

論文

100Ciトリチウム実験装置の開発

渡辺 国昭, 松山 政夫, 芦田 完, 舒 衛民, 原 正憲, 田中 るみ

富山大学水素同位体機能研究センター

〒 930-8555 富山市五福 3190

鈴木 達志, 森 雄一郎, 佐藤 康士, 山口 昇, 林 茂男

川崎重工業株式会社

〒 136 東京都江東区南砂 2 丁目 6 番 5 号

Development of 100Ci Tritium Handling System

K. Watanabe, M. Matsuyama, K. Ashida, W. M. Shu, M. Hara, R. Tanaka

Hydrogen Isotope Research Center, Toyama University, Gofuku 3190, JAPAN

T. Suzuki, Y. Mori, K. Sato, N. Yamaguchi, S. Hayashi

Kawasaki Heavy Industry

Nansa 2-Chome 6-5, Koutou-Ku, Tokyo, JAPAN

Received November 19, 1997; accepted March 9, 1998

ABSTRACT

A new experimental system has been developed for use of pure tritium amounting to 100 Ci at a time. The system consists of two experimental chambers and other components such as tritium storage-supply, gas purification, isotope separation, and exhaust gas handling devices. These components provide a complete tritium circulation in the system, and hence tritium waste can be minimized for a variety of experimental works. One of the chambers is designed for experiments using molecular tritium, and the other for tritium plasma generated with ECR discharge. A Zr-Ni alloy is applied for impurity removal from the exhaust gas from both of the experimental chambers and gas chromatography is used for the isotope separation of purified hydrogen isotope mixtures. Other kinds of gettering materials are used for tritium storage-supply. The exhaust gas handling system has two different devices; one is a conventional wet device, consisting of a Pt-catalyst bed and a molecular sieve bed, the other a dry device using two getter beds.

This paper describes the details of the system as well as its components and the results of system performance test using non-radioactive hydrogen isotopes.

1. まえがき

次世紀以降の持続可能なエネルギー源として、核融合炉には多くの期待が寄せられているが、その燃料として数億キュリーにも及ぶトリチウムが取扱われる。またその際に多種多様な材料が必要とされる。そのため核融合炉開発では、各種材料とトリチウムと

の相互作用の解明が最重要課題の一つとなっている。この課題に対し様々な視点及び手法による研究がなされてきた。しかしながら、その実態が十分に明らかにされたとは言えないのが現状である。例えば、材料相互作用の基本的な過程である吸着、溶解、拡散、捕獲、透過及び脱離現象に対して、非放射性的の軽水素或は重水素によるデータは比較的蓄積されているが^{1~7)}、問題のトリチウムに対してはデータの蓄積状況は極めて限定的である⁸⁾。このような状況下でトリチウム挙動を予測するために、同位体効果理論が重要な役割を担っているが、予測精度は必ずしも十分とは言えない。特に、動力学的同位体効果に関しては基礎データの補充と共に理論の整備が不可欠な状況である。更に、トリチウムには非放射性的の軽水素及び重水素とは根本的に異なる放射性崩壊の効果、即ちβ線、反跳核の放射及び³Heの材料内蓄積、がある。また近年では気相或は材料表面におけるトリチウム独特の放射線化学反応も見出されているが⁹⁾、その詳細は未解明のまま今後の課題として残されている。

国際熱核融合実験炉 (ITER: International Tokamak Experimental Reactor) の建設を間近に控え、トリチウム取扱いの安全性が社会的な重大関心事となっている中で、商用核融合炉の実現を目指すためには、大量トリチウムの取扱いに対する社会的合意が得られなければならないことは自明である。従って、必要十分な数量の信頼性の高いデータに支えられたトリチウム挙動の解明と体系的把握が重要な研究課題となっている。その為に、特に実機相当の高濃度トリチウム雰囲気下でのデータを蓄積・整備することが久しく望まれてきた。

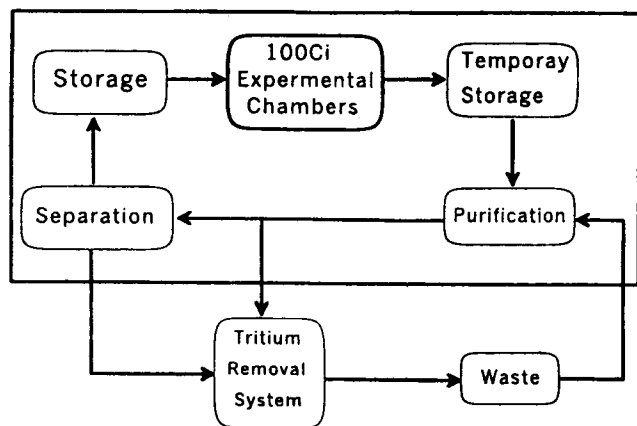


Fig. 1: Block diagram of component subsystems of 100 Ci system

この様な状況を踏まえ、当センターでは実機トリチウム雰囲気模擬して、一回当たり100Ciのトリチウムを使用できる「100Ciトリチウム実験装置」を設計製作し、高レベル実験室に設置した。本報では、トリチウムの本格的な使用前に軽水素・重水素を使用して本装置の基本性能と安全性を確認したので、装置概要と共にその主要性能について報告する。

2. 装置開発の目標

核融合炉材料の開発にはトリチウムとの相互作用解明が重要な課題であるが、そのためにはトリチウムそのものによる実験データの蓄積が必要不可欠である。本装置開発の

目的は、純粋なトリチウムを実験系に供給し、次の研究課題；

1. 各種材料に対するトリチウムの吸着，溶解及び再放出等の表面反応
2. 各種材料中での拡散，捕獲及び透過等の輸送現象
3. 同位体効果，放射線効果並びに壊変効果

