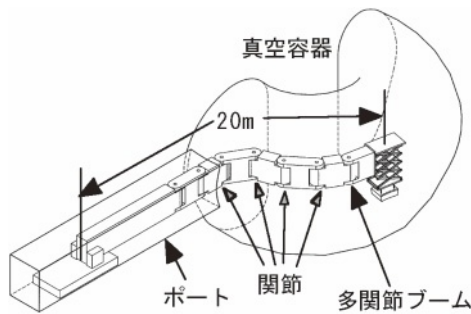


図1 ブーム型保守装置.

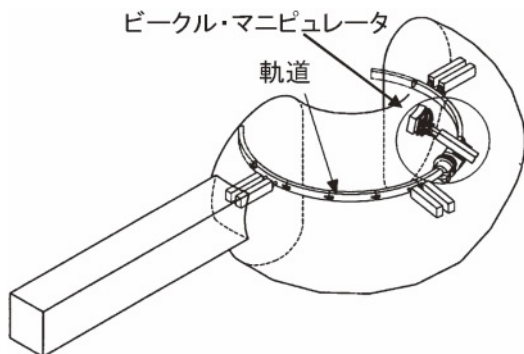


図2 軌道ビークル型保守装置.

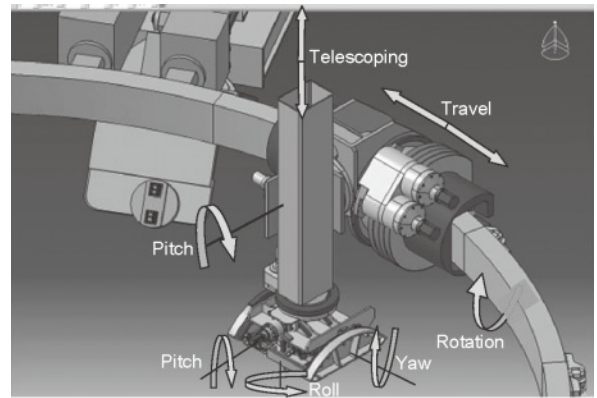


図3 ITER ブランケット保守用マニピュレータ.

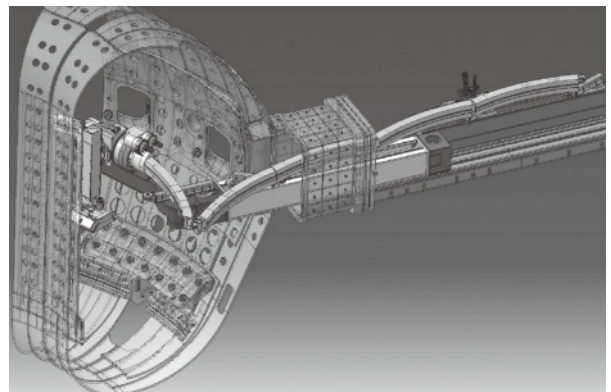


図4 軌道の展開.

