

連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第5回 プラズマに面する耐熱機器

核燃焼プラズマの熱負荷に耐える壁

日本原子力研究所 鈴木 哲，大阪大学 上田 良夫

はじめに

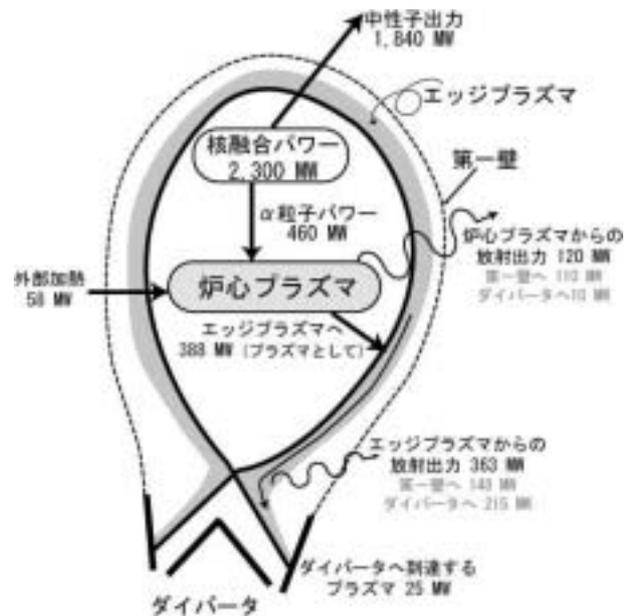
プラズマを囲むブランケットの表面(以後、第一壁と呼びます)と、トカマク装置下部にあるダイバータには、核融合反応で発生したエネルギーの約20% (α 粒子のエネルギー)が入ります。このエネルギーが第一壁とダイバータに一様に入射すると仮定すると、おおよそ $0.5 \sim 1.0 \text{ MW/m}^2$ の熱負荷が核融合炉の内壁に入射します。家庭用のボイラの熱負荷がおおよそ $\sim 0.1 \text{ MW/m}^2$ であることを考えると、核融合炉の壁には非常に大きな熱が入ることがわかります。さらにダイバータには、以下に述べるように、プラズマの流れが集中して非常に大きな熱負荷 ($\sim 10 \text{ MW/m}^2$) が入ります。したがって、核融合炉の壁には耐熱性の高い材料を用い、また先進的な除熱法によりこのような大きな熱入力を取り除く必要があります。

今回は、核融合炉の壁(第一壁とダイバータ)に入射する熱負荷とその軽減法、ダイバータの機能(ヘリウムの除去)、壁材料に求められる条件と候補材料について説明します。その後、核融合実験炉 ITER や発電実証炉を例に取り、プラズマに面する壁の構造を説明します。

・プラズマに面する耐熱機器には、どのような機能が必要ですか

1. 炉心プラズマからのエネルギーの流れとダイバータへの熱負荷

核融合炉心プラズマからのエネルギーの流れについて説明しましょう。第1図には核融合パワーが



第1図 核融合プラズマのエネルギーの流れ(文献1)の図から再構成)

2,300 MW の核融合炉の例を示します¹⁾。先に述べたように、核融合出力の1/5を占める α 粒子のパワーは、主にプラズマの加熱に使われ、その後さまざまな形態で、第一壁やダイバータへ入ります。全加熱パワー(α 粒子パワーと外部加熱入力の和)の約1/4が核融合炉心プラズマからの電磁波の放射(プラズマ中の不純物からの線放射、電子の制動放射など)により、主に第一壁表面に輸送されます。線放射は、プラズマ中の不純物イオン(壁の材料が混入したもの、電子が一部残っている)にプラズマ電子が衝突して、イオン中の電子を励起させることで発生します。また、プラズマの一部は加熱パワーの約3/4のエネルギーを持って、炉心プラズマ領域(高温プラズマが閉じ込められている領域)からエッジプラズマ領域(炉心プラズマ領域の外側、スクレープオフ領域ともいう)へ、磁力線を横切って拡散していきます。エッジプラズマ領域ではプラズマは閉じ

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (5) Plasma-Facing High-Heat-Flux Components; Walls to withstand high heat flux from fusion plasmas: Satoshi SUZUKI, Yoshio UEDA.

