

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

4. ITER 及び原型炉ダイバータ工学の現状と研究開発

4. Current Activities and R&D Status on Divertor for ITER and DEMO

鈴木 哲, 朝倉伸幸

SUZUKI Satoshi and ASAKURA Nobuyuki

量子科学技術研究開発機構 核融合研究開発部門

(原稿受付：2016年10月16日)

本章では、現在国際協力の下で建設が進みつつある国際熱核融合実験炉 ITER のダイバータの開発の現状を述べるとともに、次世代の核融合炉である核融合原型炉のダイバータの工学設計の現状について紹介する。

Keywords:

divertor, ITER, water-cooled, tungsten, copper-alloy, ferritic-steel

4.1 はじめに

本章では、水冷却・固体対向材料を採用したダイバータとして、ITER ダイバータの開発状況を紹介しますと共に、ITER ダイバータと同様の水冷却・固体対向材料を主案とした原型炉ダイバータの開発に向けた課題と工学設計の現状を説明する。

ITER ダイバータは開発の当初から、運転期間中の交換を前提とした設計がなされると共に、DT 運転を行う観点から遠隔保守装置による交換作業を考慮し、図1に示すようなカセット構造を採用している。ITER ダイバータは、ステンレス鋼 (316L(N)-IG 及び XM-19) 製のカセットボディ (Cassette Body; CB) と呼ばれる筐体に、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) 及びドーム (Dome; DO) と呼ばれる高熱負荷受熱機器が設置された構造を有

しており、このようなカセット54個を真空容器下部に配置してダイバータを構成する。なお、CBは各高熱負荷受熱機器への冷却水のマニフォールド及びDT運転時に発生する中性子に対する遮へいの機能を担っている。これらの機器は、ダイバータ製作に参画する日(JA)、欧(EU)、露(RF)の3極が分担して製作を行い、ITER機構(IO-CT)に物納される予定である。各極の分担も図1に示した。

4.2 ITER ダイバータの高熱負荷受熱機器の概要

4.2.1 垂直ターゲット (IVT, OVT)

ITER ダイバータの高熱負荷受熱機器において、最も過酷な負荷に曝される機器が垂直ターゲットである。垂直ターゲットは磁力線と交差する位置に設置されるため、磁力線に巻き付いて入射する粒子(イオン・電子)によって非常に高い熱負荷を受ける。特に、セパトリクスに位置する直線部(ターゲット部)には高い耐熱性が要求され、入射熱負荷は $10\sim 20\text{ MW/m}^2$ に達する。既存のトカマク型実験装置で実績のある高熱伝導性の炭素繊維複合材(Carbon Fiber reinforced carbon Composite; CFC)が設計に採用され、開発が進められてきた[1]。一方、2013年11月のITER理事会において、表面保護材として炭素繊維複合材に代えて、タングステン(ITERの運転当初からダイバータ全表面に使用するという決定がなされ、もともとタングステンを採用していた上部の湾曲部(バッフル部)を含めて、IVTとOVTの表面保護材を全てタングステン製(ASTM B760-86(1999)規格材)とする大きな設計変更がなされた。この設計変更は、放射性物質であるトリチウムの吸蔵量の多いCFC材は、ITERにおいてもDT運転時には安全上の理由から使用できないための措置であり、原型

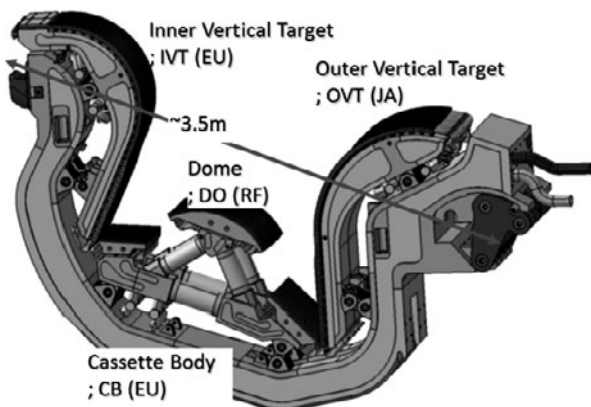


図1 ITER ダイバータの構造(カセット構造)。

Plasma Facing Component Technology Group, Department of ITER Project,
Naka Fusion Institute, Fusion Energy Research and Development Directorate,
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka, IBARAKI 311-0193, Japan

