

## 小特集 核融合プラズマおよびダイバータにおけるタングステン研究の進展と課題

### 5. ITER ダイバータの製作状況とタングステンドイバータの工学課題

鈴木 哲

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門

(原稿受付：2011年7月5日)

本章では主として現在建設フェーズに入っている国際熱核融合実験炉 ITER のダイバータの設計仕様および機器の製作状況並びに工学的課題を述べ、ITER ダイバータの技術的な延長として捉えた場合の原型炉用タングステンドイバータの開発に係る課題について説明する。

#### Keywords:

ITER, divertor, tungsten, CFC, vertical target, bonding, RAFM, F82H

#### 5.1 ITER ダイバータの設計仕様の概要

ITER ダイバータの製作については、ITER 参加 7 極のうち 3 極（日本、欧州、ロシア）が参加して、個別に機器を製作し、製作された機器を欧州に輸送して最終的な組み上げと炉内への装荷が実施される。図 1 に ITER の断面図とダイバータの構造を示す。ITER におけるダイバータは、モジュール化された構造を有しており、内側垂直ターゲット（Inner Vertical Target, IVT）、外側垂直ターゲット（Outer Vertical Target, OVT）、ドーム（Dome）といった高熱負荷受熱機器がカセットボディ（Cassette Body, CB）と呼ばれる冷却水マニフォールドを兼ねたステンレス鋼製の支持筐体に取り付けられている。このようなカセット構造は、ITER で予定されている DT 運転を行った後の放射化した炉内環境における遠隔機器による保守管理を容易にするためのものである。ITER ダイバータは現在のところ、20年の運転期間中に3回の交換が予定されており、最初の交換を重水素運転（DD 運転）開始前に実施することになっている。これは、万一の場合、作業員による Hands-on アクセスが可能で環境（炉内機器材料の放射化がない環境）で最初の交換を実施することで、遠隔保守に対する負担をさらに軽減することを目的としている。ITER ではこのようなダイバータカセットが炉内に54個装荷されてダイバータを構成する[1]。日本国内機関（Japanese Domestic Agency, JADA）は、OVTの全数を製作／納入するための調達取り決め（Procurement Arrangement, PA）を2009年6月17日に締結し、調達を開始した。一方、他のダイバータ構成機器に関しては、欧州がIVTおよびCB（高熱負荷受熱機器のCBへの組み付けを含む）の調達を、ロシアがドーム（Dome）の調達および日本・欧州が製作する高熱負荷受熱機器の熱負荷試験の実施を担当することになっており、一部の機器については既に製作が開始されている。

バータは第一壁／ブランケットを含む炉内機器の中で最も高い熱負荷を受け、ストライク点近傍では定常時に最大  $10 \text{ MW/m}^2$ 、非定常時には最大  $20 \text{ MW/m}^2$ （入射時間は10秒以下）に達する。このため、ITER ダイバータには非常に高い除熱性能が要求され、高熱伝導性の材料を組み合わせた構成となっている。特にOVTは、これまでのトカマクの実験から定常的に入射する熱負荷の観点から、ダイバータ

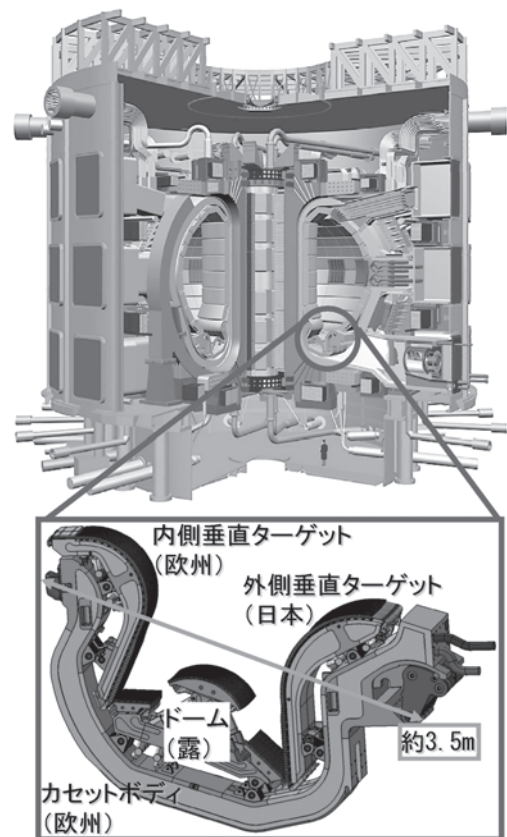


図 1 ITER の断面とダイバータの構造。

表 1 に ITER ダイバータの主な設計条件を示す。ダイ

5. Latest Status of Manufacturing Activity of ITER Divertor and Engineering Issues on Tungsten Divertor

SUZUKI Satoshi

author's e-mail: suzuki.satoshi90@jaea.go.jp

表1 (5.1-1)ITER ダイバータの主な設計条件.

