

JAERI-M  
86-129

トリチウム増殖材照射下トリチウム放出試験  
—VOM-21H,22H用試験装置と安全評価—

1986年9月

倉沢 利昌・竹下 英文・吉田 浩・相沢 雅夫  
大野 英雄・三村 謙・梅井 弘・渡辺 斉

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division  
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 榎高野高速印刷

トリチウム増殖材照射下トリチウム放出試験  
—VOM-21 H, 22 H用試験装置と安全評価—

日本原子力研究所東海研究所燃料工学部  
倉沢利昌・竹下英文・吉田 浩<sup>+1</sup>・相沢雅夫<sup>+2</sup>  
大野英雄・三村 謙<sup>+2</sup>・梅井 弘<sup>+3</sup>・渡辺 斉

(1986年8月12日受理)

核融合炉工学の研究課題の中で、トリチウム増殖材からのトリチウム放出特性に関するデータは、プラズマ燃料の自給の観点から特に重要である。しかし、一方トリチウムの放出挙動は実験系内に不純物として含まれる水分や酸素量によって大きな影響を受ける。すなわち試験装置の性能が試験の成否を決める要因になりうるため、試験装置の設計及び構成機器の選択が非常に重要となる。本報告では1号機での経験を踏まえて、VOM-21 H, 22 H用トリチウム測定装置(2号機, 3号機)を設計製作した時の設計方針、製作図面等の資料をまとめたものである。また照射に先立って行われた研究炉管理部内キャプセル安全審査会に準備した核熱計算、安全評価、対策の資料をもあわせて整理した。

---

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2の4

+1 那珂研究所核融合研究部

+2 研究炉管理部研究炉利用課

+3 大洗研究所材料試験部原子炉第2課(前研究炉管理部研究炉利用課)

In-situ Tritium Release Experiment from tritium Breeder Materials  
—Measurement Apparatus and Safety Assessment of VOM-21H and 22H—

Toshimasa KURASAWA, Hidefumi TAKESHITA, Hiroshi YOSHIDA<sup>+1</sup>,  
Masao AIZAWA<sup>+2</sup>, Hideo OHNO, Ken MIMURA<sup>+2</sup>, Hiroshi UMEI<sup>+3</sup>  
and Hitoshi WATANABE

Department of Fuels and Materials Research  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Establishment  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 12, 1986)

Tritium recovery characteristic is a critical issue associated with the performance of tritium breeder and development of fusion reactor. As known widely, the released tritium is very sensitive to the amount of impurity moisture and oxygen in the measurement system. Then the key point for good measurement exists to establish an improved measurement apparatus. These new tritium measurement apparatus (No. 2 and No. 3) were constructed with effective use of operating experiences of No. 1 apparatus for VOM-15H Experiment. This report includes a detailed description of improved apparatus and data of neutronics and thermohydraulics calculation for tritium safety assessment of apparatus and capsule. The irradiation of VOM-21H and 22H had been conducted during 10 cycles and 8 cycles respectively.

Keywords: In-situ Tritium Release, Tritium Breeding Materials, Fusion Reactor, Tritium Measurement Apparatus, Irradiation Capsule, Neutronics and Thermohydraulics Calculation

---

+1 Department of Thermonuclear Fusion Research, Naka Fusion Research Establishment

+2 Research Reactor Utilization Division, Department of Research Reactor Operation, Tokai Research Establishment

+3 Reactor Division II, Department of JMTR Project, Oarai Research Establishment, (former, same as +2)

## 目 次

1. トリチウム増殖材照射下トリチウム放出試験	1
1.1 はじめに	1
1.2 試験目的と概要	1
1.3 試験条件	2
1.3.1 照射試料	2
1.3.2 照射条件	2
1) 照射温度	2
2) 中性子束及び ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ 反応断面積	2
1.4 照射下トリチウム放出測定装置(2号機、3号機)	3
1.4.1 設計方針	3
1.4.2 装置の構成	4
1.5 データ集録装置	6
2. 照射下トリチウム放出試験の安全評価	18
2.1 はじめに	18
2.2 トリチウム漏洩量評価	18
2.2.1 トリチウム生成速度及びトリチウム分圧	18
2.2.2 照射中のキャプセル試料筒からのトリチウム透過量	19
2.2.3 トリチウム測定装置内機器からの漏洩量	19
2.2.4 ホットラボにおけるキャプセル解体時の放出量	20
2.3 想定事故	21
2.4 異常時対策	21
3. キャプセルの安全解析	22
3.1 キャプセル概要	22
3.2 安全解析	22
3.2.1 中性子束分布	22
3.2.2 発熱量	22
3.2.3 温度分布	23
3.2.4 キャプセル強度	23
3.2.5 試料反応度	23
3.2.6 誘導放射能	23
4. おわりに	25

## Contents

1. In-situ Tritium Release from Tritium Breeding Materials .....	1
1.1 Introduction .....	1
1.2 Test Items and Outline .....	1
1.3 Test Conditions .....	2
1.3.1 Irradiation Sample .....	2
1.3.2 Irradiation Conditions .....	2
1) Temperature .....	2
2) Neutron Flux and ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ Cross Section .....	2
1.4 No.2 and No. 3 Apparatus for In-situ Tritium Release Measurment ..	3
1.4.1 Design Principle .....	3
1.4.2 System Components .....	4
1.5 Data Collection .....	6
2. Safety Assessment of In-situ Tritium Release Experiments .....	18
2.1 Introduction .....	18
2.2 Evaluation of Tritium Leak .....	18
2.2.1 Tritium Generation Rate and Tritium Partial pressure .....	18
2.2.2 Tritium Permiation from Inner Capsule .....	19
2.2.3 Tritium Permeation from Measurement System .....	19
2.2.4 Tritium Release at Hot Laboratory Work .....	20
2.3 Hypothetical Accidents .....	21
2.4 Measures against Accidents .....	21
3. Safety Analysis of Capsule .....	22
3.1 Outline .....	22
3.2 Safety Analysis .....	22
3.2.1 Neutron Flux Distribution .....	22
3.2.2 Heating Rate .....	22
3.2.3 Temperature Distribution .....	23
3.2.4 Strength of Capsule Materials .....	23
3.2.5 Absorvance of Neutron .....	23
3.2.6 Induced Radioactivity .....	23
4. Conclusion .....	25
Acknowledgements .....	25
References .....	26

## 1. トリチウム増殖材照射下トリチウム放出試験

### 1.1 はじめに

核融合反応の燃料であるトリチウムを効率よく自己生産し、回収することは核融合炉開発上、不可欠である。そのため核融合炉のブランケットではトリチウムの増殖比1の達成とともに、トリチウムを連続回収することが要求されている。原子炉照射下でのトリチウム化合物からの in-situ トリチウム放出実験は小規模ながら核融合ブランケットを模擬しているため、核融合炉の設計に必須なデータを取得できる近道であると考えられている。

現在世界各国において原子炉照射下でのトリチウム放出実験によるトリチウム増殖材の選定試験を行っている。例えば、フランス、西ドイツではアルミン酸リチウム ( $\text{LiAlO}_2$ )<sup>1) 2)</sup> と珪酸リチウム ( $\text{Li}_2\text{SiO}_3$ ,  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ )<sup>3)</sup> を照射試料とした、LILA, LISIA 実験を行っている。オランダではさらに酸化リチウム ( $\text{Li}_2\text{O}$ )<sup>4)</sup> を加えた EXOTIC 実験を行い、カナダでは  $\text{Li}_2\text{O}$  ペレットを用いた CRITIC 実験を予定している。原研では昭和56年から JRR-2 で一連の VOM 照射試験を続行してきており、これまで VOM-7H, 15H<sup>5, 6, 7, 8, 9)</sup> の試験を終了している。これらの試験からトリチウム放出は実験系内の不純物として存在する水蒸気分圧によって強く影響されることが明らかにされた。そこで今回の VOM-21H, 22H 試験では試験装置内の水分濃度を前回 VOM-15H の水準より1桁低くするための装置の改良を行った。またトリチウム放出速度をより応答性よく測定するため、小容積の電離箱を用いるとともに、トリチウム水の分解に固体電解質セルを採用する等の測定装置の改良をおこなった。照射試料として  $\text{Li}_2\text{O}$  の他に新たに  $\text{LiAlO}_2$  もとりあげ、両者のトリチウム放出性能の比較試験を計画している。

本報告ではトリチウム放出測定装置及びキャプセルの設計、製作に必要な図面の整理を行うとともに、照射に先立って実施された研究炉管理部内安全審査用の核熱計算及び安全評価のデータについて整理し、まとめたものである。

### 1.2 試験目的と概要

照射下におけるトリチウム増殖材からのトリチウム放出挙動及び試料内トリチウム残存量等のデータを得るため次の試験を行う。

- 1) トリチウム放出を連続測定し、放出濃度におよぼす照射温度、スイープガスの組成及び照射量の影響を調べる。
- 2) トリチウムガス成分の全放出トリチウム量に対する割合を連続的に測定し、照射時間依存性を調べると共にスイープガスへ添加した重水素とトリチウムとの同位体比の変化を明らかにする。
- 3) 照射後試験により照射健全性を評価すると共に、試料内の残存トリチウム量を定量する。

本試験では JRR-2, VT-10 垂直孔に挿入した VOM キャプセル内のトリチウム増殖材からのトリチウム放出挙動をスイープガス方式で測定する。照射終了後ホットラボでキャプセル解体後試料の取り出し、外観試験を行うとともに残存トリチウム測定を行う。

図1に VOM-21H, 22H の照射スケジュールを示す。

### 1.3 試験条件

#### 1.3.1 照射試料

VOM-21H用の $\text{Li}_2\text{O}$ 焼結ペレットはCERAC社製 $\text{Li}_2\text{O}$ 粉末を出発原料とし、 $1150^\circ\text{C}$ で4時間真空焼結して作成したものである。中心に熱電対用の $5\text{mm}$ の貫通孔を設けている。 $\text{Li}_2\text{O}$ ペレットは3個で、総重量 $2.030\text{g}$ 、スタック長 $15.07\text{mm}$ 、平均密度 $89.9\%$ 理論密度(T.D)である。各ペレットの仕様を下記の通りである。

