

小特集 ヘリカル型核融合炉設計の現状と展望

5. ヘリカル炉の構造とダイバータ設計

5. Structure of Helical Fusion Reactor and Divertor Design

田村 仁, 増崎 貴, 後藤 拓也, 時谷 政行, 芦川 直子

TAMURA Hitoshi, MASUZAKI Suguru, GOTO Takuya, TOKITANI Masayuki and ASHIKAWA Naoko

核融合科学研究所

(原稿受付：2013年4月25日)

ヘリカル炉を構成する機器について、必要なスペースの確保と保守性を考慮し、全体の整合性の取れた3次元構造設計を進めた。ダイバータについては、機器設計に周辺磁力線構造を考慮し、必要な熱・構造設計、配置と粒子・熱負荷の排気・除去方法の検討を行った。また、ダイバータ候補材料について、使用照射環境を考慮した熱的・機械的評価を行った。遠隔保守に関しては、保守環境の検討とヘリカル炉に適用する保守の種類について調査と機構の開発を進めている。

Keywords:

Helical reactor, vacuum vessel, in vessel component, radial build, divertor, tungsten armor, conditioning, remote maintenance

5.1 はじめに

ヘリカル炉を構成する主な構造物として、プラズマ真空容器、ブランケット、ダイバータ、超伝導マグネット、支持構造物、支持脚、および装置全体を囲うクライオスタットがあげられる。第一壁を含むブランケットについては、全体構造との関係を除き、詳細は4章で述べられた。現状のLHD型配位ではプラズマとヘリカルコイル間のスペースが限られており、トラス内側の赤道面に位置する部分が特に厳しい[1]。そのため、真空容器とブランケットの3次元形状やラジアルビルド設計を全体との整合性を考慮して慎重に行う必要がある。また、超伝導マグネットと支持構造物は冷却・励磁による変形と応力の健全性を保証するとともに、メンテナンス性を考慮した大きな開口部を持つことが要求される。

核融合炉におけるダイバータの主たる役割は、ヘリウム灰の除去、未反応燃料粒子の回収、不純物の主プラズマへの流入抑制である。また主プラズマから排出されダイバータへ流入する数百MWの熱の処理も行わなければならない。ダイバータ設計は次の3つの柱を立てて行っている。ダイバータへの熱負荷を低減するためのプラズマ運転を検討する「①プラズマ設計」、必要な排気能力を実現し且つダイバータ板への中性子負荷を低減できる機器の配置を検討する「②機器配置設計」、そしてダイバータ板やその他ダイバータ機器の構造を検討する「③機器設計」である。この内、①については、デタッチメントシナリオとして2章で検討している。本章ではダイバータに求められる性能とダイバータ機器配置設計および機器設計について紹介する。また、ダイバータの主材料として採用される可能性が

高いタングステンについて、プラズマとの相互作用やプラズマへの影響などを考察する。

炉内機器の保守に関しては、遠隔保守環境の検討に加え、ヘリカル型核融合炉に適用可能な保守の種類について調査・研究を進めている。また、ヘリカル型の炉内構造に特有な3次元構造に適用するためのロボット運用について検討している。

5.2 ラジアルビルド

図1は、現在設計活動が行われている原型炉に向けたヘリカル炉FFHR-d1の装置概略図である。核融合炉では、プラズマとヘリカルコイルの間の限られた空間に、第一壁、増殖/遮蔽ブランケット、プラズマ真空容器、低温輻射シールド、およびコイル容器を配置しなければならない。また、ヘリカルコイルの冷却・励磁運転、ブランケットの運転温度および建設・保守時を考慮した機器の幾何学的位置が保証されなければならない。したがって、この位置でのラジアルビルド設計は、重要な課題である。FFHR-d1でのプラズマとヘリカルコイル間のスペース Δ_{c-p} は、システムコードによる解析とブランケットシステムの検討および以下で述べるラジアルビルドとの総合調整によって、最も厳しいトラス内側赤道部において890mmと設定した([2], および1章図4参照)。このうち700mmが増殖・遮蔽ブランケットスペースとして確保され[3]、190mmが真空容器内壁からコイル容器外壁側の機器が使用できるスペースとなる。ヘリカルコイルは極低温で運転されるトラス方向に連続したコイルであり、冷却による熱収縮と電磁力による変形を受ける。コイルの常温からの熱収縮

