



解説

核燃焼プラズマ運転に向けたダスト研究の進展

Progress of the Dust Research toward the Fusion Plasma Operation

増崎 貴

MASUZAKI Suguru

核融合科学研究所

(原稿受付：2015年11月17日)

核融合装置において、ダストがどのように発生して、どのように輸送されるのかは、核燃焼プラズマ性能とその保持に影響を及ぼし得ることから、重要な研究課題となってきた。またダストがどのくらい水素同位体を含み得るのかは、核融合炉運用にあたり、トリチウム経済や安全の観点から、やはり重要な研究課題となってきた。本解説では、「核燃焼プラズマ運転」として、核燃焼プラズマの保持だけでなく核融合炉の運用まで考え、これらの研究課題について、これまでに得られている理解と現在の研究状況を解説する。ITERのダイバータ板が全タングステンになったこと、核融合炉のプラズマ対向材料の有力な候補がタングステンであることから、特に金属ダストに注目する。また、核融合炉の運転に関わる、真空容器内のダスト蓄積量の管理とモニタリングについて、核燃焼プラズマ装置に最も近くなるであろうITERにおける検討状況についても解説する。

Keywords:

dust, dust generation, dust transport, dust accumulation, tritium retention in dusts, safety in fusion reactor, dust monitoring

1. はじめに

「塵も積もれば山となる。」小事を疎かにすることなかれとの格言だが、核融合エネルギーの実用化に向けては言葉通りの意味である。大きさにして高々100マイクロメートル程度のダスト(塵)は、従来の核融合実験装置において、主として不純物源としてプラズマ実験に影響を与えてきた。特にLHDで、長パルス放電時にダストがプラズマ中に飛び込んで放電が停止することが報告されたことは[1]、核融合装置におけるダスト研究にインパクトを与えた。一方、核燃焼プラズマ運転は、安全の観点からもダストの影響を受けることになる。核融合炉内のダストは、放射化している、あるいはトリチウムを吸蔵していると考えられること、また多量のダストが真空容器内に蓄積されると、何らかのアクシデントによる真空容器内冷却水漏れの場合や真空が破れた場合に、それぞれ安全上の問題が起きる可能性があるためである[2]。そのため、現在フランスで建設中の国際熱核融合実験炉ITERでは、運転の許認可を得るにあたり、トリチウムの管理と並んで真空容器内のダストの管理が重要な項目となっており、国際トカマク物理活動(International Tokamak Physics Activities, ITPA)の、計測グループおよび周辺プラズマ・ダイバータグループにおいてそれぞれ、ダストの計測・モニタリング、ダストの発生・輸送などが検討、議論されている。

核融合装置におけるダスト研究は、これまでも本学会誌において幾度か紹介されてきている。プラズマやシース中

のダストの運動・モデリングについては[3,4]に、実際の核融合装置におけるダストの観測や分析については[5,6]で、それぞれ紹介されている。一方、直近の学会誌の記事から本解説までの間に、ITERのダイバータ材料がタングステンと炭素の組み合わせから、タングステンに変更された[7]。将来の核融合炉のプラズマ対向材料の有力な候補がタングステンであることや、ITERのダイバータ材料の変更により、核融合関係のダスト研究は、炭素ダストの研究から、タングステンや、ITERの第一壁材料であるベリリウムなど金属ダストの研究にシフトしたと思える。そこで本解説では、特に金属ダストに注目して、最近の研究や、必要に応じて少し前の研究、および炭素ダストの研究も交えて、核融合プラズマ運転に向けたダスト研究の進展を解説する。

図1に、核融合装置におけるダストに関する課題を示している。ダストの素となるスパッタリングや溶融などがあり、ダストが発生する。発生したダストは、主プラズマ中に入ってプラズマ性能を劣化させたり、真空容器内のいずこかに堆積する。堆積したダストが再び動いて別の場所へ輸送されることもある。堆積したダストは燃料であるトリチウムを蓄積し、トリチウム収支に影響を与え得る。堆積したダストはまた、真空容器の大気開放時、アクシデントによる大気突入や真空容器内冷却水漏れにより、安全や環境に影響を与えることも考えられる。これらの課題に対して、次章においてはITERや将来の核融合炉で考えられる

National Institute for Fusion Science, Toki, GIFU 509-5292, Japan

author's e-mail: masuzaki@LHD.nifs.ac.jp

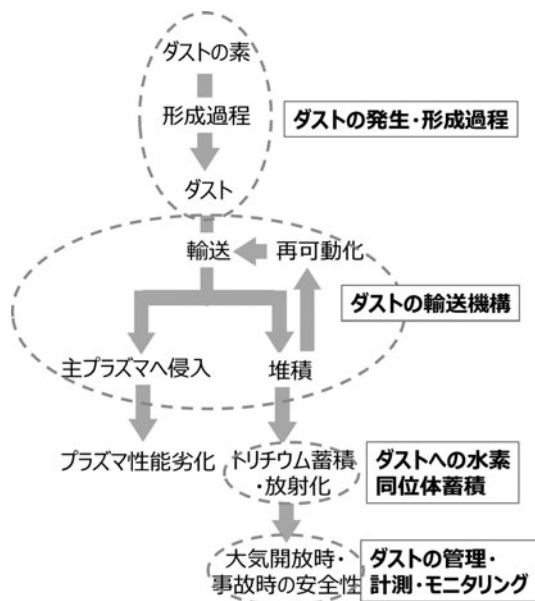


図1 核融合炉におけるダストに関する課題。

ダストの発生機構研究について述べる。3章においては、発生したダストの輸送研究について述べる。4章では核融合炉での炉内トリチウム蓄積に関係するダストへの水素同位体蓄積研究について述べる。5章においては、将来の核融合炉のひな型としてITERにおけるダスト管理と、そのために必要なダストの計測・モニタリングについて述べ、6章において本解説をまとめる。

2. 核融合装置におけるダスト発生機構とダストの観察

核融合炉を定期的に長期間運転するためには、真空容器内のダストは、その発生を極力抑制することが望ましい。そのためにはダストの発生・形成過程の理解が必須となる。図2に、図1の「ダスト発生・形成過程」に関わる部分について、核融合炉において考えられるダストの発生形成過程とダストの形状を示している。ダストの発生・形成は大きく、プラズマ中での形成と、壁表面での発生に分けられよう。「ダストの素」としては、材料の損耗過程で発生する原子・分子が凝集したクラスター、溶融や巨視的・微視的損傷で発生する粒子が挙げられる。また結果として発生するダストは、球状、堆積層が剥がれたようなフレーク状、その他、に分類している。ここで球状とは、必ずしも「球」ではなく、表面が滑らかなダストを指す。本章ではまず、図2を基にして、ダスト発生機構について解説する。次に、実機、特に金属プラズマ対向壁装置において、どのようなダストが観測され、どのような発生・形成機構が働いているか、に関する研究を紹介する。

2.1 プラズマ中でのダスト形成過程

プラズマ中でのダスト形成過程は、プラズマプロセス分野や宇宙プラズマ分野において研究が進められてきた[8,9]。プラズマプロセス分野では、シラン(SiH_4)を動作ガスとする反応性プラズマにおけるシリコンダスト生成について研究が行われ、本学会誌でも解説が掲載されている

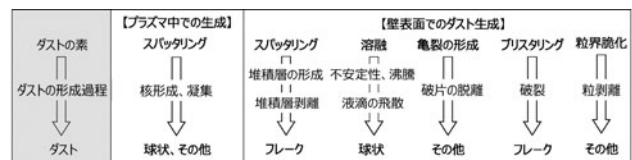


図2 核融合装置で考えられる様々なダストの発生形成過程とダストの形状。

[10-13]。また、宇宙におけるダスト生成についても、本学会誌小特集で解説されている[14]。プロセスプラズマにおいてダストの素となるのは、プラズマ中の、ナノメートルよりも小さい化学的に極めて活性な反応種分子であり、これらの反応により核が形成される。核が凝縮 (condensation) や衝突、ファンデルワールス力により凝集し、数ナノメートル程度のクラスターが形成される。この程度のサイズの粒子は、イオンや電子の付着により、その電荷は正・負・中性と変化し得る。クラスターはさらに凝集して10ナノメートルよりも大きなダストを形成する。10ナノメートル程度よりも大きくなると、ダストの電荷はプラズマから流入するイオン束・電子束のバランスにより決まるようになり、通常負に帯電する。一方、イオン、電子や光子の衝突による二次電子放出、熱電子放出がダストの負電荷を減じる形でダストの電荷決定に寄与する[9]。