(2005年 3月18日 受理)

込められず、磁力線に沿ってダイバータへ流れていきます。ごく一部のエッジプラズマは磁力線を横切って拡散し第一壁へ到達しますが、ほとんどのエッジプラズマはダイバータへ到達します(このような構造になっている理由は、次節で説明します)。

このとき、エッジプラズマがエネルギーを失わずに(温度が下がらずに)ダイバータへ入射すると、きわめて高い熱負荷を与えるため、どのような材料も瞬時に溶融・蒸発してしまいます。したがって、ダイバータへプラズマが流れ込むまでに、放射によりエネルギーを散逸させる必要があります。このためにダイバータ領域にガス(水素やアルゴンなど)を注入し、主に線放射を増大させることで、プラズマの熱エネルギーを散逸させます。第1図より、エッジプラズマへ拡散したプラズマのエネルギーの大部分が放射として散逸している様子がわかります(388 MW のうちの363 MW)。この結果、ダイバータまで到達するプラズマパワーは、わずか25 MW になります。

しかしながら、プラズマは磁力線に沿って流れてくるときに、ほとんど広がらないため、ダイバータのストライクポイントと呼ばれる場所に熱が集中します。そこで、ダイバータ表面をプラズマの入射方向(磁力線の方向)に対して傾けて、実効的なダイバータの表面積を増やして熱負荷を低減します。このような方法で、ITER や発電実証炉では10 MW/m²以下まで熱負荷を減少させます。

2. ダイバータの機能

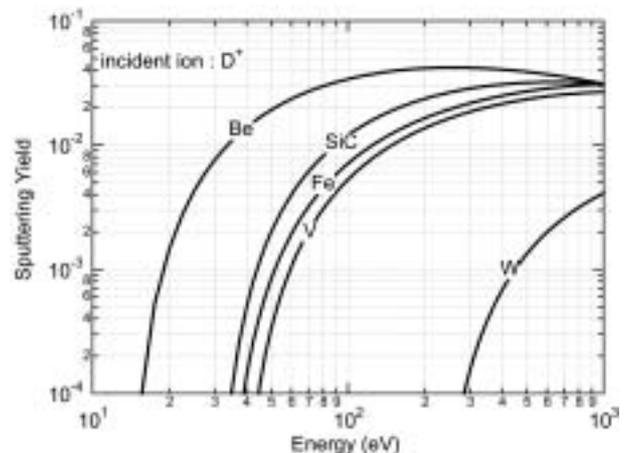
炉心プラズマでは、核融合反応で生じたヘリウムが発生します。ヘリウムは、燃焼後の灰のようなもので、これがプラズマ中に蓄積していくと核融合反応率が減少してしまいます。したがって、ヘリウムイオンを何らかの方法で炉心プラズマから取り除く必要があります。また、先に述べた放射を増加させるためのアルゴンなどの不純物ガスも取り除かなければなりません。そのために、エッジプラズマを磁力線に沿ってダイバータに導き、ダイバータの表面で電子と再結合させて中性の原子や分子に変化させ、ダイバータに設けられたスリットから排気するのです。ダイバータは、このようにイオンが中性化されて生じたガスが、再び炉心プラズマに戻りにくい形状に設計されています。また、プラズマに注入された燃料粒子(重水素、三重水素)のうち90%程度は、核融合反応を起こさずにダイバータまで流れて

