

## 講座 核融合炉の炉内機器の構造を理解する

# 2. ダイバータの構造を理解する

鈴木 哲, 秋場 真人, 齊藤 正克<sup>1)</sup>

日本原子力研究開発機構, <sup>1)</sup>筑波大学大学院システム情報工学研究科

(原稿受付: 2006年8月29日)

核融合装置炉内機器の中で最も高い熱負荷を受けるダイバータについて, 必要となる機能やその機能を満たすために要求される条件および構造上の特徴や設計の考え方などを, 主として国際熱核融合実験炉 ITER を例にとって熱・構造工学的な視点から解説するとともに, 核融合原型炉ダイバータへの展望についても述べる。

### Keywords:

ITER, DEMO, divertor, heat removal, pressure boundary, CFC, critical heat flux, thermal stress/strain

講座第2回目となる今回は, 核融合装置のダイバータと呼ばれる機器について, 要求される機能および機能を満たすために必要となる条件を熱・構造工学的な観点から解説するとともに, 建設段階に移行しつつある国際熱核融合実験炉 (ITER) のダイバータを例にとり, その構造設計の考え方について紹介する。

## 2.1 ダイバータの機能

核融合装置においてダイバータには, 磁力線に沿って入射する荷電粒子を不純物ガスとして排気ポートに導くことによりプラズマの純度を保つ粒子制御機能が要求される。ダイバータに入射する荷電粒子は, ダイバータ表面に衝突する際に電荷を失って中性ガスとなるが, この荷電交換の際に, 粒子のもつ運動エネルギーがダイバータ表面において熱として与えられる。このため, ダイバータは核融合装置の炉内機器において最も高い熱負荷を受ける機器となる。Fig. 1 にダイバータの模式図 (ITER の例) を示す。

ITER のダイバータは, 垂直ターゲット (vertical target) およびドーム/ライナー (dome/liner) と呼ばれる水冷された受熱機器から構成される。Fig. 1(b) に示すとおり, 磁力線と交差する位置 (ストライク点) に設置される垂直ターゲットの下部は, これらの受熱機器の中で最も高い熱負荷にさらされ, ITER では通常運転時の最大設計熱負荷は従来の工学機器に比べ1桁以上高い10~20 MW/m<sup>2</sup>となっている。したがって, ダイバータには, このような高熱負荷に耐えて除熱を行う機能が要求される。

また, 上記の除熱機能については, 例えば既存の核融合実験装置である JT-60U 等ではプラズマの放電持続時間が限られているため, ダイバータを積極的に冷却せず, ダイバータ支持構造を介して真空容器等に熱を逃がす慣性冷却

方式を採用する場合もある。一方, ITER のように数百秒以上の長時間放電を行う核融合実験装置においては, ダイバータを構成する部材自体の熱容量では, その表面温度が構成材料の融点あるいは昇華点を超えてしまうため, 水冷等の方法による強制冷却方式を採用することになる。このような強制冷却方式を採用する場合, ダイバータには炉内の真空環境と冷却材の圧力を分離する隔壁, すなわち圧力バウンダリとしての機能も要求される。

さらに, ダイバータ表面にはプラズマ運転中, たえずプラズマからの荷電粒子および中性粒子が入射しているため, スパッタリングによってダイバータの表面材料が損耗する。スパッタリングによってはじき出された粒子の一部はイオン化され, プラズマに不純物として混入し, プラズマ温度の低下や閉じ込め性能の低下を招くため, 高熱負荷に耐えることと同時に損耗量を抑制することも重要な要求となっている。

また, ITER のように D-T 燃焼を行う核融合実験装置においては, 核反応により発生する中性子に耐えるとともに, 中性子照射に伴い発生する核発熱を除去することも要求される。

以上, 通常運転時におけるダイバータへの負荷という観点から機能要求をまとめたが, ITER のようなトカマク型核融合実験装置においては, プラズマディスラプション時に熱衝撃および電磁力が過渡的に負荷される。このうち熱衝撃負荷については, 数 ms 以下の短時間に GW/m<sup>2</sup>オーダーの熱負荷がダイバータ表面に入射するものであり, ダイバータの表面材料はどのような耐熱性材料を使用したとしても溶融あるいは蒸発/昇華を免れず, 損耗することになる。このような過渡的な負荷に対してダイバータの表面材料は, 想定されている使用期間中, 圧力バウンダリを構

*Comprehending the Structure of a Vacuum Vessel and In-Vessel Components of Fusion Machines*

*2. Comprehending the Divertor Structure*

SUZUKI Satoshi, AKIBA Masato and SAITO Masakatsu

authors' email: suzuki.satoshi90@jaea.go.jp, akiba.masato@jaea.go.jp, saito@riko.tsukuba.ac.jp

成するダイバータ冷却管や熱シンクを保護するのに十分な肉厚を維持する必要がある。ダイバータおよび他の工学機器の熱負荷レベルについて Fig. 2 にまとめた [1, 2]。

このようにダイバータは核融合装置において最も過酷な環境にさらされる機器の一つであり、粒子制御機能というダイバータ本来の機能を満足するために、いわば副次的／不可避免的に生じる「高熱負荷の除熱機能」および高熱負荷

の除熱機能を満たすために必要な「冷却材と真空環境との圧力バウンダリの維持機能」が、工学的な機能要求として特徴的なものとなっている。また、特に ITER ダイバータは、本講座第 1 回で紹介した真空容器のような恒久的な構造物ではなく、上記の負荷による損傷をあらかじめ考慮し、定期的な交換 (ITER では 2～3 年に 1 回) を前提とした設計がなされており、Fig. 1(b) に示したように垂直ターゲットやドーム／ライナーといった受熱機器をカセットボディと呼ばれるステンレス製の筐体に機械的に固定することにより、遠隔操作機器による交換作業の効率化を図っていることも構造上の大きな特徴の 1 つである。

