

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

6. 核融合炉に向けたタングステン制御の研究課題

朝倉 伸幸

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14日)

6.1 はじめに

本小特集では、主に核融合実験炉 ITER に向けたタングステン研究の現状について、トカマク実験、プラズマ壁相互作用 (PWI) 研究、シミュレーション・モデル開発、ダイバータの製作に関わる各専門家によりまとめられた。最終章では、指摘されたタングステンの制御研究および対向材研究の課題について第2節から第5節でまとめ、今後の核融合炉に向けた感想を述べることにしたい。

6.2 コアおよび周辺プラズマでのタングステン制御

高Z不純物イオンのコアプラズマへの蓄積は、必ずしも発生量とは比例せず、密度分布のピーキングと共に増加する傾向が多く、装置で観測されている。ITERのような大きな熱流と粒子負荷での実験環境において、タングステンイオンの蓄積機構の本質的な理解とそれに対応した制御方法の開発が必要である。そのためには、

- (1) 高温で高密度のコアプラズマで、EC加熱とガスパフ以外にも信頼できる制御手法を見いだすこと、
- (2) 高Z不純物の蓄積機構と同時に異常輸送による排出機構を理解し、タングステン制御をモデル化することが期待される。さらに、アルファ加熱が行われる核融合炉を想定し、高Z不純物イオンへの影響を検討することも必要と思われる。
- (3) さらに高い閉じ込め性能のプラズマ運転シナリオを考える際には、定常制御と同時に内部輸送障壁内での高Z不純物の蓄積制御の経験を得なければならない。
- (4) ICRF加熱中やELMプラズマが照射される特定の第一壁やダイバータ・タイルからの発生を長時間の運転にわたり低減する手法も必要である。また、損耗に大きく寄与する軽不純物の低減も重要である。
- (5) 高温プラズマにおいて高電離のタングステンイオンの評価のため分光ラインと強度の評価データの準備が必要である。
- (6) 現状のタングステン対向材トカマクにおけるディスプレイの経験とパルス熱負荷およびその集中の緩和手法の開発は、核融合炉でタングステン材を使用する前に不可欠な研究である。

6.3 コアおよび周辺プラズマでのモデリング開発

タングステンの蓄積制御と周辺領域における損耗・再堆積の評価を核融合炉において行うため、高Z不純物イオンおよび原子の扱いについてモデリングの開発要素を簡単にまとめる。

- (1) 燃焼プラズマを想定しコアプラズマの中心が加熱される場合、高Z不純物イオンの異常輸送の正確な評価(ジャイロ運動論等に基づく解析など)が課題である。その一方で、1次元不純物輸送コードに組み込める簡約化したモデルの検討も必要となる。その際、従来からの新古典輸送や第4章で解説された高Z不純物に特有なピンチ効果等を考慮する必要がある。
- (2) ペデスタル部で発生するELMによる不純物の排出効果は大きいと思われるため、不純物イオンの動的な解析を進める必要がある。この動的な輸送の効果を定常プラズマを扱う輸送解析に反映する必要もある。
- (3) SOLとダイバータにおける高Z不純物の輸送とPWIモデリングでは、2次元さらに正確には3次元の対向壁の形状を取り扱う必要がある。高Z不純物で顕著になる有限ラーマー半径効果やプロンプト・リディポジション効果などはモンテカルロコードで扱う必要があり、現在もタングステン不純物の発生と再堆積、ダイバータでの輸送等の評価が進められている。したがって、
 - (3-1) PWI研究を定量的に進める上で、核融合炉を模擬した第一壁形状の反映と周辺プラズマ・モデリングは重要な開発要素である。
 - (3-2) モンテカルロコード計算では、流体コードによる背景プラズマ計算と反復計算を行うが、特徴的な輸送時間や影響する範囲がそれぞれ異なるため、矛盾のない収束した解を得る手法の開発も重要である。
 - (3-3) 非接触ダイバータ・プラズマでは入射粒子のエネルギーが低く(<数十eV)なるため、2体衝突近似・モンテカルロコードを用いる場合、対向壁境界付近での信頼性も低下する。このような場合、分子動力学(MD)計算が必要となるが、いかに実形状での計算に反映するかが大きな開発要素である。

- (4) 周辺部からコアプラズマ中心へと侵入していく高Z不純物の輸送を総合的に扱うため、1次元コア輸送コードと2次元周辺モンテカルロコードとの結合、さらに将来的には背景プラズマ輸送コードとの結合を進めていく必要がある。

