核融合研究におけるトリチウムの安全取扱いとモニタリング†

吉田芳和, 成瀬雄二

日本原子力研究所東海研究所

319-11 茨城県那珂郡東海村

1. はじめに

現在考えられている核融合炉においては、重水素とトリチウムによる核融合反応 ($D+T\rightarrow{}^4\text{He}+n+17.6\text{ MeV}$) により発生するエネルギーを利用すること、すなわち、トリチウムを燃料とすることが考えられている。

わが国において昭和60年代に建設が予定されている核融合実験炉炉心モックアップ試験装置においても、D-T反応が考えられており、その初装荷トリチウム量は約200 g (約 $2\times 10^6\text{ Ci}$)と試算されている¹⁾。また、核融合実用炉に燃料として装荷されるトリチウム量は数kgから数10kg²⁾といわれている。

これら核融合炉用燃料としてのトリチウムの製造と循環精製から廃棄物処理に関する研究ならびに技術開発を進めるにあたっては、トリチウムの安全取扱いとモニタリング技術の確立が緊急の課題の一つである。

わが国においては、加速器におけるトリチウムターゲットや研究用重水炉で二次的に発生するトリチウムの取扱いや管理においてトリチウムに対する作業者の防護ならびにモニタリング技術はほぼ確立されてきた^{3),4)}。しかしながら、核融合研究におけるように大量のトリチウムガス (T_2) が取り扱われる場合には、従来の安全管理技術では不十分である。

本説では、核融合に関連して、トリチウムを比較的大量に、とくにガス状で取り扱う場合の安全取扱施設、とくに環境への放出低減技術、防護方法ならびにモニタリング技術について述べる。とくに、安全取扱技術については、大量トリチウムの取扱い経験の多い外国、主として米国の現状を中心に紹介する。

2. トリチウムの性質

トリチウムは、物理的半減期約12.3年の低エネルギーβ放射体(エネルギーは最大18.6keV, 平均約6keV)で、その飛程は空気中で約6mm, 水または組織中で約6μm (0.6mg/cm²) である。

トリチウムが水素ガス (T_2 , HT など) または酸化物 (HTO, T_2O など) として存在する場合の体内に摂取される割合を表1^{5),6)}に示す。トリチウムが空気中

表1 トリチウムの体内に摂取される割合^{5),6)}

摂取経路	化学形	摂取される割合
肺	HTO, T_2O などの水蒸気	吸入した HTO などの98~99%が体内に摂取される
	HT, T_2 などの水素ガス	HTが酸化して HTO となり、体液中にHTOがあらわれる。その割合は、HTO の場合の約1500分の1である
皮膚	HTO などの水蒸気	0.018~0.048mg/cm ² /min
	HTO などの液体	0.04~0.06mg/cm ² /min (5分間まで) 0.029~0.038mg/cm ² /min

に酸化物 (T_2O , HTO など) として存在する場合は、吸入および皮膚からの浸透による内部被曝が問題となるが、水素ガス (T_2 , HT など) として存在する場合は、内部被曝は無視でき、放出β線による皮膚または肺の外部被曝のみが問題になる。

トリチウムの放射線管理基準として最大許容身体負荷量(MPBB)^{6),7)}と最大許容濃度(MPC)⁸⁾を表2に示す。ただし、わが国の法規では、(MPC)_aはトリチウムの性状に関係なく酸化物に対する値が定められている。

トリチウムがガス状で環境へ放出された場合の酸化物への転換率は1%/日以下であることが、事故的に環境へ放出された場合の測定結果^{9),10)}などからわか

† Safe Handling and Monitoring of Tritium in Research on Nuclear Fusion. Yoshikazu YOSHIDA and Yuji NARUSE: Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai Research Establishment, Tokaimura Ibaraki-ken 319-11, Japan.

表2 トリチウムの最大許容身体負荷量(MPBB)と最大許容濃度(MPC)

MPBB	区 分	身体負荷量 (mCi)	体液中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)*	
	連続摂取 (5 rem/年)	1	0.023	
	単一摂取 (2.5 rem)	15	0.35	
MPC		空气中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		水中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
		HTO	HT, (T_2)	HTO
	管理区域 (週40時間で 5rem/年相当)	5×10^{-6}	$2 \times 10^{-3**}$	1×10^{-1}
	一般区域 (週168時間で 0.5rem/年相当)	2×10^{-7}	$4 \times 10^{-5**}$	3×10^{-3}

* 標準人(体重70kg, 体内水量43kg)のMPBBに相当する体液中濃度

** サブマージョンモデルで皮膚の β 線被曝線量が管理区域, 一般区域に対し, それぞれ30rem/年と3rem/年に相当する。

っている*。

トリチウムは, 後述するように内部被曝防護用手袋や防護衣の材料であるゴムやプラスチック類のほか, 金属材料をも透過しやすい性質をもっていることがその閉じ込めや被曝防護の問題を厄介にしている。

3. 安全取扱技術

3.1 安全取扱設備

トリチウム取扱施設として安全対策および放出低減の点で種々の考慮が払われ, 今後わが国で核融合関連のトリチウム研究施設を設計・建設するとき非常に参考となる Mound Laboratory(以下, Mound Lab. と記す)の施設“TECL”(Tritium Effluent Control Laboratory)について述べ, トリチウム取扱施設の概念を把握する。ついで, トリチウム取扱用のグローブボックス, フードおよびその他の構成機器について簡単に紹介する。

3.1.1 Mound Lab. の実験設備 (TECL)¹⁰⁾

Mound Lab. では大量のトリチウムを取り扱っているが, 当初の設計・運転には, 作業者の安全確保と施設の境界において濃度基準(Radioactivity Concentration Guides, 以下本章ではRCGと略す)を満足すべく, 排気系の空気流量をできるだけ大きくして希釈効果を上げるよう考慮が払われていた。しかし, 1970年

*) この転換率は, 核融合炉など大量トリチウム取扱施設周辺環境の被曝線量評価に重要な因子である⁹⁾が, 詳細は省略する。

のALAPの考え方にに基づき, 対象となる濃度点を施設の境界からスタックの放出口に変更し, スタックにおける濃度をRCGの10%(表2の一般区域における(MPC)₀の10分の1)以下となるようにするために, 種々の改造ならびに装置の新設を行った。この結果, トリチウム放出量は, 図1に示すように低下した。

