

## 7. トカマク実験における最近のプラズマ - 材料相互作用研究

上田 良夫

(大阪大学大学院工学研究科)

Recent Studies of Plasma-Material-Interaction in Tokamak Experiments

UEDA Yoshio

Graduate School of Engineering, Osaka University, Osaka 565-0871, Japan

(Received 1 November 2003)

Three notable experimental results regarding plasma-material interaction between actual tokamak plasmas and high and low Z materials (tungsten and carbon) are reviewed. In the ASDEX-U, a center column was covered by tungsten, and its effects on plasma performance and erosion-redeposition behavior of tungsten were studied. In the TEXTOR, a twin-limiter composed half of tungsten and half of graphite was inserted in the edge plasma to study the difference of plasma material interaction between carbon and tungsten. In the JT-60U, detailed measurements of erosion and redeposition of graphite divertor plates revealed the transport of eroded carbon atoms in edge plasmas.

Keywords:

plasma facing material, graphite, tungsten, erosion, redeposition, edge plasma

### はじめに

1970年代のトカマク装置PLTの実験において、炉心プラズマ中心に金属壁材料が流入して蓄積し、電子温度が凹型の分布となるという実験結果が報告された[1]。その一方で、このような金属不純物の蓄積は、高密度放電やエッジに強いガスパフをした条件下では避けられるという結果も同時に報告されていた。しかし、これ以降炉心プラズマのパラメータを改善するために、プラズマ中に混入しても放射損失の小さい低Z材(炭素, ボロン, ベリリウム)をプラズマ対向壁(コーティング材も含む)に使用することが実験の主流となった。特に、炭素材は耐熱衝撃特性に非常に優れているため、トカマク装置で高熱負荷を受けるリミタ板やダイバータ板に使用され、さらにJT-60U, JET, およびTFTRなどの大型トカマクでは、第一壁すべてに炭素板が使用された。また、ボロンやベリリウムは主にコーティング材として使用され、酸素不純物を吸着するゲッター材として有用だったため、炉心プラズマの特性改善に大きな貢献をした。

しかしながら、これらの低Z材は、プラズマイオンが衝突した際の物理スパッタリング率が大きいことにより、発電実証炉における使用が疑問視されている。特に、炭素材は物理スパッタリングに加え、化学スパッタリング、照射促進昇華など水素同位体イオン照射下において特有の損耗過程を有しているため損耗が大変に大きく、それに加えて、中性子照射による材料の劣化(熱伝導率の低下など)も大きい。また、近年、いったん壁から放出された炭素原子の再堆積層に、多くの水素同位体が吸蔵される可能性があ

author's e-mail: yueda@eie.eng.osaka-u.ac.jp

ることが指摘された。このように炭素再堆積層中のトリチウム吸蔵量低減の観点からも、炭素材の使用には懸念がある。したがって、発電実証炉では損耗が少なくトリチウム吸蔵量の少ない高Z金属材料(タングステン等)をプラズマ対向材料として使用することが必要と考えられている。しかしながら、1980年代はほとんどの装置で低Z材がプラズマ対向壁に用いられ、高Z材については、その研究必要性は理解されていても、プラズマに与える影響を懸念して一部の装置でしか使われなかった。

1990年代に入り、高Zプラズマ対向壁材料のプラズマに与える影響や、損耗した高Z原子のプラズマ中での輸送について、トカマク実機で検証することの必要性が強く指摘された[2]。それを受けて、TEXTOR トカマクで高Z材のテストリミタ実験が1992年に始まり、続いてASDEX-Uでもタングステンをプラズマ対向材に使う実験が始まった。また同時に、以前から高Z材料をプラズマ対向材に使用しているトカマク装置(Alcator-C等)についても、高Zプラズマ対向壁という視点から注目を集めるようになった。これらの実験結果から、高Zプラズマ対向壁を使用しても、プラズマ中心に高Zイオンが蓄積せず、高性能炉心プラズマを安定に保持できる可能性があることがわかった。その結果、ITERでも一部ではあるが(ダイバータの垂直ターゲットやドーム)、高Z材であるタングステンがプラズマ対向壁に採用された。