きます。これらの燃料粒子についてもヘリウムと同様にダイバータから排気し、排気ガスからヘリウムと分離した後、再び炉心プラズマに注入します。

・ プラズマに面する壁には どのような材料が使われますか

1. プラズマと壁材料の相互作用

プラズマイオンが壁に衝突すると、物理スパッタリングと呼ばれる壁材料原子のはじき出しが起こります。物理スパッタリングにおいて、材料から放出される原子数と入射プラズマイオン数の比をスパッタリング率と呼びます。代表的な壁材料のスパッタリング率の入射イオンエネルギー依存性を第2図に示します。プラズマ中のほとんどのイオンは軽イオン(水素同位体、ヘリウム)ですので、壁材料中の原子番号が大きくなるほど、プラズマイオンによるスパッタリング率は小さくなります。また物理スパッタリングには、イオンの入射エネルギーにしきい値があり、高原子番号材料では、このしきい値エネルギーがかなり高くなります。第2図より重水素イオンが入射した場合の Be のしきい値エネルギーは15 eV 程度ですが、Wでは300 eV弱まで高くなります。したがって、エッジプラズマの温度を下げたプラズマイオンが壁に入射するエネルギーを十分に低くできれば、高原子番号材料では全くスパッタリングが起こらない状況を作り出せる可能性があります。また、代表的な低原子番号材料である炭素材は、水素同位体が入射すると、メタンやエチレンなどの炭化水素を発生して損耗する化学スパッタリングという現象があります。化学スパッタリングのスパッタリ



第2図 壁材料の重水素イオン照射による物理スパッタリング率

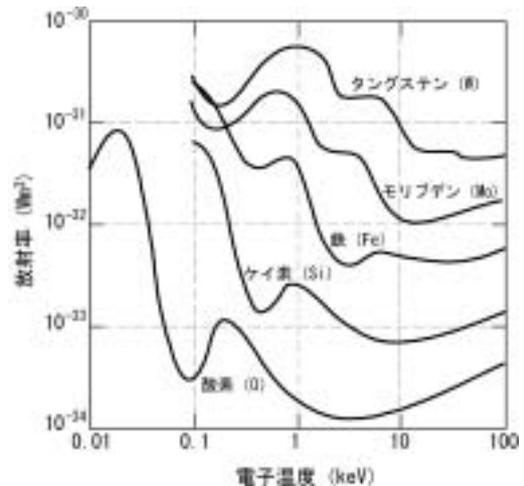
ング率は、入射エネルギーだけではなく温度にも依存し、最もスパッタリング率の大きい500 付近では物理スパッタリングよりも1桁程度大きくなります。さらに炭素材には、プラズマイオンが照射される環境で、通常の熱昇華よりも低い温度から昇華が始まる照射促進昇華と呼ばれる特有の損耗現象があります。このように炭素材は他の物質に比べて特有の損耗現象があるため、損耗速度が非常に大きくなり、使用条件(特に温度)には十分に注意する必要があります。

燃料イオンは、壁に入射するとその一部が壁の中に取り込まれます。また、スパッタリングにより壁から放出された不純物が堆積するとき、燃料原子を取り込んで堆積層を形成するという現象もあります。このようにして、燃料原子は壁の中もしくは堆積層中に吸蔵されます。燃料であるトリチウムは自然界に存在せず、核融合炉のブランケット内で生産する貴重な物質ですので、これを効率的に利用するためには、壁や堆積層に大量に吸蔵されることは避けなければなりません。また、トリチウムは放射性元素ですので、安全性の観点からも大量吸蔵は好ましくありません。一般的に言えば金属材料は比較的トリチウムの吸蔵が少なく、炭素材などの非金属材に比べて有利です。

また、発電炉の運転が年単位の長期間に及ぶことを考えると、壁材料にプラズマや熱が照射されることで少しずつ劣化が進むようなゆっくりとした材料特性の変化にも注意する必要があります。

2. 壁材料の炉心プラズマへの影響

壁材料が物理スパッタリング等により炉心プラズマ中に混入した場合の影響は、放射損失による炉心プラズマの冷却と燃料希釈があります。第3図にプラズマ中に同じ量の不純物が混入した場合のコロナ平衡モデル(不純物のイオン荷数分布や放射損失を求めるためのモデル。イオン・原子の電離は電子衝突、イオンと電子の再結合は放射再結合によると仮定し、平衡状態でのイオン荷数分布等を求める)で評価した放射強度のプラズマ電子温度依存性を示します。これよりわかるように、原子番号が大きくなると放射強度も急激に増えていきます。たとえば、核融合炉の炉心プラズマでは(温度20~40 keV)、原子番号8の酸素と原子番号74のタングステン(W)を比較しますと、放射強度はWの方が数百倍大きくなります。また、不純物がプラズマに混入したと