タンゲステンなど金属の場合でも、プラズマの素が異なるものの、その後のクラスター形成や帯電による凝集過程は、プロセスプラズマ中と同様に起き得ると考えられる。実際、タンゲステンを陰極材料に用いたアルゴングロー放電実験において、タンゲステンダストのプラズマ中での形成が観測されている[15,16]。また最近、マグネトロン放電中でのタンゲステンダスト生成実験が報告されている[17]。参考文献[15]のグロー放電実験は、上部にタンゲステン陰極、下部に陽極を配した平行平板放電で行われ、動作ガス圧は60 Pa、放電電流密度は 0.53 mA/cm^2 に固定された。走査型電子顕微鏡 (SEM) および透過型電子顕微鏡 (TEM) により発生したダストの観察・分析が行われた。図3に、観察されたタンゲステンダストの写真とダストサイズの数分布を示す。得られた分布は、30ナノメートル程度の大きさにピークをもつ対数正規分布 (log-normal 分布) であるとされている。観察やサイズ分布分析から、2-4 ナノメートルの微小晶子 (nanocrystalline) が凝集して、30ナノメートル程度の primary particle を形成し、さらなる凝集により150ナノメートル程度の大きさになると考えられている。図3はまた、放電時間が長くなると100ナノメートルをこえるダストが形成され、サイズ分布は対数正規分布ではフィットできなくなることも示している。核融合装置においてプラズマ中でのダスト形成のためのダストの素となるのは、上のグロー放電実験と同様に、スパッタリングや昇華によりプラズマ対向壁からプラズマ中に入る原子や分子、nanocrystalline と考えられる。核融合装置中では中性粒子圧力は数Pa程度と考えられ、上の実験に比べて一桁程度低い。そのため、同様にプラズマ中でダストが形成され得るか、今後実機やさらに低圧のプラズ

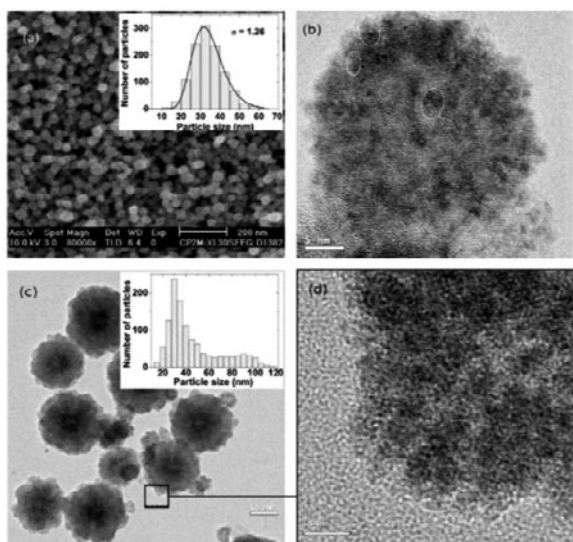


図3 グロー放電で生成されたタンゲステンダスト[15]. (a) 120秒の放電後にSEMで観察したダスト. 挿入図はダストのサイズ分布で, 対数正規分布でフィッティングしている. (b) 60秒の放電後にTEMで観察した30ナノメートル程度のprimary particle. (c) 300秒の放電後にTEMで観察したダスト. 挿入図はダストのサイズ分布. (d) (c)図中の四角部の拡大写真. 数ナノメートルのnanocrystallineから形成されていることがわかる.

マ放電実験で調べる必要がある.

2.2 壁表面でのダスト形成過程

図2に示すように, 壁表面でのダスト発生・形成には, 堆積層の剥離, 対向壁表面の溶融による液滴の発生, 亀裂形成時の破断面からの結晶粒・粒塊の脱離, プリスタリングの破裂, 粒界脆化による結晶粒・粒塊の脱離, などの原因が考えられる[18]. この節では, それぞれの過程について解説する.

2.2.1 堆積層の剥離

核融合装置の真空容器内材料輸送研究では, プラズマ対向壁の何処が損耗して何処へ堆積するのか, が調べられている. これまでの研究により, 炭素をプラズマ対向材料とする下側シングルヌル・ダイバータ配位のトカマク装置においては, 第一壁は損耗が主であり, ∇B ドリフトの向きが下向きの場合, 損耗した壁材料はスクレイプ・オフ層(Scrape-off layer, SOL)のプラズマ流で運ばれ, トラス内側のダイバータに再堆積すると考えられる[19]. この理解は, すべてのプラズマ対向材をタンゲステンとしているASDEX Upgrade[20], そしてITERと同様にベリリウムとタンゲステンをそれぞれ第一壁材料とダイバータ板材料に用いたJETのITER like wall (ILW) 実験[21]においても, 概ね妥当と考えられる実験結果が得られている. ITERについては, JETでの実験結果との比較で妥当性を検証した不純物輸送コードWallDYNを用いた真空容器内材料輸送シミュレーションが行われ, 既存の装置で得られている結果と同様に内側ダイバータ部に再堆積層が形成されるという結果が得られている[22]. 再堆積層は, 共堆積によりバルク材に比べて多くの水素同位体を蓄積し得ることから, プラズマ運転中の粒子バランスやトリチウム蓄積の観

点からも重要である.

さてこの再堆積層は, いつまでも厚くなり続けることができるわけではない. 再堆積層の一部は剥離してダストとなる. 剥離の原因は, スパッタリング成膜された薄膜などと同様に, 熱応力などの内部応力が考えられる. この場合剥離は, 基板と膜あるいは堆積層との密着性が弱いと起こりやすい. そのため, 再堆積層が形成された際の条件により, 剥離の起こりやすさは変わる. 剥離の条件は, 堆積層形成時の堆積物入射エネルギーや, 堆積層の厚さ, 基板温度, 熱負荷など様々な要素が関係する. 今後, ITERや核融合炉での再堆積層剥離によるダスト生成量を知るためには, これらの装置で想定される環境において, 例えば剥離が起きる典型的な再堆積層厚さなど, 再堆積層が剥離する条件を明らかにすることが必要と考えられる. 実際に現在, ITERにおけるベリリウム堆積層の剥離を予測するための研究が進められている[23].

2.2.2 プラズマ対向材の損傷に伴うダスト生成

ここでは損傷として, 溶融, 亀裂, プリスタリングの破裂, 粒界脆化について述べる. これらの損傷については, これまでに本学会誌においても解説されているが[6, 24], ここでも再度取り上げ, ダスト生成との関係について述べたい.

2.2.2.1 溶融に伴うダスト生成

プラズマ対向壁には定常的にかかる熱負荷の他に, 特にトカマク型装置においては, ディスラプション, プラズマの垂直移動現象 (Vertical Displacement Events, VDEs), 周辺局在モード (Edge Localized Modes, ELMs) などにより, 過渡的に大きな熱負荷がかかることがある. 図4に, ITERにおけるこれら過渡的熱負荷による熱流束と熱負荷継続時間を示す[25]. 既存の核融合装置においては, これらの熱負荷によりプラズマ対向壁が大きな損傷を受けたことは報告されていないが, プラズマ蓄積エネルギーが既存の装置に比べてはるかに大きくなるITERや核融合炉においてはプラズマ対向壁に大きな損傷をもたらす可能性があり, 懸念されている[18]. ITERのダイバータ板のための過渡的な熱負荷印加実験は, 電子ビーム[26], イオンビーム[27], プラズマ[28]を, 材料試料やダイバータモック

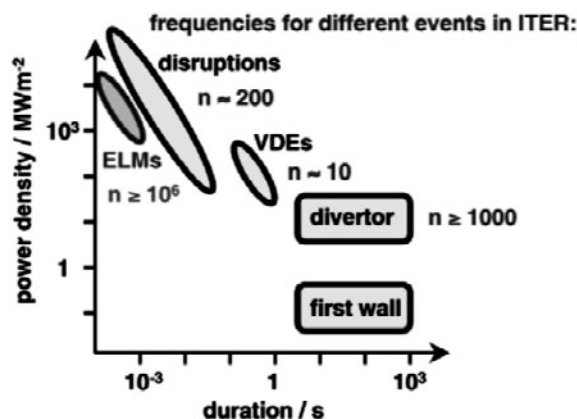


図4 ITERにおけるプラズマから対向壁への熱負荷[25]. n は, ITER運用中に予測されるこれらの熱負荷の頻度.

