小特集

核融合炉内外におけるトリチウムの回収技術

4 . JT-60 におけるトリチウム管理

及 川 晃 , 宮 直 之

(日本原子力研究所那珂研究所)

Tritium Experience in JT-60 Operation

OIKAWA Akira and MIYA Naoyuki

Naka Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 10 October 2002)

Abstract

The tritium effluent of JT-60 vacuum exhaust through the stack and into the environment always remains below the detectable level. Tritium concentration in the drain water is below a limit of regulation by the local agreement and the law, though small tritium contamination in facility drains and in rain drains of the stack has occasionally been detected.

Following an annual deuterium plasma discharge campaign, a 4-week hydrogen or helium plasma discharge campaign and subsequent ventilation of room air reduced the tritium concentration on the surface of in-vessel components back to ground level and then the in-vessel was ready for the maintenance. A cooperative endeavor is underway to complete an analysis of tritium behaviors in JT-60.

Keywords:

tritium, below detectable level, air ventilation, clean-up shot, tritium degassing, remaining tritium

4.1 はじめに

日本原子力研究所那珂研究所の大型トカマク核融合実験装置 JT-60 の、約10年間にわたる重水素プラズマ実験で生成されたトリチウムに関する経験および知見を述べる。重水素プラズマ実験は1991年7月に開始され、重水素・重水素(DD)反応条件を重水素・三重水素(DT)反応条件に換算した時の、臨界プラズマ条件(プラズマ加熱に要するエネルギーとDT反応で生成するエネルギーが等しくなる条件(核融合エネルギー増倍率 $Q_{DT} = 1$))は1996年に達成された。さらに1998年には、重水素加熱ビーム(40 MW)を用いて $Q_{DT} = 1.25$ に到達し、プラズマ性能の世界記録を更新した(Fig. 1)。

トリチウムは重水素の $D(d, p)T$ 反応により発生し、JT-60 におけるトリチウムの年平均発生量は、この10年

author's e-mail: oikawaa@fusion.naka.jaeri.go.jp

間で約 18 GBq/年(0.5 Ci/年)である(Fig. 1)。核融合炉の開発において、実燃料であるトリチウムの動態を調査することは、「トリチウム安全」や「プラズマと壁との相互作用」および「核融合炉の燃料の管理」等の観点から重要である[1, 2]。

JT-60 装置における、トリチウム等の水素同位体の動態を研究するため、放射線障害防止法に基づくトリチウムの使用にかかわる許可を2000年に取得した。2001年からは、第一壁中のトリチウム挙動に関する研究を、大学等の研究機関との協力により進めている。

4.2 トリチウムデータ

4.2.1 発生トリチウム

重水素プラズマ実験では、 $D(d, n)^3\text{He}$ 反応と $D(d, p)T$

Fig. 2 Tritium data monitored in JT-60 facility.

The diagram illustrates the layout of the JT-60U tokamak facility. Key components include:

- Central Room:** Contains the JT-60 Central Room Radiation Monitor.
- Facility Structure:** The main JT-60 Facility housing the JT-60 Hall, which includes the Neutron Area Monitor, TLD, Hand Foot Monitor, and Neutron Counter.
- Radiation Monitoring:** Includes a Stack Monitor, Airborne Radiation Monitor, and a Neutron Area Monitor.
- External Features:** A Site Boundary, Sampling, and a Tank are shown outside the facility.
- Support Systems:** A Vacuum Pump and a Radioactive Waste Storage Facility are also depicted.
- Isotopes and Rays:** The diagram shows the presence of ^{41}Ar , ^{13}N , and ^{15}O isotopes, along with neutron rays and gamma rays.

	Quarter	Annual
Upper limit of neutron yield (by JT-60 License)	2.1E+19Bq	3.2E+19Bq
Upper limit of tritium produced (from Neutron Yield)	37 GBq	55 GBq
Density limit of tritium effluent to environment (by Law)	5×10^{-3} Bq/cm ³	-
Maximum produced tritium (from Neutron Yield)	14 GBq	25 GBq
Average produced tritium (from Neutron Yield)	4.2 GBq	18 GBq
Tritium concentration of exhaust (at Stack Vent or Site Boundary)	No detected	

この10年間の累積トリチウム発生量は約 170 GBq (4.6 Ci) であり、また、トリチウムの年平均発生量は 18 GBq (0.5 Ci) / 年であり、年間最大値は 25 GBq (0.7 Ci) である。法律による規制値とともに、トリチウム発生量の実績を Table 1 に示す。本表の下 3 項が JT-60 の実績値である。