図1 Mound Lab. におけるトリチウム放出低減化の実績と目標値¹⁰⁾

TECLは, このような背景のもとに, 装置および設備から漏えいまたは排出されるトリチウムを捕集し, 大気中へのトリチウム放出をRCGの10%以下に保持するための技術を開発することを目的として建設された小型の実験施設である。本施設は, トリチウム放出を制御し, インベントリー管理を確実にを行うために, 他の大量トリチウム取扱施設からは隔離されている。

図2は, TECLのレイアウトを示したものである。本施設は, 実験室, 装置室, 制御室および更衣室から構成されており, トリチウム取扱量は約 $3 \times 10^4 \text{Ci}$ である。

実験室(約60m²)には, 4台のグローブボックスと1台のバスボックスが配置されている。大型のグローブボックスには水素同位体分離用の深冷分離実験装置が, 小型の3台のグローブボックスには廃棄物処理用の実験装置が設置されている。グローブボックス雰囲気ガスとしてはHeを使用し, 操作圧力は負圧である(〜1 inch水柱)。バスボックスは, 実験器具や材料の搬出入または除染用として使用され, 雰囲気ガスとして空気が用いられている。グローブボックスは, 通常Puなどの実験に使用されているものと同じで, リーク量(Heリーク検査)は1測定点で $1 \times 10^{-9} \text{atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ 以下である。

装置室(約100m²)には, 3種類のトリチウム除去システムが設置されている。GADS(Glovebox Atmosphere Detritiation System)はグローブボックス雰囲気であるHeからトリチウムおよび混入微量空気を除去するためのものであり, ADS(Air Detritiation System)

図2 Mound Lab. のトリチウム取扱施設“TECL”の配置図
(取扱量 $\sim 3 \times 10^4 \text{Ci}$)¹⁰⁾

はパスボックス雰囲気である空気からトリチウムを除去するためのものである。また、ECS (Emergency Containment System) は、異常時に作業エリアに漏えいしたトリチウムを捕集するための装置である。以上のように、平常時および異常時を対象としたトリチウム除去システムが完備され、作業者の被曝防止および環境への放出低減化がはかられている。

制御室 (約30 m^2) には、トリチウム除去システムの制御計、モニター類、記録計、警報システムが設けられている。異常時には、制御室においてトリチウム除去システムを遠隔操作により運転できる。

室の換気は、コールド区域→実験室→装置室の方向

図3 LASL のトリチウム取扱施設で使用されているグローブボックス^{12), 13)}

に流れ、各室間の差圧は0.1 Torr 程度である。なお、実験室、装置室の床面、壁面は、通常のホット実験室と同じであり、トリチウムに対して特別の考慮は払われていない。

3.1.2 グローブボックスおよびフード^{10)~16)}

実験器具および装置 (第1次格納容器) から漏えいしたトリチウムを閉じ込め、作業者の安全を確保するための第2次格納設備としてグローブボックスおよびフードが用いられる。両者の使い分けは、トリチウム取扱量、実験条件 (温度、圧力、ガス状か液状かなど)、化学形 (HT, HTO など) などを考慮して安全評価を行い、定めるのが妥当である。

図3は、一例としてLASLのトリチウム取扱施設で使用されているグローブボックスを示したものである。

一般に、グローブボックス本体の材料にはステンレス鋼が、操作面 (窓) には強化ガラスが採用されている。また、グローブとしてはネオプレン、ブチルゴム製のものが用いられる。グローブボックス製作上問題となるリーク量については、1測定点で $10^{-8} \sim 10^{-9} \text{atm} \cdot \text{cc/sec}$ 程度、1台あたりで $10^{-5} \sim 10^{-6} \text{atm} \cdot \text{cc/sec}$ が一つの目安と考えられる。トリチウムを取り扱う場合には、リーク以外に構成材料からの透過を考慮しなければならない。すなわち、グローブボックスは、上述したリーク基準に基づき製作され、かつ、負圧で操作されるので、きわめて小さいすき間またはピンホールから吸い込まれる空気の流速がトリチウムの外部への拡散速度よりも大きくなり、リークは大きな問題とはならない。

したがって、トリチウムの作業エリアへの漏えいを防止するためには、グローブの材質選定が重要な課題となる。図4は、各種ゴムについてトリチウム透過速度を示したものである。これより、HTOの透過速度はHTよりもほぼ2桁大きく、材料としてはブチルゴムが優れていることがわかる。このようなことを考慮して、Mound Lab. ではブチルゴムを主体としたグローブを採用している。

トリチウムを大量に使用し、実験装置からのトリチウム漏えいが予想される場合には、雰囲気ガスとして He, Ar などの不活性ガスをを用い、後述するト

図4 各種ゴムのトリチウム透過特性¹⁵⁾ 図5 The Radiochemical Centre, Amersham のトリチウム取扱施設で使用されているスリットボックス¹⁶⁾

リチウム除去用のガス精製システムを設置して循環・再使用する。小規模の実験には、once through方式も採用される。ガス精製システムに果せられたもう一つの役割は、グローブボックス中に漏れ込んだ空気（酸素、水分）を除去し、HTOの生成を防止することである。

なお、特殊な例として、グローブボックスを正圧（ ~ 0.5 inch 水柱）で操作しているLASLのトリチウム取扱施設をあげることができる。これは、トリチウム金属化合物の研究を行っているため、グローブボックス雰囲気（He）中への空気の混入を極力避けていること、ならびに、LASLの地理的条件から湿度がきわめて低く（10%以下）、トリチウムガスの水蒸気への転換率が小さいため、大部分がトリチウムガスの状態で環境に放出されることに基づいていると考えられる。

グローブボックスの取扱いに関しては、グローブポートには密閉のカバーを設け、使用に先立ちグローブを透過したトリチウムを真空排気したり、グローブボックス作業で使用する保護用ゴム手袋を適当な間隔（LASLでは15分ごと）で交換し、被曝を防止することが必要である。

つぎに、The Radiochemical Centre, Amershamで採用されているトリチウム取扱用スリットボックスについて紹介する。スリットボックスは、図5に示したように、通常のフードとグローブボックスとの中間型というべきもので、前面（操作面）にスライド式の扉を設け、開口部の面積がつねに一定となるよう設計されている。すなわち、開口部からの空気の流入速度はつねに一定である。