No.1ペレット;  $11.00\text{mm}\phi \times 5.02\text{mmH}$ ,  $0.6677\text{g}$ ,  $89.7\%$ T.D

No.2ペレット;  $11.00\text{mm}\phi \times 5.03\text{mmH}$ ,  $0.6811\text{g}$ ,  $90.0\%$ T.D

No.3ペレット;  $11.04\text{mm}\phi \times 5.02\text{mmH}$ ,  $0.6816\text{g}$ ,  $89.6\%$ T.D

VOM-22Hでは川崎重工製 $\text{Li}_2\text{O}$ ペブルと三菱原子力工業製の $\text{LiAlO}_2$ ペブルを使用した。各照射試料の仕様及び製法は下記の通りである。

	$\text{Li}_2\text{O}$ ペブル	$\text{LiAlO}_2$ ペブル (26% $^6\text{Li}$ 濃縮)
密度	85%T.D	77%T.D
総重量 (g)	3.9806	4.1940
直径 (mm)	$4.92 \pm 0.10$	$4.24 \pm 0.05$
個数	35個 (5×7層)	54個 (6×9層)
照射容積	$13.6\text{mm}\phi \times 3.0\text{mmH}$	$13.6\text{mm}\phi \times 3.2\text{mmH}$

$\text{Li}_2\text{O}$ ペブル製法;  $\text{Li}_2\text{CO}_3$ 粉末を $700^\circ\text{C}$ ,  $10^{-4}\text{torr}$ 真空下熱分解後、金型プレスし、白金ルツボを使用し $1200^\circ\text{C}$ ,  $10^{-4}\text{torr}$ 下で真空焼結した。 $\text{Li}_2\text{CO}_3$ ,  $\text{LiOH}$ 等不純物は約2%である。

$\text{LiAlO}_2$ ペブル製法; 95%濃縮し $\text{Li}_2\text{CO}_3$ と天然 $\text{Li}_2\text{CO}_3$ と $\text{Al}_2\text{O}_3$ を混合し真空中 $800^\circ\text{C}$ 以上で固相反応後、圧粉成型し、 $1100^\circ\text{C}$ で $1 \times 10^{-5}\text{torr}$ 真空中で4時間焼結した。

#### 1.3.2 照射条件

##### 1) 照射温度

核融合炉ブランケットの一部領域では $1000^\circ\text{C}$ に達することがあるため、高温でのトリチウム放出挙動を調べることが必要である。前回VOM-15Hでの最高温度は $760^\circ\text{C}$ であった。VOM-21Hではより高い温度で照射試験するため、SUS304試料筒内に断熱材として $\text{ZrO}_2$ 円筒を設け、 $\text{Li}_2\text{O}$ ペレットを包みこみ $900^\circ\text{C}$ まで昇温できる構造とした。 $\text{ZrO}_2$ と $\text{Li}_2\text{O}$ の間に白金スペーサーを入れ両者の反応を防ぐ。また圧力バウンタリーとしてのSUS304試料筒は $700^\circ\text{C}$ 以下に保つ方針とした。

VOM-22Hキャプセルでは $\text{ZrO}_2$ 断熱材を使わず $900^\circ\text{C}$ まで昇温可能な材料ハステロイ-X (HX-R)で試料筒を作ることとし、試料筒内部を単純化した。図2にVOM-21H, 22Hキャプセルの構造を示す。

##### 2) 中性子束及び $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ 反応断面積

VOM照射試験はJRR-2, VT-10孔(図3)で照射してきた。VT-10孔での昭和58年3月金箔放射化測定法にて求めた熱中性子束分布を表1及び図4に示す。また、THERMOSコードによって計算した $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ 反応の実効断面積 $\sigma_{n, \alpha}$ 及び中性子歪補正係数( $d_F$ )を表2に示す。

VOM-22Hキャプセルでは2つの照射試料の位置が $10\text{cm}$ 離れているため中性子束に差がでて



くる。Li<sub>2</sub>OとLiAlO<sub>2</sub>では<sup>6</sup>Li密度が異なるため、LiAlO<sub>2</sub>の<sup>6</sup>Liを26%濃縮して<sup>6</sup>Li含有量をそろえた。しかし中性子束歪補正係数にやや差がみとめられた。

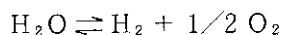
#### 1.4 照射下トリチウム放出測定装置（2号機，3号機）

##### 1.4.1 設計方針

###### 2号機（VOM-21H用）

前回VOM-15Hの経験を踏まえてVOM-21H用のトリチウム放出測定装置2号機では系内に残留する吸着水（トリチウム水）の低減を目的として配管，機器を乾燥するポンプ循環系をもうけた。2台のポンプでキャプセル系及びトリチウム測定系を強制循環させ，脱離水分をモレキュラシーブ（MS）塔で除去し乾燥する。この乾燥ラインはメカニカルポンプ（MP）との接続部を除きトリチウム測定用メインラインと重複している（図5）。図中のメインラインの流れ図よりわかる様にキャプセルをスweepしてきたラインはHとLの2系統に分岐される。すなわちH lineは固体電解質セル（CEC）あるいは還元塔（RX）を通る全トリチウム測定ラインであり，L lineはモレキュラシーブ（MS）塔を通過するトリチウムガス測定ラインであり，それぞれ独立した電離箱（I.C）で連続測定する。これは前回VOM-15Hの様に濃度の異なるトリチウムをラインの切りかえによって1つの電離箱で測定する場合，定常値に達するまで数日を要した経験を元に，測定時間短縮のためHとLの2系統独立ライン方式と採用した。また水素同位体の分析を行うラジオガスクロラインを新設した。ここでは試料あるいは配管に吸着している水分を発生源とする軽水素（H）成分の時間変化よりその交換反応の挙動をさぐるものである。図5中に示されるラジオガスクロサンプリングポートから採取されたガスはキャリアガスにて液体窒素温度に冷却された活性アルミナのYANAKO-Hydroisopackで分離され，HT，DT，T<sub>2</sub>の順に電離箱に送られる（図6）。本試験では重水素を添加ガスとしているため，ラジオガスクロによりHT，DT，T<sub>2</sub>の割合の時間変化を追跡することができる。

前回のVOM-15H用測定装置1号機では全トリチウム濃度は触媒還元ベッドを通し測定した。触媒還元法では触媒が大きな比表面積（>100m<sup>2</sup>/g）を有するため，吸着されるトリチウム量も無視できず，また特有の時定数を持っている。このためトリチウム放出速度をより正確に，応答性よく測定できる固体電解質セル（CEC）を採用し，前述の触媒還元法と並用することにした。固体電解質セルは大量の水蒸気を含む系では使用実績も豊富であるが今回の様に数ppm程度のトリチウム水の還元の場合の転換効率については不明である。このため今試験では低濃度トリチウム水の転換効率等のデータもあわせて取得することにした。<sup>10)</sup>使用した固体電解質セルの構造を図7に示す。ここで使用した固体電解質セルはカルシア安定化ジルコニヤであり，使用温度は600℃とした。固体電解質セルを用いて水およびトリチウム水を電気分解する時の測定原理を簡単に示す。



$$E = E_0 + \frac{RT}{2F} \ln \frac{P_{\text{H}_2} \sqrt{P_{\text{O}_2}}}{P_{\text{H}_2\text{O}}}$$

また固体電解質内を酸素イオンがカソード面よりアノード面へ流れる時のIrドロップを考慮すると

$$E - I_r = E_0 + \frac{RT}{2F} \ln \frac{P_{H_2} \sqrt{P_{O_2}}}{P_{H_2O}} \text{ となる。}$$

### 3号機 (VOM-22H用)

VOM-22H試験では2試料同時照射を行うため、トリチウム放出測定装置3号機のトリチウム測定ラインは2号機の2倍となり、A、B系統が各々H、Lのラインを持つ独立4系統の測定系から成っている(図8)。このため配管の長さを出来るだけ短縮する事及び装置内のデッドスペースを小さくする事に努力した。その1例としてキャプセルより測定フード間の配管表面積を小さくするため1/8インチのステンレス管を採用すると共に原子炉頂の測定装置を移設して配管距離を2m短縮した。そのほかVOM-21H用2号機の固体電解質セルは途中でジルゴニヤとSUS管の接合部からリークがあって不調となったため、3号機ではこの部分を金属-セラミックス接合したものに改造した。VOM-22H試験では全トリチウム測定用のHラインは固体電解質(CEC)を主に使用し、触媒還元(RX)ラインは予備とすることにした。トリチウム電離箱での測定では電離箱の容積による遅れ時間を検討するため、容積が異なる3つの電離箱を直列につなぎ比較する。これによってトリチウム放出の過渡現象をより正確に解析することができる。

#### 1.4.2 装置の構成

図5および図8に示された機器の仕様を下に列記する。

##### i) スイープガス供給系

##### ① スイープガス

高純度ヘリウムガス(99.999%以上)及び重水素添加混合ガスを47ℓ型(110 kg/cm<sup>2</sup>・G)ボンベより供給する。流量は100~200 cm<sup>3</sup>/分を基準とする。

##### ② 電磁弁

キャプセル出入口に設け、異常時には閉じて、生成したトリチウムをキャプセル内に閉じ込める。図面上の記号はMSVとする。(甲南アスコ 8262A148)

##### ③ 接点付圧力計

測定装置内の圧力を指示し、警戒値(1 kg/cm<sup>2</sup>・G)に達したときブザーを発信し、電磁弁にてスイープガスを止める。記号;PIAS

##### ④ ストップバルブ

仕切弁として使用する(スエーヂロック1/4インチ)。材質はしんちゅうでリーク率10<sup>-7</sup> atm・cm<sup>3</sup>/sec以下とする。

記号;SV(NUPRO B-4HK, WHITEY B-1KS4,), 記号TV(NUPRO B-4BKT)。

##### ⑤ ガス流量調整器

スイープガス流量を100~500 cm<sup>3</sup>/分の間で調整する。

記号;FIC(上島製マスフロメーター)