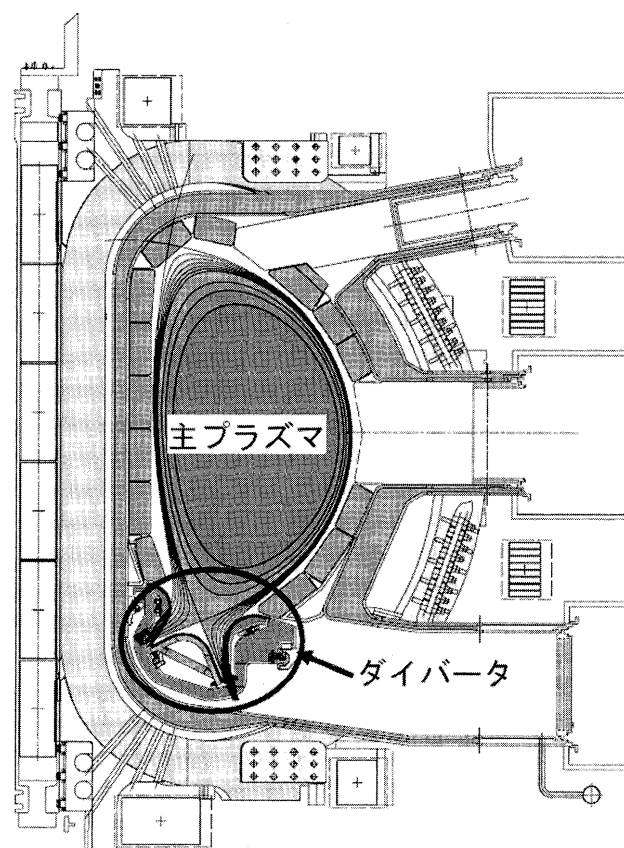
## 2.2 機能を満たすための条件

ここでは、2.1 に述べたようにダイバータに要求される「高熱負荷の除熱機能」と「冷却材と真空環境との圧力バウンダリの維持機能」に焦点を当て、機能を満たすための条件について述べる。

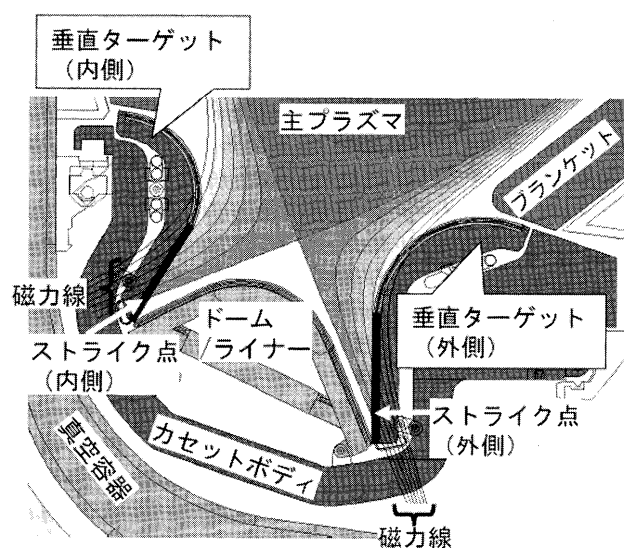
### 2.2.1 高熱負荷の除熱機能

高熱負荷の除去機能を理解するために、まずダイバータに入射する高熱負荷のレベルについて考える。前項において ITER ダイバータが通常運転時において受ける熱負荷を最大  $10\sim 20\text{ MW/m}^2$  と書いたが、Fig. 2 に示したとおり、この熱負荷はこれまでの工学機器において経験がないほどの大きさである。ここで、例えば既存の軽水冷却型原子炉の構造材として用いられているステンレス鋼でダイバータの冷却管を構成した場合について簡単な 1 次元計算をもとにすると、Fig. 3 に示すとおりとなる。

この計算では冷却管の肉厚に相当する平板の肉厚を  $1\text{ mm}$  とし、その表面に  $10\text{ MW/m}^2$  の熱負荷が入射することを仮定した。ステンレス鋼の熱伝導率を  $20\text{ W/m/K}$  とすると、わずか肉厚  $1\text{ mm}$  の平板の加熱側表面と裏面には  $500\text{ K}$  もの温度差が生じる。この結果から、ステンレス鋼でダイバータの冷却管を製作すれば、加熱側と冷却側の温度差



