

JAERI - M
82-136

酸化リチウム高照射試験(1)
——V0M-15Hの計画と安全評価——

1982年10月

渡辺 斉 ・ 倉沢利昌 ・ 竹下英文 ・ 高橋 正
谷藤隆昭 ・ 宮内武次郎 ・ 一色正彦 ・ 金田義朗
相沢雅夫 ・ 梅井 弘

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。
入手の問い合わせは、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）で複写による実費頒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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 榎高野高速印刷

酸化リチウム高照射試験(1)
— V0M-15Hの計画と安全評価 —

日本原子力研究所東海研究所燃料工学部

渡辺 齊・倉沢利昌・竹下英文

高橋 正・谷藤隆昭

研究炉管理部

宮内武次郎・一色正彦・金田義朗

相沢雅夫・梅井 弘

(1982年9月8日受理)

ブランケットからのトリチウムの放出・回収に関する研究は核融合炉におけるトリチウム技術開発において極めて重要な課題のひとつである。しかしながらこれまでの研究は主として低照射量 ($1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 程度) の照射後焼鈍法によるものであり、トリチウム放出挙動に関して十分なデータを提供してきたとは言えない。

本試験は実効中性子フルエンス $5.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ までの照射量に対するトリチウム放出率、HTO/H₂O組成比を「その場」測定によって、またトリチウム残存量を照射後試験によって明らかにするものである。本報告書にはその1としてV0M-15Hの試験内容、照射条件、試験方法及び安全評価のためのトリチウム生成量、漏洩量、解体作業並びに異常時対策について記述した。また、照射キャプセルの構造、安全解析についても記述した。

In-Pile Experiment for Tritium Release from Li_2O
under High Neutron Fluence (1)

— Planning and Safety Assessment of VOM-15H —

Hitoshi WATANABE, Toshimasa KURASAWA, Hidefumi TAKESHITA
Tadashi TAKAHASHI and Takaaki TANIFUJI

Division of Nuclear Fuel Research,
Tokai Research Establishment, JAERI

Takejiro MIYAUCHI, Masahiko ISSHIKI, Yoshiro KANEDA,
Masao AIZAWA and Hiroshi UMEI

Division of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received September 8, 1982)

Studies of tritium release and recovery from a breeding material are very important items in the development of tritium technology for D-T fusion reactors. However, in most of studies done so far in this area, neutron fluences were relatively low (up to about $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$) and only post-irradiation annealing methods were adopted as an experimental technique. Such studies could not give sufficient data to understand tritium release behavior.

In the present experiment, in-situ measurements will be made on release rates and released compositions (HTO/HT) of tritium produced in Li_2O pellets as a function of neutron fluence up to $5.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ in terms of effective fluence. After the in-pile test, a post-irradiation experiment will be done to reveal a retained amount of tritium in the pellets. In this report, we present an outline of the experiment and the result of the relevant safety assessment; the former includes test items, irradiation conditions and test methods, the latter the estimation of tritium production rate and tritium leak rate to environment, and some counter-measures for accidents. We also give full details of the irradiation capsule for the present experiment.

Keywords : Fusion Reactor, Tritium, Breeding Material, Lithium Oxide, In-pile Test, Release, Tritium Inventory, Chemical Form, High Neutron Fluence, Leak, Planning Safety Assessment, Irradiation Capsule

目 次

1. はじめに	1
2. 酸化リチウム高照射試験の計画	2
2.1 試験目的	2
2.2 試験内容	2
2.3 試験計画	2
2.4 試験装置	2
2.5 試験方法	3
2.5.1 照射条件	3
2.5.2 実験手順	4
2.5.3 装置解体	4
2.5.4 ホットラボ作業	4
2.5.5 RI製造部における実験	4
3. 安全評価	5
3.1 トリチウム放出率測定装置	5
3.1.1 設計方針	5
3.1.2 試験時におけるトリチウム漏洩量	5
(1) 照射実験時における漏洩量	5
(2) ホットラボ作業における漏洩量	7
3.1.3 圧力、温度および漏洩トリチウム濃度異常時対策	9
(1) キャプセル	9
(2) 機器および配管	9
(3) フードおよびスタック排気系	10
(4) 停電	10
3.1.4 想定事故	10
3.2 照射キャプセル	10
3.2.1 キャプセルの概要	10
3.2.2 キャプセルの構造	11
3.2.3 安全解析	11
(1) キャプセル温度分布	11
(2) キャプセル強度	12
(3) 誘導放射能	13
(4) 照射	13
謝 辞	14

Contents

1. Introduction.....	1
2. Plan of in-pile test for tritium release from Li_2O pellets under high neutron fluence.....	2
2.1 Aim of test	2
2.2 Contents of test	2
2.3 Test schedule.....	2
2.4 Test apparatus	2
2.5 Test procedure	3
2.5.1 Irradiation conditions.....	3
2.5.2 Test arrangement	4
2.5.3 Disassembly of apparatus	4
2.5.4 Work at Hot Laboratory.....	4
2.5.5 Test at Division of Radioisotope Production.....	4
3. Safety assessment	5
3.1 Apparatus for tritium release rate measurement	5
3.1.1 Design Principle.....	5
3.1.2 Tritium leak during test	5
(1) In-pile test.....	5
(2) Hot Laboratory work.....	7
3.1.3 Measures against abnormality in pressure, temperature and tritium leak rate.....	9
(1) Capsule	9
(2) Apparatus and piping	9
(3) Hood ventilation and sweep gas exhaust systems	10
(4) Power failure	10
3.1.4 Hypothetical accident	10
3.2 Irradiation capsule	10
3.2.1 Outline	10
3.2.2 Structure	11
3.2.3 Safety analysis	11
(1) Temperature distribution in capsule.....	11
(2) Strength.....	12
(3) Induced radioactivity	13
(4) Irradiation.....	13
Acknowledgements	14

図 表 目 次

表 1. 酸化リチウム高照射試験計画スケジュール	15
表 2. トリチウム放出挙動測定装置主要機器の仕様	16
表 3. 照射キャプセル設計・製作概要	17
図 1. 高照射試験フローシート	18
図 2. 構成材料中のトリチウム溶解量分布	18
図 3. 構成材料中のトリチウム溶解量の時間変化	19
図 4. 冷却器軸方向ガス温度分布	19
図 5. キャプセルの概要	21
図 6. キャプセル温度分布	23
図 7. 照射位置関係	23
図 8. 機器および配管等配置	24
図 9. キャプセル上部プラグの機構	25
(参考資料)	
1. 酸化リチウム照射実験一覧表	26
2. 拡散による固体中のトリチウムの濃度分布	27

1. はじめに

トリチウム供給能力の小さい我が国における核融合炉開発戦略には、ブランケットで増殖するトリチウムを連続回収することによってD・T反応の燃料を供給しようとする構想がある。従って、ブランケット内で生産したトリチウムを如何に効率よく回収するかは極めて重要な課題である。

これまで、多くの研究者が原子炉照射したリチウム化合物について照射後焼鈍法によって、トリチウムの放出挙動を調べている。酸化リチウムペレットの場合、生成したトリチウムの90%以上はHTOの化学形で、残りはHT、 CH_3T などの化学形で放出すること、ペレットより粉末試料の方がHTOの割合の大きいこと、照射量とともにHTの割合が増えること、ペレットに残留するトリチウムの量は1 wppm以下であること、などが明らかになっている。しかし、これらの実験は低照射量（ $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 程度）で行なわれており、核融合炉ブランケットのように数%バーンアップする実用使用状態では、トリチウム放出に及ぼす照射効果は全く明らかになっていない。トリチウム回収を評価するためには、照射後焼鈍実験によって放出機構を解析するとともに、「その場」測定によってトリチウム放出挙動に関するデータを取得しておかねばならない。

54および56年度においてJRR-2で1および2サイクル照射（最高照射温度：250, 600°C, 熱中性子フルエンス： 5×10^{17} , $9 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ ）し、トリチウムの「その場」測定を行ってきたが、さらに高温、高照射量を目指してJRR-2で照射温度700°C, 4サイクルの照射試験（VOM-15Hキャプセル）を計画した。実効中性子フルエンスは $5.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の予定である。したがって生成されるトリチウムの総量は、これまでと比較して2桁多い32Ciにも達するため、照射前の慎重な安全評価が必要である。本報告書はその計画と検討結果について主として記述したもので、酸化リチウム高照射試験計画及びトリチウム放出率測定装置の安全評価については燃料物性研究室が担当し、照射キャプセルの安全評価については研究炉利用課が担当した。

研究炉管理部の安全審査も済み、57年9月の第6サイクルから12月の第9サイクルまでVT-10孔でトリチウム放出量を「その場」測定する計画である。この後、ホットラボを経てRI製造棟においてペレット内に残留しているトリチウム量を測定する。期せずして、アルゴン国立研究所においても、 LiAlO_2 ペレットについて本試験と類似の「その場」トリチウム回収試験がORRで同じ時期に開始されるので、その進捗状況が気になるところである。

2. 酸化リチウム高照射試験の計画

2.1 試験目的

高照射における酸化リチウム・ペレットからのトリチウム放出挙動及び残存量を明らかにし、核融合実験炉ブランケットの設計に資する。

2.2 試験内容

- (1) トリチウム放出率を連続測定し、照射量の影響を明らかにする。
- (2) トリチウムガス成分の放出率を定期的に測定し、照射量に対するHTOとHTの割合の変化を調べる。
- (3) 照射温度を変えて放出率に及ぼす温度の影響を明らかにする。
- (4) 照射後、ペレットの外観検査、密度測定、金相試験並びにX線回折を行ない照射健全性を調べる。
- (5) ペレット中に残存するトリチウムを定量する。