##### ⑥ 水分計センサー及びセル

水分センサーはパナメトリック製酸化アルミニウム湿度センサーである。セルはSUS304で内容積約15 cm<sup>3</sup>。

記号；HG (PARAMETRIC, System I, M2LT)

ii) トリチウム測定系

⑦ 通気型電離箱

全トリチウム放出測定及びトリチウムガス成分測定に使用する。ステンレス鋼鏡面仕上げ、耐圧2気圧リーク率 $10^{-5}$  atm $\cdot$ cm<sup>3</sup>/sec以下、配管接続スエージロック方式、測定範囲 $10^{-2}$  ~  $10^2$   $\mu$ Ci/cm<sup>3</sup>、有効容積100, 1370, 1500 cm<sup>3</sup>。記号；IC (アロカ製ガスモニターRC-551型, 烏カゴ型補完電極, 大倉電気製ガスモニターI-409601)

⑧ 触媒還元塔及び固体電解質セル

スweepガス中のトリチウム水を分解還元してトリチウムガスとする。容器はSUS304でCuO-ZnO-Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>触媒及びZrO<sub>2</sub>(Ca)を各々200°C, 600°Cで使用する。

記号；RX, CEC

⑨ モレキュラシーブ吸着塔 (MS塔)

スweepガス中のトリチウム水を吸着し、トリチウムガスのみ測定する。容器はSUS304製でMS-5Aで135 g収納している。35°C, 水蒸気分圧0.7 mm Hgのときの平衡吸着量16 g-H<sub>2</sub>O/100 g-MSより21.6 gの水分を吸着できる。

⑩ ラジオガスクロ装置

液体窒素温度に冷却したカラムで水素同位体を分離した後、20 cm<sup>3</sup>容積の小型電離箱でトリチウム濃度を測定する。装置全体のリーク率は $4 \times 10^{-6}$  atm $\cdot$ cm<sup>3</sup>/sec以下である。(柳本製作所製ガスクロマトグラフ, ヤナコーHydroispack, 小型電離箱；応用技研AE-730)

iii) トリチウム除去系

⑪ 触媒酸化塔

電離箱で測定した後スweepガス中のトリチウムガスを次のMS吸着塔で除去するため酸化して水成分に変える。容器はSUS304製でPd-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>触媒を4 g充填し、200°Cに加熱する。記号；OX

⑫ MS吸着塔 (トリチウム除去用)

モレキュラシーブ5Aを135 g充填し、トリチウム水を室温で除去する。吸着容量は21.6 H<sub>2</sub>Oである。吸着塔出入口はベロシール型バルブを使用しているので実験終了後吸着塔のみ分離でき、密封容器に格納して保管廃棄する。

iv) 格納及び保管廃棄容器

⑬ フード

測定装置を入れ、トリチウム漏洩の場合のパウダリーとする。風速10 m/秒 風量150 l/分でスタックへ排気されており換気回数は6回/時間以上である。

⑭ 密封容器

トリチウム吸着塔を収納し、保管廃棄のための容器である。フランジのシールには金属ガスケットを用いたSUS304製の円筒容器である(図9)。リーク率は $10^{-5}$  atm $\cdot$ cm<sup>3</sup>/sec以下である。

⑮ 保管廃棄容器

30 lの容積を持ち上記密封容器を収納し2重密封とする。耐候性ペンキ塗りの炭素鋼製である(図10)。

## 1.5 データ集録装置

VOM-21H, 22H試験でトリチウム濃度, 水分濃度を主とする23点のデータは横河製30チャンネル高速打点記録計3088で記録すると共にGP-IBで沖電気製IF-800 Type 30コンピューターで8インチフロッピーディスクに集録する。同時にCRTディスプレイにグラフを描くことができる。データのサンプリングは2分毎で8インチフロッピーディスクには7696分収納できる。VOM-21H, 22Hで集録されたデータを表3に示す。

Table 1 Distribution of Thermal Flux at VT-10, JRR-2

Position cm	$R_{Cd}$ *1	Thermal Flux 10MW	Contribution of Epitnermal *2	Effective Thermal Flux
Core Center -25	3.13	$9.572 \times 10^{13}$	1.1143	$1.067 \times 10^{14}$
-20	3.03	$9.615 \times 10^{13}$	1.1202	$1.077 \times 10^{14}$
-15	3.00	$9.639 \times 10^{13}$	1.1221	$1.082 \times 10^{14}$
-10	3.00	$9.639 \times 10^{13}$	1.1221	$1.082 \times 10^{14}$
-5	3.04	$9.706 \times 10^{13}$	1.1196	$1.087 \times 10^{14}$
0	3.07	$9.562 \times 10^{13}$	1.1178	$1.069 \times 10^{14}$
+5	3.17	$9.428 \times 10^{13}$	1.1120	$1.048 \times 10^{14}$
+10	3.19	$8.676 \times 10^{13}$	1.1109	$9.638 \times 10^{13}$
+15	3.39	$7.866 \times 10^{13}$	1.1012	$8.662 \times 10^{13}$
+20	3.76	$7.068 \times 10^{13}$	1.0869	$7.682 \times 10^{13}$
+25	4.16	$6.086 \times 10^{13}$	1.0754	$6.545 \times 10^{13}$
+30	5.32	$5.401 \times 10^{13}$	1.0542	$5.694 \times 10^{13}$
+35	7.45	$4.400 \times 10^{13}$	1.0354	$4.556 \times 10^{13}$
+40	10.98	$2.857 \times 10^{13}$	1.0220	$2.919 \times 10^{13}$
+45	23.45	$1.544 \times 10^{13}$	1.0089	$1.558 \times 10^{13}$
+50	40.95	$7.882 \times 10^{12}$	1.0030	$7.912 \times 10^{12}$

\*1 カドミ比

\*2  $R_{Cd}$ より求めたエピソード寄与分補正係数

Table 2 List of Data for Neutronics Calculation

	VOM-21H	VOM-22H	
	Li <sub>2</sub> Oペレット	Li <sub>2</sub> Oペレット	LiAl <sub>2</sub> Oペレット
照射期間 (サイクル)	10 (2655 hr)	8 (2124 hr)	8 (2124 hr)
照射温度 (°C)	470~900	300~900	300~900
熱中性子束 (cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	8.55×10 <sup>13</sup> (Max 1.09×10 <sup>14</sup> )	5.88×10 <sup>13</sup> (Max 1.09×10 <sup>14</sup> )	7.78×10 <sup>13</sup> (Max 1.09×10 <sup>14</sup> )
<sup>6</sup> Li 断面積 (bam) (σ <sub>n, α</sub> )	559	548.7	559.6
中性子束歪補正係数 (d <sub>F</sub> )	0.24	0.192	0.229
実効熱中性子照射量 (cm <sup>-2</sup> )	1.96×10 <sup>20</sup>	8.62×10 <sup>19</sup>	1.36×10 <sup>19</sup>

Table 3 List of Recorder Channel

VOM-21H

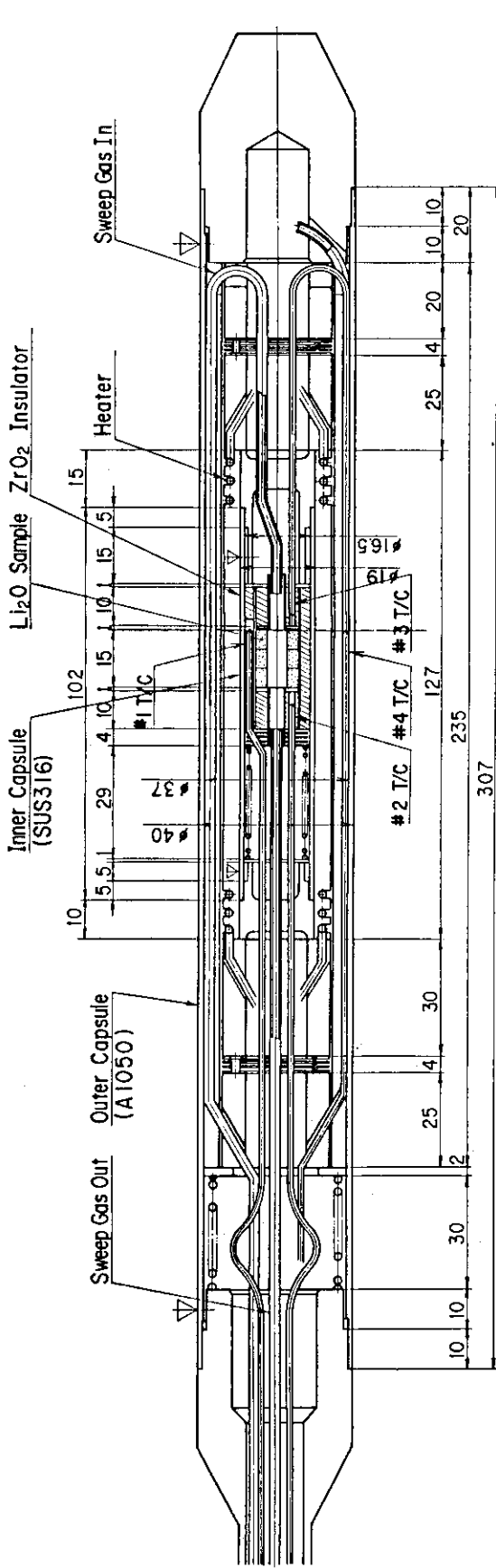
Channel No		Notation	Range	Remark
Ch 7	TC1	Capsule Temperature	0~1000°C	
8	OG-H	Ion Chamber (Small) (H line)	0~10mV	Oyogiken
9	FIC-1	Flow Indicator Controller (He+D <sub>2</sub> )	0~2V	
10	AL-H	Ion Chamber (Large) H line	0~10mV	Aloka
11	OK-H	"	"	Okura
12	AL-L	" L line	"	Aloka
13	OK-L	" L line	"	Okura
14	HG-1	Hygrometer Capsule Inlet	0~2V	52221
15	HG-2	" Capsule Outlet	"	52244
16	HG-3	" CEC Inlet	"	52217PR
17	HG-4	" CEC Outlet	"	52225PR
18	HG-5	" MS Outlet	"	52231PR
19	HG-6	" IC Outlet	"	43922PR
20	OG-L	Ion Chamber (Small) L line	0~2V	Oyogiken
21	FIC-2	Flow Indicator Controller, L line	0~2V	
22	FIC-3	" H line	"	
23	FIC-4	" Air	"	
24	FIC-5	" 0.1% H <sub>2</sub> -He	"	
25	FIC-6	" "	"	
26	FIC-7	" 0.1% Co-He	"	変更, TC(2)
27	RX-1	Reduction Bed Temperature	0~1000°C	
28	RX-2	"	"	変更, TC(3)
29	CEC	CEC Temperature	"	
30	SPND	Self Powered Neutron Detector	0~2V	