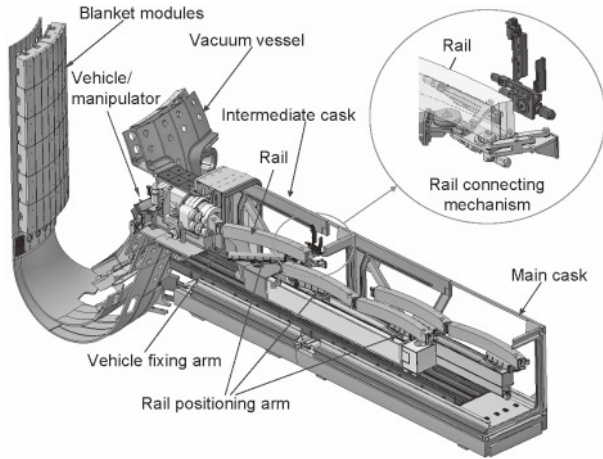


図5 搬入直後のブランケット保守装置。

提案と実規模試験による検証が行われている[10]。本方式について残された研究課題としては、軌道接続方法の実証が挙げられる。

対象機器が10トンを超える場合には、台車型のものをを使用することになる。この方式では、自身の車体の上か、または前方あるいは側方に差し出した把持部に対象機器を載せて搬送することになるが、対象が大重量であることから、ポート底部あるいは真空容器底部のような剛な構造物上を直接走行するか、恒久的に敷設された軌道上を走行することになる。ITERでは、ダイバータ[11]やポートプラグの搬送にこれらの方式を使用している。ダイバータに関しては、図6に示すとおり、真空容器底部をトロイダル方向に走行する装置(Cassette Toroidal Mover, CTM)と、下部ポート内を半径方向に走行する装置(Cassette Multifunctional Mover, CMM)とを併用することでダイバータの搬送を実現している。EDA(Engineering Design Activities)時には、7大R&Dの一環としてダイバータ保守システムの試験施設(Divertor Test Platform, DTP)がイタリアに建設され、実規模試験装置による実証試験がEUの主導のもとに行われた[12]。日本も旧原研がその一部の製作・試験を担当して参加した[13]。ITERの設計変更に伴ってダイバータ保守システムの設計も変更されており、これに対応した試験施設(DTP2)がフィンランドに新しく建設される予定である[14]。

3.3 真空容器外搬送装置(搬送キャスク)

真空容器外搬送装置は、第2章で少し言及したが、ITERでは搬送キャスクと呼ばれている。真空容器内搬送装置によって取り付け/取り外しされる対象機器は、真空容器とホットセルとの間を搬送キャスクによって運搬される。真空容器内搬送装置自体も同様である。搬送対象は真空容器内の放射性物質によって汚染されるため、搬送キャスクはコンテナ状の密閉構造によって汚染が外部に拡散するのを防ぐ必要がある。また、搬送キャスクはポートに接続されるが、この時、ポート扉とキャスク扉の清浄面(外側)を清浄なままに保ちつつ、汚染面(内側)を外部にさらさないようにする必要がある。ITERでは、二重シール扉と呼ばれる機構でこれを実現している[15]。走行方式としては