(a) ITER 断面図



(b) ダイバータ部拡大

Fig. 1 ダイバータ模式図 (ITER の例)。

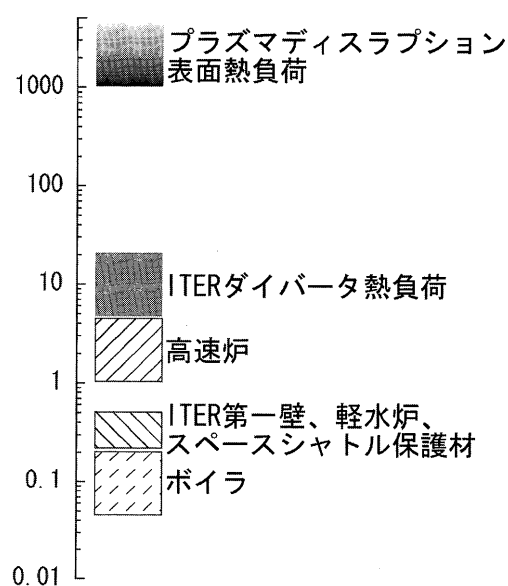


Fig. 2 ダイバータ及び他の工学機器における熱負荷。

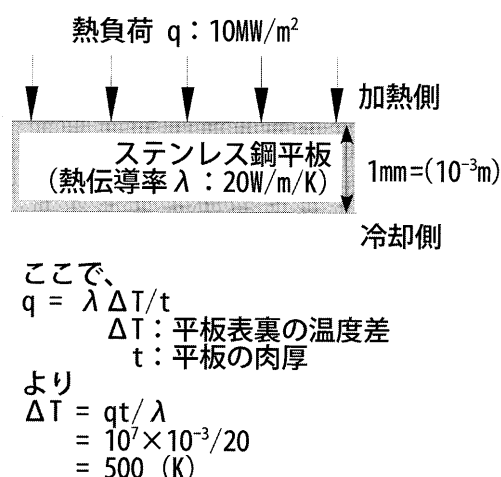


Fig. 3 ステンレス鋼平板の表裏に生じる温度差.

に起因する熱応力が過大になることが懸念される。さらに、上記の計算では冷却水の温度を特に考慮していないが、これに冷却水温度 (ITER ダイバータでは100℃) が裏面の温度に上乘せされると仮定すれば、加熱側の表面温度はさらに高温となり、ダイバータ冷却管構造材としてステンレス鋼を使用するには困難な熱負荷レベルであることがわかる。したがって、ダイバータに要求される「高熱負荷の除熱機能」を満たすための条件として、まず、熱伝導の良い材料でダイバータの受熱機器を構成することが必要不可欠であることがわかる。既存の核融合実験装置で強制冷却型ダイバータを採用しているカダラッシュ研究所の Tore Supra やマックスプランクプラズマ物理研究所において建設中の Wendelstein-7X、今後建設予定の ITER において、ダイバータの冷却管および熱シンクに銅合金が採用されている最も大きな理由の1つとして、その高い熱伝導率 (例えば、純銅はステンレス鋼の約20倍の熱伝導率) を有する点が挙げられる。

また、ダイバータは主としてプラズマからのイオン照射によるスパッタリングやプラズマディスラプションにおける熱衝撃から冷却管や熱シンクといった冷却構造を保護するために、表面にアーマ材と呼ばれる保護タイルを備えたものが多い。2.1で述べたように、アーマ材は上記の負荷を受けた際に、表面から粒子が飛散してプラズマに混入し、プラズマを冷却するが、原子番号の小さい材料ほどプラズマへの影響が小さいため、既存の核融合装置の多くで低原子番号材料 (低Z材料)、特に、炭素系材料がアーマ材として用いられている。炭素系材料を用いることは、プラズマへ悪影響を低減することが主たる目的であるが、当然、除熱の観点から熱伝導のより高い炭素系材料が望ましいということになる。ITER ダイバータにおいても一部に炭素系材料の1つである炭素繊維強化炭素複合材料 (CFC材料) が採用される見込みであるが、CFC材料はITERの開発を通じて飛躍的に熱伝導の高い材料が開発されるようになった。Fig. 4に代表的なCFC材料および比較のための純銅とタングステンの熱伝導率を示す[3]。この図を見てもわかるように、CFC材料は高温側で熱伝導率の低下が顕著となるものの、常温では純銅の1.5倍を超える熱伝導率を

有する高熱伝導性の材料も開発されている。

## 2.2.2 冷却材と真空環境との圧力バウンダリの維持機能

次に、ダイバータの圧力バウンダリの維持機能について述べる。核融合装置のダイバータは水冷等の方法による強制冷却方式を採用した場合、圧力バウンダリを構成する機器となる。既存の軽水冷却型原子炉においては、一次応力、特に長期的に機器に作用する一次応力に対して注意が払われている。一次応力とは「荷重制御型応力」と呼ばれるものであり、機器に作用する力の釣り合いによって生じる応力である。この応力は、作用する力によって機器に変形が生じても低減することはないため、機器が進行性の変形を生じやすい。ダイバータでいえば冷却水による冷却管内圧で生じる応力が一次応力に属する。ここで Table 1 に既存の軽水冷却型原子炉 (沸騰水型、加圧水型) と核融合炉ダイバータ (ここでは ITER) の冷却水条件について示す。

核融合炉ダイバータでは上記の表に示されるとおり、軽水冷却型原子炉と比較して一次応力の発生原因となる冷却水圧力が低いことが特徴である。一方で、Fig. 2に示したとおり、核融合炉ダイバータは既存の軽水冷却型原子炉の炉内機器 (ここでは燃料被覆管) やその他の工学機器に比べ、はるかに高い熱負荷を受けるため、熱応力が支配的な機器となる。

熱応力は二次応力に分類される。二次応力とは「変位制御型応力」と呼ばれるものであり、機器に対する拘束によって生じる応力のことである。この応力は、機器が変形 (変位) を生じた場合には応力が低減する性質をもっている。ダイバータにおいて支配的な熱応力についてここで考えてみると、Fig. 5に示すように、棒状の部材が温度0℃の初期状態にあり、その後、部材の温度が100℃に上昇したと

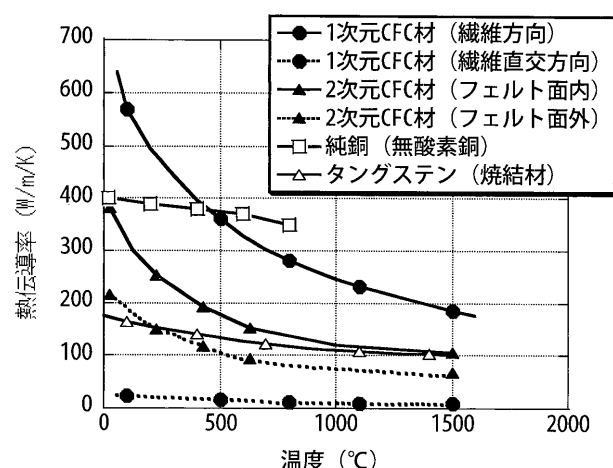


Fig. 4 各種 CFC 材料と金属材料の熱伝導率の温度依存性.