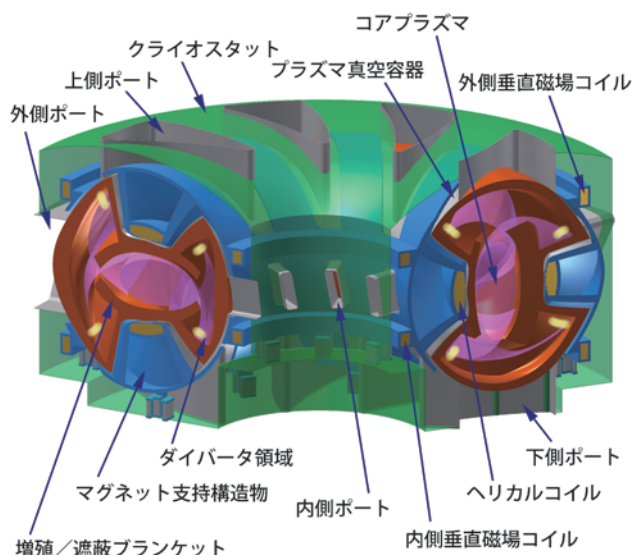


図1 原型炉に向けたヘリカル炉 FFHR-d1 概略図。

率を 0.3% と仮定すると、内側トーラス部での変位は装置中心側へ 40 mm となり、これに電磁力による変形が加わる。一方、ブランケットは運転時に 400℃ 以上の高温となるが、トーラス方向に分割し、かつコイルに近い場所に支持部材を設けることにより、運転時と建設・保守時の位置の差を小さくできる。真空容器と低温輻射シールドは可撓性を持たせ、支持をブランケットからとることで同じ動きにすることができる。図2はトーラス内側のラジアルビルドの例を示した模式図で、上側が通常運転時、下側が建設・保守時の様子である[4]。真空容器厚さ（ベローズ等を含めた必要空間として）35 mm、真空容器表面から低温輻射シールド表面まで 32 mm、コイル容器底部厚さ 30 mm とし、断熱空間として 63 mm を確保したラジアルビルドが成立すると見込まれる。建設・保守時のギャップは組立性や精度の観点からおおよそ 20 mm 以上確保できることが望ましい。そのためこの部分におけるマグネット支持構造物の電磁力による変形方向と大きさはラジアルビルド設計の重要なポイントであり、詳細は5.4に記述する。

5.3 炉内機器の3次元形状

ヘリカル炉では、ブランケットが主要な構造体となり、真空容器はその外縁をかたどるような格好になる。ポート形状の検討や中性子遮蔽、排気性能などの基礎計算をするためには、ベースとなる真空容器の3次元基本形状を定義する必要がある。形状の定義では、任意の位置、断面において連続した形状を保証する観点から、数式によって定義することが望ましい。そのためヘリカルコイルのポロイダル角の大きさの関数として表現する方法で形状の定義を行った[5]。真空容器の基本形状はトーラスシェル形状とし、ヘリカルコイル周辺はヘリカルコイル垂直断面でコイル支持構造物に沿ったドーム状の形状を採用した。ヘリカルコイルと真空容器の間の距離をヘリカルコイルの位置を示すポロイダル角 θ_c (トロイダル角 ϕ とは $\theta_c = -(5\phi + 0.1 \sin(5\phi))$ の関係にある) の関数として連続的に変化させ、プラズマ