corresponding author's e-mail: suzuki.satoshi@qst.go.jp

炉のダイバータ開発をより強く指向した判断に基づく決定である。図2に垂直ターゲットの例としてOVTの構造を示す[2]。

上記の設計変更では、ターゲット部のタングステン化に加え、新たにOVTの両端部のPFU及び中央部のPFU(図2における左から1~3本目, 22本目及び11本目と12本目のPFU)のバップル部にRoof-shapingと呼ばれる深い傾斜加工(深さ:~5 mm)が施されることになった。さらにターゲット部にはFish-scaleと呼ばれる深さ0.5 mmほどの非常に浅い傾斜加工も施される。前者はOVTにのみ要求されるもので、プラズマの垂直変位(VDE)時にバップル部に接触するプラズマからの熱負荷によってタングステンが熔融することを緩和するためのものである。後者は、IVT, OVTの両者に要求され、図3に示すように定常負荷を受ける際に、Field line 上流側に位置するタングステン側面端部が熱負荷に曝されて熔融するのを防止するためのものである。これらはターゲット部のタングステン化及び既存のトカマク実験装置からのこれまでの知見に基づく表面保護材の形状変更である[2]。

4.2.2 ドーム (DO)

ドームは前節で述べたタングステン化に伴う設計変更の影響はなく、従来通り図4に示す構造となっている。垂直ターゲットに比べDOは、熱負荷としては主にプラズマからの放射と中性粒子によるものであり、5~10 MW/m²となる。このため、垂直ターゲットのようにタングステン表面保護材を冷却管が串刺しにしたようなモノブロック型ではなく、銅合金製の熱シンクにタイル状のタングステン表面保護材を冶金的に貼り付けた平板型(Flat tile)のより単純な構造を採用している。また、除熱能力の高い矩形断面のハイパーベロトロン(Hypervapotron)と呼ばれる冷

却管を採用している点が特徴的である。

4.3 ITER ダイバータの開発の現状

現在までにITERダイバータ調達に参画する3極は、IO-CTと各機器に関する調達取り決めに締結し、各々プロトタイプ製作を行っているところである。本節では、JAにおける実規模OVTプロトタイプ開発について紹介する。

JAでは2013年の設計変更に先立ち、2012年から小型ダイバータ試験体を用いたタングステンダイバータ開発に着手した。その結果、表1に示す基本的な接合方法に関して、高熱負荷試験による評価試験に合格した[3, 4]。

上記の結果を受け、JAが製作した実規模OVTプロトタイプPFU試験体を図5に示す。この試験体は、電子ビームによる高熱負荷試験のために上述したRoof-shapingやFish-scaleといったタングステンの傾斜加工は行っていないが、その他は実機OVTのPFUと同一の構造を有している。

本試験体を用いた評価試験(繰り返し加熱試験)を実施

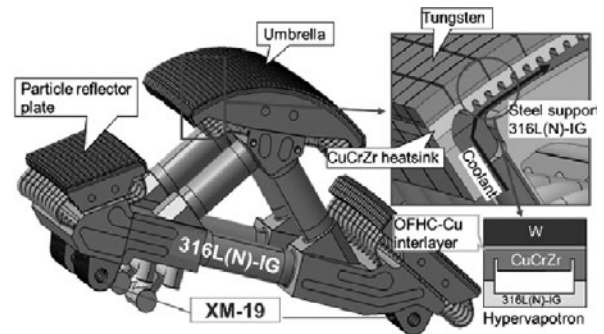


図4 DOの構造。

表1 タングステン/無酸素銅緩衝層/CuCrZr管の接合。

Tungsten/ OFHC-Cu interlayer	OFHC-Cu interlayer/ CuCrZr tube
Direct casting	Brazing with Ni-Cu-Mn filler (Nicuman-37)
Diffusion bonding	
HIP bonding	