JT-60 施設の排気・排水システムを含む主要な放射線管理設備の概要を Fig. 2, Fig. 3 および Table 2 に示す。JT-60 本体室の室内空気は、プレフィルタ、高性能フィルタおよびスタックを通して大気に放出される。JT-60 本体室の室内空気は、ワンスルーで連続換気 (122,000 m³/h) しており、JT-60 装置の真空排気 (6,000

	Location	Period	Method	Lower limit of sensitivity (Bq/cm ³)	Alarm (Bq/cm ³)
Exhaust or Air	Stack	Continued Monthly	SAM* LSC**	2E - 5	
		Continued	Ionized chamber	~ 1E-2	1st/4E-2 2nd/90
	Room Air	Continued Monthly	SAM* LSC**	4.8E-6	-
		Continued	Ionized chamber	~ 1E-2	8E-2
	Site Boundary	Continued Monthly	SAM* LSC**	6.5E-8	
Drain	Facility End	Required	LSC**	3.9E-2	-

m³/h)はこの空気で希釈される。JT-60 装置の排気中のトリチウム濃度は、スタック排気口からサンプリングし、電離箱で連続的に監視される。トリチウムは、触媒を挟む2つのシリカゲルカラムに吸収し、ガス状と水状とにわけて連続的に監視されている。空气中に放出されたトリチウムは、事業所境界で連続してサンプリングさ

れる。ガス状トリチウムと水状トリチウムを、分離して検知することができるパラジウム - 電解セルシステムで、毎月1回測定している。すべてのトリチウム濃度の測定結果は、スタック出口および事業所境界で検出限度未満であった(検出下限値は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ Bq/cm³)。

4.2.3 排水中トリチウム

JT-60 施設の主な排水は、作業者の手洗水、真空排気設備の液体窒素コールドトラップの凝縮水およびスタックの雨水ドレン等からなる (Fig. 2)。これらの排水中のトリチウムは、JT-60 施設の最下流部にあるドレン水処理タンクでサンプリングされ、年平均約 5.4×10^6 Bq が検出され、また最近3年間の年平均ではこの約1/4のトリチウムが検出された。排水中トリチウム濃度は、最大で法定濃度限度(60 Bq/cm³)の2.7%以下であり、通常1%以下または検出限度(約0.04 Bq/cm³)以下である。コールドトラップは、真空排気中の水分を除去して効率の良い真空立ち上げに貢献しているが、真空排気中の水分とともにトリチウム成分も凝縮水として捕集するため、これらがドレン水処理タンクに送り出されたためと思われる。

排水中へ混入したトリチウムは、もしこの凝縮水を気化できれば排気口に送り戻すことができる。または、コールドトラップを使用しなくとも効率のよい真空立ち上げができれば、排水中へ混入するトリチウムは減らすことができる。JT-60 真空排気設備では、1995年から1997年にかけてターボ分子ポンプとロータリーポンプをオイルフリーポンプに交換したが、真空立ち上げ時に働くコールドトラップは残した。それ以降、凝縮水中へのトリチウムの混入は激減した。こうしたオイルフリーポンプは、トリチウムをリサイクルしながら燃料とするITERのような、DT炉の核融合装置でも導入が計画されている[3]。なお、真空ポンプの油のトリチウム濃度はオイルフリーポンプへの交換時期に測定され、35~1,100 Bq/cm³程度であった。JT-60 施設全体でのポンプ廃油量はオイルフリー化後、急激に減少した。

そのほか、少量のトリチウムがスタック(排気筒)の雨水ドレンに検出された。これは、スタック内壁に付着した排気中トリチウムの一部が、降雨によって雨水のドレン中に混入したものである。なお、1次冷却設備のトリチウムは検出レベル以下であった。

4.3 トリチウム除去運転

真空容器内の定期保守点検作業の直前4週間に、第一壁表面からのトリチウムを除去するため、水素またはヘ

リウムを使用した壁洗浄用プラズマ放電運転を行っている。壁洗浄運転は、トリチウム除去能力を高めるため300 °Cの壁温度で行う。この4週間の壁洗浄運転で、プラズマ中の水素に対する重水素の割合(D/H比)を0.05まで減少させてから真空容器のベントを開始している。