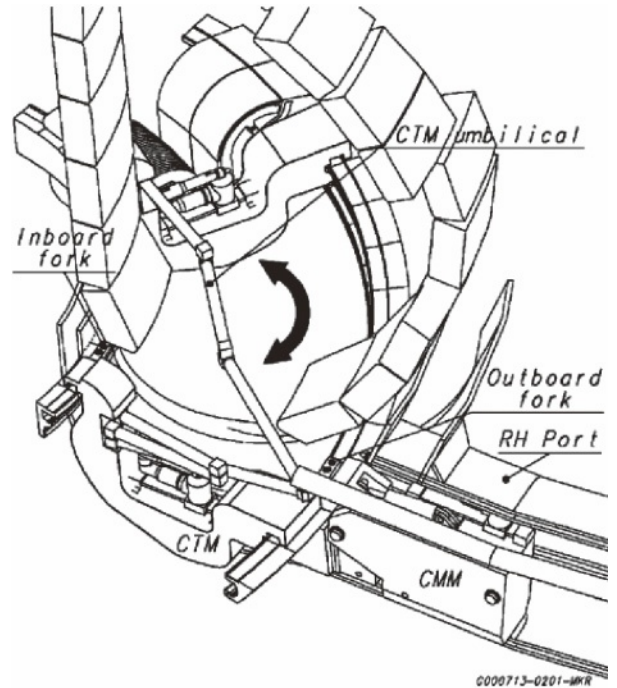


図6 ITERにおけるダイバータ保守[11]。

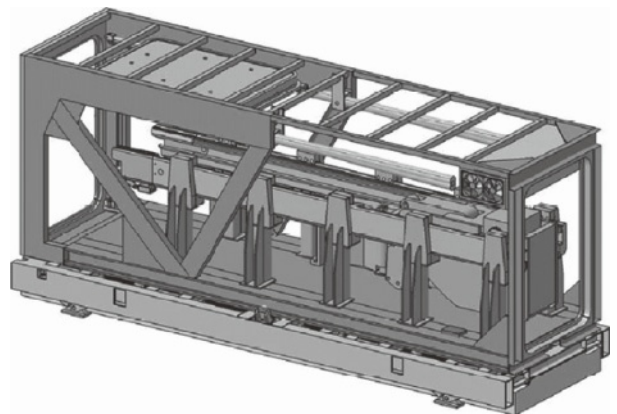


図7 ITERダイバータ搬送キャスク[18]。

レール方式[16]、空気浮上方式[17]などが考えられるが、ITERでは機動性の観点から後者が選択されている。図7にITERダイバータ搬送キャスクの外観を示す(壁面は削除)[18]。図では先に述べたCMMが内部に格納されている。

3.4 ツール類

保守対象機器の搬送前後には、機器配管の切断/溶接と機械的接続の解除/固定を行う必要がある。これらを実現するのが各種のツール類である。ツール類は真空容器外から導入されて自走するものと、真空容器内搬送装置によって把持・駆動されるものがある。

配管ツールについて、ITERの当初の設計では、ブランケット用とダイバータ用は共に真空容器外で配管内に導入され、配管内を自走して真空容器内の機器配管接続部に到達した後に溶接・切断を行うことが想定されていた[19-21]。例として、ブランケット配管の溶接・切断用に開発されたツールを図8に示す。設計変更後、ブランケット用

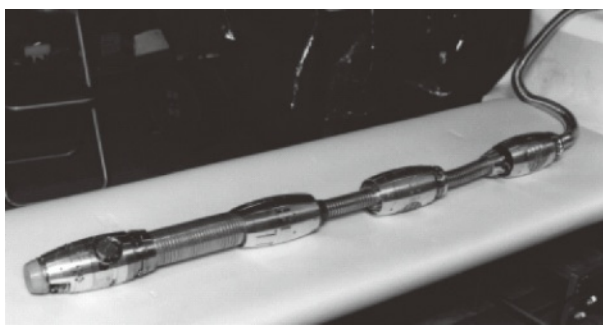


図8 ブランケット配管溶接切断ツール（設計変更前）。

ツールについては依然配管内部から溶接・切断を行うことになっているものの、真空容器外からの導入ではなく、ブランケット表面に設けられたアクセス用の穴から真空容器内搬送用マニピュレータによって挿入されることとなっている。また、配管が単管から二重管へと変更された[22]が、これに関しては技術的な課題が残されている。例えば、既に実施されている溶接・切断についての要素試験において、切断時に発生するドロス（熔融金属の残渣）が切断面や後壁に付着することが報告されている[23]。再溶接のためにはドロスを除去する必要があるが、その方法の検討等は課題として残されている。ダイバータについては、配管径の減少によって配管内ツールのみでの作業はもはや困難な状況となり、配管の位置決め等に関しては配管外部からダイバータ搬送用の台車に取り付けられたマニピュレータによって行うことが検討されている[24]。

機械的接続は、ボルト等の機械要素によるものが多いが、溶接による場合もありうる。ITERにおいても、ブランケットは当初は溶接によって固定することとなっていたが[19, 25]、設計変更後はボルトによる固定に変更された。ボルトは締結前に熱を加えて予張力を与える種類のもので、これについても要素試験が行われている[23]。ダイバータについては、ITERの設計変更前後で固定機構の構造に変更があったものの、固定用部位を真空容器側に挿入するという概念に変化はない[26]。この固定機構の駆動も、ダイバータ搬送用の台車に取り付けられたマニピュレータによって行われる。

4. 遠隔保守の要素技術

前節までに紹介したような遠隔保守機器の製作に当たっては、数々の要素技術が必要となる。特に、ITERにおける遠隔保守の実現に向けては数々の技術課題が予想され、EDA開始以降、ITER参加国によって数々の要素研究が進められてきた。ここでは、原子力機構において現在実施中の要素技術を中心に紹介する。