に関し、必要十分な数量の信頼性の高いデータを得る事にある。

そのためにはある程度大量のトリチウムを取扱う必要が有る。当装置では約 50 cc の容積中に最大 1 気圧の程度の純粋トリチウムを供給・使用できること、従って 100 Ci/run 程度のトリチウムを使用できることを目標とした。この量は従来の当センターの許可使用量の 5 倍であり、作業者はもとより環境保全のために一層慎重な放射線安全管理が必要となる。従って本実験装置の開発に際しては、常温常圧では散逸しやすいトリチウムを室温で安定な固体として貯蔵できること及び実験に供したトリチウムを完全に回収し再使用できることを設計製作の基本指針とし、

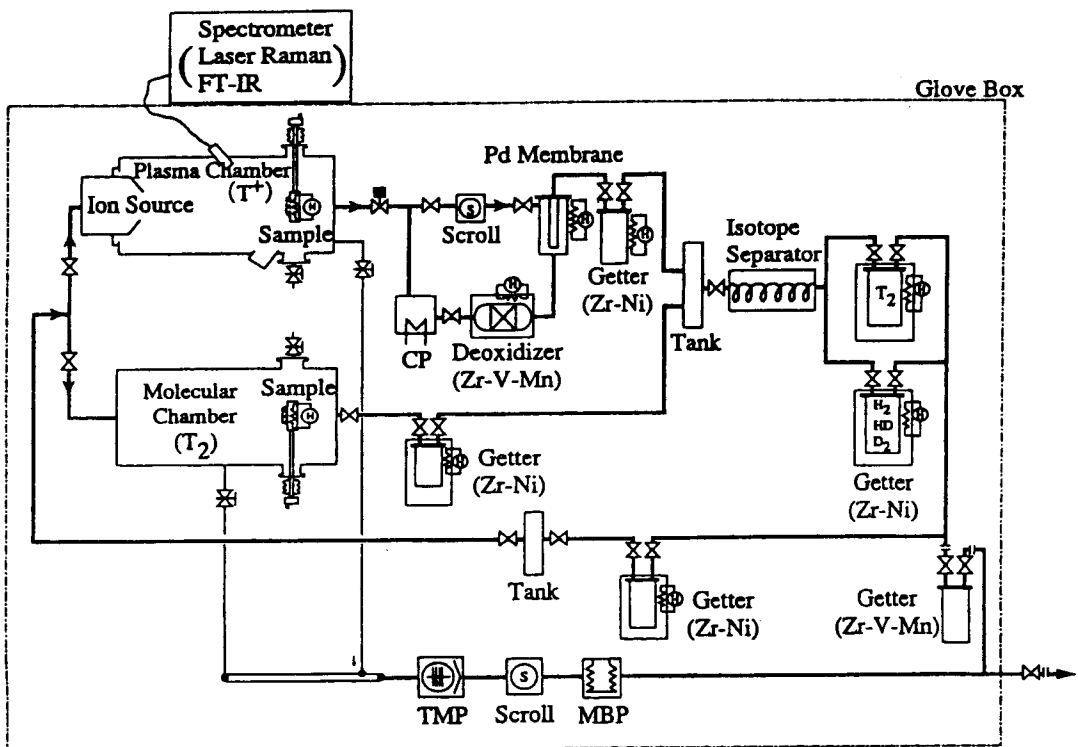


Fig. 2: Schematic flow diagram of the 100 Ci handling system

- 貯蔵-供給-使用-精製-同位体分離-回収の循環システムを備えること
- 装置自体の排ガスの処理が行えること

- 高気密性の材料・機器を使用しトリチウムの漏洩を最小限度に押さえること
- 高濃度及び高温となる部分にはコーティングなどを施し外部への透過を極力低減すること
- 極力コンパクトな系統構成として系内のトリチウムインベントリーを極少化すること
- オイルフリーな循環機・真空ポンプの採用により高純度トリチウムを適宜循環できること
- 装置全体をグローブボックス内に収納し通常運転時はもとより異常時にも、作業室内及び排出ガス中のトリチウムを放射線障害防止法の規定値より十分に低い値に保てる能力を備えること

等の点に特に留意した。Fig.1 に循環システムの概念を示した。

上にあげた研究課題のうち、1 及び 2 に関しては、近年プラズマ対向壁へのトリチウム吸蔵量が最重要課題の一つであると指摘されている点を考慮し、分子状トリチウム実験チャンバーとは別に、プラズマ状トリチウム実験用チャンバーを設けた。

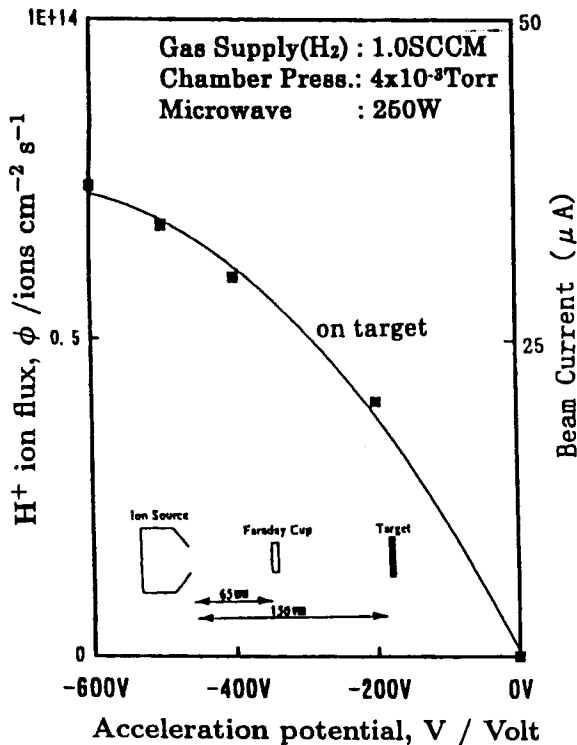


Fig. 3: Hydrogen ion flux on a sample surface as function of the accelerating potential

3. 装置概要と主要特性

トリチウム実験装置の系統概要図を Fig.2 に示す。図中には一例として、貯蔵ゲッターからプラズマ実験チャンバーに供給し、使用後再び元の貯蔵ゲッターに戻るトリチウムの流れを太線で示した。また Table 1 に装置の基本仕様をまとめた。

