

## 解 説

### JT-60U重水素実験におけるトリチウム処理

宮 直之・正木 圭

日本原子力研究所那珂研究所  
〒311-01 茨城県那珂郡那珂町向山801-1

#### Tritium Processing in JT-60U

Naoyuki MIYA and Kei MASAKI

Naka Fusion Research Establishment Japan Atomic Research Institute  
Naka-machi 801-1, Naka-gun, Ibaraki 311-01, JAPAN  
(Received September 4, 1996; accepted January 11, 1997)

#### Abstract

Tritium retention analysis and tritium concentration measurement have been made during the large Tokamak JT-60U deuterium operations. This work has been carried out to evaluate the tritium retention for graphite tiles inside the vacuum vessel and tritium release characteristics in the tritium cleanup operations.

JT-60U has carried out D-D experiments since July 1991. In the deuterium operations during the first two years, about  $1.7 \times 10^{19}$  D-D fusion neutrons were produced by D (d,p) T reactions in plasma, which are expected to produce  $\sim 31$  GBq of tritium. The tritium produced is evacuated by a pumping system. A part of tritium is, however, trapped in the graphite tiles.

Several sample tiles were removed from the vessel and the retained tritium Distribution in the tiles was measured using a liquid scintillator. The results of poloidal distribution showed that the tritium concentration in the divertor tiles was higher than that in the first wall tiles and it peaked in the tiles between two strike points of divertor magnetic lines. Tritium concentration in the exhaust gas from the vessel have also been measured with an ion chamber during the tritium cleanup operations with hydrogen divertor discharges and He-GDC. Total of recovered tritium during the cleanup operations was  $\sim 7\%$  of that generated. The results of these measurements showed that the tritium of 16-23 GBq still remained in the graphite tiles, which corresponded to about 50-70% of the tritium generated in plasma.

The vessel is ventilated during the in-vessel maintenance works, then the atmosphere is always kept lower than the legal concentration guide level of  $0.7 \text{ Bq/cm}^3$  for radiation work permit requirements.

## 1. はじめに

日本原子力研究所のJAERI Tokamak-60 Upgrade (JT-60U) [1] における重水素実験では、D (d,p) T反応によってプラズマ中にトリチウムが発生する。プラズマ中に発生したトリチウムは真空排気系を通して希釈後外部へ排気されるが、残りは真空容器内第一壁に残留する。JT-60Uでは年2回、定期点検保守等に伴って真空容器内作業を行い、第一壁タイトルの加工、交換作業等を行っているが、この際に問題となるのがトリチウムによる作業者の内部被ばくである。また、実験時や点検保守作業の際、実験棟建屋外に排気されるトリチウム量も問題となる。このことから、真空容器内に残留するトリチウム量を評価すること、また残留したトリチウムを効率良く排出する手法を確立し、発生したトリチウムの流れを把握することは、真空容器内作業を安全に実施するためばかりでなく、施設周辺環境に対する安全を確保する上でも重要な課題である。

現在の大型トカマク型プラズマ実験装置の多くで第一壁としてプラズマへの不純物の影響の少ない低Z材料を採用し、それなりの成果を得てきている。しかし黒鉛は多孔性物質で多量の水素同位体をその内部に保持する性質があるので、粒子リサイクリング制御やプラズマの密度制御が難しくなることを加え、インベントリの問題が生ずる。Joint European Torus (JET) [2] やTokamak Fusion Test Reactor (TFTR) [3] など外国のトカマク装置ではすでにDT実験を進めている段階にあるが、真空容器内に残留するトリチウムとその除去が大きな問題となっている。国際熱核融合実験炉 (International Thermonuclear Experimental Reactor: ITER) [4] など将来のD-T実験炉においても、正確なインベントリ評価はトリチウム循環制御と計量管理の観点から重要な課題であり、また第一壁材料の選択に大きな影響を与えるテーマでもある。

真空容器内残留トリチウムを評価する方法として、実際に使用した第一壁から直接トリチウム残留量を評価する方法と、プラズマ排気中のトリチウム量から間接的に評価する方法 (真空排気系排ガス中のトリチウム濃度測定) がある。JET, TFTR, Doublet-III D (D-III D) での重水素実験では前者の方法によるトリチウムの分布や挙動についての報告が行われている。[5-7]。

JT-60Uでは1991年からの重水素実験の開始にともない、前者に加え後者による方法も取り入れてより総合的な評価を試みてきた。重水素実験開始により2年後の1993年秋に真空容器内から取り出したいくつかの第一壁タイルを用いて残留トリチウム量を調べた [8]。また、脱ガス放電 (クリーンアップ放電) を実施して、トリチウムの脱ガス挙動についても調査した [9]。この脱ガス放電は、真空容器内点検保守作業に先立って、あらかじめ第一壁中に蓄積したトリチウムを除去し、より高い安全性を確保するために実施している運転である。

本稿においては、第一壁分析と排ガス中トリチウム濃度測定から得られたJT-60U重水

素実験におけるインベントリ評価とトリチウム挙動について述べ、合わせてトリチウム処理の現状等について紹介する。

## 2. JT-60U装置の概要と真空容器内第一壁

日本原子力研究所那珂研究所の臨界プラズマ試験装置JT-60（1991年よりJT-60U）は、1988年4月より原子力開発利用長期計画（原子力委員会）に従い、プラズマの高性能化計画を開始した。1991年以降は、従来の水素に加えて重水素を使用することによりプラズマ性能の一層の向上を図ってきた。この結果、1996年までの実験において臨界プラズマ条件に到達（核融合増倍率 $Q=1.05$ ）する成果を得ている。さらに、1992年度からは第三段階核融合研究開発基本計画（原子力委員会）に従い、核融合実験炉の開発に目標を据えた物理R&Dを進め、世界初の負イオンビームを用いた中性粒子入射加熱装置（NBI加熱装置）によるプラズマ加熱・電流駆動実験を開始するなど、ITERの設計、建設に貢献する研究を行っている。今後は改良型ダイバータへの改造を行い、次期核融合装置の物理的及び工学的基盤を確立する実験を継続する。なお、本装置およびJT-60施設は重水素運転の開始に伴い、「放射性同位元素による放射線障害の防止に関する法律」の適用を受けた。JT-60U装置の断面と主要諸元をFig.1, Table 1に示す。

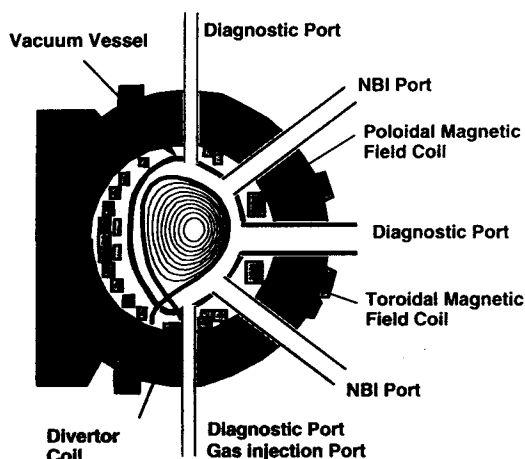


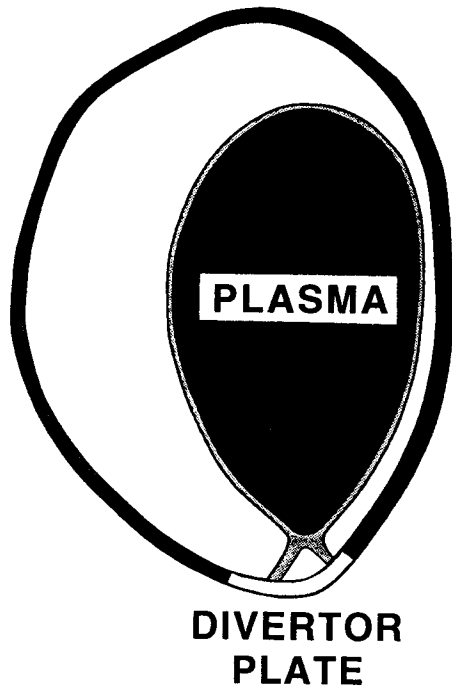
Fig.1 Cross sectional view of JT-60U

Table 1 Device and plasma parameters of JT-60U.

