

小特集 タングステンダイバータを用いて熱核融合実験を行う

3. ITER でフルタングステンダイバータを導入するにあたって 解決すべき課題とその対策

3. Issues and Approches for ITER with the Full Tungsten Divertor from Day One

仲野 友英

NAKANO Tomohide

日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所

(原稿受付：2015年1月23日)

本章では、国際トカマク物理活動 (ITPA) の「スクレイブオフ層とダイバータ物理専門家会合」での議論に基づき、ITER でフルタングステンダイバータを導入するにあたって解決すべき課題とその対策について述べる。フルタングステンダイバータの損傷・溶融を防ぐには、ダイバータ形状の工夫とともに、特にディスラプションや周辺局在化モードによるパルスの熱負荷の緩和が重要である。一方で、緩和措置がプラズマに与える影響も考慮する必要がある。つまり、フルタングステンダイバータへの損傷・溶融を抑えつつ、主プラズマでは良好な閉じ込めを維持する緩和手法を開発しなければならない。軽水素/ヘリウムを用いた初期運転期には、そういった統合的なプラズマの制御を視野に入れて、プラズマ運転を習熟することが重要である。

Keywords:

tungsten, divertor, monoblock, ITER, ELM, disruption, mitigation, steady-state, slow transient

3.1 はじめに

ITER の運転初日からフルタングステンダイバータ [1] を使用するにあたって、国際トカマク物理活動 (ITPA) からの報告によると、概して定格運転 (プラズマ電流 15 MA, エネルギー増倍率10, 蓄積エネルギー 350 MJ) の実現に向けてメリットがあるとまとめられている。すなわち、元来の計画でも、重水素とトリチウムを用いた放射化運転期 (以降, DT 運転期) にはフルタングステンダイバータを用いて定格運転を目指していたので、今回の計画変更にともない運転初期からフルタングステンダイバータを用いたプラズマ運転を習熟することができる。炭素・タングステンダイバータ [2] (ストライク点付近が炭素材モノブロックで、他の部分はタングステン材モノブロック) からフルタングステンダイバータへの移行時にインターロックなど装置監視システムの再調整が不必要となる。さらには、炭素・タングステンダイバータからフルタングステンダイバータへの交換に費やされるはずであった時間をプラズマ運転に充てることができる。また、DT 運転期のトリチウム・リテンション量を、水素を用いた初期運転期 (H 運転期) のデータから見通せる、などメリットがまとめられた。ただし、このメリットは、フルタングステンダイバータの使用期間が約2倍となるにもかかわらず、それを交換するほどの損傷を生じさせない、という前提に基づいていることに留意しなければならない。つまり、適切なリスク軽減対策を講じることによって成り立つシナリオであ

る。ITPA からの同報告で提示されたリスク軽減対策は以下の通りである。

1. 段階的なプラズマ加熱の実施
2. ディスラプションや周辺局在化モード (ELM) に対する信頼性の高い緩和方法の早期確立
3. 広範囲をカバーした計測器による信頼性の高いプラズマ対向壁保護システムの早期確立
4. 部分非接触ダイバータ運転法とその制御ツールの早期確立
5. ダイバータ予備品の確保についての適切な方針

このほかに、ヘリウムを用いた初期運転期 (He 運転期) には、タングステン材に対するヘリウム特有のプラズマ壁相互作用にも留意する必要がある。本章では主に、ダイバータ損傷のリスクを低減させる観点からの課題と対策について述べる。

3.2 ダイバータ材としての炭素とタングステンの比較

表1に示すように、炭素およびタングステンはともに高い熱伝導率、高い融点 (炭素は溶融せずに昇華する) を持ち、ダイバータ板の材料として基本的な性能を満たす。一方でこれらの基本性能以外ではほぼお互いに反する長所と短所を持ち合わせる。すなわち、炭素材ダイバータの恩恵を活かしたこれまでの運転方法はタングステン材ダイバータの短所を際立たせてしまう。タングステン材ダイバータ

表1 炭素材およびタングステン材ダイバータの比較.