本章では、これらの高Z第一壁(テストリミタを含む)下でのトカマク実験の最近のトピックと、JT-60Uの炭素ダイバータ板における炭素の輸送の問題を取り上げ、プラ

ズマ対向材料のエッジプラズマにおける挙動に関する最近の研究結果を概観する。

### 7.1 ASDEX-U におけるタングステン第一壁実験

ドイツのダイバータカマク装置 ASDEX-U では、1993 年以降タングステンプラズマ対向壁の実験を行ってきた。1995年にはダイバータ板にタングステンコーティング材を用い、炉心プラズマに悪影響を及ぼさないことを実証した。その後、加熱入力増加に伴い、ダイバータ板を炭素材に変更したが、新たにセンターコラムの第一壁にタングステンをコーティングした炭素板を設置し、タングステン壁材料のプラズマへの影響とその損耗・堆積現象を詳細に調べてきた。本節では、タングステン第一壁のプラズマへの影響、およびその損耗とエッジプラズマ中の輸送に関する最近の実験結果について述べる。

ASDEX-U では、3 回に分けて (Phase I (1999 / 2000), Phase II (2001), Phase III (2001 / 2002)), すこしばつセンターコラムのタングステン壁割合を増やしてきた。その様子を Fig. 1 に示す [3]。Phase I では、センターコラムの下側に 1.3 m<sup>2</sup> 設置し、続いて Phase II では上部と下部に設置して全体で 5.5 m<sup>2</sup>, 最後に Phase III では、セパトリックスに最も近い中央部も設置して全体で 7.1 m<sup>2</sup> の面積をカバーした。

タングステンのプラズマ中心への蓄積現象については詳しく調べられている [4]。一般的には、コアプラズマ密度が中心にピーキングする場合には、タングステンの中心密度

が上昇する傾向がある。また、RF 等で中心加熱をすると、密度上昇を抑制することができる。これらの結果は、不純物の外向きの拡散と、中心へ向かう新古典的なドリフトとのバランスで理解でき、また、同様の結果は、TEXTOR でも観測されている [5]。このことは、タングステンのプラズマ中心での蓄積において、壁からの放出量よりもむしろプラズマ中での輸送特性が大きな影響を及ぼすことを示唆している。結果として、センターコラムのほとんどの部分にタングステン第一壁を設置しても、プラズマ中心におけるタングステンの密度を、核融合炉心プラズマが許容できるタングステンの最大密度より十分に低くできることを実証した。

壁から損耗したタングステンのエッジプラズマにおける輸送と再堆積についても詳しく調べられている [3]。Fig. 2 に、Phase II と Phase III の間に、炭素のダイバータバッフル板上に堆積したタングステンの堆積速度のポロイダル方向分布を示す。Phase II においては (Fig. 2 中の ), 内側ダイバータバッフル板上部 (0 cm の場所) から 25 cm 付近の場所に向かってタングステンの蓄積が増加し、その後ストライクポイントに向かって再び蓄積が減少している。蓄積が最大となる場所は、ストライクポイントから 15 cm 程度離れ、低密度のエッジプラズマ (スクレイプオフプラズマ) と接している箇所である。このことは、第一壁で損耗したタングステン原子が、セパトリックス内部のプラズマに流入せずに、エッジプラズマの中を輸送されて、ダイバータバッフル板に堆積したことを示唆している。このようなタングステンの挙動は、不純物輸送モンテカルロコード DIVIMP によるシミュレーション結果とも定性的に対応している [6]。また、Phase III では (Fig. 2 中の ), Phase II に比べ堆積速度が 2 倍程度大きい。これは、Phase III ではセパトリックスに最も近い部分にタングステンのタイルを張ったために、損耗されるタングステンの量が設置面積の増加割合以上に増加したためと想定される。

