



解説

ヘリカル核融合炉の保守を容易にするカートリッジ式ブランケット

Cartridge Type Blankets for Easy Maintenance on the Helical Fusion Reactor

宮澤 順一

MIYAZAWA Junichi

核融合科学研究所

(原稿受付：2019年1月10日)

ブランケットが保守できなければ核融合炉は成立しない。ブランケットの保守は、高放射線環境下で、放射化した重量物を、超伝導コイルの隙間を通して取り出すという作業であり、ロボットを遠隔操作して行われる。螺旋状の超伝導ヘリカルコイルが発生する磁場を用いて高温プラズマを閉じ込めるヘリカル核融合炉は、定常運転が前提となる核融合炉の有力な候補である一方、単純形状の超伝導コイルが発生する磁場を用いるトカマクと比べ、ブランケットの設計が難しく、保守シナリオの検討も停滞気味であった。核融合研のヘリカル核融合炉設計グループはこの問題に取り組み、保守が容易なカートリッジ式ブランケット CARDISTRY-B を発案した。本稿では、核融合炉におけるブランケット保守が難しい理由とトカマク核融合炉で検討されているブランケット保守手法を踏まえた上で、CARDISTRY-B の概要について解説する。CARDISTRY-B の発案により、保守手法の具体的シナリオやブランケットの熱計算も可能となった。本稿の後半ではこれらを紹介し、今後取り組むべき課題をまとめる。

Keywords:

fusion reactor, heliotron, FFHR, blanket, divertor, maintenance, robot, remote handling

1. はじめに～ブランケットの保守は難しい

核融合の分野でブランケットと言えば、毛布ではなく、炉心プラズマを「覆う」ように設置される機器のことを指す。このブランケットは燃料生産、発電、及び放射線遮蔽という3つの役割を担う。重水素-三重水素核融合反応で発生した中性子はブランケットで受け止められる。中性子をブランケット内部のリチウムと反応させることで三重水素が生産される。中性子の運動エネルギー及び中性子-リチウム反応で発生した熱エネルギーはブランケットの内部で冷却媒体に移され、後段の発電機器へと渡される。ブランケットのすぐ外側にはプラズマ閉じ込め磁場を発生する超伝導コイルがある。超伝導コイルは中性子照射によって発熱するが、低温での熱除去は効率が悪いので、あまりに中性子照射量が大きいと冷却パワーが発電電力を超えてしまう。中性子照射により超伝導コイルの性能が劣化するという問題もある。したがって、ブランケットには十分な放射線遮蔽性能が求められる。ブランケットが受けるのは中性子だけではない。プラズマから出てくる高エネルギーの粒子や放射線も、第一壁と呼ばれるブランケットのプラズマ側表面を照射し、損傷する。このため、ブランケットは定期的に保守交換しなければならない。即ち、ブランケットの保守交換が行えなければ核融合炉としては成立し得ない。

磁場閉じ込め核融合炉におけるブランケットの保守は難

しい問題である。かなりの重量物となるブランケットを、非常に高いガンマ線線量の中で、超伝導マグネットの狭い隙間を通し、遠隔操作で、失敗することなくハンドリングすることが求められる。核融合炉内のガンマ線線量がどの程度になるかを示しているのが図1である[1]。同図は、現在六ヶ所村の核融合原型炉設計合同特別チームを中心に検討が進められているプラズマ大半径約8m、核融合出力1.5GWのトカマク原型炉(JA-DEMO[2,3])において、ダイバータを1年間、ブランケットを4年間、それぞれ連続使用してから1ヶ月冷却した後、炉内のガンマ線線量率分布がどうなるかを推定したものである。強く放射化したブランケットのある炉内は、実に1-10kGy/h(ガンマ線は1Gyで1Sv)という高線量率となる[1,4]。遠隔保守を行うロボットの許容積算線量は、現時点ではせいぜい10MGyであり、10kGy/hならば1ヶ月程度でロボットは寿命を迎えることになる。ブランケットの取り外し・再取り付けに当たっては、ポート部で冷却配管の切断・再接続を行う必要がある。これもロボットが行うことになるが、図1によればポート部のガンマ線線量率は100Gy/h程度であり、この領域であればロボットも使えるであろう。核融合炉におけるブランケットの保守交換は、多数の使い捨てロボットを投入しての炉内作業を許容するか、あるいは炉内に入ることなく、ロボットによるポート部作業のみで行うか、のいずれかとなる。最近では後者の検討例が多く、