以下に本システムの主要構成部、即ち、1) 実験用チャンバー、2) 精製・同位体分離装置、3) 排気ガス処理装置、及び4) グローブボックスの主な特性に付いて述べる。

3.1. 実験用チャンバー

(1) プラズマ状トリチウム実験用チャンバー

Table 1: Specification of the 100 Ci system

1. System design goal		
Tritium supply	: 100 Ci/batch (3.7×10^{12} Bq)	
Tritium recovery	: ≥ 10 mCi/batch	
Attainable vacuum pressure	: 10^{-6} Pa	
2. Experimental chambers		
i) Plasma chamber		
Size	: 30 cmL \times 20 cmD	
Material	: SUS-304	
Target temp.	: RT \sim 600°C	
Ion source	: ECR	
Ion energy	: 0 \sim 500 eV	
Ion flux	: 1×10^{14} cm $^{-2}$ s $^{-1}$	
ii) Molecule chamber		
Size	: 7 cmL \times 10 cmD; 50 cc	
Material	: SUS-304	
iii) Tritium recovery unit		
Recover pump	: Cryo-pump (1.1×10^5 Pa ℓ s $^{-1}$)	
Recover getter	: Zr-Ni alloy (25 g)	
iv) Spectrometers		
Laser Raman	: Czerny-Turner (100 \sim 4200 cm $^{-1}$)	
Infrared	: Fourier Transform (400 \sim 6000 cm $^{-1}$)	
v) Vacuum system		
Main pump	: Turbomolecular pump (500 ℓ s $^{-1}$)	
Backup pumps	: Scroll pump (5 ℓ s $^{-1}$) Metal-bellows pump	
3. Purification-separation-storage device		
i) Purification unit		
Deoxidizer	: Zr-V-Mn (22 g)	
Separator	: Pd-alloy membrane	
ii) Isotope separation unit		
Type	: Gas chromatograph	
Column	: Al $_2$ O $_3$ /MnCl $_2$ at liq. N $_2$ temp.	
iii) Storage unit		
Type	: Metal getter	
Material	: Zr-Ni alloy	
4. Exhaust gas processing devices		
i) Exhaust gas storage		
Size	: SUS-304	
Material	: SUS-304	
ii) Dry processing unit		
Deoxidizer	: Zr-V-Mn (450°C)	
Getter material	: Zr-V-Mn (RT)	
iii) Wet processing unit		
Oxidizer	: Pt-Pd	
Absorber	: MS 4A	
5. Glove box		
Size	: 100 \times 40 \times 170 cm	
Material	: SUS-304 and acryl-resin	
Atmosphere	: N $_2$ (\sim 100 mmHg)	

本チャンパーはプラズマ状トリチウムを生成し実機相当のエネルギーまで加速して試料に照射し、プラズマ対向壁表面との相互作用を測定するためのものである。純粹のトリチウムによる実験を意図しているが、必要に応じて重水素或は軽水素との混合ガスによるプラズマも発生・照射も可能である。

最近のプラズマ対向壁近傍のプラズマは、対向壁への熱負荷低減化の観点から、低エネルギー化の方向に制御されつつある¹⁰⁾。この点を考慮して、100 eV 以下の低エネルギー水素プラズマの生成に優れている ECR (Electron Cyclotron Resonance) 方式を採用した。Fig.3 に試験体ターゲット部で得られた照射イオン束を示す。本装置では一回当たりのトリチウム使用量が 100 Ci (約 39 Ncc) に制限され、イオン源へのガス導入量も制限されるが、図の様にイオン源へのガス導入量が 1.0 cc/min の微少条件下でも 0.7×10^{14} ions/cm²/s (加速電圧 600 eV) のイオン束を得ることができた。このイオン束は ITER 第一壁で想定されている入射イオン束 (10^{16} ions/cm²/s)¹¹⁾ のほぼ 1/100 である。また本イオン源では導入ガス量及び加速電圧の増加によりイオン束も上昇することが確認された。

(2) 分子状トリチウム実験チャンパー

分子状真空容器は低濃度 (約 10^{-5} Pa) から高濃度 (約 10^5 Pa) の高範囲な高純度トリチウム雰囲気を形成し、各種材料へのトリチウム吸着・吸蔵挙動を測定するためのものである。計測器及び試料ホルダー等の挿入のために、その容積が若干大き目 (約 500 cc) となり、現在のところ 100 Ci では約 0.1 気圧程度のトリチウム雰囲気を実現できるのみであるが、近々 50 cc 程度のサブ容器を装着する予定であり、これにより当初の目標である 1 気圧のトリチウム雰囲気を達成できる見通しが得られている。

(3) 試料導入室及び試料ホルダー

試料の出入れ時の作業室内へのトリチウムの放出を最小限に押さえるために、二つの実験チャンパーとは独立に、試料導入チャンパーを設置した。この試料導入室は通常トリチウムに直接曝されることはなく、且つトリチウム実験とは別個に随時除染できるので、その内壁の汚染度を極めて低くすることが出来る。従って、汚染されたプラズマ及び分子状トリチウム実験チャンパーを直接空気に開放することなく、安全に試料の出入れが可能となる。

試料導入室より挿入された試料はマニピュレータによりプラズマ或は分子状トリチウム実験チャンパーの所定の位置に容易に設置できると共に、プラズマ室から分子状室 (或はその逆) へ必要に応じて移動できる。マニピュレータにより移送されてきた試料は試料ホルダーにカセット式に固定できる。モリブデン製の試料ホルダー内部にはタングステン合金系のヒータが内蔵されており、試料温度を常温から約 600 °C までの範囲で制御できる。

(4) 計測・分析系

実験チャンパー内のトリチウム濃度は電離箱及び圧力計で計量するが、混合気体の場合

のガス成分を定量するために四重極型質量分析器、赤外吸収分光器及びラマン分光器を装備した。実験チャンバーの容積及び空間配置の関係から、四重極質量分析系は両チャンバーからリークバルブを通じて微量のガスをサンプリングできる仕様とし、赤外及びラマン分光器はプラズマ実験チャンバーに設置した。