その後、真空容器内に大気を徐々に導入すると、同位体交換効果により、容器内空気中のトリチウム濃度は次第に上昇し、マンホールのカバーを開けると、その濃度は最大に達する。その後、真空容器内空気が換気ブロー(3,000 m³/h)でスタックへ排出される。連続的に換気することにより、真空容器内空気中のトリチウム濃度は急激に減少し、バックグラウンドレベル以下(0.02 Bq/cm³)に保たれた (Fig. 4)。

空気中のトリチウム濃度は、この点検中、シリカゲル吸収法により測定され、ガス状トリチウムと水状トリチウムのいずれも検出レベル($< 3.2 \times 10^{-4}$ Bq/cm³)以下であった。真空容器内の換気を一時的に止めると、トリチウム濃度が0.09 Bq/cm³までゆっくりと上昇した。すべての真空容器内定期点検作業者のバイオアッセイのデータには、トリチウムは検知されていない。

4.4 トリチウム挙動の研究

4.4.1 黒鉛タイル中のトリチウム挙動の解析経緯

DDあるいはDTプラズマ放電により、生成されたトリチウムのかんりの割合のトリチウムが第一壁に滞留することは、すでに TFR [4] と JT-6U [5] 等の大型核融合装置により報告されている。

JT-60 では、黒鉛タイル中のトリチウム挙動について、初期の調査が1994年から1995年にかけて、重水素プラズマ放電の最初の2年を経過したタイルについて行われ

Fig. 4 Tritium concentration during air introduction into the vacuum vessel.

た．タイルを燃焼してトリチウムを脱離した分析結果では，重水素反応で生成されたトリチウムの約50%は，タイルに滞留していると評価された．特に，多くの滞留トリチウムは，侵食した部分の近くのエリアや，プラズマ放電中，低温となる部分に見つかった．ダイバータ板エリアと他の第一壁エリアの間の滞留比は，約1：4であった．この分析において，プラズマに面している機器のトリチウム滞留分布の概要と真空容器内面分布の評価が試みられた[6]．他方，真空容器の排気ガスのモニタリングからは，生成トリチウムの約70%が装置内に滞留しているという測定報告がされた[7]．

トリチウム動態分析研究を総合的に進めるため，JT-60施設では，2000年度にタイル中のトリチウムの分析を目的としたトリチウム核種の使用許可を取得し，2001年度よりこの分野における大学との協力研究を開始した．その結果，タイル表面のトリチウム β 線のエネルギーをタイル表面に置いたプレートに「吸収」させ，トリチウム濃度分布を正確に測定（イメージングプレート法，Fig. 5）できた[8]．さらには，この分布結果が，プラズマ中の高速トリチウム粒子の軌道解析と一致することが確認された[9]．

4.4.2 他のトリチウム滞留

以上のようなトリチウムの滞留は，第一壁タイルや排気スタックの中だけでなく，真空排気設備の配管や機器の表面にも生じている．例えば，定期点検時に，約1ヶ月くらいの長時間の換気後の，真空容器のマンホールカバー内表面でのトリチウム密度は，スミヤ法により約20 - 30 Bq/cm²である．真空排気ラインのトリチウムにさらされた総面積は2,000 m²以上であり，機器に滞留した

トリチウムの表面密度を20 - 30 Bq/cm²と仮定すると2 - 3 × 10⁸ Bq以上となる．この値は，年平均トリチウム生成量の数%程度が排気系内に滞留していることを示す．

米国のプリンストンプラズマ物理研究所のTFTRの「汚染除去および解体プロジェクト」は，真空容器および真空排気設備に空気を連続的に供給しながら，DTプラズマの排気にさらされた機器からトリチウムを除去する方法で解体を進めた[1]．

日本原子力研究所トリチウム工学研究室によるトリチウム暴露・除染試験では，ステンレス鋼（SUS304，9サンプル，10 × 10 × 1 mm³）が室温で6 × 10⁷ Bq/cm³のトリチウム密度および～7,000 ppm水分濃度の空気に1ヶ月中さらされると0.6～0.7 Bq/cm²のトリチウム汚染が生じた．一方，同サンプルの汚染除去率（空気パージ前の密度／空気パージ後の密度）は，85 ml/minの流量で20時間室内空気をパージすることにより1.65と報告されている[10]．

以上の結果から，核融合装置の長時間運転により，プラズマや真空排気にさらされる機器や配管の表面に，少なからずトリチウムの滞留が予測される．よって，これらの排気ラインの機器の分解や保守作業の前には，計画的なトリチウム汚染除去プロセスにより，十分な空気を導入することで，かなりの汚染除去が期待できる．

4.4.3 トリチウム排気量の実時間測定

本年6月より，JT-60のプラズマ実験時や放電洗浄時（GDC，TDC）の排気ガス中のトリチウム濃度の動的測定が，通気型電離箱とバブラーの組み合わせおよびガス質量分析計の使用により開始した．これにより，重水素

Fig. 5 Tritium image of graphite tiles used for divertor and baffle plates on JT-60U.