Plasma current	5 MA (Divertor)
Major Radius	3.4 m
Minor Radius	1.1-1.5 m
Toroidal Field on axis	4.4 T
Heating Power(NBI)	40 MW
Heating Power(LHRF)	7 MW
Heating Power(ICRF)	7 MW
Num. of TF-coil	18

JT-60Uの真空容器内部はFig.2に示すように、第一壁材料であるグラファイトタイルで全面が覆われている（密度 $1.8\text{ g/cm}^3$ 、約1万枚）。ダイバータはプラズマを取り囲む磁力線に脚を作り、主プラズマ中の不純物を外部へ導いて除去する機能を言う。JT-60Uの運転では30MW以上の高熱入力のパラズマ加熱を行うので、この磁力線の脚が真空容器を横切る真空容器下部のダイバータ板部での主プラズマからの熱流束は $5\sim 10\text{ MW/cm}^2$ に達する。したがって、Fig.2の写真に見られるように、真空容器下部（タイルのメッシュが細かくなった部分）には耐高熱負荷特性を持つ数種類のCFC（Carbon Fiber Composite）材が使用されている。主プラズマからの熱や粒子とともに、プラズマから抜け出たトリチウムの多くもこうしたダイバータ領域に集中する。真空容器内に貼られたグラファイトタイルは全て第一壁となるが、このメッシュの部分をも特にダイバータ板と呼んでいる。ダイバータ板の表面積は $13\text{ cm}^2$ 、残りの第一壁部は $210\text{ cm}^2$ である。真空容器内部に高温の $\text{N}_2$ ガスを循環して容器全体をベーキングすることにより、実験運転時の真空容器温度は $250\sim 300^\circ\text{C}$ に保たれる。

JT-60Uで最初炭素タイルのみで実験をしていたが、低Zのための放射損失は小さいもの



**DIVERTOR PLATE**

Fig.2 Inside view of vacuum vessel (left) and divertor plasma cross section (right).

のスパッタリング率が高く、プラズマへの炭素の混入率が数%となった。また酸素も不純物として観測されたため、デカボランを用いたボロニゼーションを実施して酸素の低減とリサイクリング特性の改善を図ってきた。この結果が臨界プラズマ条件を満たすプラズマ性能の向上に繋がった。

### 3. トリチウムの発生量

重水素実験における核反応は $D+D \rightarrow 3He$  (0.8MeV) + n (2.4MeV) で2.4MeVの中性子が発生するが、これとほぼ同じ割合で起こる $D+D \rightarrow T$  (1MeV) + p (3MeV) の反応からトリチウムが生成される。すなわち中性子と同数のトリチウムがプラズマ中に発生する。JT-60Uでは1991年7月の重水素実験の開始から、1995年10月の実験運転休止（定期点検のため）までのおよそ4年

間（実験週217週）に計 $4.1 \times 10^{19}$ nの中性子が発生し、生成トリチウムは73GBqとなった。(Table2)プラズマ放電中に発生したトリチウムは真空容器内に残留するか、またはJT-60実験棟地下の真空容器主排気系設備を経由し、実験棟内の空調換気系 ( $1.1 \times 10^5 \text{ cm}^3/\text{hr}$ ) と合流して希釈された後、法定限度を十分下回る濃度で実験棟から外へ排気されている (Fig.3)。生成トリチウムと重水素とのDT反応によるトリチウム燃焼率は0.5-1%と十分小さいので生成トリチウムのうち反応による損失はほとんどない。

Table2 Neutron yield and tritium productions of each year.

YEAR	Neutron Yield (n)	Tritium Production (GBq)
1991(July~)	$7.9 \times 10^{17}$	1.4
1992	$5.4 \times 10^{18}$	9.6
1993	$1.1 \times 10^{19}$	20
1994	$1.5 \times 10^{19}$	26.4
1995(~Oct.)	$8.8 \times 10^{18}$	15.6
Total	$4.1 \times 10^{19}$	73

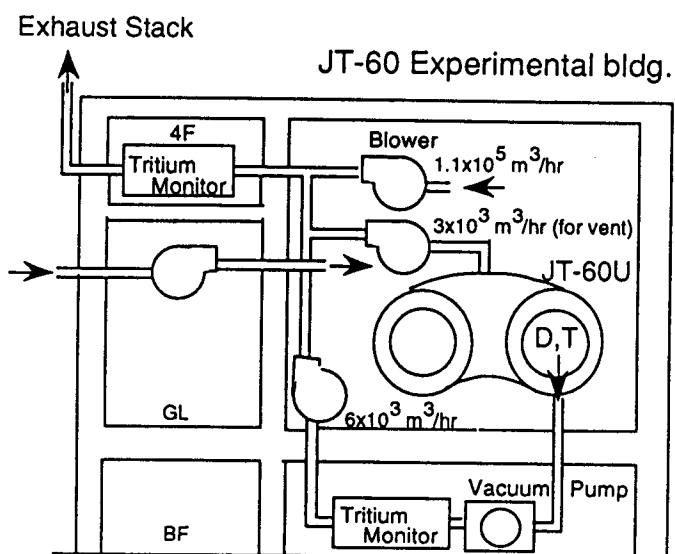


Fig.3. Exhausting system of JT-60U

## 4. トリチウムインベントリ

### 4. 1. 第一壁タイルサンプル

重水素実験を2年強（1991年7月～1993年10月）行った後、真空容器内から取り出した第一壁タイルを分析して残留トリチウム量を評価した。Fig.4に測定したサンプルタイル位置を示す、Fig.4左の図は真空容器上部から見たときのダイバータタイルの平面図（トロイダル方向）を示す。18個のトロイダルコイルで分割される領域（ポートセクション）にはP-1からP-18の番号が付けられている。ダイバータタイルはトーラス中心（真空容器インボード側）から外側（真空容器アウトボード側）に向かって8列（a-h列）のタイルで構成される。右の図は真空容器の断面図（ポロイダル方向）を示す。ポロイダル方向の測定には、P-8のダイバータタイル10箇所（P-8, a～h列）と、P-13の第一壁タイル5箇所（P-13, Md, Bb, Eb, Hc, La）のサンプルを使用した。また、トロイダル方向についてはP-8の反対側P-17, b列1箇所をサンプルとした。またこのP-17, b列の1つのタイル内でのトロイダル方向分布を測定した。