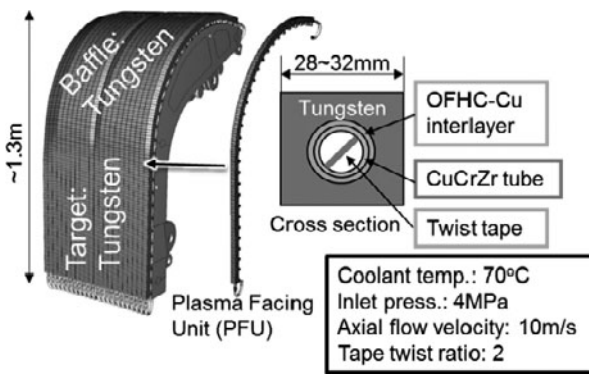


図2 OVTの構造(1カセット当たり22本のPFU。なお、IVTは1カセット当たり16本のPFUで構成される。)

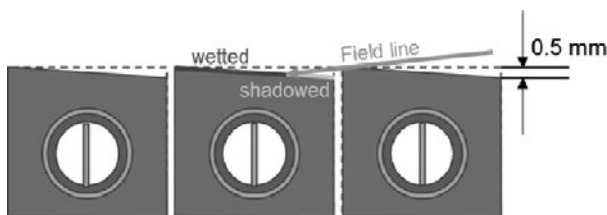


図3 ターゲット部の傾斜加工(Fish-scale)。

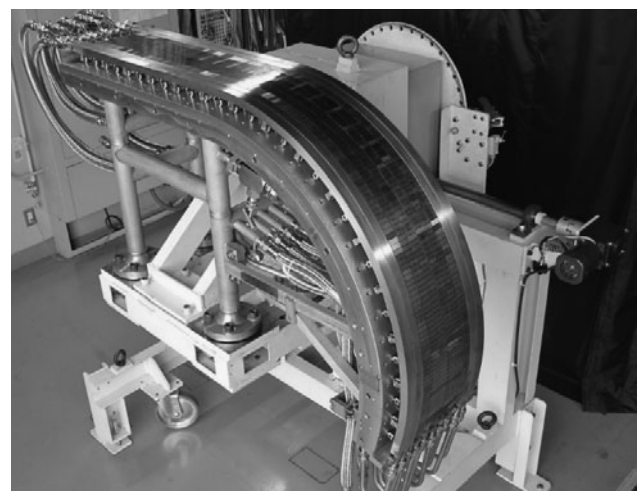


図5 完成した実規模OVTプロトタイプPFUの外観(中央の4本のPFUに対して熱負荷20 MW/m²の繰り返し加熱を実施)。

した結果, ITER ダイバータ OVT に要求されている最大熱負荷条件 ($20 \text{ MW/m}^2 \times 300$ 回) を超える 20 MW/m^2 , 1000回の繰り返し加熱に対して, 除熱性能の劣化やタンングステン表面保護材の巨視的亀裂 (macro-cracking) も観察されず, 無事評価試験に合格した.

ここまで ITER ダイバータの設計と開発の現状に関して述べてきた. 次節から詳述する原型炉ダイバータの工学設計においても, 基本的な構造は ITER ダイバータ構造を踏襲しており, 構造材料の選択以外, 非常によく似た設計となっている [5].

4.4 原型炉ダイバータの工学概念

原型炉設計合同特別チームで行われているダイバータの工学概念においても, 現在の技術基盤と今後の技術見込を考慮し, ダイバータ対向壁前面を W モノブロック構造としてブランケット設計と同様な加圧水冷却を基本設計としている. 一方, 核融合出力が 1.5 GW レベルの原型炉では, 中性子照射フラックスは約 3 倍に増加し, 定常放電となるためその時間積分量であるフルエンスは一年あたり 50–100 倍に増加する. こうした環境に対応する設計概念, および最大 10 MWm^{-2} の熱負荷分布と核発熱を想定した熱除去設計について説明する.