2.3 試験計画

第1表のスケジュールに示すように57年5月末までにトリチウム放出率測定装置及び電離箱を検収し、7～8月に炉外試験で電離箱の較正、装置の運転調整を行ない、9月末からの第6～9サイクル照射に備える。第9サイクル照射終了後、12月中旬キャプセルはホットラボへ搬送するとともに、測定装置を解体し、JRR-2炉頂部から撤去する。ホットラボでキャプセル外筒解体後、58年2月中旬RI製造部へ内筒のみ搬送し、酸化リチウムペレット中に残存するトリチウム量の測定等を行う。

2.4 試験装置

第1図に本試験装置のフローシートを示す。本装置を構成する主要機器は次のとおりであり、これらを第2表にまとめて示した。

① 通気型電離箱

2台、全トリチウム放出量測定用及びHT、 CH_3T 測定用。ステンレス鋼鏡面仕上げ、耐圧2気圧、リーク率 10^{-5} atm. cc/sec 以下、配管接続スエージロック方式、有効体積100 cm³、測定範囲 $10^{-2} \sim 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 。

② 還元塔

サンプリングガス中のHTOを亜鉛で還元しHTとする。材質はSUS304で、亜鉛を充填し、350℃に加熱する。還元塔出口には冷却部を設け、サンプリングガスを35℃以下にする。

③ コールド・トラップ

定期的にこの系へサンプリングガスを導入し、放出するトリチウムのうちガス成分の測定を行う。コールド・トラップは金属製を用い、液体窒素で冷却する。

④ 触媒酸化塔

電離箱を通過したサンプリングガス中のHTを次の吸着塔のモレキュラーシーブで除去するため酸化して水分(H₂O)に変える。

材質はSUS304で、Pd-A₂O₃触媒を充填し、N₂-O₂混合ガス又は乾燥空気を流し、200℃に加熱する。酸化塔出口には冷却部を設け、サンプリングガスを35℃以下にする。

⑤ 吸着塔（トリチウム除去装置）

モレキュラーシーブ5Aを充填し、サンプリングガス中のH₂Oを室温で除去する。吸着塔出入口にはベローシール型仕切り弁を使用しているので実験終了後吸着塔のみ分離でき、気密容器(1)に格納して、保管廃棄する。吸着能力は生成するトリチウム量の2倍以上に設計されている。

⑥ ガス流量調整器

サンプリングの流量(100cm³/min)を調整する。

⑦ 電磁弁

キャプセルの出入口に設け、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。通電時「開」で使用する。

⑧ 接点付き圧力計

トリチウム測定系内の圧力を指示し、警戒値(1kg/cm²G)に達したとき警報を発信する。

⑨ 仕切弁

ベローシール型ステージロックバルブ1/8インチ又は1/4インチを使用する。材質はSUS316で、リーク率は10⁻⁵atm・cc/sec以下。200℃までの耐熱性を有する。

⑩ フード

本装置を格納し、漏洩トリチウムをスタックへ導く。前面に透明アクリル樹脂板の引戸を有し、常時閉で、作業時のみ開ける。換気回数は10回/hr以上。

⑪ 気密容器(1)

吸着塔を格納するもので、フランジのシールには、金属Oリング又は金属ガスケットを用いる。材質はSUS304で、リーク率は10⁻⁵atm・cc/sec以下。

⑫ 気密容器(2)

50ℓ廃棄物容器。実験終了後解体した機器、配管の汚染を検査し、この容器に格納し廃棄する。

⑬ 輸送用気密容器

ホットラボでキャプセル解体後、内筒をこの容器に格納し、キャスクにてRI製造部へ搬送する。リーク率は10⁻⁵atm・cc/sec以下。

2.5 試験方法

2.5.1 照射条件

Li₂Oペレット：6.4g(86%TD, 11φ×10L, 中心2φ孔あき, 4個)

照射位置：JRR-2, VT-10

最大熱中性子束： $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

照射時間：4 サイクル，各サイクル 265.5 hr

照射温度：500 → 700 → 500 °C（段階的に昇温，降温）及び 700 °C 一定温度保持

サンプリングガス：He - 0.1% H₂ 及び純 He

流量：100 cm³/min

2.5.2 実験手順

第1 サイクル

- ① He-0.1% H₂ サンプリングガスを流す。キャプセル部約 400 °C，配管部約 100 °C に加熱する。
- ② キャプセル加熱せず原子炉の出力上昇に伴う全 T 放出率を測定する。（第 1 日）
- ③ キャプセルを 550，600，650 °C に昇温し，保持する。（第 2，3，4 日）
- ④ 700 °C に昇温，保持する。ガス成分の放出比率も定期的に測定する。（第 5，6，7 日）
- ⑤ キャプセルを 650，600，550 °C に降温し，保持する。（第 8，9，10 日）
- ⑥ キャプセル加熱せず，炉出力による発熱のみで保持する。（第 11 日）
- ⑦ 原子炉停止，サンプリングガス供給停止。

第2 サイクル

- ① 700 °C に加熱，保持し，全 T 放出率の測定及びガス成分の測定を行う。サンプリングガスは He-0.1% H₂。

第3，4 サイクル

- ① サンプリングガスを He に換えて，第 2 サイクルと同様の実験を行う。

2.5.3 装置解体

- ① 実験完了後，キャプセル，機器，配管等を加熱し，He ガスをスリーブしてキャプセル及び測定系内に残留したトリチウムを追い出す。
- ② 放射線管理課立会の下でキャプセルと測定系配管のクイック・コネクトを切離す。
- ③ 各シールバルブで仕切ったあと，還元塔，コールドラップ，触媒酸化塔，モレキュラシーブ吸着塔等を取外し，さらに気密容器に格納し，保管廃棄又は処理場へ輸送する。
- ④ キャプセルは所定の輸送容器によってホットラボへ搬送する。

2.5.4 ホットラボ作業

キャプセルを解体し，内筒を取出したあと，これを気密容器に格納し，輸送容器（R I 製造部所有）によって R I 製造部施設へ搬送する。

2.5.5 R I 製造部における実験

内筒から酸化リチウムペレットを取出し，以下の実験を行う。

- ① Li₂O ペレットの外観検査
- ② Li₂O ペレットの金相試験及び X 線回折用試料採取
- ③ Li₂O ペレット中に残存しているトリチウム量の測定
- ④ 被覆管（内筒）の金相試験試料採取

3. 安全評価

3.1 トリチウム放出率測定装置

3.1.1 設計方針

これまでのインパイル照射試験にくらべ照射量が2桁大きく、トリチウム生成量も数10 Ciになるのでトリチウム漏洩に最大の注意を払った。すなわち気密性については各機器、配管のリーク率を 10^{-5} atm・cc/sec以下とし、また $2 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ の圧力に耐えるように設計した。測定後トリチウムは除去装置（吸着塔）のモレキュラシーブに吸着させ、スタックから放出されるトリチウム量を全生成量の1/100以下とした。さらに万一トリチウムが漏洩しても汚染拡大を防ぐため、トリチウム放出挙動測定装置をフード内に格納した。このほか強度や耐衝撃の点からガラス等は一切使用せず、構成材料はほとんどSUS304とした。

なおサンプリングガスとしてHe-0.1% H₂を用いる時にはあらかじめ混合したものを使用するので爆発の危険性はない。

3.1.2 試験時におけるトリチウム漏洩量

(1) 照射実験における漏洩量

トリチウム放出率測定時に機器および配管から透過によって漏洩するトリチウム量はサンプリングガス中のトリチウムの圧力および温度に依存する。したがって以下ではまず照射によるトリチウム生成量を求め、それからサンプリングガス中のトリチウム分圧を決定し、これをもとに各種機器および配管からのトリチウム漏洩量を計算した。

① トリチウム生成量

i) 計算

$$\text{トリチウム生成量} = \sum_{i=1}^4 N \sigma \phi d_F (1 - e^{-\lambda t_i}) e^{-\lambda T_i}$$

Li₂Oペレット; 6.4 g (⁶Liの原子数 $N = 1.91 \times 10^{22}$ 個)

熱中性子束 (ϕ); 1×10^{14} n/cm²・sec

depression factor (d_F); 0.148

吸収断面積 ($\sigma_{(n, \alpha)}$); 543 barn

照射時間 (t_i); 265.5 hr/サイクル, 4サイクル

冷却時間 (T_i); $T_1 = 69$ hr, $T_2 = 573$ hr, $T_3 = 1077$ hr,

$T_4 = 1581$ hr

ii) 結果

トリチウム生成量 = 31.7 Ci \approx 32 Ci

平均トリチウム生成率 = 0.73 Ci/day \approx 0.8 Ci/day

したがってサンプリングガス中のトリチウム分圧はサンプリングガスの流量100 cm³/minから、

$$1.7 \times 10^{-3} \text{ Torr} = T_2$$

と求められる。但し、生成するトリチウムはすべてガス状 (T_2) と仮定した。

② 機器、配管からのトリチウム漏洩量

(i) 計算

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

B; 軽水素透過係数 ($0.65 \times 10^{-2} \text{ g} \cdot \text{cm} / \text{cm}^2 \text{ torr}^{1/2} \cdot \text{day}$) SUS304

A; 表面積 (cm^2)

L; 厚さ (cm)

P; T_2 ガス分圧 (torr)

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

(ii) 結果

(イ) キャプセルから測定部までの配管

透過量 $6 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

内径/厚さ; $3.17 \text{ mm} / 1.59 \text{ mm}$

長さ; 20 m

温度; 120°C

(ロ) 還元塔

透過量 $3.7 \times 10^{-3} \text{ Ci/day}$

内径/厚さ; $12.7 \text{ mm} / 2.3 \text{ mm}$

長さ; 200 mm

温度; 350°C

(ハ) 触媒酸化塔

透過量 $6 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

内径/厚さ; $12.7 \text{ mm} / 2.3 \text{ mm}$

長さ; 200 mm

温度; 200°C

(ニ) 上記以外の機器及び配管からの漏洩

リーク率; $1 \times 10^{-4} \text{ atm} \cdot \text{cc} / \text{sec}$

漏洩量 = $1 \times 10^{-4} \times 0.6 \times 10^{-5} \text{ Ci/cc} \times 24 \times 36 \times 10^3$

