

JAERI-M

7772

核融合実験炉冷却系安全性解析

1978年9月

核融合研究部炉設計研究室

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JAERI -M 7772

核融合実験炉冷却系安全性解析

日本原子力研究所東海研究所核融合研究部  
炉設計研究室

( 1978年6月29日受理 )

トカマク型核融合実験炉冷却系に関する安全性解析の予備設計を行なった。

本安全解析での主な目的は、トリチウムの通常時および事故時の環境放出量の評価とそれに関する漏洩トリチウム処理、格納方式の選定である。

本報告書の内容は、第1章では、真空容器内の冷却配管破断事故解析として真空容器内各部圧力・温度挙動、クライオ部トリチウム挙動等を示し、第2章では、主冷却系からのトリチウム放出量の評価及びトリチウム放出低減用防護対策の検討を示した。

---

本報告書は川崎重工業株式会社が原研からの委託によって行なった設計研究の成果である。

( 契約番号 52年サ-0036 )

JAERI-M 7772

Preliminary Safety Analysis of the Reactor Cooling System  
for Tokamak Experimental Fusion Reactor

Fusion Reactor System Laboratory,  
Division of Thermonuclear Fusion Research,  
Tokai Research Establishment, JAERI  
(Received June 29, 1978)

Preliminary safety analysis of the reactor cooling system for a Tokamak experimental fusion reactor has been carried out.

The objectives are to evaluate the tritium releases in normal operation and accidents of the main cooling system, and to choose a tritium treatment and containment system for reducing the releases.

Performed were (1) evaluation of pressure and temperature behaviors of the vacuum vessel during a piping failure of the primary cooling system and analysis of the behavior of tritium adsorbed on the cryosorption-panel and (2) evaluation of the tritium releases from the main cooling system and study on a method to reduce the tritium releases.

Keywords: Tokamak Experimental Fusion Reactor, Reactor cooling System, Preliminary Safety Analysis, Piping Failure, Tritium, Cryosorption-Panel, Tritium Release, Tritium Treatment and Containment System

---

The design study performed by Kawasaki Heavy Industries, Ltd. under contract with JAERI.

## 目 次

まえがき	1
1. 1次系配管破断事故解析	2
1.1 序	2
1.2 主冷却系設計基盤事故の設定	2
1.3 真空容器内配管破断事故解析	3
1.3.1 基本方針および基本設計要目	3
1.3.2 設計基盤事故となる配管破断事故の調査解析	4
1.3.3 設計基盤事故に対する工学的安全施設の検討	5
1.3.4 設計基盤事故に対する工学的安全施設としての圧力開放機構の特性解析	6
1.3.5 真空容器取出しヘッダ隔離壁によるブランケット配置室内圧低減効果	7
1.3.6 設計基盤事故におけるトリチウム放出量の評価	7
1.4 まとめ	39
1.4.1 真空容器内圧力温度	39
1.4.2 クライオポンプ部トリチウム挙動	39
1.4.3 トリチウム放出低減	40
付属資料 1.A 1次系破断事故解析コード TACCS-F	41
2. トリチウム格納系の概念設計	46
2.1 序	46
2.2 トリチウム放出量の評価	46
2.2.1 通常時の主冷却系よりのトリチウムの拡散透過量	46
2.2.2 通常時の主冷却系よりのトリチウム漏洩量	47
2.2.3 事故時トリチウム放出量	48
2.3 トリチウム環境放出経路の検討	50
2.3.1 通常時トリチウム放出経路の検討	50
2.3.2 事故時トリチウム放出経路の検討	51
2.4 トリチウム放出低減用防護対策の検討	56
2.4.1 放出量低減防護方策の基本的考え方	56
2.4.2 ジャケット方式の評価	57
2.4.3 格納配置用系統機器の設計	61
2.4.4 格納配置の検討	65
2.5 まとめ	93
2.5.1 トリチウム格納方式	93
2.5.2 格納配置	94

付属資料 2.A	1次冷却系バウンダリよりのトリチウム透過量 および構造材中へのトリチウム溶解量の計算	96
2.B	ジャケットからのトリチウム透過計算	104
3.	今後の課題および研究開発事項	106
3.1	今後の課題	106
3.1.1	1次系配管破断事故解析	106
3.1.2	トリチウム格納系の概念設計	107
3.2	研究開発事項	108
3.2.1	1次系配管破断事故解析	108
3.2.2	トリチウム格納系の概念設計	108
参考文献		110
設計研究担当者		111

## まえがき

本報告はトカマク型核融合実験炉冷却系に関する安全解析の研究結果である。トカマク型核融合炉では核燃料としてトリチウムを使用する。またブランケット部ではリチウムブランケット燃料を使用し、核融合中性子とリチウムの核反応によりトリチウムを発生する。これらのトリチウムが燃料給排および主冷却系（トリチウム回収系等を含む）を循環し、蓄積される。トカマク型核融合炉に関する安全解析で最も重要なことは、これらのトリチウムの通常時および事故時の環境放出量の評価とそれに関連する放出量低減を目的とする漏洩トリチウム処理、格納方式の選定である。

本報告書の内容は、熱出力 150MW の実験炉に関して、第 1 章では、①設計基盤事故の選定、②真空容器内配管破断事故解析として真空容器内各部圧力・温度挙動、クライオ部トリチウム挙動、トリチウム放出挙動等を示し、第 2 章ではトリチウム格納系の概念設計として、①トリチウム放出量の評価、②トリチウムの環境放出経路と放出量の検討、③トリチウム放出低減用防護対策の検討（格納配置）、等を行い、第 3 章にこれらに関する今後の課題および研究開発事項を示した。

なお、トリチウムの格納配置に関連して、1 次冷却系高温配管部等の 2 重管ジャケットスイープガス処理系、事故時トリチウム緊急処理系、空調換気系、補助タンク等の検討を行った。

## 1. 1次系配管破断事故解析

### 1.1. 序

昭和51年度完成した核融合実験炉第1次予備設計<sup>1)</sup>に基づき、主冷却系の主要事故を摘出し、そのトリチウム放出に至る過程を検討した。この中で最も厳しい事故であると想定される真空容器内での1次冷却系配管破断事故に対しては事故解析を行い、トリチウム放出量を評価した。

主冷却系の主要事故としては1次冷却系、2次冷却系、3次冷却系、トリチウム回収系、2重管ジャケットスイープガス系、事故時トリチウム緊急処理系、空調換気系、補助系等の主要事故が想定される。事故時のコンパートメント、格納建造物の健全性および事故時のトリチウム環境放出の最大の可能性の点から最も重大な設計基盤事故として真空容器内での1次冷却系配管破断事故を設定した。

真空容器内配管破断事故解析では1次冷却配管の破断箇所を幾種類か選定し、その時の真空容器内各部の圧力、温度挙動解析を実施した。この中でも最大の想定事故と考えられる取出しヘッダー部のギロチン破断に対しては真空容器内各部圧力、温度挙動の解析は勿論のこと、この時のクライオポンプ部の蓄積トリチウムの挙動すなわち冷却ガスによる蒸発放出量の検討および事故放出ヘリウムガスと共に真空容器外に放出されるトリチウム挙動の解析を、事故時取りうる対策、1次冷却系のヘリウムガスダンプ、真空容器のラプチャーディスク、クライオポンプ室ゲート弁、取出しヘッダー部隔離壁等の効果を考慮して実施した。

これにより、最大想定事故時の真空容器の健全性を確保し、クライオ・ポンプ室蓄積のトリチウムの放出量低減をはかることが可能であることを示す。

### 1.2 主冷却系設計基盤事故の設定

第2章の2.2で主冷却系でのトリチウムの蓄積、分布と事故時トリチウム放出の可能性が詳細に示されるが、一番多く蓄積されているのはトリチウム発生源であるブランケットであり、ついで1次冷却系の高温機器、配管部、ヘリウム、低温配管部の順である。その他の系はブランケットより1次冷却系内に蓄積されている量に比べると少い。

まず事故時のトリチウムの放出から考えると1次冷却系の蓄積トリチウムの全量放出に至る可能性のある事故が最大想定事故になる。いまブランケット内に蓄積されているトリチウムの大部分はブランケット燃料または構造材に吸着されているので事故と同時に放出することにならないので、或る時間内に隔離できればこの放出を防止することができる。このことから1次冷却系の配管破断事故により系内のヘリウムとそれに含まれるトリチウムはすぐ放出される。この1次冷却系は事故後真空容器内の系統と真空容器外の系統を隔離することができる。このことから真空容器外での系統の破断に対してはブランケットよりのトリチウム放出を防止できるので、トリチウムの放出からみた場合、真空容器内での1次容器内での1次系配管破断が蓄積トリチウム放出



の最大のものになる。さらにこの時放出される高温ヘリウムは真空容器内に充満し、圧力が上昇する。またクライオポンプ室に入った高温ヘリウムはクライオポンプに付着しているトリチウムを蒸発放出させる可能性がある。すなわち、真空容器の健全性やクライオポンプの付着トリチウムの放出を評価することが必要になる。

したがって、真空容器内での1次冷却系の配管破断事故を設計基盤事故と設定することにする。

### 1.3 真空容器内配管破断事故解析

#### 1.3.1 基本方針および基本設計要目

##### (1) 基本方針

想定事故の調査解析を行ない、設計基盤事故に対する工学的安全施設の特性解析およびトリチウム放出量の評価を行なう。

これらの結果から真空容器内1次冷却系配管のいかなる破断に対しても真空容器が健全であること、またクライオポンプ室に蓄積されているトリチウムの真空容器外への放出量を可能な限り少なくすることの2つを達成するために必要な諸条件を明らかにする。

解析手法については、配管破断時破断箇所からヘリウムを放出する主冷却系統機器配管は出来る限り忠実に模擬する構成でブローダウン解析を行うこと、また放出ヘリウムを充満させる真空容器は放出後のヘリウムの経路を考慮して、出来る限り忠実に真空容器をコンパートメント化した圧力温度解析を行うことにした。

##### (2) 基本設計要目

###### a) 構成構造条件

###### (i) ブランケット部構造条件

真空容器内冷却系の構造条件は原則として第1次予備設計において設定された値を用いる。また、特に数値が明確でない場合は、第1次予備設計の概念図より読み取った値を用いる。用いる具体的な数値を Table 1.3.1 に示す。

###### (ii) 主冷却系構造条件

主冷却系の蓄熱器、触媒酸化反応器、中間熱交換器等の機器の構造条件はJAERI-M 7199 (1977) に与えられている設計データを可能な限り採用した。ただし、設計書図面から読み取った寸法にもとづいて算出している場合が多いのでその精度は高くない。

主冷却系の配管類の構造条件は2.4.4に示されている値を用いる。用いる具体的な数値を Table 1.3.2 に示す。

###### (iii) 真空容器構造条件

真空容器系の構造条件の具体的な数値は、すべて第1次予備設計の概念図より読み取ったものを用いる。これを Table 1.3.3 に示す。

また、真空容器系の各室の名称および位置を明らかにするため、代表的なものを Fig. 1.3.1 に示す。

###### b) 冷却条件

JAERI-M 7199 (1977) の主冷却系の冷却条件にもとづき、冷却系の各部の温度を

Table 1.3.4 のように設定する。また、各部の圧力は循環機の揚程を  $1.1 \text{ kg/cm}^2$  とし Table 1.3.4 に示すように設定する。

### 1.3.2 設計基盤事故となる配管破断事故の調査解析

1.2 において説明したように、トリチウム放出の観点から真空容器内における 1 次系配管破断事故が重要になる。

真空容器内 1 次系の最大の断面積をもつ配管の完全破断事故が設計基盤事故の候補として考えられる。この配管は Table 1.3.1 から入口ヘッダと出口ヘッダに相当する。この 2 種類のヘッダ破断事故のどちらを選択するかは事故時の真空容器内圧の上昇の大小によって決めることにする。

また、真空容器内の種々の配管の破断事故を解析し、真空容器内圧の上昇挙動からこれらの事故の重要性を評価する。

このため以下のような配管破断事故に対する解析を行なうことにする。

- (1) 真空容器取出しヘッダ 1 本の完全破断
- (2) 真空容器取入れヘッダ 1 本の完全破断
- (3) ブランケット出口部ヘッダ 1 本の完全破断
- (4) ブランケット入口部ヘッダ 1 本の完全破断
- (5) 真空容器取出しヘッダとブランケット出口部ヘッダとの間の配管 1 本の完全破断
- (6) 真空容器取入れヘッダとブランケット入口部ヘッダとの間の配管 1 本の完全破断
- (7) ブランケット出口部ヘッダとブランケットとの間の配管 1 本の完全破断
- (8) ブランケット入口部ヘッダとブランケットとの間の配管 1 本の完全破断

破断部断面積（両端断面積の合計）は(1)と(2)では  $0.769 \text{ m}^2$ 、(3)と(4)では  $0.393 \text{ m}^2$ 、(5)と(6)では  $0.0353 \text{ m}^2$ 、(7)と(8)では  $0.00393 \text{ m}^2$  である。

なお、この解析は他の解析に先行して早い時期に行なう必要があったので、第 1 次予備設計のデータを用いるという前提の下に行なうことにした。

上述の(1)~(8)の 8 ケースの解析を実施し、各事故の場合の真空容器内圧の挙動を Fig. 1.3.2 ~ Fig. 1.3.9 に示す。また、これらの各事故に対して内圧上昇率がどの程度であるかを調べるために真空容器の各室において、 $1.0 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$ 、 $1.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$ 、 $3.0 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  までに圧力が上昇する時間を Table 1.3.5 に示す。

Fig. 1.3.2 ~ Fig. 1.3.9 から真空容器内各部の内圧挙動に関しては次のようなことがいえる。真空容器各コンパートメントの内圧の間に目立った差が生じるのは破断部流出面積が大きい場合、それも事故後 1 秒程度の間だけに限られており、破断部流出面積が小さい事故の場合には真空容器内部における圧力均一化の傾向が優越するため、真空容器各部の内圧は殆んど常に平衡状態であるとみなすことができる。

Table 1.3.5 から(5)以下の小口径の配管破断事故では真空容器の容積が大きいため圧力の上昇は非常にゆるやかであり、リーク事故時のような圧力上昇を示す。

最大口径の配管破断事故である真空容器取出しヘッダ破断事故と真空容器取入れヘッダ破断事故を比較すると前者の方が真空容器の内圧上昇率が大きいから、前者を設計基盤事故に選定する

のが妥当である。

### 1.3.3 設計基盤事故に対する工学的安全施設の検討

設計基盤事故時に真空容器の圧力は設計圧力を超えてしまい真空容器は破壊してしまう可能性がある。したがって、真空容器の健全性の立場から、事故時の真空容器平衡圧力を計算する必要がある。

#### (1) 真空容器平衡圧力

第1次予備設計のデータにもとづき、1次系ヘリウムガスが1次系と真空容器を合わせた容積 ( $5510 \text{ m}^3$ ) に充満するものとしてエネルギーバランス式から平衡圧力を求めると  $4.04 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  となる。

1次系設計変更後のデータにもとづき同様の計算を行なうと平衡圧力は  $3.29 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  となる。この値は、上で求めた  $4.04 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  に比べると大幅な低下になっている。

ここで求めた真空容器平衡圧力はどちらも真空容器とする限り、なんらかの工学的安全施設が必要になる。

#### (2) 工学的安全施設の検討

真空容器の圧力を設計圧力以下におさえるためには種々の安全対策が考えられる。これらの安全対策をフローチャートの形で示すと Fig. 1.3.10 のようになる。

##### a) 真空容器圧力開放機構

真空容器内のヘリウムガスを格納容器に放出することによって真空容器の圧力をおさえる対策が考えられる。このヘリウムガスの放出には、フラップ弁のような放出弁が考えられ、これを圧力開放機構と呼ぶことにする。このような圧力開放機構を真空容器の8室の配管配置室に取り付けて、設計基盤事故時の挙動を1次系配管破断事故解析コードTACCS-F (付属資料参照) を用いて解析した結果を Fig. 1.3.11 に示す。ここで用いた圧力開放機構の特性には以下のような値を採用した。この圧力開放機構は差圧で開くと考えられるので、開放開始圧力を  $1.1 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  とし、また開口し始めてから全開するまでの時間を  $1 \text{ sec}$ 、全開したときの放出口断面積を  $0.25 \text{ m}^2$  とした。

この圧力開放機構の特性は真空容器内圧に大きく影響を与えるので 1.3.4 にくわしく述べる。

##### b) 1次系圧力開放機構

配管リーク事故時に、真空容器へ流出する1次系ヘリウムガスの流量を減ずるために、1次系ヘリウムガスをダンプする方法がある。この方法にしたがって、設計基盤事故時に1次系ヘリウムガスを直接格納容器に開放することが考えられる。

1次系に全開時の放出口断面積  $0.2 \text{ m}^2$  の圧力開放機構を設け、真空容器には圧力開放機構を設けない場合の設計基盤事故時の挙動をTACCS-Fを用いて解析した結果を Fig. 1.3.12 に示す。この解析結果ではまだ完全な圧力平衡状態に達していないが、5 sec 以後に平衡状態に達することが予想される。

##### c) 逆止弁、配管管径縮少の効果

設計基盤事故時に1次系のヘリウムの流量を減少させ真空容器に放出するヘリウムの流量を減少させる意味で、1次系に逆止弁の設置あるいは配管管径の縮少等の安全対策が考えられる。

この場合、もちろん真空容器と1次系の平衡圧力は変わらないので真空容器圧力開放機構は必要である。

設計基盤事故時の内圧挙動で、1次系の真空容器出口に逆止弁を設けた場合と設けない場合の差を示すために、TACCS-Fによるこれらの場合の解析結果をFig. 1.3.13に示す。この時の圧力開放機構の特性はa)の場合と同じものを用いた。

しかし、このような対策で大きな効果があるのは真空容器取出しヘッド破断事故に限られる。

1次系の真空容器入口配管管径を縮小させた場合の真空容器内圧の最大値は、縮小させない場合に比べ殆んど変化がなく、その効果は認められない。これは破断ヘッドからの放出ガス流量が破断部断面積にもっぱら依存し、破断部から離れた流路の抵抗には、わずかしき依存しないためと解釈される。

#### 1.3.4 設計基盤事故に対する工学的安全施設としての圧力開放機構の特性解析

##### (1) 目的

真空容器の健全性およびそれに関するトリチウム放出量の低減化の観点において、真空容器内1次冷却系配管破断事故に対する工学的安全施設として圧力開放機構が重要な位置をしめる。

また、設計基盤事故時における真空容器最大圧力は圧力開放機構の性能に大きく依存すると思われるので、この圧力開放機構の性能と真空容器最大圧力の関係を調査することは、真空容器の設計圧力との比較の意味で非常に重要である。

したがって、ここでは、圧力開放機構の性能、すなわち、開放機構の放出口断面積および開口の時の時間遅れに対する真空容器最大圧力をTACCS-Fを用いた解析により求める。

##### (2) 解析条件

圧力開放機構の性能に関するパラメータは以下の数値を用いた。

###### a) 放出口断面積に関して

1. 0.25 m<sup>2</sup>
2. 0.5 m<sup>2</sup>
3. 1.0 m<sup>2</sup>

###### b) 全開所要時間に関して

1. 0.5 sec
2. 1.0 sec
3. 2.0 sec

これらの数値は、真空容器設計圧力1.5 kg/cm<sup>2</sup>a および多目的高温ガス実験炉の格納容器内コンパートメントに設けられるフラップ弁の開口に要する時間0.8 secを参考にして設定した。

開放開始圧力は圧力開放機構の特性に大きな影響を与えるとは思えないので、すべての場合1.1 kg/cm<sup>2</sup>aとした。また、圧力開放機構の設置場所は冷却管配置室に、放出先は格納容器に固定して解析を行なった。

##### (3) 解析結果

Fig. 1.3.14に圧力開放機構の全開所要時間を1.0 secと固定し、放出口断面積を変化させた場合のブランケット配置室の圧力の時間変化を示す。放出口断面積を小さくすれば、最大圧力が

高くなり、かつ平衡に達する時間が長くなることわかる。

Fig. 1.3.15 は放出口断面積を  $0.5 \text{ m}^2$  に固定し、全開所要時間を変化させた場合のブランケット配置室の圧力の時間変化を示す。全開所要時間が長くなると最大圧力が高くなり、また最終開口断面積が等しくなるので、数 sec 後には同じ圧力変化をたどることが説明される。

これらの結果から真空容器設計圧力に対して重要となる最大圧力を放出口断面積に対してプロットしたものを Fig. 1.3.16 に、全開所要時間に対してプロットしたものを Fig. 1.3.17 に示す。これらの図から圧力開放機構の特性に対する最大圧力の関係を知ることができる。

また、全開所要時間と放出口断面積の関係を理解するために、最大圧力一定としてこれらの対数をプロットしたものを Fig. 1.3.18 に示す。Fig. 1.3.18 から最大圧力一定の線は  $45^\circ$  の直線になる。この理由は圧力開放機構が全開しないうちに圧力が最大になるので、圧力の最大値が圧力最大値をとる時刻の放出口断面積だけの関数となっていることから推測される。

### 1.3.5 真空容器取出しヘッド隔離壁によるブランケット配置室内圧低減効果

設計基盤事故は取出しヘッド破断事故であるので、この取出しヘッドを隔離することにより、真空容器最大圧力の低減化および放出トリチウム量の低減化をはかり真空容器の健全性および放射能の安全性を確保する対策が考えられる。

ここでは、配管配置室内に隔離壁を設けた場合のブランケット配置室最大圧力の低減化の効果を TACCS-F を用いた解析により調べる。

この隔離壁は Fig. 1.3.1 に示した場所に設置するとし、この隔離壁の開口部の面積をパラメータにして、その効果を調べる。また、この時圧力開放機構の設定条件は放出口断面積  $0.25 \text{ m}^2$ 、全開所要時間を 1 sec と固定した。

取出しヘッド破断事故に対して隔離壁開口部断面積比〔=隔離壁開口部断面積 / (隔離壁断面積 + 隔離壁開口部面積)〕を 25%、5%、3%とした場合の破断隔離部の圧力とブランケット配置室の圧力の時間変化をそれぞれ Fig. 1.3.19、Fig. 1.3.20、Fig. 1.3.21 に示す。ブランケット配置室の圧力を比較するために Fig. 1.3.22 に断面積比 100%、25%、5% の場合の結果を示す。このグラフの最大値を断面積比で表わしたのが Fig. 1.3.23 であり、断面積比が小さくなると最大圧力が減少しているのがわかる。同様に隔離部の初期最大圧力を面積比で示したのが Fig. 1.3.24 である。断面積比の減少と共に圧力が急激に上昇している。

この隔離壁は出口ヘッド破断事故に対してブランケット配置室の最大圧力を高める作用がある。この作用を調べるために解析が行なわれた。断面積比 25%、5%、2.5%とした場合のブランケット配置室の圧力変化を Fig. 1.3.25、Fig. 1.3.26、Fig. 1.3.27 に示す。このグラフの最大値を断面積比に対してプロットしたものを Fig. 1.3.28 に示す。断面積比が 5%以下になると最大圧力が急激に上昇することがわかる。

### 1.3.6 設計基盤事故時におけるトリチウム放出量の評価

設計基盤事故時においては、真空容器の健全性を維持するために、真空容器から格納容器へヘリウムガスを放出しなければならず、このためトリチウムの格納容器への放出はさげられない。