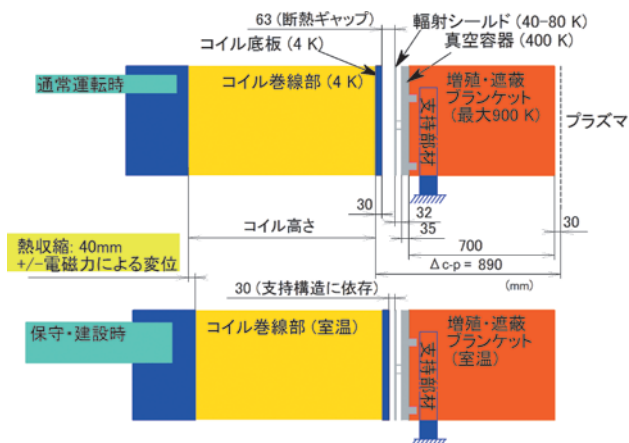


図2 FFHR-d1のラジアルビルドデザイン。上は通常運転時、下は建設時およびメンテナンス時を示す[4]。

とヘリカルコイルが接近するトーラス内側でのヘリカルコイルと真空容器の距離を小さくした。ブランケットはヘリカルコイル直下を除き、真空容器に完全に沿う形で定義した。また、シェル部の形状はヘリカルコイル巻線中心を中心とした真円ではなく、ダイバータ磁力線構造をできるだけ外側に引き出すため、ポロイダル断面で縦長となり、しかもトーラス内外で短径が異なる楕円形状とすることで実現した。さらに、この形状に対し、トーラス外側において外側垂直磁場コイルと干渉しないように変形を与えている。ヘリカルコイル直下のブランケットについては、ヘリカルコイル垂直断面で放物線形状となるように定義し、プラズマ閉じ込め磁気面形状に沿うようにこの放物線の比例係数や全長を θ_c の関数として連続的に変化させている。また、厚みについても、プラズマとヘリカルコイルとの間の距離の変化に合わせて、やはり θ_c の関数として連続的に変化させている。ヘリカルコイル直下のブランケットの張り出し部分の背面に位置するヘリカルコイル側部のブランケットについては、直接プラズマに面しておらず中性子スペクトルの観点からトリチウム増殖には寄与しないと考えられることから、遮蔽性能のみで十分と考え、厚みを 0.4 m、それ以外のトーラスシェル部については、トリチウム増殖への寄与も見込めることから増殖層厚みを考慮して 0.7 m となるように形状を定義している。但し、これらの厚みは重量の観点から増殖・遮蔽性能を保持できる範囲での検討が必要である。図3にここまでの定義で定められた炉内機器構造のポロイダル断面形状の例を示す。

真空容器ポートの形状は、真空容器の形状および5.4のマグネット支持構造物の構造解析から決定される形状から決めた。ポートは本体上部、下部、外側、内側に設けられ、内側ポートを除き、ポートの周囲に 500 mm 幅のダイバータ排気経路空間を確保できる形状としている。

5.4 マグネット支持構造

FFHR-d1のマグネットの蓄積磁気エネルギーは 160 GJ に達し、装置の健全性を保証する強固な支持構造物が必要である。また、原型炉では、ブランケットシステムとダイバータシステムが必須であり、これらの保守・交換が可能

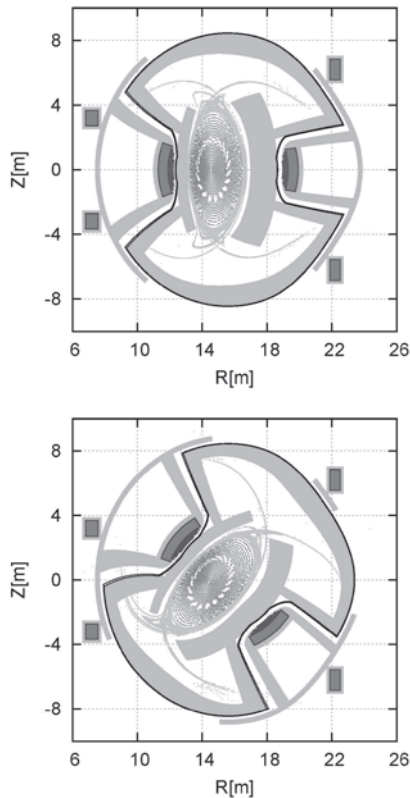


図3 磁力線，ヘリカルコイル，垂直磁場コイル，真空容器，ブランケットのポロイダル断面。上はトロイダル角 $\phi = 0$ ，下は $\phi = \pi/20$ の各断面を示す[5]。

な構造とする必要がある。効率的な保守のためには、できるだけ大きな開口部を支持構造物側でとることが有効である。このため十分な開口部の確保，材料強度，コイル位置精度を満足する構造を得るため，電磁力解析と構造解析を行い，設計に反映した。ヘリカルコイルと垂直磁場コイルにより発生する3次元磁場分布を有限要素法 (finite element method: FEM) により解析し，自身の電流との相互作用で発生する電磁力を求め，これをコイル要素に与えて構造解析を行った[4]。電磁力をポロイダル断面ごとに積算するとフープ力で最大70 MN/mの電磁力がヘリカルコイルに発生する。垂直磁場コイルに作用する電磁力は，内側垂直磁場コイルにおいて最も大きく，65 MN/mであった。強固な支持のために支持構造物は，板厚が十分厚い（開口部のない）トーラス形状が理想であるが，ここでは基本板厚300 mmのトーラス形状からコイルが接続される部分以外にできるだけ大きな開口部を有する構造で検討した。代表的な構造案から構築したFEMモデルを図4に示す。得られた応力・変位結果からモデル形状を再構築し，応力が許容内となるように最適化していった。結果として支持構造物に発生する応力は，von Mises応力で最大600 MPa，広域では概ね400 MPa以下となり，極低温での構造材料（ステンレス鋼 (SUS) を想定）の許容レベルとなっている。また，最大応力が発生しているのは開口部のコーナー部分であり，形状の最適化を進めることにより，応力や板厚の低減が可能であると考えられる。変形量は，外側垂直磁場コイルとの接続部付近で最大27 mmと見積もられた。また，