アップに照射することにより行われている。

さて、タングステンは高融点材料であるが、いくつかの過渡的熱負荷印加実験結果から、パルス熱負荷密度が 1 MJ/m^2 (パルス幅 0.5 ms) を越えると表面の溶融が起きるとされ、溶融限界と呼ばれている[24]。図4から、ITERではType-I ELMやディスラプションでタングステンは溶融することになる。また、ITERにおいては、タングステンドイバータ板上にタングステンとベリリウムの合金が形成されると、タングステンに比べて融点が低下するため、溶融の可能性が高まる[29]。溶融は、炭素壁核融合装置においては見られない現象であり、金属壁装置の特徴と言える。

溶融層表面には、プラズマ流との界面に起きるケルビン・ヘルムホルツ不安定性により波が立ち、溶融した金属の液滴が発生し得ることが指摘されており、後で3.3節において述べるように、計算機シミュレーションが行われている(図5)[30]。また、溶融層が沸騰すると、やはり液滴が放出され得る(図6)[31]。図7に、プラズマ照射装置

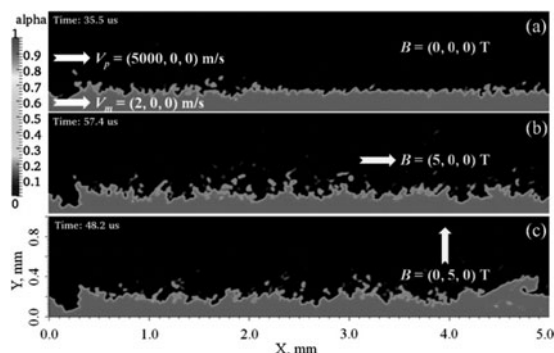


図5 上層にプラズマ、下層に溶融層がある状態において、プラズマ流速(V_p) 5 km/s 、溶融層流速(V_m) 2 m/s におけるタングステン溶融層挙動計算結果。(a)磁場なし、(b)流れの方向に 5 T の磁場がある場合、(c)流れと垂直方向に 5 T の磁場がある場合[30]。

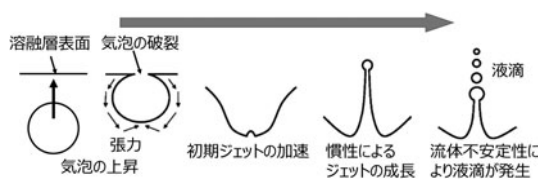


図6 気泡の破裂による液滴発生の様式図 ([31]の Fig.1 より)。

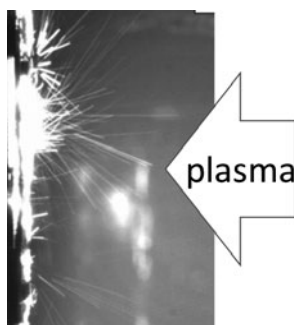


図7 QSPA KH-50におけるタングステンへのプラズマ照射時的高速カメラ画像。熱負荷は 0.75 MJ/m^2 ([28]より)。

QSPA KH-50におけるタングステン試料へのプラズマ照射 (0.75 MJ/m^2) の際に高速カメラで撮影した画像を示す[28]。火花のように見えるのは、タングステンが溶けた液滴である。このような現象は splash と呼ばれている。

プラズマ対向壁の、ELMやディスラプションによる溶融は、既存の核融合実験装置においては多くは観察されてはいないが、空間的スケールが小さいアーキングによる損耗は、炭素壁装置と金属壁装置のどちらでも観察されており、後者の場合、溶融による[32,33]。核融合装置では、プラズマ対向壁が陰極と陽極を兼ねる単極アークが発生する。単極アークの陰極点は、陰極点から発生する熱電子電流(J)と磁場(B)による $J \times B$ 方向と反対の方向に場所を移し、その結果、プラズマ対向壁上に筋状のアーク痕となって観察されている。陰極点には局所的に大きな熱負荷がかかるため溶融・蒸発し、不安定性や沸騰により液滴が放出され得る[34]。ASDEX Upgradeで観察されている数マイクロメートルの球状ダストは、アークで発生した液滴であると考えられている[35]。

2.2.2.2 亀裂によるダスト生成

溶融に至らない熱負荷でも、繰り返し受けることでタングステン表面に亀裂が発生することが観察されている。例えば、JUDITHでは、溶融限界である 2 GW/m^2 の約10分の1である約 0.27 GW/m^2 (パルス幅 0.5 ms) のパルス熱負荷を100万回程度タングステン試料に照射すると、亀裂が発生することが報告されている[36]。亀裂が起きた場所では、亀裂発生に伴い破断された結晶粒や結晶粒塊がダストとなる。また、図8に示すようにこれらが破断面に緩やかにくっついたまま残り、ダストの予備軍となる[37]。

2.2.2.3 ブリスタリングの破裂によるダスト生成

ブリスタリングは、材料中に蓄積した水素同位体などガス元素が、表面近傍の結晶粒界や原子空孔などに局所的に集合することにより高い圧力で材料表皮を水ぶくれのよう

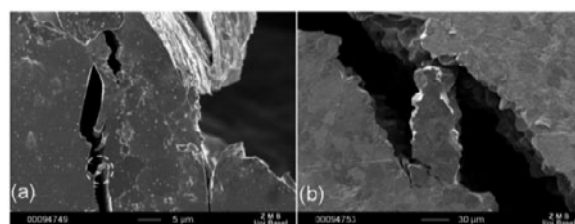


図8 (a), (b)は共に、 0.15 MJ/m^2 のパルスプラズマを6ショット照射した後のタングステン試料。亀裂が発生し、脆弱な状態の粒塊ができている[37]。

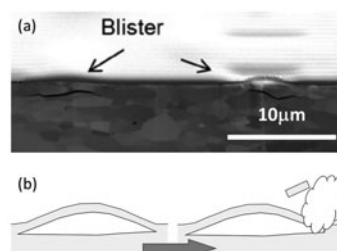


図9 (a)ブリスタリング断面写真([38]より)、(b)ブリスタリングの破裂によるダスト生成の様式図。

に持ち上げる現象である。表皮を持ち上げる圧力が材料の破断応力を超えると、水ぶくれは破裂し、表皮の破片がダストとして放出されることとなる(図9)。プリスタリングはナノメートル～ミリメートルスケールまで様々なサイズで出現する[24]。プリスタリングは、実機においては、全タングステン装置である ASDEX-Upgrade などでは観察されており、典型的な厚さは数マイクロメートルである。[38]。モリブデンを主たるプラズマ対向材料とした TRIAM-1M においては、再堆積層が剥離したと考えられる、100マイクロメートルよりも大きなダスト表面に、プリスタリングが破裂した形跡が観察されている[39]。実験室実験では、水素や重水素放電に曝したタングステン試料にプリスタリングが形成され、プラズマ照射中や、プラズマ照射後に昇温脱離ガス分析のため試料を昇温している最中に、プリスタリングが破裂し、パースト的に水素や重水素の脱離ガスが増えることが観測されてきた[40, 41]。また、電子サイクロトロン共鳴放電で生成した水素プラズマ中にタングステン試料を挿入し、タングステン試料に対向してシリコン板を設置して、放電中にプリスタリングが破裂して発生したダストをシリコン板に堆積させ捕集する実験が行われ、イオンの入射エネルギーやイオン照射量を変えてプリスタリングの破裂が観察された。その結果、イオンの入射エネルギーが高くなると少ない照射量でプリスタリングの破裂が起きることが観察されている[40]。一方、プラズマ中に、ヘリウムやベリリウムなど不純物が数%程度含まれることで、プリスタリングの形成は抑制されることも報告されている[42]。

2.2.2.4 粒界の破断に起因するダスト生成

核融合炉や、ITER のヘリウム放電および DT 放電では、ヘリウムイオンがプラズマ対向壁に入射する。これまでに直線型プラズマ装置における実験により、比較的低エネルギーのヘリウム入射でも、タングステン材料は損傷を受けることが明らかになっている[43]。ヘリウムによる損傷に起因するダスト生成が、直線型プラズマ装置 NAGDIS-II で観察されている。タングステン試料温度を 1600 K にして、ヘリウムプラズマ照射を行ったところ、図10(a)に示すように、タングステン表面にヘリウムバブル層が形成され、結晶粒界にもヘリウムバブルが形成された。このようなタングステンを重水素プラズマに曝露したところ、試料表面に図10(b)のようなダストが観察された。このダストは、下側にヘリウムバブル層が形成されていることから、図10(c)に示すように、結晶粒界に形成されたヘリウムバブルのため粒界が脆化し、そこへ重水素プラズマ照射により重水素が蓄積したため、その圧力により粒界が破断し、結晶粒が放出されたと考えられている[44]。

2.3 金属壁トカマク装置におけるダスト形状の観察

実機でのダスト観察は、実験期間終了後に真空容器内に人が入って粘着テープや真空吸引により真空容器内からダストを採取して行われることが多い。しかしこれらの方法では、必ずしもその場にあるすべてのダストが吸引されたり粘着テープにくっついてくれるわけではないとして、ドイツのマックスプランクプラズマ物理研究所では、

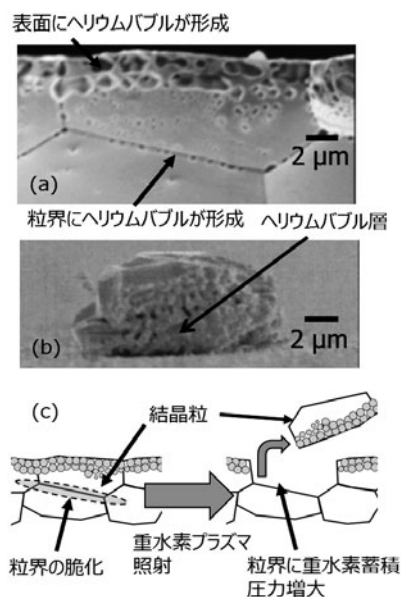


図10 (a)ヘリウムプラズマ照射後のタングステン試料断面 TEM 写真[6]。(b)ヘリウムプラズマ照射後のタングステン試料へ、重水素プラズマを照射した後で観察されたダスト [6]。(c)ダスト発生概要図。