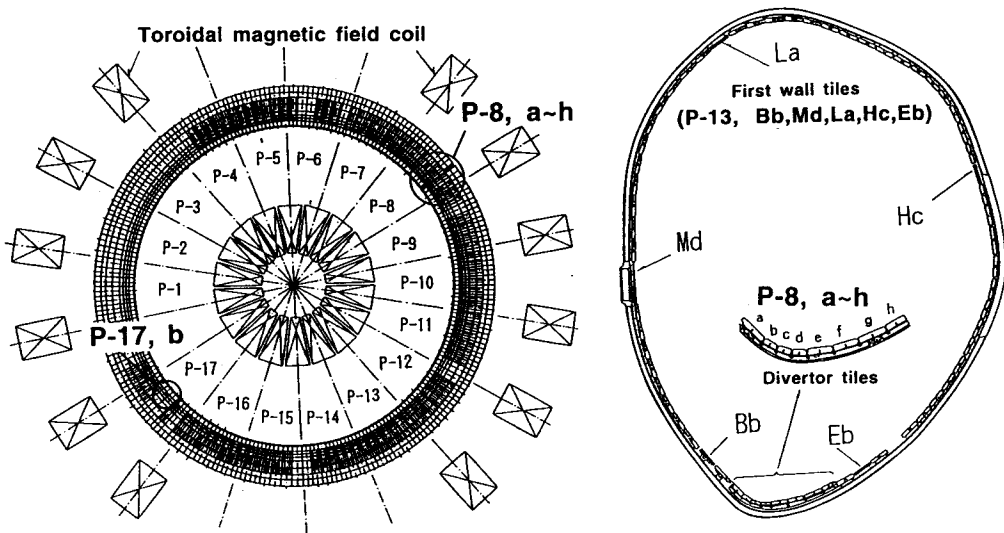


Fig.4. Toroidal (left) and poloidal (right) positions of sample tiles in first wall and divertor tiles.

取り出したダイバータタイル（P-8, a～h列）から切り出したサンプル片の位置をFig.5に示す。ダイバータタイルは図左側、真空容器インボード側タイルa列に内側の磁力線の内側の脚のストライクポイントがあり、また図右側アウトボード側タイルf列に磁力線の外側の脚のストライクポイントが観測された。さらに、インボード側タイル（a～d列）の上部とアウトボード側タイル（e～h列）下部にそれぞれイオンサイドおよび電子サイドでの

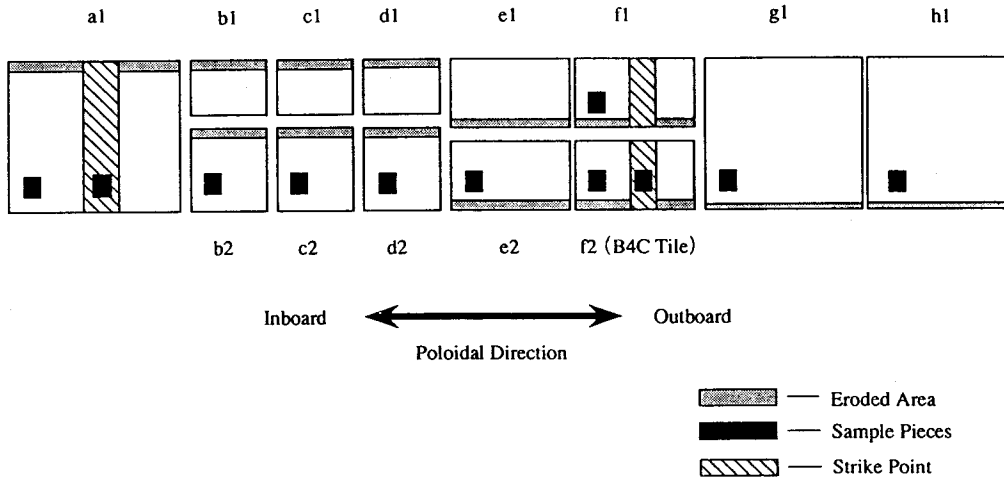


Fig.5. Locations of sample pieces cut from divertor tiles in poloidal direction.

エロージョンが認められた。したがって、できるだけエロージョンの影響を受けないようにするためポロイダル分布用のサンプルは、図中黒い部分で示すように部分から切り出した。一つのサンプルの大きさは約10mm x 10mm x 24mmである。

#### 4. 2. トリチウム分析

タイルから切り出したサンプル中のトリチウム量はfig.6(a)に示す装置を用いて分析した。サンプルを電気炉にて約1000℃に加熱し、この電気炉に空気を送ってサンプルを燃焼させて昇温脱離によりトリチウムを放出させた。放出トリチウムは500℃の酸化銅を通して完全に酸化させ、トリチウム水としてバブラーによって回収した。あるサンプルについて

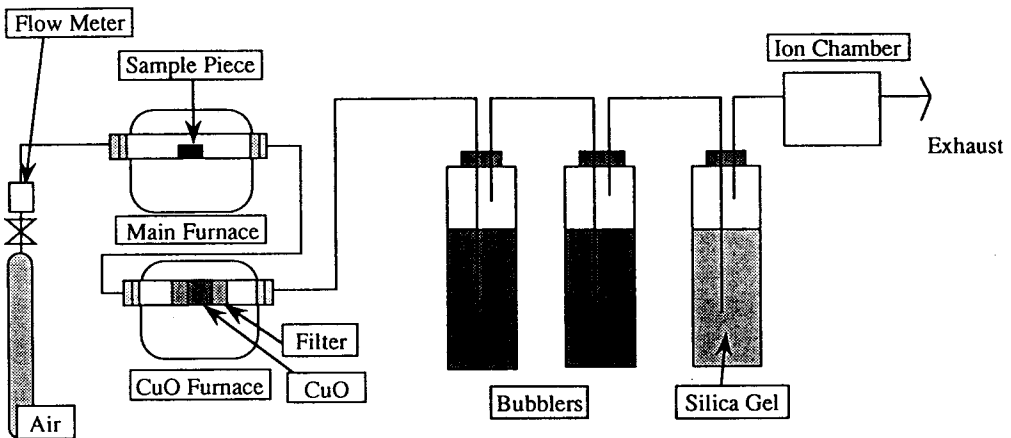


Fig.6(a). Apparatus used for tritium measurement.