= $5 \times 10^{-5} \text{ Ci/day}$

計 (イ)+(ロ)+(ハ)+(ニ) = $3.81 \times 10^{-3} \text{ Ci/day} \approx 0.4 \times 10^{-2} \text{ Ci/day}$

③ 吸着塔において除去されずスタックより放出されるトリチウム量

i) 計算

$$\text{通過量} = \frac{Q}{D F}$$

除染処理量 Q ; 0.8 Ci/day

除染係数 (DF) ; 100

ii) 結果

$$\text{通過量} = 0.8 \times 10^{-2} \text{ Ci/day}$$

④ 結論

以上の結果よりフード及びラインよりスタックへ移行するトリチウム量は $(0.4 + 0.8) \times 10^{-2} \text{ Ci/day}$ となる。JRR-2のトリチウム放出量の管理目標値は 260 Ci/year (0.7 Ci/day) であり管理目標値にくらべ $1/60$ である。またフード内のトリチウム濃度は実測したスタック風量 $220 \text{ m}^3/\text{day}$ より

$$\frac{0.4 \times 10^{-2} \text{ Ci/day}}{220 \text{ m}^3/\text{day}} = 2 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/cc}$$

となる。この値はICRP勧告HT ; $2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/cc}$ にくらべ十分小さい。

なおフードおよびスタック排気系のトリチウム濃度が異常に高くなった場合には警報を発信する。

(2) ホットラボ作業における漏洩量

ホットラボ作業におけるトリチウム放出源としては次の二つが考えられる。

1. キャプセル外筒に滞留しているトリチウムガスで、これは外筒解体時に瞬時に放出される。
2. キャプセル高温部に溶解しているトリチウムで、これは固体内拡散によって放出される。

ここでキャプセル外筒に滞留しているトリチウム量には、運転終了後温度が室温に戻るためキャプセル高温部のトリチウムの溶解度の減少によって外筒空間へ放出される分が含まれる。

① キャプセル高温部 (被覆管, ヒーターブロック) のトリチウム溶解量

i) 計算

高温部容積 : $\sim 40 \text{ cm}^3$

トリチウム分圧 : $1.7 \times 10^{-3} \text{ torr}$

温度 : 600°C

$$S_0 = K \cdot \sqrt{P}$$

S_0 : 溶解度

P : トリチウム分圧

K : 溶解度係数

$$(S T P \text{ cm}^3 - T_2 / \text{cm}^3 - \text{metal} \cdot \text{torr}^{1/2})$$

一方、金属中のトリチウム溶解量分布はFickの第2法則を使用して解析する。

$$\frac{\partial S}{\partial t} = D \cdot \frac{\partial^2 S}{\partial x^2}$$

S : 溶解量

D : 拡散係数

t : キャプセル運転時間

x : 金属表面からの距離

ii) 結果

第2図のように溶解量は運転一日後に飽和に達し、運転期間内の溶解量は一定である。

$$2.1 \times 10^{-3} \text{Ci/cm}^3 \times 40 \text{cm}^3 = 8.4 \text{mCi}$$

② 外筒のトリチウム滞留量

i) 計算

トリチウム滞留量 = 運転時の滞留量 + キャプセル高温部からの拡散による放出量

(イ) 運転時の滞留量

外筒空間容積 : $\sim 120 \text{cm}^3$

外筒のトリチウム分圧 : $1.7 \times 10^{-3} \text{ torr}$ (内筒の分圧と同じと仮定する)

雰囲気温度 : 50°C

外筒へ透過したトリチウムガスは理想気体状態とする。

$$PV = nRT$$

$$R : 6236.37 \text{cm}^3 \cdot \text{torr} \cdot \text{K}^{-1} \cdot \text{mol}^{-1}$$

(ロ) キャプセル高温部からの拡散による放出量

ステンレス鋼に溶解しているトリチウムが拡散によって放出する量は第3図によって求められる。

$$M_t = M_\infty \times \left(\frac{M_t}{M_\infty} \right)$$

M_t : t 時間後における放出量

M_∞ : 最終放出量 (8.4 mCi)

D_{298} : $1.93 \times 10^{-10} \text{cm}^2/\text{sec}$ (25°C)

L : 0.1 cm

t : 運転終了からホットラボ作業までの時間 (2ヶ月 = 60 days)

$$\frac{Dt}{L} < 0.5 \text{ では, } \frac{M_t}{M_\infty} = 1.13 \sqrt{Dt/L} \text{ で表わされる。}$$

ii) 結果

$$(イ) = \frac{1.7 \times 10^{-3} \times 120}{6.2 \times 10^4 \times 323} = 0.1 \times 10^{-7} \text{mol} = 0.6 \text{mCi}$$

$$(ロ) = 8.4 \times 1.13 \times \frac{\sqrt{1.93 \times 10^{-10} \times 60 \times 24 \times 3600}}{0.1}$$

$$= 8.4 \times 1.13 \times 0.316$$

$$= 3.00 \text{mCi}$$

したがって、解体時のキャプセル外筒の滞留トリチウム量は

$$\text{滞留量} = 0.6 \text{mCi} + 3.00 \text{mCi} = 3.6 \text{mCi}$$

となる。

③ 作業中にキャプセル高温部から放出される量

i) 計算

$$\text{放出量} = 1.13 M_{\infty} \left(\frac{\sqrt{D_{298}(t+t')}}{L} - \frac{\sqrt{D_{298}t}}{L} \right)$$

t : 運転終了からホットラボ作業までの時間 (60 days = 1440 hr)

t' : 作業に要する時間 (8 hr)

ii) 結果

$$\text{放出量} = 0.1 \text{ mCi}$$

④ 結論

上記の結果より

外筒解体時に瞬時に放出する量 = 30.6 mCi

作業中に拡散によって放出する量 = 0.1 mCi

となる。したがって、ホットラボ作業で放出されるトリチウムの総量は、

$$30.6 \text{ mCi} + 0.1 \text{ mCi} = 30.7 \text{ mCi}$$

となる。これは、ホットラボの排気風量を $4.4 \times 10^{11} \text{ cm}^3 / 8 \text{ hr}$ とすると、 $7.0 \times 10^{-8} \mu \text{Ci} / \text{cm}^3$ ($0.07 \text{ pCi} / \text{cm}^3$) となる。

3.1.3 圧力、温度および漏洩トリチウム濃度異常時対策

(1) キャプセル

キャプセルの温度上昇またはヒーター電流上昇に対しては、警報を発信するとともにキャプセルの加熱電源を切る。

(2) 機器および配管

測定系内の圧力上昇に対しては、キャプセル出入口の電磁弁を閉じ、警報を発する。

なお、電磁弁を閉じた時のキャプセル内圧力の上昇は以下に示すように全く問題とならない。

[電磁弁作動時の圧力上昇]

内筒温度：700°C

トリチウム生成速度： $0.8 \times 10^{-4} \text{ g} / \text{day}$

内筒空間容積： $\sim 10 \text{ cm}^3$

原子炉停止までの時間：1 day

とすれば、1日間に生成するトリチウムガスの体積は、

$$\frac{0.8 \times 10^{-4} \times (2.24 \times 10^3)}{6} \times \frac{973}{273} = 1.2 \text{ cm}^3$$

である。したがってキャプセル内の圧力上昇分 ΔP は、

$$\Delta P = \frac{1.2}{10} = 0.12 \text{ kg} / \text{cm}^2$$

となる。

キャプセル、配管等は $2 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ に耐える構造なので、電磁弁を閉じることによる圧力上昇は全く問題とならない。

(3) フードおよびスタック排気系

各排気系のトリチウム濃度の異常に対しては、警報を発信する。

(4) 停電

電磁弁を通電「開」で使用しているので、停電時には自動的に電磁弁は「閉」となる。また加熱電源も断となる。

3.1.4 想定事故

測定系配管又は還元塔の破断

① 状況

測定系の配管又は還元塔が破断し、サンプリングガスが噴出する。この状態が暫く持続しフードおよび排出ダクト内のトリチウム濃度が上昇する。トリチウムモニターが警報を発する。

② 最大放出量

$$0.8 \text{ Ci/day}$$

③ フード内のトリチウム濃度

$$\frac{0.8 \text{ Ci/day}}{220 \text{ m}^3/\text{day}} = 0.4 \times 10^{-3} \mu \text{ Ci/cm}^3$$

④ スタック部のトリチウム濃度

$$\text{原子炉スタック風量} ; 5.9 \times 10^{10} \text{ cm}^3/\text{hr}$$

$$\frac{0.8 \text{ Ci/day}}{5.9 \times 10^{10} \times 24} = 0.6 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^3$$

この値は最大許容空気中濃度 $5 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^3$ (8時間平均) 科技庁告示第22号の1/8である。

3.2 照射キャプセル

3.2.1 キャプセルの概要

本キャプセルは、燃料物性研究室が実施する酸化リチウムペレットからのトリチウム放出挙動試験に用いる照射試験キャプセルで、先行したV0M-5H及びV0M-7Hキャプセルと類似構造である。

これらのキャプセルとの相異点を次に掲げる。

- (1) 先行試験キャプセルは、VT-10照射孔の重水液面直下で照射したが、本キャプセルでは炉心部に装荷する。このため中性子束が約100倍高い位置での照射試験となる。
- (2) 照射期間を4サイクルとする。先行キャプセルは1サイクル及び2サイクルであった。
- (3) 先行キャプセル外筒にはSUS304を用いたが、本キャプセルでは試料反応度を考慮してA1050を用いる。