第3図 プラズマに混入した不純物の放射率

きの影響としては燃料希釈効果も考慮しなければなりません。不純物は電離した際に1原子あたりの電子放出数が燃料原子(水素同位体)より多いため、不純物がプラズマに混入すると、プラズマ中に電子を大量に供給します。その結果、電子密度よりもイオン密度が下がるため、不純物密度が多くなると必然的に燃料密度が下がり、その結果、核融合反応率も減少してしまいます。

放射強度や燃料希釈効果を考慮すると、炉心プラズマが許容できる不純物の割合は、炭素(低原子番号材料)では 10^{-2} 程度、Wでは $10^{-4} \sim 10^{-5}$ となります。炭素では主に燃料希釈効果で許容量が決まり、Wの場合は放射損失で許容量が決まります。

3. 壁材料の選択

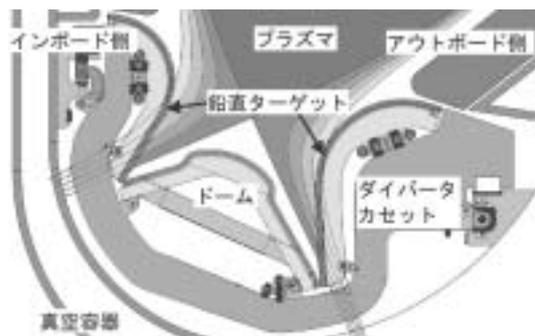
壁材料の選択の際の視点は、大きく分けて3つあります。高温・高密度炉心プラズマに与える影響が制御可能な範囲であること、ブランケットやダイバータを交換するまでの数年間の運転期間に壁が損耗・破壊されないこと、放射化やトリチウム吸蔵が問題にならないことです。

今までの核融合プラズマ実験装置では、壁材料が炉心プラズマへ混入して、プラズマ特性を悪化させないことが最も重要であり、そのために炉心プラズマへの影響の少ない低原子番号材料(主に炭素材)が使用されてきました。しかしながら、発電炉を考えると、炭素材は先に述べた種々の損耗過程による損耗速度が速いため、壁材料としての使用は困難であると考えられています。したがって、発電炉では損耗速度が遅いWのような材料が有力です。Wは高融点材料であり、熱伝導度も比較的大きいため高熱負荷下での除熱性能も高い材料です。また、トリ

チウムの吸蔵も比較的少ない材料です。しかしながら、Wはプラズマに混入したときの影響が大きいいため、炉心プラズマの適切な制御により、壁からの発生量やプラズマへの混入を十分に抑制する必要があります。また、Wは硬い材料ですが、一方で比較的にもろい材料でもあり、さらにプラズマからのヘリウムや燃料イオンの照射、あるいは中性子照射により脆化が進む可能性があります。したがって、脆化の少ない材料開発や運転条件の設定が必要になります。

・ プラズマに面する壁はどのような構造をしていますか

前節までにプラズマと壁との相互作用および壁に使われる材料について紹介しましたので、本章では実際のトカマク型核融合実験装置や建設が間近に迫っているITERを例にとり、プラズマに面する壁(プラズマ対向壁)の構造について紹介します。第4、5図に既存のトカマク型核融合実験装置(ここではJT-60とITERのダイバータ周辺のプラズマ対向壁の構造を示します²⁾)。これらのプラズマ対向壁構造の最も大きな違いは、冷却方式にあります。既存の装置においては一部の例外を除いて、いわゆる自然冷却(慣性冷却)方式が主流であり、表面材料の受けた熱を支持構造あるいは真空容器への伝熱によって放散する方式をとるものが主です。このような装置においては、プラズマ対向壁の構造を簡略化することが可能であるとともに、万が一の真空環境への冷却媒体の漏えいを考慮する必要がありません。しかしながら、プラズマの放電時間およびその間隔が主として機器の熱容量によって制限されるた

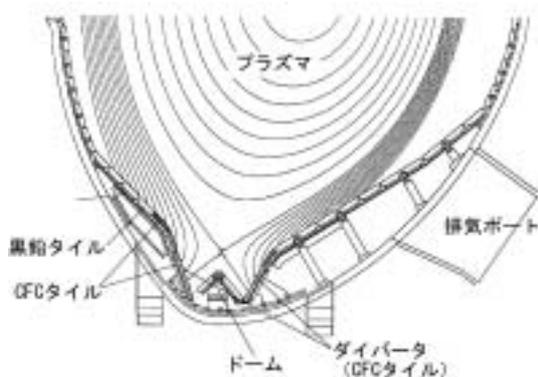


第5図 ITERのダイバータ周辺部の構造(冷却管の構造は第7図に示す)