二つの分光器は Fig.4 のように配置されており、混合気体の成分を同定すると共に、材

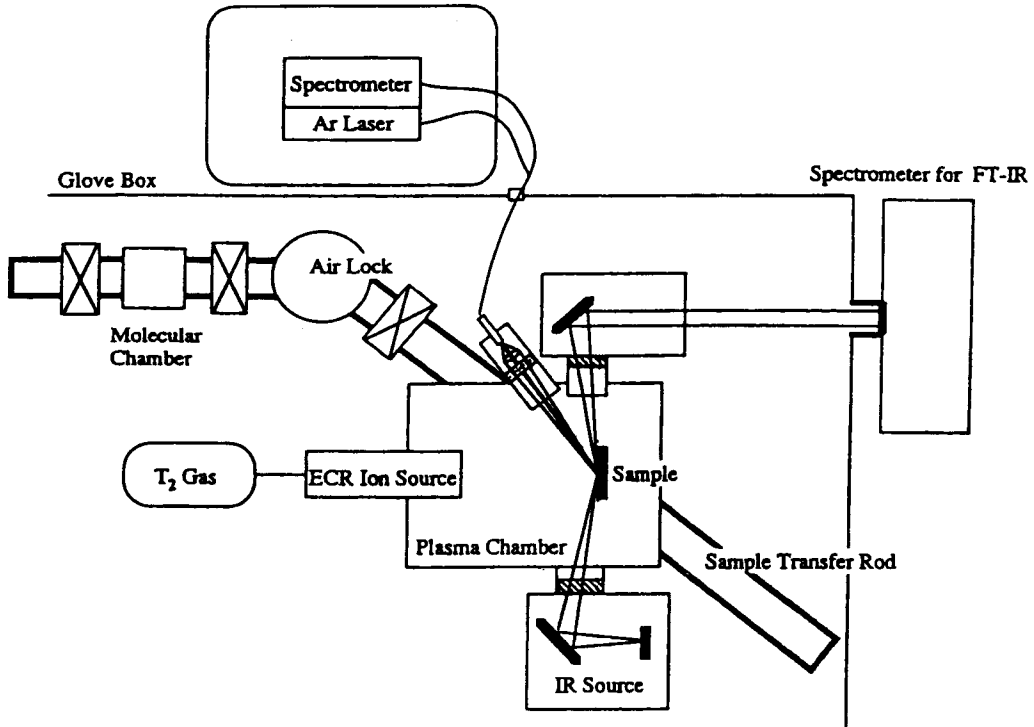


Fig. 4: Raman and FTIR optics arrangement in the plasma chamber

料表面に吸着したトリチウムの結合状態の同定にも利用できる。なお、赤外分光用の窓材 (KBr) 及びラマン分光用の窓材 (サファイア) とも超高真空仕様のコンフラットフランジにより装置に取付けられている。

Fig.5 はプラズマ実験チャンバーに水素ガスを導入した時のラマンスペクトルである。導入圧が 50 Torr 以上で 4160 cm^{-1} に水素の振動ラマンピークが観測された¹²⁾。同種のラマン分光器と比較すると感度が 1/10 程度であるが、これは試料からの散光をガラスファイバーでグローブボックス外に配置されている分光器まで導いているためである。プラズマ実験チャンバーの容積を考慮すると 50 Torr のトリチウムでは約 12 Ci に相当するが、更に高い感度を得るために、より集光度の高いレンズ系とガラスファイバーケーブルを開発する予定である。この改良は気相の分析・定量のみならず試料表面に吸着、吸蔵されたトリチウム及び同位体の定量及び状態分析にも有用である。