1次冷却系のヘリウムガス中に存在するトリチウムの量は  $0.1 \text{ g}$  程度であるが、真空容器クラ

イオポンプの室内のクライオ面に付着している液体トリチウムの量は約124gあるので、事故時にこのトリチウムが蒸発し格納容器へ放出することが重要な問題となる。

(1) クライオポンプ部トリチウム挙動

1次系配管の破断時には炉心にあった高温のヘリウムガスがクライオポンプ部に流入し、クライオ面に液化、付着しているトリチウムを蒸発させることが予想される。ここでは、設計基盤事故としてブランケット取出しヘッダの破断を考え、トリチウムの蒸発速度についての解析を行った。その結果、クライオ面に付着しているトリチウムは、ほぼ瞬時に全量が蒸発することが予測された。

a) 解析方針

設計基盤事故としてのブランケット取出しヘッダ破断時には、高温のヘリウムガスが瞬時的にクライオポンプ部に流入すると考えられる。ここでは、Fig. 1.3.3.0、1.3.3.1のクライオ面が突然高温のヘリウムガス雰囲気中にさらされるとして、ヘリウムガスとクライオ面間の伝熱量を考えた。次に、その伝熱量がすべて液体トリチウムに与えられるとして、一定時間内におけるトリチウムの蒸発量を計算した。

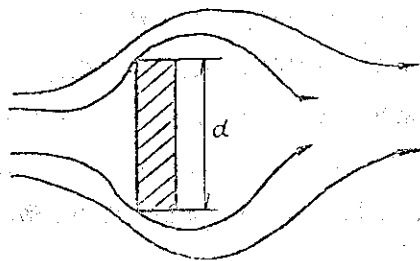
計算条件を次のように設定した。

- (i) 各部寸法は Fig. 1.3.2.9 に示す通りとした。
- (ii) クライオ面初期温度を 5°K (-268°C)、ヘリウムガス温度を 500°Cとした。
- (iii) 液体トリチウムは、融解熱 (210J/mol) + 蒸発熱 (1490J/mol) (=1700J/mol = 0.06766 kcal/g) を与えることにより蒸発するとした。
- (iv) クライオ面材料はアルミ合金として、その物性値には Table 1.3.6 の値を用いた。
- (v) ヘリウムガスとクライオ面間の熱伝達率を 5 kcal/m<sup>2</sup>h°Cとした。<sup>\*</sup>

本クライオポンプの場合、クライオ面のピッチ数が非常に小さいため、クライオ面内の温度

\* ) 上記熱伝達率を、ガス流れに直角におかれた平板の外面上における強制対流熱伝達率として試算してみる。

モデルを下図に示す。破断時、クライオポンプに流入するヘリウムガスの流量を、前節の解析結果を反映させて G = 1.025 kg/s と設定した。



$$\begin{aligned}
 Re &= G \cdot d / (\rho \cdot \eta) \\
 &= 1.025 \times 19 / (9.81 \times 3.68 \times 10^{-6} \times 688) \\
 &= 7840
 \end{aligned}$$

F : クライオポンプ室断面積  
( Fig. 1.3.3.0 中の F 部断面積 )

平板前面の平均熱伝達率は、

$$\begin{aligned}
 \alpha &= 0.60 \cdot Re^{1/2} \cdot \lambda / d \\
 &= 0.60 \times (7840)^{1/2} \times 0.237 / 19 \\
 &= 66
 \end{aligned}$$

となる。<sup>3)</sup> 以上の結果をもとに、熱伝達率を 5 kcal/m<sup>2</sup>h°C と設定した。

分布を無視することができ、クライオ面の温度変化 $\theta$ は次式で与えられる。<sup>4)</sup>

$$\theta = \theta_H - (\theta_H - \theta_0) e^{-mt} \quad (^\circ\text{C}) \dots\dots\dots (1)$$

ただし

$$m = \alpha / (C \cdot r \cdot d / 2) \quad \dots\dots\dots (2)$$

$\theta_0$  : クライオ面初期温度 (°C)

$\theta_H$  : ヘリウムガス温度 (°C)

$t$  : 時 間 (h)

$\alpha$  : ヘリウムガスクライオ面間熱伝達率 (kcal/m<sup>2</sup> h °C)

$C$  : クライオ面比熱 (kcal/kg °C)

$r$  : クライオ面比重量 (kg/m<sup>3</sup>)

$d$  : クライオ面厚さ (m)

ヘリウムガスからクライオ面への伝熱量 $Q$ は次式で求まる。

$$Q = \int_0^t A \cdot \alpha \cdot (\theta_H - \theta) dt$$

$$= A \cdot \alpha \cdot (\theta_H - \theta_0) \cdot \frac{1}{m} \cdot (1 - e^{-mt}) \quad (\text{kcal/h}) \quad \dots\dots\dots (3)$$

ここで $A$ はFig. 1.3.29で与えられるクライオ面の伝熱面積であり、9.6 m<sup>2</sup>である。

熱量 $Q$ がすべてトリチウムに与えられるとすると、トリチウムの蒸発量 $V_T$ は(4)式で与えられる。

$$V_T = Q / 0.06766 \quad (\text{g}) \quad \dots\dots\dots (4)$$

#### b) 計算結果

(2)式より

$$m = 5 / (0.116 \times 2700 \times 3 \times 10^{-3} / 2)$$

$$= 10.6$$

(3), (4)式より, 1秒後のトリチウム蒸発量は

$$V_T = 9.6 \times 5 \times \{500 - (-268)\} \times \frac{1}{10.6} \times (1 - e^{-10.64 \times 1/3600})$$

$$= 151 \quad (\text{g})$$

#### c) 検 討

クライオポンプのトリチウム挙動は(1), (2)の解析方針, 解析結果より, 次のように整理できる。

(i) 設計基盤事故としてブランケット取出しヘッドの破断を考える。

(ii) この時, 8基のクライオポンプ各々に, 500°Cのヘリウムガスが1.025kg/secで流入する。

(iii) クライオポンプに流入したヘリウムガスは, 1秒後には, 1基あたり151gの液体トリチウムを蒸発させる能力がある。

(iv) クライオ面に付着している液体トリチウム量を1基あたり15.5gとすると, (iii)より, こ

のトリチウムは1秒以内に全量が蒸発する。

以上より、クライオ面に付着しているトリチウムは瞬時に全量が蒸発してしまうことが予想される。よって、現在締切り時間が10秒と設定されているゲート弁に、真空容器へのトリチウム放出障壁としての役割は期待できない事が判った。

(2) トリチウム放出解析

クライオポンプ部トリチウム挙動の解析の結果、クライオ面に付着している液体トリチウムは事故時には、ほぼ瞬時に全量が蒸発することがわかったので、格納容器に放出されるトリチウムの量は、主としてクライオポンプ室のトリチウムを考慮して求めなければならない。

クライオポンプ室で蒸発したトリチウムは、混合、拡散、対流等の複雑な過程をへて、圧力開放機構から格納容器に流出する。トリチウムの流出量を評価するためにはこれらの複雑な流動があるモデルによって近似しなければならない。

a) 完全混合モデルによるトリチウム放出量の評価

( 隔離壁によるトリチウム放出量減少の効果の解析 )

1.3.5で述べたように、隔離壁はトリチウム放出量を減少させるのに大きな効果があると思われるのでこの場合のトリチウムの放出量を完全混合モデルにより求める。

ここで用いる完全混合モデルは、真空容器内の複雑な流動を、次のような仮定で近似している。

- (i) 破断ヘッダを有する隔離部以外の真空容器ではヘリウムとトリチウムは完全に混合している。
- (ii) 破断部以外の圧力開放機構から放出されるガスはこの完全混合気体である。

Fig. 1.3.32 に示すように、破断ヘッダを有する隔離部から真空容器へ流れる流量を  $G_{in}$ 、格納容器へ流れる流量を  $G_{out}$  とする。このとき、真空容器内に残留するヘリウム量を  $W_{He}$ 、トリチウムの量を  $W_T$  は  $W_{He} \gg W_T$  であるから次の式によって表わすことができる。

$$\frac{dW_{He}}{dt} = G_{in} - G_{out} \dots\dots\dots (1)$$

$$\frac{dW_T}{dt} = -\frac{W_T}{W_{He}} G_{out} \dots\dots\dots (2)$$

実際にこれらの式を  $t \rightarrow \infty$  まで積分すれば放出するトリチウムの量を求めることができるが、計算時間が有限であるため  $t \rightarrow \infty$  まで計算することができない。

計算の打ち切り時間を  $t^*$  とすれば、(2)式から  $W_T$  の対数を以下のように表わすことができる。

$$\begin{aligned} \ln \frac{W_{T\infty}}{W_{T0}} &= -\int_0^{t^*} \frac{G_{out}}{W_{He}} dt - \int_{t^*}^{\infty} \frac{G_{out}}{W_{He}} dt \\ &= -\int_0^{t^*} \frac{G_{out}}{W_{He}} dt - \frac{1}{W_{He\infty}} \int_{t^*}^{\infty} G_{out} dt \dots\dots\dots (3) \end{aligned}$$

(3)式の右辺の第2項は計算打ち切り時において、真空容器の内圧がほぼ平衡圧力に等しいので、平衡時の残留ヘリウム量  $W_{He\infty}$  で置き換えた。そうすることにより右辺の第2項は全放出量から見積ることができる。

全放出量  $W_{out}$  は以下の式によって表わすことができる。



$$\begin{aligned}
 W_{out} &= \int_0^{\infty} (G_{out} + G'_{out}) dt \\
 &= \int_0^{t^*} (G_{out} + G'_{out}) dt + \int_{t^*}^{\infty} G_{out} dt + \int_{t^*}^{\infty} G'_{out} dt \dots\dots\dots (4)
 \end{aligned}$$

計算打ち切り以後のヘリウムの流出はほぼ定常流出に達しており、それぞれの圧力開放機構の流出抵抗はほぼ一定になっているので流量比  $G'_{out}/G_{out}$  は一定になっていると思われる。これを計算打ち切り時の値  $G'_{out t^*}/G_{out t^*}$  で近似すると、(3)の右辺の第2項は

$$\int_{t^*}^{\infty} G_{out} dt = \frac{W_{out} - \int_0^{t^*} (G_{out} + G'_{out}) dt}{\left(1 + \frac{G'_{out t^*}}{G_{out t^*}}\right)} \dots\dots\dots (5)$$

で表わすことができるから  $W_{T\infty}$  は以下のように近似できる。

$$\ln \frac{W_{T\infty}}{W_{T0}} = - \int_0^{t^*} \frac{G_{out}}{W_{He}} dt - \frac{W_{out} - \int_0^{t^*} (G_{out} + G'_{out}) dt}{W_{He\infty} \left(1 + \frac{G'_{out t^*}}{G_{out t^*}}\right)} \dots\dots\dots (6)$$

ここで、 $W_{out}$  は平衡状態の値から手計算で求めた。

これらの関係を図示すると Fig. 1.3.33 のようになる。

隔離壁開口部比が 2.5%, 5%, 3% の場合の(6)を用いた解析結果をそれぞれ Fig. 1.3.34, Fig. 1.3.35, Fig. 1.3.36 に示す。また、放出トリチウムの量と隔離壁開口部断面積比の関係を示したのが Fig. 1.3.37 である。

隔離壁開口部の断面積を小さくすれば放出トリチウムの量は少なくなるが、80%以上が放出される結果が得られた。

b) クライオポンプ室でのトリチウム残留を考慮したモデルによるトリチウム放出量評価

a) 項で述べた完全混合モデルでは、クライオポンプ室に存在していた全トリチウムが、事故発生の瞬間からつねに真空容器内部のヘリウムガスと一緒に混合しているものと仮定した。これに対して、混合の不完全さを考慮した計算モデルを考えることもできる。

本項では、その一例として、クライオポンプ室へ流入するヘリウムガスによってトリチウムが一時的に室内に閉じ込められるという効果を考慮した計算モデルを設定する。

計算モデル設定における基本的な仮定は次の通りである。

(i) クライオポンプ室近傍におけるヘリウムガスの過渡状態は、Fig.1.3.38 に示すように、クライオポンプ室容積Cとそれに連結する流路部B、およびクライオポンプ室以外の真空容器Aからなる計算モデルによって模擬することが可能である。

(ii) 流路部を経由するトリチウムの移動状況は、流路部におけるヘリウムガスの平均流速によって支配されるものとする。この仮定の根拠は、流路部における乱流速度が平均流速の約3%であり、乱流拡散によるトリチウムの移動はヘリウムガスの巨視的な流れにともなう移動に比べて無視できるということである。

(iii) 前項の仮定により、クライオポンプ室内圧がピーク値に達するまでは真空容器Aからクライオポンプ室の方へヘリウムガスが流れるので、トリチウムはクライオポンプ室に閉じ込められる。内圧がピーク値を過ぎるとヘリウムガスがクライオポンプ室から真空容器Aの方へ流れるようになり、それとともにクライオポンプ室からのトリチウム放出が始まることになる。

また、クライオポンプ室内圧がピーク値に達する時点では、クライオポンプに付着していたトリチウムはすべて蒸発してクライオポンプ室内部のヘリウムガス中に一様に分散しているものとする。

(iv) 真空容器Aにおいては、クライオポンプ室から流出してきたトリチウムが、1次系から放出されたヘリウムガスによって希釈されながら圧力開放機構を通じて格納容器へ放出される。この場合の格納容器へのトリチウム放出量をコンサーバティブに(多い目に)評価するために、計算モデルとしては、クライオポンプ室から真空容器Aへ流出してきたトリチウムはすべて格納容器へ放出されるものとする。

(v) 真空容器Aと格納容器の内圧がほぼ等しくなると、圧力開放機構の放出弁が自重によって再び閉じる。それ以後も放出弁の隙間から分子拡散によってトリチウムが格納容器内へ放出されるが、その放出割合は無視できるものとする。

(vi) ここで述べた計算モデルを採用すれば、格納容器へのトリチウム放出量は次式で与えられる。ただし、真空容器内のヘリウムガス温度はほぼ一定とみなす近似が許されるものとする。

$W_T$  = 格納容器へのトリチウム放出量

$W_{T0}$  = クライオポンプ室のトリチウム・インベントリ

$P_{max}$  = クライオポンプ室内圧ピーク値

$P_g$  = ゲート弁遮断時のクライオポンプ室内圧

$P_0$  = 圧力平衡時のクライオポンプ室内圧

・クライオポンプ室内圧がピーク値に達するまでにゲート弁が遮断される場合には

$$W_T = 0$$

・クライオポンプ室内圧がピーク値に達してからゲート弁が遮断される場合には

$$W_T = W_{T0} \cdot \frac{P_{max} - P_g}{P_{max}}$$

・ゲート弁が遮断されない場合には

$$W_T = W_{T0} \cdot \frac{P_{max} - P_0}{P_{max}}$$

本項で述べた計算モデルで、隔離壁開口部面積比が100, 50, 25, 5, 3% の場合のトリチウム放出量を評価した結果を Table 1.3.7 に示す。この計算では平衡圧力の値は  $1.06 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$  に設定した。計算結果を図示すると Fig. 1.3.37 のようになる。

完全混合モデルで評価した場合に比べてトリチウム放出量は大幅に低下しており、計算モデルをどう設定するかによってトリチウム放出量の評価は大きく異なることが判る。

## c) クライオポンプ室ゲート弁遮断の効果

完全混合モデルでは瞬間的にヘリウムとトリチウムが混合してしまうので、ゲート弁がどんなに早く閉まっても放出トリチウムの量は変わらない。

しかし、クライオポンプ室にヘリウムが流入している間はクライオポンプ室にあるトリチウムが逆流して真空容器には流れないというモデルを考えれば、ゲート弁の時間はトリチウム放出量に大きく影響する。

隔離壁開口部断面積比に対して最大圧力まで達する時間すなわち流出を起こさない時間をプロットしたものが Fig. 1.3.39 である。

この結果によれば、取出しヘッド破断事故に対してゲート弁によってトリチウム放出を完全に防止するためには、事故発生後約 2 秒の間に遮断されなければならない。隔離壁開口部面積比を小さくすることは、遮断の際の時間余裕を増大させる効果を持つが、Fig. 1.3.39 で判断する限り、約 5 秒が限度と思われる。

以上の議論は、ゲート弁遮断によってトリチウム放出を完全に防止することを前提にした場合であるが、クライオポンプ室内圧がピーク値を過ぎてから遮断される場合でも、遮断時の内圧がピーク内圧に近ければかなりの放出量低減効果が期待できる。

事故発生後 4 sec ですべてのゲート弁が完全に遮断されると仮定した場合のトリチウム放出量を Table 1.3.7 に示す。内圧ピーク値が低い場合ほどゲート弁遮断は効果的になる。

Table 1.3.1 ブランケット部冷却系の構造条件 (各集合体当り)

	本数(本)	長さ(m)	等価直径(m)
a. ブランケット	28800 <sup>1), 2)</sup>	1.0 <sup>2)</sup>	0.005 <sup>2)</sup>
b. ブランケットー入口ヘッダ間配管	288 <sup>1)</sup>	2.3	0.05
c. 入口ヘッダ	4	4.7	0.5
d. ブランケットー出口ヘッダ間配管	288 <sup>1)</sup>	2.0	0.05
e. 出口ヘッダ	4	5.5	0.5
f. 入口ヘッダー取入れヘッダ間配管	16	15.1	0.15
g. 取入れヘッダ	2	1.2	0.7
h. 出口ヘッダー取出しヘッダ間配管	16	13.9	0.15
i. 取出しヘッダ	2	1.2	0.7

Table 1.3.2 主冷却系の構造条件

	本数(本)	長さ(m)	等価直径(m)
a. 取出しヘッダー第1ヘッダ間配管	16	21.5	0.44
b. 第1ヘッダ(高温部)	4	7.0	0.99
c. 第1ー第2ヘッダ間配管(高温部)	4	46.0	0.99
d. 第2ヘッダ(高温部)	1	18.0	0.99
e. 第2ヘッダー蓄熱器間配管	4	44.0	0.99
f. 蓄熱器部	3756	20.0	0.04
g. 蓄熱器ー触媒酸化反応器間配管	4	17.5	0.99
h. 触媒酸化反応器部	400000 <sup>2)</sup>	1.0 <sup>2)</sup>	0.005 <sup>2)</sup>
i. 触媒酸化反応器ー中間熱交換器間配管	4	20.0	0.99
j. 中間熱交換器部	1400	20.0	0.038
k. 中間熱交換器ー循環機間配管	4	25.0	0.845
l. 循環機部	4	40.0	0.845
m. 循環機ー第2ヘッダ間配管	4	48.0	0.845
n. 第2ヘッダ(低温部)	1	18.0	0.845
o. 第2ヘッダー第1ヘッダ間配管(低温部)	4	46.0	0.845
p. 第1ヘッダ(低温部)	4	7.0	0.845
q. 第1ヘッダー取出しヘッダ間配管	16	30.5	0.44

1) 計算モデルの簡略化のために NBI 部の孔にもブランケットが存在するとして求めた値。

2) 計算モデル化のために仮想的に設定した値。

Table 1.3.3 真空容器系の構造条件

		容積( $m^3$ )
a.	プラズマ部 (×1)	408
b.	ブランケット配置室 (×1)	1097
c.	配管配置室 (×8)	168
d.	クライオポンプ室(上部) (×8)	16.3
e.	ビーム加速室 (×4)	846
f.	ビーム発生室 (×4)	0.6
g.	クライオポンプ室(加速室内) (×4)	2.0

Table 1.3.4 冷却条件

	圧力( $Kg/cm^2 a$ )	温度( $^{\circ}C$ )	
I. ブランケット部冷却系			
a.	取入れヘッド	11.008	300
b.	入口ヘッド	10.945	300
c.	出口ヘッド	10.840	500
d.	取出しヘッド	10.692	500
II. 主冷却系			
a.	第1ヘッド(高温部)	10.663	500
b.	第2ヘッド(高温部)	10.648	500
c.	蓄熱器入口	10.634	500
d.	蓄熱器出口	10.457	500
e.	触媒酸化反応器入口	10.520	500
f.	触媒酸化反応器出口	10.414	443
g.	中間熱交換器入口	10.408	443
h.	中間熱交換器出口	10.012	270
i.	循環機入口	10.000	270
j.	循環機出口	11.082	300
k.	第2ヘッド(低温部)	11.059	300
l.	第1ヘッド(低温部)	11.036	300

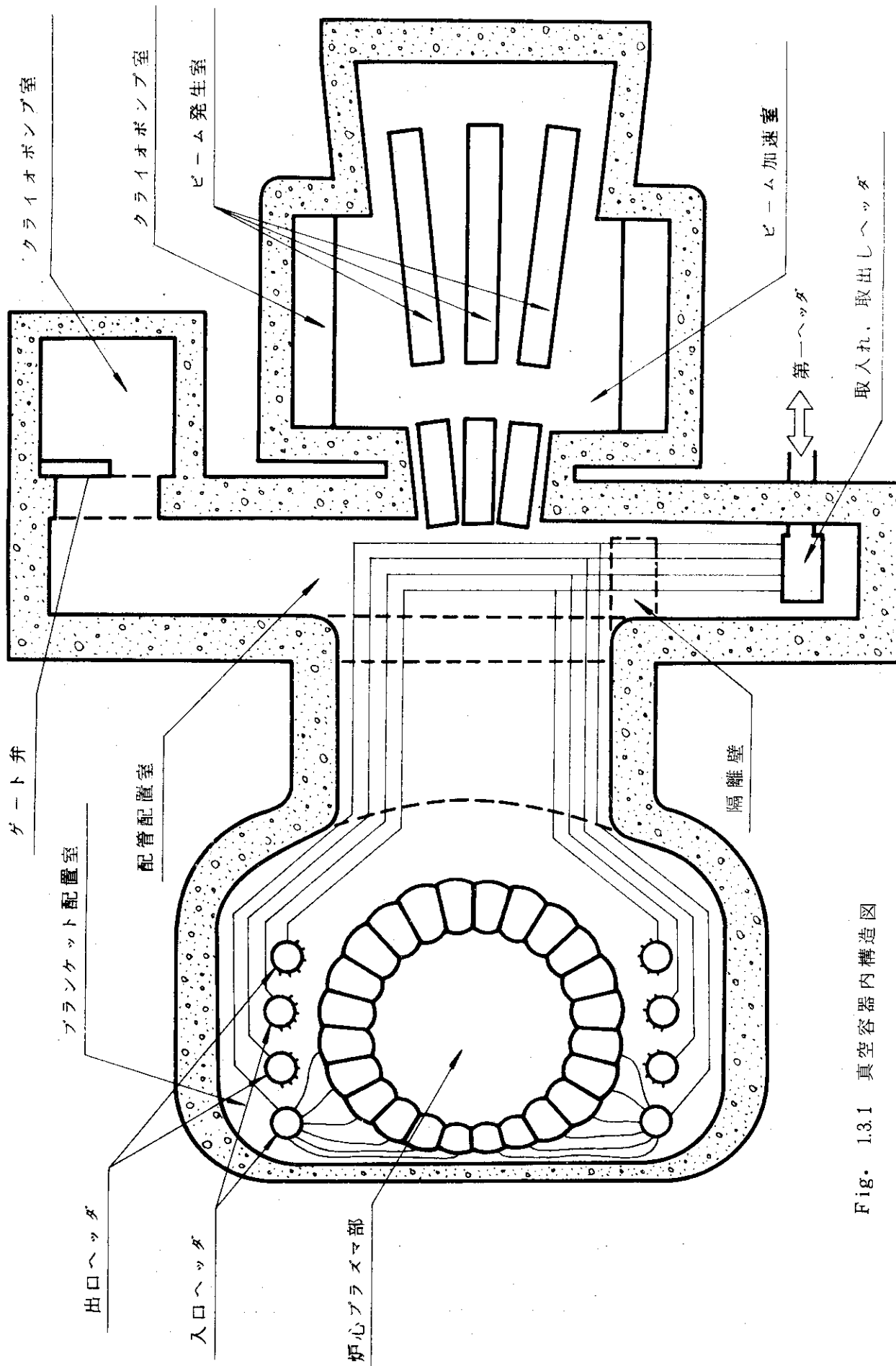


Fig. 1.3.1 真空容器内構造図

Table 1.3.5 想定事故時の真空容器内圧上昇状態

想定事故	配管配置室			フランケット配置室			クライオポンプ室		
	1.0% <sub>容</sub> まで	1.5% <sub>容</sub> まで	3.0% <sub>容</sub> まで	1.0% <sub>容</sub> まで	1.5% <sub>容</sub> まで	3.0% <sub>容</sub> まで	1.0% <sub>容</sub> まで	1.5% <sub>容</sub> まで	3.0% <sub>容</sub> まで
1. 取出しヘッド破断	0.9 秒	1.5 5秒	3.6 5秒	1.0 5秒	1.5 5秒	3.7 5秒	1.0 秒	1.5 5秒	3.8 5秒
2. 取入れヘッド破断	1.0 秒	1.6 5秒	4.7 5秒	1.1 秒	1.7 秒	4.7 5秒	1.0 秒	1.6 5秒	4.7 5秒
3. 出口ヘッド破断	2.4 秒	3.7 秒	5秒で (1.9 5% <sub>容</sub> )	2.4 秒	3.7 秒	5秒で (1.9 4% <sub>容</sub> )	2.4 5秒	3.8 5秒	5秒で (1.8 9% <sub>容</sub> )
4. 入口ヘッド破断	2.6 秒	4.0 5秒	5秒で (1.8 0% <sub>容</sub> )	2.5 5秒	4.0 5秒	5秒で (1.8 1% <sub>容</sub> )	2.6 5秒	4.1 5秒	5秒で (1.7 0% <sub>容</sub> )
5. 取出し, 出口ヘッド間配管破断	5秒で (0.5% <sub>容</sub> )	—	—	5秒で (0.4 8% <sub>容</sub> )	—	—	5秒で (0.4 8% <sub>容</sub> )	—	—
6. 取入れ, 入口ヘッド間配管破断	5秒で (0.4 3% <sub>容</sub> )	—	—	5秒で (0.4 3% <sub>容</sub> )	—	—	5秒で (0.4 8% <sub>容</sub> )	—	—