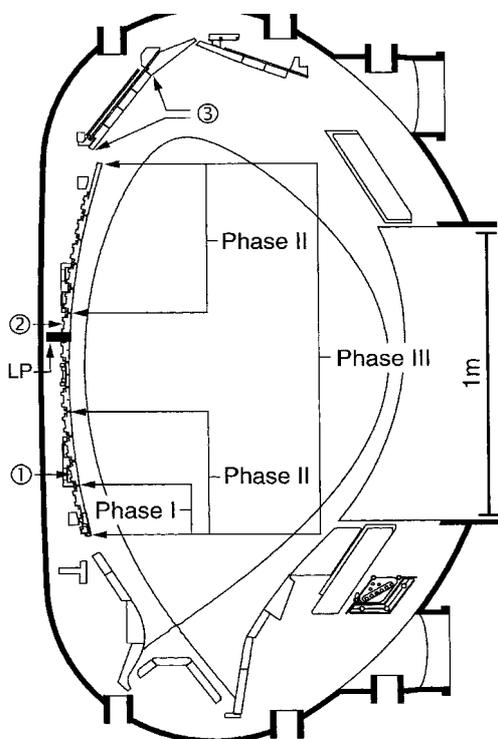


Fig. 1 Poloidal cross-section of the ASDEX-U vessel with W-coated areas for the first three phases of tungsten usage at the central column [3].

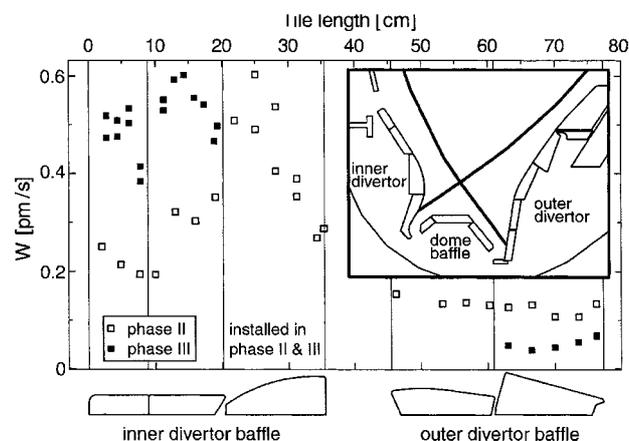


Fig. 2 Tungsten redeposition rate at the divertor baffle during the W phase II and phase III campaigns with divertor IIb configuration. The inset shows a poloidal cross-section of the divertor area. The deposition rate is plotted along the poloidal length of the respective baffle tiles [3].

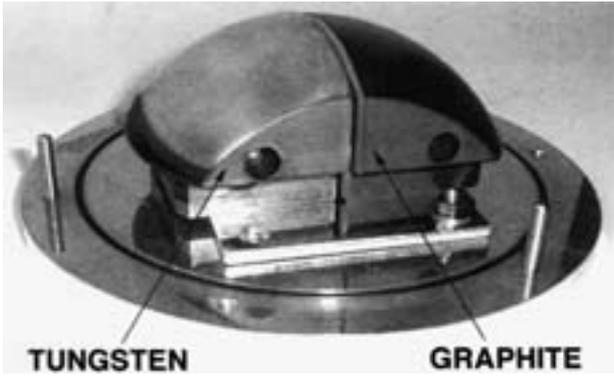


Fig. 3 Photograph of the twin limiter [8].

### 7.2 TEXTOR におけるツインリミタ実験

ドイツのリミタトカマク装置 TEXTOR では、1992年から高Z材 (Mo,W) のテストリミタをエッジプラズマに挿入し、プラズマへの高Z材料の影響、高Zテストリミタへの熱負荷特性、高Zテストリミタ表面での水素リサイクリング特性などについて研究を行ってきた。その結果、テストリミタからの高Z不純物の発生とプラズマ中心への高Z不純物の蓄積について、多くの知見を得た[7]。近年、このテストリミタを片側をタングステン、反対側を炭素としたツインリミタとして実験を行った (Fig. 3 [8])。この研究の目的は、プラズマの熱負荷や水素リサイクリング特性が、炭素とタングステンでどのように違うかを実機で調べ、イオンビーム実験やシミュレーションの結果との対応性を検討すること、および、炭素とタングステンの損耗・再堆積の様子を調べ、エッジプラズマにおける不純物の輸送とそれに伴う材料混合現象について明らかにすることである。このリミタは180度回転することができ、タングステンと炭素を同じ条件のプラズマにさらし、その応答特性を比較することが可能である。本節では、その結果の一部を紹介する。