ての脱離量の温度・時間依存性を Fig.6(b)に示す。この結果から3時間の加熱でサンプル中の全トリチウムの大半(95%)が脱離する。したがって、トリチウム量の測定は加熱開始3時間後に行い、バプラーから1 ccの水をサンプリングした後、液体シンチレーションカウンターで測定した。

### 4. 3. 分析結果

得られたトリチウム濃度のポロイダル分布を Fig.7に示す。ダイバータ板のインボード側(c列)のトリチウム密度が最も高く、プラズマを囲む磁力線の脚が直接当たるストライクポイント(a列, f列)で最も低い傾向を示した。Fig.8はJT-60Uにおける典型的なダイバータ放電でのダイバータタイルの温度上昇を示したものである。測定はタイルに埋め込んだ熱電対によるものであり、真空容器ベーキング温度300℃からの上昇分を示してある。a列とf列において他のタイル部分より高い温度上昇が観測されており、到達温度は400℃を超えている。フルパワーの高加熱入力の放電では温度上昇は600℃になり、この時のダイバータタイルの表面温度は最大1000℃にまで上昇する。この温度分布からわかるように、ストライクポイントは常に高熱負荷に晒されているので、このような部分ではエロージョンによってトリチウムはかえって蓄積しにく

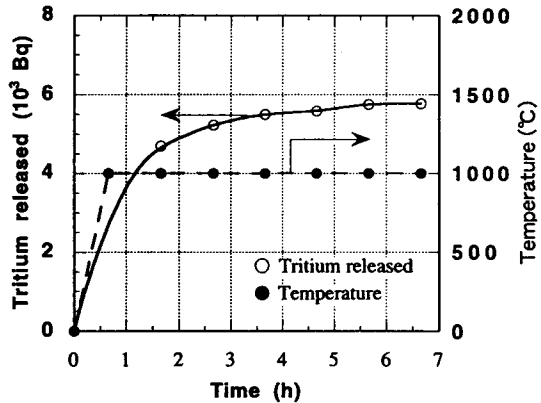


Fig.6(b) Time evolution of baking temperature and tritium release from a carbon sample.

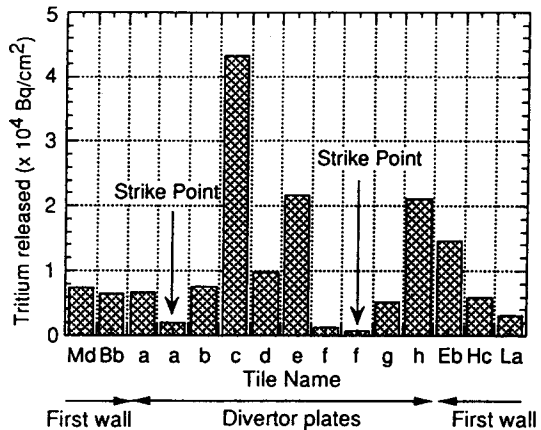


Fig.7. Poloidal distribution of tritium measured in first wall and divertor tiles

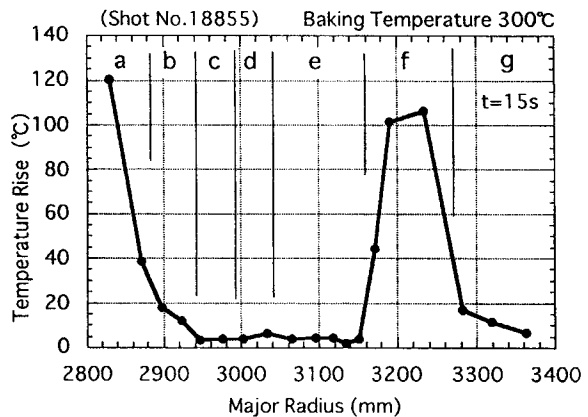


Fig.8. Typical result of temperature profile in divertor tiles (line a-f) during the NBI heated discharge.



くなっていると考えられる。炭素壁を使用したトカマク装置のダイバータ放電ではストライクポイント周辺にエロージョンしたカーボンの堆積層が形成され、この中にトリチウムが蓄積する傾向にある [10]。JT-60Uにおいてもプラズマの2つの脚の間（プライベート領域）に相当するc列やストライクポイント脇のh列では比較的厚く堆積した再付着層が観測されており、この中に多くのトリチウムが残留したものと考えられる。このようなダイバータにおける分布形態は、水素ガスを用いたJT-60の結果 [11] やJET [6]、DIII-D [7]でも報告がある。

1枚のダイバータタイル（P-17, b列）内において測定したトロイダル方向分布をFig.9に示す。このタイルから3つのサンプル片を切り出した（No. 1-3）。タイルエッジ部（図右側）の斜線はイオンサイドにできるエロージョン領域である。トロイダル方向分布においては、このエロージョンサイドを含むサンプル（No. 1）にトリチウムが集中する傾向が観測された。エロージョンを起こした場所そのものは、ストライクポイントと同様の理由によりトリチウム濃度が低いと思われるので、そのすぐ近傍にできた再付着層内にトリチウムが多く残留しているものと推測される。これに対し、タイル中央部分（No. 2）及びエロージョンサイドと反対側（No. 3）でのトリチウム濃度は低い。サンプルNo. 1～3の濃度比3：1：1であった。P-8のb列とP-17のb列（No. 2）を比較することにより、異なるタイル間のトロイダル分布を知ることができる。p-17,b列（Fig.9, No. 2）の濃度（ $\sim 4 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>）は、P-8, b列の濃度（Fig.7,  $\sim 8 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>）の半分程度であり、トーラス全体で

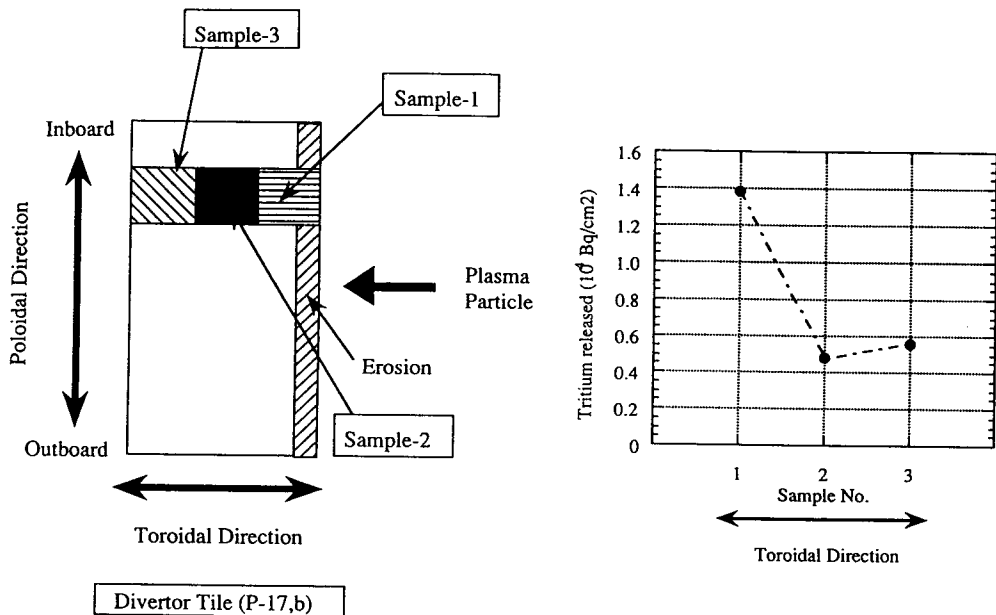


Fig.9. Locations of sample pieces cut from divertor tiles in toroidal direction (left) and Toroidal distribution of tritium in a divertor tile (P-17, line b).