4.4.1 ダイバータ冷却ユニットと冷却配管設計

日本のトカマク原型炉ではブランケットと同様に加圧水冷却 (290°C , 15 MPa) を基本としているが, 熱伝導率の低い低放射化フェライト鋼 F82H 配管を使用するため, 熱負荷は 5 MWm^{-2} 程度が限度と考えられる. 中性子輸送コード MCNP-R と核データベース FENDL-2.1 を使用してダイバータの設計案 ($L_{\text{div}} = 2 \text{ m}$) を評価した結果 (図 6), 特

にプラズマ中心部を直接見込まないストライク点付近では中性子照射が比較的低くなるため, ITER と同様に熱伝導の良い銅合金 (CuCrZr) 配管を使用し, 200°C , 5 MPa の加圧水での冷却が考えられる. この例では, 一年間の連続運転で内側および外側ダイバータの銅合金配管が受ける「はじき出し損傷率 (displacement per atom)」が, それぞれ $0.2\text{--}1 \text{ dpa}$, $1\text{--}2 \text{ dpa}$ 程度となる. 原型炉においては, ITER と同程度の冷却水温度 (70°C) では 0.1 dpa 程度の比較的低照射において照射硬化により延性の低下が懸念されるためベース温度を 200°C としている. 一方, $300\text{--}350^\circ\text{C}$ を超える高温では銅合金の結晶粒の粗大化や析出物に伴う照射軟化も懸念されるため, 原型炉使用環境での中性子照射データベースの整備が急がれる.

実際に, 2 系統の冷却水配管とダイバータ冷却ユニットをカセット内に配置した設計も進められており, 概念図を図 7 (a) に示す. 第 2 章で説明したダイバータレッグ長を ITER よりも長い 1.6 m とした設計案では銅合金配管を使用する冷却ユニットを内側・外側ともに 0.8 m としている. 冷却配管の内径・外径は, 加圧および冷却水量に対応する規格を参考にした. ダイバータカセットはトロイダル方向 7.5 度ごとに分割され, 16 箇所あるダイバータ排気経路も兼ねた遠隔保守用ポートから各 3 台を交換する [7]. モノブロックの大きさは ITER と同程度 (幅: $22 \times 15 \text{ mm}$) とし, 内側・外側ダイバータおよびドームにトロイダル方向にそれぞれ 34, 47, 41 列のモノブロック冷却ユニットを設置している. ダイバータ対向面に, 外側ダイバータでの熱負荷ピークを 2.3.1 で示したシミュレーション結果よりも大きな 10 MWm^{-2} とした熱負荷分布を想定し, 核発熱を加えた入熱条件を与え, 2 つの冷却水系における流速と温度上昇の評価を図 7 (b) に示す. 銅合金配管系では, 冷却水は外側ターゲットから内側ターゲットを経て排出される. ITER と同様にスワールテープにより冷却水への熱伝導を高め, 内側ターゲットで最大流速を 13.4 ms^{-1} とした場合, 最終的な温度は 231°C に達するが, 限界熱流束に相当する