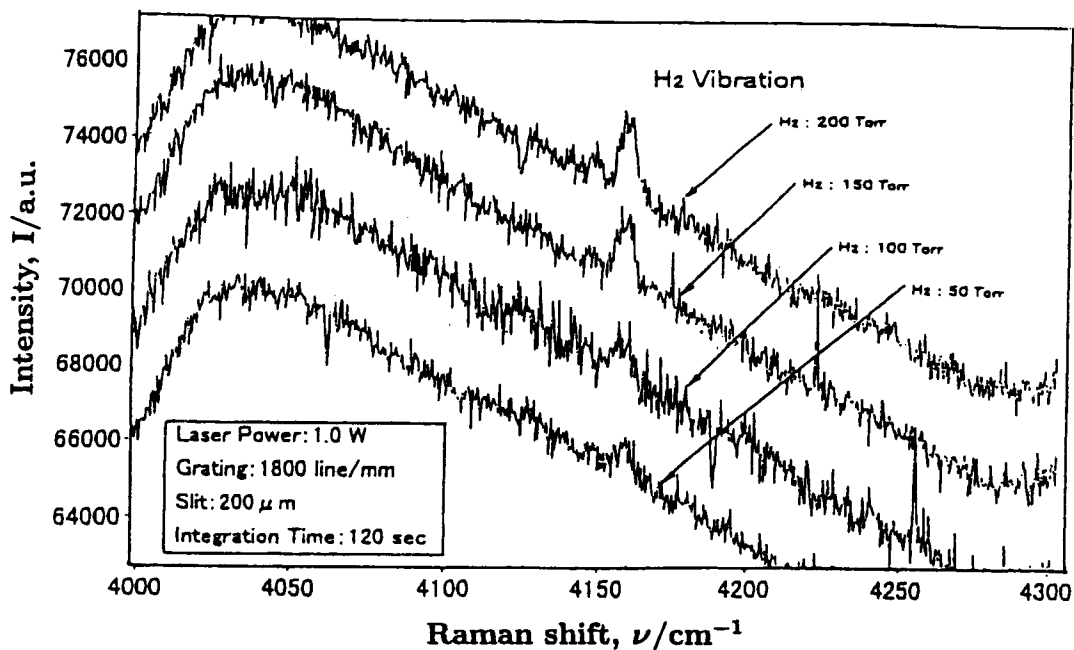


Fig. 5: Raman spectra for H₂ at various pressure

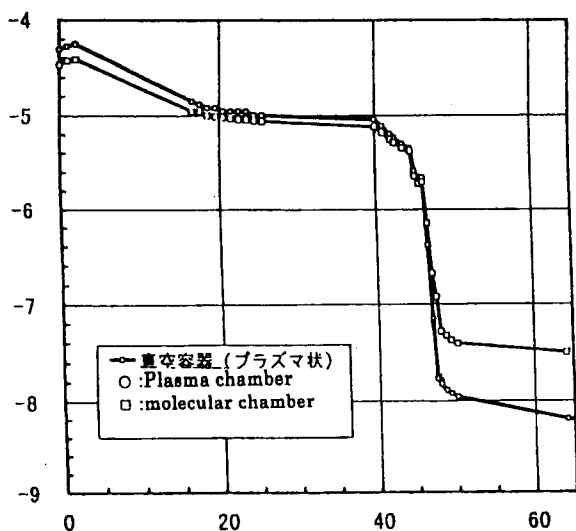


Fig. 6: Pump-down characteristics of the plasma and the molecular experimental chambers

(5) 回収系

トリチウム回収系はプラズマ状及び分子状真空容器のトリチウムを安全に回収するものである。プラズマ状真空容器内のトリチウム回収方式として、トリチウムを容易に回収・再生できること、トリチウムの壊変物質であるヘリウムを排気できること、及び超高真空を達成できることから、クライオポンプでの回収方式を採用した。また、分子状真空容器内のトリチウムの回収には、高濃度のトリチウムまでを対象と出来る金属ゲッタ (Zr-Ni合金¹³⁾) 方式を選択した。

なお、両実験チャンパーはもとより、本装置全体をオイルフリーな超高真空仕様とするために、主排気ポンプとして取扱いが容易な磁気浮上式ターボ分子ポンプを、また粗引

きポンプとしてスクロールポンプとメタルベローズポンプを採用した。これにより、対応の難しい有機性トリチウム化合物の発生を極力押さえられる様配慮した。Fig.6に両真空容器の200°Cベーキング後の真空排気特性を示す。同図に示すように、比較的短時間のベーキングで容易に 10^{-8} Torrの高真空を保持できることが明らかとなった。またこれらの排気特性から、両容器とも供給されたトリチウムの純度を損なうことなく材料相互作用に関する実験を行える見通しが得られた。

3.2. 精製・同位体分離・貯蔵装置

本精製・分離・貯蔵装置は前述のプラズマ或は分子状実験チャンバーで発生した不純物ガスを除去し、トリチウムを分離回収するためのもので、不純物ガスを分解・除去するための精製系、水素同位体分離系、及びトリチウム貯蔵系から構成される。

(1) 精製系

実験チャンバーからの排ガスはクライオポンプ或は金属ゲッターで一時的に回収する。排ガス中には単体トリチウム(T_2)を含む放射性水素同位体ガス(HT, DT)に加え、トリチウム化水蒸気及びトリチウム化炭化水素等が含まれる。その他にも、非放射性水素同位体分子(H_2 , HD, D_2)、また窒素、ヘリウム等の不活性な気体もある。この様な状況に対処するために、流通法での実験時には排気速度の大きなクライオポンプを、またバッチ法実験時には金属ゲッターを用いる事にした。両者共にHe以外の排ガス成分を効率的に捕集することができる。これらにより一時的に回収された排ガス中の水素同位体ガスは必要に応じて適宜Pd-Ag透過膜により精製回収する。その際、不純物ガスを除去するための専用の分解ゲッターを装備した。

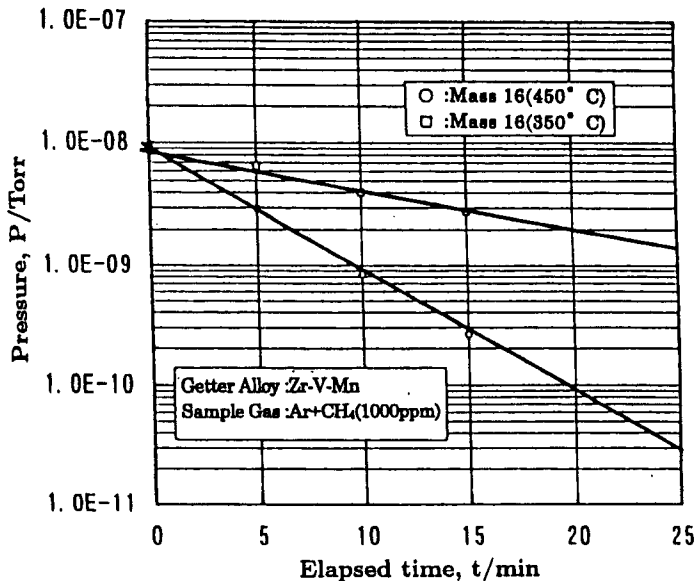


Fig. 7: Methane decomposition curves by Zr-V-Mn getter

最近の核融合プラズマ対向壁は、プラズマ性能を向上させる観点から低原子番号の材料、特に炭素材を積極的に使用している^{14, 15)}。従って、本装置においても炭素材料での実験を計画しているが、その際に発生するトリチウム化炭化水素を効率的に分解する素材が求められている。当センターにおいては従来からこの課題に対処するため、必要十分な分解性能を有する分解ゲ

ッターを探索してきたが、従来の実績に基づき Zr-V-Mn 合金を精製用ゲッターとして採用した。Fig.7に Zr-V-Mn 合金精製塔における炭化水素 (CH_4) の分解特性を示す。同図に示すように 450°C では約 20 分間で精製系内の CH_4 が 2 桁程度低減し、所定の性能を有することが確認された。また、本運転期間中は CH_4 濃度が直線的に低下していることから、所定の循環流量に対して十分な分解容量を兼ね備えていることが明らかとなった。なお、最近 350°C 程度の温度でも十分大きな分解速度を有するゲッター材が見出され¹⁶⁾、近い将来本装置に装着される予定である。