熱負荷	設計熱負荷	~10 MW/m <sup>2</sup> (ストライク点, 定常時), ~20 MW/m <sup>2</sup> (非定常時) ~5 MW/m <sup>2</sup> (バッフル領域)
	限界熱流束マージン	1.4
材料	表面保護材 (アーマ材)	炭素繊維複合材 (Carbon Fiber Composite, CFC) タングステン圧延材
	接合緩衝材	銅合金 (無酸素銅, 銅タングステン等)
	スワールテープ	無酸素銅
	冷却管構造材	クロムジルコニウム銅 (CuCrZr-IG)
	CB 及び支持構造材	オーステナイト系ステンレス鋼 (SS 316L(N)-IG, XM-19)
	配管構造材	オーステナイト系ステンレス鋼 (SS 316L)
冷却水	機械締結用ピン材	ニッケルアルミニウム青銅 (C63200)
	冷却水温度	100℃ (CB 入口温度)
	冷却水圧力	4.2 MPa (CB 入口圧力)
	冷却水流量許容値	1000 kg/s (54カセット)
	圧力損失許容値	1.6 MPa (各高熱負荷受熱機器と CB 合わせて)

を構成する高熱負荷受熱機器の中で最も厳しい負荷を受けると共に、ELM (Edge Localized Mode) のような過渡的な高熱負荷も入射するため、高い耐熱性および信頼性を求められている。図2にOVTの構造を示す。この図は1カセット分に相当するOVTを示している。OVTは22本のプラズマ対向ユニット (Plasma Facing Units, PFU) と呼ばれる冷却要素と、CBからPFUへの冷却水供給/排出のためのマニフォールドを兼ねたステンレス製の支持構造体 (Steel Support Structure, SSS) から構成される。PFUは直線部の下部構造と湾曲した上部構造を有しており、ストライク点を含んでいる下部構造の表面保護材 (アーマ材) には、常温で純銅を上回る熱伝導率 (最大約430 W/(m・K)) を有する高熱伝導性の炭素繊維複合材 (Carbon Fiber Composite, CFC材) が採用されている。一方、バッフル領域に相当する湾曲した上部構造には、熱伝導率の観点からはCFC材よりも劣るものの、金属材料では最も融点が高く、熱伝導率も金属材料としては高いタングステン圧延材 (熱伝導率は常温で約180 W/(m・K)) が使われる。これらのアーマ材は、図2にも示したように冷却管がアーマ材を串刺ししたようなモノブロック型と呼ばれる断面構造となるように、冷却管に銅合金製の緩衝材を介して冶金的に接合される。また、冷却管の構造材はITERグレードのクロムジルコニウム銅 (CuCrZr-IG; IGはITER Gradeの意) 合金が採用されている。ITERグレード材とは、例えばJISやASTM (米国材料試験協会規格) 等の既存の規格に定められた合金成分の許容範囲を狭めるなどして、高強度化あるいは低放射化等を図った材料である。CuCrZr自体は析出硬化型の銅合金であり、合金成分であるCrおよびZrが、Cuに固溶する溶体化温度 (約900℃) 以上に加熱された場合、その後、急冷処理を施して固溶した合金成分が過飽和状態となるように冷却しなければならない。これを「溶体化焼きなまし (Solution Annealing)」という。さらに、溶体化焼きなましの後には、450~480℃くらいで時効処理 (焼戻し) を実施して組織の安定化と機械強度の回復を行う必要がある。したがってダイバータの製作工程で行われる接合 (ロウ付けやHIP等) 時にCuCrZrに負荷される熱履歴に十分注意をした施工が必要である。ITERダイ

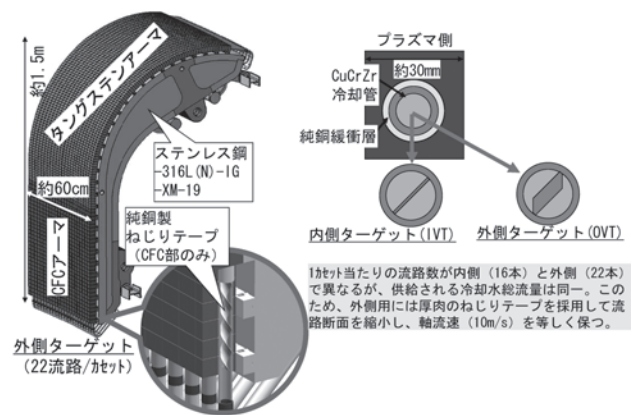


図2 外側垂直ターゲット(OVT)の構造.

バータの製作技術については後節で述べる。

一方、CuCrZr製の冷却管のCFCアーマ部 (直線部) の中には、スワールテープと呼ばれる無酸素銅製のねじりテープが挿入され、除熱性能を向上させている。ITERダイバータのOVTおよびIVTにおいては、何らかの理由により表1に示した設計熱負荷を超えるような熱負荷が数秒単位で入射した場合、ダイバータの除熱性能の限界を超え、冷却水圧力バウンダリを構成している冷却管が溶融し、高温の真空環境に冷却水が漏洩することもありうる。この冷却管が溶融に至る最小の熱負荷を限界熱流束と呼ぶ。これに対して、スワールテープを冷却管内部に挿入することにより、テープなしの冷却管 (いわゆる直管) に比べ、限界熱流束を向上させることが可能となり、設計要求である限界熱流束マージン1.4 (冷却管の限界熱流束と設計熱負荷の比) を確保する設計となっている。このスワールテープはIVTとOVTでそれぞれ断面形状が異なっている。図2に示したように、IVTでは長方形断面の薄肉のスワールテープを使用するが、OVTでは厚肉の六角形断面のスワールテープを使用する。これは、図3に示すように、ITERダイバータの冷却水がダイバータカセットの冷却水取り合い部に近いOVTからIVTにシリアルに通水されるため、1カセット分のPFU員数が異なるIVT (=16本/カセット) とOVT (=22本/カセット) において、同一の冷