4.1 耐放射線性機器

ITERでの遠隔保守の実現にあたって、最も重要な課題の一つは耐放射線性機器の開発である。ITERでは当初、線量率10 kGy/hのガンマ線環境を想定していたが、2001年のITER設計変更に伴い、0.5 kGy/hまで線量率が低下している。

原子力機構では、これまでも耐放射線性モータの開発

[27]を行うとともに、高崎量子応用研究所のコバルト60照射施設を用いて、各種モータやセンサ、グリース等、遠隔保守装置に必要な機器・部品類のガンマ線照射試験を実施してきた[28-30]。これらの試験は設計変更前の条件を前提にしており、10 kGy/h程度あるいはそれを超える線量率で、10 MGyから100 MGyの積算線量を目標に実施され、電子機器以外の主要な部品について必要な耐放射線性を満たすことを確認するとともに、モータの位置決め用いるセンサとしてはエンコーダよりもレゾルバが望ましいことなども明らかにした。

現在は、遠隔機器の制御に力情報を用いることを想定して、ひずみゲージに用いるための電子機器であるアンプ類の照射試験を実施しており[31]、市販の耐放射線性オペアンプについて、保証値を超えて少なくとも0.4 MGy程度まで動作することを確認、継続して試験を実施中である。また、設計変更に伴う線量率の低下に伴い、より安価に耐放射線性を実現するべく、市販のモータに耐放射線性グリースを用いた照射試験も実施中である。これらの耐放射線性試験結果に基づいて、設置場所の選定や必要に応じて遮蔽を施すなどのシステム設計を行う予定である。

4.2 固体潤滑コーティング

遠隔装置の駆動部分には潤滑材が必須であり、先に述べたとおりグリースについては既に耐放射線性のものを開発・試験済みであるが、液体潤滑材が真空容器中に残留した場合の悪影響が懸念されることから、歯車等の機構が露出する部分については固体潤滑材を使用することが望ましい。近年、コーティング材料としてDiamond Like Coating (DLC)の使用が広がっているが、グリース等を併用せず単独の潤滑材として使用している例はまだない。原子力機構では、ITERの遠隔保守機器において想定される2 GPaの高い接触応力の下で、 10^4 の繰り返し回数を目標としてピン・オン・ディスク方式による要素試験を実施し、DLCの実用性を確認した[32]。また、実際にDLCでコーティングした歯車を用いた耐久試験を行い、微小な剥離が伴うものの、設計条件を超える 3×10^4 の繰り返し回数においても基材の暴露に至らないことを確認した[33]。

4.3 位置・力計測に基づいたセンシング技術

遠隔保守において、作業時間の低減が重要な要求事項となることはこれまでも述べているが、そのためには作業の自動化を図る必要がある。真空容器内における各機器の位置は、設計図面と組み立て時の情報からある程度の精度で把握することは可能だが、真空容器の経年変形、遠隔保守機器のガタやたわみ等を考慮すれば、数10ミリ以上の位置誤差は避けられない。そこで、その場での計測情報を用いた自律的な位置決めを行う必要がある。そこで、原子力機構では、レーザー距離センサとひずみゲージを併用した位置制御手法を開発した[34]。この手法では、30~100 mmの位置誤差がある状態から、距離データに基づいて20 mm以下の精度の粗い位置決めを行った後、ひずみゲージによる接触情報を用いた精密な位置決めにより、最終的に ± 3 mmの位置精度を達成した。

上記手法ではひずみゲージによる出力を接触の有無の判

定のみに用い、数値データとしては利用してこなかったが、ひずみ出力を接触力（接触による反力）データとして利用し、これを距離情報やカメラからの画像情報等を併用した、より高度な位置決め手法を現在開発中である。

4.4 リアルタイム3Dシミュレーション

真空容器内で動作中の真空容器内搬送装置等を監視するためには、何らかの視覚情報を得る必要があるが、CCD素子等は耐放射線性が強くないため、真空容器内に配置するカメラは比較的性能の低い撮像管型の耐放射線性カメラを使用せざるを得ない。また、数や配置にも制約があるため、視覚情報は限定的なものとなる。このため、3Dシミュレーションで視覚情報を補う必要がある。