	炭素材ダイバータ (CFC)	タングステン材ダイバータ (バルク)
熱伝導率	高い	高い
融点 (溶融の可能性)	昇華 (溶融しない)	高い (3422℃). (溶融の可能性あり)
熱衝撃性能	高い	(延性・脆性遷移温度以下で) 低い
運転温度領域	広い	狭い (再結晶温度 (約1200℃) 以下)
寿命 (スパッタリング率)	短い (スパッタリング率が高い)	長い (スパッタリング率が低い, プロンプト・リデポジションの効果によりトカマク磁場下ではさらに低くなる)
中性子照射の影響	性能劣化が著しい	核変換による性能劣化
ダイバータプラズマなど低温プラズマ中での放射	高い	低い
主プラズマなど高温プラズマ中での放射	低い	高い
水素リテンション	多い	少ない
再たい積層・ダスト生成	多い	少ない
運転経験	豊か	乏しい

の特性をよく理解し、形状など製作面での工夫とともに、短所を打ち消すプラズマの運転方法が必要である。運転経験の観点からは、すでにタングステン材ダイバータを導入した、独国の AUG 装置や特に世界最大のトカマク装置である英国の JET 装置の貢献が非常に大きく、現在では運転経験が乏しいとは言い難いかもしれない。しかし、ITER では既存装置と比較して主プラズマからセパトリスを横切ってスクレイブオフ層プラズマへ排出されるパワーは一桁近く高いことに留意しなければならない。つまり、AUG 装置や JET 装置での運転経験は貴重であることには間違いないが、既存装置のパラメータ範囲での運転経験に過ぎない。ITER では既存装置での運転経験を基に H/He 運転期におけるプラズマ運転の習熟が非常に重要である。

3.3 解決すべき問題と対策

3.3.1 形状の工夫によるタングステンダイバータの損傷対策

ITER でフルタングステンダイバータを採用するにあたっての最大の課題の一つはそれ自身の溶融である。ITER のフルタングステンダイバータは、図1に示すよう

に、モノブロックと呼ばれる 30×30×10 mm 程度の大きさのバルク・タングステン材で構成される。これが冷却配管で串刺しにされてユニットを構成し、このユニットがダイバータカセット上に約20列並ぶ。合計54台のダイバータカセット上に並ぶモノブロックの総計は30万個である。プラズマからの熱負荷によりタングステン・モノブロックの表面が溶融し、隣のモノブロック (モノブロック間の隙間は 0.5 mm) に接続すれば、凝固時に発生する応力によって冷却配管の破断も起こりうる。ただし、溶融によってタングステン液滴が飛び散る可能性は低いと評価され、例えば、JET 装置のタングステンダイバータ溶融実験でも、主プラズマに対する影響は軽微であった[4]。

ITER 機構ではモノブロック形状を工夫することによって、溶融を防ぐ方法の検討に注力している (図1)。すなわち、モノブロック間には隙間があるためモノブロックの側面 (トロイダル方向に垂直な面) は磁力線に垂直に近い角度で接続し、非常に大きな熱負荷を受ける。これに加えて表面 (プラズマ対向面) からも熱負荷を受けるため、モノブロックのカドは側面および表面から加わった熱のたまり場となり、最も溶融しやすい。図2に示すように、このカ