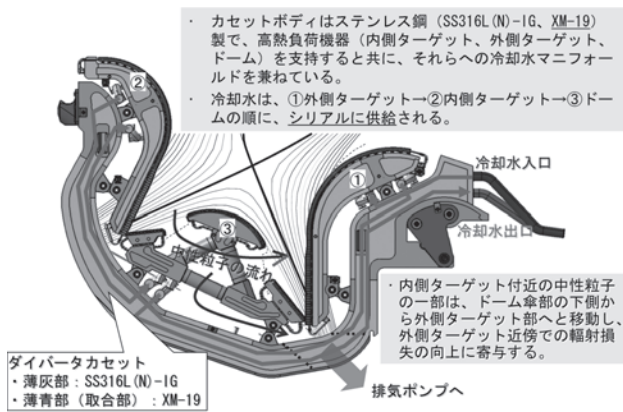


図3 高熱負荷受熱機器とカセットボディ内の冷却水の流れ。

却水軸流速すなわち同一の限界熱流束を確保するために、員数の多いOVTの冷却水流路断面積を厚肉のテープで減少させているためである。

また、SSSに関しては窒素含有量を調製したITERグレード材であるオーステナイト系ステンレス鋼のSS316L(N)-IGおよびXM-19を用いた溶接構造を採用している。

### 5.2 ITER ダイバータ構成材料の選定と仕様

前節において主としてITER垂直ターゲットの構造と構成材料について紹介した。ここでは主な構成材料の選定とその仕様について述べる。

#### (1)CFC材

ITERダイバータのOVTおよびIVTの下部構造のアーマ材として使用される。CFC材は金属材料に比べ、水素吸蔵量が多いという特性をもっている。このため、ITERではDT運転において燃料として使用される放射性物質のトリチウム(T)を吸蔵しやすく、炉内のTインベントリを増大させるため、安全管理上の懸念がある。一方、金属材料に比べると高温でも溶融せず、2000℃を超える高温にも耐久性を示し、高い熱伝導性を有することは垂直ター

ゲットの下部に位置するストライク点のように熱負荷が局所的に入射する部位には適した材料である。

上記を勘案し、ITER機構は運転初期の水素運転フェーズにおいてのみCFC材を垂直ターゲット下部構造のアーマ材として採用し、DD運転フェーズ以降は、すべてのダイバータアーマ材をタングステンとすることを計画している。したがって、CFC材をアーマ材とした垂直ターゲットは、現在製作を開始している建設期調達分(1stセット:運転開始時)のみとなる見通しである。

表2にOVT用のCFC材の要求仕様をまとめる。

#### (2)タングステン

OVTおよびIVTの上部構造のアーマ材およびドームのアーマ材として使用される。タングステンは金属材料の中で最も高い融点(=約3400℃)を有しているが、再結晶温度以上に長時間保持されると機械的な特性が劣化する。タングステンの再結晶温度は1400℃前後にあるため、使用温度域には注意が必要な材料である。さらに、一般的な粉末冶金材は機械的な強度が低く、等方的な性質を有しており、ダイバータのアーマ材として用いた場合、熱応力によって端部で割れや欠けが生じやすい。ITERダイバータでは粉末冶金後に圧延工程を実施することで結晶を細長く引き伸ばし、結晶の長軸方向を入射熱負荷の方向に揃えると同時に、板厚方向を冷却管軸方向に合わせることで、万一、割れ(圧延材の場合、層間剥離状の割れとなり易い)が生じてもタングステンが炉内に脱落しにくい設計としている。

表3にOVT用のタングステン圧延材の要求仕様をまとめる。

#### (3)CuCrZr-IG

ASTM規格においてC18150で規定されるCuCrZr規格材を改良したITERグレード材を用いる。ITER工学設計ではCuCrZrとアルミナ分散強化銅(DS-Cu)が候補材となっていたが、材料の延性(靱性)の観点から、CuCrZrが採用され、さらに表4に示すように成分を調製してITERグレー

表2 ITERダイバータ外側垂直ターゲット用CFC材の要求仕様。

化学組成		密度	
C	灰分(C以外の不純物)		
>99.99%	<0.01%	>1.65 g/cm <sup>3</sup>	
熱伝導率 λ (W/m/K)			
	λ <sub>x</sub>		λ <sub>z</sub>
温度	25℃	800℃	25℃
平均	300	140	60
最低値	260	120	50
	λ <sub>y</sub>		λ <sub>z</sub>
温度	25℃	800℃	25℃
平均	100	50	40
最低値	90	45	35
引張強度(室温における)			
σ <sub>uts,x</sub> (MPa)	σ <sub>uts,y</sub> (MPa)		σ <sub>uts,z</sub> (MPa)
30	20		5



ド材を採用することとしている。この材料において特徴的なのが、受け入れ材の状態 (as-received) での強度要求に加え、ITER ダイバータではPFU 製作後の強度要求 (受け入れ材に比べ25%ほど低い) を追加している点である。既に述べたようにCuCrZr材は、熱履歴によって強度が大きく変化する。例えば急冷処理を行わずに除冷したような極端な場合、時効処理を施しても、無酸素銅と同程度の強度しか得られない。PFU 製作時には、接手法法に依存するものの、溶体化温度 (900℃) 以上の温度に保持されることが多く、このため、ITER ダイバータではPFU 製作完了時点での強度要求が追加された。

(4) SS 316L(N)-IG

一般的な316L規格材 (例えば、JIS規格ではSUS316L) の化学組成に対して、DT 運転によって放射化した際の誘導放射能を低減する観点から、合金成分の許容範囲を厳しく制限したITERグレード材であり、強度の要求値も既存の規格材に比べて高い。また、電磁力が作用する観点から、透磁率に関する要求 (<1.03) があるなど、一般的な316L規格材では測定対象とされていない特性に関しても要求が