流入速度 $\bar{u}$ (m/sec) は、下記の基準で定められる。

揮発性物質を取り扱う場合

$$0.75 < \bar{u} < 1.25$$

不揮発性物質を取り扱う場合

$$0.5 < \bar{u} < 1.25$$

上記の流速の下限は、これ以下の流速になると空気の流れに対して逆拡散が問題となることから、また、流速の上限は、これ以上の流速になると開口部において流れが乱れ、ボックス内の空気が一部逆流してくることから、経験的に導き出されたものである。

本スリットボックスは、取扱いが容易なことから、少量のトリチウムを緩やかな条件（低温度、低圧力）で使用する実験には有効な手段となろう。

3.1.3 その他の構成機器^{10)~14), 17)~19)}

トリチウムを取り扱う構成機器材料の選択にあたっては、水素脆化を考慮する必要がある。圧力が数気圧以下の条件では大部分の金属を使用できるが、SUS

304 または SUS 316 などのステンレス鋼を使用するのが無難である。実験装置はできるだけ溶接継手とし、厳しい条件で大量のトリチウムを使用するときは 2 重構造を採用する。保守・交換をする必要がある個所には、Cajon または Swagelok 継手などが用いられる。バルブには、ベローシールバルブを採用する。ガスケットには、Al, Ni などの金属ガスケットが用いられる。エラストマーを使用するときは、放射線損傷および水素同位体交換反応を考慮する必要がある。トリチウム濃度が低い場合には、パイTONの使用が可能である。グローブボックスには、グローブおよびガスケットとしてネオプレンも用いられている。また、バルブの弁座には、ガラス繊維で強化されたテフロンも採用されている。しかし、ハロゲン元素を含むエラストマーを長時間使用する場合、ハロゲン化水素（フッ化水素）を生成し、金属が腐食される可能性があるのに注意を要する。

トリチウムガス輸送用のポンプとしては、フランス SRTI のポンプが、リーク量が小さいこと、ポンプ内部の清浄性が確保されること、耐久性があり、取扱いと保守が容易であること、などの点で優れている。とくに、PBT 型ポンプは、トリチウム用として開発されたものであり、マルクルのトリチウム生産施設に数多く採用されているといわれている。真空ポンプについては、トリチウムで汚染したポンプ油の処理法をあらかじめ確立しておく必要がある。

グローブボックス内の機器の保守・交換を安全に行うために、LASL では 2 重バルブ・バージシステム (Double valve-purge system) を採用している。この方式は、図 6 に示したように、各構成機器の出入口にバルブを 2 重に設け、その中間に接続された真空排気ラインにより汚染気体の排気および清浄気体の充填が可能なようくふうされている。この方式の採用により、汚染の拡大および個人被曝が低減されたといわれてい

図 6 LASL で採用されている 2 重バルブ・バージシステム^{13), 17)}

る。

3・2 トリチウム除去システム^{10), 11), 13)~15), 17), 20), 21)}

トリチウム取扱施設には、作業者の被曝防止および環境へのトリチウム放出低減化を目的として、各種のトリチウム除去システムが設置されている。除去の原理としては、(A)トリチウムガスを酸化して水分の形でモレキュラーシーブなどに吸着させる方法、(B)極低温（液体窒素温度）で不純物ガス（トリチウムを含む）をモレキュラーシーブなどに吸着させる方法、が採用されている。

図 7 は、(A)の原理に基づくトリチウム除去システムについて、基本となるフローシートを示したものである。トリチウムガスを含む空気は、予熱器で所定の燃焼温度（180°C）まで加熱され、触媒反応器に導入される。触媒としては、Engelhard 社の DEOXO 触媒が広く使用されている。ここで、トリチウムは空気中の酸素と反応してトリチウム水（ガス状）が生成される。触媒反応器出口側のトリチウムガス濃度は、容積基準で 10^{-5} ppm 以下となる。触媒反応器を出た空気は、冷却器で冷却され、モレキュラーシーブの充填された乾燥器にはいる。ここで空気中の水分はモレキュラーシーブに吸着され、出口側における全水分濃度は容積基準で 1 ppm となる。

いま、本システムで処理する空気の入口濃度条件をつぎのように仮定する。

プロセスガス；空気

水分濃度； 10^4 ppm（露点 7°C）

トリチウムガス濃度；

1 ppm ($\equiv 2.56 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

このプロセスガスは、触媒反応器をとおり、トリチウムガスは酸化されてトリチウム水にな

図 7 トリチウム除去システムの基本フローダイアグラム²¹⁾

る。したがって、乾燥器には 10,001ppm の水分がはいり、出口水分濃度は 1 ppm に低下する。この 1 ppm の水分のうち、1/10,001 がトリチウム水である。すなわち、乾燥器の出口におけるトリチウム濃度は 10^{-4} ppm まで減少し、本システムで得られる除染係数は 10^4 となる。

以上は、最も基本となるプロセスについて述べたものであるが、実際には各場合に応じてつぎのような考慮を払う必要がある。

- ① 処理すべきガスが不活性ガス(He など)の場合
予熱器の前に空気または酸素を添加する。
- ② 処理すべきガスに炭化水素を含む場合
炭化水素を分解するために、触媒反応器の操作温度を 500°C に高める。
- ③ 高除染係数が要求される場合
乾燥器を 2 基直列に設け、その中間に水を添加する方式 (Interstage Water Addition Swamping System) を採用する。
- ④ 大量のトリチウムガスが実験室に漏出するという異常時に使用する場合
乾燥器にはあらかじめ水分を飽和させておき、H-T の同位体交換反応を利用する〔大量の空気(条件によりかなりの水分が含まれる)を処理することになるため、乾燥器容量の増大を避ける必要がある〕。
- ⑤ 乾燥器を再生し、繰り返し使用したい場合

図 8 Mound Lab. で採用されている低温法によるトリチウム除去システム GADS¹⁰⁾

循環用ブローア、予熱器、冷却器、水分トラップなどからなる再生システムをべつに設置する。この場合には、乾燥器は 2 系列設けることが望ましい。

図 8 は、(B)の原理に基づく Mound Lab. のトリチウム除去システム GADS のフローダイアグラムを示したものである。グローブボックスから排気された He ガスは、ガス-ガスの熱交換器(予冷器)に導かれ、冷却される。ここで、He 中の水分は大部分除去される。つぎに、液体窒素で冷却されたモレキュラーシープ充填塔 (Linde 5A が 300lb 充填されている) にはいる。本システムの設計条件は、O₂, N₂, H₂O, CO₂, C₂H₆, H₂ について出口濃度が 1 ppm 以下になることである。とくに、水素については、トリチウムも含めて出口で 0.01ppm を超えないようにしている。モレキュラーシープで充填塔の操作条件は、77 K, 大気圧である。