Table 1 軽水冷却型原子炉と核融合炉ダイバータ (ITER ダイバータ) の冷却水条件.

|       | 沸騰水型<br>(BWR) | 加圧水型<br>(PWR) | ITER<br>ダイバータ |
|-------|---------------|---------------|---------------|
| 冷却水圧力 | 約 7 MPa       | 約 15 MPa      | 4 MPa         |
| 冷却水温度 | 約280℃         | 約320℃         | 100℃          |

仮定する。ここで、部材の線膨張率 $\alpha$ を $16 \times 10^{-6}/\text{K}$ 、弾性係数 $E$ を200 GPaとすると、外部からの拘束が全くない(a)の場合、部材は自由に変形することができるため、熱応力は発生しない。一方、横方向の変形を完全に拘束する(b)の場合に発生する熱応力 $\sigma$ は約320 MPa(圧縮応力)にも達する。

上記の例ではステンレス鋼の物性値を仮定したが、純銅を仮定すれば $\alpha=16 \times 10^{-6}/\text{K}$ 、 $E=80 \text{ GPa}$ となり、発生する熱応力 $\sigma$ は130 MPaとなって降伏応力を超える。高々100 Kの温度変化に対して、発生する熱応力は想像以上に大きなものとなりうる事がわかる。

もちろん実際の機器において、Fig. 5(b)のように部材が完全に拘束されることは稀であり、現実には部材同士が反力によって互いに変形することにより、発生する熱応力はこの値よりは小さくなる。しかしながら、ダイバータでは熱負荷レベルが高い上に、圧力バウンダリとしての機能が失われた場合、すなわち真空環境に冷却材が漏洩した場合、ITERのような実験炉においてすら復旧に相当の期間を要すると目されるとともに、ITERの次世代炉となる核融合原型炉では炉の安全確保の観点から、より深刻な問題となると予想される。したがって、ダイバータに要求される圧力バウンダリとしての機能は、最優先で維持されるべき機能であり、2.3で述べるようにITERにおいては圧力バウンダリを直接構成するダイバータ冷却管の損傷について特に留意した設計がなされている。

## 2.3 ダイバータの構造設計の考え方 (JT-60およびITERの例)

本節では強制冷却型構造を備えたITERダイバータを紹介する前に、まず既存の実験装置において広く用いられている慣性冷却型構造のダイバータについて、JT-60Uを例にとって説明する。

### 2.3.1 慣性冷却型(自然冷却型)ダイバータ

JT-60UではFig. 6に示すように炭素系材料(黒鉛材およびCFC材)をアーマ材とするダイバータを採用している[4]。このダイバータはプラズマから入射する熱をアーマ材で吸収し、アーマ材の熱を裏面に取り付けられた金属製の支持基板を介して真空容器側へと伝えるものになっている。特にプラズマからの熱負荷が集中する部分には黒鉛材に比べて熱伝導率が高く、高強度のCFC材をアーマ材としている。これらのアーマ材は支持基板にボルトによって機械的に締結されているため、アーマ材と支持基板間の接触熱コンダクタンスによってアーマ材の冷却効率が左右される。このためJT-60Uではアーマ材と支持基板の密着性を向上させる目的で、一部に柔軟性を有するカーボンシートを挿入している。JT-60UではITERに比べ、放電時間が数十秒と短いため、主としてアーマ材および支持構造の熱容量によってプラズマからの入熱を吸収し、放電休止時間に真空容器へ熱を放散して冷却を行っている。この方式の利点は、ダイバータの構造を簡略化できることおよび冷却材の真空環境への漏洩を考慮せずに済むことが挙げられる。一方、この方式ではプラズマの放電時間とその間隔が、機