(4) 先行キャプセルでは放出トリチウムはスタックから放出したが、本キャプセルではトリチウム回収装置を設け放出量を $\sim 1/100$ とする。

本キャプセルの照射試験は、R2-57-06サイクル \sim 57-09サイクルの期間に行なうが、この間ヒータの調節により試料部温度を 700°C に保ち、He-0.1% H_2 ガス（後半2サイクルはHeガス）により、放出トリチウムをサンプリング測定する。

3.2.2 キャプセルの構造

キャプセルの構造を図5に示す。

酸化リチウムペレット4箇（ $\phi 11 \times 10 \text{ l}$ 、中央にT/C用 $\phi 2$ 孔、86%T.D）をSUS316被覆管及びA1050外筒に封入した2重気密キャプセルである。

被覆管上下に各々ガス導管を設け、炉外からサンプリングガスを流して酸化リチウムペレットから放出されるトリチウムを回収できる構造とし、試料部及びスペース部に設置した熱電対により、温度を監視しながら、ヒータブロックに巻きつけたシーズヒータ出力の制御が行なえる構造としている。その他、設計の概要を表3に示す。

3.2.3 安全解析

(1) キャプセル温度分布

① 中性子束分布

VT-10炉心部の熱中性子束は 1.0×10^{14} 、カドミウム比(Rcd)3.1である。THERMOSコードによりキャプセル未装荷時及び装荷時の中性子束分布及び装荷時の中性子スペクトルによる実効反応断面積の評価を行なった。結果は試料部のデプレッションファクタ0.148、 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)$ 反応の実効断面積543 barnである。

② 発熱量

$$Q_n = 7.67 \times 10^{-13} \cdot n \hat{\sigma} \phi_{\text{eff}} dF$$

により ${}^6\text{Li}(n, \alpha)$ 反応の発熱量を求める。

$$n = 6.4_{(g)} \times \frac{2}{6.941 \times 2 + 15.9994} \times 0.0742 \times 6.023 \times 10^{23} = 1914 \times 10^{22}$$

$$\phi_{\text{eff}} = \phi_{\text{th}} \times 1.12^* = 1.12 \times 10^{14}$$

*1.12: Rcd = 3.1から求めたエピサーマル寄与分補正係数

したがって、 $Q_n = 132 \text{ w}$ である。

$Q_\gamma = 1.0 \text{ w/g}$ により、 γ 発熱量を求める。キャプセル本体部分の重量1.16 kgから $Q_\gamma = 1160 \text{ w}$ である。

ヒータの発熱量 Q_e は $0 \sim 2000 \text{ w}$ の範囲で調節可能である。したがって総発熱量 $Q = Q_n + Q_\gamma + Q_e$ は $1292 \text{ w} \sim 3292 \text{ w}$ となる。また線出力はそれぞれの有効長を考慮して、 $Q_\ell = 78 \text{ w/cm} \sim 218 \text{ w/cm}$ （試料部において）である。

③ 温度分布

伝熱計算コードGENGTCにより求めた温度分布を図6に示す。照射試験の目標温度は、試料中央で700°Cであるが、この時のヒータ出力は65w/cm (≒930w)で、ヒータ最大出力の約1/2である。

(2) キャプセル強度

上記温度分布におけるキャプセルの強度を検討する。

① 被覆管

被覆管には、内・外面の温度差による熱応力と、被覆管外の温度上昇による外圧応力が発生する。熱応力 σ_T は、

$$\sigma_T = \alpha \Delta T E / 2(1 - \nu) \text{ により, } \alpha = 1.9 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C},$$

$$\Delta T = 5.8^\circ\text{C}$$

$$E = 1.43 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$$

$$\nu = 0.278$$

であるから、109 kg/cm²である。

外圧応力 σ_p は、

$$\sigma_p = 2P \cdot R_2^2 / (R_1^2 - R_2^2) \text{ により, } R_1 = 0.56 \text{ cm}$$

$$R_2 = 0.7 \text{ cm}$$

$$P = P_2 - P_1 = 2.3 \text{ kg/cm}^2 (*)$$

であるから、12.8 kg/cm²である。

$$(*) \text{ 被覆管外圧 } P_2 \text{ は被覆管外温度を } 700^\circ\text{C} \text{ として, } P_2 = \frac{973}{293} \div 3.3 \text{ kg/cm}^2$$

被覆管内圧 P_1 を1 kg/cm²とすると差圧2.3 kg/cm²が加わることになる。

判定は、427°C~704°Cの範囲では、

$$\sigma_T + \sigma_p < \sigma_{a'}$$

$$\sigma_p < \sigma_{a'}$$

を満足すれば良い。 $\sigma_{a'}$ は700°C、10³ hrの許容応力又は700°C、10⁴ hrの許容応力の1.25倍のいずれか小さい値を用いるものとして、396 kg/cm²である。従って被覆管強度は充分である。

② 外筒

外筒には熱応力及び内圧応力が発生する。熱応力 σ_T は前述の式に、 $\alpha = 1.25 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ 、 $\Delta T = 1.2^\circ\text{C}$ 、 $E = 1.95 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$ 、 $\nu = 0.265$ を代入して、19.9 kg/cm²である。

内圧応力 σ_p は、

$$\sigma_p = PD / 2t_{\min} \text{ により, } P = 2.3 \text{ kg/cm}^2, D = 4 \text{ cm}, t_{\min} = 0.185 \text{ cm} \text{ を代入して, } 24.9 \text{ kg/cm}^2 \text{ である。}$$

判定は、

$$\sigma_p < \sigma_a$$

$$\sigma_p + \sigma_T < 3\sigma_a$$

を満足すれば良い。 σ_a ：許容応力として100°Cのとき210 kg/cm²であるから、外筒強度は充分である。

(3) 誘導放射能

4 サイクルの照射試験終了後、3 日間冷却の時点でキャプセルの誘導放射能は、 ^{51}Cr 400 Ci, ^{60}Co 7 Ci, ^{59}Fe 6 Ci (このうち被覆管につき ^{51}Cr 70 Ci, ^{60}Co 1.3 Ci, ^{59}Fe 1.1 Ci) が主要なものである。キャプセルのハンドリング及び輸送は、VT-1 キャスクで行なう。このキャスクは鉛厚 22 cm, ^{60}Co 10^4 Ci 収容可能なものであるから本キャプセルの取扱いは充分安全に行なえる。

また、生成トリチウムはサンプリングガスによりキャプセル外へ取出し、補集する方式である。このため、キャプセルの取出し作業はサンプリングガス中のトリチウム濃度が充分低下した後に行なう。

(4) 照射

本キャプセルの照射試験は、R2-57-06 サイクル～57-09 サイクルの4 サイクル間である。

① 試料反応度

酸化リチウムキャプセルのVT-10 炉心部での照射経験はないが、被覆粒子燃料キャプセル V0F-8H ($-0.21\% \Delta K/K$, ~炉心位置) の照射例と比較して、試料部での中性子吸収量 ($= \Sigma_a \cdot V \cdot d_F \cdot \phi$) が V0F-8H では 2.6×10^{14} n/sec, 本キャプセルでは 1.6×10^{14} n/sec である。また、試料部以外の部分についても構造上本キャプセルが V0F-8H より小さいことから本キャプセルの試料反応度は $-0.2\% \Delta K/K$ より少ない。これは、原子炉の運転上、特に支障のない値である。

② 配管及び機器の配置

図7にキャプセルの装荷状態を示す。また、図8に炉頂面の配置図を示す。サンプリングガス導管は $1/4''$ o.d, $1/8''$ i.d の厚肉 SUS 管を用い、排気側導管にはトリチウム水の凝縮を防ぐ目的でリボンヒータを巻きつける。このため、キャプセルからフードまでの配管は炉頂面スペースを使用して行なう。

配管途中には、クイックカプラを設け脱着可能な構造として、運転停止週の燃料交換作業等、回転遮蔽体を操作する場合には、キャプセルを ~ 130 mm 下げることにする。(図9参照)

フード排気管は、5面側の排気ヘッドに接続することとする。

クイックカプラは耐熱型 (230°C まで) のものを用い、また脱着位置を炉頂面下とすることによって、操作時のトリチウム漏洩を防止する。

機器等の配置は、ラック等を用い、専有スペースをなるべく小さくする。

③ 温度制御

照射温度制御は、試料部に挿入した熱電対の指示値により、ヒータ出力をPID制御する方式によるが、熱電対の破断を考慮して、バックアップ熱電対を用い、指示が設定温度を超えた時には警報を発生するように安全系を設けるほか、ヒータ電流が設定値を超えた時及びヒータが接地した時にはヒータを断とし、警報を発生させることにする。

④ 取出し、切断及び搬出

照射試験終了後は、試料部及び配管内のクリーニングを充分行ない、サンプリングガス中のトリチウム濃度が充分下がったことを確認した後に、炉内からの取出し、切断及び搬出作業を行なう。

謝 辞

本試験の企画、設計、装置製作、照射試験実施にあたって、多くの方々の協力を得た。特に、大型トカマク開発部迫主任研究員、トリチウム技術研究室成瀬室長及び吉田副主任研究員、R I 製造技術課工藤副主任研究員、放管第 2 課渡部係長及び松井氏、川崎重工（株）原子力本部田中開発部長ほか関係者に種々有益な御助言をいただいた。また、本計画の遂行にあたって、燃料工学部下川部長並びに研究炉管理部本間、桜井両部長から激励と御支援をいただいた。ここに、関係者各位に筆者らは衷心より感謝の意を表します。