本システムは 2 系列あり、捕集-再生操作が交互に行われる。熱交換器に捕集された水分は、液体貯留タンクに集められる。モレキュラーシープ充填塔の再生は、120°C に加熱し、ヘリウムをパージして行う。なお、本システムの処理流量は、170 m³/h であり、異常時には 1.0 g (入口条件で 465 ppm に相当する) のトリチウムを捕集できる。

3.3 トリチウム廃液の処理・包装^{11), 14), 22)}

トリチウム取扱施設を設計・建設するさいには、実験により発生するトリチウム廃液(水溶液および真空ポンプ油など)の処理・包装のための設備を用意する必要がある。Mound Lab. においては、①作業時における被曝防止とトリチウムの放出低減化をはかること、②容器からのトリチウム透過と地下水との化学交換反応を防止すること、③材料の腐食を防止すること、④ ERDA* および DOT (Department of Transportation) の規格を満足すること、⑤経済性を考慮すること、を目的として、トリチウム廃液の処理・包装技術を確立し、実際に運転を行っているので、その概要について述べる。

図 9 は、トリチウム廃液処理施設におけるグローブボックスおよびフードの配置を示したものである。本施設には、各種のトリチウム除去システムおよび真空ポンプからトリチウム水 (5×10^3 Ci/l に及ぶものもある) やポンプ廃油が、直接配管輸送または容器に詰められて搬入される。本施設では、まず、処理すべきトリチウム廃液を攪拌、サンプリング、分析し、トリチ

* アメリカの Energy Research and Development Administration の略で、現在は Department of Energy, DOE.

図9 Mound Lab. におけるトリチウム廃液処理施設^{11), 22)}

図10 Mound Lab. で使用されているトリチウム廃液固化容器²²⁾

ウム量を計量する。計量されたトリチウム廃液は、図10に示した3重の容器内で、所定の固化剤と混合し、固化する。

トリチウム廃液固化容器および固化剤の仕様は、つぎのとおりである。

固化容器

- 第1次容器：ポリエチレンまたはポリプロピレン製の容器で、第2次容器（115l）に密着挿入できる大きさの容器。
- 第2次容器：アスファルトでコーティングされた115lの鋼製の容器。
- 第3次容器：210lの鋼製の容器。

固化法

- a) 水溶液の処理：水溶液／（セメント＋石こう）の混合割合を最大で1/3とする。
- b) オイルの処理：オイル／パーミキュライトの混合割合を最大で2/1とする。

なお、1容器あたりのトリチウム量は、 $7 \times 10^5 \text{ Ci}$ 以下とする。

各容器の蓋は密封され、各容器間の空間には、図示したように、アスファルトやパーミキュライトが充填

される。

図11は、上記の方法で処理した固化容器を水中に浸した場合のトリチウム透過率測定結果の一例を示したものである。図には、水溶液およびオイルを処理した場合の透過量が示されているが、年間の透過率は処理量に対し、それぞれ 6.9×10^{-8} および 8.6×10^{-8} に過ぎない。いままでの測定結果を総合すると、年間の透過率は 10^{-6} 以下といわれている。

図11 トリチウム廃液固化容器からのトリチウムの透過²²⁾

Mound Lab. における上記の施設は、安全に運転されており、2年間以上運転に従事した者でも尿中にトリチウムは検出されていない。また、 $5 \times 10^5 \text{ Ci/l}$ 程度の高濃度トリチウム廃液を処理した場合にも、本施設からの環境へのトリチウム放出量は年間5Ci以下であった。

3.4 特殊作業に対する防護¹⁴⁾

トリチウムによる作業者の被曝は、主として保守・交換作業における汚染器具取扱い時の皮膚からの浸透によるものである。

Mound Lab. では、トリチウム汚染度の高い機器類

の保守・交換作業にあたって、内部被曝防護のためつぎのような考慮を払っている。

- (1) グローブの強度が必要な保守作業には、バナN製グローブを使用する。
- (2) トリチウム水および油により汚染される危険性がある場合には、エアラインスーツ（給気マスク＋加圧服）を着用する。グローブとしては、つぎの5重グローブを着用する（①内側←⑤外側）。
 - ① 木綿製グローブ（汗の吸収用）
 - ② 外科用ラテックスグローブ
 - ③ 黒色ブチルグローブ（トリチウムが透過しにくい）
 - ④ 青色バナNグローブ
 - ⑤ オレンジ色ラテックスグローブ（このグローブが破れた場合、④との色のコントラストでただちに発見できる）。

なお、実験室各所に清浄空気が使用できるよう配管が設けられている。

- (3) プラスチックシートで補修部分を密閉・排気し、汚染の拡大を防止する。

- (4) 作業後には身体表面の除染を速やかに行う。

エアラインスーツの使用上留意することは、スーツに用いられるプラスチック材が、前述（2.と3・1・2）のように、トリチウム水蒸気を透過するので、そのトリチウムに対する防護効果は、粒子状物質に対するほど完全ではないことである。エアラインスーツの場合、スーツ外と内との雰囲気中のトリチウム濃度の比、すなわち、防護効率は約 200²³⁾であるが、湿った綿布を2枚のプラスチックスーツで重ね合わせたサンドイッチ型スーツの防護効率は1900以上²⁴⁾と報告されている。

4. モニタリング技術*

トリチウムは、放出β線のエネルギーが低いため、とくに、他核種または線源が存在する場合に、その検出、測定が困難であるが、前述のように加速器のトリチウムターゲットの取扱いのようにこれまでのトリチウムの取扱いにおいて確立されてきたモニタリング技術^{3),25)}は基本的には核融合の研究においても適用できる²⁶⁾。