ある。したがって、たとえ市場に流通している316L規格材の中にSS 316L(N)-IGの化学組成および機械強度に対する要求を満足するものがあったとしても、透磁率測定試験等の追加的な試験検査を実施して要求を満足することが確認できない限り使用することはできない。さらに、SS 316L(N)-IGにおいては合金成分の許容範囲に関して、表5に示すとおり、ニッケルの含有量に関する制限が厳しいことに加え、誘導放射能の低減のために微量元素にまで許容範囲の規定があるため、新たに原料の段階からSS316L(N)-IGを製造する場合にも特段の注意が必要な材料となっている。

5.3 ITER ダイバータの製作状況

本節ではITER ダイバータの製作状況として、日本国内機関 (JADA) が製作を進めている外側垂直ターゲット (OVT) の状況に関して紹介する。2009年6月にJADAとITER機構はOVTの調達取り決め (PA) を締結し、機器製作を開始した。締結されたPAでは、当初から実機用OVTの製作に着手することはせず、使用する材料や製作プロセス等に係るクオリフィケーションを実機用OVTと

表3 ITER ダイバータ用タングステン圧延材の要求仕様。

成分	化学組成 (ASTM B760-86 (1999) 規格に基づく圧延材)						
	W	C	O	N	Fe	Ni	Si
組成 (重量%)	balance	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
許容範囲 (重量%)	±0.002	+10% relative	+0.0005	+0.001	+0.001	+0.001	+0.001
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	結晶粒径			ビッカース硬さ (Hv30)			
19.0	3以上の細粒			410以上			

表4 CuCrZr-IGの要求仕様。

成分	化学組成 ※カッコ内はC18150規格材			
	Cu	Cr	Zr	不純物
組成 (重量%)	balance	0.60-0.90 (0.50-1.50)	0.07-0.15 (0.05-0.25)	0.1以下 酸素：可能なかぎり低く
温度 (℃)	状態	引張強度 (MPa)	降伏応力 (MPa)	伸び (%)
20	as-received	370	240	17
	PFU 製作後	280	175	15
250	as-received	280	200	10
	PFU 製作後	220	150	14

表5 SS 316L(N)-IGの要求仕様。

成分	化学組成 ※下段はJIS規格材												
	C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Mo	N	B	Cu	Nb	Ti
組成 (重量%)	0.03以下	1.60~2.00	0.50以下	0.025以下	0.010以下	17.00~18.00	12.00~12.50	2.30~2.70	0.060~0.080	0.0020以下	0.30以下	0.10以下	0.10以下
SUS316L (JIS)	0.03以下	2.00以下	1.00以下	最大0.045	最大0.030	16.00~18.00	12.00~15.00	2.00~3.00	-	-	-	-	-
温度 (℃)	引張強度 (MPa)		降伏応力 (MPa)		伸び (%)								
20	525 (SUS316L: 481以上)		220 (SUS316L: 177以上)		45 (SUS316L: 40以上)								
250	415		135		-								

同サイズの実規模プロトタイプ (Full-scale OVT Prototype) の製作および試験検査を通じて実施すると同時に、これまでのいわゆる研究開発期においては、さほど重点が置かれていなかった品質保証に係る活動を徹底し、これらの経験を積んだ後、実機の調達活動を開始することが規定されている。このOVT実規模プロトタイプによるクォリフィケーションでは、JADAは0.5カセット分に相当するOVT (=11体のPFUと1体のステンレス製支持構造体から構成) のプロトタイプを製作して試験検査を実施することとなっており、JADAでは現在、OVT実規模プロトタイプ用のPFUの製作を進めている。なお、OVT実規模プロトタイプ用のPFUは製作完了後、ロシア国内機関に輸送され熱負荷試験を実施して耐久性を実証した後、実機OVT用のPFUの製作が開始されることとなっている。また、JADAが製作したOVTおよび欧州の代表機関 (Fusion for Energy, F4E) が製作したIVTを同一の加熱条件/冷却条件の下で、公平な試験検査を実施するために、エフレモフ研究所 (サンクトペテルブルグ) において電子ビーム加熱試験装置の整備が進められている。

### 5.3.1 OVT実規模プロトタイプの製作に向けたクォリフィケーション

OVT実規模プロトタイプの製作に先立ち、製作手法や試験検査手法に関するクォリフィケーションを行うことを要請されている。これらのクォリフィケーションには以下のようなものがある。

#### (1) 溶接クォリフィケーション

溶接に関するクォリフィケーションは以下の2項目の実施が必要である

- CuCrZr/SS 316L 異材管継手の溶接試験
- ステンレス製支持構造体の溶接試験

前者は、PFUのCuCrZr製冷却管とステンレス製支持構造体の引き出し配管の溶接部に係る溶接手法のクォリフィケーションであり、JADAではこれらの配管の間にインコネル (Inconel 625) を中間材として挟んだ溶接を行っている。(図4参照) このクォリフィケーションでは、CuCrZr管とインコネル管に対して電子ビーム溶接を行い、インコネル管とSS 316L管に対してはTIG溶接を行って、約200mm長さの溶接試験片を作製する。その後、これらの管形状の溶接試験片に対して非破壊検査 (浸透探傷検査, 超音波探傷検査, X線透過検査) および強度試験 (引張試験, 曲げ試験, 回転曲げ疲労試験) を実施し、PAに規定された強度要求を満たすことのできた溶接施工方法を採用して、実規模プロトタイプへの溶接施工が許可される。

後者は、SS316L(N)-IGおよびXM-19を用いたステンレス製支持構造体の溶接に関するものであり、前述の異材管継手のような規格化されていない特殊なものではなく、主として欧州規格 (European Norm;EN) EN ISO 15614に則った溶接クォリフィケーションを要求されている。