Fig. 6 Tritium measurement system for pumping gas and data by ion chamber.

プラズマ反応により生成されるトリチウム挙動の実時間での分析が可能となった (Fig. 6)。

4.5 トリチウム除去方法の開発

真空容器内面をプラズマ中の高エネルギー粒子の衝突から保護し、かつ、真空容器内面の不純物のプラズマ中への混入を減らす目的で、炭素系セラミックス材からなる第一壁を真空容器内面に設置している。しかし、一方では、炭素系セラミックスは、プラズマ燃料および排気中のトリチウム等の気体を吸収する性質をもっている。このことから、トリチウムがこのタイル中に滞留・蓄積し、DT 炉である核融合炉のトリチウム燃料のリサイクルの収率が悪くなる。また、トリチウムの蓄積により、大量の β 放射能を内蔵することとなり、核融合炉の異常事態時のトリチウム閉じ込め対策が必要となる。これは、真空容器内のメンテナンス時の安全にも関連する。このため、真空容器内でのトリチウムの滞留・蓄積を防ぐことは重要であり、現に、TFTR の DT 実験では、実験サイクルのかなりの時間をトリチウム除去に費やした。このようなことから、JT-60 では高周波入射装置等を活用して、効率の良いトリチウム除去方法の試験を実施中である。

4.6 改修計画とトリチウム

JT-60 は、トロイダル磁場コイルを超電導コイルにして、長パルスの装置に置き換える「改修計画」を準備している。この計画では、年あたり、現在の約 7 倍の中性子とトリチウムを発生することとなる。

この改造計画において、3 ヶ月間にスタックから放出されるトリチウム濃度は、現在の建家の換気能力の基に、発生したトリチウムの 60% が設備に滞留すると仮定すると、 1.4×10^{-5} Bq/cm³ 程度になると推定され、法による濃度限度 (5×10^{-3} Bq/cm³) より低い値に留まると見られる。

4.7 おわりに

1991 年の JT-60 の重水素実験運転開始以来、約 10 年間のトリチウムに関する貴重な知見が得られた。排気中トリチウム濃度は、スタック出口で検出限度未満である。毎年 12 月頃に真空容器内の保守点検を行うが、この準備のため、4 週間の壁洗浄運転やその後の空気換気により、真空容器内機器の表面トリチウムをバックグラウンド以下に維持している。排水中トリチウム濃度は、最大でも法で定める濃度限度の 2.7% 以下であり、最近では通常検出限度未満である。また、真空排気ポンプシステムのオイルフリー化によって、排水中トリチウムを減らすとともに汚染廃油の発生をほぼなくすことができた。現在、プラズマに面する第一壁タイルにおける、トリチウム挙動に関する研究を、周辺プラズマとの相互作用の研究とあわせて、大学との協力で精力的に進めている。

JT-60 のような大型トカマク装置における、トリチウムにかかわる地道な技術と経験の積み重ねが、今後の DT 核融合炉の開発のために極めて重要である。

参考文献

- [1] C.H. Skinner *et al.*, *Proc. of 20th Symposium on Fusion Technol.*, Marseille, September 7-11, 1998, Vol.1 p.153.
- [2] C.H. Skinner, C.A. Gentil *et al.*, *Nucl. Fusion* 39, 271 (1998).
- [3] ITER Plant Description Document GA 0 FDR 1 01-07 -13 R 1.0 Chapter 2.7.1-23.
- [4] C.H. Skinner *et al.*, *J. Nucl. Mater.* 266-269, 940 (1999).
- [5] P. Andrew *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 47, 233 (1999).
- [6] K. Masaki *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 31, 181 (1996).
- [7] N. Miya *et al.*, *Fusion Technol.* 26, 507 (1994).
- [8] T. Tanabe *et al.*, *J. Plasma Fusion Res.* 77, 1083 (2001).
- [9] K. Masaki *et al.*, *Tritium Distribution in JT-60U W-shaped divertor*, PS1-15 (2002).
- [10] Y. Oya *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 55, 449 (2001).