## VOM-22H

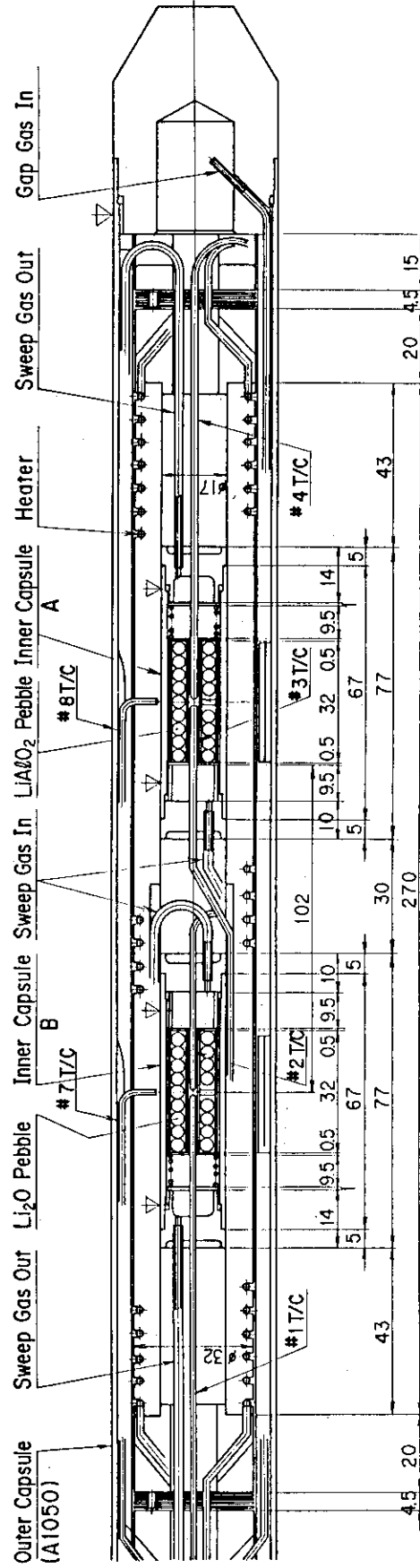
Channel No.	Notation		Range	Remark
Ch 6	Temp	Hood Temperature	0~100°C	
7	T/C 2	Li <sub>2</sub> O Capsule Temperature (B line)	0~1000°C	
8	T/C 3	LiAlO <sub>2</sub> " (A line)	"	
9	SPND A	Self-Powered Neutron Detector (LiAlO <sub>2</sub> )	0~2V	7/8 に入れかえ
10	SPND B	" (Li <sub>2</sub> O)	"	
11	IC- H	Ion Chamber (LiAlO <sub>2</sub> -H line)	0~10mV	Aloka
12	IC- L	" (LiAlO <sub>2</sub> -L line)	"	"
13	IC- H	" (Li <sub>2</sub> O - H line)	"	"
14	IC- L	" (Li <sub>2</sub> O - L line)	"	"
15	FI-Feed	Sweep Gas (Total)	0~5V	
16	FIC-AH	" (LiAlO <sub>2</sub> -H line)	"	
17	FIC-AL	" (LiAlO <sub>2</sub> -L line)	"	
18	FIC-BH	" (Li <sub>2</sub> O - H line)	"	
19	OG-AL	Ion Chamber (LiAlO <sub>2</sub> -L line)	0~2V	Oyogiken
20	CEC-A	CEC Current (LiAlO <sub>2</sub> )	0~10mV	
21	HG-4A	Hygrometer, CEC Outlet (LiAlO <sub>2</sub> )	0~2V	52231
22	CEC-B	CEC Current (Li <sub>2</sub> O)	0~10mV	
23	HG-4B	Hygrometer, CEC Outlet (Li <sub>2</sub> O)	0~2V	
24	HG-1	" , Capsule Inlet	"	52221
25	HG-2B	" , Li <sub>2</sub> O Capsule Outlet	"	52244
26	HG-2A	" , LiAlO <sub>2</sub> Capsule Outlet	"	52217
27	HG-3B	" , Hood In, Li <sub>2</sub> O line	"	51369
28	HG-3A	" , " LiAlO <sub>2</sub> line	"	52225PR
29	OG-BL	Ion Chamber, (Li <sub>2</sub> O-L line)	0~2V	Oyogiken
30	HG-4B	Hygrometer, CEC Outlet-Li <sub>2</sub> O	0~2V	4392







VOM-21H CAPSULE



VOM-22H CAPSULE

Fig.2 Structures of Capsules of VOM-21H and 22H

JRR-2 REACTOR CORE

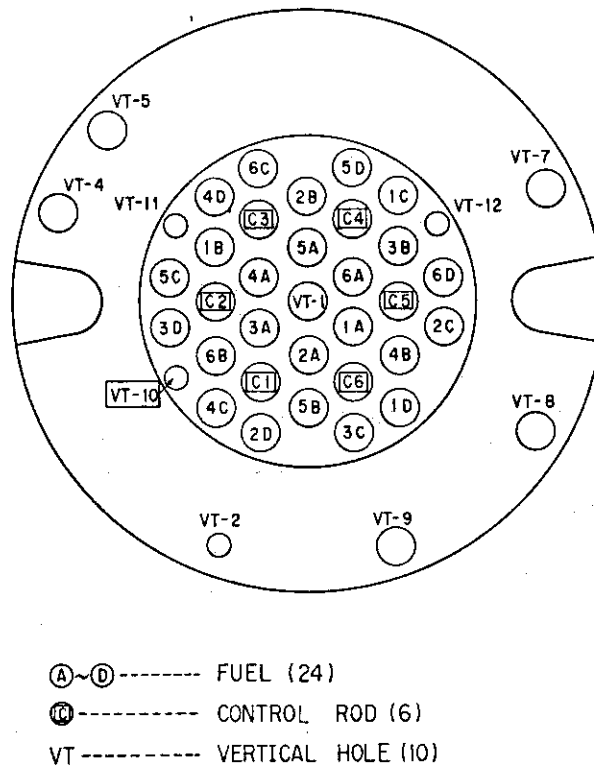


Fig.3 Core Position of VT-10 (JRR-2)

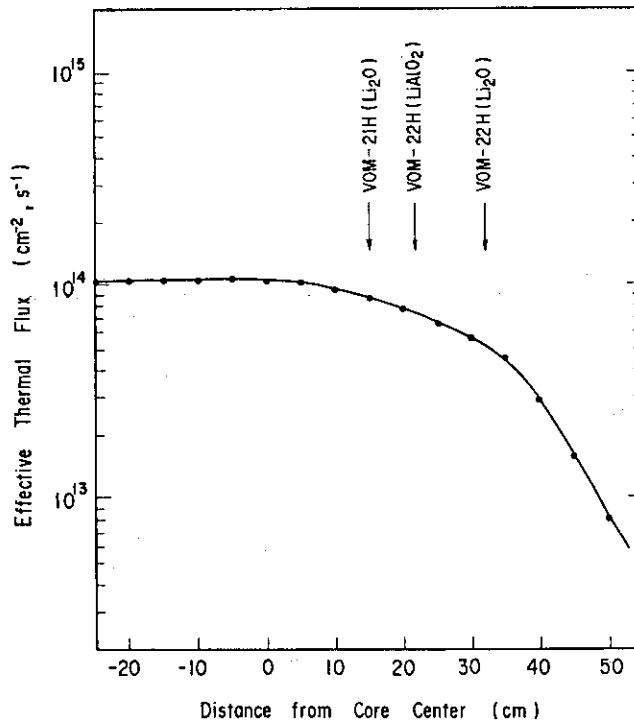
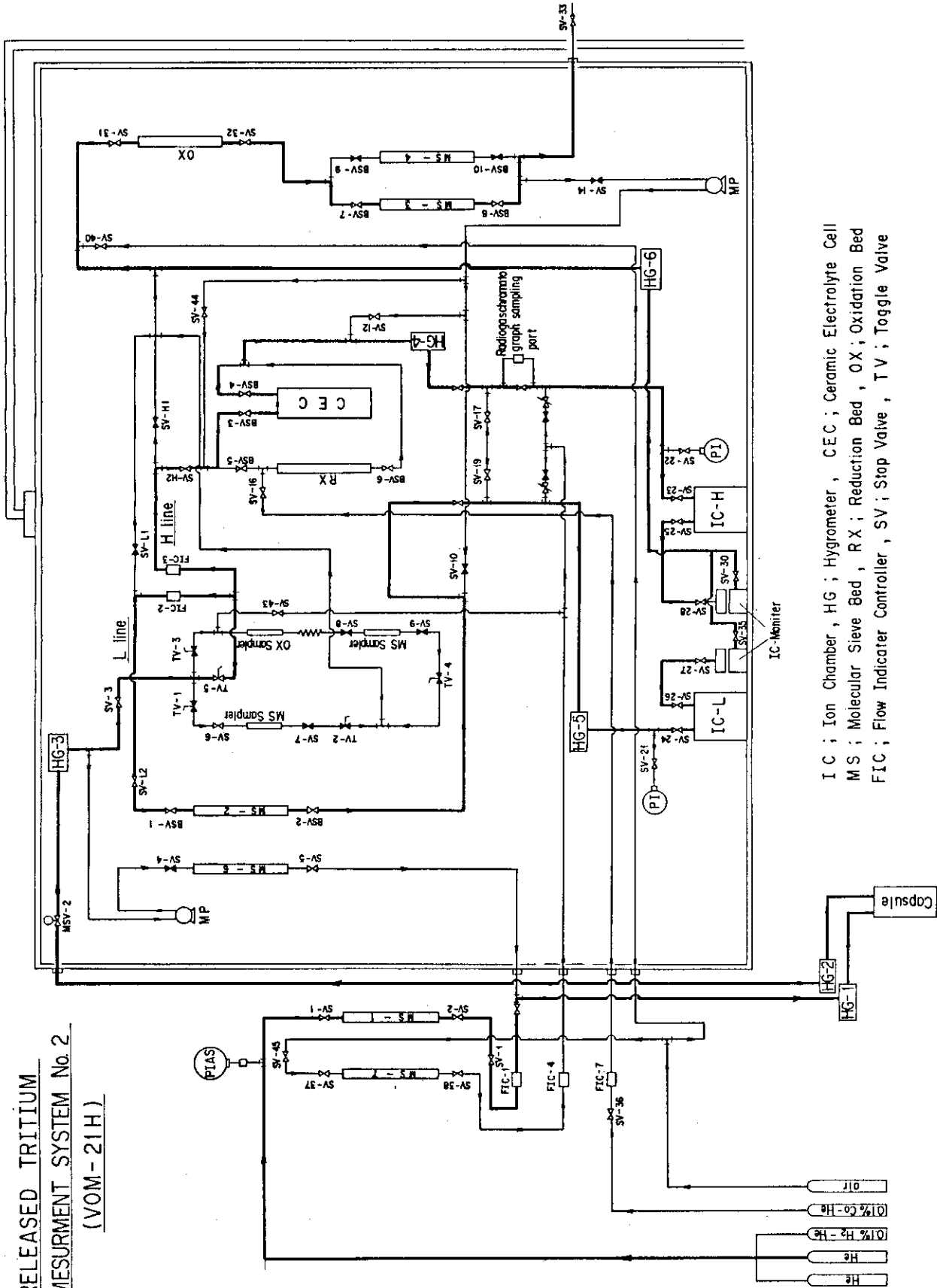