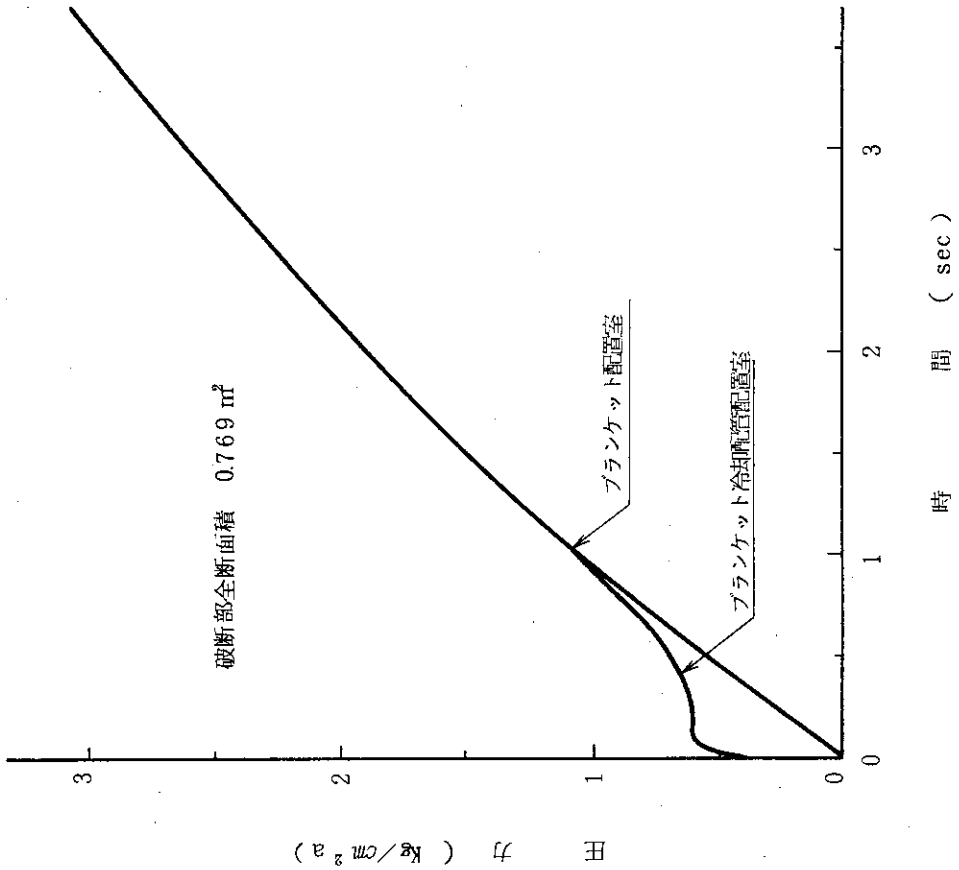
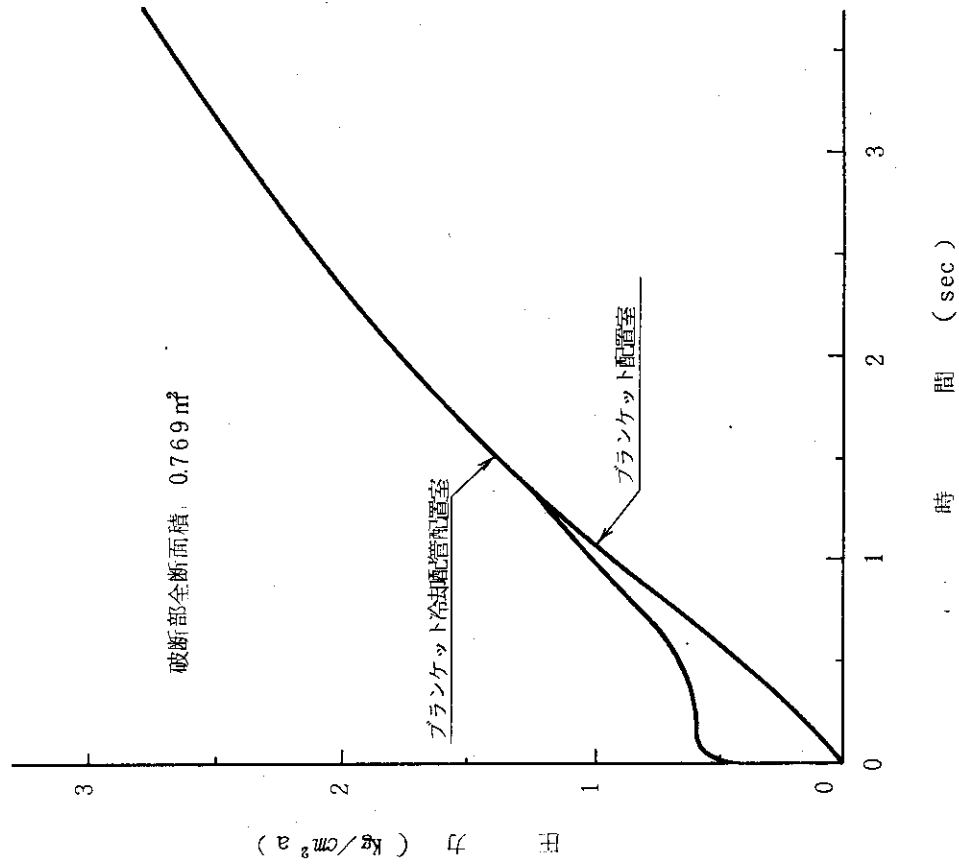