ただし、大量のトリチウムが主としてガス状（T₂）

で取り扱われることに留意する必要がある。

4・1 室内空気と排気のモニタリング

4・1・1 空気中トリチウム濃度の測定方法

室内空気、排気中およびプロセス気体など空気中トリチウムのモニタリングに用いられる測定方法としては、①試料空気をガス捕集用の電離箱や比例計数管、またはシンチレーションカウンタ（アントラセンやプラスチックセル）などに直接導入してその電離電流またはパルスを測定する方法と、②空気中の水蒸気をコールドトラップや液体バブラ、シリカゲルなどにより捕集（トリチウムがガス状の場合は触媒などにより酸化後捕集）し、その捕集水中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンタなどで計測することにより、空気中トリチウム濃度を求める方法とがある。文献²⁷⁾にはこれらの各種測定方法が検出感度順にまとめ示されている。これらの測定方法のうち、比較の実用されている方法とそのおもな特徴を表3^{3),25)}に示す。

表 3 空気中のトリチウム濃度測定方法の比較

試料採取方法*		捕集材・計測器	検出限界 ($\mu\text{Ci}/\text{m}^3$)	備 考
気体状で測定	直接捕集方法	ガス捕集用電離箱（容積1 l程度）—振動容量型電位計	2×10^{-6}	半減期などの測定により他の放射性ガスとの分離測定可能
		電離箱式モニタ（ γ 線補償型あり）	$10^{-5} \sim 10^{-6}$	他の放射性ガスとの分離測定は困難、連続測定可能
		比例計数管	$10^{-6} \sim 10^{-7}$	他の放射性ガスとの分離測定困難、連続測定可能
液体状で測定	冷却凝縮捕集方法	水蒸気凝縮（コールドトラップ）—L.S.C**	10^{-9}	他の放射性ガスとの分離捕集可能。温度、湿度の測定必要
	*** 固体捕集方法	モレキュラーシーブ、シリカゲル—L.S.C**	10^{-9}	他の放射性ガスとの分離捕集可能
	*** 液体捕集方法	水バブラー—L.S.C**	10^{-6}	他の放射性ガスとの分離捕集可能

* 試料採取方法の定義は文献²⁵⁾による。

** 液体シンチレーションカウンタ

*** 水蒸気に対する捕集効率90%以上になるように捕集材量および試料空気吸引流量を定める必要がある。

これらの方法のうち、電離箱を用いる方法は、トリチウムの性状に無関係に空気中の全トリチウム濃度を測定する方法として最もよく用いられている。とくに電離箱型トリチウムモニタは、試料空気を粒子用フィルタおよびイオントラップを経て連続的に電離箱に流

* 作業環境などにおけるトリチウム測定技術の詳細については、本誌講座（作業環境の放射線モニタリング(Ⅷ)と(Ⅸ)；Vol.26, No.8とNo.9, 1977)を参照されたい。

通させることにより、空気中の全トリチウム濃度を連続的に測定監視することができる。ただし、検出限界濃度が、水蒸気状トリチウムの(MPC)_aと同程度であることおよび高濃度トリチウムの測定後の内部汚染によるメモリ効果などの欠点がある。外部放射線の影響を除去するためには γ 線補償型のものが用いられる。

電離箱型モニタの電離電流の測定には、振動容量型電位計またはピコアンメータが用いられ、指示値は記録計に記録されるほか、デジタル表示器に表示することもできる。また、警報レベルを2段階に設定すれば、低レベル警報は注意用に、高レベル警報は退避などの対策用に用いることができる。

電離箱型モニタの検出感度を $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下まで向上するためには、つぎの方法が用いられる^{10),11)}。

- a) 大容積、たとえば 20 l ~ 50 l 程度の電離箱を用いる。
- b) 電離箱を線源からの影響のないところに設置した場合でも、 γ 線補償型電離箱を用いバックグラウンド放射線の影響を補償する。
- c) メモリ効果を低減する方策を購ずる。そのための方策として、定期的に(1日1回)および高トリチウム濃度の気体が通過したのちに、バルブの切換えにより清浄な乾燥した、できれば、高温の空気を電離箱に一定時間流通させることによりトリチウムによる内部汚染を防止することができる。この場合、除染後の指示値を0に調整することにより正味の濃度を表示させることができる。ほかに、電離箱内面の金メッキも内部汚染低減に用いられている。

Mound Lab. では容積 20 l の電離箱型モニタを用い、上記 b), c) の方法を併用することによって室内各所の空気および排気中のトリチウム濃度を $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下まで測定できるようにしている。

可搬式モニタには、容積 1 ~ 3 l 程度の電離箱型モニタが用いられ、その検出限界濃度は $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度である。

一方、表3のうち、空気中の水蒸気を捕集し液体シンチレーション計測を行う方法は、空気中の全トリチウムのうち内部被曝に寄与する水蒸気成分を、(MPC)_aの 10^3 分の1以下の濃度まで測定できるが、連続測定監視には不向きである。これらの水蒸気捕集方法のうち、コールドトラップを用いる方法は、凝縮水濃度と温度、相対湿度の測定値から空気流量や捕集効率に無関係に空气中濃度を求める方法で、後述(4.1.2)のように空气中濃度 HTO を簡単に測るためにも用いられる。

冷却凝縮方法または液体バブラ捕集方法とアントラセンフローセルまたは液体シンチレータフローセルと組み合わせることにより連続測定を行うこともできるが、その場合の空气中濃度の検出限界濃度は、非連続測定の場合に比して2 ~ 3桁高くなる²⁷⁾。

4.1.2 室内空気のモニタリング

室内空気のモニタリングは、室内への異常な漏えいの検出により作業者の防護措置を決めるためにとくに重要である。

室内空気の連続測定監視には、一般に定置式のほか可搬式の電離箱型モニタが用いられる。

一般に、定置式モニタの電離箱は、外部放射線の影響による検出感度の低下を避けるためバックグラウンドレベルの低い場所に、または必要な遮へいを設けて設置される。試料空気は室内各所においてトリチウムの漏えいを検出しやすい場所(たとえばグローブボックス前面や室内の換気用排気口付近)などに配置されたサンプリング口(床上約2 m)から配管により、フィルタ、イオントラップを経て電離箱に導入される。そして、遠隔操作、または手でサンプリング配管のバルブを切換えることによって必要な個所の空気を順次測定できるようにし、通常はトリチウムの漏えいを最も検出しやすい個所、たとえば室内換気用排気口付近の空気を連続監視する。