National Institute for Fusion Science, Toki, GIFU 509-5292, Japan

author's e-mail: miyazawa.junichi@nifs.ac.jp

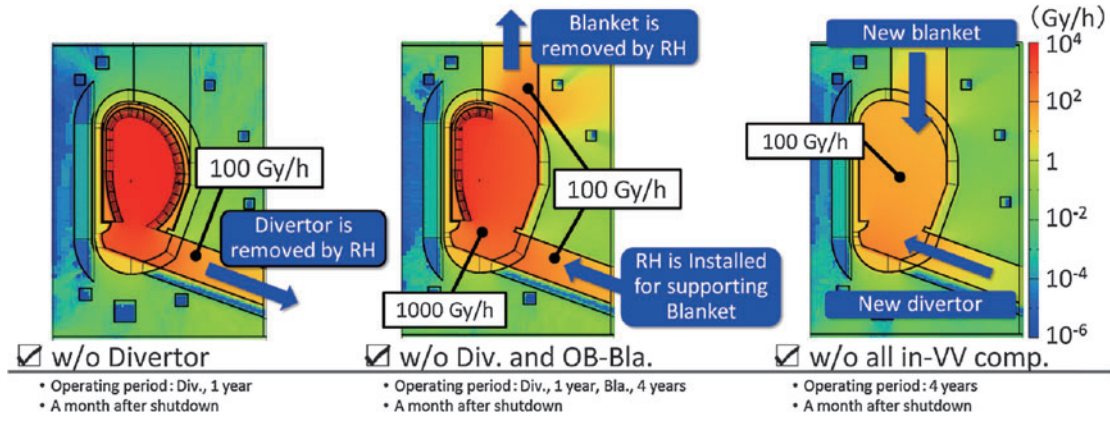


図1 トカマク原型炉 JA-DEMO (プラズマ大半径約 8 m) において、核融合出力 1.5 GW でダイバータを 1 年間、ブランケットを 4 年間連続使用し、1 ヶ月間冷却した後の炉内ガンマ線線量分布 (参考文献 [1] の Fig. 5 より引用). 左から、ダイバータ取り出し後、ダイバータ及び外側ブランケット取り出し後、全てのダイバータ及びブランケット取り出し後のトロイダル断面内分布である。

JA-DEMO でも [2, 5, 6], 欧州が検討している EU-DEMO でも [4, 7], あるいは本稿で解説するヘリカル核融合炉 [8-11] でも、炉内作業は極力避けるのが基本方針となっている。

磁場閉じ込め核融合炉の最有力候補として現在研究が進められている方式には、超伝導マグネットとプラズマ電流で生成する軸対称な磁場を用いるトカマクと、プラズマ電流は用いず、超伝導マグネットのみで生成する三次元的な磁場を用いるヘリカルがある。トカマクの代表格として、フランスで建設が進められている国際熱核融合実験炉 ITER [12] や、2020 年にファーストプラズマを控えた我が国の JT-60SA [13], 欧州の JET [14] などが挙げられる。一方のヘリカルには、核融合科学研究所 (核融合研) の大型ヘリカル装置 (LHD) [15] や京都大学のヘリオトロン E [16] のようなヘリカルコイルを用いるヘリオトロンの他、ドイツの W7-X [17] のようにモジュラーコイルと呼ばれる複雑形状のマグネットを用いるステラレータがある。トカマクで使用されるトロイダルコイルやポロイダルコイルといったマグネットは基本的に planar (平ら) な形であり、ヘリカルコイルやモジュラーコイルに比べれば製作しやすい。ブランケットの保守も、軸対称なトカマクの方が、三次元的に複雑なヘリカルに比べれば容易であろうと考えられる。その一方でトカマクは、プラズマを閉じ込めるためにプラズマ電流が必要という自己撞着を抱える。プラズマ電流駆動やディスラプション (プラズマ電流の突然停止) の問題がないヘリカルは、定常運転が前提となる核融合炉に、より適している。

本稿では、核融合研で概念設計活動が進められている LHD 型ヘリカル核融合炉 FFHR におけるブランケットの保守について解説する。第 2 章でトカマクにおける保守の例を紹介した後、第 3 章ではヘリカルにおける保守の難しさについて述べる。第 4 章ではその難しさを解決するために三次元構造を二次元化するアイデアについて、第 5 章及び第 6 章では、このアイデアによって遠隔保守手法及び熱計算の検討が進んだという例を示す。第 7 章で今後の課題を提示し、本稿をまとめる。

2. トカマク核融合炉における炉内機器の保守

ITER は本格的な重水素-三重水素核融合を行う実験炉であり、核融合原型炉と同様に遠隔保守が必須となる。ITER におけるブランケットは、基本的には高熱負荷を除熱する第一壁と中性子遮蔽ブロックで構成され、前章で述べた燃料生産と発電は一部のテストブランケットモジュールで試される予定である。ITER では、ガンマ線線量率 250 Gy/h という条件下で、最大重量 4 トンのブランケットユニット約 440 個を 2 年以内に交換することを目標として R&D が進められている [18]。具体的には図 2 のように、炉内に軌道を構成し、これに沿って保守アーム (ロボット) を移動させてブランケットをハンドリングするシナリオが組まれている。この軌道は折り畳み構造となっていて、保守ポートから炉内に導入され、展開される。炉内のガンマ線線量率は図 1 に示したような核融合原型炉の場合と比べれば低いため、ロボットによる炉内作業が前提となっている。これまでに、4 トンという重量物をハンドリングできるロボットや、冷却配管の切断・溶接技術が開発されてきた。潤滑剤やサーボモータなどのロボット構成部品についても、耐放射線強度 5 MGy を目標に R&D が進められている。これらの成果は、将来の核融合炉の保守を考える上での基本となる。例えば図 1 に示した JA-DEMO の場合でも、100 Gy/h のポート部では ITER の技術を適用できる [1]。