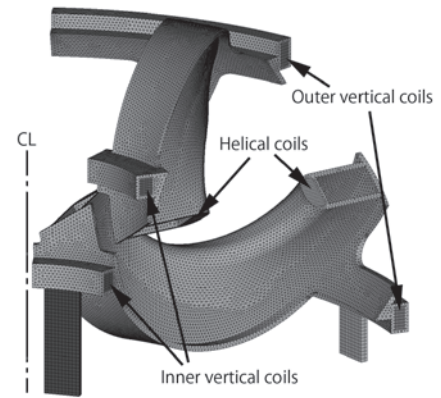


図4 マグネット支持構造物の基本構造を表すFEMモデル[4]。

図2のトーラス内側でのラジアルビルド位置におけるヘリカルコイルの変位量は，およそ7 mm プラズマ側に近づく変形となった。したがって，建設時およびメンテナンス時のギャップとして30 mmを確保すれば，冷却によるプラズマから離れる側への40 mmの熱変形と電磁力によるプラズマ側への変形7 mmを差し引いて，通常運転時のギャップが63 mm確保される。

ここで検討された形状での支持構造物の重量を見積もると約22,000トンである。ピリアル定理によれば，コイル支持構造物の重量は全蓄積磁気エネルギーに比例する。実際，これまで建設されてきたプラズマ実験装置はこの定理による予測よりもわずかに大きい範囲でほぼ従っている[6]。FFHR-d1の全蓄積磁気エネルギー160 GJに対し，ピリアル定理から予想される支持構造物重量は約10,000トン，これまでの建設実績からの外挿では約30,000トンである。組立性と支持方法を検討する上で，構造物の板厚および重量の低減は今後の重要な課題であり，支持構造物の重量として20,000トン以下に低減することをめざして最適化を進めている。

LHDでは低温支持脚として，CFRP (Carbon Fiber Reinforced Plastic) とSUSを組み合わせた複合折り曲げ構造を持った支持脚が採用されている[7]。これは板状のSUS部分が80 Kに冷却されたサーマルアンカーになり，両端のSUSブロックを介してCFRP板に接続される構造である。CFRPを低温部とサーマルアンカー間，およびサーマルアンカーと常温部間に用いることで金属のみの支持脚に比べて低い熱侵入量を達成できる。さらに折り曲げ構造により低温構造物の冷却時変形に柔軟に対応する。LHDの低温構造物重量は850トンであるが，同様の支持脚を，重量16,000トンのFFHR2m1へ適用することを検討した結果が[8]に示されている。FFHR-d1はさらに重量が増加し，約25,000トンと見込まれているが，同じ設計の支持脚の本数を増やすことで対応可能である。マグネット支持構造物のトロイダル角 36° 毎に4脚を設置することで，1脚あたり625トンの重量を支え，この場合最も装置中心から遠い支持脚で67 mmの熱変形を吸収することができ，低温側への熱侵入も低減することができる。

5.5 ダイバータ

ダイバータに求められる最も重要な役割である粒子排気について必要な性能を考える。核融合反応で生成される α 粒子の数は、核融合出力3GWのFFHR-d1では 2×10^{21} atoms/sとなるので、この数のヘリウム灰を排気する必要がある。固体ペレット入射で供給される燃料粒子は、燃焼率が1%程度と予想されている。そのため炉の定常運転を行うためには、供給と同程度の粒子数である約 1×10^{23} molecules/sの燃料粒子排気が必要となる[9]。さらに、ダイバータ熱負荷軽減のために不純物ガスを入射する場合には、その排気も必要となる。

次に、ダイバータの熱負荷について考察する。3GW出力のFFHR-d1では、アルファ加熱パワーは約600MWになり、そのうち制動輻射により損失するパワーは約100MWである[2章]。定常運転時にダイバータへ流入する熱は、アルファ加熱パワーと制動輻射による損失パワーを差し引いた約500MWから閉じた磁気面外側における放射損失を差し引いた値となる。LHDにおけるダイバータへの熱・粒子束計測と磁力線追跡計算から、ヘリカルダイバータの熱負荷分布は、ダイバータ磁力線構造と強い相関があり、トロイダル・ポロイダル異方性があることがわかっている[10]。ダイバータ板上では、最外殻磁気面近傍を周回した後ダイバータ板に至る、接続長が長い(LHDでは数百mから数km以上)磁力線が接続する位置に大きな熱・粒子束が流入する。仮に500MWが全てダイバータに流入するとして、ダイバータ板の熱流束を評価する。FFHR-d1について、LHDと同様の磁力線追跡計算を行った結果から、ダイバータトレース幅は80mmと磁力線計算から評価され、平均で 8 MW/m^2 、ピークの位置の熱流束は 10 MW/m^2 をはるかに超える値となる。このようなピーク熱負荷を低減するため、追加ヘリカルコイルによりダイバータレグをスイングする方法[11]や、擾乱磁場コイルを用いて周辺磁力線構造を変化させ、磁力線接続数分布を平坦化する方法[12]が提案されている。また、不純物ガスを導入することで放射損失を増大し、ダイバータ熱負荷を減少するなど、ダイバータデタッチメントの手法についても検討されている[13]。