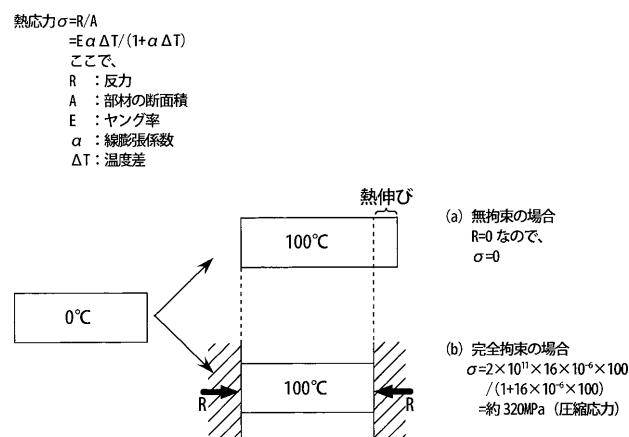


Fig. 5 棒状部材に発生する熱応力。

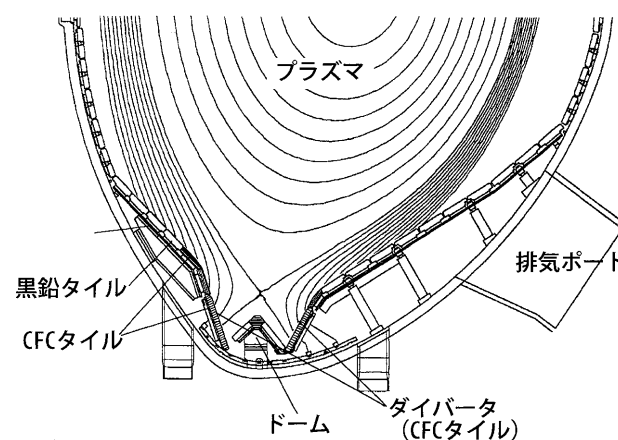


Fig. 6 JT-60UのW形状ダイバータ(慣性冷却型)。

器の熱容量によって制限されるため、高出力での長時間放電を行う運転に対しては適用が困難である。

### 2.3.2 強制冷却ダイバータ(水冷方式のITERダイバータ)

ITERでは水冷方式のダイバータ構造が採用され、これまでに様々な研究開発がなされてきた[5]。ここでは、まず高熱負荷の除熱の観点からITERダイバータの構造について述べる。ITERダイバータの中で最も高い熱負荷にさらされる垂直ターゲットの概念図をFig. 7に示す。垂直ターゲットで特徴的なのは、その上部と下部とでアーマ材が異なることである。現状の設計においては、最も高い熱負荷を受ける垂直ターゲット下部には高熱伝導性のCFC材を、比較的熱負荷の低い上部にはタングステンを採用している。これらのアーマ材は、水冷式の熱シンクあるいは冷却管に接合される。プラズマからの入熱を効率よく熱シンクや冷却管といった除熱構造に伝えるために、アーマ材は機械的な締結ではなく冶金的に接合され、アーマ材と除熱構造間の熱抵抗を可能な限り低減するような構造となっている。この接合には、主としてCu-Mn系やTi-Cu系の熱伝導の良い接合材を用いたろう付け接合あるいは熱間等方加圧(HIP)のような拡散接合が用いられる。

垂直ターゲット下部は特に熱負荷が集中するため、工学設計活動を通してその除熱構造の開発は最重要課題の一つであった。除熱構造の開発では、まず、冷却管の除熱性能

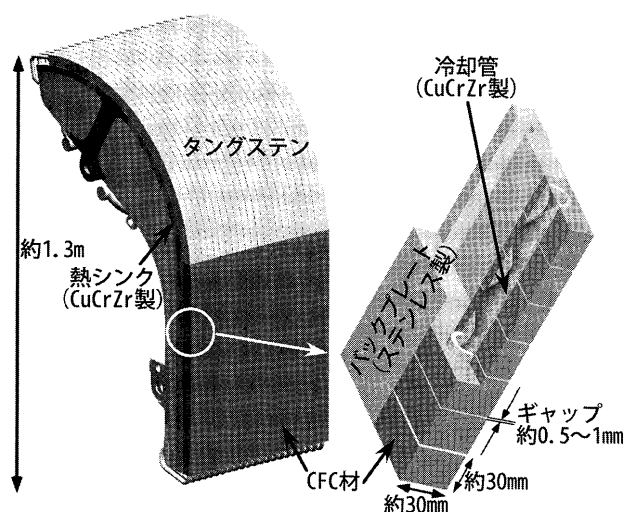


Fig. 7 ITER 垂直ターゲットの概念構造図。

の向上が重要である。垂直ターゲットでは、Fig. 8に示すように通常の円形断面をもつ冷却管内に金属製のねじりテープを挿入した「スワール冷却管」が採用される。スワール冷却管はねじりテープにより冷却管内に旋回流を生じさせることにより、除熱能力を向上させた冷却管であり、ITERにおける冷却水条件の下では、ねじり比3のねじりテープを挿入したスワール冷却管は通常の平滑円管の約2倍の除熱性能（熱伝達率）を有する[6]。

また一方、冷却材と真空環境との圧力バウンダリの維持機能の観点からのスワール冷却管の最も重要な特徴は、限界熱流束が高いことにある。限界熱流束とは、冷却水の沸騰状態が伝熱効率の良い核沸騰から膜沸騰に移移する際の熱流束であり、この値を超える熱流束が冷却管に負荷されると、冷却管が溶融（焼損）し、ダイバータの圧力バウンダリとしての機能が失われる可能性が高い。したがってITERダイバータに使用する冷却管には、より高い限界熱流束を有する冷却管を採用し、ITERの運転時に入射する熱負荷に対して裕度を確保する設計となっている。

さらに、ITERダイバータはその片面にのみ熱負荷を受ける機器であるため、断面形状を工夫することによって、限界熱流束に対するさらなる裕度を確保するアプローチも可能である。ITERダイバータ開発においては、これまでに「平板型」、「サドル型」、「モノブロック型」等の断面形状が提案され、高熱負荷試験による除熱性能の実証がなされてきた。これらの断面形状についてここで紹介する。Fig. 9に「平板型」、「サドル型」および「モノブロック型」に対する定常熱伝導解析結果を示す。解析では断面寸法をITER垂直ターゲットと同一のものとし、冷却管には内径12mmのスワール冷却管を仮定して、表面熱負荷10 MW/m<sup>2</sup>が入射した際の温度分布および冷却管内壁を通過する熱流束の周方向分布を示した。なお、アーマ材の熱伝導率はFig. 4で示した1次元CFC材のものを仮定するとともに、冷却管および熱シンクの構造材としてITERで採用される見込みのクロム・ジルコニウム銅（CuCrZr）を仮定した。この結果を見ても明らかなように、表面最高温度については平板型が最も低く抑えられる。しかしながら、限界