表2 トリチウム放出挙動測定装置機器仕様

機 器 名	材 質	寸 法	性 能
通気型電離箱	ステンレス鋼		$10^{-2} \sim 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
還元炉	SUS304	12.7 I.D. \times 2.3 t \times 350 L	亜鉛充填 350°C
コールド・トラップ	SUS304		液体窒素で冷却
触媒酸化塔	SUS304	12.7 I.D. \times 2.3 t \times 350 L	Pd- Al_2O_3 触媒充填 200°C
吸着塔	SUS304	27.2 I.D. \times 3.4 t \times 350 L	モレキュラシーブ 5A $\leq 350^\circ\text{C}$
He ガス流量調整器	ステンレス鋼		サーマル・マスフローメータ 100 cm^3/min
電磁弁	SUS304	1/4" ϕ	常時閉型
警報付圧力計	ステンレス鋼		接点付ブルドン管式真空 $\sim 3 \text{ kg}/\text{cm}^2$
仕切弁	SUS316	1/8"および1/4"	ベローシール型
フ ード	化粧鉄板および アクリル樹脂	760W \times 550D \times 920H	換気回数 > 10 回/hr
気密容器 (1)	SUS304	吸着塔 (34 ϕ \times 350 L) を 格納する大きさ	$< 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ 金属Oリング
気密容器 (2)	SUS304	測定部配管・機器を格納する大 きさ	$< 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ ネオプレンOリング
輸送用気密容器	SUS304	キャプセル内筒 (14 ϕ \times 145L) を格納する大きさ	$< 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ ケープ内で密封可能

表3 照射キャプセル設計・製作概要

キャプセル名称：VOM-15H

設計・製作項目		基 準	設計仕様または設計値
項 目	内 容		
1. 構造	気密構造	(1) Na, NaK使用：2重気密 (2) 核燃料照射：1重気密 (3) 試料漏洩により炉に安全上支障有る時；1重気密	2重気密構造 1. Aℓ外筒 2. 被覆管及びガス導管
2. 形状	最大寸法	(1) インコア；別図1-a (2) VT-1；" 1-b (3) VT-10~12； 別図1-c	φ40×373ℓ 全長 3455
3. 材質	外筒材の耐食性	SUS, Aℓ材が標準	A1050材使用
	使用材の共存性	部材使用温度500℃以下では省略	試料と被覆管その他の構成部材につき共存性良好である。
	耐熱・耐放射線性		
4. 熱設計		(最大値)	
	線出力	(インコア) (VT-1) (VT-10~12) 900w/cm 600w/cm 600w/cm	160w/cm
	総発熱量	20kw 28kw 7kw	1.87kw
	表面温度	130℃ 130℃ 130℃	90℃
5. 強度設計	強度条件	(1) 内圧応力(σ_p) < 許容応力(σ_y) (2) 熱応力(σ_T) + σ_p < $3\sigma_y$	被覆管 外筒 $\sigma_p=128\text{kg/cm}^2$ $\sigma_p=24.9\text{kg/cm}^2$ $\sigma_T=109$ " $\sigma_T=19.9$ " $\sigma_y=396$ " $\sigma_y=210$ "
	熱疲労, サーマルラッチェット	内 * 10cy, 以下は省略	
	クリープ変形	内 SUS等：450℃以下は省略	上記 σ_y の評価に、クリープを考慮にいれている。
6. 反応度評価	反応度推定値	内 -2.0%ΔK/K以下を原則	-0.2%ΔK/K
7. 温度制御	警報作動	(1) スクラム信号；Na, NaK使用時 (2) アラーム信号；同上	試料中心部で800℃に達したときアラーム発生
8. 核燃料物質	核燃料重量	(1) インコア；14g (2) VT-1；20g (3) VT-10~12；10g	
9. キャスク輸送	生成放射能	内 取扱制限量； ^{60}Co 相当 10,000Ci	^{60}Co , ^{59}Fe , ^{51}Cr ~420Ci
	漏洩線量	内 漏洩線量率；キャスク表面 200mR/hr 1m離れた位置10mR/hr	キャスク表面 1mR/hr >
10. 製作	溶接加工	TiG, EB溶接が標準	TiG及びEB
	ロウ付施工	高温Ni系ロウ材が標準	ニクロブレス及び銀ロウ
	外筒標示		キャプセル名称及び切断マーク