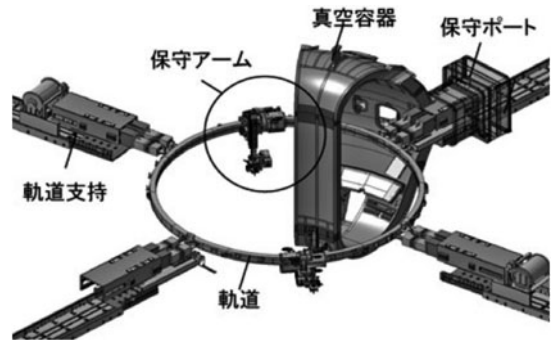


図2 ITER における保守シナリオ (参考文献 [18] の図 1 より引用). 折り畳み構造の軌道が保守ポートから挿入され、真空容器内で展開される。この軌道上で保守アームを移動させてブランケットを取り外し、保守ポートから取り出す。

JA-DEMOでは、ITERのようなロボットによる炉内作業は行わない方向で検討が進められている[2,5,6]。トカマクは軸対称なので保守は簡単、という訳には実はいかない。プラズマを安定化するための導体シェルを如何にして組み込むか、ディスラプションなどプラズマ電流由来の現象に起因して発生する強大な電磁力を如何にして受け止めるか、などといったヘリカルにはない課題を解決しなければならない。トカマクの場合、超伝導コイルが密に配置されるため、保守に使える隙間が狭いということも問題を難しくする。JA-DEMOでは、ブランケットユニットを垂直方向に抜くか(図3(a))、あるいは水平方向に抜くか(図3(b))という選択肢が検討された[5,6]。同図では省かれているが、実際にはプラズマの形状や位置を制御する垂直磁場発生用の円形コイル(ポロイダルコイル)や、プラズマ加熱・電流駆動を行う中性粒子ビーム入射用の接線ポートがあるため、これらと干渉しないように保守ポートを設計する必要がある。現在では、JA-DEMOでもEU-DEMOでも、ブランケットユニットをバナナ型に切り分け、垂直ポートから出し入れする方法が主案となっている[1-7]。尚、保守交換までの機器寿命がブランケットよりも短いと予想されるダイバータに関しては、図3からもわかるように、ブランケットと別のポートから交換できるように考えられている。

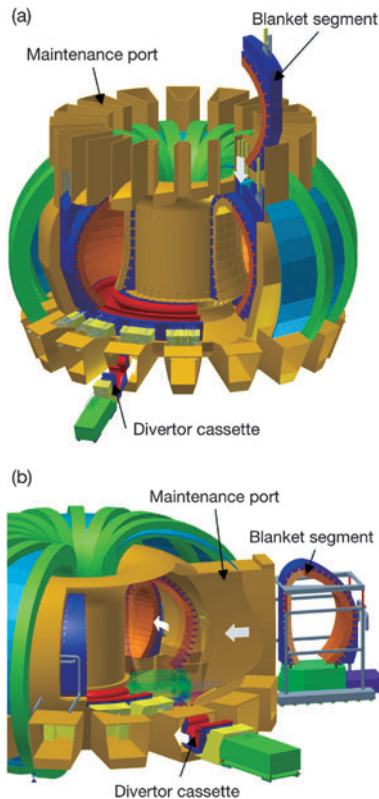


図3 トカマク原型炉 JA-DEMO で検討されたブランケット保守方式(参考文献[5]のFig.1より引用)。 (a)バナナ型ブランケットセグメントの垂直(上部)ポートからの取り出し、及び(b)馬蹄形ブランケットセグメントの水平ポートからの取り出し。

3. ねじれたブランケットの保守はより難しい

ヘリオトロンやステラレータでは、超伝導コイルのねじれ形状を反映して、ブランケットも三次元的な形状となる。ヘリカル核融合炉の設計として、LHDを基にしたFFHR[8-11,19]の他、ドイツのステラレータW7-Xを基にしたHELIAS5-B[20]、及び米国のARIES-CS[21]がある。これらにおいて検討されたブランケット保守シナリオの例を図4に示す。FFHRは大きな保守ポートを設けられるという、トカマクやステラレータにはない特長を有している。図4(a)に示されているのはFFHR2m1で検討された案である[19]。ヘリカルコイルに沿ってブランケットユニットを保守ポートまで移動し、取り出すというもので、「スクリーコースター方式」とも呼ばれる。図4(b)はHELIAS 5-Bの最近の検討で、ブランケット外周部に軌道を2条設置し、これらを保守アームのサポートとする案である。保守アームによって取り外されたブランケットユニットは軌道に沿ってポート部まで移動し、取り出される[20]。ARIES-CSでは、長く伸ばせるロボットアームを保守ポートから差し込み、ブランケットユニットを掴み出すという案が検討された[21]。いずれの案でも、放射線量の高い炉内空間でのロボット作業が必要となる。したがって、ロボットの作業時間を減らすか、多数のロボットを使い捨てることが求められる。最近提出されたアイデアには、保守の際に炉内に水を満たすことでロボットへの放射線量を減らそう、というチャレンジングなものもあるが[22]、ブランケットやダイバータに用いられるタングステ