Fig.4 Distribution of Thermal Flux at VT-10, JRR-2

RELEASED TRITIUM  
MEASUREMENT SYSTEM No. 2  
(VOM-21H)



IC ; Ion Chamber, HG ; Hygrometer, CEC ; Ceramic Electrolyte Cell  
 MS ; Molecular Sieve Bed, RX ; Reduction Bed, OX ; Oxidation Bed  
 FIC ; Flow Indicator Controller, SV ; Stop Valve, TV ; Toggle Valve

Fig.5 Flow Sheet of In-situ Tritium Release Measurement Apparatus No.2 (VOM-21H)

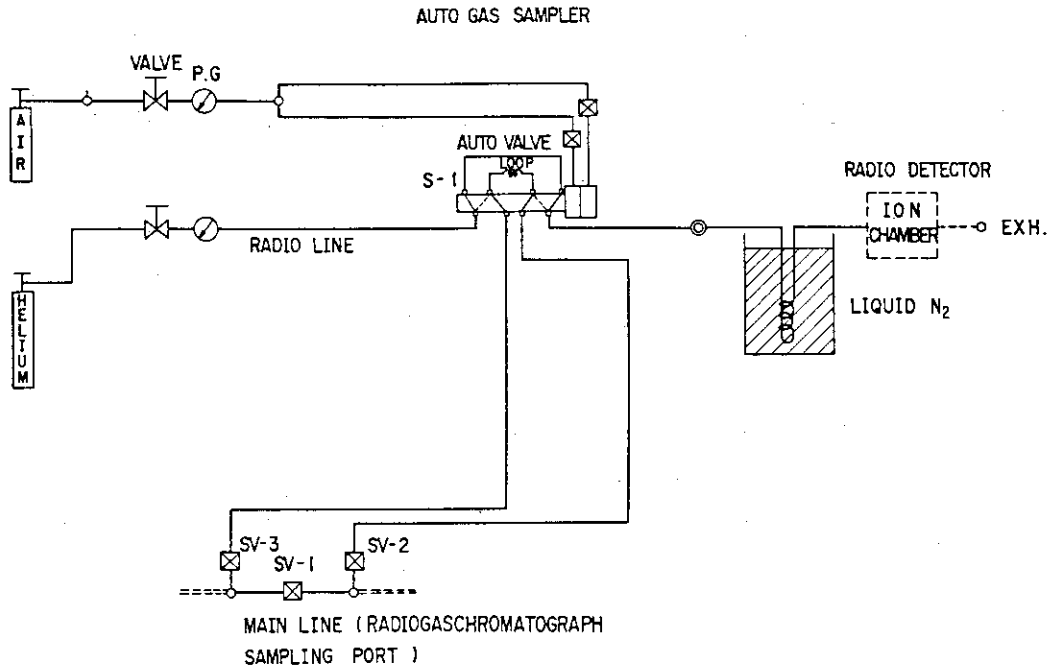


Fig.6 Radiogaschromatograph Line

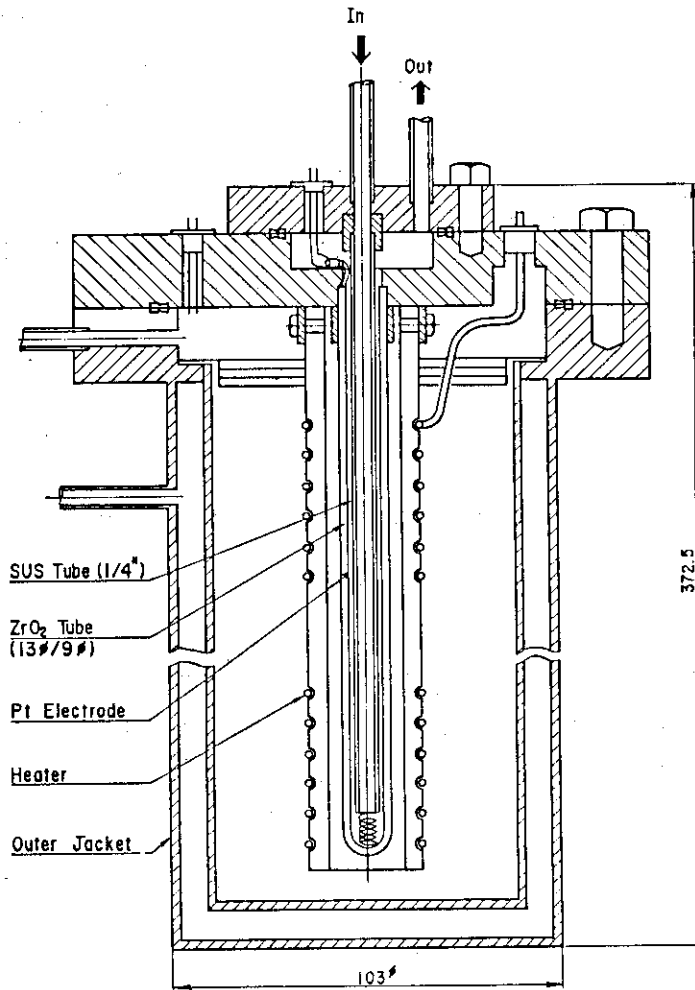
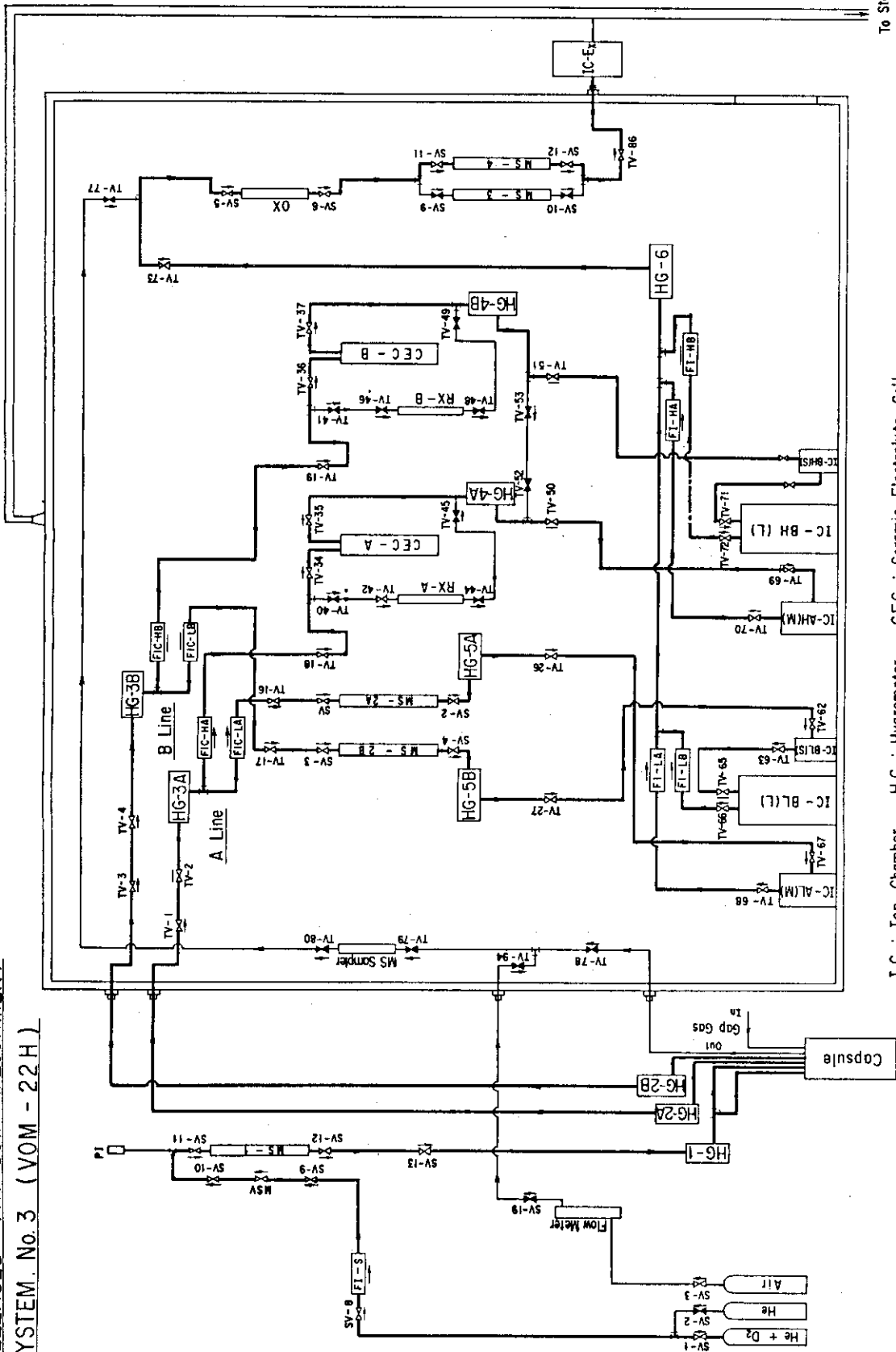