実験では、リミタを TEXTOR プラズマのエッジ付近に挿入して、リミタ表面から放出される重水素原子、タングステン、炭素のラインの強度を2次元的に測定している。リミタ表面に垂直な方向のライン強度の減衰長より、おのおの原子の放出エネルギーが推定できる。またリミタ表面に垂直な方向に強度を線積分すると原子のフラックスを求めることができる。Fig. 4 に W の発光強度の空間分布を示す[8]。プラズマにさらして、ショットを重ねていくと (左図より右図) 炭素側からのタングステン発光強度が増加し、損耗されたタングステンが炭素側の表面に再堆積していく様子がわかる。これより、ツインリミタのタングステン側で損耗されたタングステン原子は、プラズマ中に混入してイオン化した後、損耗場所の近傍に再堆積することが推測される。損耗と再堆積をシミュレーションした結果によれば[9]、40 - 61%の損耗 W 粒子が損耗場所の近傍に再堆積する。なお、ここで数字に幅があるのは、損耗場所により再堆積確率が異なるためである。

タングステンと炭素における水素リサイクリング粒子のエネルギーの違いも観測されている。Fig. 5 に、プラズマの

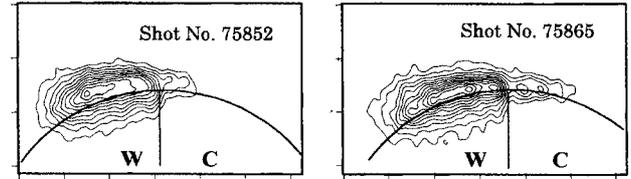


Fig. 4 W line intensity distribution in front of the twin limiter for shots with the different discharge numbers [8].

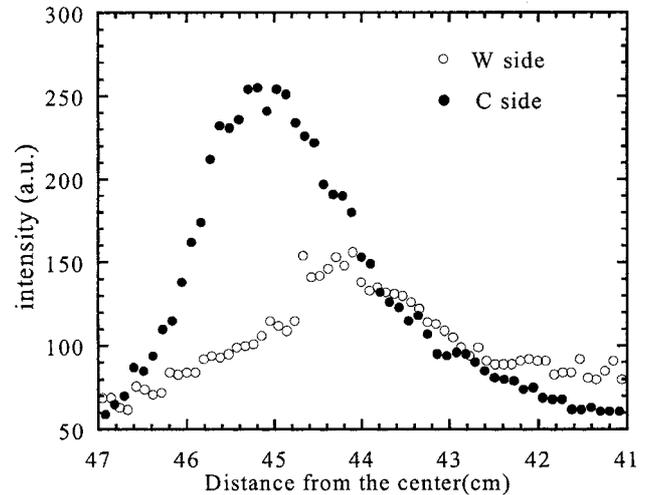


Fig. 5 Comparison of  $D_{\alpha}$  intensity decay in front of the limiter between the C and W side. The limiter position is 45.5 cm in minor radius. Main limiter position is 46 cm [8].

小半径方向の  $D_{\alpha}$  の発光強度分布を示す[8]。ここでリミタは  $r = 45.5$  cm の位置にある。主リミタである炭素のトロイダルリミタは、 $r = 46$  cm の位置にある。Fig. 5 より、リミタ近傍では炭素から放出される重水素原子の発光強度が大きく、その反対に、リミタから離れるとタングステンから放出される重水素原子の発光強度が大きくなる。このことから、タングステン側から放出された重水素原子の方が大きなエネルギーを持っていることが示唆される。タングステンと炭素での重水素イオンのエネルギー反射係数は、リミタ実験でのエッジプラズマ温度を考慮すると (30 - 90 eV), 0.37 - 0.41 (W) と 0.05 - 0.07 (C) となり大きな違いがある。したがって、炭素リミタ側では、重水素イオンの反射が少なく、重水素イオンはいったん炭素材料中で熱化した後、重水素分子(原子)、もしくは炭化水素分子として熱速度程度の放出速度で再放出される。したがって、リミタ近傍での発光強度が高く、発光強度の減衰長が短い。一方、タングステン側では、重水素イオンの反射粒子が炭素側に比べかなり多い。反射粒子は、比較的高いエネルギーを持っているため、リミタ近傍では発光強度が小さいが、発光強度の減衰長が長く、イオン化距離が長いことを意味する。実際のツインリミタでは、炭素上にタングステンが堆積して、重水素イオンの反射率が、純粋な炭素の場合に比べ増加していると考えられるが、その影響は母材の影響を打ち消すほどではない。