真空容器内のダイバータ機器配置および真空容器外の排気系統は、前述の必要排気性能が満たされるように設計されなければならない。ヘリオトロン型磁場配位に自然に備わるヘリカルダイバータ磁力線構造は3次元構造を有し、トカマク型装置のポロイダルダイバータ配位に比べてダイバータ機器の配置は複雑になる。一方でダイバータ板が主プラズマから見込めなくなるように、プラズマの形状に沿わせてブランケットを設置し、その影にダイバータを設置することにより、14MeVの高エネルギー中性子がダイバータ板に直撃することを減らし、ダイバータ板の寿命を長くできる可能性がある。ダイバータ板上で中性化した未反応燃料粒子とヘリウム灰をいかに効率よく排気するかとともに、どのようにダイバータ機器をメンテナンスするかも勘案して機器配置設計を行わなければならない。

図5にFFHR-d1真空容器の縦長ポロイダル断面におけ

るダイバータ機器配置案の一例を示す。ヘリカルコイル容器部ブランケットの陰にダイバータ受熱板構造を設置し、その前面にバッフル構造を設置する案である。ダイバータ板上で中性化した粒子はバッフル構造内側のダイバータ室に溜まる。バッフル構造の隙間にはダイバータレグプラズマがあり、中性粒子はそこで電離され、ダイバータへ向かうプラズマ流に押し戻される。FFHR-d1には、内外側ポート、上側下側ポートがあり、メンテナンス時にはそれぞれのポートを利用して機器の搬出入を行うことが想定されている。これらのポートは、運転時にはブランケットで閉塞するが、その一部に排気用ダクトを設けてダイバータ部の中性粒子を排気する。図5で排気ダクトはダイバータ室とポートを直接繋いでいるが、実際には中性子が抜けにくい迷路構造にする必要がある。全トロイダルセクションでこのようにして排気する。必要な排気粒子束は前述のように 1×10^{23} molecules/s (およそ $500 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$)である。そこで、必要な排気系のコンダクタンスを考える。水平、垂直ポート部には、どちらも幅0.5m、長さ5m程度の排気ダクトを設け、閉塞ブランケットの奥行きを1m、ダイバータ室とポート部の中性粒子圧力をそれぞれ4Paおよび3Paとすると、ダイバータ室とこれらポートとの間のコンダクタンスは、角型断面導管のコンダクタンス $C = 1988 \times (a^2 b^2 / l) [(P_1 + P_2) / 2] \times K$ [14]を用いて、約 $10,000 \text{ m}^3/\text{s}$ となる。ここで、 a, b, l はそれぞれ角型断面導管の縦、横、長さであり、 P_1, P_2 はそれぞれダイバータ室とポート部の中性粒子圧力である。 K は角型断面形状による補正係数で、 $a/b = 0.1$ の場合 $K = 0.23$ である。トロイダル1セクションについてこのような排気ダクトが6条とれるので、トラス全体でのコンダクタンスは $10,000 \times 6 \times 10 = 600,000 [\text{m}^3/\text{s}]$ となり、排気粒子束に対して十分大きな値となる。排気装置は冗長性を持たせるため複数用意し、ポートから排気装置までのコンダクタンスも十分大きくできると考えている。

ダイバータ受熱板構造は、アーマータイルを冷却管に連続接続することで形成することを考えている。アーマータイル、冷却管にどのような材料を選択するかによって構造や接合方法を設計・調整する必要がある。現在のところ、高融点でスパッタ率が低い、水素同位体捕捉率が低いなどの利点から、アーマータイル材料をタングステンとしている