* 内；内規

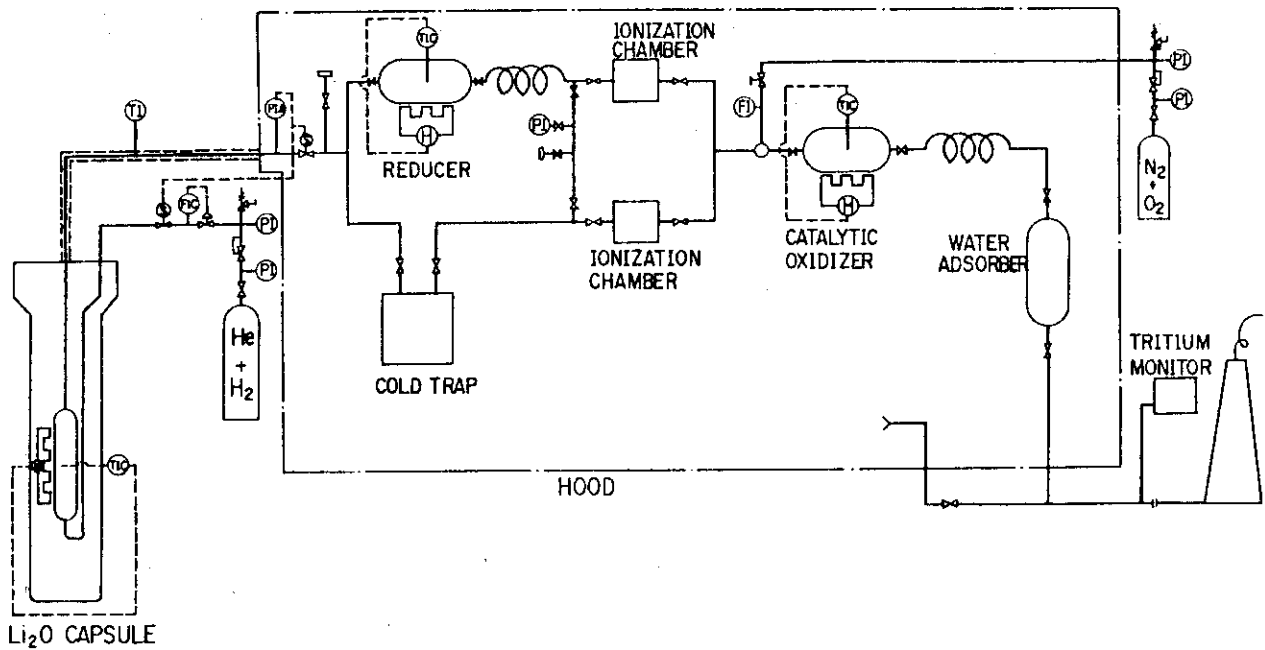


図1 高照射試験フローシート

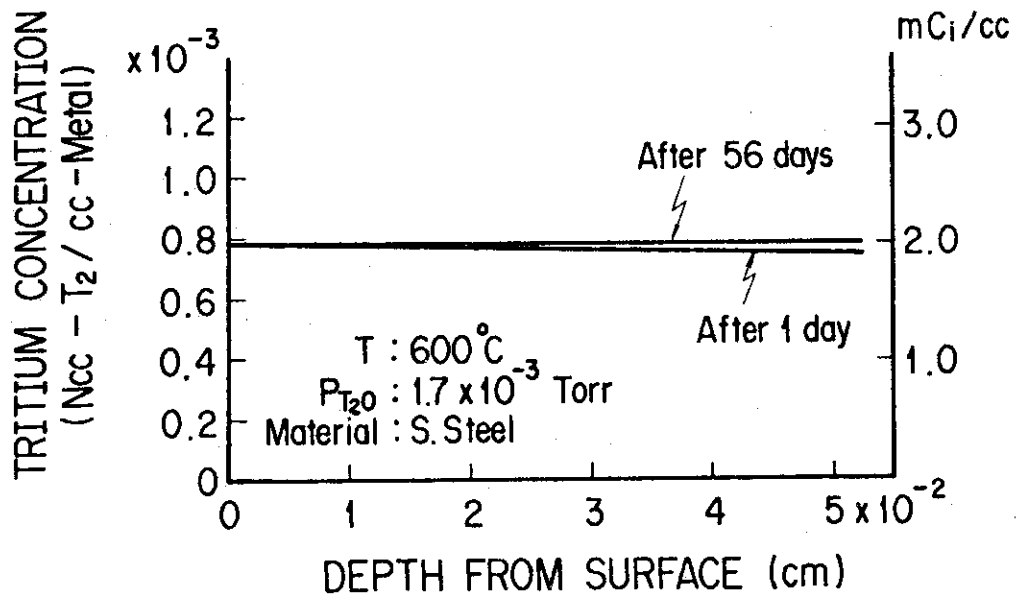


図2 構成材料中のトリチウム溶解量分布

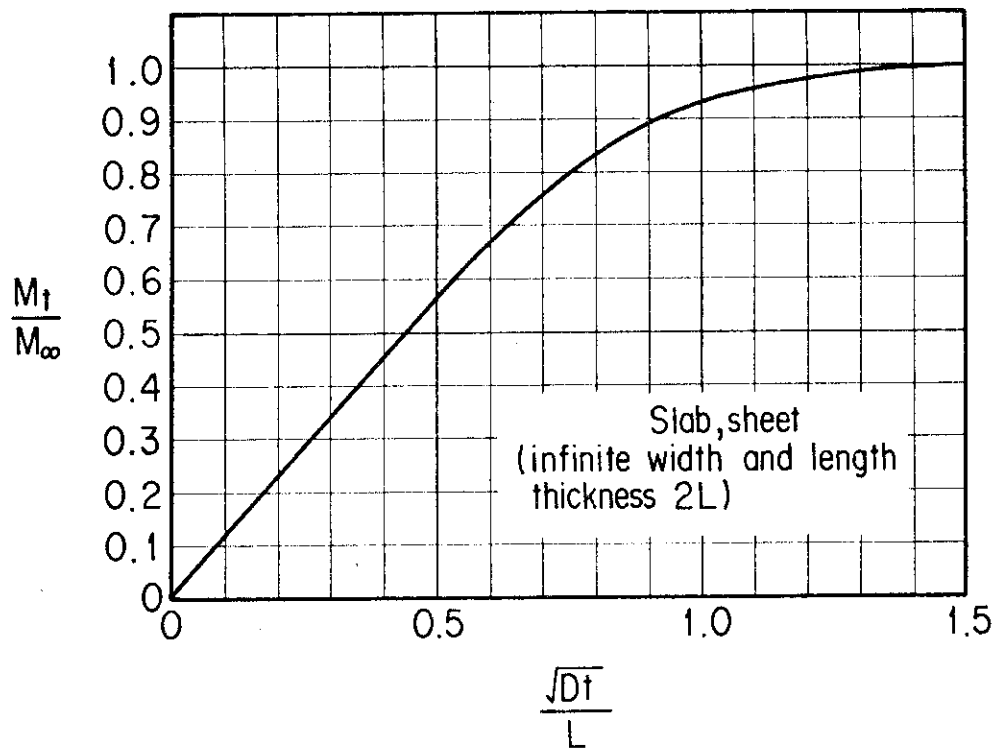


図3 構成材料中のトリチウム溶解量の時間変化

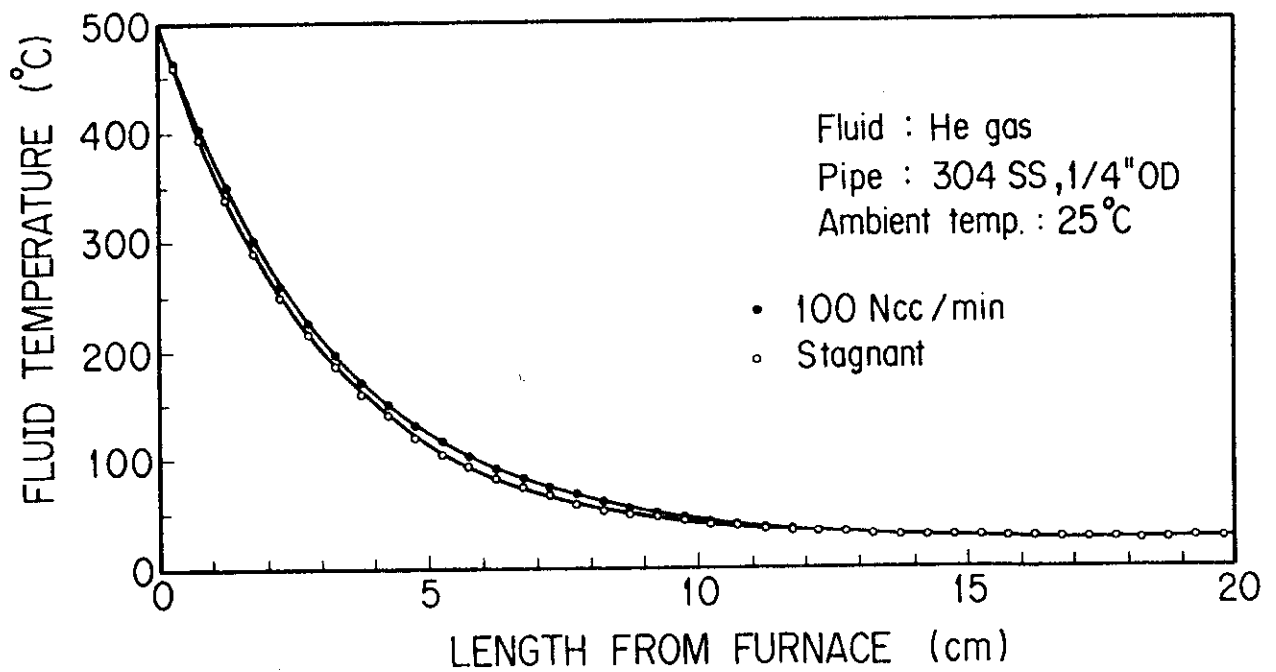
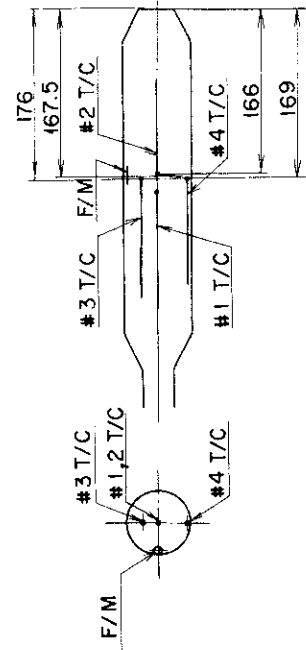
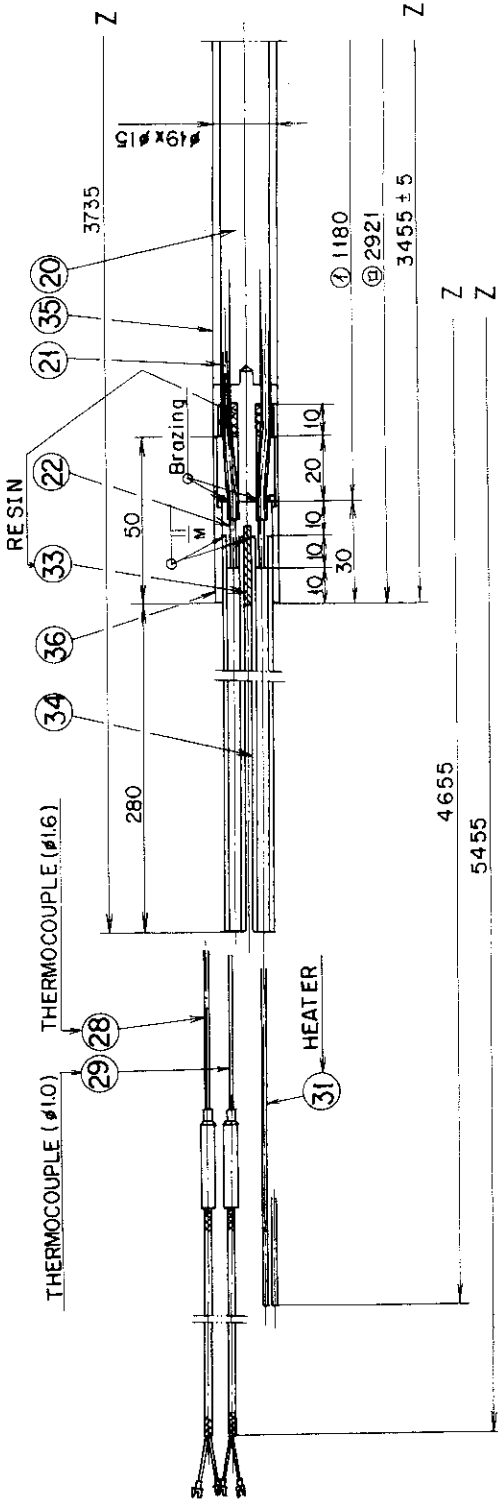
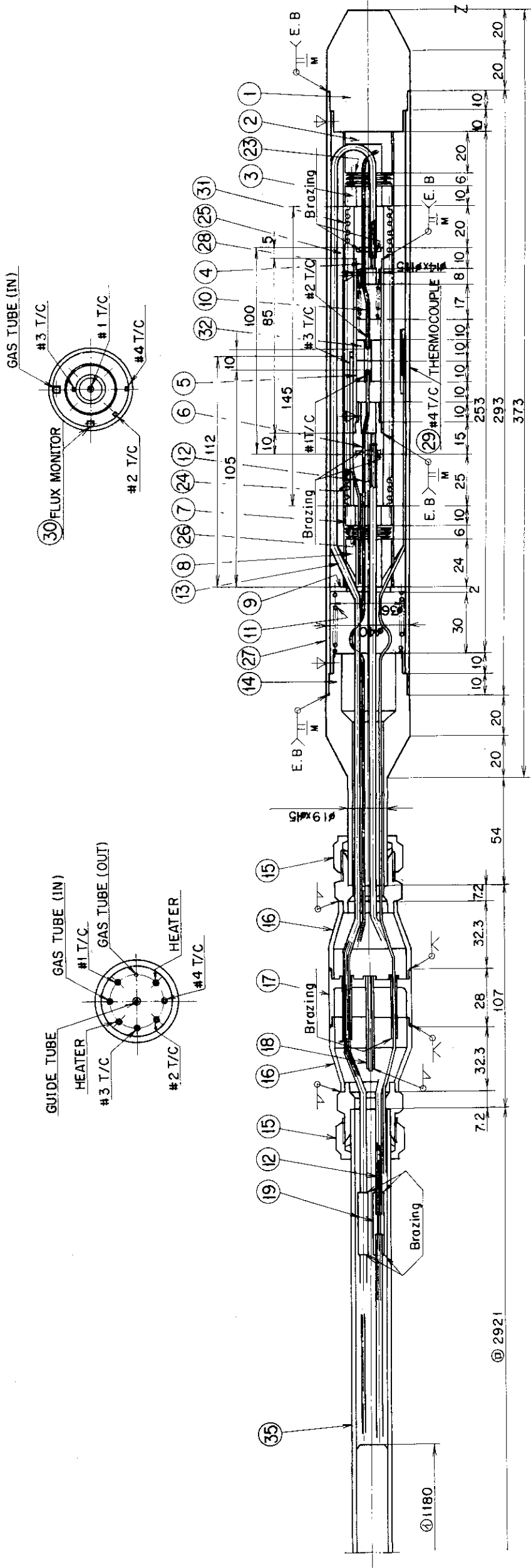