JETでは、1980年代後半から3Dグラフィックモデルを用いたシミュレータを運用し、運転準備と運転支援の目的で使用している[35]。ITERでも遠隔保守にシミュレータを使用することが計画されており[36]、ダイバータ遠隔保守装置に関してはダイバータ試験設備（DTP）においてシミュレーションシステムが試験運用された[37]。原子力機構においても、EDA時に製作した実規模マニピュレータを対象にシミュレータを構築した[38]。

遠隔保守装置を対象とするシミュレータには以下のような機能が求められる。(1)実機の現在位置を把握するための、実機の動きと同調したシミュレーション機能、(2)運転プログラムに基づいた、作業のシミュレーション機能、(3)シミュレータに基づく、運転プログラムの作成機能、(4)運転者訓練のための、実機のコントローラによるシミュレータの動作機能。原子力機構では、シミュレータの構築にあたって、これらの機能を実現可能なロボットシミュレーションソフトウェアとしてDELMI社製のENVISIONを使用した。画面例を図9に示す。シミュレータはLANを介して制御装置から各モータの位置データを受信し、事前に入力した3Dモデルに基づいて対象機器を再構成する。構築したシミュレータは現在試験運用中で、今後、カメラからの画像情報を用いたモデル位置の補正等、必要な機能の追加を行い、最終的にはITER実機に導入する際のプロトタイプとして完成させる予定である。

5. JT-60SAの遠隔保守

現在設計が進められているJT-60SA[39]では、10年間運転後の真空容器内放射線量率が1 mSv/hを超えることが予

想されるため、真空容器内機器を遠隔で保守することが計画されている[40]。対象となる機器は第一壁アーマやダイバータカセット等であるが、比較的軽い前者には容量10 kgの軽量マニピュレータを用い、後者には容量500 kgの重量マニピュレータを用いるという使い分けを想定している。重量マニピュレータは軌道の先端に固定される一方、軽量マニピュレータはビークルによって軌道上を移動する[41]。重量マニピュレータを装備した場合の展開例を図10に示す。重量マニピュレータに着目すると、片持ちである、という意味ではブーム型である一方、軽量マニピュレータがビークルで走行し、軌道に複数の支持点があるという意味では軌道ビークル的でもある。対象となる機器が500 kgという、両方式の対象重量の中間付近であることから、双方の長所を生かした設計を目指すものと思われる。

6. 原型炉における遠隔保守

最後に、原型炉における遠隔保守について述べる。原型炉においては経済性の向上が最も重要な課題であるが、これを左右する要素のうち、遠隔保守と密接に関係するパラメータの1つが設備利用率（plant availability）である。そのため、設備利用率を高める目的で、一括引抜方式等の保守方式が提案されている[42-44]。原型炉における設備利用率の目標値は一般に80%前後とされており[45]、Maisonnierはこの数値と保守方式（特にブランケットの分割