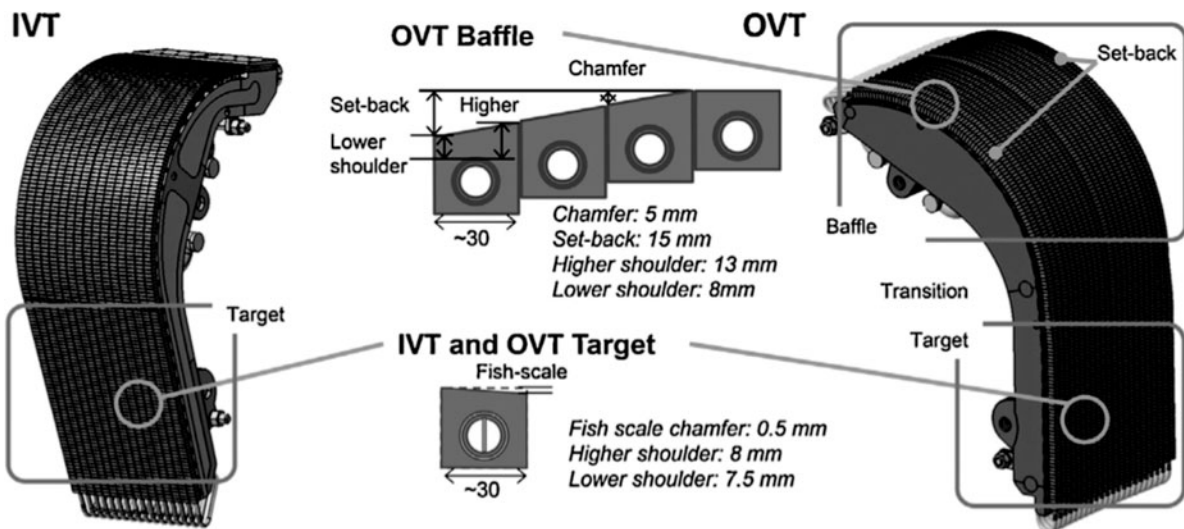


図1 ITER のフルタングステンダイバータ (OVT: 外側ターゲット板, IVT: 内側ターゲット板). [3]より許可を得て再掲.

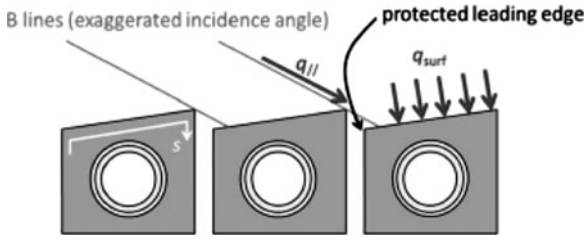


図2 モノブロックの断面図。上面がプラズマ対向面で、左右方向はトロイダル方向。[5]より許可を得て再掲。

ドを磁力線の影となるように隣り合うモノブロックの端を持ち上げた形状にすることによって、側面からの熱負荷の入射を防ぐ[5]、という考え方である。その一方で、プラズマの影となる面積を大きく取りすぎると、プラズマ対向面の受熱面積（図2では上面）が減少するため、単位面積あたりの熱負荷が増加する。すなわち、これらはトレードオフの関係にあるので、適切な関係を見つけ出す必要がある。これは、ダイバータカセット間の隙間（20 mm）にも当てはまる。その上、ダイバータ下部とバッフル付近では想定される熱負荷の受け方が異なるため（それぞれ、正常放電時のストライク点への熱負荷と垂直位置移動現象（以降、VDE）ディスラプション時の熱負荷を想定）、段差や方向などの断面形状の検討の仕方も異なる。そのため、モノブロックの形状は一部を除いて同一ではなく、トロイダル方向にもポロイダル方向にも異なり、それらがなめらかに接続するように設計が進められている。これらの形状の最終的な決定はITER 機構によると2015年末までになされる計画である。

3.3.2 熱負荷の分類と対策

ITER では、熱負荷の種類を以下に分類して検討を進めている。

1. 定常熱負荷 (10 MW/m^2 以下) : ELM のない、非接触状態時のストライク点付近への熱負荷。
2. 緩やかなパルスの熱負荷 (20 MW/m^2 以下) : 非接触状態が何らかの原因により一時的に接触状態となり、再び非接触状態に復旧するまでの間のストライク点付近への熱負荷。
3. ディスラプション ($110 - 2000 \text{ MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$) : 緩和に失敗したディスラプションによる熱負荷。(数値は定格運転の緩和されていないディスラプションに対する予測値[6])
4. ELM (周辺局在化モード) ($200 - 700 \text{ MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$) : ELM 時のストライク点付近への熱負荷。(数値は定格運転の緩和されていない ELM に対する予測値[6])