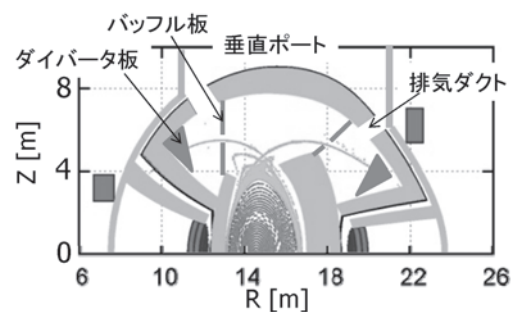


図5 FFHR-d1縦長ポロイダル断面におけるダイバータ機器配置概要。但し、ブランケット形状は検討初期段階のものである。

る。一方、冷却管の材料については、中性子照射と熱伝導率の観点から現時点では検討段階にある。温度差 (ΔT) の熱負荷依存性と材料内部に生じる熱応力により F82H 等の低放射化フェライト鋼では現実的に 10 MW/m^2 以上での使用は難しい。銅合金では室温ないし 400°C の広い範囲で降伏応力 $\sigma_y \sim 400 \text{ MPa}$ 以上を維持するものが数多く市販されており、それらの熱伝導率は純銅 (Pure-Cu) とほぼ等しい。したがって、銅合金を使用することで 20 MW/m^2 以上の熱負荷においてダイバータ設計の幅が大きく広がることとなる。しかしながら、銅合金の場合、低放射化フェライト鋼と比較して中性子照射に対する耐性が劣るため、中性子照射量の多い場所で使用することはできない。これまでに開発され、いくつかの評価が行われている銅合金には、酸化物分散強化型 (ODS-Cu) と析出強化型 (PH-Cu) の 2 つのタイプが存在する [15-19]。ODS-Cu の代表的なものは、酸化アルミニウム粒子 (Al_2O_3) を分散させたものである。本材料は、非照射時に融点近傍の $1,000^\circ\text{C}$ まで 300 MPa 以上の降伏強度を確保するだけでなく、 500°C まで照射誘起軟化とポイドスウェリングに耐性を有する。しかしながら、製造方法が粉末冶金法となるため、製造に手間と費用を要する。一方、PH-Cu の代表的なものは CuCrZr である。こちらは照射誘起軟化とポイドスウェリングの耐性が 300°C 以下となり、ODS-Cu ほど高温では使用できない。更に、非照射でも 400°C 以上では降伏強度が $100-200 \text{ MPa}$ 程度まで極端に低下するという欠点もある。利点としては、鋳造で製造可能なことが挙げられる。

中性子照射環境下において、銅合金の使用限界を線引きすることは極めて難しい。なぜならば、機械的特性に影響する外的パラメータは、中性子スペクトル、中性子照射量、照射温度であるが、これらがもたらす物理特性変化が複雑なためである。ここでの物理的特性とは、「①照射誘起硬化/軟化」、「②核変換生成物 (Ni, Zn など) による熱伝導率の低下」、「③核変換 He による脆化」を指し、直接機械的特性に影響を与えるものである。材料が健全性を保つためには、靱性の確保が最も重要である。①の照射誘起硬化/軟化は、靱性の低下を招く主要因である。銅合金の場合、析出強化あるいは分散強化している粒子が平均的に材料中の転位の動きの抵抗体となる必要があるが、照射誘起硬化は、材料中に飽和状態まで形成された転位ループや積層欠陥四面体 (SFT: Stacking Fault Tetrahedra) などの点欠陥集合体が加工転位の動きを不均一に阻害するために均一伸び能力が失われることで発生する。逆に照射誘起軟化は、分散強化粒子が中性子照射によって解離を受け、転位の抵抗体としての能力が失われることに起因する。照射誘起硬化/軟化は温度に敏感であるため、境界温度が銅合金によって異なり、PH-Cu で 300°C 、ODS-Cu で 500°C となる。これらの温度以下では照射誘起軟化、以上では硬化が発生する。核変換生成物による熱伝導率の低下、核変換 He による脆化の問題もあり、これらはすべてポイドスウェリングの発生に関係する。①~③の物理特性変化において、材料の使用に問題とならない程度の変化内で共有できるウィンドウを探し出す必要がある。照射欠陥 (転位ループ、

SFT) の飽和は、全ての銅合金において $0.4-1 \text{ dpa}$ で発生する [19]。He 脆化については、ODS-Cu で約 3 dpa まで均一伸びが確保できる [20]。核変換による熱伝導率低下は 10 dpa で約 20% であり、この値は各種銅合金で同じと考えてよい [21]。結果として照射誘起硬化/軟化がボトルネックとなり、照射限界は大きく見積もっても 1 dpa 以下となる。照射誘起硬化/軟化の境界温度付近での使用であれば限界照射量は増加する可能性があるが、使用開始から終了まで常に一定の温度が保たれているとは考え難いため、設計に冗長性をもたせるためにも 1 dpa 以下での使用を考慮しておくべきであろう。ヘリカル炉のダイバータ領域の中性子照射量が 1 dpa に達するかどうかについては詳細な計算が必要である。