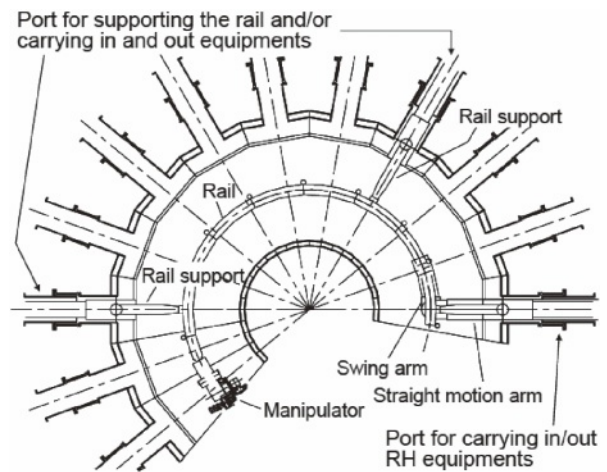


図10 JT-60SAの遠隔保守システム（重量マニピュレータ装備の場合）[41]。

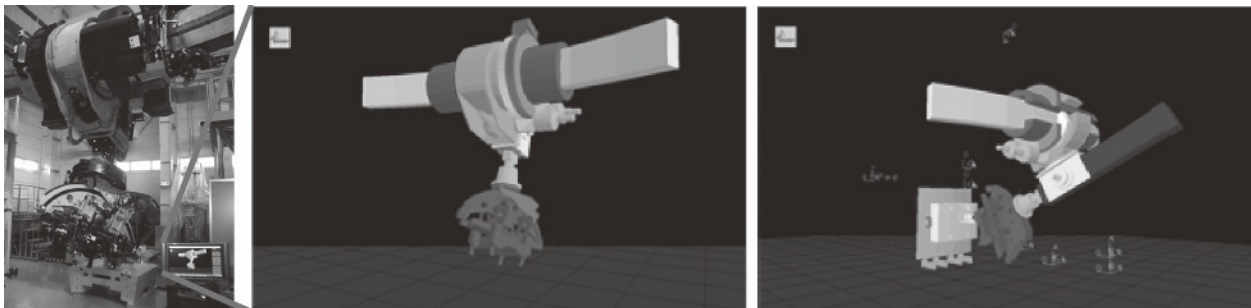


図9 実機とシミュレータ画面の比較。実機（左）の姿勢を、モータからの位置情報を元に再現している（中）。シミュレータ上での視点は動作中も自由に変更できる（右）。

数)との関係に具体的に言及している[46]。これを要約すると以下のとおりである。

- ・ITERのように数百個に分割した場合、設備利用率は50%程度であり、受け入れられない。
- ・ARIES[47]のような一括引抜方式の場合、技術的な課題を考慮すると76-81%程度と予想される。この数値自体は受け入れられるが、さらに下回る恐れもある。
- ・代案として、150-200程度の分割とすることが考えられる。この場合、75%程度が達成できる[48]

この研究のように、遠隔保守方式と設備利用率との関係を定量的に検討することは非常に有用である。しかし、設備利用率に影響を与えるのは分割数だけではなく、トカマク建家内の必要空間、ホットセルの能力(同時に補修可能な数量)や、補修の方針(オンライン補修かオフライン補修か)もまた大きな影響を与える。さらに、トカマク建家やホットセルの能力等は建設費用を通じても経済性に影響を与える。したがって、設備利用率だけに着目するのではなく、建家やホットセルの能力等も含めて全体としての経済性を考慮した上で、保守装置の方式等を検討するのが重要であるといえる。

設備利用率を定量的に評価してはいないが、建設費等も含めて総合的に評価している研究としてはWaganerのものが挙げられる[49]。保守期間、建設費、廃棄物量なども含めて8つの指標に基づいて検討しており、総合的な評価を意図したもとして興味深い。指標間の重み付けの根拠が必ずしも明らかではない。また、ITER同様の方式と一括引抜方式を比較し、保守期間(設備利用率に直結する)について後者に非常に高い評価を与えているが、前述のMaisonnierの研究によれば分割数の再検討によって設備利用率は同程度とすることが可能としており、評価の妥当性については議論の余地がある。

いずれにせよ、原型炉における保守方式の決定には経済性にかかわる定量的な評価を行うことが必要不可欠であり、そのような評価の基礎となるデータを取得するという観点からも、ITERの建設・運転を通じて遠隔保守に関する知見を積み重ねることの重要性は明らかである。

7. おわりに

核融合炉の遠隔保守は、一見プラズマから最も遠い事象のように思われがちであり、注目を集めにくい分野であるが、プラズマ側からの要求事項の強化が遠隔保守を困難にし、ひいてはプラズマ運転時間の短縮をもたらすことは往々にして起こりがちである。すなわち、遠隔保守設計は核融合炉設計そのものであると言える。ITERにおいても、現在行われているデザインレビューを通じてにわかに話題に上るようになった感がある。本稿が遠隔保守についてのよりよい理解につながれば幸いである。

参考文献

- [1] A.C. Rolfe *et al.*, Fusion Eng. Des. **46**, 299 (1999).
 [2] A.C. Rolfe, Fusion Eng. Des. **36**, 91 (1997).