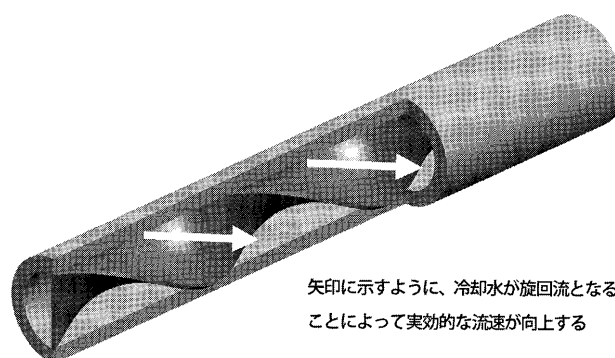


Fig. 8 スワール冷却管の構造。

熱流束の観点からは冷却管の内壁を通過する熱流束が重要であり、この点から平板型は冷却管への熱流束の集中が著しく、本解析では入射熱負荷10 MW/m<sup>2</sup>に対して最大14.8 MW/m<sup>2</sup>の熱流束が冷却管内壁を通過することになり、限界熱流束に対する裕度が最も小さくなるのがわかる。一方、サドル型とモノブロック型を比較すると、サドル型形状の方が、冷却管への熱流束の集中の度合いがわずかに低いものの、ほぼ同等のレベルといえる。これらの形状は、平板型形状に比べて冷却管内壁頂上部からの角度が小さい領域（加熱面側の領域）では通過熱流束が小さく、逆に角度が大きい領域（加熱面の反対側の領域）では通過熱流束が大きくなる傾向にあり、アーマ材に入射した表面熱負荷を加熱面の反対側へと分散することにより、熱負荷の集中を避けることが可能な形状であることがこの図からわかる。ITERでは、アーマ材と冷却管／熱シンクの接合部分が万一剥離した場合にも、アーマ材が炉内に脱落する可能性の小さいモノブロック型形状を垂直ターゲット下部（高熱負荷部）の断面形状として採用している。

さて、ここまでスワール冷却管とダイバータの断面構造について述べてきたが、次に、発生する熱応力の観点から、ダイバータの圧力バウンダリの維持機能について述べる。ITERダイバータは、ITERのプラズマ運転の繰り返しによって熱負荷を受ける。したがって、この繰り返し熱負荷による構造材料の疲労がダイバータの寿命を決める大きな要因の1つとなっている。ITERダイバータ開発においては、これまでに高熱負荷試験装置等を用いて、ダイバータ模擬試験体に対して繰り返し熱負荷を与え、その構造健全性を評価する実験が数多く行われてきており、それらの中には熱応力の繰り返しによって冷却管構造材が疲労破壊して冷却水が漏洩するような事例も見受けられる[7, 8]。Fig. 7に示したように、ITER垂直ターゲットはトロイダル方向に約30mm間隔で冷却構造体を並べた並列流路構造となっており、約30mm×30mm角のアーマ材でプラズマ対向表面を構成している。これは主に、プラズマディスラプション時に垂直ターゲット表面に誘起される渦電流の経路を細かく分断することにより、トロイダル磁場と渦電流とのカップリングによって生じる電磁力を低減するためのものであるが、このような構造ではアーマ材同士の間にギャップ（ITER垂直ターゲットでは0.5mm～1mm）が必要となるため、ギャップ部分に位置する冷却管に応力やひ