ASDEX Upgrade トカマク装置などにおいて、シリコン基板を収めた箱状のダスト収集試料ホルダを実験期間中真空容器内に設置してダストを採取し、実験終了後にこのホルダ取り出してシリコン基板上のダストの分析を行っている[35, 38, 45, 46]。同研究所ではさらに、走査型電子顕微鏡によるダスト形状・表面分析およびエネルギー分散型 X 線分光計測 (Energy Dispersive X-ray Spectroscopy, EDX) によるダストの組成分析を自動化し、多量のダストを分析して統計性を高めている[35]。ASDEX Upgrade では、2007 年からすべてのプラズマ対向壁の材料をタングステンとした実験を行っており[47]、核融合炉におけるダストがどのようなものになるかの一つの参考となる。ただし、多くは炭素材にタングステン被覆を施したものであり、被覆層の剥離[48]など、被覆材に特有の現象もあることには注意が必要である。観測されているダスト形状は大きく分けて、球状 (spheroids) とその他 (irregularly shaped particles) の 2 種類であるとしている[35]。ダストの組成として、タングステン、炭素、ボロンが観察されている。炭素はタングステン被覆材の母材であり、ボロンは壁コンディショニングのボロニゼーションで真空容器中に導入されたものである。採取された量は、それぞれ同量程度であった。ダストのサイズ分布は、対数正規分布に近い分布であることが示されている。また、タングステンを主成分とする球状ダストのサイズで最も多いのは、約 1 マイクロメートル程度であることが示されている[35]。2.1 節で紹介した、グロー放電中で成長したタングステンダストのサイズ分布は同じ対数正規分布で近似ができるが、そのピークは 30 ナノメートルであった。ASDEX Upgrade で採取されたダストは、グロー放電中とは異なる形成過程、例えばアーキングにより放出された液滴であると考えられている[35]。

JET トカマク装置では、ITER におけるプラズマ・壁相

相互作用や、その主プラズマへの影響を調べるため、2011年より、第一壁材料をベリリウム、内外ダイバータ垂直ターゲット板として炭素材 (CFC) 表面にタングステンを被覆したのを使い、ドーム部にバルクのタングステン材を使った、ITER Like Wall (ILW) 実験が開始されている。2011年から2012年に行われた実験の終了後に、真空容器内でダストが真空吸引法により採取された。ダストの量は1グラム以下で、ILW 実験以前の2008年から2009年に実施された炭素壁実験後に同様に採取された際の200グラム以上に比べて大きく減少した。ただし、炭素壁時のダイバータ板の多くは、2008年～2009年実験より前から使用し続けていたものであり、厚い堆積層が形成されていた。2.2.1節で述べたように、再堆積層の剥離は主なダストの発生機構の一つであり、炭素壁時のダストの多くは再堆積層から剥離したものであると考えられている[49]。今回のILW実験では、形成された堆積層厚さが小さいため剥離に至っておらず、採取されたダストの多くはタングステン被覆の剥離や溶融したベリリウムではないかと考えられている[49, 50]。トラス内側のダイバータ板に、炭素粘着テープを押し当てて採取したダストについて、SEMおよびTEM、電子線回折、EDX および波長分散型X線分光 (Wave Dispersive X-ray Spectroscopy, WDS)、集束イオンビーム (Focused Ion Beam, FIB) 加工を用いた分析が行われた[50]。タングステンやモリブデンなどの高Z材料を主として含むダストが観察されている。ここでモリブデンは、タングステン被覆炭素材で、タングステン被覆層と母材である炭素材の間の中層として使用されている[51]。このようなダストについては、凝集形状 (agglomerates) と小球状のダストが観察されている。前者については、タングステン被覆の剥離が主たる成因と考えられている。タングステン層、モリブデン層、炭素層の構造が残っているダストも観察されている。後者については、溶融に伴い飛散した液滴と考えられている。ベリリウムを主とするダストについては、フレーク状と小球状のダストが観察されており、前者は再堆積層の剥離、後者はベリリウムリミタの溶融により発生したのと考えられている。ベリリ

ウムダストの形状や成因は、ITERにとって特に重要であり、さらに多くの試料を分析していく必要がある。

ここで紹介した ASDEX Upgrade や JET だけではなく、核融合装置においては複数の材料から成るダストが観察されている。図11に、シリコン基板上のダストをFIBにより基板ごと加工し、走査型電子顕微鏡により断面観察した写真を示す [38]。基板上のダスト上にもタングステン、ボロン、炭素の再堆積層が形成されていることがわかる。このようなダストが壁から離脱すると、混合物質から成るダストとなる。また、異種材料のダストの凝集や、付着とプラズマによる溶融も混合物質ダストの成因となる。

3. ダストの輸送研究

発生したダストは、主プラズマ中に侵入してプラズマ性能を劣化すること、さらには大きな放射損失により、プラズマの放射崩壊や放電停止を引き起こすことが観測されている。また、発生場所とは別の場所へ運ばれ、プラズマの影響の少ない場所に蓄積され、真空容器内のトリチウムのシンクとなる。ここではダストの核融合装置の磁場閉じ込めプラズマ環境下における輸送研究について解説する。

3.1 周辺プラズマ中のダストに働く力

プラズマ対向壁から周辺プラズマ中に侵入したダストに働く力を図12にポンチ絵で示す。磁力線は水平方向で、右端に壁があり、磁場方向に沿って壁に向かうプラズマ流が存在する系である。図12の時点でダストは、磁力線に対して斜め方向に飛んでいるとしている。また、2.1節で述べたように、ある程度大きなダストは、電子放出の影響がなければ負に帯電するので、ここではダストは負に帯電しているとしている。ダストに働く力は、重力、電場による静電気力、ローレンツ力、気体分子との間の摩擦力、プラズマに流れがあればイオンによる摩擦力 (ion drag force) がある。周辺プラズマ中ではこれらの内、イオンによる摩擦力が最も大きくダストの運動に影響を与える。イオンによる摩擦力は、図12に示すように、直接その運動量をダストに与える (イオンコレクション) 成分と、イオンが軌道偏向によって運動量をダストに与える (イオン散乱) 成分の2

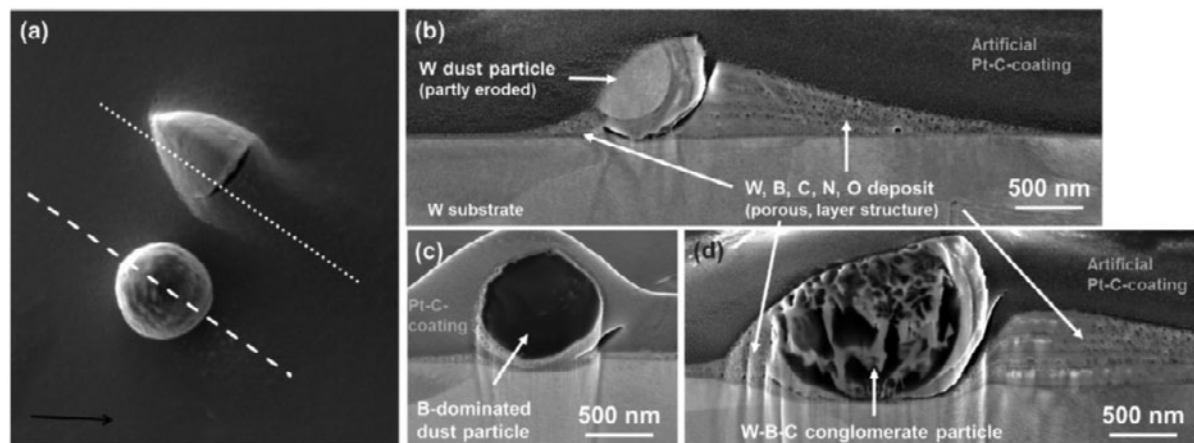


図11 ASDEX Upgrade 装置で採取されたシリコン基板上のダストの断面写真[38]。(a)上から見た基板のダストの走査型電子顕微鏡 (SEM) 画像。下の矢印は磁場の方向を示している。(b)(a)の点線部の断面 SEM 写真。(c)(a)の破線部の断面 SEM 写真。(d)他のダストの例。