のトロイダル分布にも幅のあることがわかる。一方、第一壁タイル1枚におけるトロイダル方向分布はほぼ一様分布であった。

タイルの深さ方向の分布の詳細な測定はしていないが、一つのタイル表面から2mmの厚さで切ったサンプル片を昇温脱離した結果では、そのタイル中のトリチウム90%が検出された。JETの重水素実験結果でも黒鉛表面のわずか25 $\mu$ mに98%のトリチウムがとりこまれた結果 [6] の報告があり、こうした結果からトリチウムはプラズマ側表面近傍に高密度で蓄積すると考えられる。

以上の結果を基にしてJT-60真空容器内タイル全体での残留量を推測した。評価は測定したサンプルから得られた濃度を平均的な値として考えた。またタイルの深さ方向の分布は考慮せず、表面密度からタイルの面積比で全体のトリチウム量を評価した。

ダイバータタイルは、Fig.7及びFig.9で示したように、ポロイダル方向及びトロイダル方向にそれぞれ分布を持つ。Fig.7の結果に示されたポロイダル方向分布が、真空容器内すべてのダイバータタイルにおいて（トロイダル方向に）同一の分布を持つと仮定した。ここでFig.7のサンプルはタイルのエロージョンの影響や堆積層を避けた部分から採取しているので実際より低めの値を示すことになる。この点を考慮してFig.9に示されたトロイダル方向分布の効果を補正した。すなわち、Fig.9のサンプルNo.1～3の濃度比が3：1：1であることから、Fig.7の濃度結果を一律5/3倍して評価した。このような方法により全てのダイバータタイル中に取り込まれたトリチウム量を評価した結果、 $3 \times 10^9$  Bqとなった (Table 3(a))。

一方、第一壁タイルはダイバータの磁力線の脚が当たらないことからトロイダル分布はほぼ一様である。したがって、Fig.7のポロイダル分布結果だけを使用して評価した。ポロイダル方向を5点のサンプルを含む5つの領域に分けて評価した全ての第一壁中のトリチウム量は $1.3 \times 10^{10}$  Bqとなった (Table 3(b))。

Table 3(a) Tritium retention data of divertor carbon tiles

Sample	Tritium Density (Bq/cm <sup>2</sup> )	Corrected Density(x 5/3)	Area of Each Line(cm <sup>2</sup> )	Tritium Inventory(Bq)	Total Inventory (Bq)
P-8,a	6 9 3 7	1 1 5 6 2	Line a : 2 2 0 9 8	$2.55 \times 10^8$	$2.8 \times 10^9$
P-8,b	7 9 0 7	1 3 1 7 8	Line b : 8 0 1 2	$1.06 \times 10^8$	
P-8,c	4 5 6 3 8	7 6 0 6 3	Line c : 8 3 7 2	$6.37 \times 10^8$	
P-8,d	1 0 3 6 4	1 7 2 7 3	Line d : 8 7 5 7	$1.51 \times 10^8$	
P-8,e	2 2 8 2 9	3 8 0 4 8	Line e : 1 6 3 5 0	$6.22 \times 10^8$	
P-8,f	1 3 2 2	2 2 0 3	Line f : 1 7 9 8 2	$0.40 \times 10^8$	
P-8,g	5 5 3 2	9 2 2 0	Line g : 2 5 5 1 5	$2.35 \times 10^8$	
P-8,h	2 2 3 0 0	3 7 1 6 7	Line h : 1 9 2 8 3	$7.17 \times 10^8$	

Table 3(b) Tritium retention data of first wall carbon tiles

Sample	Tritium Density (Bq/cm <sup>2</sup> )	Area of Each Line (cm <sup>2</sup> )	Tritium Inventory (Bq)	Total Inventory (Bq)
P-13,Bb	6 7 8 8	8 4 0 0 0	$0.60 \times 10^9$	$12.5 \times 10^9$
P-13,Eb	1 5 3 5 3	1 0 6 6 1 7	$1.64 \times 10^9$	
P-13,Hc	6 1 5 1	9 6 5 2 8 3	$5.94 \times 10^9$	
P-13,La	3 2 7 7	7 3 3 1 0 0	$2.40 \times 10^9$	
P-13,Md	7 7 5 9	2 4 5 4 0 0	$1.90 \times 10^9$	

ダイバータと第一壁を合計した真空容器内全ての炭素壁タイル中に取り込まれたトリチウム量は $1.6 \times 10^{10} \text{Bq}$ となる。この値は中性子発生量から算出される2年間のトリチウム生成量 $\sim 3 \times 10^{10} \text{Bq}$ のおよそ50%に相当する結果である。50%のうち10%はダイバータ領域、残り40%が第一壁であり、ダイバータ以外での蓄積量が多い。トリチウムの平均濃度（面密度）はダイバータ $\sim 2 \times 10^4 \text{Bq/cm}^2$  ( $1 \times 10^{13} \text{T/cm}^2$ )、第一壁 $\sim 7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$  ( $4 \times 10^{12} \text{T/cm}^2$ )であり、ダイバータ領域に2.5倍高い濃度でトリチウムが蓄積している。50%のトリチウムが炭素壁中に残留したこの結果は、TFTRでの初期重水素実験でのトリチウムリテンション分析結果 [5] とも良く一致しており、カーボンベースの第一壁材料を使用する場合に生ずる大量のトリチウムの蓄積は核融合炉の開発上大きな課題となる。

## 5. 脱ガス運転時のトリチウム挙動

### 5.1. モニタシステム

JT-60Uでは真空容器内での点検保守作業時の安全を確保するために、真空容器内に入室する前にあらかじめ容器内に溜まったトリチウムを除去しておくトリチウム脱ガス運転 (Cleanup Operation) を実施している。Fig.10にJT-60Uの年間実験運転スケジュールを示す。5月と11~12月の年2回、真空容器内の点検保守作業を実施する前に脱ガス運転を行っている（図の斜線部）。脱ガスは重水素を使わずに、水素あるいはヘリウムガスによるプラズマ放電実験や放電洗浄運転を繰り返し、この過程で第一壁中のトリチウムが排気される効果を狙うもので、この運転は真空容器バント前のおよそ1カ月間実施する。真空容器

からのトリチウムの脱ガス挙動は、真空容器の排ガス中トリチウム濃度で調べた。モニタには電離箱および酸化触媒・捕集法を用い、JT-60実験棟地下（Fig.3参照）に設置されている主排気ポンプの出口側配管を分流して測定した。モニタシステムをFig.11に示す。

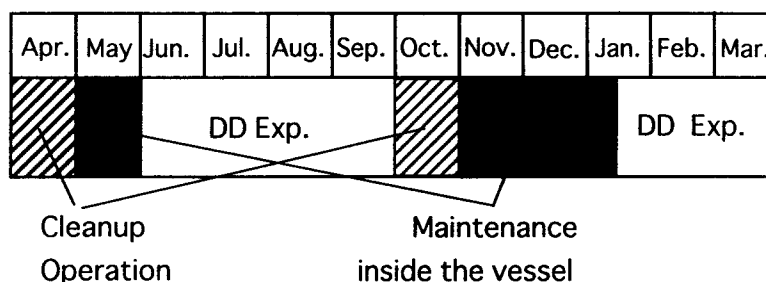


Fig.10 Annual program in TJ-60U experiment.