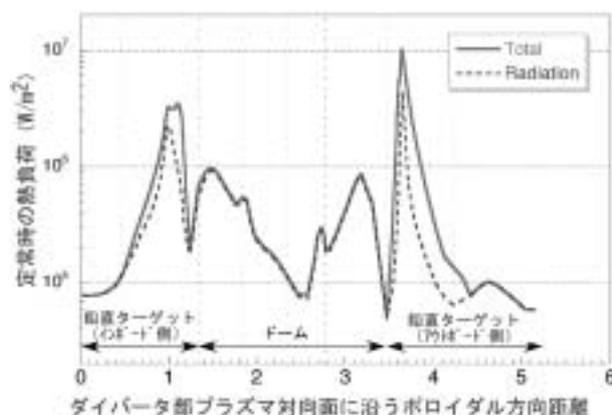
め、高出力での長時間放電を行うためには、プラズマ対向壁を強制的に冷却することが不可欠となります。このような理由から、ITERにおいては水冷式のプラズマ対向壁が採用されています。

1. ダイバータの構造

プラズマ対向壁の中で、特に高い熱負荷を受けるダイバータの構造について説明します。ITERのダイバータにおいては熱負荷の大きさに応じ、表面材料として2種類(タングステン、CFC: Carbon Fiber Composite材)の材料が採用されています。第6図にダイバータへの熱負荷の分布を示します。ITERのダイバータでは、インボード側とアウトボード側の鉛直ターゲットのストライクポイントと呼ばれる高熱負荷受熱機器の一部に局所的に高い熱負荷が入射するため、この部分の表面材料には熱伝導率が純銅を上回るような高熱伝導性のCFC材が使用されます。一方、他の入射熱負荷の低い部分の表面材料には、CFC材に比べ熱伝導率は劣るものの、耐熱性が高く、プラズマからの粒子負荷による損耗量が



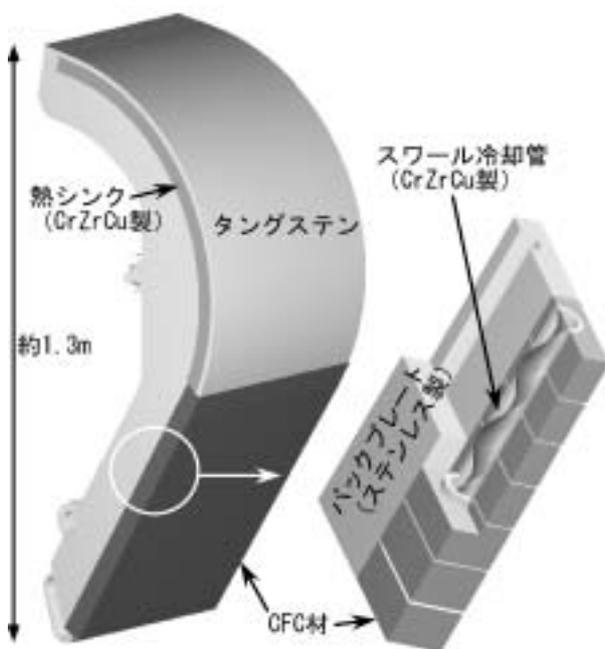
・ CFC: Carbon Fiber Composite, 炭素繊維強化複合材
 ・ 等高線は磁気面を示す
 第4図 JT-60Uのダイバータ周辺部の構造^{2,3)}