このように重水素イオンの反射率が異なると、タングス

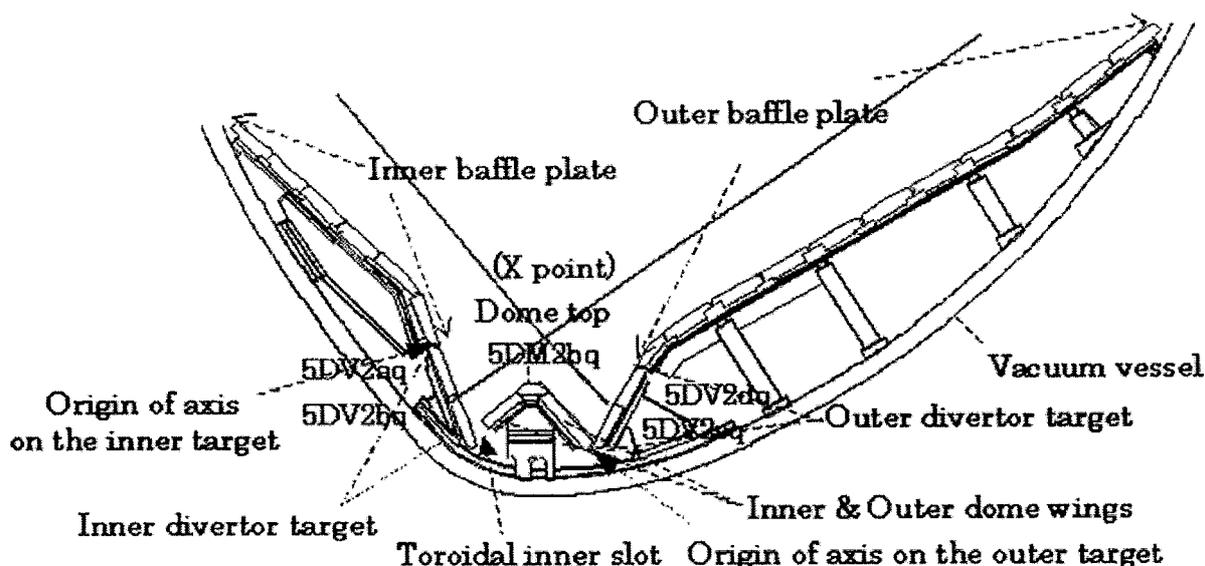


Fig. 6 Poloidal positions of CFC and graphite tiles from divertor targets, dome top and dome wings in the W-shaped divertor region of JT-60U in July 1997 - October 1998 periods [11].

テン側と炭素側の熱負荷にも違いが生じる。炭素側とタングステン側を同じ条件のプラズマにさらした結果では、炭素側の方が30%程度熱負荷が高くなることがわかった [10]。この違いは、タングステンと炭素のエネルギー反射係数の違いでほぼ説明できる。これらの結果で示された壁材料によるイオン化距離の違いは、対向材料が異なることでプラズマに対して異なった影響を及ぼす可能性があることを示唆している。

### 7.3 JT-60Uにおける炭素ダイバータ材の損耗と堆積

プラズマ対向壁の損耗と堆積は、壁材料のスパッタリングや昇華・蒸発によるプラズマ中への放出、プラズマ中での輸送、および再堆積過程を含む複雑な現象である。従来より、損耗に関しては大きな関心が払われ、イオンビームを使ったスパッタリングの基礎実験や、プラズマ対向壁の損耗評価などが行われてきている。しかしながら、磁場閉じ込め装置においては、損耗粒子は必ずどこかに堆積するため、損耗と堆積の評価を同時に行わなければ研究として不十分である。もし、損耗場所と堆積場所を自由に制御できれば、対向材料の寿命評価に大きな影響を及ぼす。たとえば、ある運転フェーズで損耗場所だったプラズマ対向壁を、別の運転フェーズで堆積場所に変えることができれば、壁のネットの損耗量をゼロにすることも可能になり、スパッタ率の大きい低Z材料をプラズマ対向壁に使用できる可能性も出てくる。また、損耗された壁材料を常に高温の壁へ堆積するにすれば、トリチウムの共堆積(トリチウムを含んで壁材料が堆積すること)も少なくなり、炉内のトリチウム吸蔵量の制御にもつながる。