日本および欧州が製作したタングステン・モノブロックの小型試験体に対する高熱負荷試験（ロシア・エレモフ研究所にて実施）では、 10 MW/m^2 の熱負荷が5000回、さらにその後、 20 MW/m^2 の熱負荷が300回与えられた。表面最高温度は再結晶温度を超える 2600°C に達し、表面に塑性変形が見られたが、安定した除熱性能を維持するとともに、亀裂などの損傷は見られなかった[7]。この高熱負荷試験の結果から、定常熱負荷および緩やかなパルスの熱負荷に対しては、タングステン・モノブロックが損傷（溶融・亀裂

など）を受ける可能性は低いと考えられる。しかしながら、高熱負荷試験（タイル表面に対して垂直方向から熱負荷を印加）とは異なり、トカマク磁場下では図2に示すように、モノブロックは表面に対して浅い角度で熱負荷を受ける。そのため、モノブロックの断面の形状によっては、さらなる温度上昇にもなるとして溶解の危険性が危惧される[5]。溶融せずとも、特に緩やかなパルスの熱負荷の場合には、より高い熱負荷のためモノブロックの温度が 1500°C を越え、タングステン材の一部が再結晶化する。タングステン材が再結晶化すると、結晶と結晶の界面での結合力が低下し、また結晶粒が大きくなることから、大きなサイズのタングステン・ダストが放出される可能性が高くなり、異常損耗の原因となる。

緩やかなパルスの熱負荷の原因の一つとして、突発的なプラズマの攪乱によるダイバータへの熱負荷の増加が考えられる。一般に、プラズマの変化と比べてガスパフの応答は遅い。そのため、熱負荷の増加に対してガスパフ量を追従させて非接触状態を維持することができず、その結果、一時的に接触状態となることが考えられる。この他に、緩やかなパルスの熱負荷が想定されるケースとして、放電の立ち上げ時に、ダイバータプラズマを非接触状態に移行させるタイミングのズレが考えられる。タイミングが遅ければ、ダイバータ板に過剰な熱負荷が一時的にかかる可能性がある。逆に早すぎれば深い非接触状態のLモードプラズマが生成される。この状態から閉じ込めのよいHモードが得られるかどうかは明らかでない。過剰な熱負荷を避けつつLモードプラズマを接触状態から非接触状態に移行させ、Hモードプラズマに遷移させる運転方法をH/He 運転期に確立させることが重要である。

以上の定常熱負荷と緩やかなパルスの熱負荷に対しては、モノブロックの冷却性能を向上させることにより表面最高温度の抑制が可能である。例えば、モノブロック表面と冷却管までの距離（プラズマ対向部分の厚さ）を短く取ることによって表面最高温度を低下させることが可能である。一方でこれは損耗に対する寿命を縮めることになる。そのため、冷却性能と損耗に対する寿命はトレードオフの関係にあり、裕度を含めて適切な厚さを検討する必要がある。このような検討は、すでに言及したように、ITER 機構によると2015年末までに完了する計画である。

ディスラプションとELMでは、非常に短い時間で熱負荷がモノブロックの表面に加わるため、表面温度の上昇による損傷が問題となる。このような鋭いパルスの熱負荷に対しては、損傷・溶融の閾値が熱流束ファクター $E/\sqrt{\Delta t}$ ($\text{MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$) でよく整理されることが知られている[8]（ただし、熱流束ファクターだけでなく、パルスの熱負荷の回数も大きな要因である）。ここで、 E は単位面積あたりの入射エネルギー、および Δt はエネルギー入射時間である。これを用いると、炭素材 (CFC) では $15 \text{ MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$ で損傷が生じるのに対し、タングステン材 (バルク) では $6 \text{ MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$ で損傷が生じ始め、 $50 \text{ MJ/m}^2/\text{s}^{0.5}$ で表面の溶融が始まる。表2の最下段に示すように、定格運転時にディスラプションが発生すると、緩和措置が