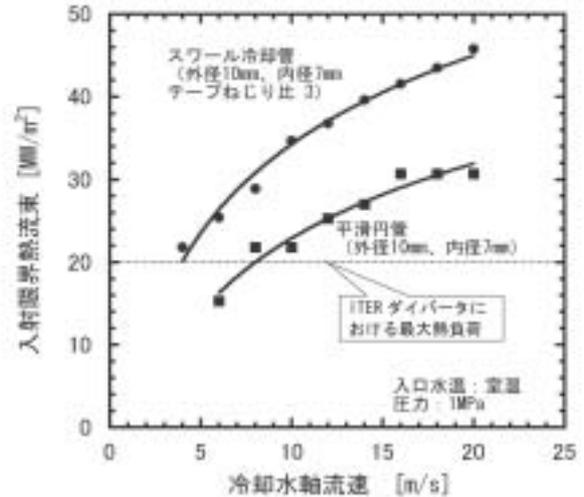
第6図 ITERダイバータの熱負荷分布
 横軸はインボード側鉛直ターゲット頂部を基点とし、ドームからアウトボード側鉛直ターゲットに向けたプラズマ対向面上に沿った距離を示す。

少ない上、燃料となるトリチウムの吸蔵量が少ないという観点からタングステンが使用されます。これらの表面材料は、水冷された熱シンクあるいは冷却管にロウ付け等の方法によって冶金的に接合され、プラズマからの熱負荷を定常的に除熱します。熱シンクや冷却管の構造材料には熱伝導性および耐久性を考慮し、銅合金の1つであるクロム-ジルコニウム銅が用いられます。

第7図にITERのダイバータ(鉛直ターゲット)の構造を示します。この構造において特徴的なことは、冷却管としてスワール冷却管と呼ばれる高性能冷却管を採用していることが挙げられます。スワール冷却管は内部にステンレス鋼またはインコネル製のねじりテープを挿入しており、冷却水に旋回流を生じさせることによって除熱性能を向上させたものです。第8図にスワール冷却管と単純な円管(平滑円管)の片面加熱場における入射限界熱流束(冷却管の外表面に入射する熱流束で定義)を比較したものを示します。同一の冷却水軸流速で比較した場合、スワール冷却管の入射限界熱流束は平滑管に比べて高く、ITERの設計値となっている軸流速10 m/sにおいて、スワール冷却管の入射限界熱流束は平滑管の1.5倍以上の値となっています。なお、近年、このスワール冷却管と同等の除熱性能をもち、構造が比較的簡単なスクリュウ冷却管と呼ばれる冷却管が開発され、ダイバータ用冷却管としての採用に向



第7図 鉛直ターゲット(インボード側)の構造



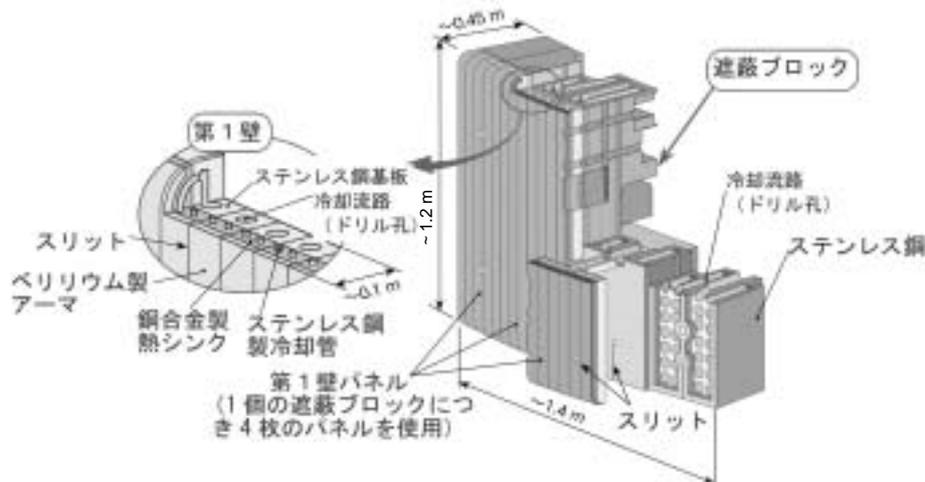
第8図 スワール冷却管と平滑円管の入射限界熱流束⁴⁾ テープねじり比とは、テープが180回転するのに要する冷却管軸方向長さとの比で定義される。