#### (2) 支持脚接合部のクォリフィケーション

PFUのアーマ材となるCFCおよびタングステンタイトルの一部には、支持構造体と固定ピンを介して締結し、運転時のPFUの熱変形の緩和および電磁力に対する支持

となるステンレス製の支持脚が接合されている。JADAではこの支持脚の接合にもロウ付け接合を採用しているが、この支持脚の強度に対しても引張試験による強度評価が課せられている。この試験では、実形状の支持脚強度試験片、すなわちアーマ材、緩衝層および鞍型のステンレス製支持脚をロウ付け接合し、冷却管孔部とピン孔部を支点に引張荷重を負荷して耐荷重を測定する。(図5参照) この耐荷重がPAに規定された強度要求を満たせば、支持脚強度試験片製作時と同一施工条件でのロウ付け施工によるPFUの施工が許可される。

#### (3) 赤外サーモグラフィ検査に関するクォリフィケーション

ITERダイバータにおいて最も高い熱負荷を受けるOVTおよびIVTでは、アーマ材としてCFCを一部に用いるが、CFCとCuCrZr製冷却管との接合界面の健全性を評価する手法として、赤外サーモグラフィ検査の実施が課せられている[2,3]。アーマ材がタングステンのような金属材料の場合、冷却管内部から超音波探傷検査 (UT) を施工可能であり、OVTのタングステン部に関してはUTを実施するものの、CFCのような多孔質材料の場合にはUTが適用できない。このため、PFUに温水 (95℃) と冷水 (5℃) を交互に通水し、CFC表面の過渡温度応答を赤外カメラに

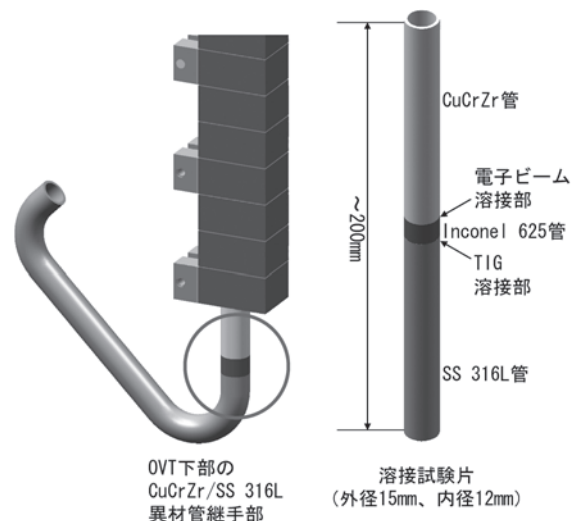


図4 OVT引き出し配管の異材管継手と溶接試験片の形状。

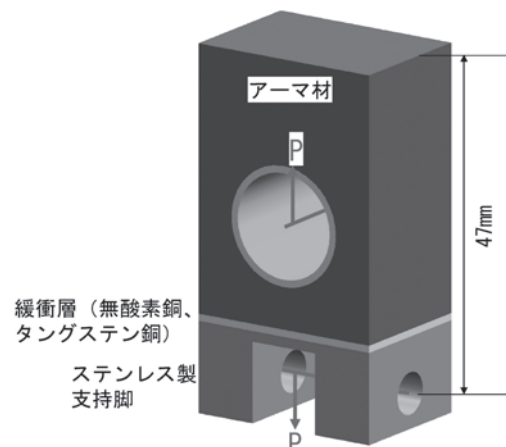


図5 支持脚強度試験片の構造。

よって観察して、接合状態の健全性を評価するような検査が必要となる。この赤外サーモグラフィ検査では、接合状態の良好な CFC タイルを基準として、検査対象の CFC 部と基準との温度時刻歴を赤外カメラデータの画素毎に差分し、その最大温度差 (DTmax) を算出する。一方、PA では CFC/緩衝材の接合面の円周上に50° (冷却管軸方向には貫通を仮定) に相当する欠陥が最大許容欠陥として規定されている。このため予め CFC/緩衝材の接合面に人工的に欠陥を導入した較正用試験体を準備し、較正用試験体から得られる DTmax を欠陥判定用の基準温度差 (DTref) として定義する。この DTref の取得/承認後に、PFU に対する赤外サーモグラフィ検査の実施が許可される。なお、この DTref は使用する CFC や緩衝材の熱物性に依存するため、最大許容欠陥が同一であっても CFC と緩衝材の材質が異なる IVT と OVT では DTref が異なる値となりうることに注意が必要である。

図 6 に赤外サーモグラフィ検査の例を示す。この図は、小型ダイバーターターゲット試験体 2 体を同時に検査したときの赤外イメージを示している。試験体の上下に見える画像はステンレス製ミラーを介して同時に温度観察した各 CFC 材の側面の温度分布を示している。この例では、上側の試験体が無欠陥 (Non-defected) であり、下段の試験体 (Defected) には接合欠陥が多く認められる。この赤外イメージは検査時に温水から冷水へ切り替えた直後のイメージであるが、このような赤外イメージを 20-30 フレーム/秒で記録し、被検査体 (ここでは下段の試験体) の過渡温度応答から基準試験体 (上段の試験体) の過渡温度応答を画素毎に差分し、DTmax を算出して欠陥寸法を同定する。

上記に述べた各種のクオリフィケーションは、実規模プロトタイプ製作において実施し、製作手法や検査手法が OVT の製作に適切であることを実証するものであるが、実機製作段階においても、従来の製作手法や検査手法を変更/改善する場合には、その都度実施する必要がある。

### 5.3.2 OVT 実規模プロトタイプの製作

JADA ではこれまでの製作実績をもとにして、下記の 2 点の改善を施した上で、OVT 実規模プロトタイプの製作を開始している。

#### (1) 緩衝材の変更

従来の無酸素銅からタングステン銅材に変更した。無酸素銅は、CFC 材と CuCrZr 冷却管の線膨張係数の差を自身の柔軟性によって吸収する一種のクッション材として、接