- [3] T. Raimondi, Fusion Eng. Des. **11**, 197 (1989).
 [4] K. Shibamura *et al.*, Fusion Eng. Des. **18**, 487 (1991).
 [5] E. Tada *et al.*, Fusion Eng. Des. **42**, 463 (1998).
 [6] M. Nakahira *et al.*, Fusion Technology 1996, 1653 (2007).
 [7] S. Kakudate *et al.*, *The 8th International Symposium on Fusion Nuclear Technology* (2007) PS1-1202.
 [8] S. Kakudate *et al.*, Fusion Eng. Des. **65**, 133 (2003).
 [9] 角館聡他: プラズマ・核融合学会誌 **82**, 628 (2006).
 [10] S. Kakudate *et al.*, Fusion Eng. Des. **51-52**, 993 (2000).
 [11] J. Palmer *et al.*, Fusion Eng. Des. **75-79**, 583 (2005).
 [12] C. Damiani *et al.*, Fusion Eng. Des. **51-52**, 955 (2000).
 [13] N. Takeda *et al.*, *Proc. of 20th Symposium on Fusion Technology* (1998) p.1099.
 [14] J. Palmer *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 1977 (2007).
 [15] R. Haange *et al.*, Fusion Eng. Des. **42**, 187 (1998).
 [16] N. Takeda *et al.*, Journal of Robotics and Mechatronics **10**, 88 (1998).
 [17] A. Tesini *et al.*, Fusion Eng. Des. **58-59**, 469 (2001).
 [18] M. Gasparotto, Fusion Eng. Des. **82**, 498 (2007).
 [19] 中平昌隆他: プラズマ・核融合学会誌 **73**, 54 (1997).
 [20] K. Oka *et al.*, Journal of Robotics and Mechatronics **10**, 110 (1998).
 [21] J.-P. Friconneau *et al.*, Fusion Eng. Des. **58-59**, 481 (2001).
 [22] F. Elio *et al.*, Fusion Eng. Des. **58-59**, 579 (2001).
 [23] F. Elio *et al.*, Fusion Eng. Des. **69**, 321 (2003).
 [24] J.-P. Friconneau *et al.*, Fusion Eng. Des. **75-79**, 531 (2005).
 [25] M. Nakahira *et al.*, Journal of Robotics and Mechatronics **10**, 116 (1998).
 [26] V. Komarov, Fusion Eng. Des. **82**, 1866 (2007).
 [27] 小原建治郎他: 真空 **37**, 124 (1994).
 [28] K. Obara *et al.*, JAERI-Tech 94-003 (1994).
 [29] K. Obara *et al.*, JAERI-Tech 96-011 (1996).
 [30] K. Obara *et al.*, JAERI-Tech 99-003 (1999).
 [31] 武田信和他: 第2回高崎量子応用研究シンポジウム, 1 P-17 (2007).
 [32] N. Takeda *et al.*, Plasma Fusion Res. **2**, 052 (2007).
 [33] 角館聡他: プラズマ・核融合学会第24回年会, 29pA11 P (2007).
 [34] S. Kakudate *et al.*, Fusion Eng. Des. **65**, 33 (2003).
 [35] S. Sanders *et al.*, Fusion Eng. Des. **69**, 157 (2003).
 [36] Design Description Document: Remote Handling Equipment (DDD 23), ITER Final Design Report Documentation, Private Communication with ITER International Team (2004).
 [37] C. Damiani *et al.*, Fusion Eng. Des. **58-59**, 487 (2001).
 [38] N. Takeda *et al.*, *The 8th International Symposium on Fusion Nuclear Technology* (2007) S1-0008.
 [39] M. Kikuchi *et al.*, Nucl. Fusion **46**, S29 (2006).
 [40] S. Sakurai *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 1767 (2007).
 [41] T. Hayashi *et al.*, *15th International Conference on Nuclear Engineering*, ICONE15-10343 (2007).
 [42] 飛田健次他: プラズマ・核融合学会誌 **81**, 875 (2005).
 [43] S. Nishio *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 1767 (2007).
 [44] T. Ihli *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 2705 (2007).
 [45] S. Konishi *et al.*, Fusion Eng. Des. **63-64**, 11 (2002).
 [46] D. Maisonnier *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1123 (2006).
 [47] S. Malang *et al.*, Fusion Eng. Des. **41**, 377 (1998).
 [48] E. Bogusch *et al.*, Fusion Eng. Des. **69**, 135 (2003).
 [49] M. Waganer *et al.*, Fusion Eng. Des. **39**, 458 (2001).