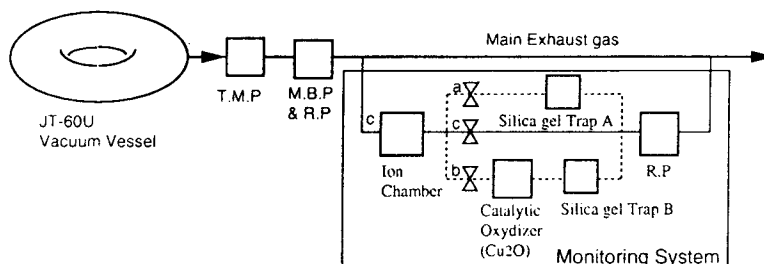


Fig.11. Tritium monitoring system in JT-60U (T.M.P.: Turbo Molecular Pump, M.B.P.: Mechanical Booster Pump, R.P.: Rotary Pump)

## 5. 2. 測定結果

ある脱ガス運転1日の典型的なトリチウム濃度(下図)とその時のダイバータ板熱伝対温度(上図)の時間変化をFig.12に示した。横軸は運転時間を表しており、下図中、NBI加熱実験とヘリウムガスによるグロー放電洗浄(He-GDC)を実施した時間帯を横線で示した。この日は朝10時より実験を開始してダイバータ配位での水素放電を21時半まで計22ショット実施した。途中12~13時の昼食時間、18~19時までの夕食時間およびこの日の実験が終了した後の22時以降の実験停止時間にはHe-GDCを行っている。高加熱入力によるNBI加熱実験(加熱入力9.3MW, プラズマ電流3MA, トロイダル磁場4.5T)が進むにつれ、ダイバータ板の温度が放電によって徐々に上昇して、真空容器のベーキング温度である300℃から450℃付近まで到達する(上図)。この間、トリチウム濃度も徐々に増大

し、第一壁より緩やかに放出されていく傾向を示す。次に、この日の実験休止時に実施した3回のHe-GDC(放電時間1-2hr, グロー電圧500V, 電流1A)では、短時間ではあるが急激なトリチウム濃度変化が見られ、一時的に大量のトリチウム除去が行われることがわかる。

実験放電におけるトリチウム脱ガスの温度依存性は、グラファイト中の水素同位体の吸収と拡散に関係すると考えられる。真空容器を300℃にベーキングしているだけではこうしたトリチウムの排出は観測されていない。一般に黒鉛中の水素同位体は500℃以上で急速に拡散現象の進むことが報告[12, 13]されていることから、ダイバータ領域が高加熱実験の繰り返しによって次第に温められることにより、ダイバータ部炭素壁内に多く入り込んだトリチウムの分子拡散が促進されることで排気されたと考えられる。JT-60Uで得られた加熱実験中のダイバータ板温度は450℃(熱電対)まで上昇しており、表面ではさらに高い温度となっていることを考慮すると、JT-60Uのような実機内のグラファイト材においても、同様の特性が示されていると判断できる。一方、He-GDCは第一壁の裏側な

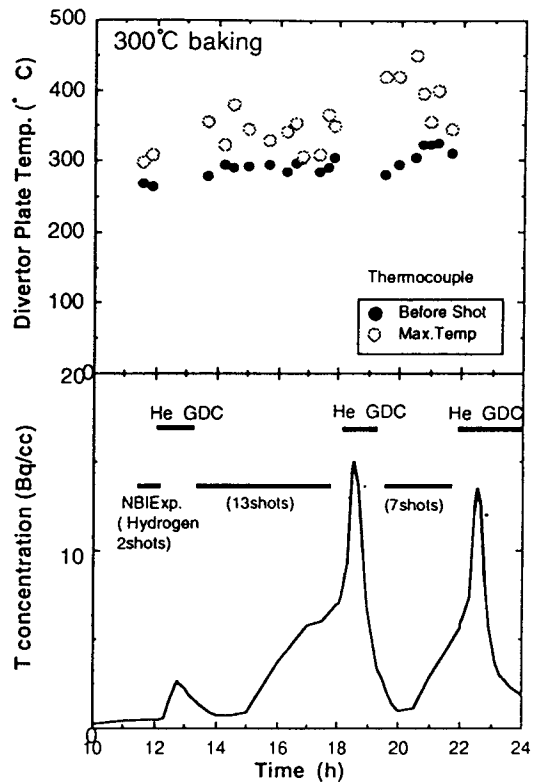


Fig.12 Time evolution of surface temperature on the divertor plates (upper) and tritium concentration of exhaust gas (lower) during cleanup operations.

ど、プラズマの非対向部分も含めて真空容器内壁全面に付着したトリチウムをHeが直接叩くことによる物理スパッタが効いていると考えられる。したがって、ダイバータを含めた真空容器内全体の広い領域からトリチウム除去が行われるために、一挙にトリチウム濃度が上昇するものと判断される。

ある脱ガス期間について、排ガスをFig.11の測定系の経路aとb（またはc）と比較することでガス状トリチウム（HT）と酸化トリチウム（HTO）の割合と調査した。プラズマの加熱放電を行わないジュール実験（Ohmic Discharge）の時HT/HTO比は2400：1に対し、NBI加熱を行った場合この比は20-400：1となり、高加熱入力放電ほど酸化トリチウムの形で排出される傾向が示された。

### 6. トリチウムフローとインベントリ評価

第一壁のサンプル分析と排ガス中トリチウム濃度の測定から求められたJT-60Uの重水素実験2年間におけるトリチウムフローはFig13のようになった。第一壁分析では、先に述べたように2年間に生成したトリチウム量 $3.1 \times 10^{10}$ Bqの50%程度が第一壁に残留した結果が得られた。一方、排ガス中トリチウム濃度の結果からは、実験中に排気されたトリチウムや、脱ガスで除去されたトリチウム量が把握できるので第一壁分析とは異なる情報量を得ることができる。プラズマ中に生成したトリチウムのうち、排気系を通して外部へ出た分の割合は全トリチウム生成量の～20%であった。従って第一壁中に一旦滞留したトリ

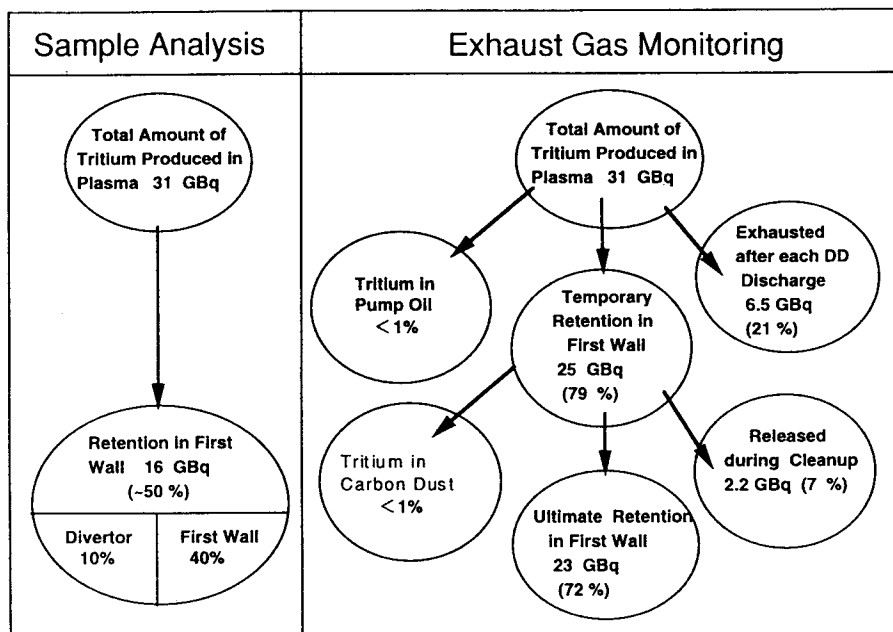


Fig.13. Tritium flow diagram in JT-60U.