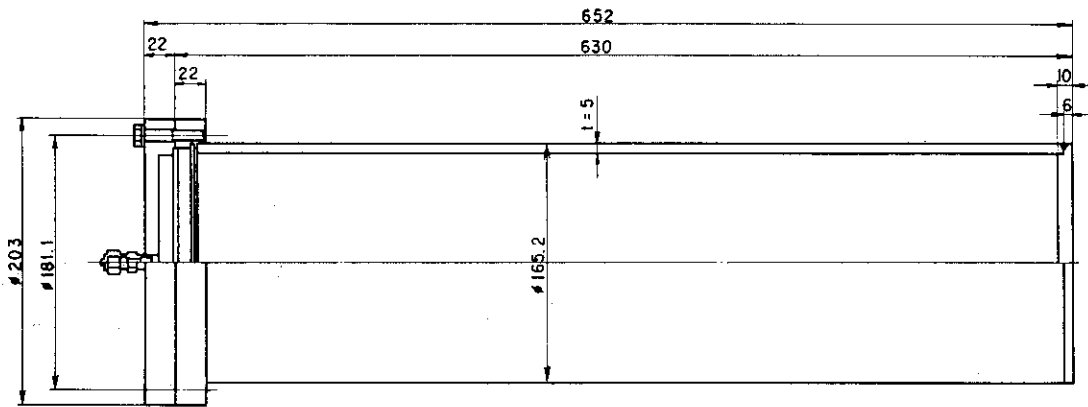
Fig.7 Structure of Ceramic Electrolyte Cell

RELEASED TRITIUM MESUREMENT  
SYSTEM No.3 (VOM - 22H)



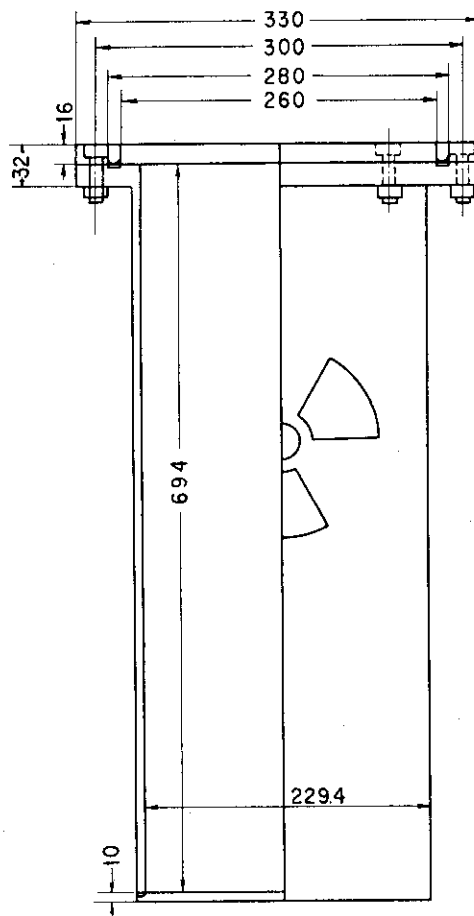
IC ; Ion Chamber , HG ; Hygrometer , CEC ; Ceramic Electrolyte Cell ,  
MS ; Molecular Sieve Bed , RX Reduction Bed , OX Oxidation Bed ,  
FIC ; Flow Indicator Controller , SV ; Stop Valve , TV ; Toggle Valve

Fig.8 Main Flow of In-situ Tritium Release Measurement Apparatus No.3 (VOM-22H)



MATERIAL ; SUS304  
 FLANGE ; ICF-203  
 METAL SEAL ; Cu

Fig.9 A Drawing of Seal-up Container



MATERIAL ; CARBON STEEL  
 (SGP-9B)

Fig.10 A Drawing of Secondary Seal-up Container

## 2. 照射下トリチウム放出試験の安全評価

### 2.1 はじめに

VOM-21H試験では前回VOM-15H実験と同じく総生成トリチウム量は32 Ciであり、VOM-22H試験では2試料の同時照射を行い、トリチウム生成量も2倍以上になるため、測定装置からのトリチウム漏洩には最大の注意を払った。そのため測定装置を構成する機器、配管からの総リーク率を $10^{-5}$  atm・cc/sec以下におさえた。放出トリチウムは測定後、酸化し再び水の形に変え、モレキュラシーブ吸着塔に吸着してスタックへの放出はいかなる場合でも生成量の $1/100$ 以下におさえる様にした。通常時には除染係数として $10^4$ がえられることがVOM-15H試験で確認されている。

### 2.2 トリチウム漏洩量評価

#### 2.2.1 トリチウム生成速度およびトリチウム分圧

実験中に、機器、配管から透過によるトリチウム漏洩量は温度およびスイープガス中のトリチウム分圧に依存する。ここでは照射時のトリチウム生成速度を求め、それからスイープガス中のトリチウム分圧を決め、これを元に機器、配管からのトリチウム漏洩量を計算した。

計算式

$$\text{トリチウム生成速度} = N \sigma \phi d_F$$

$N$  ;  ${}^6\text{Li}$ の原子数,  $\sigma$  ; 実効反応断面積 [barn]

$\phi$  ; 熱中性子束 [ $\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ ],  $d_F$  ; 中性子束歪補正係数

トリチウム分圧および総トリチウム生成量はスイープガス流量 $100 \text{ cm}^3/\text{min}$ と照射期間より求めた。使用した数値はTable 2に示した値を使用した。

VOM-21H

トリチウム生成速度	$6.95 \times 10^{13}$ [ ${}^3\text{H}$ atom/sec] 0.29 [Ci/day]
トリチウム総生成量	32 Ci
トリチウム分圧 ( $T_2$ )	$5.9 \times 10^{-4}$ torr

VOM-22Hでは照射位置を照射位置調整装置で変化させることを予定している。そのためVT-10孔の位置調整範囲内(30 cm 移動可能)での最大フラックスと照射開始時のフラックスの2通り計算する。すなわち最大フラックスは $\text{Li}_2\text{O}$ では炉心上方5 cmの位置で $1.05 \times 10^{14} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ ,  $\text{LiAlO}_2$ で炉心下方5 cmの位置で $1.09 \times 10^{14} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。照射開始時は $\text{Li}_2\text{O}$ では炉心上方29 cmで $5.88 \times 10^{13} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ ,  $\text{LiAlO}_2$ では炉心上方18 cmの位置で $7.78 \times 10^{13} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ のフラックスである。 ${}^6\text{Li}$ の原子数は天然組成比 $\text{Li}_2\text{O}$  3.9806 gで $1.19 \times 10^{22}$  atom, 26%濃縮 $\text{LiAlO}_2$  4.193 gで $1.01 \times 10^{22}$  atomである。また換算係数として $1 \text{ atom } {}^3\text{H} = {}^3\text{H}$ 崩壊定数/ $3.7 \times 10^{10} = 4.815 \times 10^{-20}$  Ciを使う。



		VOM-22M	
		最大フラックス	照射開始時フラックス
トリチウム生成速度	(Li <sub>2</sub> O)	1.32×10 <sup>14</sup> <sup>3</sup> H atom/sec = 380 μCi/min = 0.548 Ci/day	7.37×10 <sup>13</sup> <sup>3</sup> H atom/sec = 213 μCi/min = 0.307 Ci/day
	(LiAlO <sub>2</sub> )	1.41×10 <sup>14</sup> <sup>3</sup> H atom/sec = 408 μCi/min = 0.587 Ci/day	1.01×10 <sup>14</sup> <sup>3</sup> H atom/sec = 291 μCi/min = 0.419 Ci/day
トリチウム生成量	(Li <sub>2</sub> O)	48.5 Ci	27.1 Ci
	(LiAlO <sub>2</sub> )	51.9 Ci	37.1 Ci
トリチウム分圧 (T <sub>2</sub> )	(Li <sub>2</sub> O)	1.12×10 <sup>-3</sup> torr (1.47 VPPM)	6.30×10 <sup>-4</sup> torr (8.29 VPPM)
	(LiAlO <sub>2</sub> )	1.21×10 <sup>-3</sup> torr (1.59 VPPM)	8.60×10 <sup>-4</sup> torr (1.13 VPPM)

但し、生成したトリチウムはすべて T<sub>2</sub> と仮定し、スイープガス流量 100 cm<sup>3</sup>/min としてトリチウム分圧を計算した。以後のトリチウム漏洩量の計算では最大のフラックスでのトリチウム分圧を使用する。

### 2.2.2 照射中のキャプセル試料筒からのトリチウム透過量

放出したトリチウムのうち SUS316 あるいは Hastelloy X-R の試料筒を透過した分はキャプセル温度制御用の混合ガスギャップガス溜りに入る。試料筒温度 500 °C ではトリチウムの透過速度は早く、ギャップガス中のトリチウム分圧は試料筒内のトリチウム分圧と数時間内に等しい分圧になると考えられる。したがって  $n = PV/RT$  の関係式よりギャップガス中の滞留量すなわちトリチウム透過量を求める。ここで P は試料筒内トリチウム分圧、R ; ガス定数 (82.0 cm<sup>3</sup>・atm/k.mol) ギャップガス容積は 100 cm<sup>3</sup> とし、温度分布を半分が 500 °C 残りは常温として計算した。

$$\begin{aligned} \text{「結果」 VOM-21H ; ギャップガスへの透過量} &= 2.22 \times 10^{-9} \text{ mol-T}_2 \\ &= 0.13 \text{ mCi} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{VOM-22H ; ギャップガスへの透過量 (LiAlO}_2 + \text{Li}_2\text{O)} &= 8.78 \times 10^{-9} \text{ mol-T}_2 \\ &= 0.51 \text{ mCi (最大フラックス)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{ギャップガスへの透過量 (LiAlO}_2 + \text{Li}_2\text{O)} &= 5.62 \times 10^{-9} \text{ mol-T}_2 \\ &= 0.32 \text{ mCi (照射開始位置)} \end{aligned}$$