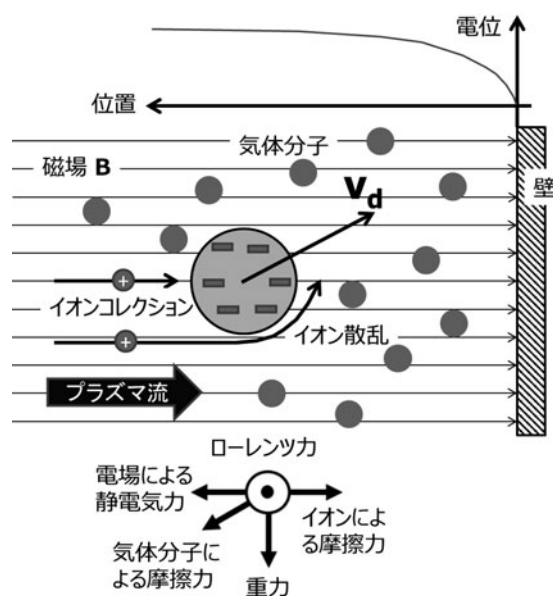


図12 水平磁場中において、磁場に対して斜めの速度 v_d で飛行する負に帯電したダストにかかる力の模式図。(上)電位分布、(中)水平磁場中のダストの飛行状況、(下)ダストに働く力の方向。

つがある[52]。

ダストへの入熱の不均一性がある場合、ダストが非均一に蒸発してダストの運動に影響を及ぼすロケット力[53]も考える必要がある。ロケット力は、中性粒子ビーム入射加熱プラズマへの燃料供給用固体水素ペレット入射時に、ペレットの動きに影響を与えることが報告されている[54]。中性粒子ビームに曝される側において他方よりも大きな入熱があり、結果としてペレットは中性粒子ビームの入射方向に流される。ダストはペレットに比べれば極めて小さく、その中に大きな温度勾配はできず、蒸発の不均一は小さいと考えられるが、2.3節で紹介したような異なる材質の微粒子が集まって形成されているダストでは蒸発の不均一があり得るため、ロケット力が陽に表れ得る[53]。

ダストの形状がフレーク状など非球状の場合は、ダストに働く力はダストの運動と共に方向を変えることになる。例えば図13に示すような板状のダストを仮定すると、ダストのプラズマ流上流側には下流側比べて多くのイオン束が入り、その反射粒子束も下流側比べて多くなる。そのため、翼の揚力のように、プラズマ流に対して垂直方向の力が働くことになる[55]。このダストが回転していれば、時間とともに力の方向が変わることにもなる。

3.2 実機におけるプラズマ中のダストの観察と、ダストの輸送シミュレーション

ダスト輸送研究の目的は、ダストがどのように、どのくらいプラズマ中に侵入するか、またどこへ堆積していくか、について、ITERや核融合炉での予測を可能にすることである。そのために、実機においては高速カメラなどを用いたダストの運動の観察が行われてきたが、実際にダストが装置内のどこで運動しているのかわからなければ、きちんとした解析はできない。そこで2台のカメラを用いたステレオ観察を行い、ダストの運動だけでなく位置も調

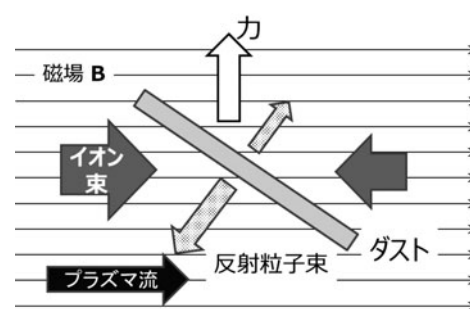


図13 板状ダストにかかるプラズマ流に垂直方向の力。

べられるようになった[56,57]。実機におけるダストの運動データが得られると、プラズマ中のダストの3次元シミュレーションコードによる計算との比較ができるようになる。シミュレーションコードもまた、実験結果と比較することにより、実験では光らなければ見えないダストの行く先を、シミュレーションにより予測できるよう、精度を高めていく必要がある。このようなシミュレーションコードとしては、本学会誌でも紹介されているDUSTTコード[58]の他、DTOKSコード[59]、MIGRAINEコード[60]などが用いられている。これらのコードでは、球状ダストが仮定され、実機の磁場配位、密度・温度分布に基づき、前節で述べたダストに働く力を計算してダストの動きを追う。またプラズマからの入熱によるダストの温度を計算し、ダストの損耗も追う。例えばDUSTTコードでは、ダストからの蒸気によるプラズマ遮蔽の効果を取り扱うことができるようになる[61]など高度化も進んでいる。しかし実機で観測されている、ダストの急な方向の変化などはシミュレーションで再現できていない[57]。これは前節で述べたダスト形状やロケット力による効果なのではないかと考えられている。

3.3 ダストの壁からの離脱、再可動化

前節でプラズマ中のダストの輸送について述べたが、壁上で発生したダストや、他の場所で発生し、輸送されて壁上来たダストは、どのようにして壁から離脱、あるいは再可動化するのだろうか。

静的な状態におけるダストの壁からの離脱については、ダストに働く力のバランスから検討がなされてきている[3,62]。水平な壁の上のダストを考えると、ダストに壁方向へ働く力は、イオンの摩擦力、重力、鏡像電荷によるクーロン力、ダストの壁への付着力(adhesion)であり、壁と反対方向に働く力は、シースの電場によるものである。これらのバランスで、ダストの壁からの離脱が決まる。ダストが壁から離れると、電場が弱くなるためにイオンの摩擦力が勝り、壁に戻されることもある。壁に戻るとまた電場が強くなり壁から離脱することになる。壁の表面に凹凸があると、ダストは移動しながら最終的にプラズマ中にダストが入り得る[63]。

2.2.1節で述べ、図5に示した、壁の溶融に伴うダストの発生では、溶融層とプラズマ流との速度差によりケルビン・ヘルムホルツ不安定性が成長して液滴が放出される状況がシミュレーションにより得られている[30]。参考文献

[30]では、自由表面流を扱うVoF (Volume of Fluid) 法と、電磁流体 (MHD) モデルを組み合わせた計算が行われた。溶融層の流速は、TEXTORトカマク装置における実験データから2 m/sとして、プラズマ流速、磁場の強度と向きをパラメータとして、プラズマ流速5 km/s、磁場強度5 Tの条件で2.2.1節の図5に例示する計算結果を得ている。

溶融層の沸騰に伴うダスト (液滴) の発生に関する計算機シミュレーションも、先の溶融層の計算と同じグループにより行われている[31]。図6にモデルを示している。これは水中の気泡が水面で破裂する際と同じ現象である。溶融層が沸騰すると、気泡が発生し、溶融層表面まで上昇して破裂し、空洞 (cavity) ができる。この際、気泡の上端は破裂に伴いナノメートルスケールのダストとなる。表面張力により空洞の表面は収縮し、空洞の下端部に流れが集中することにより Worthington jet と呼ばれる突起が形成される。突起は集中した流れによる圧力で成長し、流体不安定性により崩壊して液滴が形成され、ダストが放出されることとなる。

ダストの壁からの離脱、再可動化の理解は、ダストの輸送シミュレーションに必須であるが、まだ十分に進んでいないといえない。今後のダスト研究の重要な課題である。

3.4 トリチウムを含有するダストの動き

ITERや核融合炉では、ダストはトリチウムを含むことになる。TFTRでは、DT実験終了後に取り出したリミタイル (炭素材) 上の再堆積層を、分析のために機械的に削ってフレーク状ダストを得た。このダストを入れたガラス製小瓶のプラスチック蓋をこすると、中のダストが吹きあがるように動くことが、10秒程度観察された。再度蓋をこすると、やはりダストは吹き上がるように動いた。トリチウムを使わない実験後に得た同様のダストや、未使用タイルを削ったものでは、このような挙動は見られなかった。トリチウムを含むダストは、トリチウムのベータ崩壊により正に帯電する。そのため、静電気により蓋と小瓶の間に形成された電界により、ダストが動いたと考えられる[64]。このことは、トリチウムがダストの可動性に強く影響し得ることを示している。ITERや核融合炉におけるメンテナンスシナリオでは、壁からのダストの脱離において考慮されるべき点である。プラズマ中のダスト挙動への影響は、ベータ崩壊によりダストから出ていく電子束の、プラズマからダストへのイオン・電子束に対する割合で決まる。

4. ダストへの水素同位体蓄積研究

核融合炉では燃料であるトリチウムを消費し、ブランケットでトリチウムを生産する。ブランケットでのトリチウム増殖率は、核融合炉の運用に対して必ずしも余裕があるとは言えないことから[65]、燃料としてプラズマに供給されながら未反応のトリチウムを、速やかにトリチウム供給系統へ戻すことが望ましい。そのため真空容器内のプラズマ対向壁中やダストのトリチウム蓄積は極力少なくしなければならない。また、次章で詳しく述べるように、安全