けて伝熱流動試験や耐久性試験が行われています^{4,5)}。

また、ITERのダイバータのもう一つの特徴として、カセット型構造を有することが挙げられます。ITERでは、ステンレス鋼製のカセットボディと呼ばれる筐体に鉛直ターゲット等の高熱負荷受熱機器を固定し、それらをトラス方向に54個設置することによりダイバータを構成します。カセットボディは各高熱負荷受熱機器に対する支持構造と、冷却水のマニフォールドを兼ねています。ITERではD-T放電を行うため、それに伴い発生する中性子によってダイバータを含むプラズマ対向壁が放射化します。このため、遠隔保守機器によるプラズマ対向壁のメンテナンスを考慮し、ダイバータではこのようなカセット形式の分割構造を採用しています。さらに、2～3年に1回と見込まれるダイバータ交換時においても、損傷した高熱負荷受熱機器のみを交換し、カセットボディを再利用することによって放射性廃棄物の発生量を可能な限り低減する設計となっています。

2. 第一壁の構造

第一壁もダイバータと同様に、既存装置では表面材料を台座を介して真空容器に機械的に接合する慣性冷却方式を採用しているものが多く、またITERでは水冷式を採用する設計となっています。第9図にITERの第一壁の構造を示します。ITERの第一壁はダイバータに比べ入射する熱負荷が最大0.5 MW/m²と低いため、スワール冷却管のような特殊



第9図 ITERの第一壁の構造

な冷却管を採用する必要はありません。またダイバータと異なり、クロム-ジルコニウム銅製の熱シンクに円形断面の冷却流路が機械加工され、内部にステンレス鋼製の冷却管が備えられます。それらは熱間等方加圧(HIP)法によってステンレス鋼製のバックプレートと呼ばれる支持構造とともに一括して接合されます。一方、第一壁はプラズマ対向壁全面の約80%を占めるため、その表面材料にはプラズマとの適合性が強く求められます。ITERでは第一壁の表面材料として、粒子負荷等によるスパッタリングによってプラズマへ表面材料粒子が混入しても、プラズマへの影響が小さい低原子番号材料であるとともに、酸素不純物を低減する性質を有し、トリチウムの吸蔵量も比較的少ないベリリウムが採用されています。このベリリウムタイルと熱シンク部をより低温のHIP法によって接合して第一壁を製作します。

・おわりに

プラズマに面する壁は、炉心プラズマと機器の単なる境界ではなく、ブランケットを炉心プラズマから保護したり、あるいは炉心プラズマに影響を与えたりする機能を持った壁です。将来の定常核融合炉において、長期間プラズマを安定に制御し、またブランケットを安定に動作させるためには、適切な壁材料の選択や耐熱機器の開発は重要課題のひとつとなります。従来、核融合炉開発において、炉心プラズマ開発研究とブランケット等の炉工学機器の開発研究は、独自に進められてきたといっても過言ではありませんが、プラズマに面する壁の開発において

は、プラズマ制御および材料開発の両分野が密接に連携をとりながら開発研究を進めていかなければなりません。

参考文献

- 1) S. Konishi, *et al.*, " DEMO plant design beyond ITER ", *Fusion Eng. Des.*, 63-64 ,11-17(2002).
- 2) S. Sakurai, *et al.*, " Development of a compact W-shaped pumped divertor in JT-60 U ", *Fusion Eng. Des.*, 39-40 ,371-376(1998).
- 3) M. Onozuka, *et al.*, " Structural evaluation of a compact, semi-closed W-shaped divertor system for JT-60 U ", *Fusion Eng. Des.*, 45 ,41-53(1999).
- 4) J. Boscary, *et al.*, " Critical heat flux in subcooled water flow of one-sided-heated screw tubes ", *Fusion Technol.*, 35 ,289-296(1999).
- 5) K. Ezato, *et al.*, " Heat transfer characteristics of screw tube under one-sided high heat flux condition ", Submitted to *Fusion. Eng. Des.*

著者紹介

鈴木 哲(すずき・さとし)



日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部ブランケット工学研究室に所属。入所以来、ITERのプラズマ対向機器の熱構造設計に従事し、現在は次世代核融合炉プラント用プラズマ対向機器およびブランケットの熱構造設計も行っている。専門はプラズマ対向機器の寿命評価。

上田良夫(うへだ・よしお) 本誌, 46[12], p.852参照。