タングステンアーマータイル材料を使用する場合、ヘリウム (He) による照射損傷は避けられない。He は重水素に比べて、同じエネルギー領域において、約 2 桁低い照射量から欠陥形成が確認される。He が他のイオン照射と比較にならないほど激しい照射効果を示す理由は、以下のようまとめられる [22, 23]。

- ① He は原子サイズが小さく、 200 K 以上の温度であればほとんどすべての金属において格子間を容易に移動することができる。
- ② He は原子空孔やバブルとの結合力がきわめて強く ($E_D \sim 4 \text{ eV}$)、材料の融点に近い高温まで解離しない。

He による金属材料への照射効果を確認する目的で、各種タングステン材料の照射研究が LHD を用いて実施されている [24]。He プラズマ放電や He グロー放電洗浄時に表面に注入された He によって、タングステン被覆炭素材の表面には高密度 He バブルが形成され、大きなものでは直径 20 nm 以上まで成長しており、材料表面は $1,000^\circ\text{C}$ をはるかに超える温度まで上昇した履歴が伺える。これらの損傷組織は水素照射ではみられない He 照射に特有の現象であり、このような高密度なバブル層の形成は、材料密度の減少による表面熱伝導率の低下、表面積の増加による不純物元素の付着のみならず、バブルやその周辺の欠陥層が新たな捕捉サイトとなり、水素同位体捕捉量の増大をもたらすなどの弊害が懸念され、ダイバータ受熱板設計の重要な課題である。

5.6 壁コンディショニング

現在稼働中の磁場閉じ込めプラズマ実験装置では、壁に吸着している軽不純物の除去や壁に吸蔵された燃料粒子の除去のために壁コンディショニングが行われている。LHD では、軽不純物除去を目的として、大気開放保守期間終了後に低温ベーキング ($< 95^\circ\text{C}$)、グロー放電洗浄、ポロニゼーションを実施して実験に臨んでいる。実験期間中は必要に応じてグロー放電洗浄やチタン蒸着を実施している [25, 26]。これらは主として燃料粒子である水素のリサイクリング制御を目的としている。核融合炉においても、保守点検後スムーズにプラズマを立ち上げるためには、特に軽不純物除去を目的とした壁コンディショニングが必要になると考えられる。本節では LHD の例を基に、FFHR-d1

での壁コンディショニングについて考える。

FFHR-d1の真空容器はLHDの4倍の大きさなので、内壁の表面積はその2乗である16倍とすると、約10,000 m²程度である。LHDにおけるグロー放電洗浄は、トラスの2ヶ所に設置した陽極と陰極である真空容器壁の間でグロー放電を発生し、真空容器壁上の不純物を物理スパッタあるいは化学スパッタにより水や一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素のような揮発性化合物の形にして除去排気している。グロー放電電流は20-30 Aである。LHDの真空容器内側表面積はポートまで含めて約800 m²なので、真空容器壁に衝突する平均的な粒子束は $1.6-3.2 \times 10^{17}$ ions/m²/sとなる。これらをFFHR-d1に外挿すると、約200-400 Aのグロー放電電流が必要となる。放電電圧はガス種や電極配置などによって変わると考えられるが、LHDと同様に200-300 V程度と仮定すると、必要な放電電力は40-120 kW程度となる。電極形状や配置をどのようにするかは今後の検討課題である。

核融合炉でボロニゼーションなど表面被覆による壁コンディショニングが必要なのは議論のあるところだが、少なくとも長期大気開放後の放電立ち上げ時には、酸素不純物を抑制するために役に立つと考えている。

LHDとFFHR-d1では、装置の大きさも異なるが、特に運転時のプラズマ対向壁温度が大きく異なる。超伝導コイルへの熱侵入を抑制するため、LHDの壁温度は95℃で制限されている。一方FFHR-d1では、壁温度が500℃を超える高温になる。保守期間終了後に壁の温度をどのタイミングで上げていくのかは壁コンディショニング上も重要であり、今後検討を進める。

5.7 遠隔保守

核融合炉では、中性子による放射化により炉内が高いレベルの放射線環境となるため、炉内機器の健全性を保つために遠隔装置による定期的な保守作業が必須である。ITERの炉内機器保守では、頻度と必要性の観点から3つのクラスに分類されている[27]。このうちクラス1は定期交換が必要な機器で、ブランケットおよびダイバータシステムがここに含まれている。ヘリカル炉では現在、主にこのクラスに相当する機器の基本的な保守手法の検討を進めている。