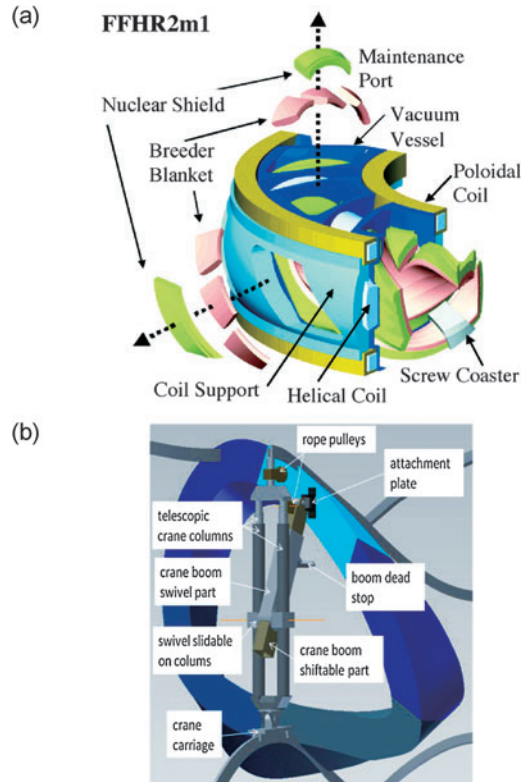


図4 ヘリカル核融合炉またはステラレータ核融合炉における保守。図は上から、(a)FFHR2m1、及び(b)HELIAS 5-Bで検討された保守シナリオの例(それぞれ参考文献[19]Fig.10、及び[20]Fig.7から引用)。

ンやフェライト鋼といった材料の酸化、真空容器内が水によって正圧になることへの対応（ECH加熱用ダイヤモンド窓や計測用窓、ベローズなどの補強）、あるいはトリチウムで汚染される大量の水の処理など、検討すべき問題がまだ多い。

ヘリカル核融合炉ではダイバータの配置も三次元的に複雑なものとなるため、配管の切断・再接続手法も含めて、その保守シナリオを確立することは難問となっている。

4. ブランケットをケーキのように分割する

FFHR 設計グループは FFHR-d1 の保守について、高線量の炉心内部でのロボット作業を無くす方針で検討を進めた。ブランケットは保守ポートからの出し入れが可能となるように細かく分割する必要がある。ヘリカル核融合炉において三次元的複雑形状のブランケットをどのように分割するかは重要な問題である。図 4 (a) の例では、ヘリカルコイルに沿った形で分割する「ヘリカル分割」が採用されている。この分割法は1982年のヘリオトロン型核融合炉設計で既に提案されており、その歴史は長い[23]。ヘリカル分割の場合、プラズマに面するブランケット第一壁を滑らかにすることができ、空間利用率も高いという利点がある。その一方で、前節でも述べたように保守の際の炉内作業が不可避で、設計及び製作が困難なことが課題であった。そこで、ヘリカル分割に拘らず、様々な分割法が検討された。その一つがブランケットをみかんの房、あるいはケーキ状にカットする「垂直分割」である。その他、水平分割なども検討した上で、垂直分割が最も良いであろうという結論に至った。更に具体的な分割の仕方や、分割したブランケットの取り出し手法の検討を進め、これを「T-SHELL ブランケット」として発表した(図 5) [10]。垂直分割にすることで、これまで三次元的に考えざるを得なかったブランケットユニットの取り出し軌道を、図 5 (b) に示すように二次元平面内で考えられるようになったことは大きなブレークスルーとなった。

FFHR 設計グループは T-SHELL ブランケットとほぼ同時期に FFHR-d1 への液体金属ダイバータの適用を検討し、REVOLVER-D (Reactor-oriented Effectively VOLUMetric VERTical Divertor) という新概念を創出した[24]。これは溶融錫の噴流を並べたシャワーを、ヘリカルプラズマを取り囲むエルゴディック層と呼ばれる領域に挿入するというもので、エルゴディックリミタ兼ダイバータとして機能する。溶融錫シャワーは10箇所あるトラス内側ポートにのみ離散的に配置される。炉心から流出したプラズマは、ヘリカルダイバータに到達する前に、溶融錫シャワーに衝突する。その熱を溶融錫で吸収すると同時に、再結合によって生じたガスをシャワーの隙間からトラス内側領域に設置した真空ポンプへと最短経路で導き、排気する。溶融錫シャワーをエルゴディック層により深く挿入することで、ヘリカルダイバータに流出するプラズマを95%以上カット可能である。即ち、REVOLVER-Dの採用により、ヘリカルダイバータへの熱流束は1/20以下にまで抑えられる。これによりヘリカルダイバータは、例えばブランケッ

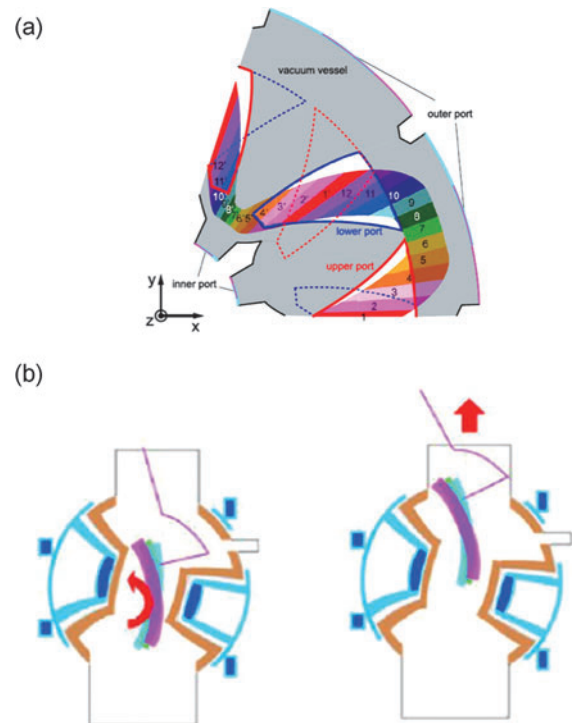


図5 T-SHELL ブランケットの概念 (参考文献[10]の Fig. 4 及び Fig. 5 より抜粋して引用)。(a) ブランケットは上から見てケーキ状に垂直分割され、(b) 2次元平面内の移動によって炉内から取り出される。炉内作業は不要。