6.4 ITERに向けたダイバータの製作

現在建設フェーズに入っているITERのダイバータ(CFCとタングステン)の設計仕様と機器の製作状況は第5章にまとめられた。工学的課題としては、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、すべてタングステンをアーマー材としたフルタングステンダイバータへ重水素運転を開始する際にダイバータ・カセットを交換する計画が提案されている。そのプロトタイプにおける通常の繰り返し熱負荷試験は終了しており、クオリフィケーション(溶接部、モノブロックタイトルの支持脚の接合強度、冷却管との接合界面の健全性:赤外サーモグラフィ試験)が開始される見通しである。日本は最も定常熱負荷が厳しいとされる外側ダイバータの製作を受け持っており、フルタングステンダイバータについてもその可能性が高いと思われるが、今後、実際に使用される環境における研究も積極的に進めることが重要と感じる。

6.5 ダイバータおよび第一壁対向材としてPWI研究の進展

タングステン材およびその合金について多様な研究が行われているが、対向材に必要な特性(高温環境での低プラズマ損耗、低トリチウム・リテンション、高熱伝導率)に影響するPWI研究が進展し、ITERダイバータに近い環境での発生条件と物理課程が明らかにされている。

- (1) 再結晶温度(約1200°C)以下の高温でも長時間のHeイオン照射が続くと、多様な形態の「ヘリウム損傷」あるいは「ナノ構造」が材料表面で発現する。それらの発生条件(温度、照射エネルギー、粒子積算量)も明らかにされてきた。一方、ヘリウムを含む水素同位体プラズマの照射では、むしろ水素の拡散・蓄積が抑制される結果も再現され、表面脆化と水素蓄積の物理機構の理解が進められている。
- (2) タングステン材に関するMixed-material堆積層として、
- (2-1) ITERでは、炭素-タングステンMixed-material堆積層について、水素同位体の捕捉量がタングステン材と比較して数倍増加する。一方、タングステン材への炭素の拡散も明らかとなってきた。したがって、炭素-タングステン堆積層が成長する過程と炭素がバルク材へ拡散する過程が顕著な領域それぞれについて、表面温度と粒子積算量に伴う依存性、つまり、飽和が起こるかどうかを評価する必要がある。
- (2-2) 堆積層では結晶構造の変異による熱伝導率の劣化、非一様な熱膨張による剥離とダストの発生、さらにはクリーニングができない隠れた低温度の場所への再堆積によるトリチウムの蓄積源となりうることも

考えられる。

- (2-3) ベリリウムとタングステンの堆積層による問題点(融点の低下など)も詳しい評価が必要である。
- (3) ITERでの中性子による照射損傷(最大0.7 dpa)の影響は、主にトリチウム蓄積の増加に現れると予想される。使用温度環境における核融合で発生した高速中性子を用いた照射のデータベースが必要とされている。
- (4) 大きなエネルギーのパルスプラズマ照射について、
- (4-1) たとえ溶融とまで行かなくても、定常的な熱負荷照射と同時に繰り返された場合、大きな影響を及ぼすと最近の実験結果から予想される。タングステン表面に発生する亀裂の方向とその加速、Heイオン侵入による損傷、mix-material堆積層の剥離やダストの発生などを加速し、トリチウムの蓄積にも影響しうる。
- (4-2) 一方、溶融が発生した場合でのプラズマ運転も想定が必要であり、溶融層の動的挙動の理解とモノブロック間のブリッジングの発生などによる接合部や冷却構造へ応力負荷の影響を、試験および実機で検証し明らかにする必要がある。

ITERのダイバータのタングステン材は、亀裂が結晶粒界方向(熱伝導の方向)に進展するように工夫されており、熱負荷に対してはある程度対応できると思われる。一方、タングステンの使用経験から多くの課題の指摘もされている[1]。タングステンの耐プラズマ特性と熱伝導特性を維持するため、ITERでの環境を模擬したプラズマ実験装置や照射試験装置での結果を多くの基礎過程の知識から説明できるかが、予測のため重要となる。さらに、結晶粒界を強化したタングステンおよびタングステン合金などの材料開発や製造方法の改善も重要な要素であるが、本小特集では主に物理検討課題に留めることとした。