Fig. 1.3.3 真空容器取入れヘッド破断時の真空室内圧挙動

Fig. 1.3.2 真空容器取出しヘッド破断時の真空室内圧挙動



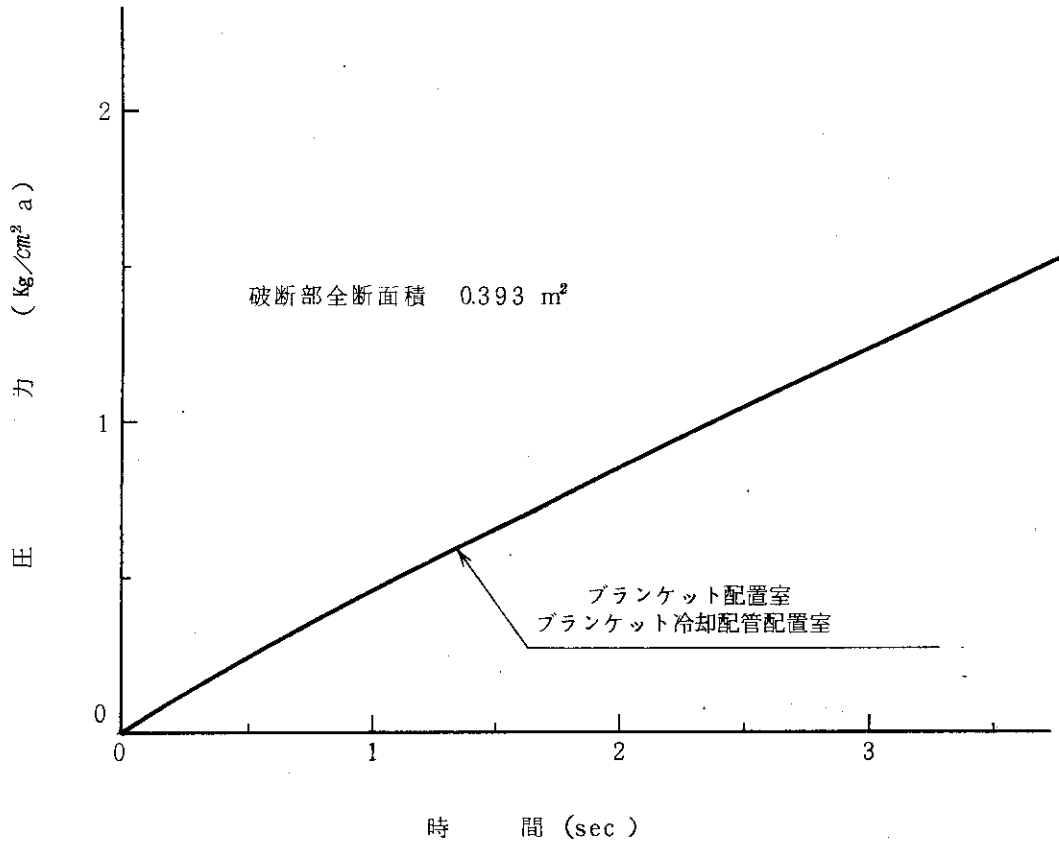


Fig. 1.3.4 ブランケット出口部ヘッダ破断時の真空容器内圧挙動

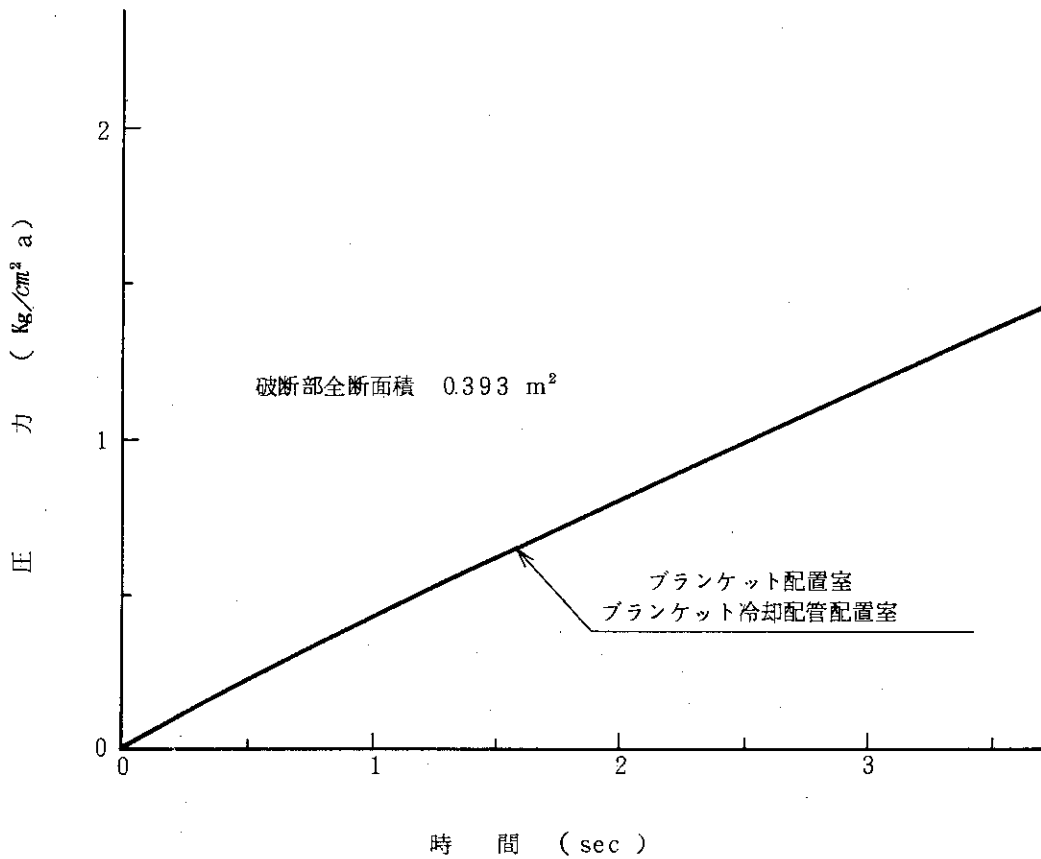


Fig. 1.3.5 ブランケット入口部ヘッダ破断時の真空容器内圧挙動

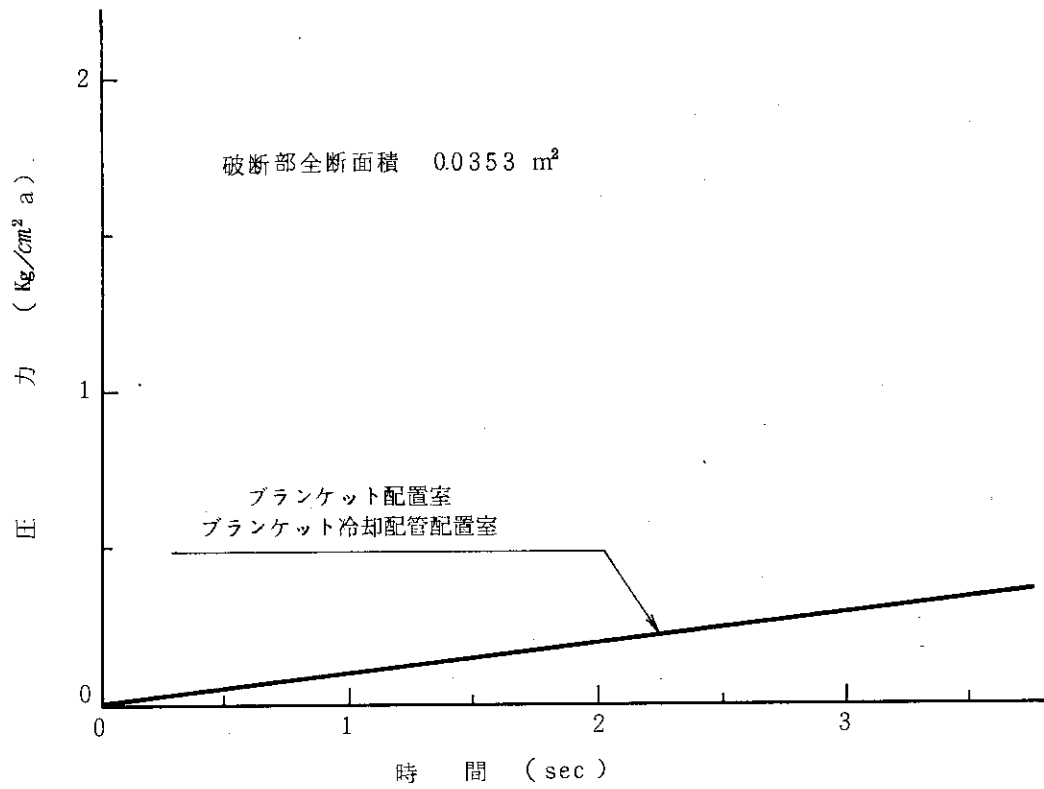


Fig. 1.3.6 真空容器取入れヘッダーブランケット出口部ヘッダー間配管破断時の真空容器内圧挙動

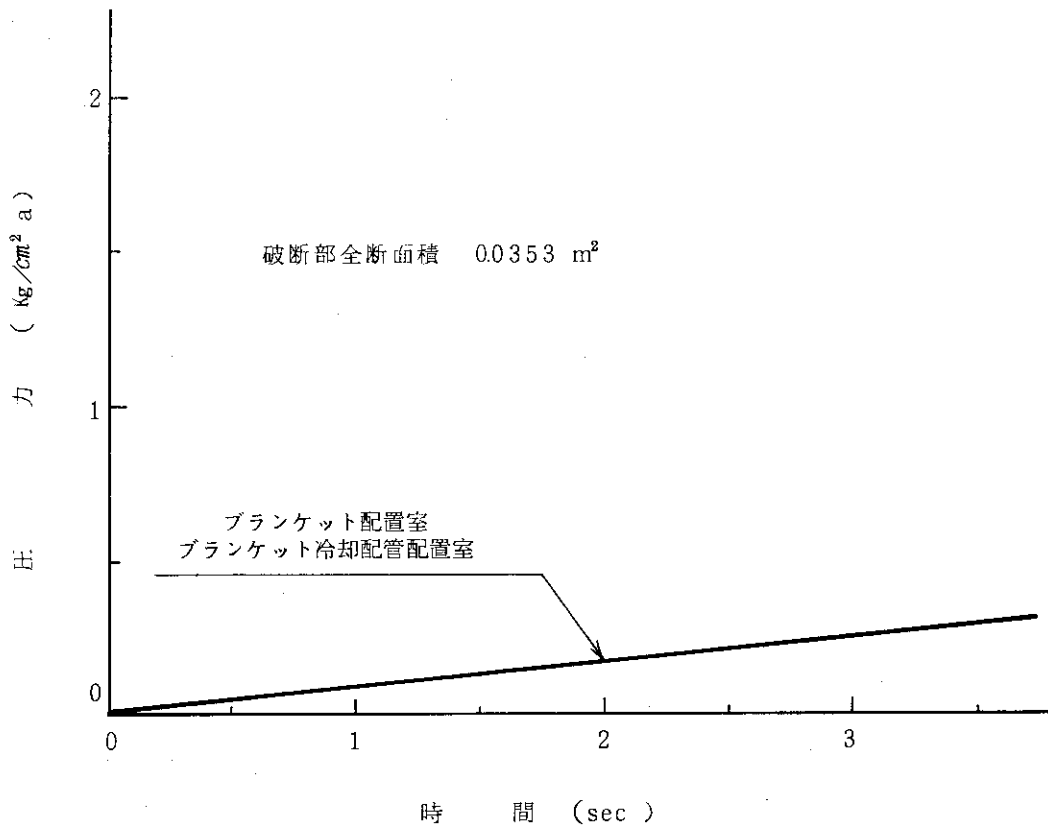


Fig. 1.3.7 真空容器取入れヘッダーブランケット入口部ヘッダー間配管破断時の真空容器内圧挙動

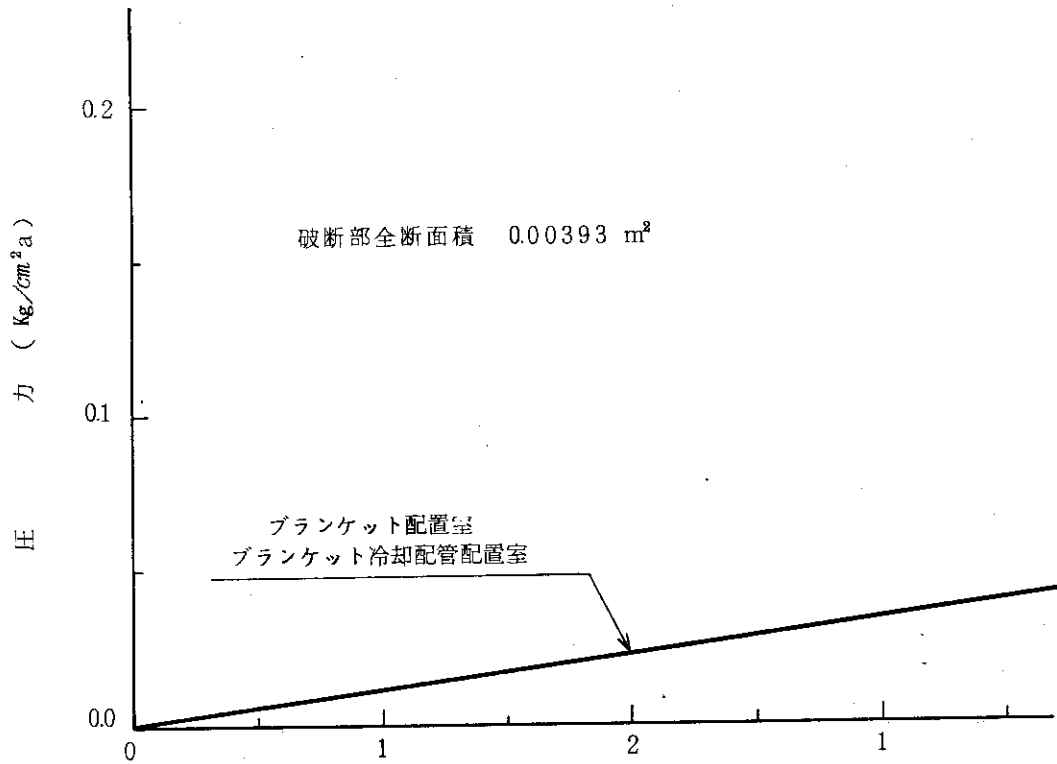


Fig. 1.3.8 ブランケット出口部ヘッダーブランケット間配管  
破断時の真空容器内圧挙動

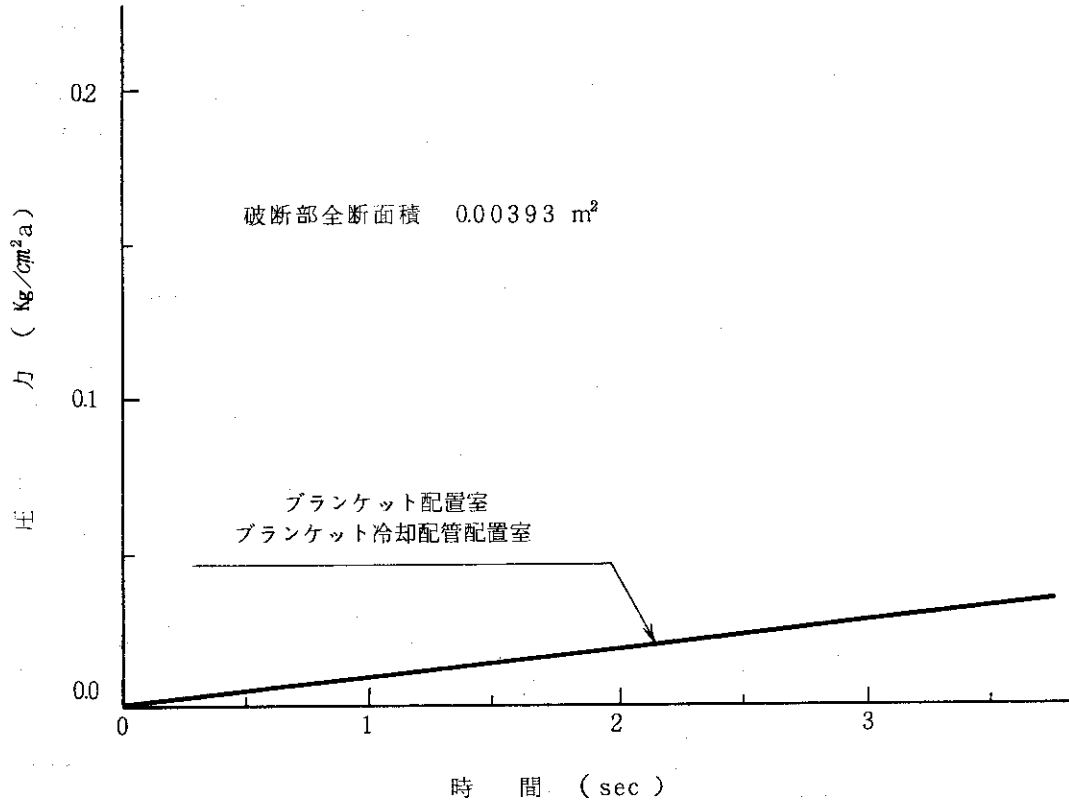


Fig. 1.3.9 ブランケット入口部ヘッダーブランケット間配管  
破断時の真空容器内圧挙動

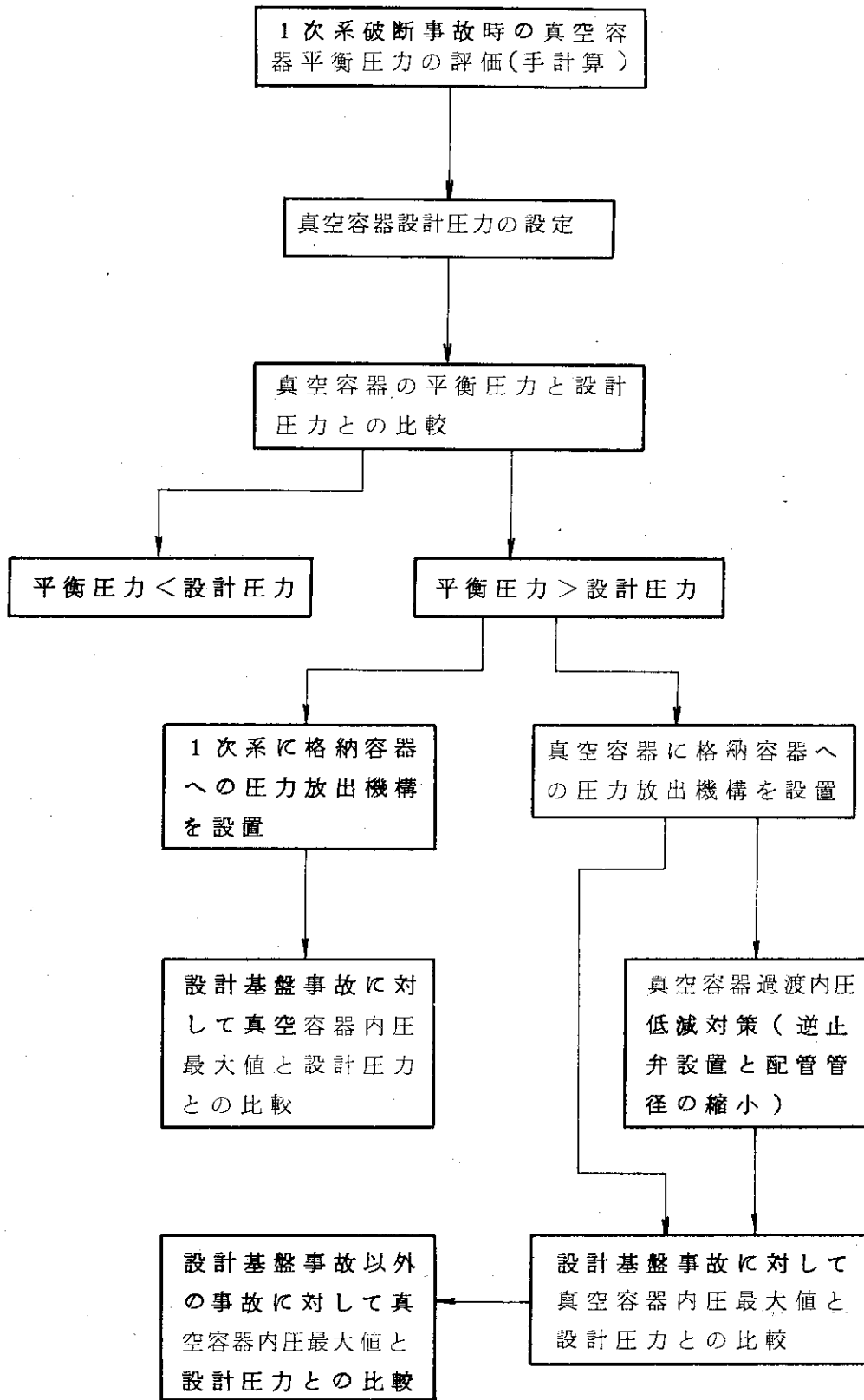


Fig. 1.3.10 1次系破断事故解析手順

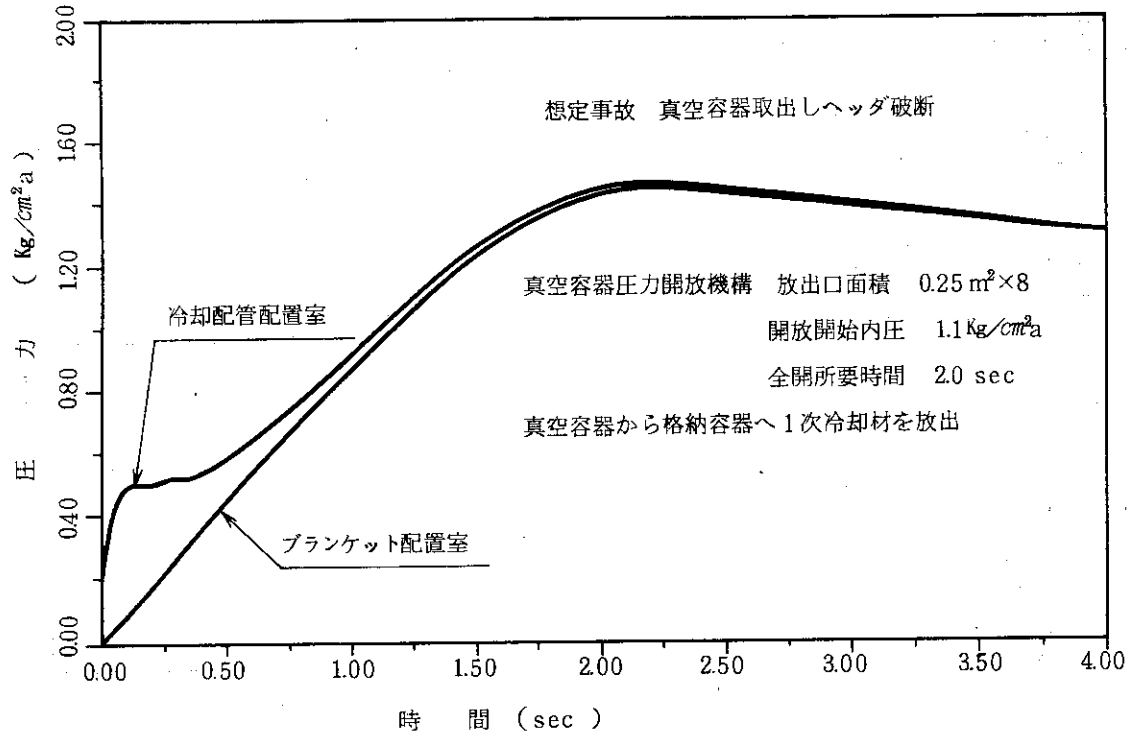


Fig. 1.3.11 真空容器に圧力開放機構を設けた場合の真空容器内圧挙動

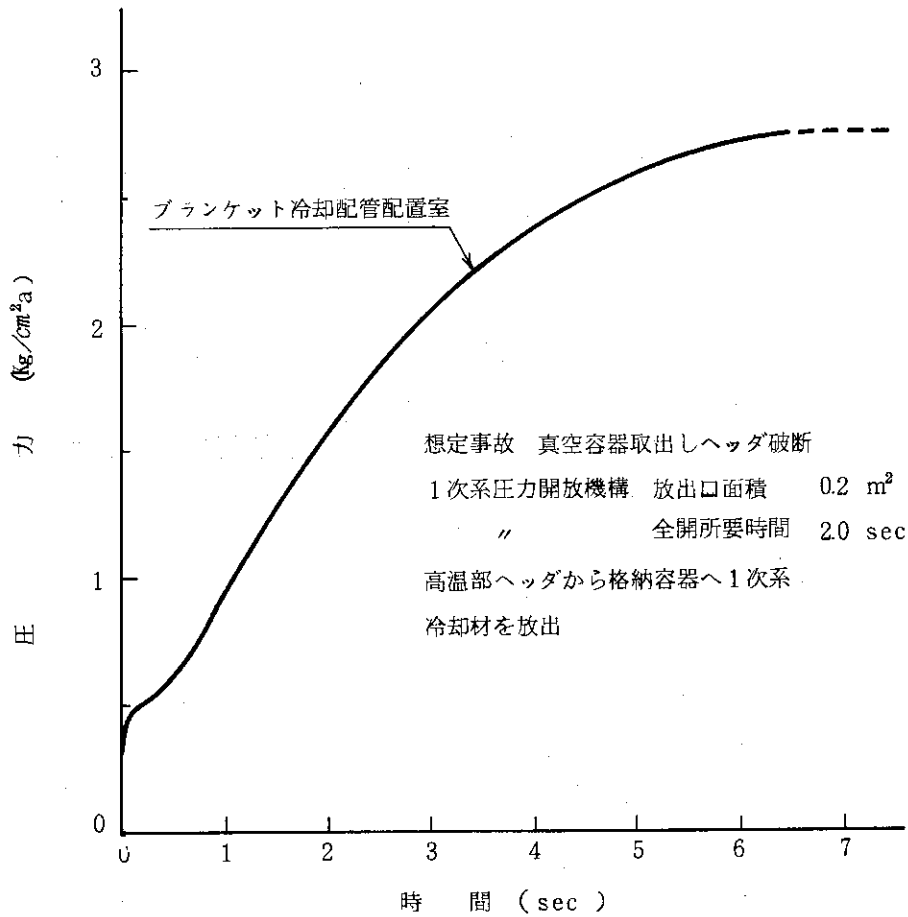


Fig. 1.3.12 1次系に圧力開放機構を設けた場合の真空容器内圧挙動

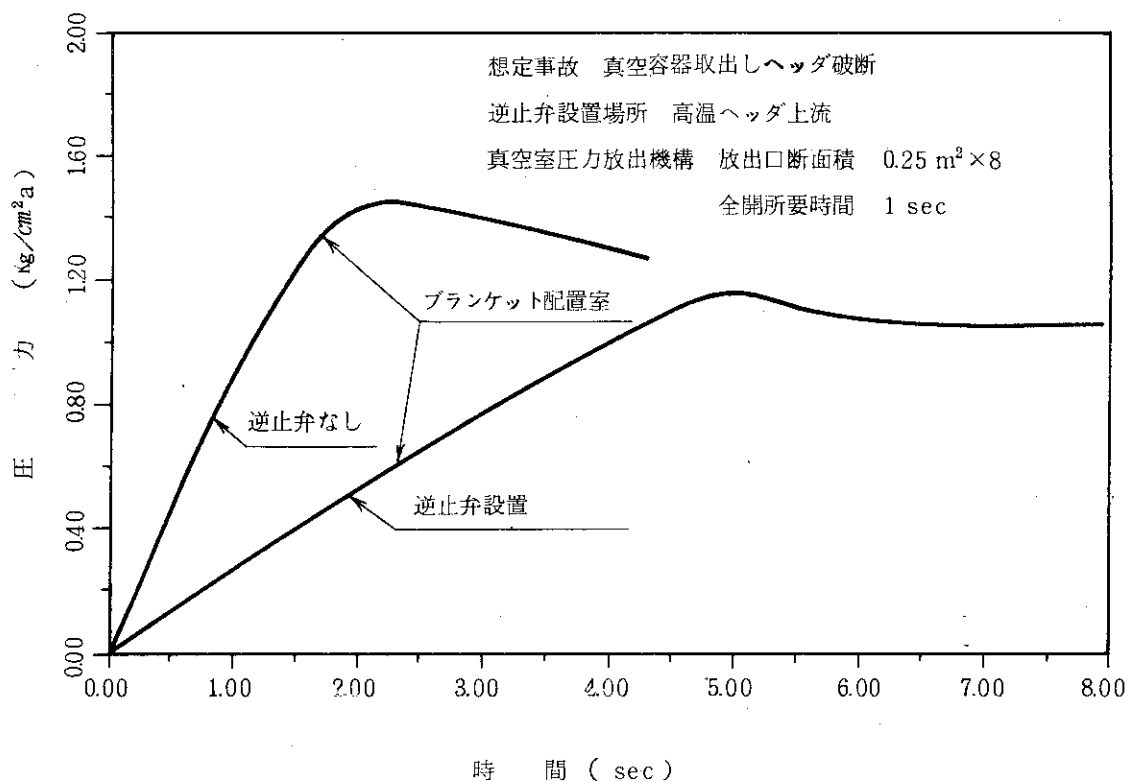


Fig. 1.3.13 逆止弁設置による真空容器内圧低減効果

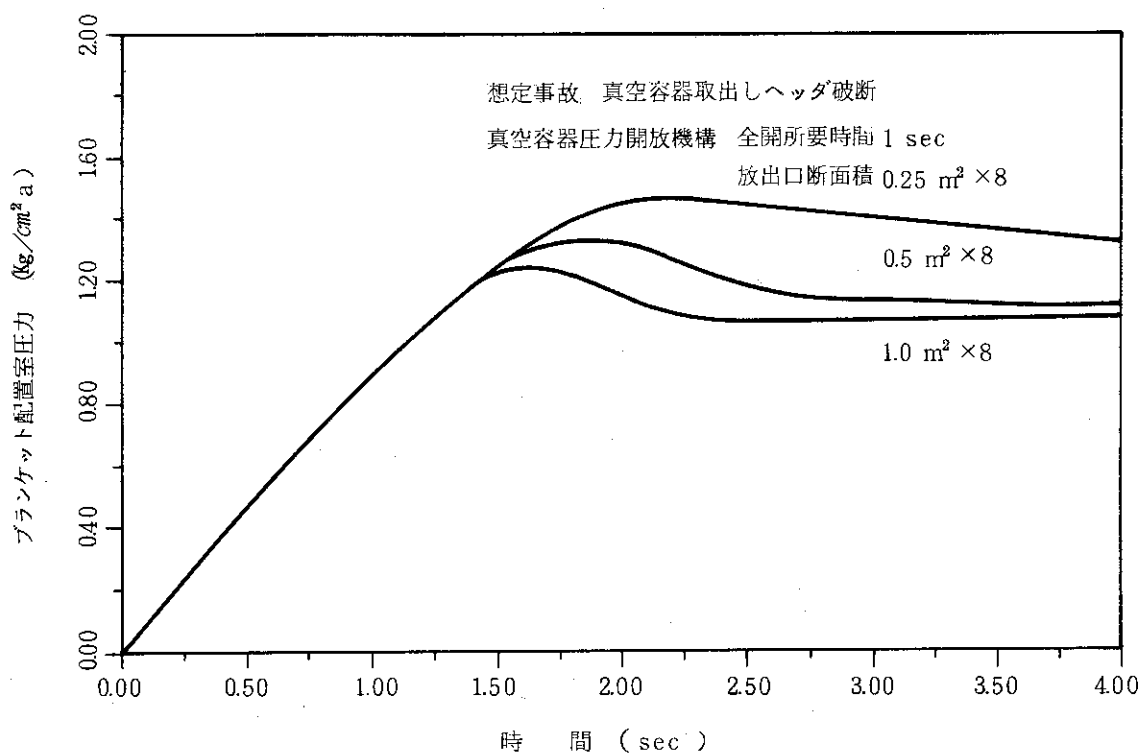


Fig. 1.3.14 圧力開放機構の放出口断面積を変えた場合の真空容器内圧

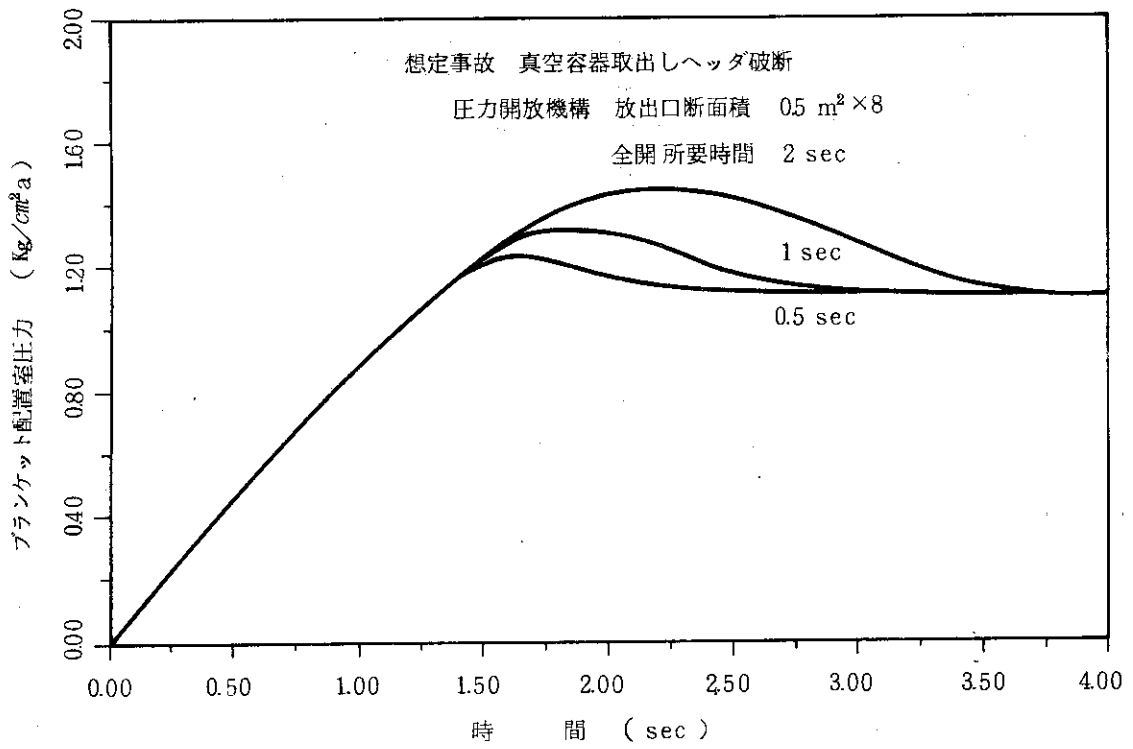


Fig. 1.3.15 圧力開放機構の全開所要時間を変えた場合の真空容器内圧

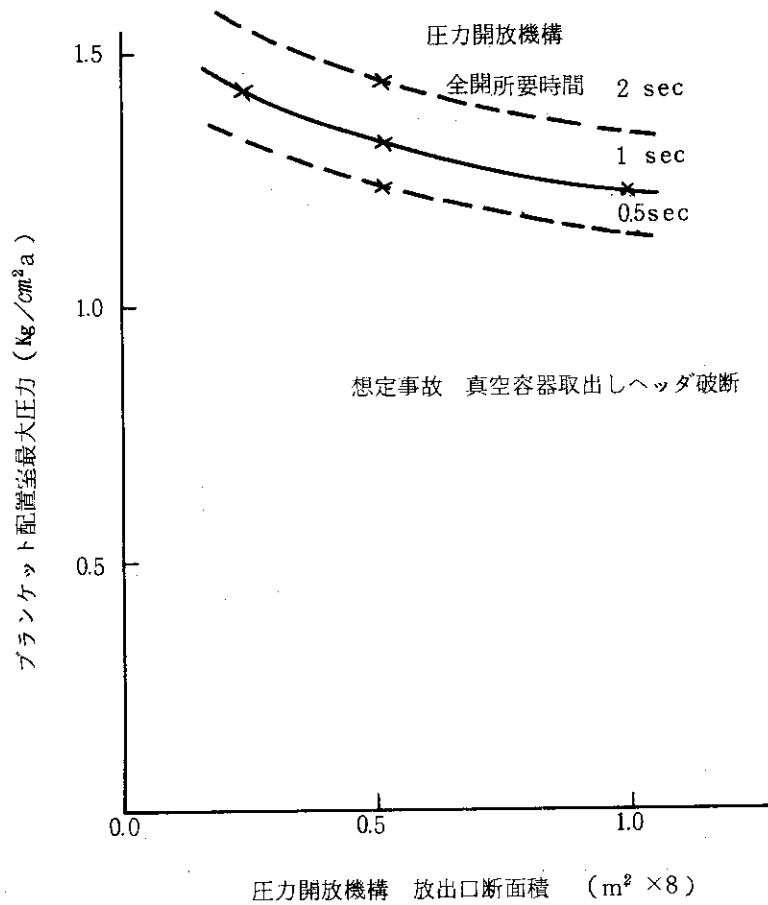


Fig. 1.3.16 圧力開放機構放出口断面積に対するブランケット配置室最大圧力

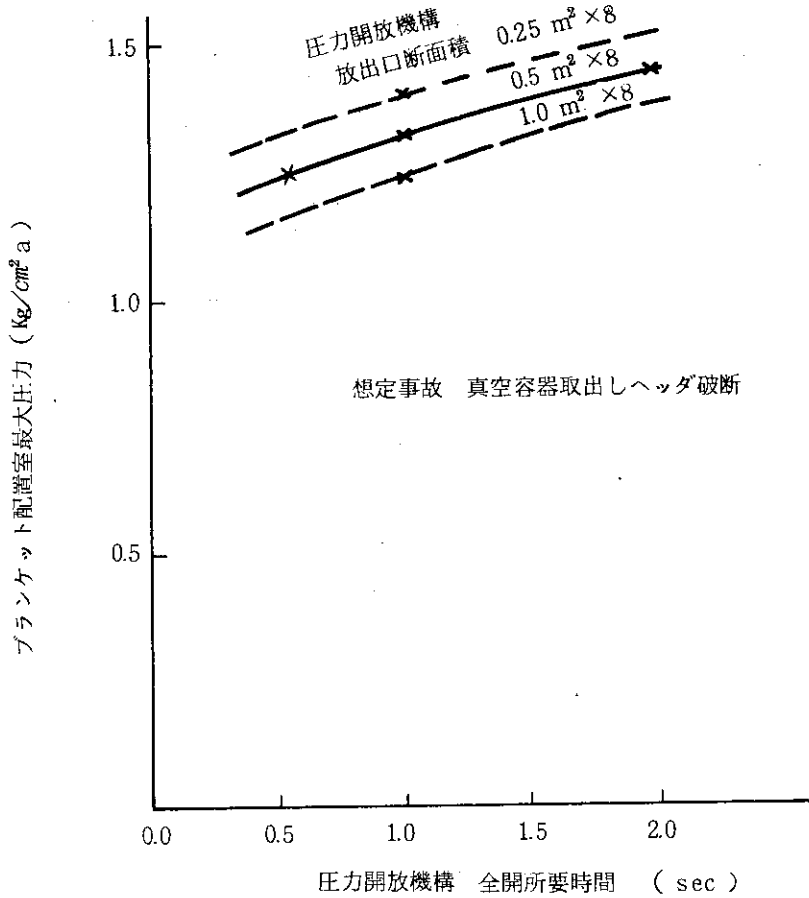


Fig. 1.3.17 Pressure Release Mechanism Full Opening Time vs. Blanket Chamber Maximum Pressure