近年、プラズマ対向壁の損耗と堆積に関して、エッジプラズマ中での不純物輸送とからめた研究が、いろいろなトカマク装置で行われるようになってきた。本節では、大型トカマク装置のJT-60Uにおいて、ダイバータ板の炭素タ

イルを装置の運転後取り出して、損耗と堆積の様子を詳細に調べた結果を紹介する [11]。

Fig. 6にタイルが取り付けられていたW型ダイバータのタイル配置図を示す。プラズマ実験は、1997年6月より1998年10月まで行われ、4300ショットの放電がなされた。プライベート領域内側のトロイダルスロットより排気を行った。また、ポロニゼーションはこの期間内に2回行っている。損耗・堆積による表面の厚さ変化は、ダイヤルゲージで測定された。ダイヤルゲージの測定精度は3 $\mu$ mである。また、堆積層と母材の組織が異なることから、断面組織をSEMで観察することで、堆積層の厚みを測定することができる。

Fig. 7(a)に外側のダイバータ板の堆積層の厚み、および表面の厚さ変化のポロイダル方向依存性を示す。また、(b)にはそれぞれの位置にストライクポイントが来たショット数を、(c)は(b)にNBIパワーで重み付けをしたものを示す。Fig. 8では内側のダイバータ板における同様の結果を示す。外側ダイバータ板では、表面の厚み変化が負となっており、損耗が進んでいることを示す。損耗分布とダイバータのストライクポイントの分布はほぼ等しく、プラズマの粒子負荷が大きいところで損耗が進んでいることがわかる。ただ、より詳しく分布を比較すると、ストライクポイントよりも若干ポロイダル距離が大きいほうに(トラス大半径外側に)損耗のピークがある。一方、内側ダイバータ板では、厚みの変化が正となっており、炭素が堆積していることを示している。160 mm付近の堆積ピークは、ストライクポイント位置とほぼ対応しているが、50 mm付近の堆積ピークはストライクポイントとは対応しておらず、今後堆積機構の解明が必要である。外側のダイバータ板は熱負荷が大きく、表面温度が600 - 1,200 Kまで上昇するため、化学スパッタリングにより損耗しているのではないかと考えられる。ただ、間歇的な熱負荷(ELMなど)の影響ははっきりわかっていない。内側ダイバータ板について

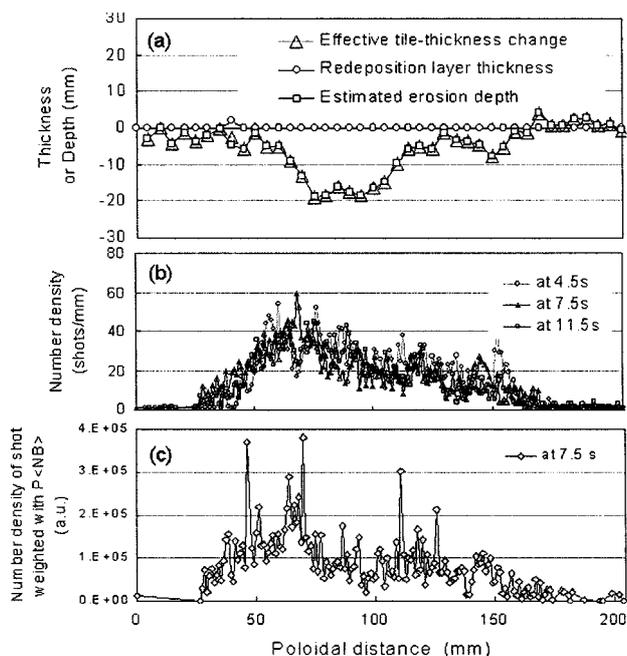


Fig. 7 Poloidal distribution of erosion depth on the outer divertor target (a), compared with that in frequency histogram of the strike point position (b) and that of the strike point position weighed with total NBI power  $P_{NB}$  (c), for JT-60U in the June 1997 - October 1998 experimental periods. Origin of poloidal distance is the inboard end of the outer target tile 5DV2cq [11].