図4 冷却器軸方向ガス温度分布



Location of thermocouples and flux monitor

図5 キャプセルの概要

PT NO	DRAWG NO	NAME	NUMBER	MATERIAL	REMARKS
30		FLUX MONITOR	1	Al-Co	φ2
29		THERMOCOUPLE	2	CA	φ1.6
28		THERMOCOUPLE	2	CA	
27	MD-8986	OUTER CAPSULE	1	A1050	
26	MD-8985	REFLECTOR	1 SET	SUS304	
25	MD-8984	SAP-CER	1	A1050	
24	MD-8983	HOLDER	1	SUS304	
23	MD-8982	REFLECTOR	1 SET	SUS304	
22	ME-28109	ADAPTER	1 SET	SUS304	
21	ME-28108	GAS TUBE	2	SUS304	φ3 x φ2
20	ME-28107	SHIELD PLUG	1	SUS304	
19	ME-28106	ADAPTER	2	SUS304	
18	ME-28105	PLUG	1	SUS304	
17	ME-28104	END PLUG	1	SUS304	
16	ME-28103	CONNECTING TUBE	2	SUS304	
15	ME-28102	SWAGE LOCK	1	SUS304	
14	ME-28101	END PLUG	1	A1050	
13	ME-28100	GAS TUBE (IN)	1	SUS304	φ3 x φ2
12	ME-28099	GAS TUBE (OUT)	1	SUS304	φ3 x φ2
11	ME-28098	SPRING	1	INCONEL 600	
10	ME-28097	SPRING	1	INCONEL 600	
9	ME-28096	PLATE	1	SUS304	
8	ME-28095	SPACER	1	A1050	
7	ME-28094	INSULATOR	1	A1050	
6	ME-28093	END PLUG	1	SUS316	
5	ME-28092	INNER CAPSULE	1	SUS316	
4	ME-28091	END PLUG	1	SUS316	
3	ME-28090	INSULATOR	1	A1050	
2	ME-28089	SPACER	1	A1050	
1	ME-28088	END PLUG	1	A1050	

RM - 3239
NUMBER OF FABRICATION

PT NO	DRAWG NO	NAME	NUMBER	MATERIAL	REMARKS
36	K-1811	SPECIFICATION	1 SET		
35	ME-28198	STOPPER	1	SUS304	
34	ME-28194	PIPE	1	A1050	φ19 x φ15
33	ME-28193	GAS TUBE	2	SUS304	φ6.35
32		RESIN	1	EDICOAT 828	SUPPLIED IN LABORATORY
31		SPECIMEN SHEATHED HEATER	1 SET	LITHIUM OXIDE	φ1.5