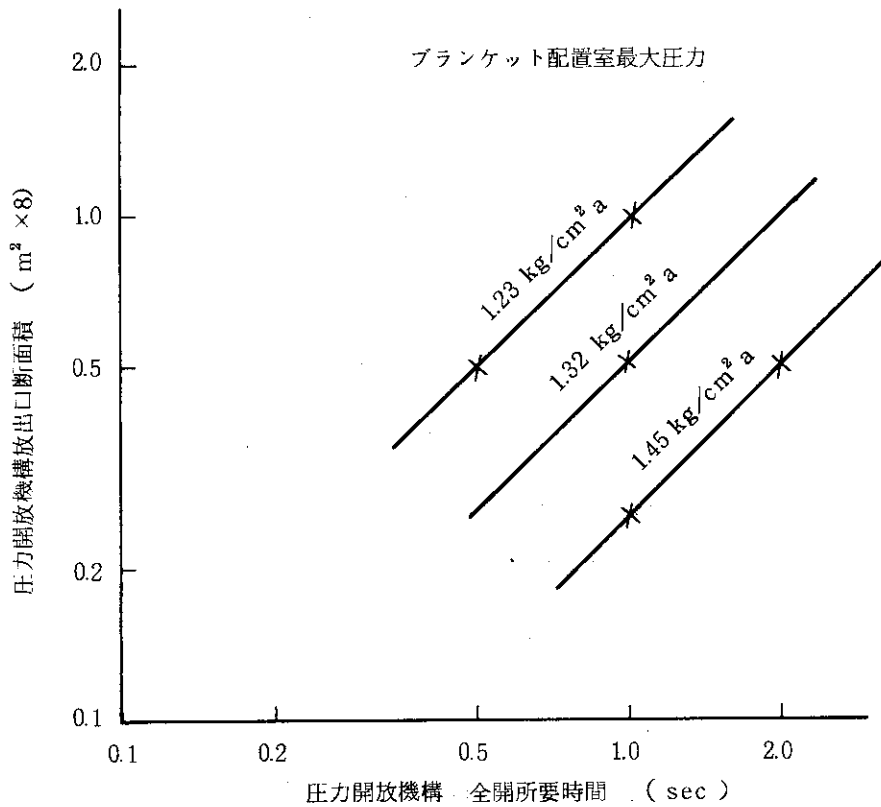


Fig. 1.3.18 Relationship between Outlet Area and Full Opening Time of Pressure Release Mechanism



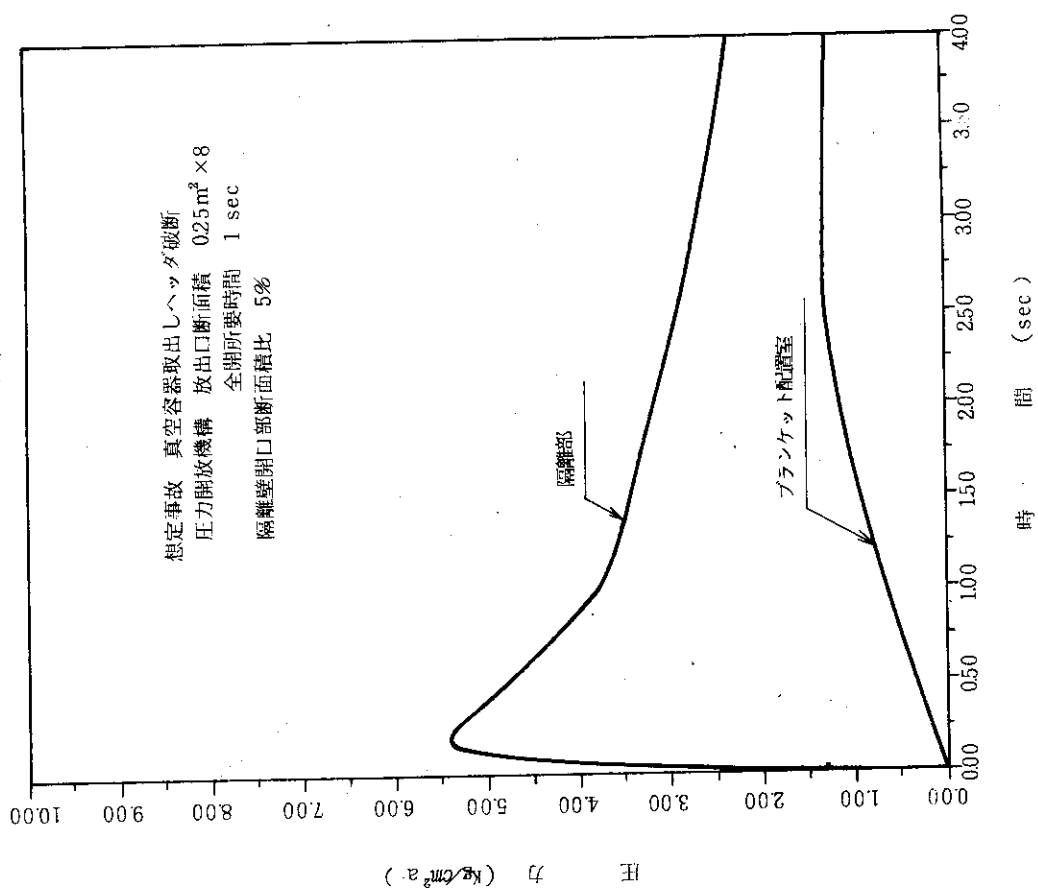


Fig. 1.3.20 隔離壁開口部断面積比が5%の場合の取出しヘッド破断事故時真空容器内圧

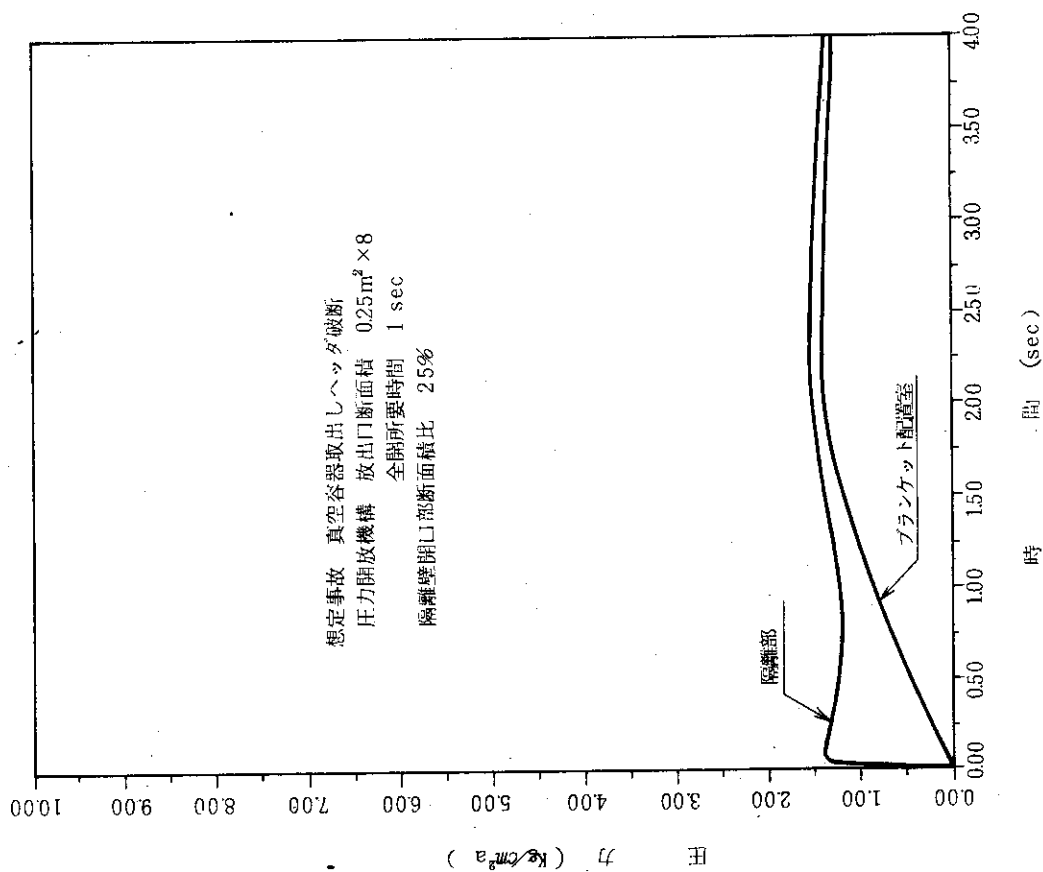


Fig. 1.3.19 隔離壁開口部断面積比が25%の場合の取出しヘッド破断事故時真空容器内圧

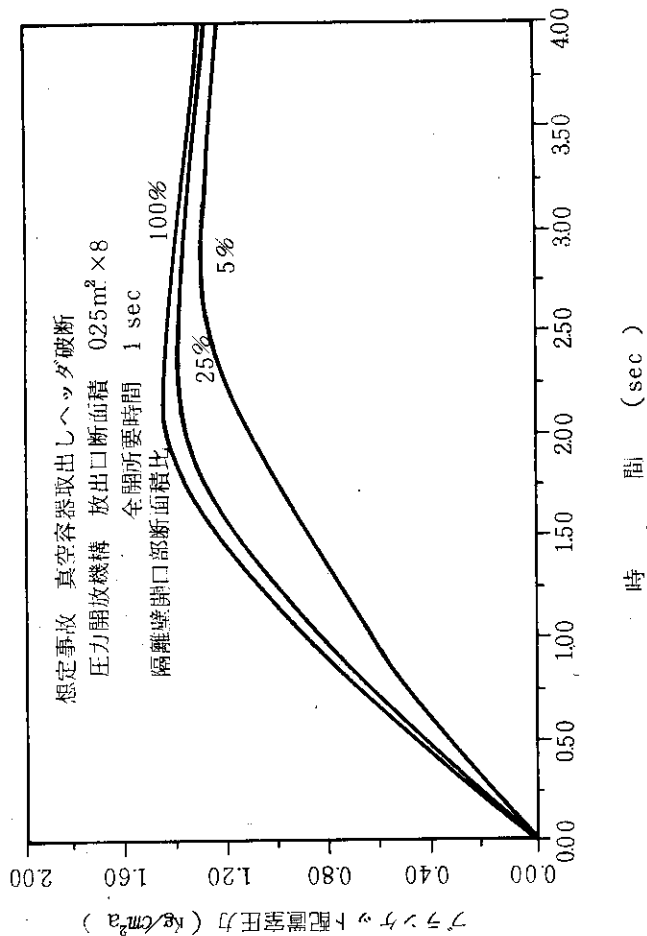


Fig. 1.3.2.1 隔離壁開口部断面積比が3%の場合の取出しヘッダ破断事故時真空容器内圧

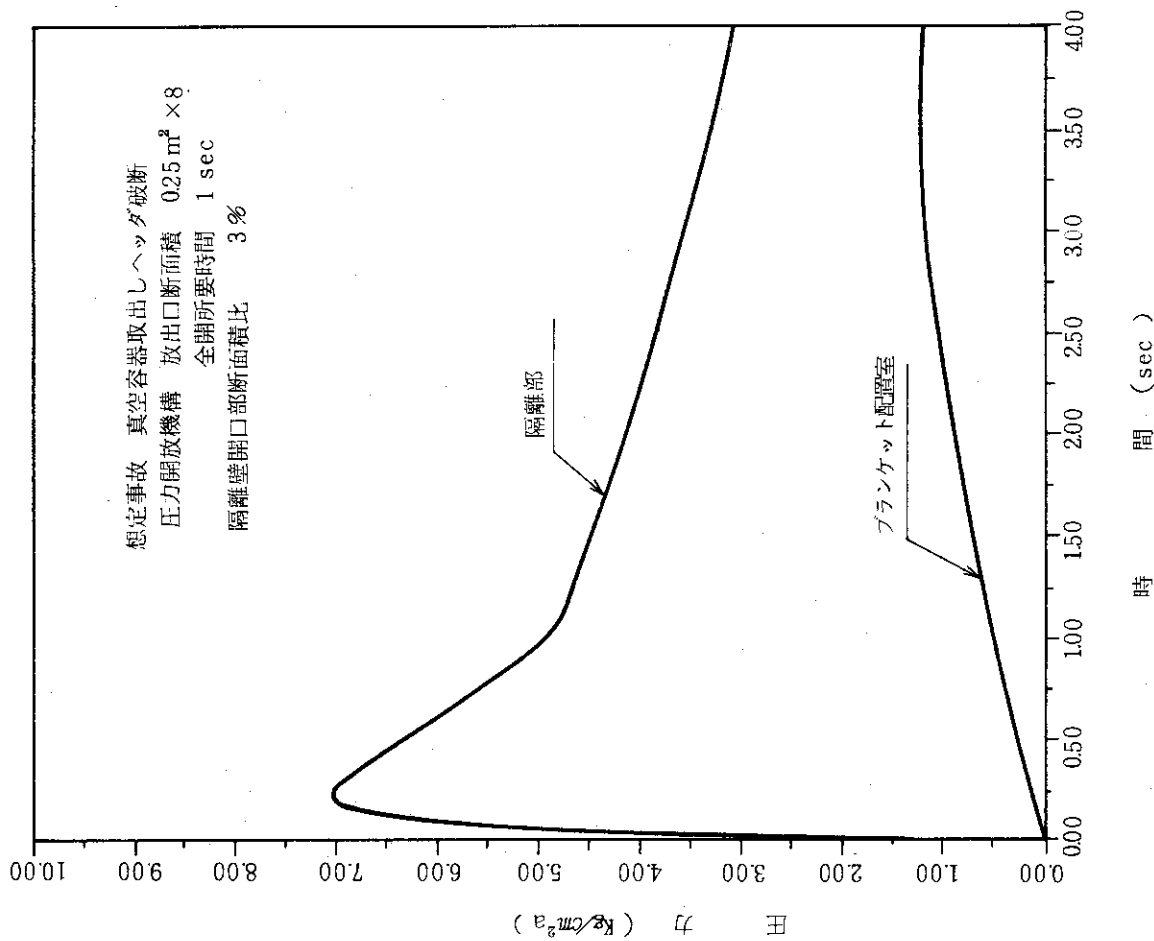


Fig. 1.3.2.2 隔離壁断面積比を変えた場合のブランケット配置室圧力挙動

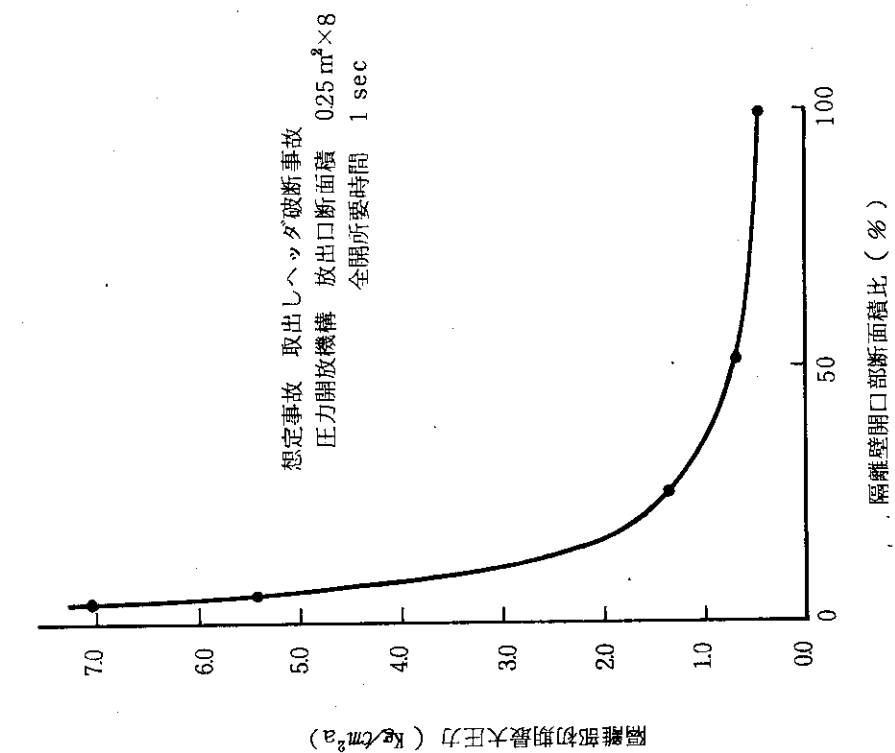


Fig. 1.3.24 隔離壁開口部断面積比に対する  
 隔離壁初期最大圧力

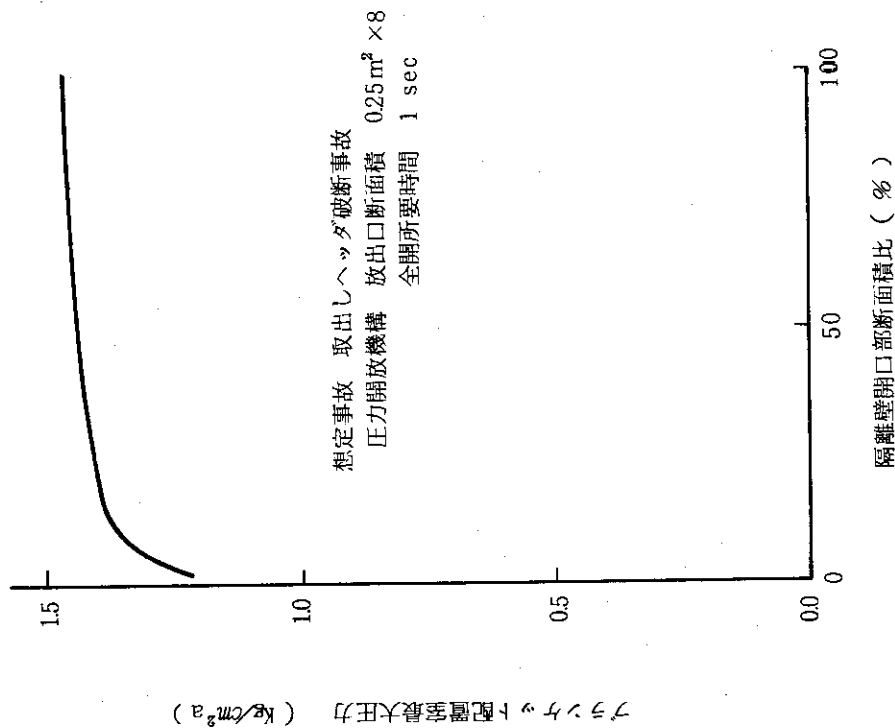


Fig. 1.3.23 隔離壁開口部断面積比に対する  
 フランケット配置室最大圧力(取出しヘッド  
 破断事故)

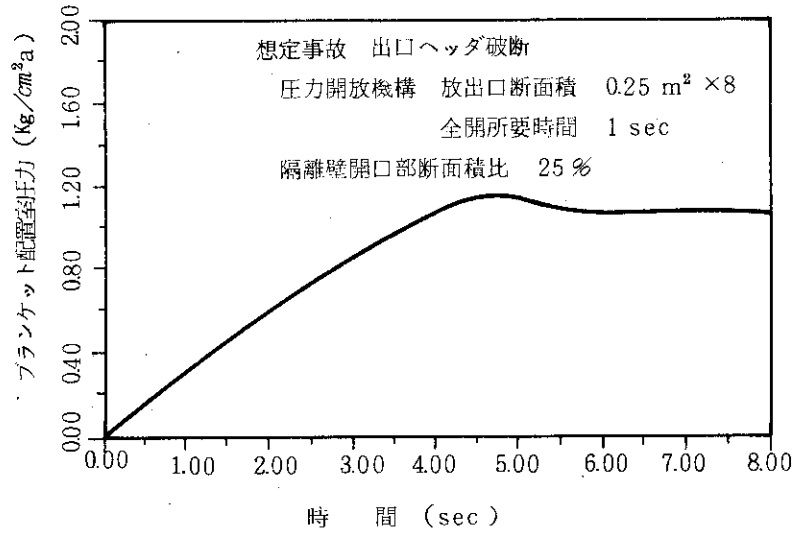


Fig. 1.3.25 隔離壁開口部断面積比が25%の場合の出口ヘッダ破断事故時ブランケット配置室圧力

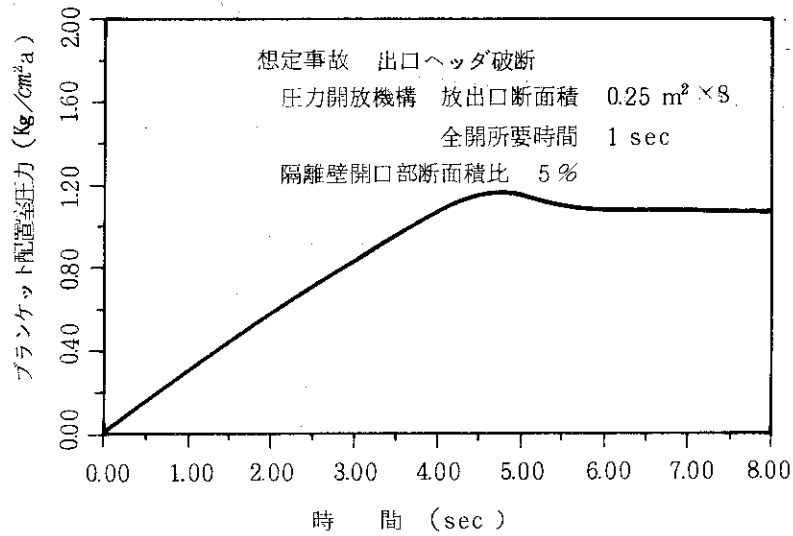


Fig. 1.3.26 隔離壁開口部断面積比が5%の場合の出口ヘッダ破断事故時ブランケット配置室圧力

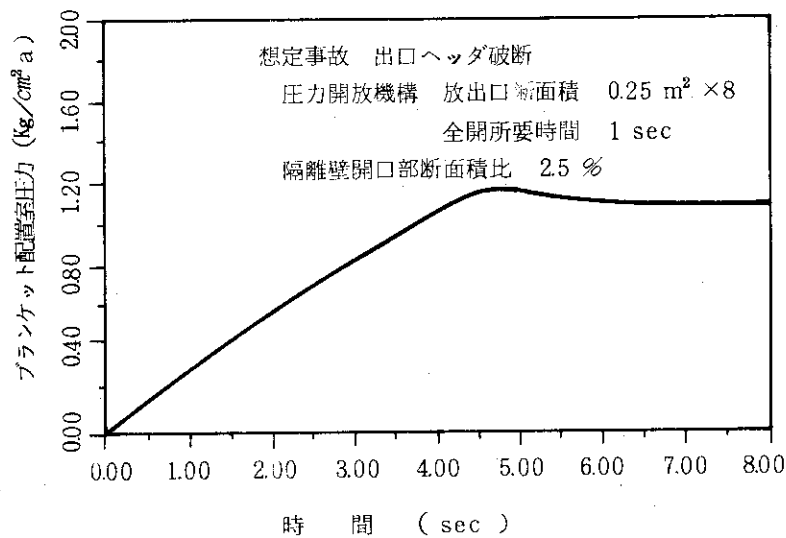


Fig. 1.3.27 隔離壁開口部断面積比が2.5%の場合の出口ヘッダ破断事故時ブランケット配置室圧力

Table 1.3.6 クライオ面物性値<sup>2)</sup>

熱伝導率	197.8 kcal/mh°C
比熱	0.116 kcal/kg°C
比重	2700 kg/m <sup>3</sup>

Table 1.3.7 クライオポンプ室でのトリチウム残留を考慮したモデルによるトリチウム放出量評価（真空容器取出しヘッダ破断を想定）

隔離壁開口部面積比（%）	クライオポンプ室内圧ピーク値（kg/cm <sup>2</sup> a）	トリチウム放出量（%） （ゲート弁遮断せず）	トリチウム放出量（%） 事故後 4 sec で ゲート弁遮断
100	1.45	27	10
50	1.44	26	9
25	1.40	24	8
5	1.31	19	6
3	1.24	15	2