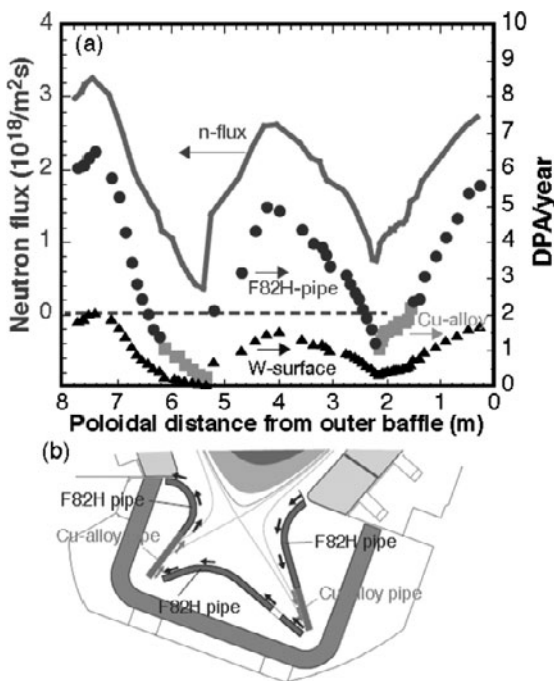


図 6 $L_{\text{div}} = 2 \text{ m}$ ダイバータにおける (a) ダイバータ板への中性子束, および W 表面と冷却配管への 1 年間でののはじき出し損傷量 (dpa). (b) 銅合金配管 (■), F82H 配管 (●) のポロイダル位置.

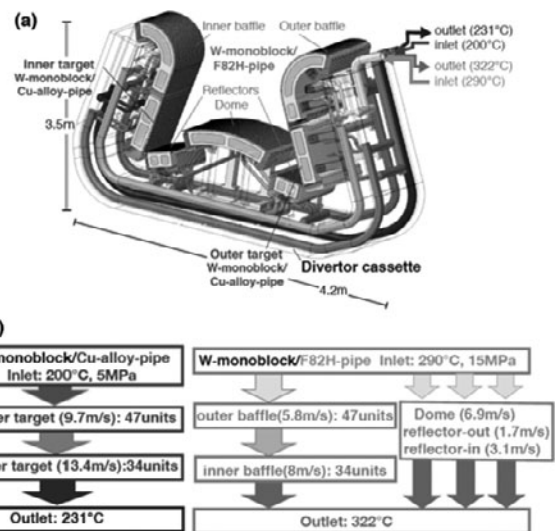


図 7 (a) ダイバータカセット内の配管 (b) 銅合金配管および低放射化フェライト配管の冷却水ルートと流速に対する温度上昇.

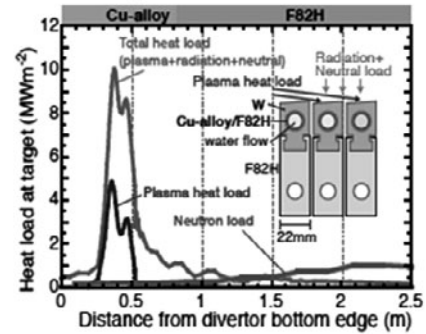
250°Cよりも低い。F82H配管系の冷却水は発電に使用するためブランケット温度と同程度の322°Cに達するようにしているが、外側バッフルを経て内側バッフルをまわる経路では、最大流速が 8 ms^{-1} に達する。また、内側と外側リフレクターおよびドームには並列に分流し、ほぼ同じ出口温度に達するよう流速を調整する。1ダイバータカセットあたりの冷却ユニット用冷却水の流量は、銅合金およびF82H配管系統でそれぞれ $0.029\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ 、 $0.056\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ となり、ダイバータ全体（48カセット）では $1.39\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ 、 $2.69\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ になる。

原型炉においては、核融合で発生する中性子およびガンマ線により構成材料中では核発熱が生じる。この大きさは、ターゲット部ではプラズマによる最大表面熱負荷の1割以下であり、冷却ユニットの熱除去設計には大きく影響しないが、バッフル、ドーム、支持構造物やカセットではITERと比較して大きく、これを考慮した熱除去設計が必要である。原型炉では、ダイバータカセット設計を、大きな核発熱の除去、ディスラプションによる渦電流・ハロー電流などによる電磁力に耐え、かつ遠隔交換に適した構造、さらに廃棄物を減らすために再利用部を増やすことも考慮し、進める必要がある。