の観点からも、真空容器内に蓄積する、トリチウムを吸蔵するダストの量を少なく抑えることが必要である。そのため、ダストにどのくらい水素同位体が吸蔵されるのかを調べることは、核融合プラズマ運転の観点から重要である。本章ではまず、ダスト中に蓄積されている水素同位体の分析手法について述べる。次にこれまで実機で採取されたダストについて行われた水素同位体蓄積分析について述べる。特に、DT実験を行ったTFTRについては、トリチウム蓄積分析結果についても述べる。また、実験室で行われたダストへのトリチウム蓄積実験について述べる。

4.1 ダスト中の水素同位体蓄積分析手法

様々な手法が適用できるバルク材とは違い、ダストに対して適用できる手法は限られている。個々のダストの分析は難しく、定量的な分析を行うためにはある程度の量、例えば電子天秤で計量可能な程度の量が必要となる。そして得られるデータは、単位重さ当たりの水素同位体蓄積量という形になる。ダスト中の蓄積ガスの分析方法として多く行われているのは、昇温脱離法 (Thermal Desorption Spectroscopy, TDS) である。TDSでは、試料を加熱して、脱離するガスを質量分析器などの検出器で分析する[66]。トリチウムは放射性物質であることから、電離箱や比例計数管などが検出器として使用できる。また、トリチウム測定については、液体シンチレーション法 (Liquid Scintillation Counting, LSC) も用いられる。LSCでは、トリチウムが発するベータ線により発光材を光らせ、その光を検出する[66]。トリチウムを含む試料を直接溶剤で溶かしてLSC測定をする方法や、試料を加熱して、放出されるトリチウムを含む水蒸気を水バブラなどで捕集した後にLSC測定をする方法などが用いられている[67]。

4.2 実機のダスト中の水素同位体蓄積

既存の核融合装置において、真空容器内で採取されたダスト中の水素同位体蓄積量測定がTDS法により行われている。図14に、JT-60, JET, TEXTORにおける測定結果を、ダストに含まれる水素同位体の数の炭素原子数に対す

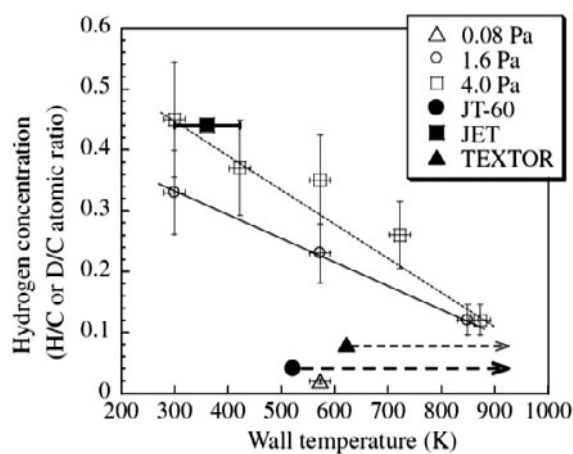


図14 JT-60, JET, TEXTORで採取された炭素ダストの、水素同位体と炭素の原子比。横軸は装置壁温度。重水素アーク放電で生成した炭素ダストについても水素同位体と炭素の原子比を、容器壁温度と中性粒子圧力の関数として示す[68]。

る割合として、装置の壁温度を横軸にして示す[68]。ダスト採取時は、いずれの装置も炭素壁装置であり、そのためダストの主成分は、いずれも炭素である。測定された水素同位体と炭素の原子比 (H or D/C) と水素同位体蓄積量はそれぞれ、JT-60においては0.04と約 2×10^{21} atoms/g [68], JETでは0.4と約 2×10^{22} atoms/g [69], TEXTORでは0.08と約 8×10^{20} atoms/g [70]と報告されている。JETにおける水素蓄積量は、JT-60, TEXTORにおける蓄積量よりも一桁大きくなっている。同じ図に、実験室で生成した炭素ダストの重水素蓄積量を示している。ダストへの重水素蓄積量は、ダスト、あるいはダストが乗っている基板の温度に強く依存すること、また、ダストの周囲の中性粒子圧力にも依存することがわかる。図14から、JETのダストの重水素蓄積量が他の二装置に比べて大きかったのは、ダストの温度が低いことが一つの原因として考えられている。

TFTRにおいては、DT実験後に計測窓および真空容器内から採取されたダストのトリチウム蓄積量が測定されている。測定は、試料加熱炉におけるダストの加熱→トリチウムを含む炭化水素から炭素を取り除くためのゲッター部→電離箱→質量分析器→トリチウムを酸化するための酸化銅反応管→トリチウム水を捕集するためのエチレングリコールトラップをつなげたシステムに、アルゴンに0.5%の水素を混合した搬送ガスを流して行われた[67]。その結果、真空容器内で採取されたダストの重水素およびトリチウムと主たるダストの成分である炭素の原子比D/Cは約0.0081, T/Cは約0.00044, トリチウムの蓄積量は約40 GBq/g (1 GBqのトリチウム原子の個数は約 6×10^{17} 個)という結果が得られている。

4.3 タングステン微粒子へのトリチウム吸蔵実験

前節では、実機実験中にダストに吸蔵された水素同位体量の測定について述べた。しかし、核融合炉やITERにおけるダストへのトリチウム蓄積を考えるためには、いったいどのくらいのトリチウムがダストに蓄積され得るのか、ということも調べる必要がある。そこで、市販のタングステンパウダーを用い、ITERにおけるタングステンダストを模擬した実験室実験が行われた[71, 72]。タングステンパウダーから、millingによりさらに細かい微粒子(サイズ分布10–200ナノメートル、実機のダストと区別して、微粒子と書く)を作成した。また、0.11 MPa圧力のトリチウムガス雰囲気中に477°Cで3時間置いてトリチウムを吸蔵させた。その後、微粒子試料を加熱して水バブラを用い、LSC測定を行ったところ、約35 GBq/gのトリチウムが残留するという結果を得た。この値は、前節で紹介したTFTRの、炭素を主とするダストに残留していたトリチウム量40 GBq/gと同程度である。タングステン微粒子とTFTRの炭素ダストは、BET法[73, 74]により実効表面積 (specific surface area) がそれぞれ、 $15.5 \text{ m}^2/\text{g}$, $25 \text{ m}^2/\text{g}$ と評価されている。さらに比較としてバルク材 (0.45 ミリメートル厚さの冷間圧延材) についても同様の方法でトリチウム蓄積量を測定したところ、 11.5 MBq/g であった。タングステン微粒子に蓄積するトリチウムの量は、バルク材

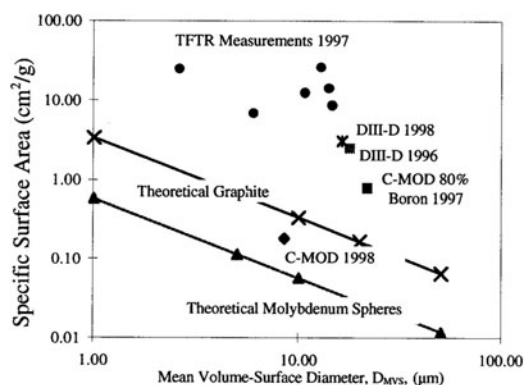


図15 ダスト群の実効表面積の、平均粒径依存性[67]。

に比べて3桁も大きいことが報告されている。これは、微粒子の実効表面積がバルク材に比べて大きいためと考えられている。

4.4 ダスト中の水素同位体蓄積研究の課題

ダスト中の水素同位体蓄積研究の最終的な目的は、ITERや原型炉においてダストに蓄積されるトリチウム量の予測である。ダスト中の水素同位体蓄積量については、実機や実験室実験から多くの報告がされているが、それぞれの実験データから得られた知見をどのように一般化するかが課題であると思われる。蓄積量の指標は、ダスト1グラムあたりの蓄積量が使われていることが多い。しかし重さは同じでも、実効的な表面積は必ずしも同じではない。図15に、ダストの粒子サイズに対する、BET法で計測した実効表面積を示す。また、これらの蓄積量は、ダスト周囲の中性粒子圧力やダストの温度に依存することが図14に示されている。これらのことから、ダストの水素同位体蓄積を異なる実験の間で比較する場合には、実効表面積、ダスト周囲の環境情報、なども考慮する必要があると考えられる。前節で、実験室におけるタングステンダストとTFTRにおける炭素ダストは実効表面積が同程度で、トリチウム蓄積量も同程度であると述べたが、ダストの温度や周囲の中性粒子圧力は異なるため、比較には注意が必要である。

5. ダストの管理とダスト計測・モニタリング

本章ではまず、ITERにおけるダスト管理について述べる。ITERにおけるダスト管理の経験は、将来の核融合炉にとって重要なモデルケースとなる[75]。次に、ダスト管理に必要なダストの計測・モニタリングの方法について、こちらもITERにおける研究・開発状況を主として解説する。

5.1 ITERにおけるダストの管理

ITERでは、真空容器内のトリチウム蓄積量とともに、ダスト蓄積量にも管理値が設けられている[76]。仮にプラズマ実験期間中でも、ダスト蓄積量が管理値に近づけば、実験を中止してダストを除去しなければならない。ダストに管理値を設けている理由は、①何らかのアクシデントにより、真空容器内の放射化したダストやトリチウムを吸蔵するダストが環境に大量に出ないようにするため、また、②真空容器内水漏れ時に高温のプラズマ対向機器上にある