用語解説

エンドエフェクタ（手先効果器）

マニピュレータの自由端に取り付けられる機器の総称。実際の作業に直接かかわる部分であり、本解説で触れた把持型のエンドエフェクタの他、真空吸着や電磁石によって対象物を保持するものもある。また、溶接作業専用のマニピュレータでは溶接ツールが取り付けられる。

一括引抜方式

ブランケットやダイバータをトロイダル磁場コイルと同数のセクターに分割し、トロイダル磁場コイル間の間隙から引き抜いて、そのままホットセルで保守する方式。分割数は少なくできる一方、ポートや真空容器外搬送装置、ホットセルの規模は大きくなる。DREAMやCREST、ARIESなどの核融合プラント設計案における保守方式として提案されている。

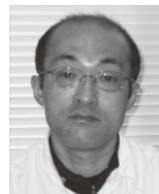
オフライン補修・オンライン補修

オフライン補修は、交換用の予備機器をあらかじめ1セット用意しておき、機器の交換と補修が完全に独立した作業となる補修方法。予備機器の保管場所が必要になるが、補修作業の遅れが交換作業に影響せず、保守に必要な時間が補修能力に左右されないという特徴を持つ。オンライン補修は、予備機器は1セット未満とし、交換中にも補修が必要となる補修方法。予備機器とその保管場所が節約できるが、予備機器の量によっては補修作業の遅れが交換作業に影響するため、保守に必要な時間は補修能力に依存する。ITERではオンライン補修を基本としている。



たけだ のぶ かず
武田 信和

1996年東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻博士課程修了，博士(工学)取得。同年日本原子力研究所那珂研究所に入所，文部科学省核融合開発室への派遣を経て，2004年4月に那珂研に復帰。専門は遠隔保守の他，耐震解析など。「六ヶ所誘致のために役所で我慢したのに，なぜここに…」と懽然としつつ，カダラッシュへの短期出張を繰り返す日々。



かく だて さとし
角 館 聡

1991年日本原子力研究所那珂研究所に入所，これまで，一貫して核融合炉用遠隔保守技術の研究開発に従事。常に，遠隔保守機器（ロボット）から眺めた核融合の炉構造という切り口で核融合を考えることにしています。



なか ひら まさ たか
中 平 昌 隆

1992年早稲田大学機械工学修士課程修了，日本原子力研究所でITERの構造的な設計，製作に関する研究開発に携わる。2004年筑波大学にて博士(工学)取得。JSMEで超伝導マグネット構造規格開発を行い，2008年にはITERカダラッシュに赴任予定。2児の父であり，仕事も育児も楽しんでいる方だが，子供達がいつまで日本語で相手をしてくれるか一抹の不安がよぎる。



しば ぬま きよし
柴 沼 清

1980年早稲田大学理工学研究科機械工学専攻修士課程修了。同年日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)に入所，JT-60中性粒子入射加熱装置の開発に始まり，現在は主にITER用遠隔保守ロボットの開発に従事。この間，原子力防災ロボットの開発にも従事。工学博士。絵画，陶芸，彫刻，音楽などを趣味にするもほとんど鑑賞のみ。時に雑木と石による作庭を楽しむ。