6.6 核融合炉に向けた研究開発

核融合原型炉の概念設計は、これまでいくつかの先進的な提案や近い将来の実現性を優先した提案が行われている[2]。現在、日本と欧州や米国とでは原型炉の概念や位置付けも異なる。特定のコンポーネント(機器)を核融合炉へ向けた研究開発の目標としているところも多く、大きな熱流・粒子束の処理を行うダイバータ設計も、物理概念研究と工学設計(R&D)とが個別に行われているのが現状である。原型炉でのタングステン対向材の研究開発を考える場合、ITERとは設計概念や使用環境が大きく変わり、また今後の実験経験により研究の優先度が変わることも十分考えられる。特に、多量の核融合中性子が照射される環境での対向材に関する特性データはほとんど存在しないのが現状と思われる。したがって、原型炉ダイバータおよび第一壁を想定した設計や使用環境の概要を記すこととする。

6.6.1 熱負荷低減と非接触ダイバータの生成への研究課題

ここでは、3GW級の核融合出力を想定した原型炉の例としてJAEAが概念設計を進めているSlimCS[3,4]を取りあげる。500-600 MW(ITERと比較して5-6倍)の熱エネルギーを処理する必要があり、ダイバータ設計とともに

プラズマ運転もまた ITER でのシナリオから大きな展開を考えねばならない。ダイバータでの熱流制御を ITER と比較すると、例えば SlimCS のプラズマ運転シナリオは、図 1 に示すように主プラズマ周辺部およびダイバータにおいて 90% 以上を放射損失し、ピーク熱負荷を 10 MW/m² 以下にする必要がある [5]。この際、ダイバータ・プラズマでは、放射損失を増加するため不純物ガスの入射量を増加し、ダイバータ板付近のすべてのプラズマが非接触となる「完全非接触ダイバータ」を維持する必要がある。この際、ダイバータ板への熱負荷の内訳は、プラズマにより輸送される熱流よりも、不純物イオンからの輻射パワーや中性粒子および低エネルギーイオンの表面再結合によるエネルギーの方が大きくなる。

ダイバータのサイズが大きくなり、中性粒子の密度も高くなると原子・分子過程の効果（弾性散乱、ライマン α 線の光子吸収による中性粒子のイオン化 [6]、分子活性再結合 [7] など）により非接触ダイバータの生成過程が ITER とは異なることが考えられる。特に、ダイバータ対向材であるタングステン表面における中性粒子の反射、再結合などの水素の原子・分子過程や不純物のエネルギーや運動特性が PWI により変化する場合、非接触ダイバータ・プラズマの維持に影響すると考えられる。今後こうした環境での

基礎実験とデータベースの構築とモデリングによる評価が重要と思われる。

また、放射損失をダイバータのみで増加すると、熱不安定性や熱負荷の集中が強まると思われるため、周辺プラズマにおいても不純物ガス入射により放射損失を増加する必要がある。それに伴う周辺ペダスタルでのプラズマ圧力の低下も閉じ込め性能を維持する上で問題であるが、ブランケットの設計にも影響する。つまり第一壁表面への熱負荷の増加により、トリチウム増倍を行うブランケット表面付近の冷却能力の増強が必要になる。このためにタングステン対向材や構造材の厚さがさらに制限される。

6.6.2 ダイバータ対向材としての使用環境と研究課題

中性子照射の積算量が ITER と比較して数10倍に達する核融合炉環境において、融点が高く、耐プラズマ損耗と熱伝導特性が求められ、さらに低いトリチウム蓄積が要求されるため、タングステンはその有力な候補である。表 1 に原型炉における運転環境の一例を示す。ITER では400秒の核燃焼実験を毎年1000-2000ショット程度、ダイバータの交換まで5年間行うとしている。一方、原型炉では連続運転が行われた場合、1年間積算された中性子照射量 (20-30 dpa) は、すでに ITER の数10倍に達する。この環境では確実に格子欠陥が進行すると考えられ、高温環境においても水素同位体の拡散や捕捉効果は進行し、トリチウム蓄積は増加すると考えられる。ITER 環境を越える高速中性子照射でのデータベースは見あたらず、今後の研究が待たれる。

核融合出力と共に増加するヘリウム粒子束に対して、第3章で述べられたバブルやナノ構造などの表面脆化は、放電途中（フルーエンス：10²⁶-10²⁷ He/m²）で進行すると考えられる。また、緩和された ELM あるいはディスラプションであっても熱・粒子負荷に伴う表面温度の変化により、パルス表面損傷およびクラックの進行は加速される可能性はある。一方、最近の試験装置などでの実験結果では、スパッタリング損耗の減少、再堆積の促進、2次電子放出の抑制、パルス熱負荷による亀裂や溶融の抑制への効果が指摘されている [2, 8]。ITER 環境からオーダーが増加した場合の水素同位体やヘリウムの積算照射量（フルーエンス）についても、現状の照射試験ではデータベースは見あたらず今後の研究が待たれる。