チウムは全生成量の～80%となる。さらにその後第一壁から脱ガス運転により、全生成量の7%に相当するトリチウムが真空容器から除去されたので、最終的に真空容器内第一壁に残留したトリチウムは全生成量の～70%と推定された。

脱ガスで除去できた割合は7%に留まり、当初の予想よりはるかに低いものであった。これは脱ガス用の実験放電で第一壁タイルを高温に加熱できる領域がダイバータ領域に限られてしまい、この方法ではダイバータ以外の第一壁内部に取り込まれている大量のトリチウムの除去が行えないことによる。

排ガス中のトリチウム濃度モニターから推測したインベントリ評価結果は、第一壁を直接分析して得られた結果よりも多い残留量を示した。これは測定精度がまだ十分でないことによる。実験中に排気されたトリチウムの割合は、実験は実験内容に応じて変動しているが、排ガスモニターではサンプリングした結果の平均値を使用している。また、第一壁分析ではトロイダル方向のサンプル数が現在までのところ2点しかないが、4.3章で述べたように、P-8とP-17のb列の比較ではサンプル中のトリチウム濃度は2倍の開きがありトロイダル方向分布にはかなりの幅がある。今後はサンプル点数を多くするなどの方法により、測定精度を向上することで両者の差は縮められるものと考えている。

その他、真空ポンプオイル中（1%以下）及びNBI加熱装置クライオ排気系からのトリチウム量について測定したが、その結果は十分無視しうる程に少なかった。また、実験に伴って真空容器内に溜まるカーボンドスト中に含まれるトリチウムについても測定したが、その割合は1%以下と低い。

## 7. 真空容器内作業における安全対応

真空容器内作業を開始するに当たっては、1カ月間程度の脱ガス運転を実施した後、真空容器のベーキングを停止して真空容器温度を室温状態にする。また、ベント後は真空容器内排気系（ベント系、Fig.3参照）により真空容器内を $3000\text{m}^3/\text{hr}$ で換気（換気回数10回/hr）して作業時の安全を確保している。真空容器の温度下降時にはトリチウム濃度も減衰し、室温状態では検出限界値以下となるが、その後の真空容器の開封操作に応じて一時的に濃度は上昇する。Fig.14は大気ベント操作時のトリチウム濃度変化を真空容器内入室の4日前から示したものである。室温状態では検出限界値以下にあるトリチウム濃度が乾燥空気の導入とともに一定値に上昇する。入室1日前に入室ポートのフランジを開放すると、トリチウム濃度は $0.3\text{Bq}/\text{cc}$ 近くまで急に上昇するが、その後真空容器内換気系によるエアブローが始まると、外部空気の導入により直ちに希釈され、再び検出限界値以下に下がる。こうしたトリチウム濃度の上昇は、導入された大気により酸化反応が一時的に促進されたものと考えられる。グラフィット中に50-70%のトリチウムが残留したままではあるものの、最終的な真空容器内トリチウム濃度は酸化トリチウムに関する空气中法定濃度限度の $0.7\text{Bq}/\text{cc}$ 以下となり、作業時の安全性は十分に確保される。

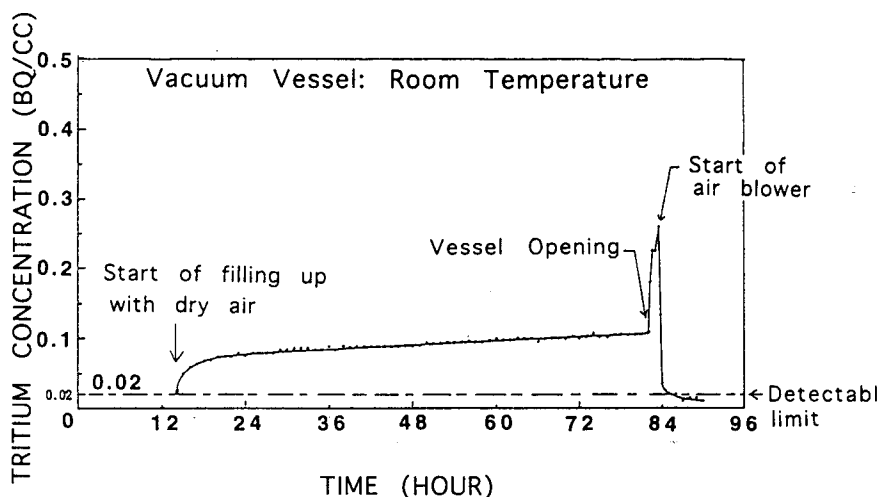


Fig.14. Time evolution of tritium concentration inside vacuum vessel during the vessel opening.

真空容器内作業に当たっては上記ベント系の換気設備の起動に加え、真空容器入り口にクリーンハウスを設置して、真空容器内の汚染した空気が本体室側へ逆流するのを防止したり、作業による汚染が拡大しないようにしている。真空容器内へ入室する場合は、専用の防護衣や手袋等を着用する。さらに作業時には、真空容器内に溜まったカーボンダストによる体内被ばくを防止するために防護マスクを使用している。Fig.15はこうした真空容器内作業の様子を示したものであり、真空容器下部のダイバータ部の点検保守作業を終了して、ワンダーガン等による局所排気設備を用いた清掃作業を実施しているところである。

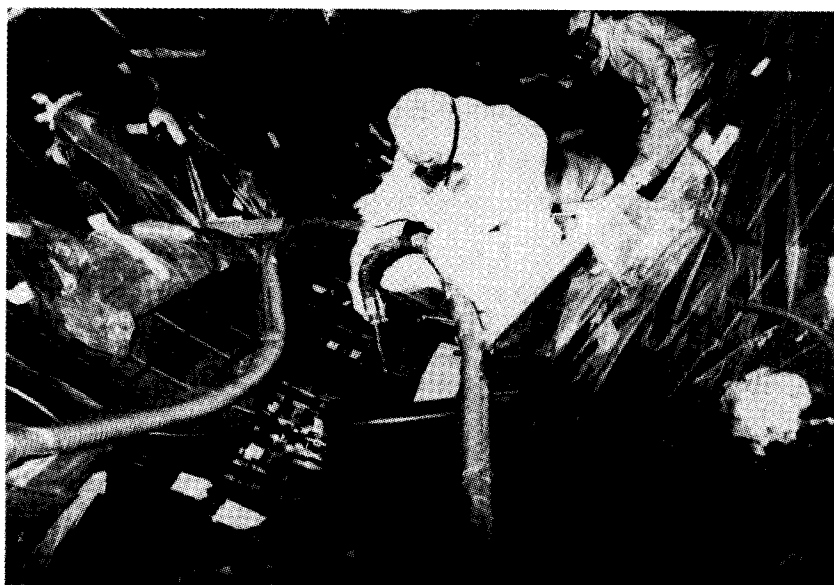


Fig.15. Maintenance work of divertor plates inside the vessel.