一方、上記の電離箱による全トリチウム濃度の測定のほか、表3に示されるようにシリカゲルや水バブラまたはコールドトラップによって、トリチウムの水蒸気成分のみを捕集し、測定する方法が用いられている。コールドトラップの簡単な方法として、寒剤を入れた試験管または液体窒素で冷却したアルミニウム棒を、トリチウムの漏えいの疑われる場所に30秒程度おいたのち、液体シンチレータに浸して計測する方法¹¹⁾もある。

4.1.3 排気のモニタリング

排気のモニタリングにおいても、連続監視用には、室内空気のモニタリングと同様の定置式の電離箱型モニタが基本的測定器として用いられている。ただし、排気モニタリングにおいては、低濃度まで測定できるように、大容量の電離箱、たとえば、50 l の Kanne 電離箱が用いられているところおよび全トリチウム濃度の測定のほか水蒸気成分を捕集し定量する方法を併用しているところが多い¹¹⁾。

Mound Lab. TECL¹⁰⁾では、排気モニタリングに、4.1.1で述べたような検出感度向上策として、内面を金メッキした容積20 l の電離箱型モニタにより排気中

のトリチウムを連続測定する方法のほかに, HTO と HT, 有機成分を分離捕集し, 一定期間の放出トリチウムを定量する方法を併用している。

後者の HTO と HT および有機成分の分離捕集には, 図12²⁹⁾に示されるように3段の液体バブラ2セッ

図12 トリチウムのガスと水蒸気成分の分離捕集用サンプラ²⁹⁾

トと貴金属触媒からなるサンプラを用いている。バブラ液には, 捕集中の蒸発と凍結を防止するためにエチレン・グリコールが使用されている^{29), 30)}が, 捕集原理は水バブラと同様である。この装置で, 触媒の上流側の液体バブラにより全トリチウム中の HTO が捕集(2段の捕集効率99%以上²⁹⁾)され, 上流側バブラを通過した HT または有機化合物は高温の触媒により酸化され HTO となって下流側の液体バブラにより捕集される。捕集液中のトリチウム (HTO) は液体シンチレーションカウンタにより計測され, 捕集トリチウム量から, 捕集期間中の HTO と HT その他の放出量が算出される。この場合液体バブラの代わりに乾燥材も用いることができる。なお, Mound Lab. では, このサンプラによる測定値を放出量の公式記録としている²⁹⁾。Mound Lab.¹⁰⁾では, $2 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の検出感度を得るために, 電離箱のメモリ効果および壁効果を低減するものとして試作された高感度のガス比例計数管(有感容積2.27 l を含め全容積 6 l の円筒型で, 周囲のガードカウンタと逆同時計数回路付)が併用されている。この場合試料ガスを直接に, またはゼオライト乾燥材を経てカウンタに導くよう, バルブを切替えることにより, 全トリチウムまたはガス成分のみをそれぞれ計測することができる。

4.1.4 プロセス気体のモニタリング

3. に述べられているように, グローブボックス雰囲気ガスなどのプロセス気体のモニタリングは, トリチウムの1次系からの漏えいの検出とトリチウム除去装置の正常な作動を確認するために必要である。したがってプロセス気体のモニタリングには, 高濃度のトリ

チウムを測定できるように, 比較的小容積の電離箱型モニタが用いられる。たとえば, Mound Lab. TECL (3.1・1参照)¹⁰⁾では, グローブボックス雰囲気ガス中のトリチウム除去装置(GADS と ADS)の入口と出口のモニタリングと ECS 作動のための室内排気系のモニタリングには, それぞれ容積 2 l の電離箱型モニタが用いられている。容積以外は, 定置式の室内モニタと同様で, その測定範囲は, $1 \times 10^{-5} \sim 2 \times 10 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。なお, ECS 作動レベルは $10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度に設定されている。

4.2 表面汚染のモニタリング

室内の床や実験器材表面は, トリチウムガスの浸透や吸着により汚染される。

このトリチウム表面汚染は空気中の H と

の置換などにより再浮遊し作業者の被曝源になる。また, 器具表面に吸着されたトリチウムガスは一定時間後には酸化されるので, その器具の取扱いにより, トリチウム水が皮膚を浸透して体内に摂取される^{17), 31)}。

表面汚染のモニタリングには, 主としてスミヤ法が用いられるが, 汚染面を直接サーベイする方法もある¹¹⁾。スミヤ法においては, ろ紙に拭きとられたトリチウムを保持するために, グリセリン・アルコール溶液(グリセリン25%)³²⁾やアクアダックなどを塗布したろ紙のほか, 乾燥したふつうのろ紙も用いられている。スミヤろ紙は, 液体シンチレーションカウンタまたはガスフロー式比例計数管で測定され, その検出限界は $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度である。

直接サーベイ法に用いられる検出器としては, GM 計数管, 電離箱などが試作され使用された²⁰⁾が, 感度や取扱いにくさの面でほとんど実用されていない。実用されているものとして, ガスフロー型比例計数管²⁶⁾や薄い(0.125 mm)プラスチックシンチレータ³³⁾を用いたものがあり, $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度の表面汚染が検出できると報告されている。

4.3 排水のモニタリング

排水中のトリチウムのモニタリングには, 一般に廃液タンクなどから水試料を採取し, 液体シンチレーションカウンタにより計測する方法が用いられ, 最近の技術では $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 以下を十分検出できる。他の核種が混合しているときは蒸留水を計測する。排水中のトリチウムの連続測定用としては, プラスチックシンチレーション検出器³⁴⁾などがあるが, あまり実用さ

れていない。

4.4 個人内部被曝のモニタリング

トリチウムは、前述のように吸入または皮膚からの浸透により体内に摂取後2時間程度経れば、体液中のトリチウム濃度はほぼ一定となり、尿または呼気水中の濃度は体液中の濃度と等しくなる^{4),5)}。したがって、尿または呼気試料などを測定しトリチウムによる内部被曝線量を求めることができる。

4.4.1 尿分析方法

尿試料中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンタを用いて測定し、トリチウムの内部被曝線量を求める方法が最も普及している¹¹⁾。

尿の採取頻度^{4),17)}は、トリチウムの取扱い状況などによるが、日常モニタリングのための定期測定では2週間～3か月に1回、特殊モニタリングのための臨時測定では、作業終了後1.5～2時間に行われる。LASLでは、相当量のトリチウムの摂取のおそれがあった場合には、ただちに排尿させたのち、さらに2時間後に採取された尿試料を被曝線量評価のために計測することとしている¹⁷⁾。