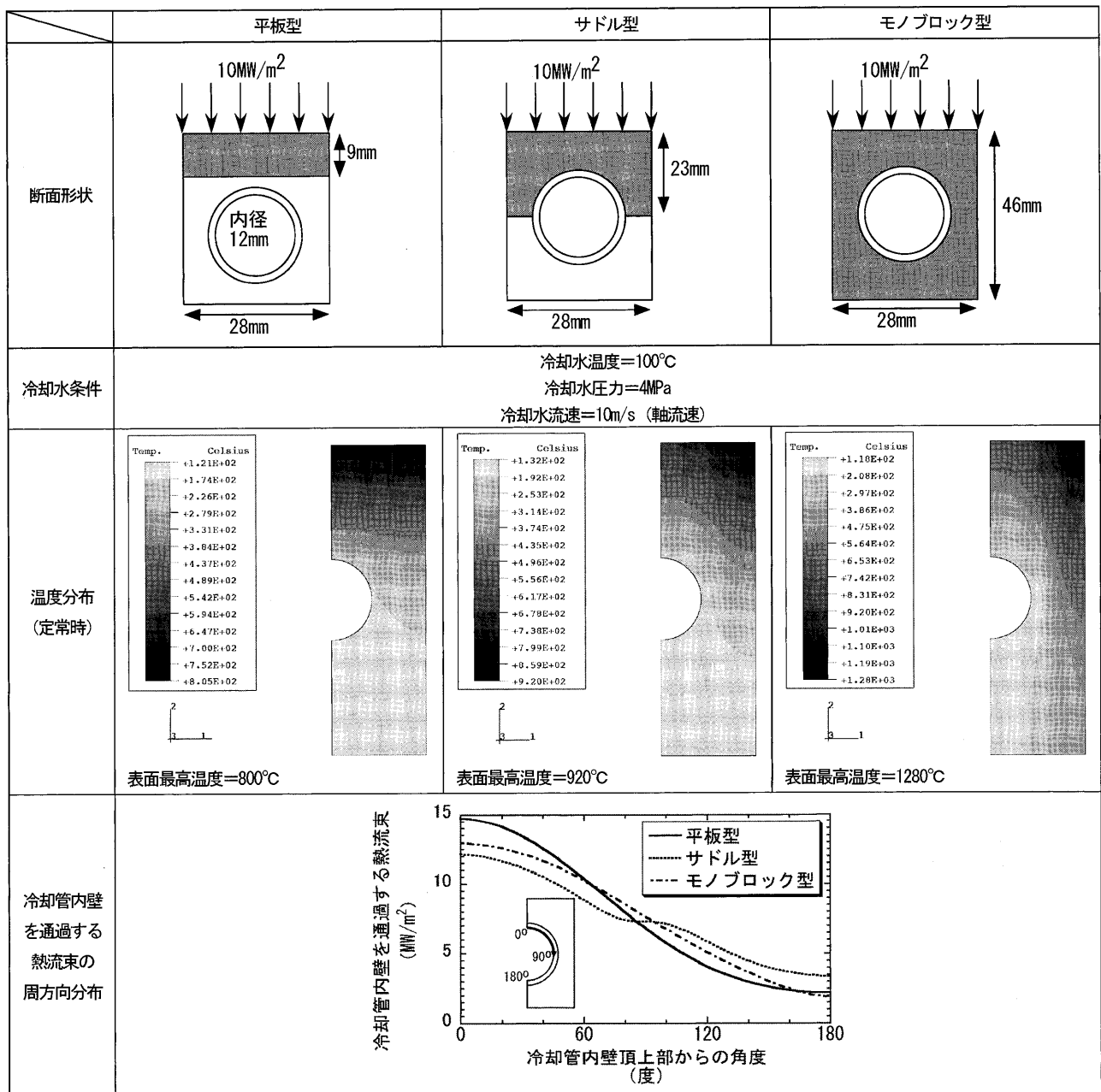


Fig. 9 各種断面形状における定常温度分布と冷却管内壁を通過する最大熱流束.

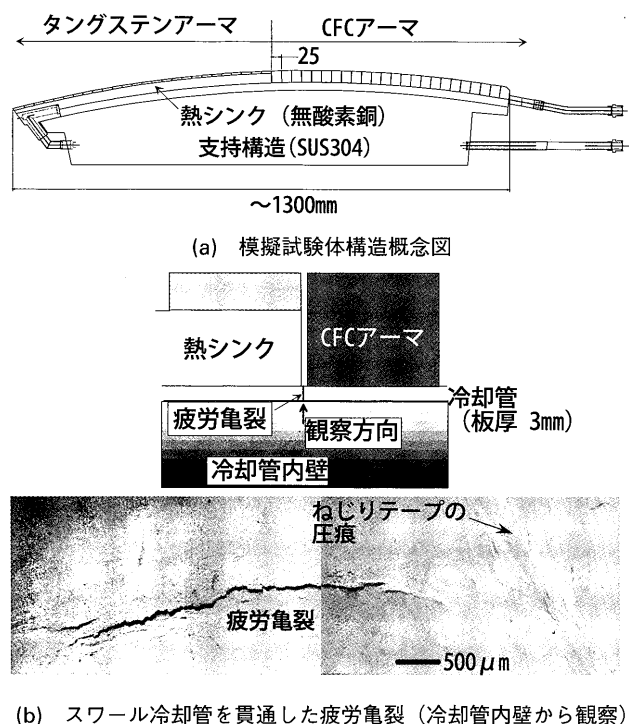
ずみの集中が生じやすい。Fig. 10 に繰り返し加熱試験中に疲労破壊した垂直ターゲット模擬試験体のスワール冷却管を示す。この試験体はCFC材製のアーマ材および銅合金製の熱シンクがステンレス鋼製の支持構造に冶金的に接合されており、アーマ材と熱シンクは、支持構造に対する相対的な変位を拘束されている。このような構造では、受熱部分（アーマ材、冷却管、熱シンク）の最も剛性の低い部分、すなわちアーマ材間のギャップに位置する冷却管に、加熱によって生じる応力／ひずみが集中することになり、繰り返し加熱による疲労によって冷却管が破壊に至ったものと考えられる。

ITER ダイバータ開発では、このような模擬試験体に対する繰り返し加熱試験を実施するとともに、有限要素法による熱応力解析を実施して冷却管への応力／ひずみの集中

および繰り返し時におけるそれらの振幅を評価することにより、ダイバータの熱疲労に対する寿命評価を実施してきた。その結果、現状の設計では冷却管への応力／ひずみの集中を抑制するために、Fig. 11 に示すような摺動支持機構を備えた支持構造を採用し、アーマ材や熱シンクの支持構造に対する相対的な変位（熱による軸方向への伸び）を許容する設計となっている。

## 2.4 まとめと核融合原型炉ダイバータへの展望

ITER ダイバータについて、高熱負荷の除熱と圧力バウンダリの維持という観点から、その構造と現状の設計の考え方について述べてきた。ITER は建設段階に移行しつつあり、今後、実機製作に向けた詳細な構造設計がなされることになる。なお、ITER ダイバータに関する構造設計の