ト第一壁にタングステン板を貼り付けておく程度にまで簡素化できる可能性が見えてきた。尚、現時点で REVOLVER-D は溶融錫噴流を固体錫ペブル流に置き換えた REVOLVER-D2へと進化しているが[25]、基本的な特長は継承されている。

T-SHELL ブランケットの垂直分割方式を基にして、REVOLVER-Dの併用によってヘリカルダイバータを簡素化する方向で更に検討を進め、遂には本稿のタイトルにもあるヘリカル核融合炉の保守を容易にするカートリッジ式ブランケット「CARDISTRY-B (CARtridges Divided and InSerTed Radially — Blanket)」の発案に至った[8,9]。図 6 は CARDISTRY-B の鳥瞰図である。プラズマに最も近く、数年おきに交換が必要な燃料増殖ブランケット (Tritium Breeding Blanket) と、無交換で装置寿命まで使用され、真空容器と超伝導コイルのための低温シールドの役割も兼ねる中性子遮蔽ブランケット (Neutron Shielding Blanket) で構成される。両者ともトロイダル角2度ごとに分割してカートリッジ化されており、それぞれ垂直方向及び水平外側方向に移動できる。

5. 遠隔保守は二次元で

ヘリカルはトカマクに比べて形状が複雑で、その製作はより困難になると考えられるが、核融合炉のような巨大装置が果たして現実的な期間内に建設できるのか、という点は FFHR 設計グループでも重要な課題となっていた。CARDISTRY-B で無交換が前提の中性子遮蔽ブランケットも燃料増殖ブランケットと同様のカートリッジ構造としたのは、現地作業工程の大幅短縮を狙ったことである。

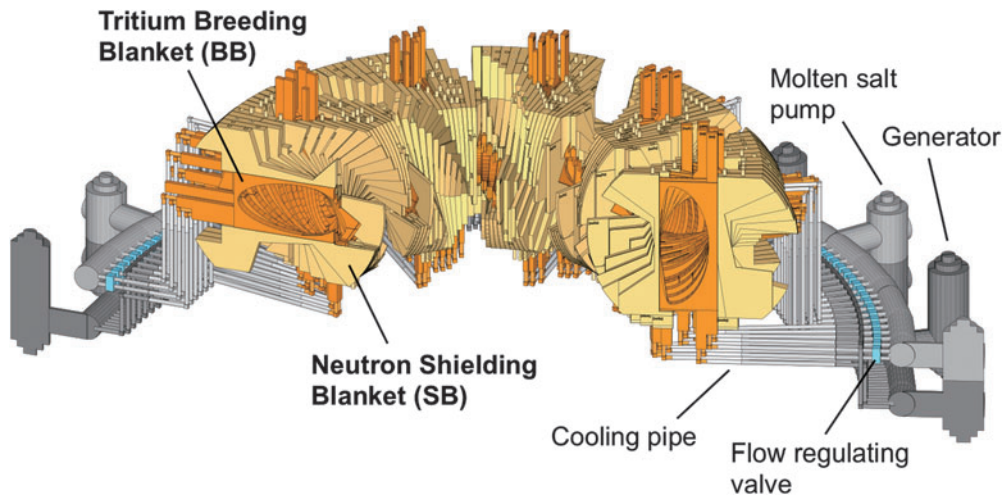


図6 カートリッジ式ブランケットCARDISTRY-Bの鳥瞰図(参考文献[9]のFig.1より引用). 数年で交換する燃料増殖ブランケットと、無交換で使用される中性子遮蔽ブランケットで構成される. いずれもトロイダル角2度毎に垂直分割されている.

低温シールド冷却配管のリークテストといった時間のかかる作業の大部分を工場試験で済ませれば、現地作業は組み立てと最終試験のみに簡略化できる。中性子遮蔽ブランケットは、各カートリッジに仕込まれた「ほぞ」と「ほぞ穴」によって固定される。組み立て後、隣接する中性子遮蔽ブランケットカートリッジの隙間を半管形状のパイプでプラズマ側から埋め、これらとカートリッジのエッジを薄肉溶接して真空容器を構成する。これらは、溶接による歪みや材料特性の劣化を極力低減するための工夫である。図7 (a)-(d)にあるように、中性子遮蔽ブランケットはT-SHELLブランケットと同様の二次元平面内移動によって、超伝導コイルの隙間から組み込めるよう設計されている。燃料増殖ブランケットもやはり二次元平面内の移動で出し入れが可能である(図7 (e)-(h))。これらブランケットカートリッジのハンドリングは、GM (Giant Manipulator) 及び BALL (Box ALL around) と名付けられたロボットのペアが行う(図8 [8])。GMは、トラス半径方向に動作するMRR (Moving Radial Rail) 上を移動しつつ垂直方向移動を可能とするVMU (Vertically Moving Unit) に固定され