液体シンチレーションカウンタによる尿中トリチウムの検出限界濃度は、尿を脱色などの処理⁴⁾をしないで計測した場合でも約 $10^{-5} \mu\text{Ci/ml}$ であるので、連続摂取の場合の許容レベル $0.023 \mu\text{Ci/cm}^3$ の 10^3 分の1を十分検出できることがわかる。

被曝線量(全身)は、尿中トリチウム濃度 $U(\mu\text{Ci/cm}^3)$ から次式によって算出される(U と表2に示されるMPBBに対応する体液濃度との比からも求められる)。

連続摂取の場合の n 日間の線量 $(DE)_n(\text{rem})$ は

$$(DE)_n = 0.51 \cdot U \cdot n \quad (1)^*$$

また、単一摂取の場合の線量預託 $(DE)_{507}(\text{rem})$ は、

$$(DE)_{507} = 0.74 \cdot U_0 \cdot T_0 \quad (2)^*$$

ただし、 U_0 はトリチウム摂取時の濃度 ($\mu\text{Ci/ml}$) で一定期間後に測定された場合は補外により求める。 T_0 は有効半減期(日)で、一般には10日⁷⁾としてよい。

4.4.2 呼気測定方法など

呼気中の水蒸気を図13³⁶⁾に示すような冷却凝縮方法などにより捕集し、捕集水中のトリチウム濃度を測定することにより、尿の場合と同様に式(1)または(2)を用いて内部被曝線量を求めることができる。

* いずれの場合もトリチウム β 線の線質係数 $QF=1.7$ が用いられている。ICRPの最近の報告³⁵⁾による $QF=1$ を用いれば、被曝線量はこれらの値の $1/1.7$ になる。

図13 呼気中水蒸気捕集方法³⁶⁾

深呼吸10～20回程度で、液体シンチレーション計測に必要な1ml程度の凝縮水が得られるので、本方法はとくに作業現場で迅速にトリチウムの体内汚染を検査する手段として有効である。ただし、吸入後早期に採取した呼気試料中のトリチウム濃度は体液中濃度より高い値を示すことなどから、正確な被曝線量を求めるためには、尿の場合と同様に摂取後2時間以上のちに採取した呼気試料を計測することが必要になる³⁷⁾。また、計測にあたっては、採取現場におけるトリチウム水蒸気などによる汚染を避けるよう留意する必要がある。

呼気測定による方法は、被検者および測定者の心理的抵抗が尿検査に比して少ないことなどの理由で、わが国ではその迅速簡便な測定システムの開発が期待されている。

また、トリチウムサーベイメータで身体の内平な部分、たとえば、前腕部の皮膚表面を測定することにより、大量のトリチウムの体内汚染(体液中トリチウム濃度 $0.02 \mu\text{Ci/g}$ 程度)を検出できる³⁸⁾ことが報告されている。

4.5 環境モニタリング

Mound Lab.³⁰⁾とLASL⁹⁾からの1976年における平常稼動時のトリチウムの環境への放出量は、それぞれ約6000Ciと約2000Ciで、取扱量に対する放出割合は、年間0.1～0.01%/年といわれている。また、LASLではほかに、誤操作により、同年に22,000Ciのトリチウムガス(T_2)が排気口から放出された⁹⁾。

このように大量のトリチウムが取り扱われる場合には、施設外環境におけるトリチウムのモニタリングが必要になる。モニタリングの対象は、空気中トリチウムの水蒸気成分のほか、表面水(河川水、池水など)、地下水、土壌や農作物中のトリチウム水などである。

空気中トリチウムの水蒸気成分の採取には、LASLでは⁹⁾シリカゲル捕集材(ただし冬期の低湿度期間中は吸引流量を増大)また、Mound Lab.³⁰⁾では前述の

エチレングリコール液体バブラ(ただし, 液量 200cm^3 , 空気吸引流量 $3 \times 10^3 \text{cm}^3/\text{min}$) を用いている。いずれの場合も, 敷地周辺に配置された空気サンプリング地点で連続採取された試料を2週間ごとおよび事故的放出のときはそのつど測定している。試料中トリチウム濃度は, 空気試料の場合は捕集水を, その他の試料については凍結, 減圧または加熱などの方法によって抽出された蒸留水を, 液体シンチレーション計測することにより求められる^{27), 9)}。

また, これらの試料中のトリチウム濃度に基づいて公衆の被曝線量を推定することも行われている^{9), 30)}。

5. おわりに

以上, とくに核融合研究に関連するトリチウムガスの大量取扱施設を対象に安全取扱技術とモニタリング技術の現状について述べた。

なお, 安全取扱技術に関しては, 少量のトリチウムを対象とした実験器具類(たとえば, ガラス製器具)³⁰⁾; Uや Ti によるトリチウムガスの精製, 貯蔵, 輸送技術^{12), 40)}; 水素同位体分離技術^{41)~43)}(トリチウム廃液の濃縮も含む); 核融合炉のために開発中の技術⁴⁴⁾などについては触れなかった。

また, モニタリング技術に関しては, 混合 β 核種中のトリチウム選別型電離箱⁴⁵⁾やBremsstrahlungの利用による高レベルトリチウムの測定⁴⁶⁾など, 現在開発中のものについては述べなかった。