なお混合ガスのギャップガスを交換し、温度変化させる場合は透過トリチウムは酸化塔—MS 吸着塔を通し除去する方式をとる。

### 2.2.3 トリチウム測定装置内機器からの漏洩量

次に加熱して使用する機器からの透過量を求める。

## 「計算式」

$$\text{トリチウム透過量} = \frac{3}{\sqrt{3}} \cdot B \cdot \frac{A}{L} \sqrt{P_{T_2}} \exp(-Q/RT) \text{ [g/day]}$$

B ; 水素透過係数 ( $6.5 \times 10^{-3} \text{ g} \cdot \text{cm} / \text{cm}^2 \cdot \text{torr}^{1/2} \cdot \text{day}$ ) SUS304

A ; 透過表面積 ( $\text{cm}^2$ ), L ; 厚さ (cm), P ; トリチウムガス分圧 (torr),

Q ; 活性化エネルギー ( $16.1 \text{ kcal/mol}$ , SUS304)

## 「計算条件」

VOM-21H試験では200°Cで稼動する還元塔, 触媒酸化塔各々1台である。寸法は両者とも内径12.7mm長さ200mm厚さ2.3mmである。VOM-22Hでは還元塔2台, 触媒酸化塔3台で実験する。温度200°Cで機器寸法はVOM-21Hと同じである。

## 「結果」

## イ) 還元塔および酸化塔

VOM-21H ; 透過量(還元塔1台) =  $3.3 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

〃 (酸化塔1台) =  $3.3 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

VOM-22H ; 透過量(還元塔2台) =  $9.3 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

〃 (酸化塔3台) =  $1.42 \times 10^{-4} \text{ Ci/day}$

なおトリチウムの還元ジルコニア電解質セルを使用する場合, ジルコニアからの水素透過係数に関するデータは現在ないがセラミックス酸化物中の水素の溶解度からみて, 透過は金属容器にくらべ無視できるものと考えられる。

## ロ) 上記以外の機器および配管からの漏洩

VOM-21H, 22Hとも全リーク率は $1 \times 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cm}^3 / \text{sec}$ 以下である。従ってトリチウムリーク量はVOM-21Hで $1.7 \times 10^{-6} \text{ Ci/day}$ , VOM-22Hで $3.5 \times 10^{-6} \text{ Ci/day}$ となる。

以上イ)ロ)のフード内に漏洩するトリチウム量としてVOM-21H ;  $6.77 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$ , VOM-22H ;  $2.39 \times 10^{-4} \text{ Ci/day}$ となる。フード内濃度はフードの実測風量 $220 \text{ m}^3 / \text{day}$ からVOM-21Hで $3.1 \times 10^{-13} \text{ Ci/cm}^3$ , VOM-22Hで $1.1 \times 10^{-12} \text{ Ci/cm}^3$ となる。これらの値はJRR-2の管理目標値 $5 \times 10^{-12} \text{ Ci/cm}^3$ より低く問題とならない。

## ハ) ラインよりMS吸着塔で除去されずスタックへ放出される量

放出量はライン処理量を除染係数( $10^4$ )で割ったものとなる。従ってVOM-21Hで $2.9 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$ , VOM-22Hで $1.14 \times 10^{-4} \text{ Ci/day}$ となる。

## 「結論」

以上の結果よりフード及びラインより通常時スタックへ移行するトリチウム放出量はVOM-21Hで $(6.8+2.9) \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$ , VOM-22Hで $(2.39+1.14) \times 10^{-4} \text{ Ci/day}$ となる。この放出量はJRR-2のトリチウム放出の管理目標値 $260 \text{ Ci/year}$  ( $0.7 \text{ Ci/day}$ )に較べ小さい。またJRR-2の通常のトリチウム放出量 $1 \text{ Ci/month}$ にくらべても1/100以下である。

## 2.2.4 ホットラボにおけるキャプセル解体時の放出量

照射中に試料筒の金属中に溶解していたトリチウムが照射終了後室温で拡散によって放出され, 外筒に滞留する。この量がホットラボ作業中に放出されるものとする。キャプセル試料筒容積 $10 \text{ cm}^3$

温度600℃とすると溶解度はトリチウム分圧の1/2乗に比例する。また溶解量は原子炉運転1日後に飽和に達し、以後溶解量は一定である。従って溶解度はVOM-21Hで12.3 mCi, VOM-22H, 35.4 mCi (2試料筒合計)と見積れる。これらの溶解トリチウムは運転終了後ホットラボ解体までの間(60日間)室温で放出しつづける。その量は $M_t = 1.13 \times \frac{\sqrt{Dt}}{L} \cdot M_\infty$  で表わされる。ここで $M_\infty$ ; 容解量,  $D$ ; 拡散係数 $1.93 \times 10^{-10} \text{ cm}^2/\text{s}$  (25℃),  $L$ 厚み(0.1cm),  $t$ ; 60日を用いる。ホットラボで放出されるトリチウム量はVOM-21H;  $M_t = 4.28 \text{ mCi}$ , VOM-22H;  $M_t = 12.6 \text{ mCi}$  と見積れる。これはホットラボの排気風量 $4.4 \times 10^{11} \text{ cm}^3/8 \text{ hr}$  とするとトリチウム限度として21H,  $9.7 \times 10^{-15} \text{ Ci/cm}^3$ , 22Hで $2.9 \times 10^{-14} \text{ Ci/cm}^3$  になるがスタック放出して問題ない濃度である。なおギャップガス中のトリチウム滞留量はギャップガスを十分置換することにより少なくするためここでは省略した。

### 2.3 想定事故

#### フード内配管及び機器の破断

測定系の配管, 機器が破断し, スイープガスが噴出し, この状態が1日続いたと仮定するフードおよびスタックのトリチウム濃度は以下のとおり。最大放出量は各々VOM-21H, 22Hのトリチウム生成量に等しく,  $0.29 \text{ Ci/day}$  と  $1.14 \text{ Ci/day}$  である。フード内トリチウム濃度は21Hでは $1.3 \times 10^{-9} \text{ Ci/cm}^3$ , 22Hで $5.2 \times 10^{-9} \text{ Ci/cm}^3$ である。この濃度は最大許容空気中濃度より高いが, フード内であり, スイープガスのリークを検知してキャプセルスイープガスを電磁弁でストップするので, フード内トリチウム濃度は時間とともに許容濃度以下になる。またJRR-2スタック放出濃度はスタック風量 $1.42 \times 10^{12} \text{ cm}^3/\text{day}$  よりVOM-21Hで $2.0 \times 10^{-13} \text{ Ci/cm}^3$ , VOM-22Hで $8.0 \times 10^{-13} \text{ Ci/cm}^3$  で最大許容空気中濃度 $2 \times 10^{-12} \text{ Ci/cm}^3$  以下であり問題とならない。

### 2.4 異常時対策

#### 1) キャプセル

キャプセルヒータ電流の異常上昇に対してはキャプセル加熱電源を切る。

2) 系内の $1 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ 以上の圧力上昇の場合は接点付圧力計によりキャプセル出入口の電磁弁を閉じ警報を発する。また配管, 機器のリークによる過大スイープ流量はマスフローメータの出力で検知し, 同じく電磁弁を閉じる。

#### 3) フードおよびスタック排気系

上記のトリチウム濃度異常はモニターし, 警報を発する。

#### 4) 停電

電磁弁を通電「開」で使用しているので停電時にはスイープガスは電磁弁で「閉」となる。

### 3. キャプセルの安全解析

#### 3.1 キャプセル概要

本キャプセルは照射試料を試料筒及びアルミ製外筒に封入した2重気密キャプセルである。試料筒上下に各々ガス導入管を設け、炉外からスイープガスを流して、試料から放出されるトリチウムを測定回収できる構造である(図2参照)。照射による試料温度はギャップガスの混合比を変える事及びヒータブロックに巻きつけたシーズヒーターの出力を制御してコントロールする。この構造は前回試験したVOM-15Hと類似であるが本VOM-21, 22Hキャプセルでの主要変更点を挙げると次の通りである。

##### 1) 照射試験温度範囲の拡大

照射試験温度を300~900℃とし前回15Hに比べ上下に約150℃温度範囲を拡大する。

##### 2) SPND (自己出力型中性子束検知機) の配置

より正確なトリチウム放出挙動を測定するため照射中の中性子束の変動を検知するSPNDを組み込む。

##### 3) キャプセル遮蔽効果の低減

VOM-21Hキャプセルでは熱中性子の遮蔽効果を抑えるためヒータブロック材に $Al_2O_3$ を採用すると共に $Li_2O$ ペレットの中心孔を5mmに増加させて、いわゆるダイプレッションを低減し、実効照射量を増大させる。

#### 3.2 安全解析

##### 3.2.1 中性子束分布

THERMOSコードによりキャプセル装荷時及び未装荷時の中性子束分布及び中性子スペクトルを求め実効反応断面積及び中性子歪補正係数の評価を行った。結果をTable 2にまとめた。

##### 3.2.2 発熱量

${}^6Li(n, \alpha){}^3H$ 反応による核発熱及び部材の $r$ 発熱量を各々 $Q_n = 7.67 \times 10^{-13} n \cdot \sigma \cdot \phi_{eff} d_F$ 及び $Q_r = 1.0 w/g$ より求める。

	核発熱 ( $Q_n$ )	$r$ 発熱
VOM-21H ( $Li_2O$ )	70.0w	1.2kw
VOM-22H ( $Li_2O$ )	100.9w	1.1kw
” ( $LiAlO_2$ )	107.5w (線出力 33.9w/cm)	1.1kw (線出力 55.7w/cm)

またヒータ出力はVOM-21Hで最大3kw, 22Hで最大6kwまで可能である。しかしヒータ寿命との関連で最大出力の2/3を上限値とする。

### 3.2.3 温度分布

円筒1次元熱計算コード(GENTC)及び円筒2次元熱計算コード(TAC2D)により求めたキャプセル内温度分布を図11, 12に示す。

### 3.2.4 キャプセル強度

キャプセルの強度メンバーである試料筒及び外筒に発生する熱応力及び内圧応力を評価する。計算手法は前回VOM-15Hと同じである。<sup>(6)</sup>

	熱応力	内外圧応力
VOM-21H試料筒(SUS316)	150 kg/cm <sup>2</sup>	20 kg/cm <sup>2</sup>
外筒(A1050)	16.6 "	34.1 "
VOM-22H試料筒(Hastelloy X-R)	100.5 "	15.6 "
外筒(A1050)	21 "	37.3 "