表2 緩和されないディスラプションによる内側ダイバータ板への熱流束ファクター F_{HF} のモデル計算例. [6]より追記の上, 許可を得て再掲.

プラズマ電流 I_p (MA)	LまたはHモード	加熱パワー P_{IN} (MW)	蓄積エネルギー W_{plasma} (MJ)	熱クエンチ時の SOL へのエネルギー E_{trans} (MJ)	赤道面 SOL での熱流束減衰長 λ_q (m)	ダイバータ板上での垂直方向エネルギー密度 q_{\perp} (MJm ⁻²)	熱流束ファクター F_{HF} (MJm ⁻² s ^{-1/2})	計算コード名 Code (for W_{plasma})
7.5	L	20	26	13 → 26	0.02	0.22 → 2.86	4.1 → 74.3	CORSICA
7.5	L	30	30	15 → 30	0.02	0.25 → 3.30	4.5 → 84.9	CORSICA
7.5	H	40	75	25 → 37.5	0.01	0.83 → 8.26	15.2 → 213	ASTRA
15	L	8	35	15.5 → 35	0.01	0.52 → 7.69	9.4 → 199	DINA
15	L	18	52	26 → 52	0.01	0.86 → 3.43	15.7 → 295	DINA
15	L	28	73	36.5 → 73	0.01	1.21 → 11.4	22.2 → 406	DINA
15	L	40	85	42.5 → 85	0.01	1.39 → 18.7	25.5 → 483	ASTRA
15	H	50	350	87.5 → 175	0.005	5.78 → 76.9	105 → 1984	ALL

とられなかった場合では, 110–2000 MJ/m²/s^{0.5} が内側ダイバータ板に到達するとモデル計算によって予測されている[6]. モデルによって20倍もの予測幅があるが, いずれにしても溶融閾値 (50 MJ/m²/s^{0.5}) を越える. 一方で, 表2に示すように, H/He 運転期のLモードおよびプラズマ電流7.5 MAのHモード放電(H/He 運転期には加熱パワーの制限により15 MAではHモード放電は得られないと予測されている)のディスラプションに対しては, 予測値に幅があるものの, 最悪の予測値に近くなって溶融閾値を越える. よって, H/He 運転期には, 注意深く実験を進めることによって溶融に対して裕度が確保できると考えられる. この裕度を最大限に利用して, 溶融を回避しつつH/He 運転期にディスラプション緩和手法を習熟することが, その後のDT 運転期の定格運転に到達するための最も重要なステップの一つである.

この観点からディスラプションの予測・予知は非常に重要な研究課題である (なお, VDE は早期に予知可能であり, 緩和措置が成功する可能性が高いとされている). ITER は運転経験のない新しい装置であり, かつ緩和措置の失敗が許される条件 (回数, 熱負荷など) が厳しい. そのため, 少ない回数のディスラプションに対して高い成功率をもつ予知システム, すなわちできるだけ学習効率の高いディスラプション予知システムの開発が必要である. このような観点からの研究も精力的に進められている. 一例としてJET 装置ではITER 類似壁 (ITER-Like Wall, ILW) の導入後の実験キャンペーンで, 42回のディスラプションからの学習により, 93.8%の予知成功率が報告されている[9]. ITER では, こういった研究の成果に基づき, ディスラプション予知・緩和方法の確立のためのマシンタイムがH/He 運転期に準備されている.