透過膜としては純 Pd での透過データが三種の水素同位体で得られており、基礎データの整備と言う点では望ましいが、純 Pd 膜は低温度 (300°C 以下) では β 相生成による脆性により強度が低下する。そのため本透過膜精製器では Pd-Ag (? %) 合金を採用した。この材料は低温での水素脆化が少ないのみならず室温-高温での熱サイクルに対しても安定である。なお、操作温度は、透過速度を大きくすると共に水素脆化を回避するために 420°C に設定した。

(2) 同位体分離系

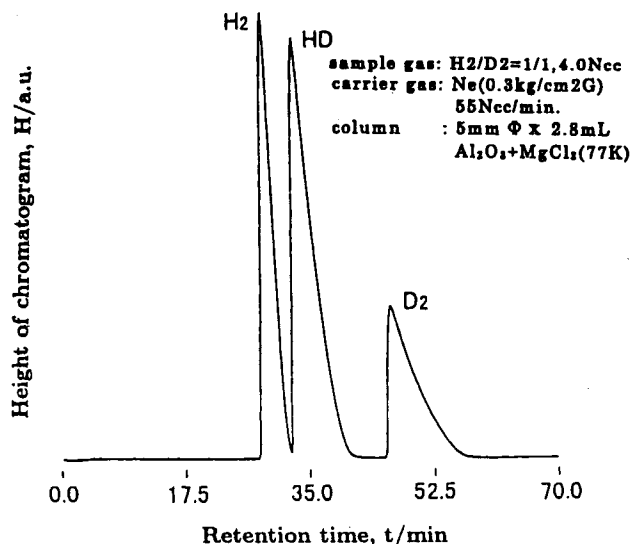


Fig. 8: Gas chromatogram of 50% H_2 -50% D_2 mixture: sample gas amount = 4.0 Ncc, carrier gas = Ne ($0.3 \text{ kg/cm}^2\text{G}$, 55 Ncc/min)

本 100Ci 実験装置では、主として純粋トリチウムによる実験を想定しているが、コールド実験時に使用する軽水素及び重水素によるトリチウムの純度低下に備える必要が有る。また、純トリチウム実験以外にも軽水素或は重水素との混合気体による実験の需要も有る。そのため、これら三種の同位体、六成分の混合気体から、トリチウム成分を効率的且つ安全に分離回収することが必須条件である。

本分離系は前段の精製系で精製された混合ガスから、単体トリチウム (T_2)、放射性同位体分子 (HT, DT) 及び非放射性分子 (H_2 , HD, D_2) を分離するもので、処理流量は小さくても、単純な構造で操作性が良く且つトリチウムインベントリの小さいこと並びに分離係数が大きい等の利点のある低温ガスクロマトグラフ法を採用した。この方法の採用に当たっては従来の使用実績も重視した。

Fig.8に本分離系での典型的な同位体分離特性図を示す。本予備試験でのサンプルガス

の組成は H/D =1 であり, 77 K に保持された実効長さ 5 m のカラムを通過させることにより H₂, HD 及び D₂ の 3 成分を効率的に分離できることを確認した. ホット実験ではさらにトリチウム成分が加算されることになるので, 今後 H/D/T 混合ガスに対する分離特性を把握する予定である. 現在のところ分離を効率的に行うためのサンプルガス量はトリチウムに換算して一回当たり約 10 Ci 程度であるため, より多量の試料にも対応するための改造を検討中である. それと共に近年当センターで開発した室温操作型分離カラム¹⁷⁾の装備も検討中であるが, 本法によれば一回に 100 Ci 相当の試料ガスをカラムに注入することが可能である.

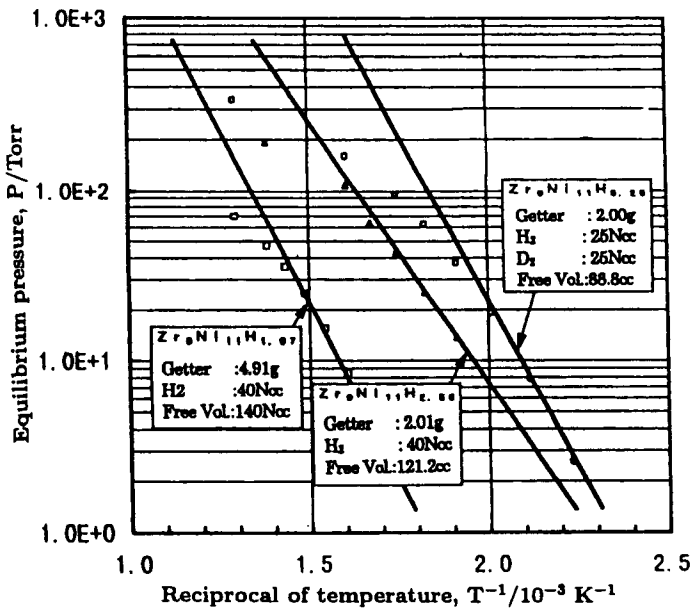


Fig. 9: Hydrogen release pressure as function of the reciprocal of temperature

この観点から, 一般にウランが用いられてきたが, ウランは核燃料物質物資であること, 空気暴露に対し発火性であること等の問題がある. これらの点を考慮し, 本装置では当センターで開発した Zr-Ni 合金 (Zr₉Ni₁₁) を採用する事にした. Fig.9にこの合金の水素解離圧特性を示す. 同図に示すようにこの合金では水素吸収量が組成比にして Zr₉Ni₁₁H_{2.56} の場合, 400 °C での解離圧が約 0.2 気圧であり, 一方 100 °C での平衡圧が 10⁻¹ Pa 以下である. 1 気圧のトリチウムを供給する場合にはウランに比べて若干高い温度を要するが, 室温貯蔵時の低い平衡圧及び発火性がない等の点を考慮すれば本装置の貯蔵材としてはより優れていると言える.