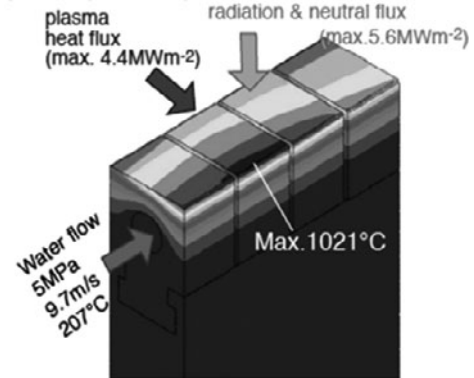
4.4.2 ダイバータ冷却ユニットの熱除去設計

前節で説明したターゲット冷却ユニットの熱除去性能は3次元有限要素法による熱輸送解析により評価されている。冷却ユニットは、Wモノブロックに銅合金配管（内径9mm、外径11mm）を、緩衝材に無酸素銅を使用し接合する構造とした。W表面から緩衝材までの深さは5mmとして、銅合金配管にはスワールテープを挿入し除熱性能を高める。本検討では、磁力線に沿うプラズマによる熱流束と、放射損失と中性粒子による熱負荷が、実際の熱負荷に似た分布で照射されるとし、プラズマ対向面は実際の構造を反映するように、プラズマ入射側のエッジを保護するためにタイル表面はトロイダル方向に 1° 傾斜させ段差（Fish-scale）を設けている。図8に外側ダイバータ板におけるプラズマ熱負荷に放射損失パワーを加えた熱負荷条件の例とストライク点付近における解析結果（モノブロック表面および最大熱負荷地点での断面温度分布）を示す。Fish-scaleがない場合の最大熱負荷は 10 MWm^{-2} であるが、傾斜のため入射と反対側で 11.9 MWm^{-2} に達し、段差のためプラズマ照射に対して影となる部分は放射および中性粒子による熱負荷のみ 5.6 MWm^{-2} を受け、トロイダル方向に対しても非一様な熱負荷分布となる。この結果、W表面温度はエッジ部で最高（ 1021°C ）に達するが、Wの再結晶温度（ 1200°C ）以下である。また、銅合金配管における銅緩衝材側の最高温度は 331°C であり構造強度を保つことができるとされる。ここで核発熱の影響は銅合金部の温度上昇にして 5°C 程度である。外側ダイバータのように部分的に接触プラズマとなる場合、さらに磁力線に沿うプラズマ熱流束が増え、熱負荷が局所的に 14 MWm^{-2} に達すると、Wの再結晶温度を超える。ダイバータの磁場形状やモノブロック形状を考慮した冷却ユニットへの熱特性解析は、プラズマ制御による熱負荷の低減とともに、ダイバータ運転

(a) Heat load profile to outer divertor



(b) Temperature profile on monoblock



(c) Temperature profile in cross-section

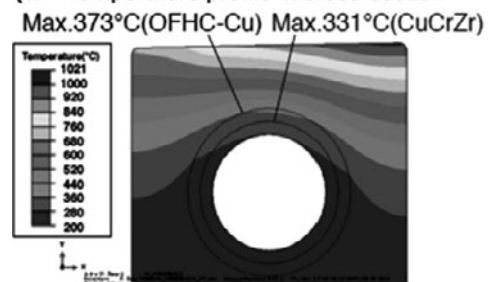


図8 (a)外側ダイバータ板へのプラズマと放射損失による熱流束分布（プラズマ輸送のみ、合計）および中性子エネルギー束。ダイバータ板への最大熱流束が 10 MWm^{-2} の分布条件における温度分布：(b)モノブロック表面、(c)断面。

評価のために重要なことがわかる。

熱輸送の解析結果から、冷却水への最大熱流束は 18 MWm^{-2} に達するが、限界熱流束の $2/3$ に相当しプラズマ制御による変動などを見込んだ尤度内と考えられる。また、モノブロック側面における銅緩衝材の接合部では局所的に 25 MWm^{-2} に達するがITERの熱負荷試験とその解析評価を参考にすると許容範囲内と思われる。構造材である銅合金配管の変位（ひずみ）と応力について弾塑性解析を開始している。接合製作時から常温冷却までの温度履歴を経て、 200°C の運転ベース温度から最大 10 MWm^{-2} に相当する熱負荷を繰り返し与えたが、ひずみの進展や応力変化は見られない。また、銅合金配管の応力は局所的に 200 MPa を超えるが多くの部分では $80\text{--}150\text{ MPa}$ と熱膨張による応力を加えた許容応力（ 3 Sm ）以下に収まるため、設計の修正により改善は可能と考えられる。また、対向材や緩衝材の応力も材料特性から評価可能であるが、機能材料であるため強度限界の判断は難しく、むしろ試験体