る。GMが取り出した使用済み燃料増殖ブランケットカートリッジは、MRR上を移動するBALLが運ぶ収納ボックスに入れられ、中間保管庫へと運ばれる。

複雑になると考えられていたヘリカル核融合炉におけるブランケットの保守は、垂直分割の採用によってロボットの動作を三次元から二次元に落とし込むことで実際的な検

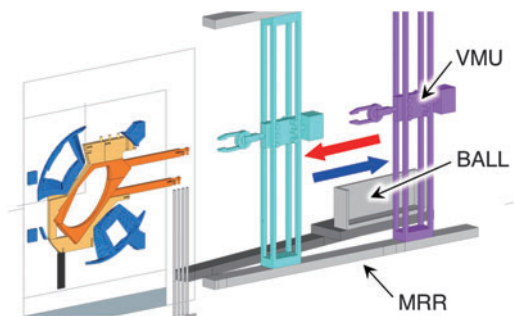


図8 保守用大型ロボットハンドGMと使用済みカートリッジ回収ロボットBALL(参考文献[8]のFig.6より抜粋して引用)。GMは可動径方向レールMRRと垂直移動ユニットVMUを用いて、BALLはMRRを用いて移動する。

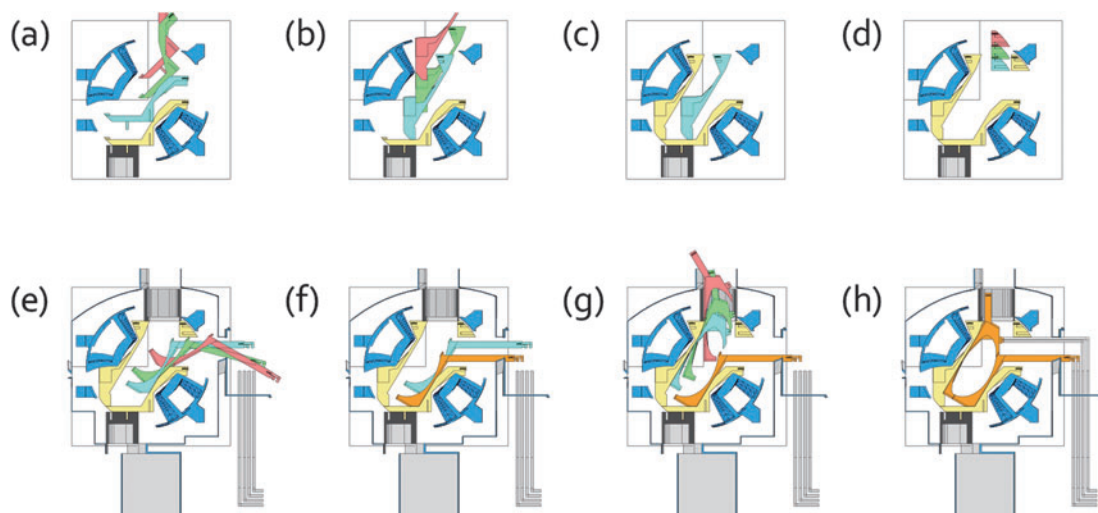


図7 CARDISTRY-Bにおける(a)-(d)中性子遮蔽ブランケット、及び(e)-(h)燃料増殖ブランケットの組立手順の例(参考文献[9]のFig.A8より引用)。燃料増殖ブランケットは2次元の移動のみで炉外へ取り出すことが可能であり、炉内作業は不要。

討が可能となった。3D-CADによる設計が進んだことで、カートリッジ重量なども容易に計算できるようになった。FFHR設計グループは、CARDISTRY-Bと整合する保守ポート及びフランジの設計や、保守ロボットの配置及び動作と密接に関連する建屋の設計、具体的な保守スケジュールなどについても検討を進めた[8]。特に保守スケジュールは、核融合炉設計において重要なRAMI (Reliability, Availability, Maintainability, and Inspectability) の内のA、即ち設備利用率を決める。高い設備利用率の実証は我が国の核融合原型炉の目標の一つにも挙げられている[2, 3]。CARDISTRY-Bの場合、30日の冷却期間(グロー放電などによる除染や大気開放も含む)も入れて計160日で再稼働するスケジュールが検討されている。その後365日の連続運転を行うと、設備利用率は70%となる。

6. ブランケットから熱は奪えるか

CARDISTRY-Bの発案によってブランケットカートリッジの形状が具体化された結果、保守シナリオの検討が進んだだけでなく、ブランケットの熱計算も可能となった[26]。現在検討が進められているブランケットの方式には、JA-DEMOが採用している固体ペブル水冷却方式(リチウム合金のペブルを増殖材として使用し、高温高压水で冷却)、欧州で盛んに研究されている液体金属方式(リチウムやリチウム鉛を増殖材とし、水、ヘリウムガス、あるいは液体金属自体を用いて冷却)、そしてリチウムを含んだ溶融塩(FLiBe, FLiNaBeなど)を用いる方式がある[27, 28]。FFHR設計グループでは、安全性が高く(水と爆発的に反応しない)、燃料増殖比(中性子1個あたり生産される三重水素原子の数)が高く、かつブランケット運転温度を300℃以上の高温として高効率発電が可能な溶融塩を主案として検討を進めている。CARDISTRY-Bも基本的には溶融塩ブランケットである。保守の際に増殖材兼冷却材である溶融塩をブランケットカートリッジから抜くことで軽量化できることも利点となっている。これは液体金属を用いた場合でも同様である。