ELM 発生時にダイバータ板上に到達する熱負荷は, ダイバータ板にELMが到達した時の受熱面積がELM発生前の4倍に拡がると仮定して, プラズマ電流7.5 MA, およびトロイダル磁場2.65 T (それぞれDT 運転期の定格の半分)のプラズマに対して, 図3の丸印で示すように, 10 MJ/m²/s^{0.5}と予測されている[6]. この熱負荷は損傷閾値に近いが, 溶融閾値 (50 MJ/m²/s^{0.5}) より十分に低い. そのため, H/He 運転期には, ELMを緩和せずとも溶融など深刻な損傷を受ける可能性は低い. しかし, 緩和措

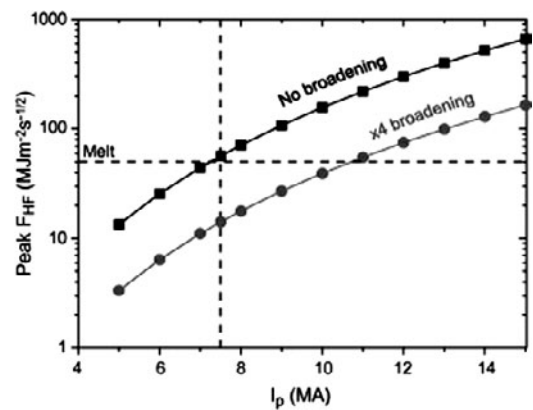


図3 プラズマ電流に対する ELM 発生時の熱流束ファクター. ‘拡がり’なし (四角) および 4 倍の ‘拡がり’ (丸) を仮定した見積もり. [6]より許可を得て再掲.

置を取らなければ, ELMの周波数が低くなり, ELMによる主プラズマからのタンゲステンイオンの吐き出し効果が低くなるため, 主プラズマ中のタンゲステンイオン密度が上昇してしまう[10]. つまり, タンゲステンイオンの密度を低く抑えるためには十分に高い ELM 周波数を確保する必要がある. この観点から, ELM 周波数を能動的に制御してゆく必要がある. ELM 周波数の制御手法として, 3次元周辺摂動磁場の印加[11]や燃料粒子ペレット入射[12]が考えられる. しかし, 3次元周辺摂動磁場を印加すると, 燃料粒子の閉じ込めも劣化するため, それを補う目的で粒子供給を増加させる必要がある. 燃料粒子ペレットによって ELM 周波数の制御を行う場合も, 粒子供給を増加させる. よって, これらの手法で ELM 周波数を制御する場合には, 粒子バランスを成立させるために, 排気系の増強が必要になる可能性がある.

DT 運転期の定格運転プラズマでは, ELM 時の受熱面積が4倍に拡がると仮定しても 200 MJ/m²/s^{0.5}の熱負荷を受けると予測されており, タンゲステンイオンの吐き出しの観点よりも熱負荷の観点から ELM の緩和が必要となる. よって, H/He 運転期に ELM 緩和手法を確立し, DT 運転期に備えることが必要である. いずれの観点 (タンゲステン・モノブロックの保護, 主プラズマからのタンゲステンイオンの吐き出し) から, ELM の周波数の制御は H/He 運転期に確立させる必要があり, これは核融合出力はもち