（注） トリチウム放出量は、クライオポンプ室の全トリチウム・インベントリの何%が格納容器内へ放出されるかを示す値

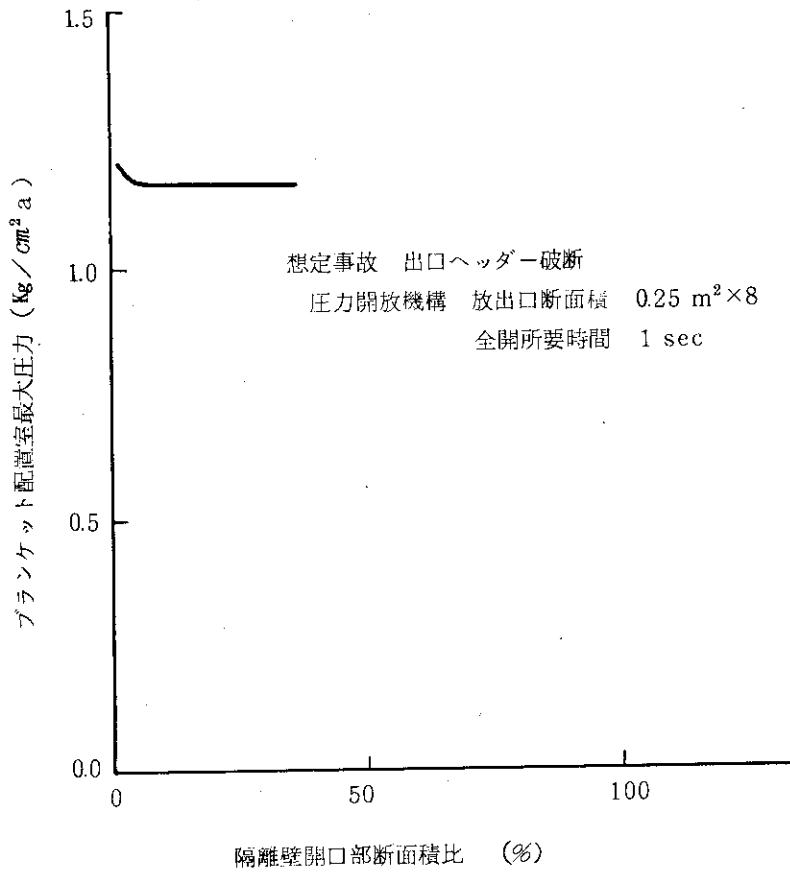


Fig. 1.3.28 隔離壁開口部断面積比に対するブランケット配置室最大圧力(出口ヘッダ破断事故)