いずれも使用温度での試料筒、外筒の許容応力は400 kg/cm<sup>2</sup>及び210 kg/cm<sup>2</sup>以下であり、強度は十分である。

### 3.2.5 試料反応度

VT-10照射孔でのVOM-15Hキャプセルの試料反応度は-0.27% ΔK/Kであった。本キャプセルについても構造の類似性からほぼ等しい値と考えられる。これは原子炉の運転上、支障のない値である。

### 3.2.6 誘導放射能

照射後キャプセルは約3日間冷却後原子炉より取り出し、ホットラボへ移送を行うがこの時点での誘導放射能は1000 Ci以下であり、主要核種は<sup>51</sup>Cr, <sup>55</sup>Fe, <sup>60</sup>Co, <sup>59</sup>Fe等である(誘導放射能計算コードACT)。これらの作業にはVT-1キャスク(鉛厚23 cm, <sup>60</sup>Co 10,000 Ci可能)を使用するので安全上の問題はない。また生成トリチウムはスイープガスによりキャプセル外に取り出し、回収する方式であるのでスイープガス中のトリチウム濃度が十分低下してからキャプセル取出し作業を行うことにより、作業の安全を確保する。

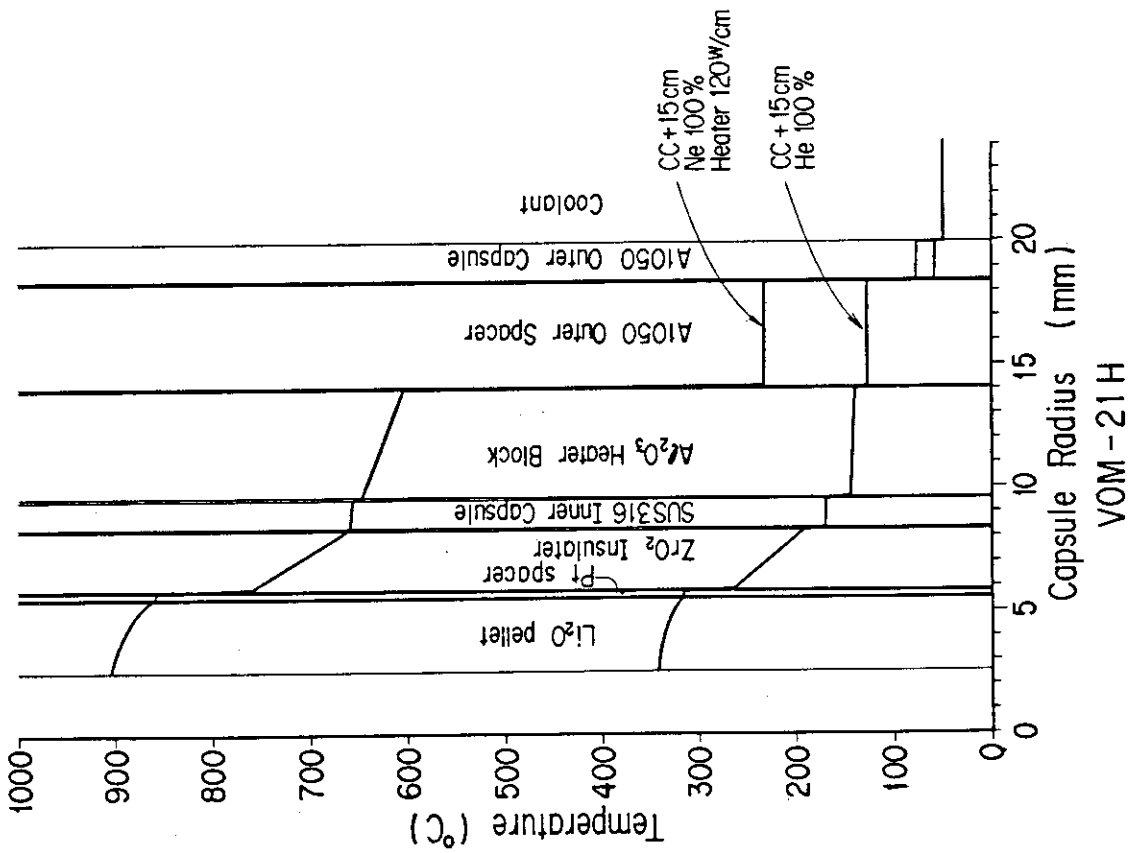
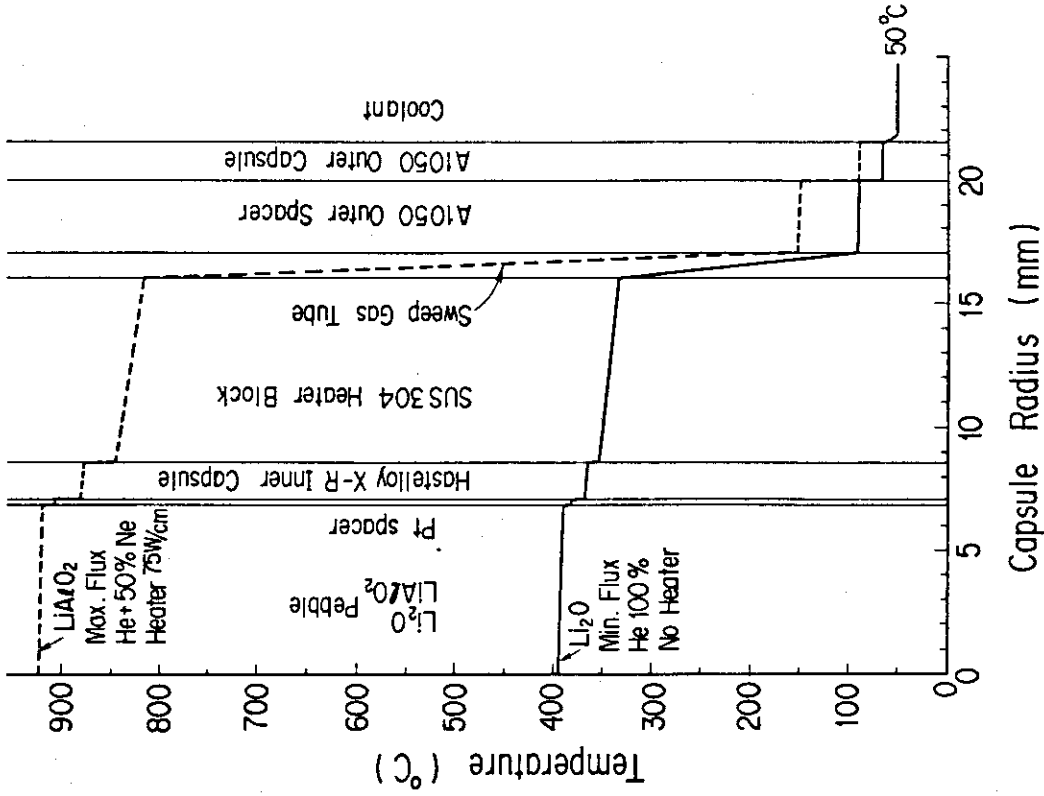


Fig.11 Temperature Profile at the Cross Section of Capsule (VOM-21H)



VOM-22H capsule

Fig.12 Temperature Profile at the Cross Section of Capsule (VOM-22H)

#### 4. お わ り に

VOM-21H, 22H実験では比較的高濃度（通常時 $3 \sim 5 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ , 昇温時 $\approx 3 \text{mCi}/\text{cm}^3$ ）のトリチウムを長時間（VOM-21H; 2560hrs, 22H; 2050hrs）を流し続けるため、実験系からのトリチウム漏洩に対する安全性の確保には注意深い検討が必要であった。その結果延べ4500時間にわたり総量100Ciのトリチウムの生成、放出、回収の実験において汚染および被ばく等の事故なく、研究を遂行できた。

また試験装置の改良に努めた結果、実験系内の水分および酸素量等の不純物量を十分制御した実験が可能となったため、放出トリチウムの水/ガス比およびスweepガス中添加重水素量依存性など多くのデータを取得できた。今後これらの結果を報告する予定である。

本報告書にまとめられたトリチウム放出測定装置の改良の経緯および結果は関連するトリチウム実験での装置の性能向上に参考になることを念しておわりの言葉とする。

#### 謝 辞

照射試料の作成では燃料物性研究室高橋正氏、固体電解質電解セルの製作、調整ではトリチウム技術研究室小西哲之氏の協力を得た。照射キャプセル設計においては研究炉利用課、栗林敏広氏、佐藤正氏、宮内武次郎氏（昭和59年退職）および青山功課長の協力を得た。さらに本実験遂行に関して燃料工学部岩本多實、近藤達男両部長、柴是行次長ならびに核融合研究部トリチウム技術研究室成瀬雄二室長から有益なる助言と激励を賜った。本報告書作成にあたり上記諸氏に厚く謝意を表す。

## 参 考 文 献

- 1) E.Roth et al., J.Nucl. Mater., 133 & 134 (1985) 238.
- 2) H.Werle et al., Second International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFAM-2) April 13-17, 1986, Chicago, USA (to be published in J.Nucl. Mater).
- 3) H.Kwast, R. Conrad, P. Kennedy, A. J. Flipot and J.D. Elen, ICFRM-2, April 13-17, 1986, Chicago, USA (to be published in J.Nucl. Mater).
- 4) I.J. Hastings et al, ICFRM-2, April 13-17, 1986, Chicago, USA (to be published in J. Nucle Mater).
- 5) T. Kurasawa, H. Yoshida, H. Takeshita, H. Watanabe et al. J. Nucl. Mater 133 & 134 (1985) 196.
- 6) 渡辺斉, 倉沢利昌, 竹下英文 他 JAERI-M 82-136.(1982).
- 7) 吉田浩, 松井智明, 倉沢利昌 他 JAERI-M 83-204.(1983).
- 8) 倉沢利昌, 吉田浩, 渡辺斉 他 JAERI-M 84-013.(1984).
- 9) 倉沢利昌, 吉田浩, 渡辺斉 他 JAERI-M 84-087.(1984).
- 10) A. Nishimura, T. Kurasawa, H. Takeshita et al., 未公開資料 (1986).