ろん、粒子供給・排気、主プラズマ室プラズマ対向壁（ベリリウム材）の保護など様々な観点からの要求と同時に満たされる手法でなければならない。

3.3.3 ELM 受熱面積の見積もり

ELM によるパル的な熱負荷の大きさを見積もるには ELM 時のダイバータ板上での受熱面積の予測値が必要である。しかし、現状ではこの受熱面積に対する精度の高い予測、あるいはスケージングは存在しない。そこで、ITER のダイバータに対しては以下の手順でこの受熱面積が予測されている。まず、ELM 間のスクレイブオフ層（以降、SOL）プラズマ中の熱流束減衰長 λ_q （後述）のスケージング値[13]から、ダイバータ形状に応じた減衰長の増加[14,15]を考慮して、ELM 間のダイバータ板上での熱負荷分布を求める。これに、実験で測定された ELM 間の受熱面積に対する ELM 時の受熱面積の比[14,16]を参考に、ELM 間の受熱面積の 1 倍から 6 倍の面積を ELM 時の受熱面積と仮定する（図 3 の丸ではその比（‘拡がり’）と表現）を 4 としてある）[6,10]。つまり、この方法では ELM 間の SOL プラズマ中の熱流束減衰長の見積もりが重要であり、近年特に精力的に研究が進められている。ITPA の枠組みの基に実施された国際装置間比較実験（JET, DIII-D, AUG, C-Mod, NSTX と MAST の各装置が参加）の結果[13]によると、ELM 間の弱磁場側赤道面における SOL プラズマ中の径方向の熱流束分布は $q(r) \propto \exp(-r/\lambda_q)$ で表され、その減衰長 λ_q は装置サイズによらず、プラズマ電流に逆比例することが示された（ r はセパトトリクスからの距離）。この結果に従うと、プラズマ電流の大きい ITER では λ_q が小さくなり、プラズマ電流 15 MA の定格運転では $\lambda_q \sim 1$ mm となる。このような取り組みにより ELM 間の減衰長 λ_q の予測精度が向上してきた現在では、ELM 時の受熱面積に対しても同様の装置間比較実験により予測精度を向上させることが次のステップである。また、ダイバータの形状効果[15]、および非接触ダイバータの ELM に対する効果を特定の装置に対して詳細に調べていくことも重要である。

3.4 ヘリウムプラズマによるタングステン表面の改質

タングステンにヘリウムプラズマを照射するとタングステンの表面に綿毛状の 1-20 nm 程度の突起が形成されることが知られている[17]。これは W-Fuzz と呼ばれ、形成条件は図 4 に示すように、タングステンの表面温度が 700-1700°C、およびヘリウムプラズマの入射エネルギーが 20 eV 以上である。H/He 運転期には、ダイバータのストライク点付近でさえ 700°C を越える可能性は低いとされているため[6]、W-Fuzz が形成される可能性は低いと予想される。一方で、DT 運転期には核融合反応生成物としてヘリウムが生成し、ダイバータは 20 eV 以上のヘリウム含有プラズマに照射される。さらに、ストライク点付近ではタングステン・モノブロックの表面温度は 1100°C まで上昇すると予測されており[6]、W-Fuzz の形成条件を満たすため、W-Fuzz が発生しうる。W-Fuzz はアークの起点となる

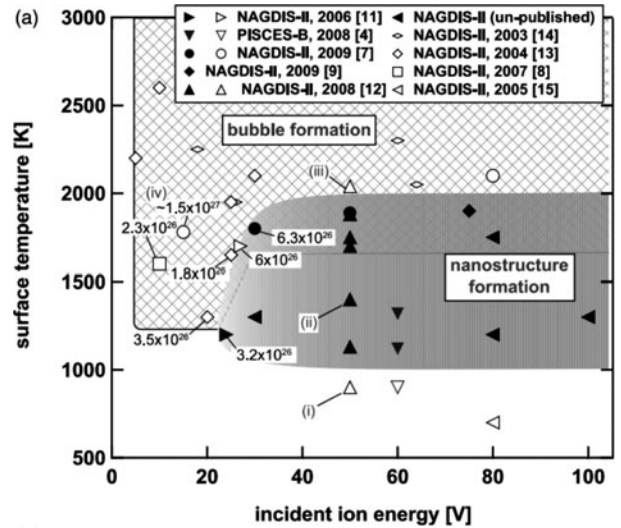


図 4 ヘリウム照射による W-Fuzz（図中では nanostructure と表記されている）の形成条件。[17]より許可を得て再掲。

可能性があり[18]、異常損耗やダストの発生に発展する可能性、さらには熱伝導率の低下によりタングステン・モノブロック表面の溶融に発展する可能性も指摘される。ただし、DT 運転期ではプラズマ中のヘリウムの密度が低いことや、主プラズマ室プラズマ対向壁材であるベリリウムの影響により W-Fuzz 形成が抑えられる可能性[19]、また、W-Fuzz が形成されてもプラズマの照射により消滅する可能性[20]が指摘されるなど、考慮すべき現象が多く、現状では予測は困難である。なお、プラズマ壁相互作用の観点からは既に優れた小特集[21]が組まれているので、そちらをご高覧いただきたい。