周辺環境への影響は排気口からの3カ月間トリチウム平均濃度で評価される。実験中及び点検保守作業中の排気口での酸化触媒・吸着法による実測値は検出下限値 $\sim 4 \times 10^{-5}$  Bq/cc以下であり、排気中法定濃度限度  $3 \times 10^{-3}$  Bq/ccを充分下回っている。

## 8. まとめと考察

重水素実験2年間における第一壁中トリチウム分析と、トリチウム濃度測定による脱ガス挙動評価から、JT-60Uの重水素実験におけるトリチウムの流れや分布を明らかにした。その主な結果と考察を以下にまとめた。

### (1) トリチウムインベントリ評価

第一壁分析から真空容器内炭素第一壁中のトリチウムのポロイダル方向、トロイダル方向分布を調べ、プラズマ中に生成したトリチウム $\sim 31$ GBqの50%が第一壁中に残留する結果を得た。ダイバータ配位の磁力線の脚が当たるストライクポイント近傍や第一壁タイルエッジ部のエロージョン領域近傍にできる堆積層にトリチウムの多くが蓄積する。ダイバータ領域と第一壁で残留トリチウムの比は1:4であった。その平均濃度(面密度)はダイバータ $\sim 2 \times 10^4$  Bq/cm<sup>2</sup> ( $1 \times 10^{13}$  T/cm<sup>2</sup>)、第一壁 $\sim 7 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup> ( $4 \times 10^{12}$  T/cm<sup>2</sup>)であり、ダイバータ領域に2.5倍高い濃度でトリチウムが蓄積した。すなわち堆積層を含むダイバータ部分では高い濃度が観測されたが、表面積が少ないので取り込まれているトリチウム量は少ない。また逆に、残りの第一壁部分では、濃度は低い表面積が大きいことから全体としてのトリチウム蓄積量がダイバータ部より多くなった。

### (2) 真空容器内第一壁からのトリチウム除去

炭素第一壁からのトリチウム脱ガス法として、高加熱ダイバータ実験放電(水素ガス)とグロー放電洗浄GDC(Heガス)を試みた。グラファイトタイル内部に取り込まれたトリチウムを排出するには、高加熱ダイバータ放電によりタイル自身を高温にする方法が効果的である。一方、タイル表面に付着したトリチウムを除去するには、He-GDCに効果がある。しかしながら、実験放電では主にダイバータ部分からのトリチウムが除去されるのみであり、またHe-GDCも第一壁内部まで入り込んだトリチウムまでは充分に取り切れないので、こうした脱ガス法で排出できたトリチウム量は生成トリチウムの7%程度と低い割合に留まった。したがって、さらに脱ガスを進めるためには、まだ多くのトリチウムを内部に含んだ残りの第一壁部分から効率良く排出する方法の検討が今後必要である。ベーキング温度の上昇は簡単に思い付く方法であるが、熱延びなど機械的な設計条件に限界があることから、現状のJT-60Uでは技術的対応が難しい。TFTRが行ったようにプラズマを真空容器内全体に当てて表面を洗浄する方法もあるが、これも必ずしも効率が良い方法とは言えない。むしろ真空容器内部から直接タイル表面を加熱するような新たな脱ガス法の開発が今後必要と考えられる。ただし、表面から加熱すると炭素壁内部にもトリチウムが



移動するので、かえってとれにくくなる部分が生ずることも考慮しておく必要がある。

### (3) トリチウム安全

グラファイトタイル中に多くのトリチウムが残ったままでも、He-GDCによって第一壁表面のトリチウムを十分に除去しておくことと、真空容器温度を室温にまで下げることにより、グラファイト壁からのトリチウム放出は空气中濃度限度以下に減少する。したがって、JT-60Uの重水素実験後の真空容器内作業時におけるトリチウムの影響は十分に少ない。また、重水素実験における施設周辺環境への影響も充分低いレベルにあり、トリチウムを取り扱う上での安全が確保されている。

### (4) JT-60Uの今後の測定

第一壁中のトリチウム分析と、トリチウム濃度測定から得られた2つのインベントリ評価結果は、重水素実験で生成されたトリチウム $\sim 31\text{GBq}$ に対して、それぞれ50%及び70%であった。これらの測定結果にはまだ開きがあり、両者の測定精度の向上が必要である。こうした目的から、新たな測定方法として現在第一壁の表面をスキャンするだけで簡単にトリチウムリテンションを測ることのできるPINダイオードを用いた分析法を現在開発中である。この方法は第一壁を取り出さなくとも真空容器内での測定が可能のため、より多くの分布情報が短時間で得ることができると期待される。こうした方法によりさらに精度の向上を図る。

### (5) 低Z第一壁材料におけるトリチウムインベントリ

これまでの核融合実験装置によるプラズマ実験では、できるだけプラズマへの不純物の影響を抑え、プラズマ性能の向上を図る観点から、プラズマ対向材料として炭素系材料(等方性黒鉛, C/Cコンポジット, CFC, Beなど)の低Z材が優先的に利用されてきた。ITERの物理フェーズ設計においても第一壁にBe, ダイバータのターゲット部にCFCが使用される予定である。こうした材料を用いる場合には、JT-60Uの結果で示されたように、当然多くのトリチウムが残るものと想定される。

JT-60Uの結果はDD放電で発生した1MeVの高エネルギーのトリチウムの挙動の結果であり、一概に同じ評価をDT放電に当てはめることはできないが、DT放電ではエネルギーの低いトリチウムが燃料ガスとして多く入るので、脱ガスでとれる割合はDD放電より多くなると考えられる。実際JETのDT実験 [2.14] では、実験後2日間(25shots)の脱ガス放電で $1-0.1\text{Ci}/\text{shot}$  ( $37\text{G}-3.7\text{GBq}/\text{shot}$ )の割合でトリチウム除去が進んだが、それ以降はその1/10以下に低減している。ガス出し初期の段階で大量のトリチウムが除去されるので、DT放電でもさほど心配することはなさそうではあるが、低Z材料を使用する装置におけるトリチウムの処理は今後検討の必要な大きな課題である。

### 参考文献

1. JT-60 TEAM presented by M.Kikuchi, Plasma Phys. Contr. Nuclear Fusion Res. (Proc. 15th Int. Conf. Seville 1994) , Vol.1 IAEA, Vienna (1994) 31.
2. JET Team, Nuclear Fusion, 32, [2] (1992) 187.
3. K.M. McGuire, et al., Proc. 17th IAEA Fusion Energy Conf. (Montreal., Canada, 1996) , IAEA-F1-CN-64/01-2.
4. ITER Interim Design Report, 1995.
5. H.F.Dylla et al, Princeton Phys. Lab. and Sandia Rep., PPPL-2523/SAND 88-8212 (1988) .
6. D.H.J. Goodall, et al, J. of Nucl. Mater., 162-164 (1989) 1059.
7. P.L.Taylor, et al., GA-A21329 (1993) .
8. K.Masaki et al., Fusion Engineering and Design 31 (1996) 181-187.
9. N.Miya et al., Fusion Technol., 26, [23], (Nov.1994) 507.
10. A.T.Peacock, et al., Proc. 17th Symp. on Fusion Technology, Rome, 1992, p.329.
11. S.Amemiya, et al., Fusion Technol. (1992) 156.
12. R.A.Causey et al., J Nucl. Mater., 138 (1986) 57.
13. W.Moller et al., J. of Nucl. Mater., 162-164 (1989) 138.
14. The JET Team, Plasma Phys. Contr. Nuclear Fusion Res. (Proc. 14th Int. Conf. Wurzburg, 1992), Vol.1 IAEA, Vienna (1993) 99.