原型炉環境に近いプラズマ照射フルーエンスでの表面構造の変化は、同時に高速中性子照射による影響もあるため現在の材料試験装置では予測しがたい。今後も表面構造の研究を進めることが重要であるが、表面脆化が進行すると予想される場合には、それらへの対処や制御手法の研究も

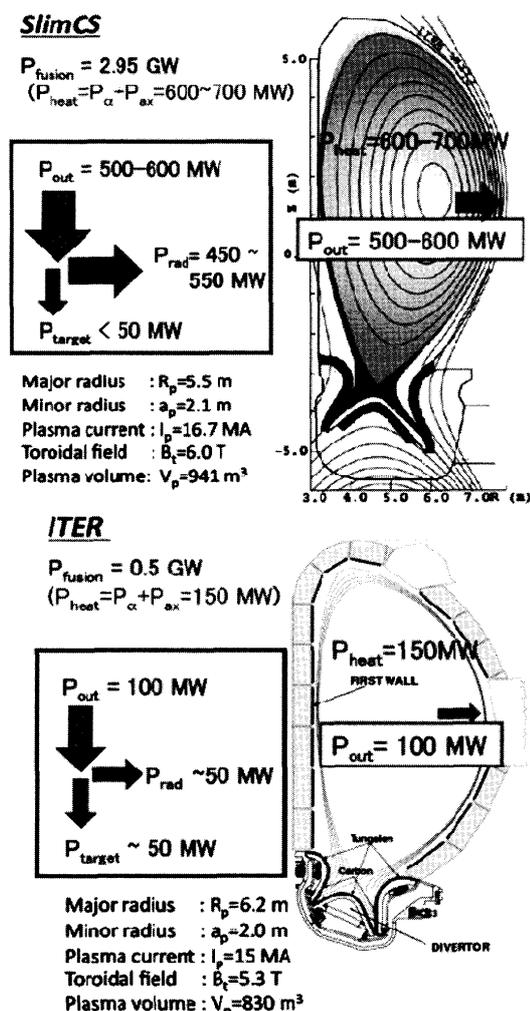


図 1 ITER と原型炉 (SlimCS) における熱エネルギーの流れ。

表 1 ITER および原型炉でのダイバータ環境例。

	ITER (1 shot 400s)	DEMO (連続運転)
Peak T_w (°C) by water-cool	~100 [base 100-200]	<1200 [base 290]
Te near strike-point (eV)	1-30 (部分非接触)	1-15 (ほとんど非接触)
Fuel ion fluence (m ⁻²)	5 × 10 ²⁵ - 5 × 10 ²⁶ (400s)	10 ³⁰ - 10 ³¹ (year)
He ion fluence (m ⁻²)	10 ²⁴ - 10 ²⁵ (400s)	10 ²⁹ - 10 ³⁰ (year)
Neutron fluence (dpa)	~0.7 (after 10 year)	20-30 (after 1 year)

必要である。また、前節に述べたように熱負荷を緩和する「完全非接触ダイバータ」を維持することは原型炉概念設計のために重要な要素であり、これまでのPWI研究要素とともに、光や中性粒子の反射・吸収や原子・分子過程へ影響する材質表面の形態を制御するPWI研究は、非接触ダイバータの生成に直接関係する研究ととらえることも重要と思われる。

6.6.3 ダイバータの工学研究開発における課題

ITER ダイバータの延長とした原型炉用ダイバータの工学設計では、タングステンと低放射化フェライト鋼 (F82H鋼など RAFM) を組み合わせたモノブロック型ダイバータを候補案として開発している。第5章に述べたとおり、ITER ダイバータと比較して熱伝導率が劣る材料を採用しなければならないため、熱設計や製作技術に関する工学課題は多い。特に、構造材の F82H 鋼は550℃までが応力設計の上限であるため、F82H 鋼冷却管と高温となるタングステン対向材との接合技術の開発が重要である。さらに、原型炉と ITER との冷却水の条件を比較すると、原型炉のダイバータ設計では中性子照射による過酸化水素の発生抑制のため冷却水温度/圧力 (280℃, 15 MPa) は、ほぼ加圧水型軽水炉の冷却条件に相当し、冷却配管への一次応力が増加するため設計の補強が必要となる。

高温で使用される冷却媒体としては、ヘリウムによるガス冷却が考えられており、米国や欧州では主にこの方法で設計されている[9]。この場合、十分な冷却を行うためには大きな流量が必要であり、流速を速めるよう冷却配管の末端部の構造を複雑に工夫して10 MW/m²程度の熱負荷処理を可能としている[10, 11]。高温で使用できる構造材としては酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼や先進 SiC/SiC セラミック材も挙げられているが、タングステン対向材との接合技術も同時に開発する必要がある。