への熱照射試験等による R&D が望まれる分野である。

原型炉環境では、中性子照射による W および銅合金材の欠陥生成や He 発生・透過による脆化、あるいは核変換などによる伝熱性能の低下が想定される。照射フルーエンスや繰り返し熱負荷に伴う劣化を想定した熱・応力評価も行い、プラズマやダイバータ運転に反映することも考えられる。

本節では、最大 10 MWm^{-2} の熱除去能力をもつ ITER ダイバータを基本概念とし、「現在の技術基盤と今後の技術見込を考慮した」ダイバータ設計案を説明したが、原型炉「初期」のダイバータと考えている。その製作段階までには、さらなる材料や製造手法の開発、工学設計や製作手法の開発は求められる。一方、定常運転の照射環境下では、W 対向材の損耗・溶融および銅合金配管を使用した箇所は1-2年毎に遠隔保守(交換)が必要となり、原型炉の稼働率を制限する大きな要因になる。したがって、商用炉に向けた原型炉「後期」ダイバータ設計として、プラズマ対向材料の開発と共に、銅合金に代わる冷却配管を使用した工学設計[8]、あるいは耐中性子照射性能の高い銅合金の開発計画が、原型炉設計の段階で求められる。

一方、熱伝導率の低い F82H 冷却配管を選択した場合、第2章で示したシミュレーション結果のようにダイバータサイズを大きくする設計とともに、放射損失する割合をさらに増加する必要があり、炉心およびダイバータにおいてより厳しいプラズマ制御が求められる。原型炉のダイバータ研究開発に向けて、プラズマ対向材および冷却配管材の開発および新たなダイバータ工学設計の進展に寄せられる期待は大きい。さらに、現在のトカマク実験装置での結果や2.3節で記したようにダイバータプラズマの制御と主プラズマの閉じ込め性能および燃料希釈への影響は大きい。

原型炉のダイバータ研究開発では、主プラズマの設計においても放射損失や密度の増加が望まれ、それと整合するダイバータ磁場や幾何形状および非接触プラズマ制御の改善によりダイバータ板への熱負荷を低減するシナリオが不可欠となる。

4.5 まとめ

現在建設が進みつつある ITER のダイバータの開発状況に関しては、ダイバータ製作を行う3極(JA, EU, RF)がプロトタイプ製作を実施しており、特にJAはその中で初めて実規模プロトタイプPFUの評価試験に合格したところである。一方、原型炉ダイバータ開発に関しては、量研機構において水冷却-固体対向材料を主案とし、ITERダイバータの技術的な延長として捉えることのできるダイバータの工学設計が進捗している。この工学概念は上述したとおり、原型炉「初期」のダイバータに向けた設計概念であり、今後、原型炉「後期」ダイバータのための工学設計及び材料開発が必須と考えられる。特に、原型炉の経済性を考慮して、保守管理の合理化に向けた一層の努力が必要である。

参考文献

- [1] 例えば S. Suzuki *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 845 (2012).
- [2] 例えば M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. **96-97**, 34 (2015).
- [3] K. Ezato *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 1281 (2015).
- [4] T. Hirai *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1798 (2013).
- [5] K. Ezato *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1256 (2016).
- [6] N. Asakura *et al.*, 12th Int. Symp. Fusion Nuclear Technology (Jeju, Korea 2015) 05A.
- [7] H. Utoh *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 1648 (2015).
- [8] J.H. You *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1598 (2016).