溶融塩はプラントル数(=動粘度/温度拡散率)の高い流体であり、冷却能力が低いという特徴を有する[27]。高プラントル数流体では速度境界層厚さが温度境界層厚さよりも数オーダー大きくなるため、熱伝導による冷却が期待できず、乱流や攪拌による熱混合の促進を検討する必要がある。一方で、冷めにくいということは運転停止などの際に、ブランケット筐体の急激な温度変化や、温度勾配による熱応力を抑制できるという利点に繋がる。溶融塩は導電性流体でもある。液体金属で問題となるような磁気流体力学(MHD)現象、例えば磁場中流れにおける圧力損失の増大などはそれほど大きな問題とはならないが、乱流が安定化されることによる伝熱の劣化や、腐食の促進などが懸念されるため、研究が進められている。

FFHR-d1を0.7倍してコンパクト化したヘリカル核融合炉FFHR-c1に適用されたCARDISTRY-Bの一つのカートリッジを例に取り、溶融塩FLiNaBeでこれを冷却できるかどうかの数値シミュレーションが行われた[26]。図9はそ

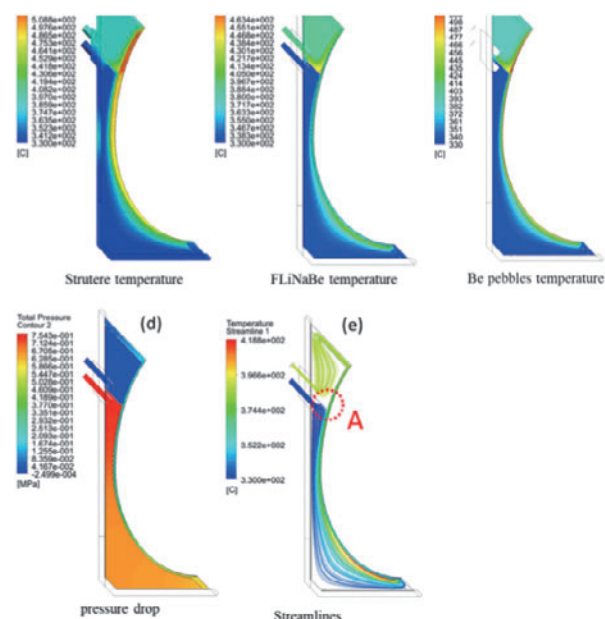


図9 CARDISTRY-Bにおける熱計算の例(参考文献[26]のFig.8より抜粋して引用)。(a)筐体温度分布、(b)FLiNaBe温度分布、(c)Beペブル温度分布、(d)圧力分布、及び(e)流線。

の結果の一部で、カートリッジ内の温度分布及び圧力分布を示したものである。カートリッジ内部の溶融塩流路の設計には自由度があるが、この計算では熱負荷の大きな第一壁近傍で流路幅を30mm程度と狭くして流速を増やし、冷却能力の向上を図っている。中性子増倍材として、直径20mmのベリリウムペブルをカートリッジ内に充填している。このペブルによる圧力損失はポラス(多孔体)モデルによって模擬されている。熱負荷としては、第一壁への均等熱負荷 0.1 MW/m^2 と、別途行われた中性子計算の結果とコンシステントな核融合中性子による体積発熱分布(第一壁近傍で $10\text{--}20 \text{ MW/m}^3$)を仮定している。計算の結果、FLiNaBe流量が適切であれば(この場合、カートリッジへの流入出量として 9 kg/s 以上、カートリッジ内部での最大流速 0.38 m/s 以上)、低放射化フェライト鋼製筐体の最大温度を許容温度 550°C 以下に保てること、圧力損失も 1 MPa 程度とそれほど大きくならないことが示された。この結果は基本的に一般的な乱流モデルを用いた場合のものであるが、核融合炉のような高磁場中では乱流が安定化され、伝熱が劣化する可能性がある。そこで、層流モデルを用いた場合の計算が行われ、乱流がある場合に比べて 40°C 程度の筐体温度増加が見込まれることも示された。金属のベリリウムペブルによる伝熱促進効果が大きいこともわかった。ペブルをポラスモデルで模擬することの妥当性や、磁場中での伝熱劣化の定量評価に関しては、今後実験を行って検証していく必要がある。現在、核融合研の溶融塩・液体金属循環実験装置Oroshhi-2[29]では、これらの課題に関する東北大等との共同研究が進行している。

7. まとめと残された課題

本稿では、核融合炉において非常に高いガンマ線線量の下で行われるブランケット保守の難しさを述べ、ITERやトカマク原型炉におけるブランケット保守シナリオの例を

紹介した上で、ヘリカル核融合炉の保守を容易にすべく発案されたカートリッジ式ブランケット CARDISTRY-B について解説した。ヘリカル核融合炉では装置構造が複雑になるため、ブランケットの保守もトカマクに比べて困難となる。ステラレータ方式の核融合炉ではロボットによる炉内作業が考えられているが、高放射線下ではロボットの寿命が短いため、使い捨てにせざるを得ない。ヘリカル核融合炉 FFHR では大きな保守ポートが確保できる利点を活かし、垂直分割したブランケットカートリッジを炉外からロボットハンドで掴み出す CARDISTRY-B が発案された。無交換で使用する中性子遮蔽ブランケットもカートリッジ化されており、組み立て後に隣接するカートリッジを溶接して真空容器を形成する。これにより建設期間の大幅短縮が期待できる。ブランケット形状が具体化したことにより、具体的な保守シナリオの検討や熱計算、及び本稿では頁数の都合で触れられなかったが、中性子計算[30]も可能となった。CARDISTRY-B は、複雑形状に起因して検討が停滞していたヘリカル核融合炉のブランケット設計に大きな突破口を拓いた。