プラズマ対向機器の構造材と冷却方法の選択と開発は、タングステン対向材の形状設計やPWI環境にも大きく関係するため、構造材と対向材の研究開発を考慮し選択のある設計を進めることが望ましい。

6.6.4 第一壁の対向材への要請

核融合炉におけるブランケット設計では、どの程度 SOL 領域の幅を第一壁と離す必要があるかに依存するが、熱および粒子負荷はダイバータと比較してそれぞれ1/10-1/20および1/100-1/400程度と想定される。特に、ヘリウム粒子はダイバータよりも高いエネルギーで第一壁へ照射され、連続運転の後半 (フルーエンス: 10²⁶-10²⁷ He/m²) では、表面温度にもよるがバブルやナノ構造などの表面損傷が発現する値に達することも考えられる。こうしたデータはブランケットの設計に大きく影響する可能性がある。例えば、第一壁からの反射や散乱により照射される比較的低エネルギーの中性子をも利用し、トリチウム増殖率を高める必要がある場合は、厚さは1 mm 以下の蒸着タングステンを採用せざる終えなくなる。1-2年程度の運転に伴う損耗率を考え数 mm 程度としているが、6.5節で記した表面損傷 (ヘリウム効果, 中性子照射, パルス熱負荷による亀裂の進行) による損耗の進行により再検討も考えられる。

また、核融合炉の保守を短期間で実施する観点から、ダイバータおよびブランケットの交換時に構造材と同様にタングステンの崩壊熱は無視できないが、最近、核融合炉の臨時停止の検討の際にも注目されている。核融合出力3 GWの炉全体では、特に低磁場側に設置されるブランケット構造材からの崩壊熱がその使用量から最も大きい。第一壁対向材も厚さが数 mm を越えた場合には構造材からの発熱量に匹敵しうる。ダイバータ・カセットではタングステンによる崩壊熱の方が構造材より大きい。今後、工学設計や運転・保守設計および核融合炉の出力などの考え方に影響すると思われる。

6.7 終わりに

ITERの燃焼実験に向けフルタングステン・ダイバータでの運転を検討するため、現在、AUG, C-MOD, TEXTOR や JET-ILW などのトカマクでタングステンの制御研究が進められ、試料導入実験や照射試験装置により多様なPWI研究が各国で盛んに行われている。ITERの運転に向けた対向材研究について多くのことが明らかにされている一方で、高温の炉心プラズマ実験での高Z材使用や制御の経験はまだ豊富とは言えない。さらに、核融合炉原型炉に向けた対向材のデータベースおよびPWIの制御手法については、中性子照射量あるいはフルーエンスの点でも現状では外挿が難しい状況である。対向材としての研究課題以外に、原型炉の概念設計では非常に大きな熱流の低減が重要な検討課題であり、完全非接触ダイバータの維持や対向機器の熱処理などのダイバータの物理概念設計と工学設計、さらにはコアプラズマ運転シナリオおよびELMやディスラプションの制御まで含めた多くの研究開発の課題が残されている。高温の炉心プラズマに相当する実験装置や試験装置を持つ研究機関、およびPMIや材料研究では多くの知識と経験も有する研究機関が協力し、核融合炉を考えた総合的 (ダイバータの開発・製作, トカマクでの実験, PWI研究, 高Z不純物の分光や輸送モデルとシミュレーション) な研究計画のもとに経験を積むことが重要である。

本章の執筆にあたり飛田健次博士 (原子力機構) に感謝いたします。

参考文献

- [1] 田辺哲郎: プラズマ・核融合学会誌 77, 97 (2001).
- [2] プラズマ・核融合学会誌 87, 増刊 (2011).
- [3] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion 47, 892 (2007).
- [4] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion 49, 075029 (2009).
- [5] N. Asakura *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES, 9, 136 (2010).
- [6] D. Reiter *et al.*, J. Nucl. Mater. 313-316, 845 (2003).
- [7] 大野哲靖: プラズマ・核融合学会誌 75, 1162 (1999).
- [8] Y. Ueda, Plasma Fusion Res. 5, S1009 (2010).
- [9] A.R. Raffray *et al.*, Fusion Eng. Des. 85, 93 (2010).
- [10] P. Norajitra *et al.*, Fusion Eng. Des. 83, 893 (2008).
- [11] T. Ihli *et al.*, Fusion Sci. Technol. 54, 725 (2008).