Location of thermocouples and flux monitor

図5 キャプセルの概要

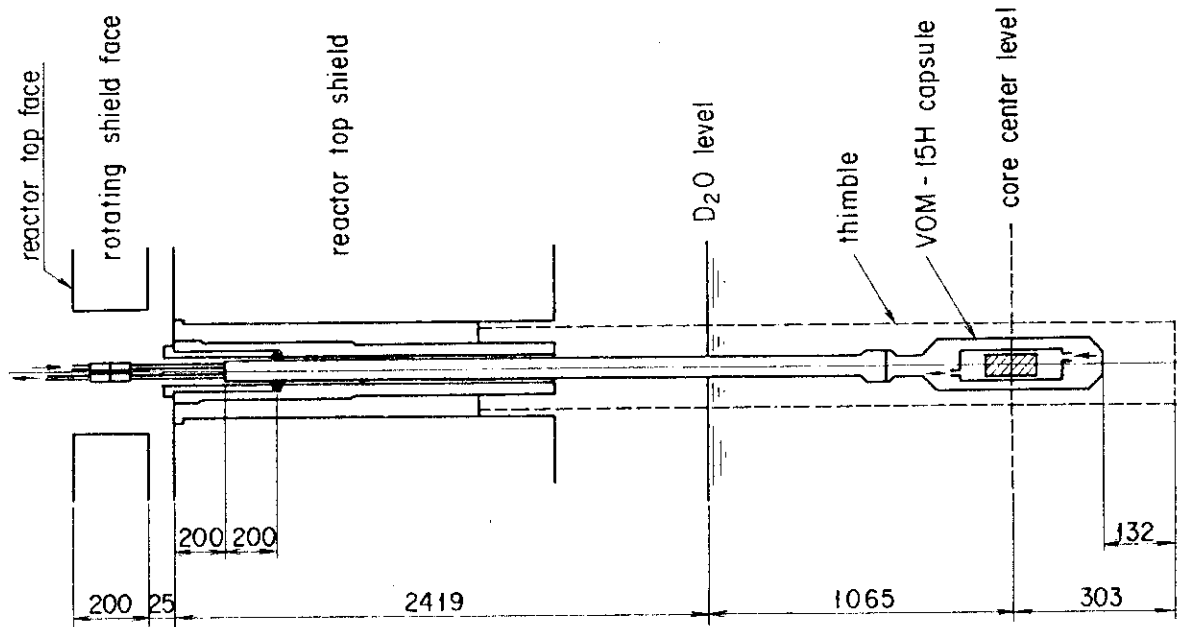


図7 照射位置関係

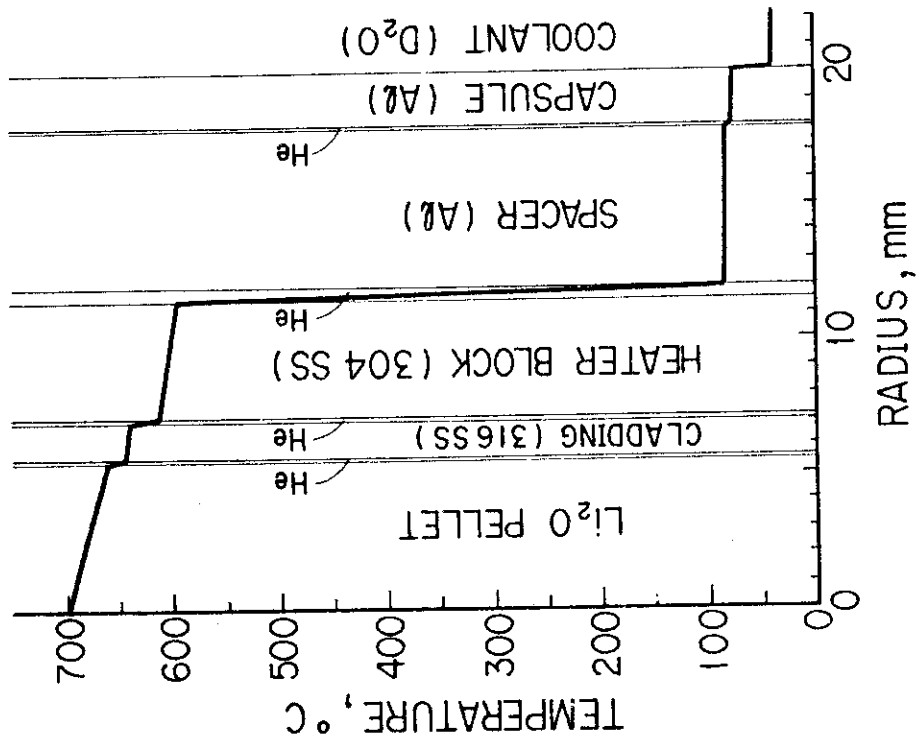


図6 キャプセル温度分布

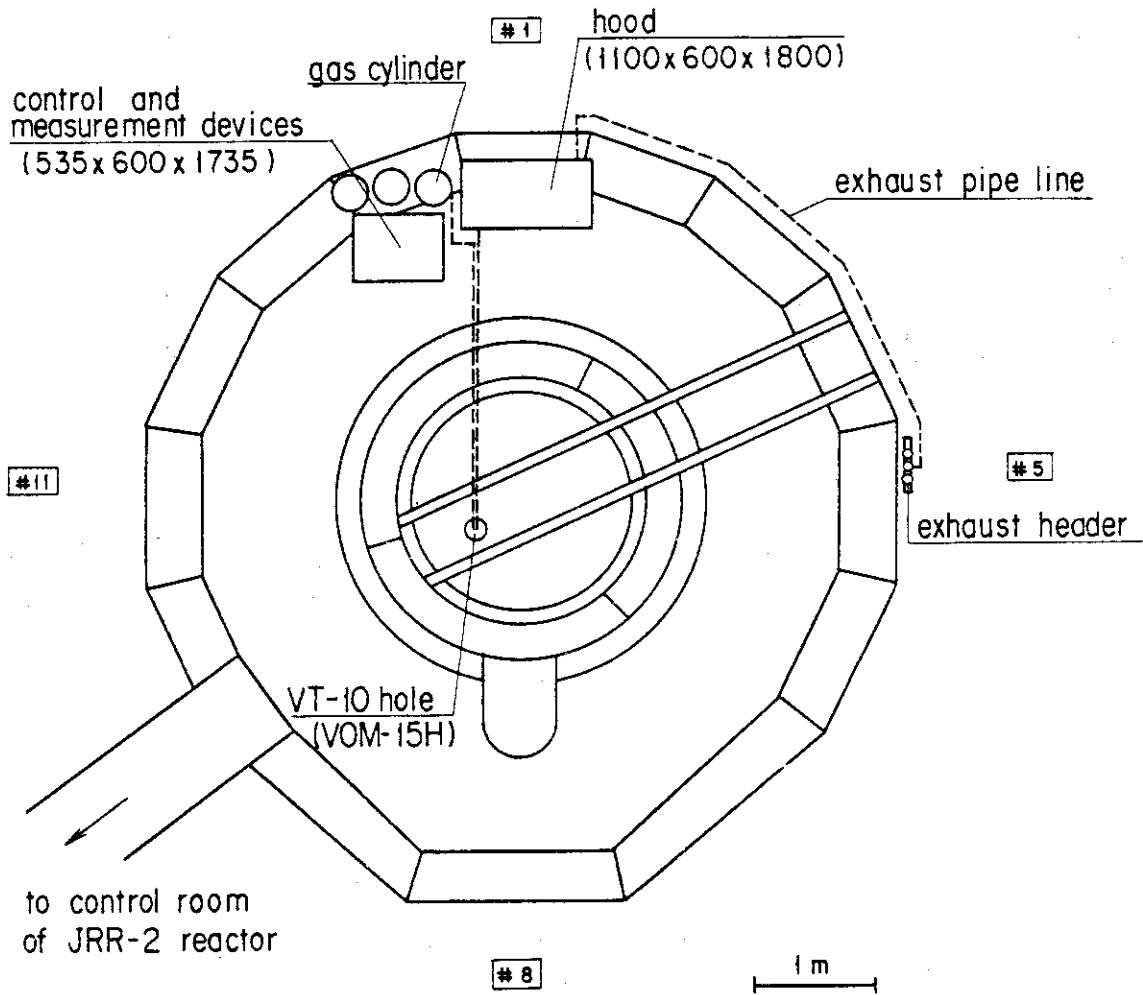


図 8 機器および配管等配置

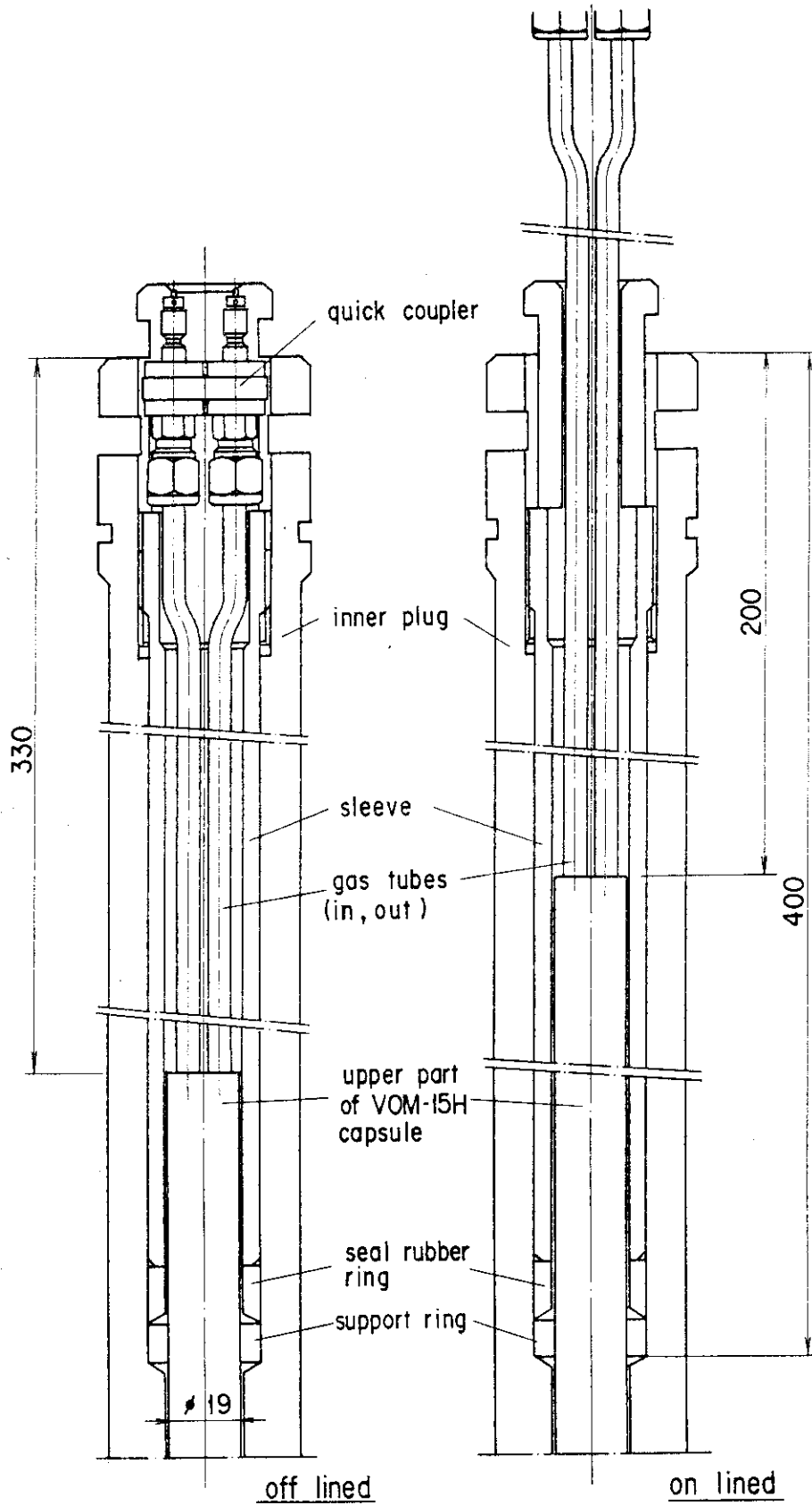


図9 キャプセル上部プラグの機構

参考資料 1.

酸化リチウム原子炉照射実験

燃料物性研究室

実験名	条件	実施時期
1. 酸化リチウムからのトリチウム放出	JRR-3, HP-3 3×10^{16} nvt 炉外実験	昭和52年
2. 照射後 Li_2O の硬度と組織変化	JRR-2, VT-5 $1 \times 10^{15} \sim 1 \times 10^{19}$ nvt 炉外実験	昭和53年
3. Li_2O 焼結体から反跳によるトリチウム放出	JRR-3, VR-1 $2 \times 10^{15} \sim 5 \times 10^{17}$ n/cm ² 炉外実験	昭和54年
4. Li_2O 単結晶中で ${}^6\text{Li} (n, \alpha) {}^3\text{H}$ で生成した 2.7 MeV トリチウムの反跳距離	JRR-4, Tパイプ JRR-3, VR-1 $6 \times 10^{15} \sim 6 \times 10^{19}$ nvt 炉外実験	昭和54年
5. Li_2O 焼結体内外の熱中性子束分布 VIM-13B, VIM-13X	JRR-2, VT-1 30分照射 (100KW) 炉外実験	昭和53年7月
6. 中性子照射下での焼結体内温度分布 ICM-8H	JRR-2, Incore-6D flux 5.9×10^{13} n/cm ² ·s, 1hr (9.8 MW) 炉内実験	昭和53年8月
7. 中性子照射した Li_2O からのトリチウム放出 (定速加熱実験)	JRR-3, 4 2×10^{15} , 2×10^{16} , 2×10^{17} nvt 炉外実験	昭和55年
8. Li_2O からの原子炉内トリチウム放出 予備実験 VOM-5H	JRR-2, VT-11 flux 5×10^{11} n/cm ² ·s, 1サイクル 炉内実験 (250°C)	昭和54年12月
9. Li_2O からの原子炉内トリチウム放出 実験 VOM-7H	JRR-2 flux 5×10^{11} n/cm ² ·s, 2サイクル 炉内実験 (600°C)	昭和56年10月

参考資料 2.

拡散による固体中のトリチウム濃度分布

トリチウムを含まない固体を一定分圧のトリチウム気体雰囲気下におくと、トリチウムは拡散によって固体中へ溶解する。このとき固体表面におけるトリチウム濃度はトリチウムの分圧および温度によって決まる溶解度に等しく、したがって拡散による溶解が進行している間、一定と考えられる。

以上の条件を厚み 2ℓ の板材に対して式で表わすと、次のようになる。

$$c = c_0, \quad x = \ell, \quad t > 0$$

$$\partial c / \partial t = 0, \quad x = 0, \quad t > 0$$

c : 時間 t 後、位置 x におけるトリチウムの濃度

c_0 : 表面トリチウム濃度 (一定)

ℓ : 板の厚み $= 2\ell$

この条件に対する拡散方程式

$$\frac{\partial c}{\partial t} = D \frac{\partial^2 c}{\partial x^2}$$

の解は次のように与えられる (Ref. 1)。

$$\frac{c}{c_0} = 1 - \frac{4}{\pi} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(-1)^n}{2n+1} \exp \left\{ -D(2n+1)^2 \pi^2 t / 4\ell^2 \right\} \cos \frac{(2n+1)\pi x}{2\ell}$$

したがって、ステンレス鋼中のトリチウムの拡散に対して次のような条件を与えると、

$$D(600^\circ\text{C}) = 3.58 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{sec}, \quad \ell = 0.1 \text{ cm}, \quad t = 1 \text{ day}$$

中心部 ($x = 0$) における濃度は、

$$\frac{c}{c_0} = 1 - 9.1 \times 10^{-34} + \dots \div 1$$

となり飽和していることが分かる。なお、 $c/c_0 = 0.8920$ ($x=0$) のとき $\frac{Dt}{\ell^2} = 1$ であるので、これから t を求めると $t = 0.776 \text{ hr}$ となる。つまり約 1 時間後には中心濃度は表面の濃度の 90% に達することが分かる。

Ref. 1: J. Crank, The Mathematics of Diffusion (1975), p. 24