これまでの磁場閉じ込めプラズマ実験装置における遠隔保守の運用・開発の例として、JETにおける多関節ブーム式ロボットの運用[28]、Tore Supraにおける真空中での駆動実験[29]、およびITERに向けた炉内保守装置（ピークル型）開発[27]が挙げられる。これらはメンテナンス期間中に外部から専用の遠隔保守装置を導入し、炉内パーツを交換するという方法である。一方、トカマク型原型炉設計では、施設利用率を高めるためにダイバータ、ブランケットおよび真空容器をカセットにまとめ、トロイダル方向に分割し一括で引き抜く方法も検討されている[30, 31]。ヘリカル型のFFHR-d1では、このような一括方式は採用

できないため、重量物の移送が可能な大型ロボット（ITERにおけるピークル型タイプ）と、特定の範囲を自由に移動可能な小型の移動ロボットの2種類の併用を検討している。小型ロボットが核融合分野で用いられた例はないが、ヘリカル炉では炉内の3次元構造のため、ポート部に設置された観測窓からでは炉内に視野が確保できない場合があり、そのような場所では小型ロボットによる点検や作業を行うことを検討している。

5.8 まとめ

ヘリカル炉の構造とダイバータ設計として、原型炉に向けたヘリカル炉FFHR-d1を対象に、検討状況を紹介した。主要な機器の構造やシステム概要が決まり、今後は大型で連続した構造物の組立方法、材料選定、ダイバータシステムの詳細、そして具体的な保守方法の検討を早急に始め、ヘリカル炉の有効性・実現性を示す計画である。

参考文献

- [1] N. Ohyabu *et al.*, Fusion Eng. Des. **20**, 73 (1993).
- [2] T. Goto *et al.*, Plasma Fusion Res. **7**, 2405084 (2012).
- [3] T. Tanaka *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 584 (2012).
- [4] H. Tamura *et al.*, *to be published in* Fusion Eng. Des.
- [5] T. Goto *et al.*, Annual Report of NIFS April 2011-March 2012, 234 (2012).
- [6] 高畑一也：プラズマ・核融合学会誌 **81**, 273 (2006).
- [7] H. Tamura *et al.*, Fusion Technol. **1996**, 1019 (1997).
- [8] H. Tamura *et al.*, Plasma Fusion Res. **3**, S1051 (2008).
- [9] R. Sakamoto, *private communication*.
- [10] S. Masuzaki *et al.*, Nucl. Fusion **42**, 750 (2002).
- [11] N. Yanagi *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 103017 (2011).
- [12] N. Yanagi *et al.*, 24th Fusion Energy Conf. (San Diego, USA, 2012) (Vienna: IAEA) FTP/P7-37.
- [13] S. Masuzaki *et al.*, *to be published in* J. Nucl. Mater.
- [14] 株式会社アルバック編：真空ハンドブック（オーム社，2002年）。
- [15] S.J. Zinkle and S.A. Fabritsiev, DOE/ER-0313/16 (1994).
- [16] B.N. Sing *et al.*, J. Nucl. Mater. **238**, 244 (1996).
- [17] B.N. Singh and S.J. Zinkle, J. Nucl. Mater. **206**, 212 (1993).
- [18] F.A. Garner and M.L. Hamilton, J. Nucl. Mater. **191-194**, 386 (1992).
- [19] D.J. Edwards *et al.*, J. Nucl. Mater. **191-194**, 416 (1992).
- [20] S.A. Fabritsiev *et al.*, Fusion Eng. Des. **36**, 505 (1997).
- [21] S. Ishino *et al.*, J. Nucl. Mater. **283-287**, 215 (2000).
- [22] A. Van Veen *et al.*, Rad. Effects **78**, 53 (1983).
- [23] J.K. Nørskov and F. Besenbacher, J. Less-Common Met. **130**, 475 (1987).
- [24] M. Tokitani *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S87 (2011).
- [25] S. Masuzaki *et al.*, Fusion Sci. Tech. **58**, 297 (2010).
- [26] K. Nishimura *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 431 (2005).
- [27] 角館 聡：プラズマ・核融合学会誌 **87** 増刊, 193 (2011).
- [28] A. Rolfe *et al.*, Fusion Eng. Des. **46**, 299 (1999).
- [29] L. Gargiulo *et al.*, Fusion Eng. Des. **84**, 220 (2009).
- [30] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 2730 (2011).
- [31] T. Ihli *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 2705 (2007).