3.5 おわりに

本章では、主に ITPA の「スクレイブオフ層とダイバータ物理専門家会合」での議論に基づき、ITER で運転初日からフルタングステンダイバータを用いるにあたっての課題と対策について述べた。プラズマがフルタングステンダイバータに与える影響について、損傷という観点からは、やはりディスラプションと ELM によるパル的な熱負荷からいかに保護するかが最も重要である。逆にプラズマが受ける影響についてプラズマの性能という観点からは、ディスラプションより ELM の緩和方法の開発が重要である。つまり、ディスラプションは、緩和に失敗するとフルタングステンダイバータの寿命に与える影響は甚大であるが、その発生のトリガーを検知した後に緩和措置が取られる性質の現象であるので、定常運転中のプラズマ性能に与える影響はほとんどないであろう。対して ELM 緩和措置は定常運転中にとられる。つまり、フルタングステンダイバータに損傷を与えることなく、良好な H モードを定常的に維持する緩和方法が求められる。本章では詳細には触れなかったが、定常運転に対する要求は、冷却用不純物ガスの入射による部分非接触状態の維持、主プラズマ室プラズマ対向壁の保護、主プラズマ中のタングステンイオンの吐き出し、粒子の供給・排気のバランス、ヘリウムの排出など、同時に考慮しなければならない項目が数多くある。これら

を複合的に制御して定格運転を見通す運転シナリオを H/He 運転期から開発していくことが必要である。

謝 辞

原子力機構の朝倉伸幸博士，および鈴木哲博士には本章の執筆にあたりコメントをいただきました。また，ITER 機構の P.C. De Vries 博士にはディスラプション研究の最近の進展について情報をいただきました。ここに感謝いたします。

参考文献

- [1] M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 890 (2014).
- [2] 鈴木 哲：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 607 (2011).
- [3] T. Hirai *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1798 (2013).
- [4] J. Coenen *et al.*, J. Nucl. Mater. *In press* (2015).
- [5] J.P. Gunn *et al.*, Proc. IAEA FEC 2014 (FIP/1-2), *submitted* to Nucl. Fusion.
- [6] R. Pitts *et al.*, J. Nucl. Mater. **438**, S48 (2013).
- [7] Y. Seki *et al.*, Proc. IAEA FEC 2014 (FIP/1-1).
- [8] J. Linke *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1422 (2007).
- [9] S. Dormido-Canto *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 113001 (2013).
- [10] A. Loarte *et al.*, Nucl. Fusion **54**, 033007 (2014).
- [11] E. Day *et al.*, Fusion Sci. Technol. **64**, 168 (2013).
- [12] S. Maruyama *et al.*, Proc. IAEA FEC 2012 (ITR/P5-24).
- [13] T. Eich *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 093031 (2013).
- [14] T. Eich *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S856 (2011).
- [15] A. Scarabosio *et al.*, J. Nucl. Mater. *In press* (2015).
- [16] R.A. Pitts *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S957 (2011).
- [17] S. Kajita *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 095005 (2009).
- [18] D.U.B. Aussems *et al.*, J. Nucl. Mater. *In press* (2014).
- [19] M. Miyamoto *et al.*, J. Nucl. Mater. **438**, S216 (2013).
- [20] Y. Ueda *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S92 (2011).
- [21] 朝倉伸幸他：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 575 (2011).