3.3. 排気ガス処理装置

(3) 貯蔵供給系

本貯蔵供給系は 100Ci 実験装置で使用するトリチウムを安全に貯蔵・保管するものであり, 同時にプラズマ発生装置へ所定の量及び圧力のトリチウムを供給するものである. この貯蔵・保管方式として, 小型簡便且つ安定性の高い金属ゲッター方式を採用した. この目的のためには常温でのトリチウムの平衡圧が十分に低く且つ大きな吸収速度が得られること並びに適度の温度で 1 気圧付近の解離圧が得られる材料が望ましい.

排気ガス処理装置は 100Ci トリチウム実験装置からの排気ガスに含まれるトリチウムを除去し、排気ガス中のトリチウム濃度をスタックから放出可能なレベルまでに低減するための装置である。Fig.10に本処理装置の系統概要図を示す。

同図に示すように、本処理装置は排気ガスを一旦受け入れる排気タンク、トリチウムの

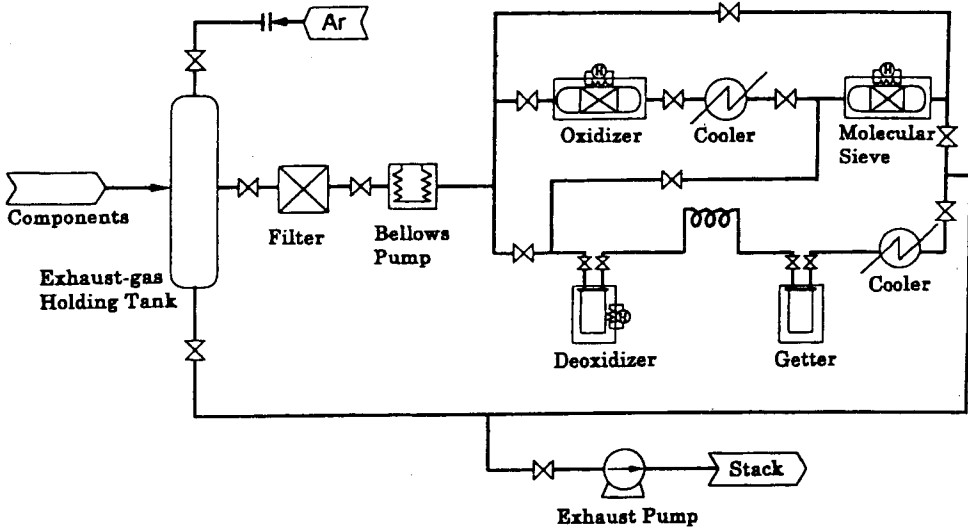


Fig. 10: Block diagram of the exhaust gas processing system

酸化と吸着回収を行う酸化器—MS塔（湿式処理法）、及びトリチウム化合物を分解して水素吸蔵ゲッターで除去回収するための分解-除去ベッド（乾式処理法）から構成され、排気ガス中の成分に応じて湿式処理法または乾式処理法を選定できる仕様とした。

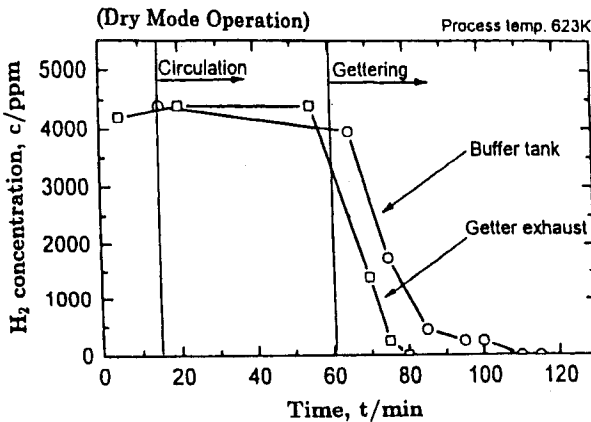


Fig. 11: Hydrogen removal with dry processing; gettering at 350°C

湿式処理法では白金系触媒によりトリチウムガス及び化合物を酸化した後、生成するトリチウム水蒸気をモレキュラーシーブで回収する。湿式法では処理ガス中に酸素が含まれている場合及び低濃度トリチウムの除去を想定している。一方、乾式処理法は処理ガス中の酸素濃度が高い場合に用いられるもので、生物学的リスクの大きい水蒸気を生成せ

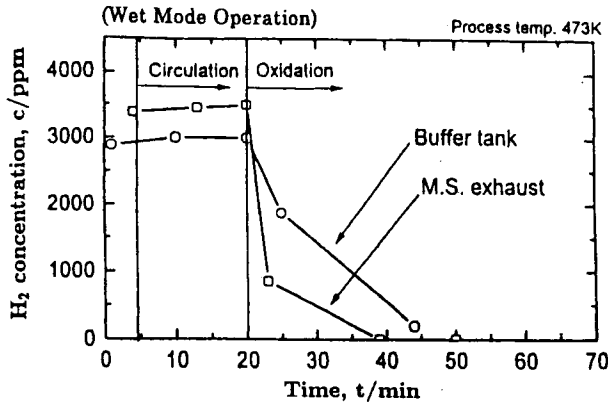


Fig. 12: Hydrogen removal with wet processing;
catalytic oxidation at 200°C

を示す Zr-V-Mn 合金を用いた。Figs.11,12に両処理法での水素除去特性を示す。両処理法とも、除去運転開始と同時に系統内の水素濃度が低減し、約20分の循環運転により排気タンク内に一時的に貯蔵されている排気ガス（約2 Nℓ）を処理できることが知られた。即ち、乾式処理法は湿式処理法に比べ若干高い操作温度（分解ベット 350 C, 酸化触媒 200°C）を必要とするが、湿式処理法とほぼ同程度の除去性能を確保できることが明らかとなった。

3.4. グローブボックス

グローブボックスは本100Ci実験装置の主要機器を収納し構成機器からの漏洩トリチウムを閉じ込めて、通常試験時、保守時、及び不具合時などに作業者の内部被曝を回避させるものである。本ボックスは概略4m x 1m x 1.7 mの気密箱型構造であり、実験装置の操作性を慮して透明の亚克力製パネルを操作両面に設置した構造である。