文 献

- 1) 日本原子力研究所: 核融合研究開発の現状 (1976)
- 2) T.J. Kabele, A.B. Johnson, Jr., L.K. Mudge: Tritium source terms for fusion power plants, BNWL-2018 (1976)
- 3) 穴沢豊, 国分守信, 藤田久美雄: 作業環境におけるトリチウムのモニタリング, 保健物理, 7, 27 (1972)
- 4) 矢部明: トリチウムの個人内部被曝モニタリング, 保健物理, 7, 163 (1972)
- 5) E.A. Pinson, et al.: Physiology and Toxicology of Tritium in Man, *J. Appl. Physiol.*, 10, 108 (1957)
- 6) ICRP Publ. 2 体内放射線の許容量に関する専門委員会IIの報告(翻訳)日本アイソトープ協会(1960)
- 7) ICRP Publ. 10. “職業被曝による体内汚染からの身体組織への線量の評価”(翻訳), 日本アイソトープ協会 (1970)
- 8) L.L. Burger: The conversion of tritiated hydrogen to water in the atmosphere, BNWL-2113 (1976)
- 9) Environmental Studies Group: Environmental Surveillance at Los Alamos during 1976, LA-6801-MS (1977)
- 10) C.J. Kershner & J.C. Bixel: Tritium Effluent Control Laboratory, 13th USAEC Air Cleaning Conference, MLM-2169 (OP) (CONF-740807) (1974)
- 11) T.B. Rhinehammer & P.H. Lamberger: Tritium Control Technology, WASH-1269 (1973)
- 12) D.H.W. Carstens: A Gas-Handling System for Studies of Tritium-Containing Materials, 23rd Conference on Remote Systems Technology, p.69 (1975)
- 13) J.L. Anderson, F.A. Damiano & J.E. Nasise: Tritium Handling Facilities at the Los Alamos Scientific Laboratory, 23rd Conference on Remote Systems Technology, p.77 (1975)
- 14) T.B. Rhinehammer & P.H. Lamberger: Selected Techniques for the Control and Handling of Tritium, 23rd Conference on Remote Systems Technology, p.94 (1975)
- 15) L.J. Wittenberg, W.R. Wilkes & C.J. Kershner: Environmental Control of the Tritium Inventory in a Fusion Reactor Facility, Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, CONF-760935-P4, p.1339 (1976)
- 16) The Radiochemical Centre, Personal Communication, Amersham, England, HP7 9LL (1977)
- 17) LASL Group H-3: Tritium Operating Safety Seminar, July 1975, LA-6307-C (1976)
- 18) C.L. Folkers & V.P. Gede: Transfer Operations with Tritium—A Review, 23rd Conference on Remote Systems Technology, p.55 (1975)
- 19) Societe de Recherches Techniques et Industrielles, Personal Communication, Route de Guyancourt 78530 Buc France (1977)
- 20) M.F. Collins & P.L. Terry: Gaseous Tritium Recovery Systems, Effects of Design Requirements on Cost, Management of Low-Level Radioactive Waste Symposium (1977)
- 21) Engelhard Industries Div., Engelhard Minerals & Chemicals Corp., Personal Communication,

- East Newark, New Jersey, U.S.A. (1977)
- 22) E.A. Mershad, W.W. Thomasson & J.J. Dauby: Packaging of Tritium-Contaminated Liquid Waste, *Nuclear Technology*, **32**, 53 (1977)
- 23) 加藤仁三, 大内正房: トリチウム化重水のポリマーフィルム透過率測定と防護具の安全評価, 保健物理, **3**, 288 (1968)
- 24) C.E. Easterly, K.E. Shank, R.L. Shoup: Health Physics Aspects of Fusion Power, ORNL/TM-5641 (1976)
- 25) 労働省安全衛生部労働衛生課編: 作業環境測定ガイドブック(4)—電離放射線関係—, 作業環境測定士試験協会 (1976)
- 26) K.E. Shank, C.E. Easterly: Tritium Instrumentation for a Fusion Reactor Power Plant, ORNL/TM-5344 (1976)
- 27) NCRP: Tritium Measurement Techniques, NC RP Report No. 47 (1976)
- 28) 三石信雄, ほか: 欧米におけるトリチウム取扱い技術の現状, 日本原子力学会誌, **20**, 103 (1978)
- 29) W.E. Sheehan, M.L. Curtis, D.C. Carter: Development of a Low-cost Versatile Method for Measurement of HTO and HT in Air, MLM-2205 (1975)
- 30) B.M. Farmer, B.R. Robinson, D.G. Carfagno: Annual Environmental Monitoring Report, Calendar Year 1976, MLM-2416 (1977)
- 31) J.D. Eakins, W.P. Hutchinson, A.E. Lalley: The Radiological Hazard from Tritium Sorbed on Metal Surfaces, *Health Physics*, **28**, 213 (1975)
- 32) 北野匡四郎, ほか: スミヤ法によるトリチウム表面汚染レベルの評価, 保健物理, **8**, 67 (1973)
- 33) G.D. Whitlock: Tritium Contamination Measurement, Proc. 4th International Cong. IRPA, Paris (1977)
- 34) R.J. Budnitz: Tritium Instrumentation for Environmental and Occupational Monitoring—A Review, *Health Physics*, **26**, 165 (1974)
- 35) ICRP: Progress Report from ICRP, *Health Physics*, **17**, 389 (1969)
- 36) 古田敏城, 成富満夫, 原田康典: 呼気測定によるトリチウム体内汚染の推定, 保健物理, **6**, 149 (1971)
- 37) 山本峯澄: トリチウム吸入時の呼気採取時期の考察, 保健物理と安全管理, No.18(1975) p.125 (1976)
- 38) T.J. Powell, P.E. Barry, I.A. Dupzyk: Rapid Evaluation of Personnel Tritium Exposure, *Health Physics*, **32**, 310 (1977)
- 39) 波多和人, ほか: トリチウム安全取扱い操作法, *Radioisotopes*, **26**, 324 (1977)
- 40) R.S. Carlson: The Uranium-Tritium System—The Storage of Tritium, The International Conference on Radiation Effects and Tritium Technology for the Fusion Reactor, CONF-750989, Vol. IV, p.36 (1975)
- 41) C. Boorman & H. Kronberger: The Separation of Hydrogen and Tritium by Thermal Diffusion, Proceedings of the Symposium on Isotope Separation, p. 471 (1957)
- 42) P. Hugony, H. Sauvage & E. Roth: Le Production de Tritium en France, B.I.S.T., No.178—Fevrier, p.3 (1973)
- 43) B. Misra & V.A. Maroni: Isotopic Enrichment of Plasma Exhausts from Controlled Thermonuclear Reactors by Cryogenic Distillation, 2nd Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, CONF-760935-P 3 (1976)
- 44) J.L. Anderson, R.H. Sherman: Tritium Systems Test Assembly, LA-6855-P, June (1977)
- 45) R.A. Jalbert: A Monitor for Tritium in Air Containing Other Beta Emitters, Proceedings of 23rd Conference on Remote Systems Technology (1975)
- 46) M.L. Curtis: Detection and Measurement of Tritium by Bremsstrahlung Counting, *Int. J. Appl. Radiation and Isotopes*, **23**, 17 (1972)