温度の高いダスト (hot dust と呼ばれている) と水蒸気が反応 ($\text{Be} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{BeO} + \text{H}_2$, $\text{W} + 3\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{WO}_3 + 3\text{H}_2$) して水素が発生した場合の水素爆発や、真空容器の真空が破れた場合に起きる可能性のある粉塵爆発が、真空容器設備に損傷を与えないためである[77]。ITERの当初の計画では、初期非放射化実験時のダイバータ板は高熱流東部に炭素材を用いることとし、重水素実験移行時に全タングステンダイバータ板を備えるダイバータカセットと交換することになっていた。しかし2013年12月にITER機構は、主に予算的観点から、初期実験時から全タングステンダイバータ板を使用するよう計画を変更した[7]。この変更によりITERのプラズマ対向材料は、第一壁がベリリウム、ダイバータがタングステンとなった。それに伴い、ITERにおけるダストの管理値は一部が見直された。現在の真空容器内のダスト総量の規制値は、1,000キログラムとされ、ダスト計量の不確かさなどを考慮して、真空容器内ダスト総量の管理値は670キログラムとされている[78]。特にダイバータ板など高温部上の hot dust の量は、真空容器内での水漏れによる水蒸気との反応で発生する水素を2.5キログラム以下に抑えるように設定している[77]。単純計算では、水素2.5キログラムを発生するのに必要なベリリウムとタングステンの量はそれぞれ、約11キログラムと約76キログラムである。2013年にはこの量が hot dust の規制値となっていた[76]。実際には、後述するダストモニタリングではダストの組成まではわからない。そのため現在は、ダストがベリリウムとタングステンの混合であると考え、水素2.5kgを発生するのに必要なベリリウム9キログラム、タングステン9キログラムの合計ダスト量18キログラムをもって高温ダストの規制値としているようである[79]。ベリリウムやタングステンのダストと水蒸気から水素が発生する反応にも、温度依存性がある[80]。Hot dust の定義は、現在は500℃以上の高温部のダスト、となっている[81]。管理値はさまざま仮定の上に決まっており、また変更があるかもしれない。

5.2 ITERにおけるダストの計測・モニタリング

ITERでは、ダストの蓄積量管理やプラズマ対向壁の損耗・再堆積状況を調べるための計測機器をいくつか備えることになる[81, 82]。本節では、特にITERのダスト関連計測およびモニタリングについて述べる。

ある場所に飛来するダストを直接検出する方法として、静電容量方式 (Capacitive Diaphragm Microbalance, CDM) [83]および静電グリッド方式[84]が提案され、後者は実機でも用いられた[85]。ITERでも、初期実験時に炭素ダイバータを使用していた時は、これらのダストモニタが、それぞれ複数設置されることになっていた。しかしこれらの検出器は感度やダイナミックレンジがITERでの要求を満たすことが難しく[82, 86]、初期実験から全タングステンダイバータ板を使用するよう計画が変更されたことに伴ってダストの予測発生量が激減 (JETにおけるITER Like Wall (ILW) 実験結果[49]を参考にしていると思われる) したこともあり、2014年2月に開催されたITPA計測トピカルグループ会合において、これらの検出

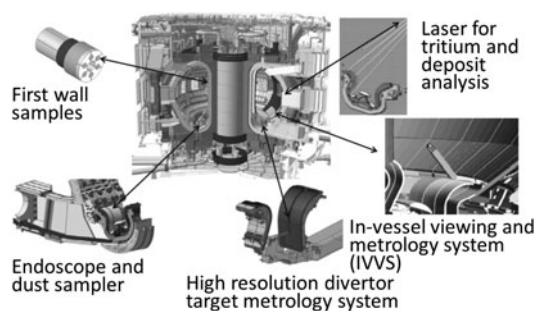


図16 ITERにおけるダスト・再堆積層計測・モニタ機器[81]。

器は設置しないこととなった[81]。現在の計画ではダスト関連計測・モニタリング用の機器として、図16に示すように、真空容器内監視システム (In-Vessel Viewing System, IVVS) [87]、高分解能ダイバータ板計測システム (High resolution divertortarget metrology system), ダスト採取機能付きの内視鏡 (endoscopes and dust samplers), 長期設置第一壁試料 (First wall samples), トリチウムおよび堆積層分析用レーザー (laser for tritium and deposit analysis) が設置されることになっている。これの計測器・モニタは、ダストの素となる再堆積層を計測・モニタするものも含む。

IVVSは、プラズマ対向機器全体の損耗と一部堆積の状態を把握するために最も重要な計測器・モニタであり、第一壁の損耗を0.5ミリメートルの精度で、バッフルの再堆積層成長を0.1ミリメートルの精度でそれぞれ得るとされている。ダイバータ板の、10マイクロメートルオーダーの高精度の損耗・堆積計測は、高分解能ダイバータ板計測システムにより行う。ダイバータ下部の装置床上のダストは内視鏡 (endoscope) により監視する。また内視鏡システムは、ダストを採取する容器も備え、実験期間終了後に容器を回収して詳細な分析を行うことが計画されている。実験期間後に取り出す長期設置第一壁試料により、第一壁の損耗・堆積を高い精度で調べる。

トリチウムおよび堆積層分析用レーザーは、堆積が大きいと予測されるトーラス内側バッフル部の分析を行う (可能であれば外側も)。分析手法として、レーザー誘起プラズマ分光 (Laser Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS) などが検討されている。

プラズマ対向壁において、500℃よりも温度が高い場所は、ダイバータ板上のストライクポイント近傍になる。しかしこれまでの実機での研究から、ストライクポイント近傍は主として損耗が起きている場所であり、ダストの量も少ないことがわかっている。ITERでは、ダイバータ板はタングステンモノブロックから構成されており、モノブロック間のギャップ部が、高温ダストが蓄積する場所となると考えられている。そこで、複数の赤外線/可視カメラにより、ダストのモニタリングが行われることになっている。

5.3 ITER 大気開放時の真空容器内ダスト計測

装置の大気開放時には、プラズマ計測用のトムソン散乱計測システムを使ったレーザーの散乱光を利用した浮遊ダ

ストのサイズ分布測定が計画されている。また、設置してあったダスト採取容器が回収され、ホットセル内において詳細な分析が行われる。ITERのダイバータカセットは、ITERの運転期間中に計画的に交換されることになっているが、予定されている交換時期よりも前に1つのカセットを取り外して、ダスト分析や損耗・堆積など、詳しい分析を行うことも検討されている[81]。

6. まとめと今後の展望

核燃焼プラズマ運転に向けたダスト研究の進展について、核融合炉、ITERを念頭に、関連するダスト研究について解説した。現在のところ、核融合炉におけるプラズマ対向材料の有力な候補がタングステンであり、またITERでは初期実験から全タングステンダイバータ板を使用することになったことから、本解説では主として金属ダストを念頭に置いて、発生・形成、輸送、水素同位体蓄積、ITERにおけるダスト蓄積管理及びダスト計測・モニタリングについて述べた。TFTRにおけるトリチウムを含むダストに関する研究など、金属ダストにも適用可能と考えられる研究については、炭素ダストに関して記述した。

ITERや核融合炉において、炭素材を使用せず金属を使用することのダストに関する利点は、単位時間あたりの発生量が小さいこと、炭素壁装置に比べて水素同位体蓄積量が減少することが期待できることである。また、ITERでは第一壁材料にベリリウムを使っているが、核融合炉ではタングステンの使用が考えられているため、単位時間あたりのダストの発生は、炉の方が小さくなるかもしれない。金属壁装置の場合は大きな熱負荷による溶融と、それに伴うダストの発生と主プラズマへの侵入が起き得る。また、ITERが数百秒の放電を1日に数回行うのに対して、核融合炉は放電時間が月単位から年単位になることから、核融合炉におけるダストの、例えば1年間あたり発生量はITERに比べて大きくなることも考えられる。核融合炉の運転にあたり、ダストに関してどのような規制が設定されるか、現在のところ明確ではない。核融合炉ではダストのトリチウム含有量も、放射化の度合いも、ITERに比べて大きくなると考えられるので、量的管理はITERよりも厳しくなるとも考えられる。核融合炉の運用を考えるためにも、今後は、ダストの発生量やトリチウム含有量の、高い精度での予測が必要である。プラズマ中のダストの輸送については計算機シミュレーションによる研究が進んでいるが、ダストの形状など、その影響を予測しにくい要因がある。また、シミュレーションによる予測のためには、ダスト発生時の、飛散方向と初速度といった初期条件が必要になる。このような研究は、例えば直線型プラズマ装置を用いることにより進展が期待できる。直線型プラズマ装置における実験により必要なデータベースを構築し、それを基にした計算機シミュレーションの妥当性検証を行い、実機の計算に反映することにより、ITER・核融合炉へ向けた精度の高い予測が可能となると考えている。