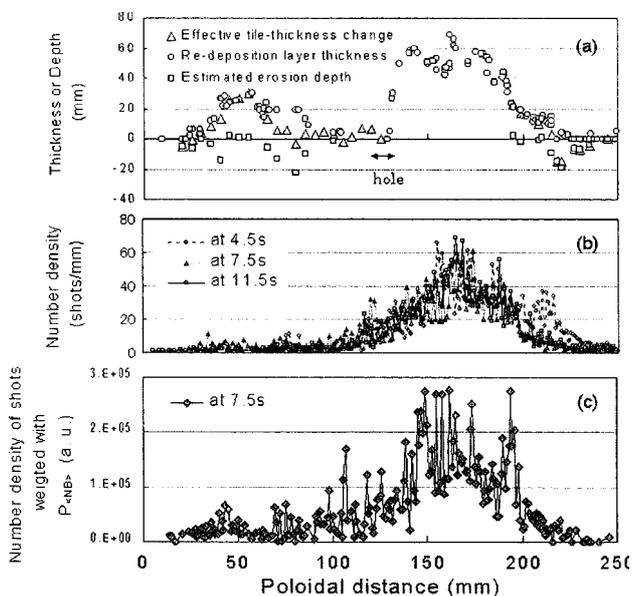


Fig. 8 Poloidal distribution of the re-deposition layer thickness on the inner divertor target (a), compared with that in frequency histogram of the strike point position (b) and that of the strike point position weighed with total NBI power for each shots  $P_{NB}$  (c), for JT-60U in the June 1997 - October 1998 operation periods. Origin of poloidal distance is the inboard end of the inner target tile 5DV2aq [11].

は、熱負荷が小さく、プラズマ温度が低いので損耗の影響が少なく、堆積が顕著に現れている可能性がある。なお、このような損耗・堆積における内外ダイバータ板の非対称性は、JET, DIII-D, ASDEX-Uなどのトカマク装置でも同様に観測されている。

## 終わりに

ITERの国際協議も佳境に入り、発電実証炉の建設を視野に入れはじめた核融合研究において、プラズマ対向材料研究の重要性は大変に高くなっている。プラズマ対向材料・機器の開発において重要なポイントは、定常核燃焼プラズマとの共存性、長寿命プラズマ対向材料・機器の開発、そしてトリチウム吸蔵量の低減(再堆積層も含む)である。炉心プラズマへの対向材料の影響や対向材料の寿命を推定するためには、プラズマイオン照射や高熱負荷を受けた対向材料の損耗特性、脆化・劣化特性、および水素の吸収・放出挙動の理解が必要となる。そのため、イオンビームや低温プラズマを利用したイオン照射や熱負荷実験が1970年代ごろから精力的に行われてきた。その結果、限定的な条件下でのスパッタリング損耗、材料劣化、および水素の吸蔵特性などの基礎研究はかなり進んできた。しかしながら、発電実証炉を視野に入れた場合に、対向材料・機器と高性能炉心プラズマとの共存性や、プラズマ負荷と中性子負荷を同時に受けた場合の対向材料の脆化・劣化特性、およびトリチウム吸蔵特性の研究が不可避である。特に前者の共存性の研究のためには、核燃焼プラズマ実験装置ITERにおける実験が最も重要であり、できるだけ早い時期にITERにおいて核燃焼プラズマと発電実証炉用の対向材料・機器の共存性試験を行う必要がある。

## 参考文献

- [ 1 ] R. Hawryluk *et al.*, Nucl. Fusion 19, 1307 (1979).
- [ 2 ] T. Tanabe *et al.*, J. Nucl. Mater. 196-198, 11 (1992).
- [ 3 ] K. Krieger *et al.*, J. Nucl. Mater. 313-316, 327 (2003).
- [ 4 ] R. Neu *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion 44, 811 (2002).
- [ 5 ] M. Tokar *et al.*, Nucl. Fusion 37, 1691 (1997).
- [ 6 ] A. Geier *et al.*, J. Nucl. Mater. 313-316, 1216 (2003).
- [ 7 ] V. Philipps *et al.*, Nucl. Fusion 34, 1417 (1994).
- [ 8 ] T. Tanabe *et al.*, Fusion Eng. Des. 49-50, 355 (2000).
- [ 9 ] K. Ohya *et al.*, J. Nucl. Mater. 290-293, 303 (2001).
- [ 10 ] A. Huber *et al.*, J. Nucl. Mater. 290-293, 276 (2001).
- [ 11 ] Y. Gotoh *et al.*, J. Nucl. Mater. 313-316, 370 (2003).