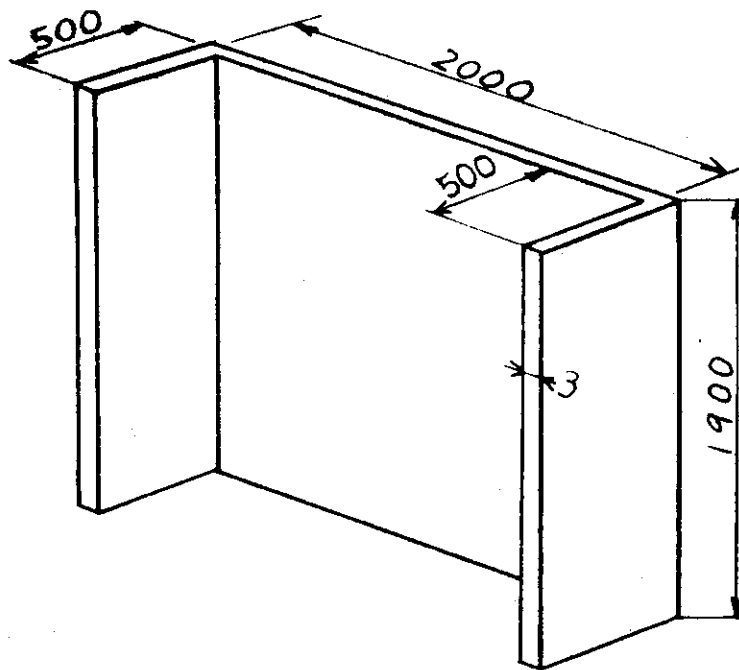


Fig. 1.3.29 クライオ面のモデル

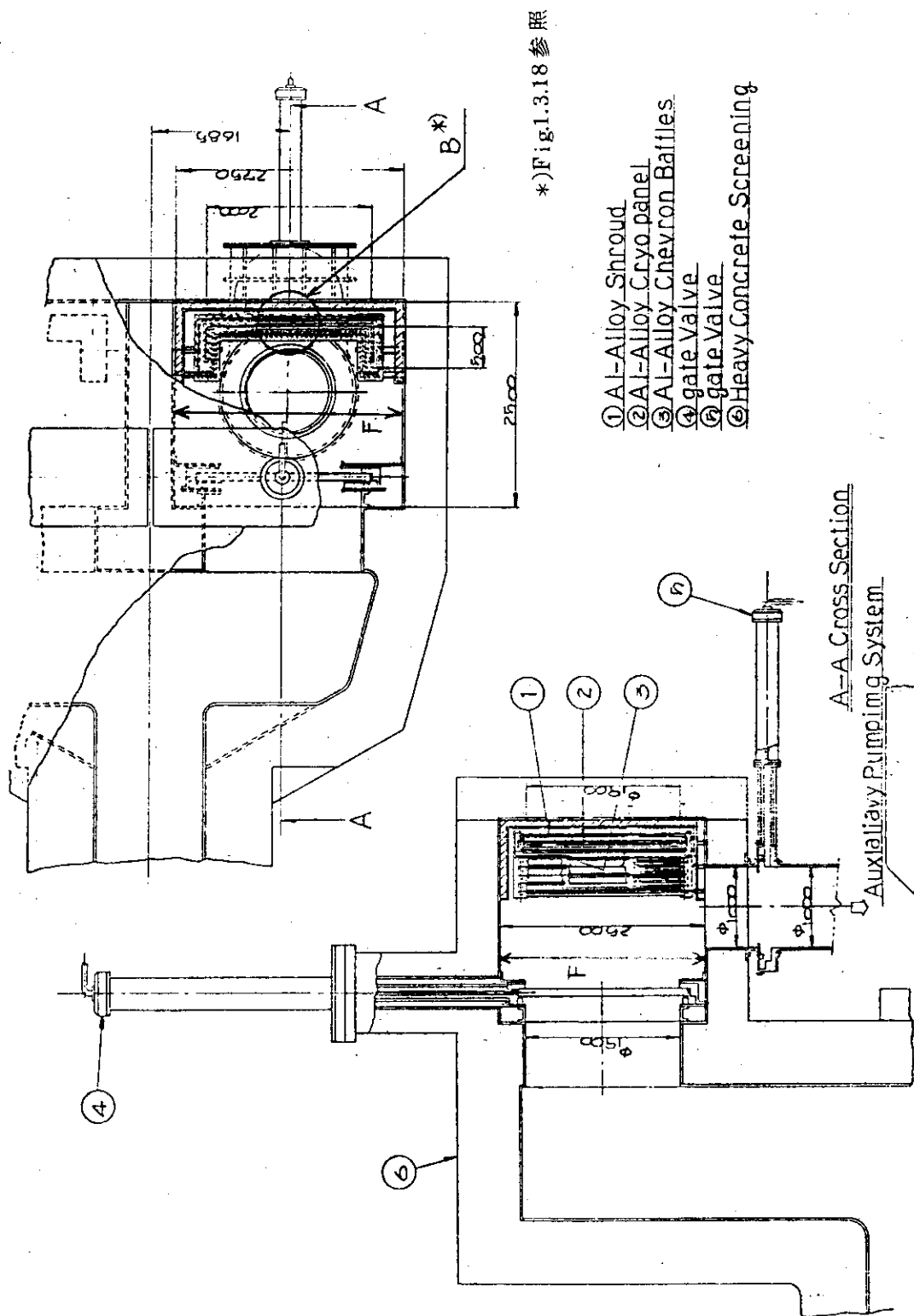


Fig. 1.3.30 クライオポンプ構造概略図

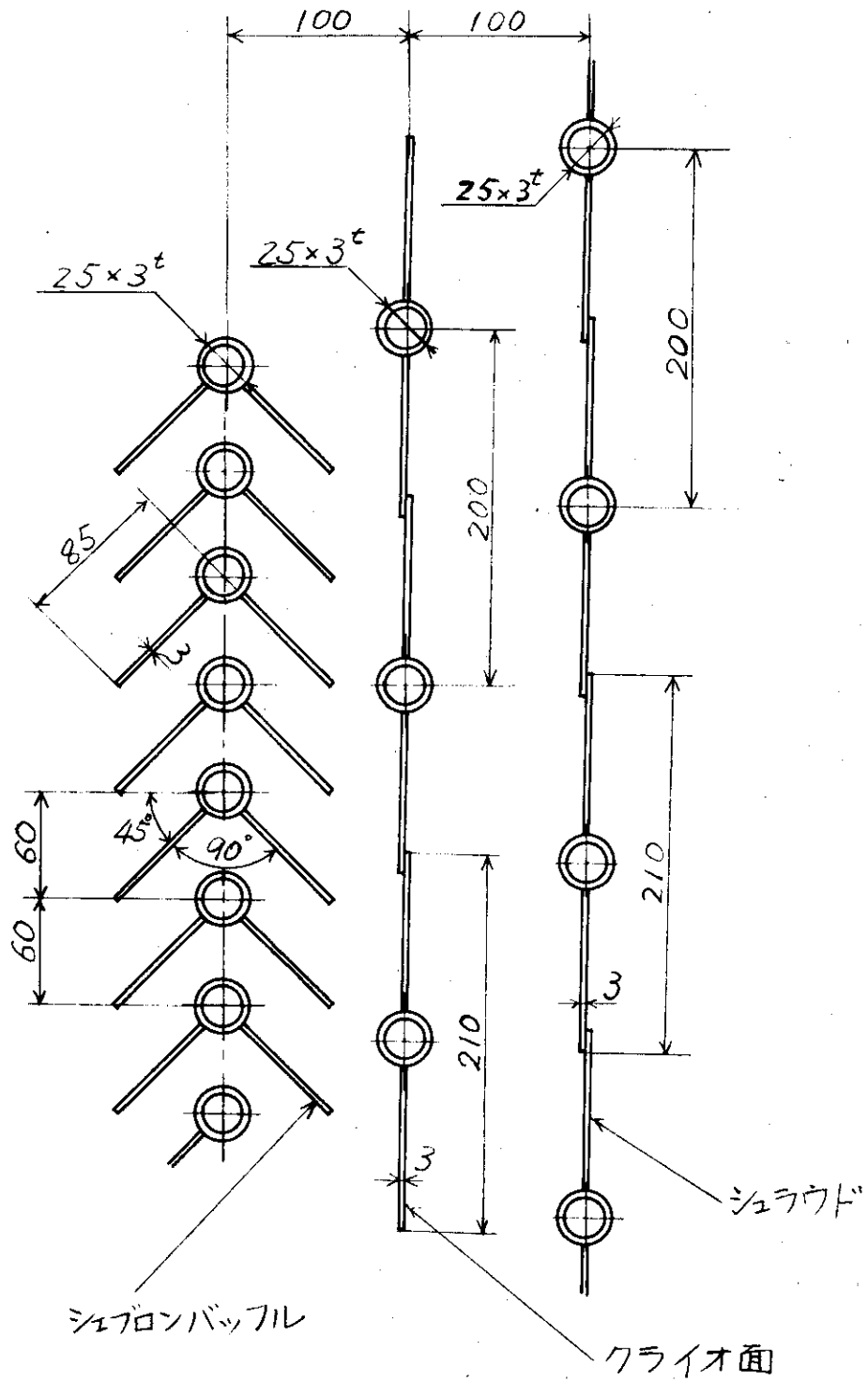


Fig. 1.3.31 クライオ面詳細図



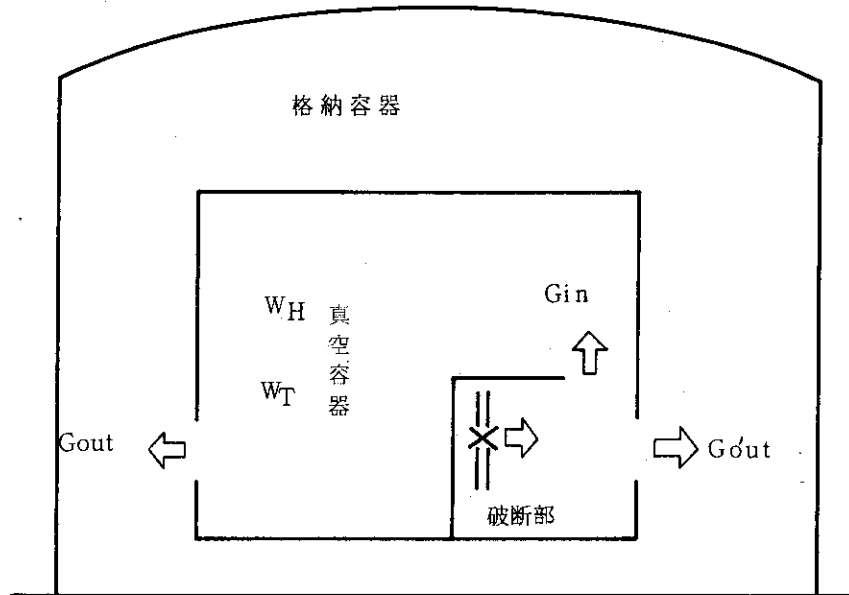


Fig. 1.3.32 完全混合によるトリチウム放出モデル

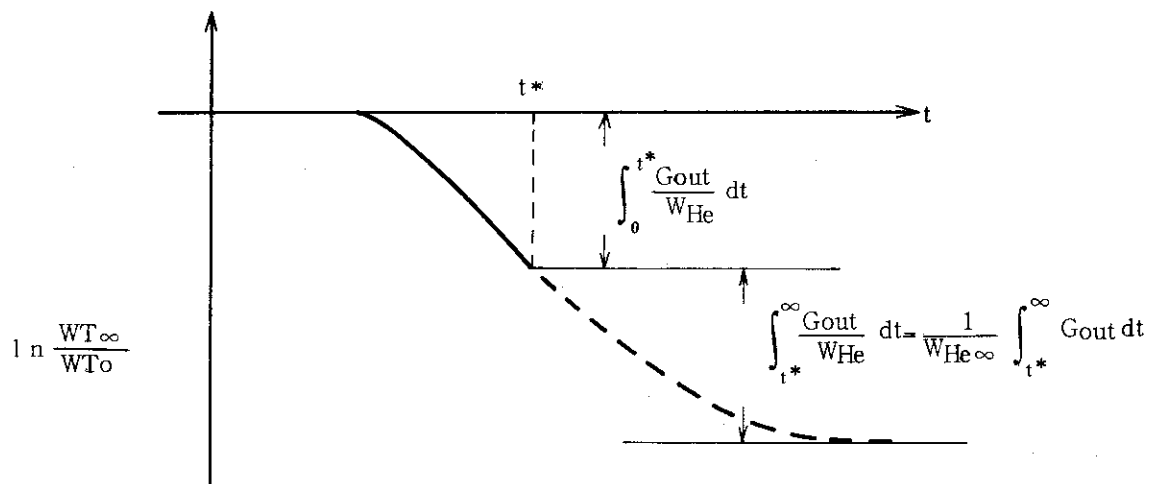


Fig. 1.3.33 計算値の外挿方法

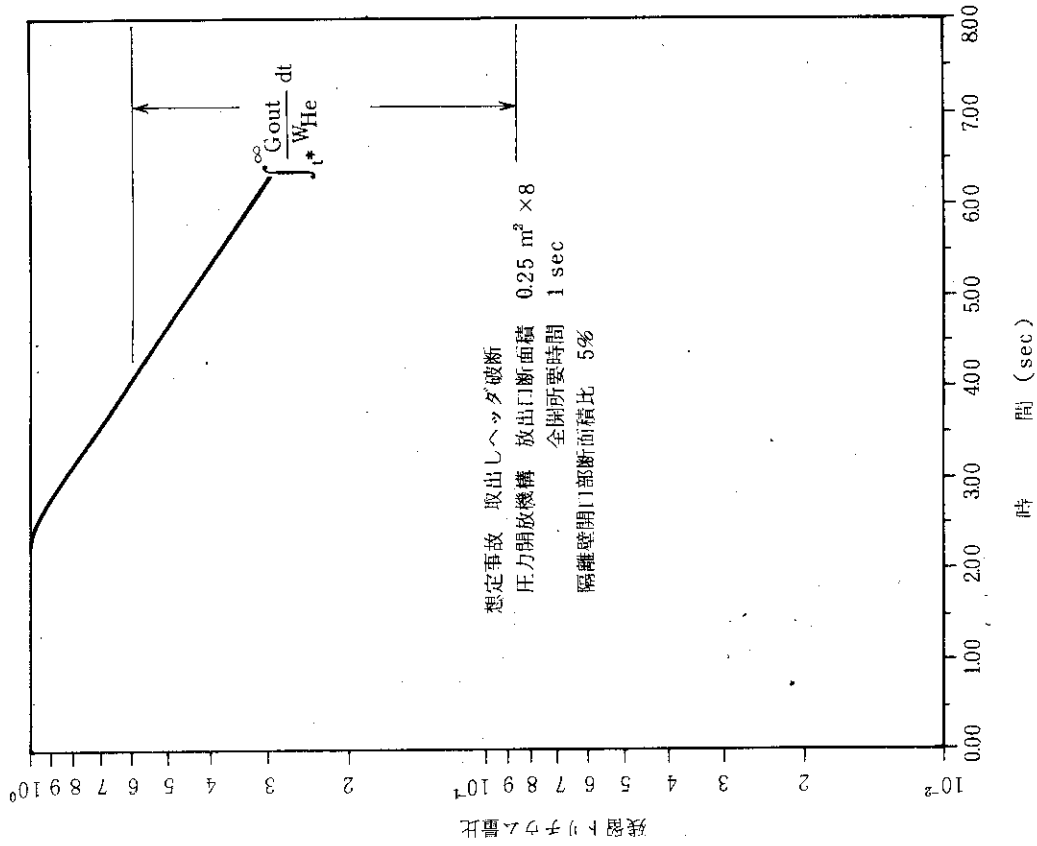


Fig. 1.3.35 隔離壁開口部断面積比が5%の場合の  
残留トリチウム量挙動と外挿最終値

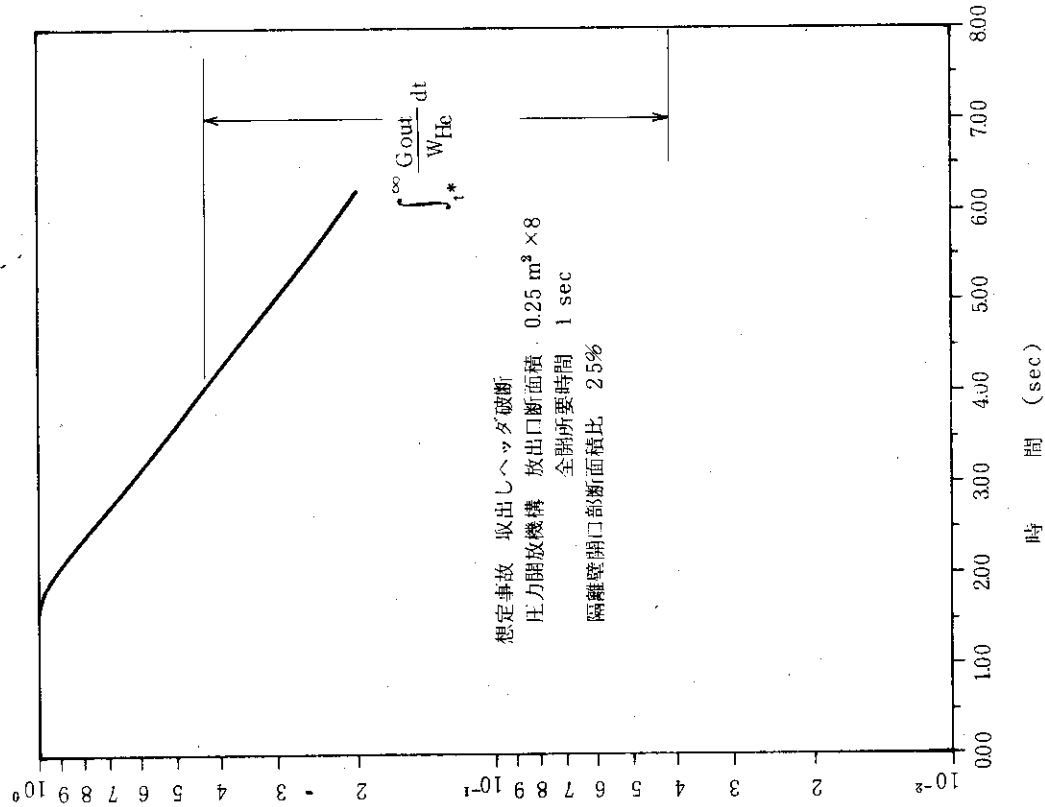


Fig. 1.3.34 隔離壁開口部断面積比が2.5%の場合の  
残留トリチウム量挙動と外挿最終値

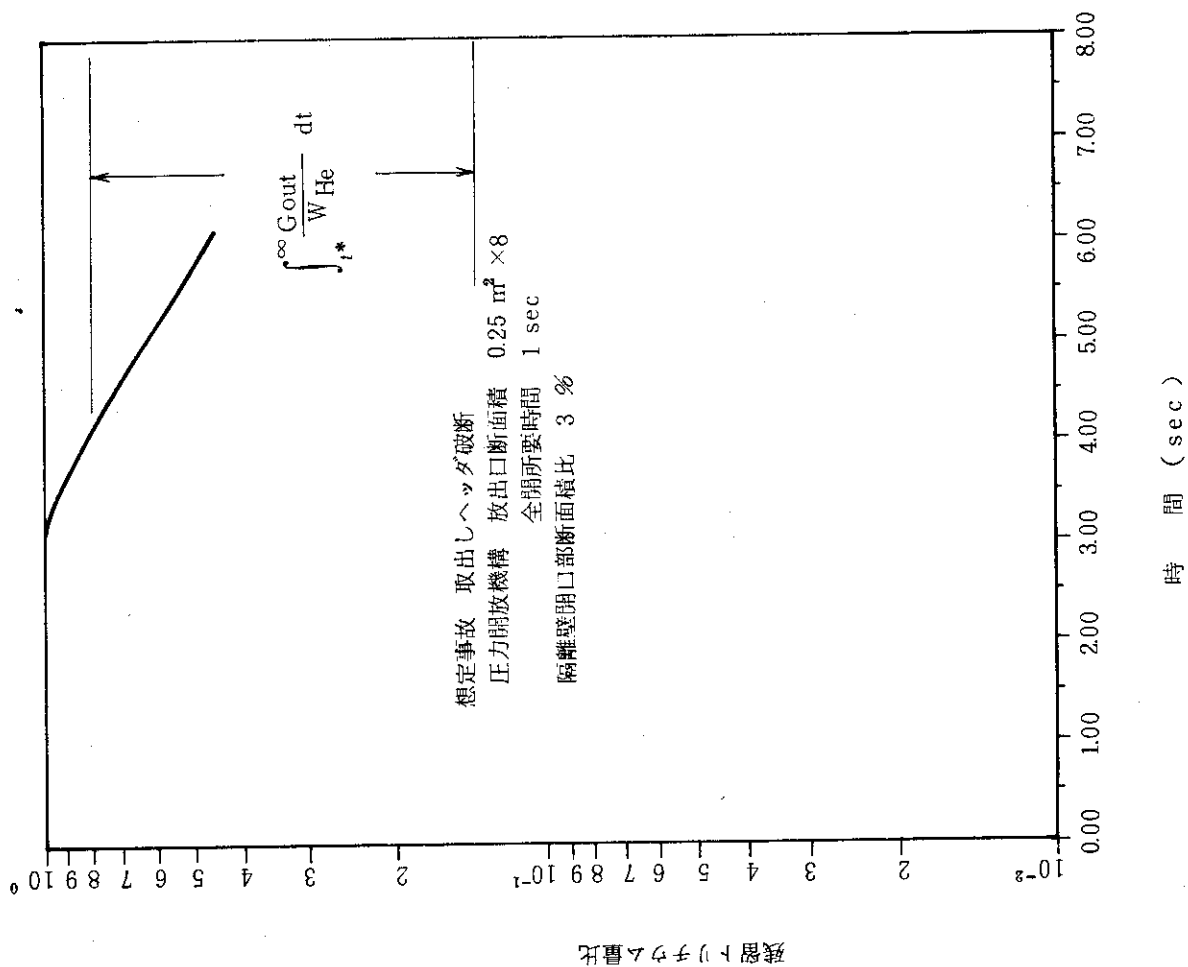


Fig. 1.3.36 隔離壁開口部断面積比が3%の場合の  
 残留トリチウム量挙動と外挿最終値

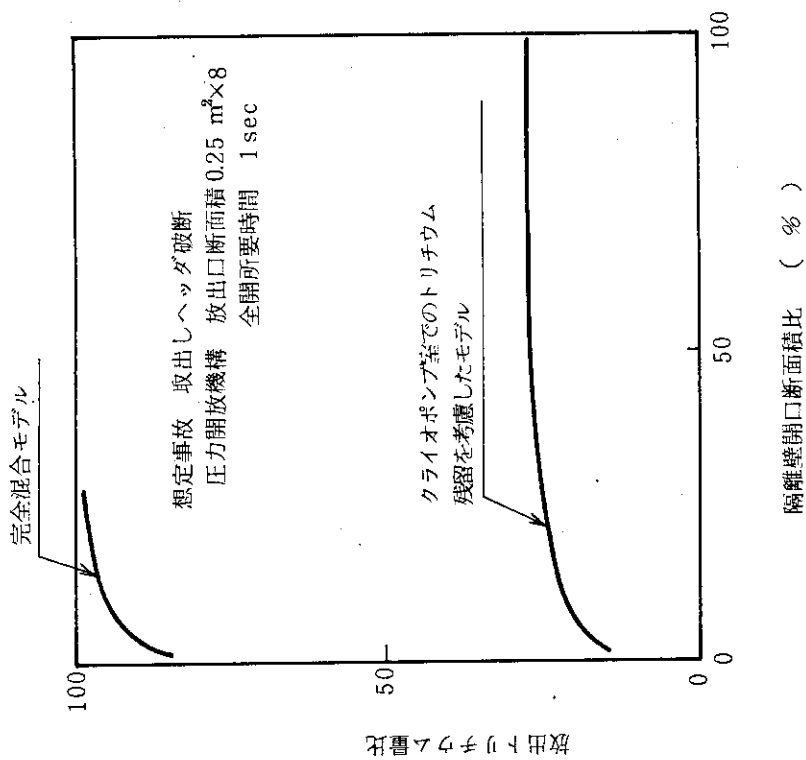


Fig. 1.3.37 隔離壁開口部断面積比に対する完全  
 混合モデル放出トリチウム量

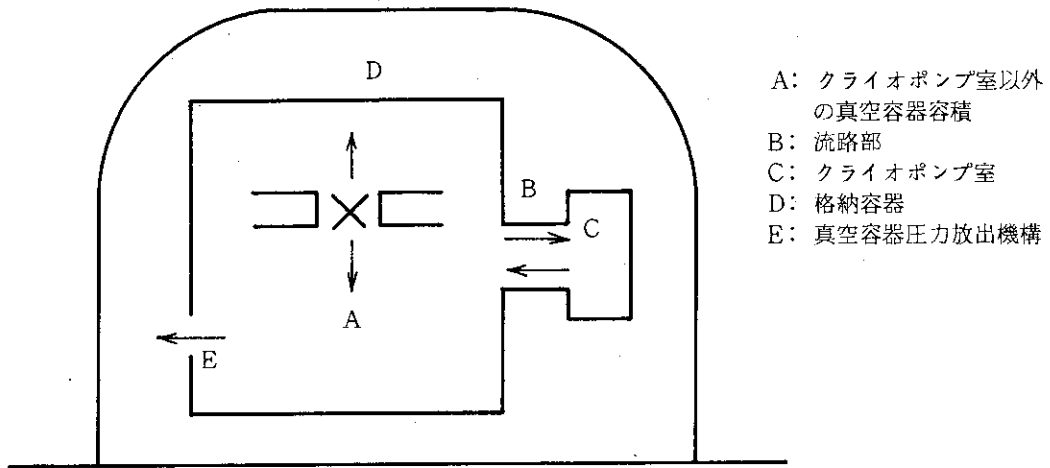


Fig. 1.3.38 クライオポンプ室から格納容器へのトリチウム放出量計算モデル

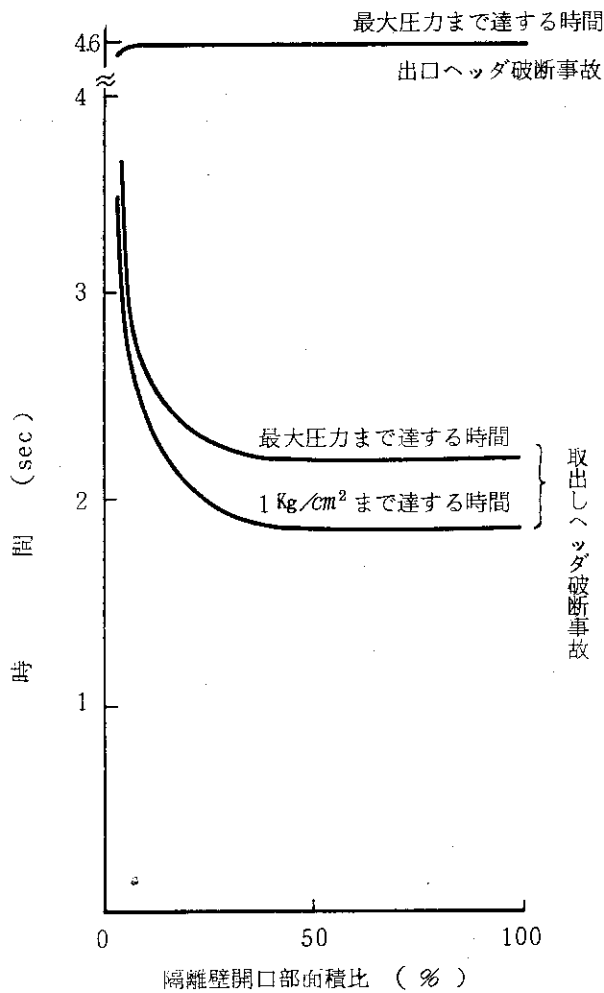


Fig. 1.3.39 隔離壁開口部面積比と最大圧力に達するまでの時間との関係

## 1.4 まとめ

### 1.4.1 真空容器内圧力、温度

- (i) 核融合実験炉の真空容器内での1次系破断事故を想定した場合、1次系および真空容器のどちらにも圧力開放機構を設けなければ、真空容器平衡圧力は $4.0 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ （第1次予備設計の場合）ないしは $3.3 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ （1次系設計変更の場合）となり、許容圧力 $1.5 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ を越える。
- (ii) 1次系破断事故時の真空容器内圧上昇に関して言えば、配管破断事故では圧力上昇は非常にゆるやかであり、大きな問題は生じないが、取入れ、取出し、入口、出口ヘッダのギロチン破断では圧力上昇は急激になる。取出しヘッダ破断時の内圧上昇が最も急激で事故発生後1secで $1 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ 、1.5secで $1.5 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ となる。
- (iii) 真空容器取出し（取入れ）ヘッダ破断のように内圧上昇が急激な事故に対しては、ヘッダが存在する区画に隔離壁を設け、隔離壁の一部を常時開口部にしておくという対策が有効と考えられる。

今回の検討の結果によると、この対策が有効になるのは常時開口部面積比（開口部面積の隔離部全断面積に対する比）が小さく、数%ないしはそれ以下になる場合に限られる。

- (iv) 前項の取出し（取入れ）ヘッダ区間に隔離壁を設けるという対策を真空容器圧力開放機構と併用した場合、隔離区画を含む真空容器内圧ピーク値をすべての破断事故に対して $1.5 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ 以下に制限することは解析的には不可能である。しかし、隔離区画内でのヘッダ破断による急激な圧力上昇を吸収するために、隔離区画は耐圧構造化すれば、すべての破断事故に対して隔離区画以外の真空容器内圧ピーク値が $1.5 \text{ kg/cm}^2\text{a}$ 以下になる。このような代表的解析条件を以下に示す。

真空容器圧力開放機構	放出口断面積	$0.25 \text{ m}^2/\text{個} \times 8 \text{ 個}$
“	開放開始内圧	$1.1 \text{ kg/cm}^2\text{a}$
“	全開所要時間	1.0 sec
隔離壁常時開口部面積比		5%

### 1.4.2 クライオ・ポンプ部トリチウム挙動

クライオ・ポンプ部のトリチウム挙動のまとめとしては、次のようになる。

- (i) 設計基盤事故としてブランケット取出しヘッダの破断を考える。
- (ii) その時の真空容器内のクライオ・ポンプ8基各々にHeガスが $1.0 \text{ kg/sec}$ 、 $500^\circ\text{C}$ で流入する。
- (iii) クライオ・ポンプ・ゲート弁は、現状の技術により、10秒で閉まると設定する。
- (iv) クライオ面に付着しているトリチウム量は、クライオ・ポンプ各々に $15.5 \text{ g}$ である。
- (v) クライオ・ポンプに流入したHeガスは、1秒後には、 $151 \text{ g}$ のトリチウムを蒸発させる能力があるので、全量 $15.5 \text{ g}$ を蒸発させ、混合させる。
- (vi) Heガスと混合したトリチウム・ガスは、その一部が逆放出し、真空容器内に充満する。この時の放出トリチウムは、  
 $15.5 \text{ g} / \text{基} \times 8 \text{ 基} = 124 \text{ g}$ の一部である。
- (vii) 圧力上昇により、真空容器のラプチャー・ディスクが破られ、格納建屋内へ、Heガスと共にトリチウムが放出される。

これらの結果よりの、検討点としては、

- (i) 逆放出のメカニズムの詳細な検討により、一部逆放出の定量をおこない、放出トリチウムの量を明らかにすること。上述のモデルでは安全性の余裕のため大きく見積りすぎている可能性がある。
- (ii) クライオ・ポンプのゲート弁の遮断の高速化を図ること。これにより、逆放出を相当防ぎうるからである。

#### 1.4.3 トリチウム放出低減

- (i) 真空容器内破断事故によってクライオポンプ室から格納容器内へ放出されるトリチウム量の評価は、どのような計算モデルを採用するかによって大幅に異なる。

今回の検討では、2種類の計算モデルでトリチウム放出量を評価した。

第一のモデルは、真空容器内に残存するトリチウムがつねにヘリウムガスと完全混合の状態にあると仮定するモデルで、トリチウム放出量に関してはコンサーバティブな評価になっていると考えられる。

第二のモデルは、ヘリウムガスがクライオポンプ室へ流入している間は、トリチウムが一時的にクライオポンプ室内部に閉じ込められると仮定するモデルである。

- (ii) 第一の計算モデルで、取出しヘッド破断事故を想定した代表的な解析条件の下でのトリチウム放出量を評価すると、クライオポンプ室の全トリチウム量の約90~100%が格納容器内へ放出されることになる。

第二の計算モデルで、同じ解析条件の下でのトリチウム放出量を評価すると、全トリチウム量の約20~30%放出されることになる。

- (iii) ゲート弁遮断は、弁の遮断が事故発生後数sec以内に行なわれる場合には効果がある。その効果は、事故時のクライオポンプ室内圧ピーク値が低く抑えられている場合に特に顕著である。

- (iv) 設計基盤事故となる真空容器取出しヘッド破断事故時における真空容器から格納容器へのトリチウム放出量評価結果をTable 1.4.1に示す。各評価モデルの妥当性は、今後検討されるべき課題である。

Table 1.4.1 真空容器取出しヘッド破断事故時のトリチウム放出量評価結果のまとめ

評価モデル	真空容器から格納容器へのトリチウム放出量（真空容器内全トリチウムインベントリに対する比）
真空容器内でのヘリウムガスとトリチウムの完全混合を仮定したモデル	90~100%
クライオポンプ室でのトリチウムの残留を考慮したモデル（ゲート弁遮断せず）	20~30%
上記のモデルにゲート弁遮断の効果を追加したモデル（ゲート弁は事故発生後4secで遮断されると仮定）	0~10%

## 付属資料

### 1.A 1次系破断事故解析コード TACCS-F

#### 1.A.1 まえがき

今回の核融合実験炉1次系破断事故解析では、解析コードTACCS-F(Transient Analysis of Cooling and Containment Systems-Fusion)を使用した。この解析コードは、ヘリウムガス冷却型核融合炉で1次系破断事故を想定した場合の1次系および格納施設の過渡応答を解析するためのものである。

高温ガス炉の1次系破断事故を解析するための解析コードはいくつかあり、現在、原研で開発が進められている多目的高温ガス実験炉の安全解析においてもTACCS-Fと類似の事故解析コードTACCSが用いられている。

ヘリウムガス冷却型核融合炉を高温ガス炉と比較した場合の相違点としては、

- (i) 核融合炉では、1次系冷却材流路のネットワークが高温ガス炉よりも複雑である。
- (ii) 核融合炉真空容器内部で1次系破断が生じた場合には、ヘリウムガスが真空中へ放出されるのに対して、高温ガス炉では空気中へのヘリウムガス放出だけが解析対象になる。

などが挙げられる。

TACCS-Fコードは、TACCSコードをベースにして、それに核融合炉の特殊性を考慮した部分的修正を加えたもので、そこで用いられているモデル化と解析の基本的な考え方は以下に述べるようなものである。

#### 1.A.2 解析における基本的考え方

##### (1) 1次系の計算モデル化

TACCS-Fコードでは、1次系をプレナム部とそれらを連結する流路部から構成されるものとしてモデル化している。プレナム部は、1次系の冷却ガス容積を集中化したもので、配管や熱交換器伝熱管内部の冷却ガス容積は管の両端のプレナム容積として配分される。

プレナムの個数は入力データとして指定できるが、現在のTACCS-Fコードでは最大40個に制限されている。

流路部は、配管や熱交換器伝熱管に対応するもので、流路抵抗と冷却材・構造物間熱交換がすべてこの部分に集中化されている。

各プレナムが互いにどのような形で連結されているかは入力データによって指定できるので、任意の連結状態を模擬することが可能である。また、1次系の中のひとつのプレナムは指定された開放特性を持った圧力放出機構で格納容器ふんい気と連結されているものとする。

実際の核融合炉の1次系を計算モデル化するにあたっては、過渡時の内圧挙動が等しくなると考えられるプレナム群はひとまとめにして1個のプレナムとして扱う。

1次系計算モデル化の具体例として、真空容器取出しヘッダ破断を解析した際の計算モデル図をFig. 1.A.1に示す。

##### (2) 真空容器の計算モデル化

真空容器はいくつかの区間(以下コンパートメントと呼ぶ)とそれらを連結する流出口とから構

成されるものとしてモデル化されている。真空容器内の自由空間容積はすべてコンパートメント容積として集中化されている。

コンパートメントの個数は入力データとして指定できるが、現在の TACCS-F コードでは最大 20 個に制限されている。

1 次系の場合と同様に、各コンパートメントが互いにどのような形で連結されているかは入力データによって指定することができるので、任意の連結状態を模擬することが可能である。

過渡時の内圧挙動が等しくなると考えられるコンパートメント群をひとまとめにして 1 個のコンパートメントとして扱っている点も 1 次系プレナムの場合と同様である。

各コンパートメントは、指定された開放特性を持つ圧力放出機構で格納容器ふんい気と連結されているものとする。

真空容器計算モデル化の具体例として、真空容器取出しヘッダ破断を解析した際の計算モデル図を Fig. 1.A.2 に示す。

### (3) プレナム・コンパートメント内部のガスの過渡状態

プレナム内部のガスの過渡状態は、質量とエネルギーの保存則にもとづいて重量と内部エネルギーを計算し、その結果からガスの温度と圧力を求めることによって与えられる。

エネルギー・バランスを計算する際、プレナムから流出するガスのエンタルピはプレナム内ガス温度を用いて計算し、プレナムへ流入するガスのエンタルピはその流路の出口端におけるガス温度を用いて計算する。

コンパートメントの場合の計算方法も同じであるが、流出口部分の熱交換は考えないので、あるコンパートメントへ流入するガスのエンタルピは流出口・入口側のコンパートメント内ガス温度を用いて計算する。

### (4) 格納容器内部のガスの過渡状態

1 次系または真空容器から格納容器へ放出されたヘリウムガスはつねに格納容器内部の空気と完全混合の状態にあるものと仮定して（いわゆる完全混合モデル）、ヘリウム・空気混合ガスの温度、圧力を計算する。

### (5) 流路部におけるガスの伝熱・流動

流路部における冷却ガスの流れは、事故発生の瞬間から準定常状態にあり、流路の上、下流プレナムの圧力差に応じて流れの方向が定まるものとする。

過渡時の熱伝達係数は流路部におけるガスの平均温度および平均流速に対するレイノルズ数の関数として与えられる。また、流路内ガス温度分布は、準定常状態を仮定した解析的解法によって求めている。

冷却ガスと 1 次系構造物との間の伝熱計算では、構造物は 1 点近似で扱っており、構造物内部での熱伝導による伝熱は考慮されていない。

流路摩擦係数は、層流・遷移・乱流の各領域ごとにレイノルズ数の関数として与えられる。

### (6) 流出口部におけるガスの流動

コンパートメントの流出口部におけるガスの流れは圧縮性流体の断熱等エントロピ流れとして扱われている。流出口の入口側および出口側コンパートメント圧力の相対比に応じて臨界流出または未臨界流出の公式が適用される。



## (7) 1次系破断部からのガスの放出

破損プレナムからのガスの放出は、破損プレナム圧力と事故発生コンパートメント背圧との相対比に応じて臨界流出または未臨界流出状態にある断熱等エンタルピ流れとして計算する。

配管破断事故は、事故発生と同時に破断配管がなくなり、同時に配管両端の2つのプレナムのそれぞれに配管断面積に相当する穴が空いたものとして模擬する。

## (8) 圧力放出機構の開放特性

1次系および真空容器の圧力放出機構の開放特性は、開放開始圧力、開放開始から全開に達するまでに要する時間、全開時の流出口断面積の3つのパラメータによって指定される。すなわち、流出口差圧がある指定された値に達すると開放が始まり、その後経過時間に比例して流出口面積が増大し、ある指定された時間が経過して全開状態に達してからはその状態が保持されるものとする。

上述の方法は、ラブチャ・ディスクの場合には妥当であるが、その開放特性が出・入口差圧に依存するような圧力放出機構の場合、流出口面積が時間に比例して増大すると考えることはよい近似とは言えない。この点に関しては、今後の改良が必要である。

## (9) 事故時のガス循環機特性

第1近似として、事故発生後のガス循環機昇圧が隣接プレナムのガス圧力に比例して変動するものと仮定して昇圧を求め、これに入力データで指定された補正係数を乗じることによって事故時のガス循環機昇圧とする。このモデル化は最も単純なものであり、1次系過渡応答を詳細に評価するためには今後の改良が必要である。