参考文献

- [1] K. Saito *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **363-365**, 1323 (2007).
- [2] 例えば N. Taylor *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **86**, 619 (2011).
- [3] 高村秀一：プラズマ・核融合学会誌 **78**, 295 (2002).
- [4] 富田幸博, 田中康規：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 149 (2011).
- [5] 芦川直子：プラズマ・核融合学会誌 **84**, 924 (2008).
- [6] 大野哲靖, 朝倉伸幸：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 153 (2011).
- [7] R.A. Pitts *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S48 (2013).
- [8] Y. Watababe, *J. Phys. D: Appl. Phys.* **39**, R329 (2006).
- [9] O. Isihara, *J. Phys. D: Appl. Phys.* **40**, R121 (2007).
- [10] 古閑一憲, 白谷正治：プラズマ・核融合学会誌 **91**, 323 (2015).
- [11] 古閑一憲, 他：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 99 (2011).
- [12] 白谷正治, 古閑一憲：プラズマ・核融合学会誌 **90**, 378 (2014).
- [13] 渡辺征夫：プラズマ・核融合学会誌 **76**, 903 (2000).
- [14] 平下博之：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 85 (2011).
- [15] K.K. Kumar *et al.*, *Phys. Plasmas* **20**, 043707 (2013).
- [16] D. Samsonov and J. Goree, *J. Vac. Sci. Technol. A* **17**, 2835 (1999).
- [17] L. Couëdel and C. Arnas, 15th International Conference on Plasma Facing Materials & Components for Fusion Applications, Aix-en-Provence, A161 (2015).
- [18] Y. Ueda *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **89**, 901 (2014).
- [19] A. Loarte *et al.*, *Nucl. Fusion* **47**, S203 (2007).
- [20] A. Hakola *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **463**, 162 (2015).
- [21] S. Brezinsek *et al.*, *Nucl. Fusion* **55**, 063021 (2015).
- [22] K. Schmid *et al.*, *Nucl. Fusion* **55**, 053015 (2015).
- [23] C. Porosnicu *et al.*, 15th International Conference on Plasma Facing Materials & Components for Fusion Applications, Aix-en-Provence, A235 (2015).
- [24] 時谷正行, 上田良夫：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 591 (2011).
- [25] J.M. Linke *et al.*, *Fusion Sci. Tech.* **46**, 142 (2004).
- [26] J. Linke *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **367-370**, 1422 (2007).
- [27] H. Greuner *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **367-370**, 1444 (2007).
- [28] I.E. Garkusha *et al.*, *Fusion Sci. Tech.* **65**, 186 (2014).
- [29] M.J. Baldwin *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **363-365**, 1179 (2007).
- [30] G. Milochevsky and A. Hassanein, *Nucl. Fusion* **54**, 033008 (2014).
- [31] Y. Shi *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **86**, 155 (2011).
- [32] D.L. Rudakov *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S805 (2013).
- [33] V. Rohde *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S800 (2013).
- [34] R. Behrisch, *J. Nucl. Mater.* **85&86**, 1047 (1979).
- [35] M. Balden *et al.*, *Nucl. Fusion* **54**, 073010 (2014).
- [36] J. Linke *et al.*, *Nucl. Fusion* **51**, 073017 (2011).
- [37] G. De Temmerman *et al.*, *Nucl. Fusion* **51**, 073008 (2011).
- [38] M. Balden *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S220 (2013).
- [39] K. Hanada *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **415**, S1123 (2011).
- [40] K. Ouaras *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **466**, 65 (2015).
- [41] W.M. Shu *et al.*, *Nucl. Fusion* **47**, 201 (2007).
- [42] M. Miyamoto *et al.*, *Mater. Trans.* **54**, 420 (2013).
- [43] S. Kajita *et al.*, *Nucl. Fusion* **49**, 095005 (2009).
- [44] D. Nishijima *et al.*, *J. Plasma Fus. Res.* **81**, 703 (2005).
- [45] N. Endstrasser *et al.*, *Phys. Scr.* **T145**, 014021 (2011).
- [46] V. Rohde *et al.*, *Phys. Scr.* **T138**, 014024 (2009).
- [47] R. Neu *et al.*, *Phys. Scr.* **T138**, 014038 (2009).

- [48] E. Fortuna-Zalesna *et al.*, Phys. Scr. **T159**, 014066 (2014).
 [49] A. Widdowson *et al.*, Phys. Scr. **T159**, 014010 (2014).
 [50] A. Baron-Wiechec *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 113033 (2015).
 [51] J.P. Coad *et al.*, Phys. Scr. **T159**, 014012 (2014).
 [52] 例えば, 高村秀一: 境界領域プラズマ理工学の基礎 (森北出版, 2010) p.435.
 [53] S.I. Krasheninnikov *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **50**, 410 (2010).
 [54] R. Sakamoto *et al.*, Nucl. Fusion **44**, 624 (2004).
 [55] S.I. Krasheninnikov *et al.*, J. Plasma Phys. **76**, 377 (2010).
 [56] J. Nichols *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S1098 (2011).
 [57] M. Shoji *et al.*, J. Nucl. Mater. **463**, 861 (2015).
 [58] A.Yu. Pigarov *et al.*, Phys. Plasmas **12**, 122508 (2005).
 [59] M. Bacharis *et al.*, Phys. Plasmas **17**, 042505 (2010).
 [60] L. Vignitchouk *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **56**, 095005 (2014).
 [61] S.I. Krasheninnikov and E.D. Marenkov, J. Nucl. Mater. **463**, 869 (2015).
 [62] Y. Tomita *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **46**, 617 (2006).
 [63] S.I. Krasheninnikov *et al.*, Phys. Plasma **11**, 3141 (2004).
 [64] C.H. Skinner *et al.*, Fusion Sci. Technol. **45**, 11 (2004).
 [65] 西川正史, 片山一成: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 503 (2011).
 [66] 大矢恭久, 鳥養祐二: プラズマ・核融合学会誌 **85**, 23 (2009).
 [67] W.J. Carmack *et al.*, Fusion Eng. Des. **51-52**, 477 (2000).
 [68] H. Yoshida *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 604 (2005).
 [69] A.T. Peacock *et al.*, J. Nucl. Mater. **266-269**, 423 (1999).
 [70] M. Rubel *et al.*, Phys. Scr. T **103**, 20 (2003).
 [71] C. Grisolia *et al.*, J. Nucl. Mater. **463**, 885 (2015).
 [72] A. El-Kharbachi *et al.*, Int. J. Hydrogen Energy **39**, 10525 (2014).
 [73] 広畑優子, 日野友明: プラズマ・核融合学会誌 **71**, 577 (1995).
 [74] S. Brunauer *et al.*, J. Am. Chem. Soc. **60**, 309 (1938).
 [75] N. Taylor and P. Cortes, Fusion Eng. Des. **89**, 1995 (2014).
 [76] M. Shimada *et al.*, J. Nucl. Mater. **438**, S996 (2013).
 [77] Generic Site Safety Report, Volumes III, ITER Document Ref.G 84 RI 3 01-07-13 R1.0.
 [78] J. Roth *et al.*, J. Nucl. Mater. **390-391**, 1 (2009).
 [79] G. De Temmerman, "Dust formation and diagnostics in ITER", 15th International Conference on Plasma Facing Materials & Components for fusion Applications I-18 (2015).
 [80] K.A. McCarthy *et al.*, Fusion Eng. Des. **42**, 45 (1998).
 [81] R. Reichle *et al.*, J. Nucl. Mater. **463**, 180 (2015).
 [82] J. Kim *et al.*, Fusion Sci. Technol. **61**, 185 (2012).
 [83] G. Counsell *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **77**, 093501 (2006).
 [84] C.H. Skinner *et al.*, J. Nucl. Mater. **376**, 29 (2008).
 [85] C.H. Skinner *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **81**, 10E102 (2010).
 [86] *priv. comm.*, G. De Temmerman.
 [87] G. Dubus *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 2398 (2013).



まさ ぎき すぐる
増 崎 貴

1967年生まれ。1995年に名古屋大学大学院工学研究科博士後期課程修了。核融合科学研究所・教授。今年度(2015年度)で勤続20年。研究分野は周辺・ダイバータプラズマ物理およびプラズマ・壁相互作用研究で、大型ヘリカル装置における実験研究を行ってきた。2年前から核融合研の研究力強化戦略室でURA (University Research Administrator) として、特に国際・国内連携研究推進のため活動している。2015年からITPAのSOL・ダイバータトピカルグループで、材料関係サブグループリーダーを務める。ダストはITPAでも重要な課題であり、今回の解説執筆は自分の頭の整理のため役に立った。本解説が、読んでくださった方にとって何かの参考になれば幸いです。