内部に設置した装置の操作、試験試料の設定、及び状況監視の操作など全ての手動操作はグローブを介して実施し、また試験試料などのグローブボックス内への搬出入はグローブボックスの両端に設置したパスボックスを介して行える仕様とした。このグローブボックスはグローブボックス用トリチウム除去装置に接続されており、負圧制御されると共に常に所定のトリチウム濃度以下に保持される様に製作されている。このような設計上の配慮により、本100Ci実験装置の運転時には、作業環境へのトリチウム漏洩を極力抑さえられる様に計画した。

4. 結言

新たに設計・製作した「100 Ci トリチウム実験装置」のコールド実験を行い、以下の見通しが得られた。

ず、リスクの小さいHT/T₂ガスのまま回収できる利点がある。このための回収・貯蔵材として活性化が容易で且つ室温での平衡圧が十分に低い Zr-Ni 合金を採用した。一方、この材料は微量の不純物ガスによって被毒され易いので、トリチウム回収・貯蔵塔の前段に不純物分解用の金属ベッドを設置した。その材料としては炭化水素分解にも高い活性

1. 系統の高気密化，排出ガスの高性能処理化，及び装置全体の二次格納化に配慮した安全且つ操作性のより「100 Ci トリチウム実験装置」を開発することができた。
2. 本装置用に開発した高性能 ECR イオン源は低流量の水素同位体を効率よくイオン化でき，100 Ci 程度のトリチウムを使用することにより，プラズマ - 材料相互作用の研究に適用できる見通しが得られた。
3. 本装置用に開発した赤外線吸収及びラマン分光装置とも，所定の性能が得られ，気相の成分分析及び材料表面の特性評価に適用できることが知られた。
4. 二種類の実験チャンバーからの排ガスはクライオポンプ及び金属ゲッター塔に効率よく捕集でき，その後の精製・同位体分離のためのトリチウムの一時的貯蔵機能を果せる事が明らかとなった。
5. 排気ガス中の不純物の処理，特にトリチウム化炭化水素の分解とトリチウムの回収を金属ゲッター法により行える見通しが得られた。
6. 装備した低温ガスクロマトグラフにより，6種類の水素同位体分子を分離でき，高濃度のトリチウムを元のトリチウム貯蔵ゲッターに回収できる見通しが得られた。
7. 排気ガス処理装置に湿式及び乾式処理塔を併設する事により，排気ガス中の成分に応じた処理を行える事が明らかとなった。また，採用した乾式処理材は従来法の湿式処理法と同程度の水素除去性能を有する事が知られた。

今後の課題としては，今回のコールド実験では不可能であるが，ホット実験には不可欠の装置性能を，トリチウムにより確認する必要がある。例えば，

- 排気ガス処理装置では，今回のコールド実験に用いた水素濃度より桁違いに低い濃度のトリチウムの処理性能
- トリチウムの計測・計量に不可欠の電離箱の性能評価と校正
- 各所に用いられている金属ゲッター材のトリチウムインベントリー評価
- 上記ゲッター類の耐久性と再活性化技術

現在数キュリー程度のトリチウムを用いた排気ガス処理装置の性能試験及び電離箱の性能評価と校正が進行中であり，近々にその結果を公表できる見込みである。従って，トリチウム - 材料相互作用に関する化学的・物理的な基礎データが得られる時期も近い。また，実験室規模ではあるが，より操作性の良い同位体分離法，各種金属ゲッター材，トリチウム計測法等々が開発されつつあり，これらの実用化・装備により，一層過酷な条件下での実験も可能になるものと期待される。

参考文献

- 1) In W. M. Müller, J. P. Blackledge and G. G. Libowitz, editors, "Metals Hydrides", Academic Press, New York, San Francisco, London, 1968
- 2) In G. Alefeld and J. Völkl, editors, "Hydrogen in Metals I", Springer-Verlag, 1978
- 3) In G. Alefeld and J. Völkl, editors, "Hydrogen in Metals II", Springer-Verlag, 1978
- 4) In L. Schlapbach, editor, "Hydrogen in Intermetallic Compounds I", Springer-Verlag, Berlin, 1988
- 5) In L. Schlapbach, editor, "Hydrogen in Intermetallic Compounds II", Springer-Verlag, Berlin, 1992
- 6) Y. Fukai. "The Metal-Hydrogen System - Basic Bulk Properties", Springer-Verlag, Berlin, 1993
- 7) 深井有, "拡散現象の物理", 朝倉書店, 1989
- 8) R. Lässer, "Tritium and Helium-3 in Metals", Springer-Verlag, 1989
- 9) Y. Belot, H. Camus, S. Raviart, A. B. Antoniazzi and W. T. Shmayda, Fusion Technol., 28 (1995) 1138
- 10) 日本原子力学会研究専門委員会編. "核融合燃焼条件下のプラズマ表面相互作用", 日本原子力学会誌, 39 (1997) 854
- 11) IAEA, "ITER Plasma Facing Components", ITER Documentation Series No. 30, 1991
- 12) In B. Shradar, editor, "Infrared and Raman Spectroscopy", VCH Verlagsgesellschaft and VCH Publishers, Tokyo, 1995
- 13) K. Watanabe, K. Tanaka, M. Matsuyama and K. Hasegawa, Fusion Engr. Design, 18 (1991) 27
- 14) N. Miya and K. Masaki, Ann. Rept. Hydrogen Isot. Res. Ctr., 16 (1996) 1996
- 15) P. L. Taylor, A. G. Kellmann and R. L. Ree, J. Fusion Engr., 12 (1993) 35
- 16) K. Watanabe, W. M. Shu and M. Matsuyama, Fusion Engr. Design, 1997. in press.

- 17) K. Watanabe, M. Matsuyama, T. Kobayashi and S. Taguchi, *J. Alloys and Compounds*, 278 (1997) 257