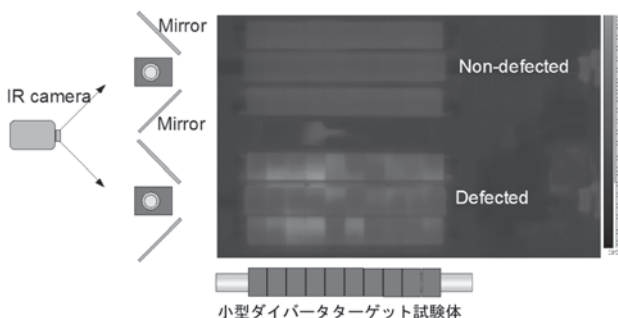


図 6 赤外サーモグラフィ検査の例。

合面で CFC 材が亀裂を生じるのを避けるために利用されてきた。しかしながら、ロウ付け過程での高温保持では、無酸素銅が十分に柔軟にはならず、CFC 材と CuCrZr 冷却管の熱膨張差を吸収しきれなかった結果、接合後に CFC 側にき裂等の接合不良が観察されることが多かった。このため、無酸素銅とは異なるアプローチとして、柔軟性には乏しいが、線膨張係数が CFC 材と CuCrZr との中間にあり、この差を吸収可能なタングステン銅を新たに緩衝材として採用している。

#### (2) タングステンモノブロックへの無酸素銅の接合

CFC/緩衝材/CuCrZr 冷却管の接合と共に、タングステン/緩衝材/CuCrZr 冷却管の接合は一括して真空ロウ付けによって行ってきた[4]。より一層の接合率の向上を図るため、CuCrZr 冷却管へのロウ付け接合前に、予め無酸素銅をタングステンモノブロックに接合しておく手法を採用している。接合方法については、熱間等方圧加圧法 (Hot Isostatic Pressing; HIP) や単軸圧縮拡散接合法あるいは無酸素銅直接鋳造法の 3 種の無酸素銅層接合法に対するクオリフィケーションを進めており、今後実施するロシア国内機関での PFU の熱負荷試験の結果および製作コストの観点から、実機 OVT 用 PFU の製作に向けた無酸素銅層接合法に関する判断をする見込みである。

図 7 にアーマ材の接合を完了した OVT 実規模プロトタイプ用 PFU の外観を示す。この写真では 3 体の PFU が赤外サーモグラフィ検査用の架台に設置されている。1 体の PFU には、CFC 製アーマ材 30 枚とタングステン製アーマ材 96 枚が接合されている。なお、このロウ付け接合では接合手法のクオリフィケーションのために、CFC 材に予め銅タングステン製緩衝材をロウ付けした後に、CuCrZr 製冷却管にロウ付け施工を改めて行う 2 段階ロウ付け法と、CFC 材と銅タングステン製緩衝材および CuCrZr 製冷却管を一度にロウ付け施工する従来のロウ付け手法の 2 種類を採用して製作を行っている。ロウ付けには Ni-Cu-Mn 系のロウ箔 (Nicuman37, 50 ミクロン厚) を用いている。ロウ付け時の保持温度は 980°C、保持時間は約 30 分の条件で施工した。このロウ付け施工の後、窒素ガス

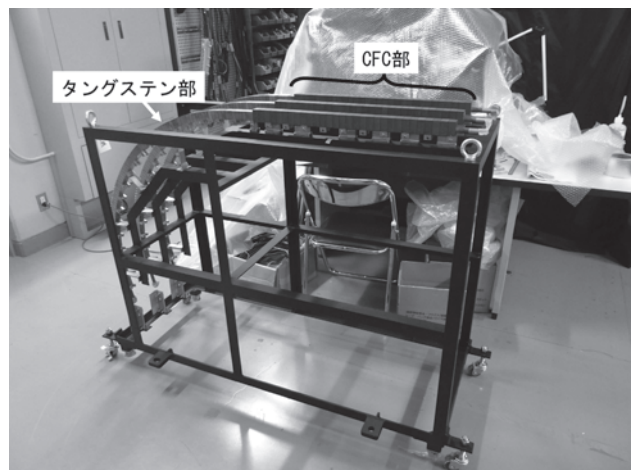


図 7 OVT 実規模プロトタイプ用 PFU (赤外サーモグラフィ検査架台上に設置)。



で急冷処理を施し、時効処理（保持温度 480℃、保持時間約 3 時間）を行って CuCrZr 冷却管の強度回復を実施した。このロウ付け／時効処理後に PFU 各部の寸法検査を個別に実施したところ、PFU として最も重要な支持脚ピン穴部からアーマー材表面までの距離（高さ）に関して、目標とした寸法の 47 mm に対して、おおよそ  $-0.00 \text{ mm} \sim +0.06 \text{ mm}$  の範囲に入る結果となった。PFU 個別の状態では、アーマー材表面の凹凸に係る許容範囲である  $\pm 0.25 \text{ mm}$  に十分収まっていることが確認された。

今後、これらの PFU は赤外線サーモグラフィ検査を実施した後、ロシア国内機関に熱負荷試験のために輸送され、熱負荷試験後、ステンレス製支持構造体に設置される予定となっている。