(b) スワール冷却管を貫通した疲労亀裂（冷却管内壁から観察）

Fig. 10 模擬試験体のスワール冷却管に生じた疲労亀裂。

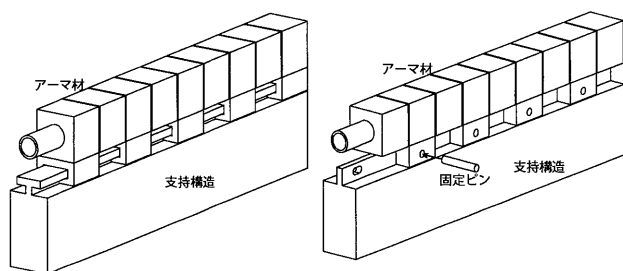


Fig. 11 ITER ダイバータで採用される摺動支持機構概念図。

ガイドラインについては、ITER の建設地が仏国カダラッシュに決定したことから、仏国の原子力機械機器に関する設計建設基準をもとにして策定される見通しとなっている。

最後に、次世代炉である核融合原型炉のダイバータに関する設計の現状と材料選択について述べる。ITER と核融合原型炉の最も大きな違いは、ITER における核融合中性子の利用が、一部のブランケット（テストブランケット：テストブランケットについては本講座第3回で述べる。）で限定的に実施されるのに比べ、核融合原型炉では中性子を利用し、燃料増殖を行うとともに、長期的・連続的な発電機能を実証する点にある。この観点からダイバータはもとより、核融合中性子の照射およびそれによる損傷を被る炉

内機器（真空容器を含む）の構造材料開発が核融合原型炉開発の鍵を握っているといっても過言ではない。核融合原型炉に向けたこれまでの材料開発の結果、炉内機器の構造材として低放射化フェライト・マルテンサイト鋼やバナジウム合金あるいは炭化珪素繊維複合材 ( $\text{SiC}_f/\text{SiC}$  複合材) などが提案されている。これらは主としてブランケット用構造材として現在研究開発が進められているものであるが、原型炉ダイバータ用構造材としても、今後、その適用性について検討が必要である。これらの材料の中で、低放射化フェライト・マルテンサイト鋼を構造材とした原型炉ダイバータの開発が日本および EU において進められている [9, 10]。低放射化フェライト・マルテンサイト鋼を原型炉ダイバータ用構造材として採用するに当たり、最も難しい点はその熱伝導率の低さにある。2.2.1 節においてステンレス鋼をダイバータ冷却管に適用した例を解説したが、原型炉用構造材として開発の進む低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 F82H を例にとれば、熱伝導率は約  $30 \text{ W/m/K}$  であり、ステンレス鋼の約 1.5~2 倍に相当するものの、これは純銅（無酸素銅）の約 1/10 に過ぎない。低放射化フェライト・マルテンサイト鋼をダイバータ構造材として採用する場合、この低熱伝導率に起因して運転時に発生する熱応力はもちろん、高温強度の観点からの最高使用温度や、中性子照射による脆化を考慮した最低使用温度などに留意した構造設計が必要となる。一方、原型炉ダイバータのアーマ材については、原型炉の設計（特に最大入射熱負荷）に依存するものの、高 Z 材であるタングステンが有望視されている。この材料選択は、原型炉における最大入射熱負荷が、ITER の 1/2 程度の  $10 \text{ MW/m}^2$  にまで抑制可能となることを前提とした運転シナリオに基づいており、CFC 材に比べて熱伝導率は低いものの、トリチウム吸蔵量が小さく、スパッタリング率も低いタングステンが、原型炉の長期連続運転には適すると考えられているためである。

## 参考文献

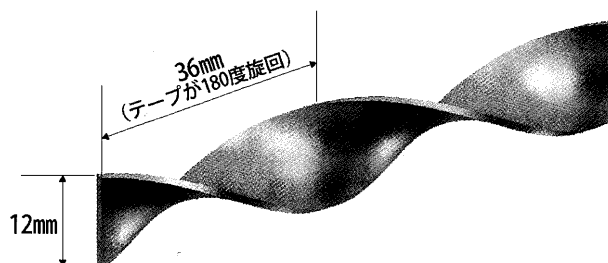
- [1] G. Federici *et al.*, J. Nucl. Mater. **290-293**, 260 (2001).
- [2] 遠藤修司, 大竹邦彦: 航空宇宙技術研究所資料 TM-716 (1997).
- [3] V. Barabash *et al.*, J. Nucl. Mater. **233-237**, 718 (1996).
- [4] S. Sakurai *et al.*, Fusion Eng. Des. **39-40**, 371 (1998).
- [5] 例えば R. Tivey *et al.*, Fusion Eng. Des. **55**, 219 (2001).
- [6] 例えば M. Araki *et al.*, Int. J. Heat Mass Trans. **39**, 143045 (1996).
- [7] S. Suzuki *et al.*, Journal of Nuclear Materials **258-263**, 318 (1998).
- [8] S. Suzuki *et al.*, Fusion Eng. Des. **49-50**, 343 (2000).
- [9] S. Suzuki *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 93 (2006).
- [10] P. Norajitra *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 1271 (2005).

## 用語解説

### ねじり比

スワール冷却管に使用されるねじりテープの旋回の度合いを示すもので、冷却管の内径(テープの幅)とテープが180度旋回するのに要する長さの比で表される。

以下に例を示す。



$$\begin{aligned}\text{ねじり比} &= (\text{テープが180度旋回するのに要する長さ}) / (\text{内径}) \\ &= 36 \text{ mm} / 12 \text{ mm} \\ &= 3\end{aligned}$$

### 摺動支持機構

ダイバータ入熱時においては熱膨張により、機器には流路方向への伸び変形とプラズマ側へ凸となる曲げ変形が生じる。このうち、後者の曲げ変形は隣り合う受熱部同士の段差を生じ易く、熱負荷集中の原因となるため、これを拘束しつつ伸び変形のみを許容するような構造を有する支持機構である。