一方で、CARDISTRY-B にも多くの課題が残されている。例えば、製作精度の担保が難しいこと（ケーキ状に切った楔形構造物は製作が困難）、パーツ数が多いこと（保守工程が多くなる）、中性子ストリーミング対策が弱いこと（カートリッジ間に階段構造などを取り入れる工夫が必要）、REVOLVER-D の併用が前提でヘリカルダイバータがないこと（エルゴディックリミタで取りこぼしたプラズマをヘリカルダイバータで受ける必要がある）、接線ポートがないこと（強力な中性粒子ビーム入射加熱が適用できない）、保守ポートに大型ペローズを用いる必要があること、などである。現在、これらを一挙に解決すべく改良した CARDISTRY-B2 の設計に鋭意取り組んでいる。

上記のような CARDISTRY-B 特有の課題に加え、ブランケット形式を問わず解決しなければならない共通課題もまた多い。例えば、ブランケット材料となる低放射化フェライト鋼の磁化がプラズマに及ぼす影響、第一壁の冷却、トリチウム増殖と循環の実証、安全性評価手法の確立などが挙げられよう。やるべきことは未だ多く残されているが、幸いなことに何をすべきかはわかっている。然るべき対象に今、然るべく取り組めば、核融合炉は必ず実現できる。



みやざわ じゅんいち
宮澤 順一

核融合科学研究所教授。長野県岡谷市出身。1997年東大大学院博士課程中退。2003年総研大学術博士（論文）。LHD 実験で得た知見を武器にヘリカル核融合炉を設計

中。目下の目標は LHD サイズのヘリカル体積中性子源 HEVNS と、そのパイロット装置。この数年は液体金属及び金属ペブルダイバータ、新型高温超伝導コイル、カートリッジ式ブランケットの各研究に邁進中。いずれも奇抜に見えるが、然るべく辿り着いた答え。

謝 辞

本稿の執筆にあたり、核融合研 FFHR 設計グループ並びに核融合原型炉設計合同特別チームの皆様との議論が大変参考になりました。ここに感謝申し上げます。

参考文献

- [1] Y. Someya *et al.*, Fusion Eng. Des. **124**, 615 (2017).
- [2] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 1024 (2018).
- [3] H. Yamada *et al.*, J. Fusion Energy **35**, 4 (2016).
- [4] A. Loving *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 2246 (2014).
- [5] H. Utoh *et al.*, Fusion Eng. Des. **124**, 596 (2017).
- [6] H. Utoh *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 1648 (2015).
- [7] O. Crofts *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1392 (2016).
- [8] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 1278 (2018).
- [9] J. Miyazawa *et al.*, Plasma Fusion Res. **12**, 1405017 (2017).
- [10] T. Goto *et al.*, Plasma Fusion Res. **11**, 2405047 (2016).
- [11] A. Sagara *et al.*, Nucl. Fusion **57**, 086046 (2017).
- [12] 井上多加志 他：プラズマ・核融合学会誌 **92**, 393 (2016).
- [13] S. Ishida *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 094018 (2011).
- [14] JET Team, Nucl. Fusion **40**, 611 (2000).
- [15] A. Komori *et al.*, fusion Sci. Tech. **58** (2010) 1.
- [16] T. Obiki *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **42**, 1151 (2000).
- [17] T. Klinger, 27th IAEA FEC (22-27 Oct., 2018, Ahmedabad, India), OV/4-1.
- [18] 野口悠人 他：プラズマ・核融合学会誌 **92**, 408 (2016).
- [19] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 2703 (2006).
- [20] F. Schauer *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1619 (2013).
- [21] L.M. Waganer *et al.*, Fusion Sci. Tech. **54**, 787 (2008).
- [22] N. Yanagi *et al.*, J. Fusion Energy (published online). <https://doi.org/10.1007/s10894-018-0193-y>
- [23] K. Uo *et al.*, 9th Int. Conf. Plasma Phys. Control. Nucl. Fusion Res. (1-8 Sep., 1982, Baltimore, USA), IAEA-CN-41/L-3.
- [24] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Eng. Des. **125**, 227 (2017).
- [25] T. Ohgo *et al.*, 30th SOFT (16-21 Sep., 2018, Sicily, Italy), P2.110.
- [26] T. Murase *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 106 (2018).
- [27] 相良明男：プラズマ・核融合学会誌 **92**, 110 (2016).
- [28] 横峯健彦, 橋爪秀利：プラズマ・核融合学会誌 **92**, 125 (2016).
- [29] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Technol. **68**, 303 (2017).
- [30] S. Hong *et al.*, 13th ISFNT (25-29 Sep., 2017, Kyoto, Japan), P3-107.