#### 5.4 ITER ダイバータと原型炉ダイバータ

前節までに ITER ダイバータの設計や製作状況について詳しく述べた。本節では、ITER ダイバータの技術的な延長として捉えた原型炉ダイバータについて紹介する。原子力機構が現在概念設計を進めている Slim CS 等の原型炉概念検討[5,6]では、ITER と同様にブランケットおよびダイバータの冷却媒体として水（軽水）を候補材とした検討がなされている。表 6 に原型炉ダイバータと ITER ダイバータの冷却水条件を示す。これらの冷却水条件を比較すると、最新の原型炉ダイバータ設計では冷却水温度／圧力は、ほぼ加圧水型軽水炉の冷却条件に一致しており、ITER ダイバータに比べ、温度、圧力共に高い。参考のため加圧水型軽水炉（PWR）の冷却条件も記載する。

一方、原型炉ダイバータと ITER ダイバータの構造上の最も大きな違いは、表 7 に示すように材料の選択にあるといえる。原型炉ダイバータの構造材として、現段階では低放射化フェライト-マルテンサイト鋼（Reduced-Activation Ferritic-Martensitic steel, RAFM；例えば F82H 鋼等）を使用する可能性が高い。これは ITER ダイバータに比べ、数十倍の中性子照射を受ける原型炉ダイバータでは、照射脆化の観点から鋼合金を使用することができないための選択となっている。RAFM 鋼は、ITER ダイバータ冷却管構造材である CuCrZr に比べ、熱伝導率が 1/10 以下（ $\lambda_{\text{CuCrZr,RT}} = 380 \text{ W/m/K}$ ,  $\lambda_{\text{F82H,RT}} = 33 \text{ W/m/K}$ ）である。さらに、アーマー材に関する制限として、ITER ダイバー

表 6 原型炉ダイバータと ITER ダイバータの冷却水条件。

	原型炉ダイバータ[5]	ITER ダイバータ	軽水炉(PWR:参考)
冷却水圧力	15 MPa	3 MPa	約 15 MPa
冷却水温度	290 °C	70 °C	約 320 °C

表 7 原型炉ダイバータと ITER ダイバータの構成材料。

	原型炉ダイバータ	ITER ダイバータ
表面保護材	タングステン	CFC タングステン
接合緩衝材	未定	無酸素銅, タングステン銅
冷却管構造材	低放射化フェライト鋼	クロムジルコニウム鋼
熱伝達促進	未定	無酸素銅製ねじりテープ

タではストライク点を含む高熱負荷部には高熱伝導性の CFC 材を使用して除熱性能を高めているが、原型炉ダイバータでは CFC 材のトリチウム吸蔵量が安全上の懸念事項となっており、タングステンを候補材料としている。なお、CFC 材のトリチウム吸蔵は原型炉だけではなく ITER でも懸念されており、DD 運転を開始するまでにすべてのダイバータアーマー材をタングステンに交換する計画となっている。

一方、主プラズマ周辺の Scrape-off Layer (SOL) への定期的な流入エネルギーについては、ITER では約 100 MW であるのに比べ、原型炉として核融合熱出力 3 GW の Slim CS を仮定すると、500-600 MW に達する。したがって、より熱伝導性の悪い構造材料／アーマー材料を使用しつつ、ITER の数倍に達する高い流入エネルギーを処理することが原型炉ダイバータには求められることになり、原型炉ダイバータの構造設計を一層困難なものにしている。

#### 5.5 原型炉ダイバータに関する技術的課題

前節で述べたように原型炉ダイバータの構造設計に関する大きな課題は、適用可能な材料が制限された上に、より高い熱負荷を処理しなければならないことにある。特に、ダイバータ構造材として F82H 鋼のような RAFM 鋼を採用する場合、最高使用温度が 550℃ となるため、熱的な設計が非常に難しい。さらに、構造材が中性子照射を受けると、延性-脆性遷移温度（Ductile-Brittle Transition Temperature; DBTT）が上昇するため、冷却水のバルク水温も含め、最低使用温度制限にも注意を払う必要がある。図 8 はダイバータへの表面熱負荷と構造材に生じる最高温度との関係を示したものである。この解析は単純な 2 次元熱伝導解析であり、冷却水温度／圧力は旧設計の原型炉ダイバータ条件に基づく 200℃、4 MPa とし、アーマー材をタングステン、冷却管構造材を F82H 鋼として、主に ITER ダイバータ研究開発で考案されてきた断面形状（平板型、モノブロック型）について検討したものである。この結果から明らかのように、原型炉ダイバータへの最大入射熱負荷を 10 MW/m<sup>2</sup> と仮定した場合、F82H 鋼製冷却管の肉厚は、管内にねじりテープを挿入するような熱伝達を促進する工夫を施しても、最大約 0.8 mm<sup>2</sup> となり、腐食等による減肉を考慮した腐れ代を考えると、少なくとも ITER ダイバータと同等の 1.5 mm 程度の現実的な肉厚を維持することが、この程度の冷却水温度／圧力条件ですら非常に難しい。原型炉ダイバータへの入射熱負荷を低減する工夫が必要なことは、このような単純な熱伝導解析からも明らかであり、原型炉設計では、ダイバータへの実効的な入射熱負荷を低減する方法の検討も行われている[7]。

一方、ダイバータの製作性の観点から見た課題としては、アーマー材料と冷却管の接合技術の開発が挙げられる。ITER ダイバータでは、接合材料の選択に若干の制限があるものの、ロウ付けが使用可能であることを述べた。しかしながら、ITER ダイバータに比べ飛躍的に大きな中性子照射を受ける原型炉ダイバータの接合技術としてロウ付けを考えた場合、接合材料の合金成分が中性子照射に

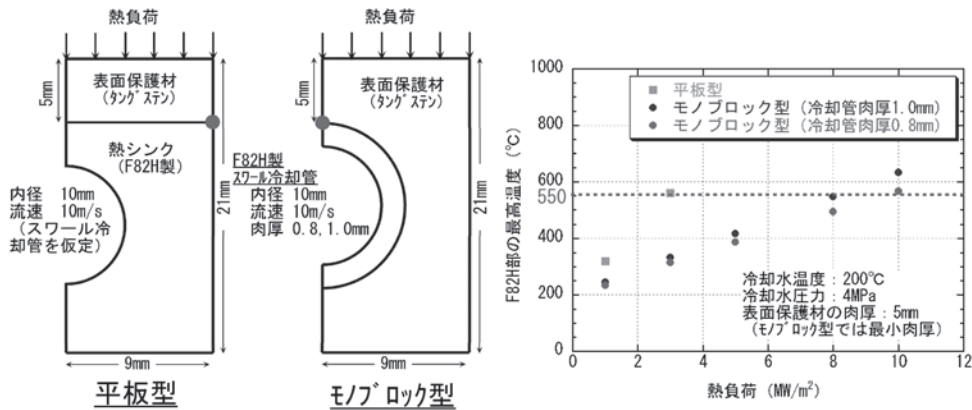


図8 ダイバータへの表面熱負荷と冷却管構造材に生じる最高温度。

よって有害な成分へ核変換 (例えば、銀→カドミウムなど) すると共に、機械的強度の観点からも接合材部分が選択的に劣化 (脆化) する可能性も十分に考えられるため、構造材とアーマー材以外の元素を使用するロウ付けのような接合方法は、可能な限り採用したくない手法と言える。したがって、拡散接合や HIP 接合のような金属材料同士を固相で接合する技術が最も有望と考えられる。この考え方に基づき、これまでに原型炉ダイバータの要素技術開発の一環として、タングステンと F82H 鋼を HIP 接合によって接合した小型ダイバータ試験体の開発を行ってきた。(図 9 参照) [8,9]この試験体では、厚さ 5mm の短冊状のモノブロック型タングステンがアーマー材として F82H 鋼製冷却管に HIP 接合されている。HIP 接合では、ITER ダイバータの IVT や OVT のような緩衝材を使用せず、主として F82H 鋼側の接合面の組織をフェライト化することにより柔軟性を持たせ、タングステンとの直接接合に成功している。また、冷却管 (外径 12mm, 内径約 10mm) は、内壁がねじ山加工 (M10, ピッチ 1.5) されたスクリュウ冷却管となっており、ITER ダイバータで使用されるスワールテープを挿入した冷却管と同程度のポンプ動力において、ほぼ同等以上の限界熱流束性能を有している [10]。高熱負荷実験では、熱負荷 5 MW/m<sup>2</sup> の条件で、電子ビームによる繰り返し加熱を実施した。その結果、電子ビームによる入熱がステップ関数状だったため、熱衝撃によって接合界面が剥離し、タングステン材が過熱する結果となった。タングステンと RAFM 鋼の接合技術には更なる改良が必要であることが明らかとなっている。

### 5.6 タングステンダイバータ開発に関する今後の見通し

原型炉ダイバータとして、現状ではタングステンと F82H 鋼を組み合わせたモノブロック型ダイバータ (フルタングステンダイバータ) を候補案として開発を実施しているが、前節で述べたとおり、熱構造設計や製作技術に関する課題が山積している。特に、ITER ダイバータを構成する材料と比較して、熱伝導性が劣る材料を採用しなければならない原型炉ダイバータでは、入射熱負荷をいかに低減するかが、成立性の鍵となっている。ITER においても、DD

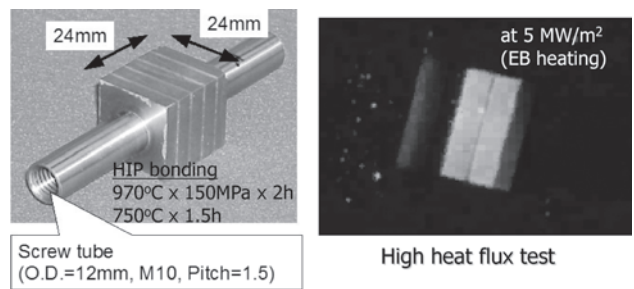


図9 F82H 製スクリュウ冷却管をもつ小型タングステンダイバータ：試験体と加熱実験の様子。

運転の開始までには、アーマー材をタングステンとしたフルタングステンダイバータを炉内に装荷する見通しとなっており、今後、フルタングステンダイバータ (IVT および OVT) に関するクオリフィケーションが開始される見通しである。

また、本章では詳述していないが、遠隔保守によるダイバータ機器の交換/メンテナンスに関しても、ITER ダイバータおよびその他の真空容器内機器において得られる遠隔保守技術の蓄積をベースとして、原型炉ダイバータに向け、放射化した炉内環境下での遠隔保守技術の開発を進めることが必須である。

### 参考文献

- [1] 例えば M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. 85, 2312-2322 (2010).
- [2] A. Durocher *et al.*, Nucl. Fusion 47, 1682 (2007).
- [3] Y. Seki *et al.*, Fusion Eng. Des. 85 1451 (2010).
- [4] 例えば S. Suzuki *et al.*, Physica Scripta T138, 014003 (2009).
- [5] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 1151 (2006).
- [6] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion 47, pp.829 (2007).
- [7] プラズマ・核融合学会誌 87, Supplement (2011).
- [8] S. Suzuki *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 93 (2006).
- [9] Proceedings of 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16 PBNC), Aomori, Japan, Oct. 13-18, 2008, Paper ID P16P 1284.
- [10] J. Boscary *et al.*, Fusion Technol. 35, 289 (1999).