## (10) 逆止弁の模擬

逆止弁の設置が指定された流路においては、両端プレナムの圧力差が定常運転時と逆転すればガス流量がゼロになるものとして逆止弁の作動を模擬する。

## (11) 真空容器における熱除去機能

2種類の熱除去機能、すなわち各コンパートメントにおける壁面の熱吸収と内部の機器・構造物による熱除去が考慮されている。

伝熱計算では、熱吸収体の温度は1点近似で計算し熱吸収体内部の熱伝導までは考慮していない。

内部ガスと熱吸収体との間の熱伝達係数は時間的に一定とし、その値は入力データで与える。

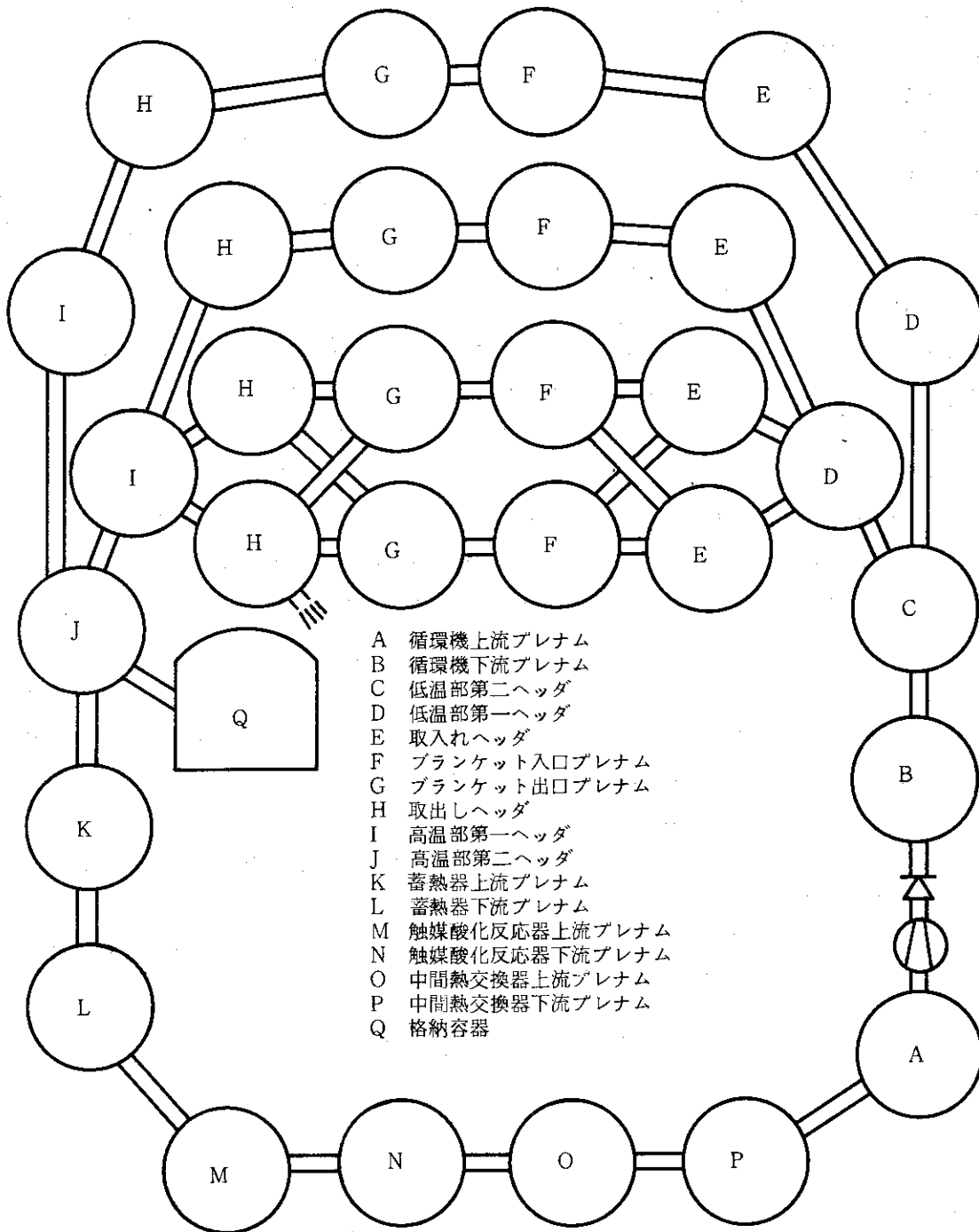


Fig. 1.A.1 核融合実験炉1次系計算モデル

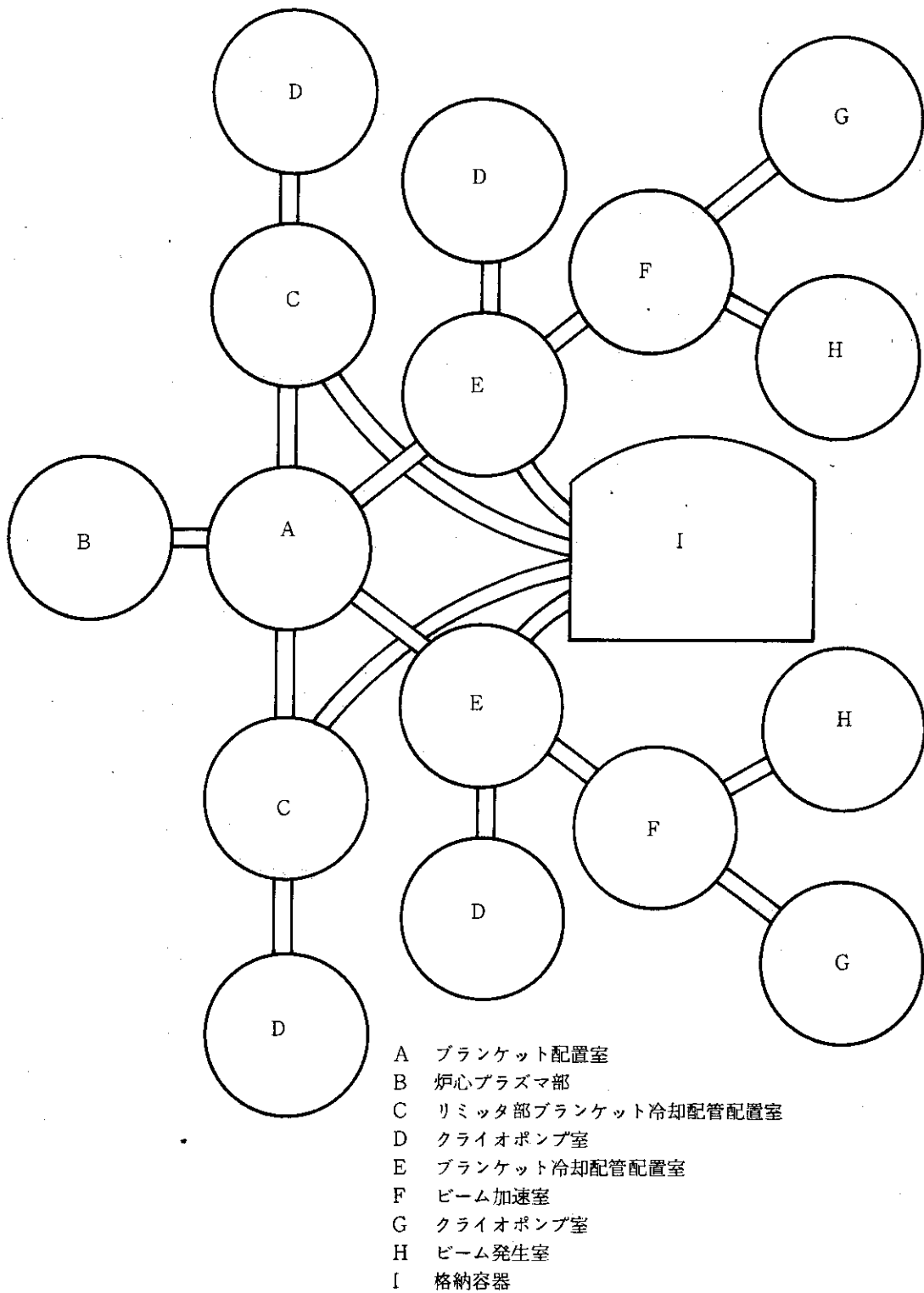


Fig. 1.A.2 核融合実験炉真空容器計算モデル

## 2. トリチウム格納系の概念設計

### 2.1 序

昭和51年度に実施した実験炉第1次予備設計の主冷却系設計<sup>1)</sup>をベースに通常時および事故時の環境へのトリチウム放出量を低減させるために次のような検討をおこなった。

#### (i) トリチウム放出量の評価

第1次予備設計をベースに1次冷却系より格納系へのトリチウム透過、漏洩量を評価し、対策の必要性を示した。

#### (ii) トリチウムの環境放出経路の検討

通常時および事故時の環境へのトリチウム放出経路とその放出量を評価し、問題となる経路を指摘した。

#### (iii) トリチウム放出低減用防護対策の検討

トリチウム透過対策の必要性から考えられる各方策を比較検討し、代表的な方策に関して系統計画をおこない、その効果を評価するとともに主要機器の格納配置の検討をおこなった。

### 2.2 トリチウム放出量の評価

#### 2.2.1 通常時の主冷却系よりのトリチウムの拡散透過量

実験炉第1次予備設計をベースに、主冷却系より格納系へのトリチウムの拡散透過量を求めた。その結果、透過量が許容限よりはるかに大で、対策が必要であることが示された。

##### (1) 解析方針

解析対象として、第1次予備設計結果を用い、間欠運転時の準静定状態における1次冷却系バウンダリよりのトリチウム透過量および構造材中へのトリチウム溶解量を求めた。

トリチウムの透過量および溶解量の計算には Sieverts の式を用いた。構造材温度分布計算は、当社既存の核融合炉1次冷却系特性解析コード「HERDY」を用いておこなった。

##### (2) 解析結果

各構造機器別のトリチウム透過量および溶解量を Table 2.2.1 に示す。解析手法、解析条件、等を含む計算の詳細については、付属資料2.A「1次冷却系バウンダリよりのトリチウム透過量および構造材中へのトリチウム溶解量の計算」を参照のこと。

##### (3) 検討

以上の結果から、通常時格納容器内へ1次冷却系から拡散透過するトリチウム量は  $9.88 \times 10^{-3}$  g/day (95Ci/day) と評価された。環境評価はさらに設計を進めなければ出来ないが、上記トリチウム量を直接スタックから放出するのは不可能であり特別な配慮が必要となる。

この放出量低減化方法は、2.4で詳述するが、主冷却系から格納容器への放出トリチウム量を低減し、サイト境界で被曝線量目標以下にする方法が最良と考える。この一方法として、1次系高温配管にジャケットを設置しジャケット内にガスをスweepしてジャケット内のトリチウムを回収する方法を採用した。

Table 2.2.1に示すように、蓄熱器の蓄熱管中に0.154 g/1基のトリチウムが溶解している。すなわち蓄熱器1基は270tのSUS 316で構成されていて、定常状態時には $\sim 6 \times 10^{-4}$  wt ppmのトリチウムがこの構造材中に溶解する事になる。この結果、1次冷却系破断時及び保守修理時にはこの蓄熱器構造材中に溶解しているトリチウムが重要な線源となる。

この蓄熱器内のトリチウム溶解量は、触媒酸化器を蓄熱器の前に設置する事により $\sim 4 \times 10^{-3}$ 低減出来る。この場合、蓄熱器構造材(M)との $T_2O + M \rightarrow MO + T_2$ 反応により発生するトリチウムガスが、中間熱交換器での透過挙動にどの程度影響するか定量的な検討を要する。

## 2.2.2 通常時の主冷却系よりのトリチウム漏洩量

### (1) 冷却材漏洩の検討

通常時に1次冷却系バウンダリより格納系へ冷却材が漏洩するのに伴ってトリチウムが放出される。ヘリウムとトリチウムの漏洩のしやすさは大差ないと考えられるので、冷却材中の成分比だけトリチウムが漏洩すると考えられる。冷却材漏洩量は、類似プラントの実績を参考にして推定する。

在来例としてドラゴン炉<sup>5)</sup>においては0.01 %インベントリ/dayと報告されている。この値はサンプリング、その他の放出損失は含まれておらず、コントロール出来ないがバウンダリよりの連続放出率である。

核融合実験炉の場合ドラゴン炉よりも小さな値にすることは可能と考え、0.01%インベントリ/dayを今回の検討における設定値とする。

### (2) トリチウム漏洩の検討

前項で1次冷却系からのHe冷却材漏洩量を検討した。ここでは、この1次冷却系からの漏洩ヘリウムと共に格納容器内に漏洩するトリチウム量を検討してみた。

はじめに、1次冷却系ヘリウム中のトリチウム量を下記の前提条件より求めてみた。

- (i) トリチウム生成量(S) ..... 10 g/day
- (ii) 1次冷却系内ヘリウム・インベントリ ..... 1.0t
- (iii) トリチウム回収系バイパス流量 ..... 1.0% by-pass/total flow
- (iv) 1次冷却系内ヘリウム一巡時間 ..... 6.92 sec
- (v) 回収系でのトリチウム除去率 ..... 90%

以上の前提条件より、1次系からのトリチウム除去率(R)は $0.9 \times 0.01 / 6.92 = 1.30 \times 10^{-3}$  (1/sec)となる。これより、トリチウム崩壊定数を $\lambda$ 、配管へ沈着し透過する透過率を $R_1$ 、ヘリウムガスと共に1次系から漏洩する漏洩率を $R_2$ とすると、1次冷却系ヘリウム中のトリチウム・インベントリ( $N_T$ )には、

$$\frac{dN_T}{dt} = S - RN_T - R_1 N_T - R_2 N_T - \lambda N_T$$

が成立つ。ここで、 $R_1 \ll R$ ,  $R_2 \ll R$ ,  $\lambda \ll R$ と仮定出来るから、上式は近似的に

$$N_T = \frac{S}{R} (1 - e^{-Rt})$$

となる。

この結果、1次冷却材ヘリウム中のトリチウム量は、 $0.089\text{g-T}$  となる。

このトリチウムがヘリウム冷却中に均質に分布していると仮定し、さらにトリチウムの漏洩量が、前項で評価したヘリウム漏洩率 ( $0.01\%/\text{day}$ ) に比例するとすると、格納容器への放出トリチウム量は、 $8.9 \times 10^{-6}\text{g}/\text{day}$  となる。この漏洩トリチウムは、スタックを通し放出される事になる。

### 2.2.3 事故時トリチウム放出量

主冷却系圧力バウンダリーは異常な漏洩、および大破断の発生する確率が極めて小さくなるように設計、製造しなければならない。又、考えられるすべての事故及び放射性物質（腐食生成物等）を洗い出し、その影響を近い将来定量的に評価しなければならないが、ここでは、1次冷却系配管破断時（真空容器外）に格納容器内に放出される可能性のあるトリチウム量を検討してみた。

Table 2.2.2 に1次冷却系内に存在する全トリチウム量を各機器別に示す。これより明らかなように、ブランケット  $\text{Li}_2\text{O}$  中に溶解しているトリチウム量が  $50\text{g}$  であり、1次冷却系内全トリチウム・インベントリーの大部分がブランケット内に存在している。一方、1次冷却系内を循環しているトリチウム量は  $0.089\text{g}$  である。このため、事故発生後の比較的短時間（数分間）の現象では、各構成材中に溶解しているトリチウムの拡散離脱効果は無視出来るとすると、He 中のトリチウム ( $0.089\text{g}$ ) が主な放出トリチウムとなる。

一方、事故発生後の長時間の現象としては、真空容器出入口部の隔離弁の作動が期待出来るため、格納容器への放出トリチウム源としてブランケット内トリチウムは無視出来ると思われる。この場合、蓄熱器中に溶解しているトリチウムの脱離放出が主なトリチウム源であり、このトリチウムは長時間にわたり放出されるものと思われる。

このような事故時放出トリチウムは、2.4.3 に記述する非常時トリチウム除去系の作動により除去される。

又、主冷却系内のトリチウムがすべて  $\text{T}_2$  ガスとして冷却系室へ放出され、空気と混合すると仮定した場合のトリチウム容積比は  $\sim 4 \times 10^{-8}$  である。これは発火限界容積比 4% に比べ十分低く、トリチウム放出による格納容器内での爆発は考慮する必要はない。

Table 2.2.1 構造機器別トリチウム透過量と溶解量

	トリチウム透過量		トリチウム溶解量	
	1ループ当りの 透過量 g/day/loop	全透過量 (4ループ分) g/day	1ループ当りの 溶解量 g/loop	全溶解量 (4ループ分) g
高温配管	$2.24 \times 10^{-3}$	$8.98 \times 10^{-3}$	0.0138	0.055
蓄熱器	$2.19 \times 10^{-4}$	$8.76 \times 10^{-4}$	0.154	0.616
中間熱交換器	$5.44 \times 10^{-6}$	$2.18 \times 10^{-5}$	$1.35 \times 10^{-5}$	$5.40 \times 10^{-5}$
低温配管	$2.42 \times 10^{-7}$	$9.68 \times 10^{-7}$	$2.54 \times 10^{-5}$	$1.02 \times 10^{-4}$

Table 2.2.2 1次冷却系内トリチウム・インベントリ

機 器	トリチウム・インベントリ	備 考
ブランケット中	50g	(原研設定)
1次冷却系He中	0.089g	
高温配管部溶解量	0.055g	
低温 " "	$1.02 \times 10^{-4}g$	
蓄熱器部 "	0.616g	
IHX "	$5.40 \times 10^{-4}g$	
高温ヘッダ "	(0.031g)	今年度設計値を適用
低温 " "	( $6.56 \times 10^{-5}g$ )	"

## 2.3 トリチウム 環境放出経路の検討

### 2.3.1 通常時トリチウム放出経路の検討

通常時のトリチウム放出経路の検討上重要なものとしては、

- (i) 中間熱交換器伝熱管よりのトリチウム透過漏洩
- (ii) 1次冷却系ホット・レグ部配管・ヘッダ・機器よりのトリチウム透過漏洩
- (iii) 1次冷却系機器・弁・ジョイント等よりのトリチウム漏洩
- (iv) トリチウム回収系よりのトリチウム漏洩

が挙げられる。

(i), (ii)の放出はトリチウムの高温での透過性に由来するもので、特に大きな問題である。その放出経路図を Fig. 2.3.1 に示す。

また、(iii), (iv)の放出は、機器、弁、ジョイント等よりの避けえない漏洩に由来するものである。その放出経路図を Fig. 2.3.2 に示す。

以下これに従って各放出経路の内容を述べる。

#### (1) 中間熱交換器配管よりのトリチウム透過漏洩

通常時のトリチウム放出経路において、環境評価上最も重要なものである。

これは、ブランケットで  $10\text{ g/day}$  のトリチウムが発生し、1次冷却系 ( $500^\circ\text{C}\sim 440^\circ\text{C}$ ,  $10\text{ ata He}$ ) 中を通過する。そのトリチウム分圧は  $3.93\times 10^{-6}\text{ Torr}$  である。トリチウム分圧を下げて透過を低減するために触媒酸化反応器で酸化し、トリチウムをトリチウム水に変換する。その残存トリチウムガスは  $5.48\times 10^{-11}\text{ Torr}$  の分圧をもっている。これが中間熱交換器の伝熱管から  $0.2\text{ Ci/day}$  以下の割合で透過漏洩する。透過しなかったトリチウムは、バイパスされ、トリチウム回収系で回収される。

2次冷却系へ透過したトリチウムは、2次冷却系配管機器・弁からの漏洩により、環境へ放出される。あるいは、2次トリチウム回収系を設ければ、環境への放出は少なくなる。

#### (2) 1次冷却系ホットレグ部配管・ヘッダ・機器よりのトリチウム透過漏洩

これはトリチウム放出経路、トリチウム格納方式に重要な影響を与える。ブランケットで  $10\text{ g/day}$  のトリチウムが発生し、1次冷却系のホット・レグ部の高温配管・機器 ( $500^\circ\text{C}\sim 400^\circ\text{C}$ ) から  $\sim 95\text{ Ci/day}$  の割合で透過漏洩する。

透過漏洩したものは、格納容器内へ放出される。

これは格納排気系を経由して環境に放出される。このトリチウムの  $\sim 95\text{ Ci/day}$  の放出量は大きいので低減する必要がある。格納排気系にトリチウム処理系を設けることは、処理系は膨大なものとなるので、採用されない。その他の適当な方式によって放出低減を図らねばならない。

その詳細は、次の節 2.4 に示す通りである。

#### (3) 1次冷却系の機器・弁・ジョイント等よりのトリチウム漏洩

ブランケットから  $10\text{ g/day}$  のトリチウムが発生するが、これが、冷却材 He ガス ( $10\text{ ata}$ ,  $500^\circ\text{C}\sim 300^\circ\text{C}$ ) とともに、炉室あるいは、1次冷却系室に漏洩する。この量は1次冷却材インベントリの  $0.01\%$  /day の割合で漏洩する。これは、 $0.085\text{ Ci/day}$  の放出に相当する。この放出したトリチウムは格納排気系を経由して環境に放出される。



この漏洩の源は、次の通りである。

- (i) ポンプ等機器のシール部分等からの漏洩
- (ii) 弁のシール部分等からの漏洩
- (iii) ジョイント部分からの漏洩
- (iv) その他

この漏洩放出の低減防止策としては、

- (i) 機器の数を減らす。その漏洩部分を減らす。
- (ii) 弁の数を減らす。漏洩しないまたは、漏洩の少ない弁を用いる。
- (iii) ジョイントの数を減らす。全溶接をねらう。
- (iv) 漏洩検査を厳格におこなう。

が必要である。

#### (4) トリチウム回収系よりのトリチウム漏洩

(3)の1次冷却系の機器、弁、ジョイントよりの漏洩に準じた、漏洩源、漏洩防止策が、そのまま適用できよう。

トリチウム回収系機器、タンク類、弁、ジョイント部よりの漏洩したものは、非常時トリチウム除去系で処理される。

### 2.3.2 事故時トリチウム放出経路の検討

ブランケット冷却系には大量のトリチウムが、インベントリされている。この系統の事故時のトリチウム放出経路を検討することは、トリチウムによる環境汚染を評価するのに重要なキー・ポイントである。

事故の種類としては、

- (i) 真空容器内ブランケット・配管部事故
- (ii) 格納容器内1次冷却系配管破断・機器破損事故
- (iii) 2次冷却系事故
- (iv) トリチウム回収系事故

である。これらのトリチウム放出経路をFig. 2.3.3に示す。

以下、検討結果を次に示す。

#### (1) 真空容器内ブランケット・配管部事故

ブランケットの破損事故、配管破断事故等が考えられる。破損事故や配管破断事故では、ブランケットおよび1次冷却系内にあるトリチウムが、冷却材としてのHeガス(～500℃)と共に、真空容器内に流出する。それとともに事故発生した室は急速に圧力上昇する。流出したHeガスはクライオ・ポンプ室にはいり、トラップされているトリチウムを瞬時に蒸発させ、Heガスと混合し、他の室へ充満する。圧力上昇により、真空容器室の圧力開放機構が開く。これにより、格納建屋内に、Heガスと共にクライオ・ポンプ部、トリチウム・インベントリのほとんど全量が放出される。

クライオ・ポンプのゲート弁はできるだけ速やかに、～10秒で閉められる。もしゲート弁に

より、冷却材としての事故時流出Heがクライオ・ポンプに流入する前に、シャット・アウトできれば、クライオ・ポンプにあるトリチウムの放出を防止できる。結果的には、圧力上昇により、圧力開放機構が開きHe放出と共にトリチウムが放出され、格納建屋を汚染する。いずれにしても格納建屋には、格納の非常時トリチウム除去系(EMERGENCY TRITIUM REMOVAL SYSTEM, ETRS)が設けられており、格納建屋の雰囲気空気と共にトリチウムが処理され、許容レベル以下の濃度にされる。また一部は漏洩でトリチウムが放出される。

#### (2) 格納容器内1次冷却系配管破断・機器破損事故

1次冷却系の配管破断、機器破損、停止による流量喪失事故や冷却材喪失事故を想定する。

流量喪失事故の場合、冷却が止って、崩壊熱や残留熱の除去能力がなくなるが、この発生熱量が小さいので、トリチウムの放出をとまなわない。

次の冷却材(He)喪失事故が問題である。

Heガスと一緒に2次冷却系のトリチウムが格納容器内に放出される。勿論、その最大は冷却系配管破断である。

1次冷却系室内へ放出されたトリチウムは、格納のETRSを用いて、処理される。一部は漏洩で環境に放出される。

#### (3) 2次冷却系事故

2次冷却系事故により、炉はすぐに停止させる。トリチウム上は大きな放出事故にはならない。

#### (4) トリチウム回収系事故

トリチウム回収系の事故により、1次冷却系に作用を及ぼさず、1次冷却系のトリチウム・インベントリの放出はおこらないと考えられる。

配管破断事故により、トリチウム回収系室にトリチウムが放出される。このトリチウムは、格納のETRSにより処理される。

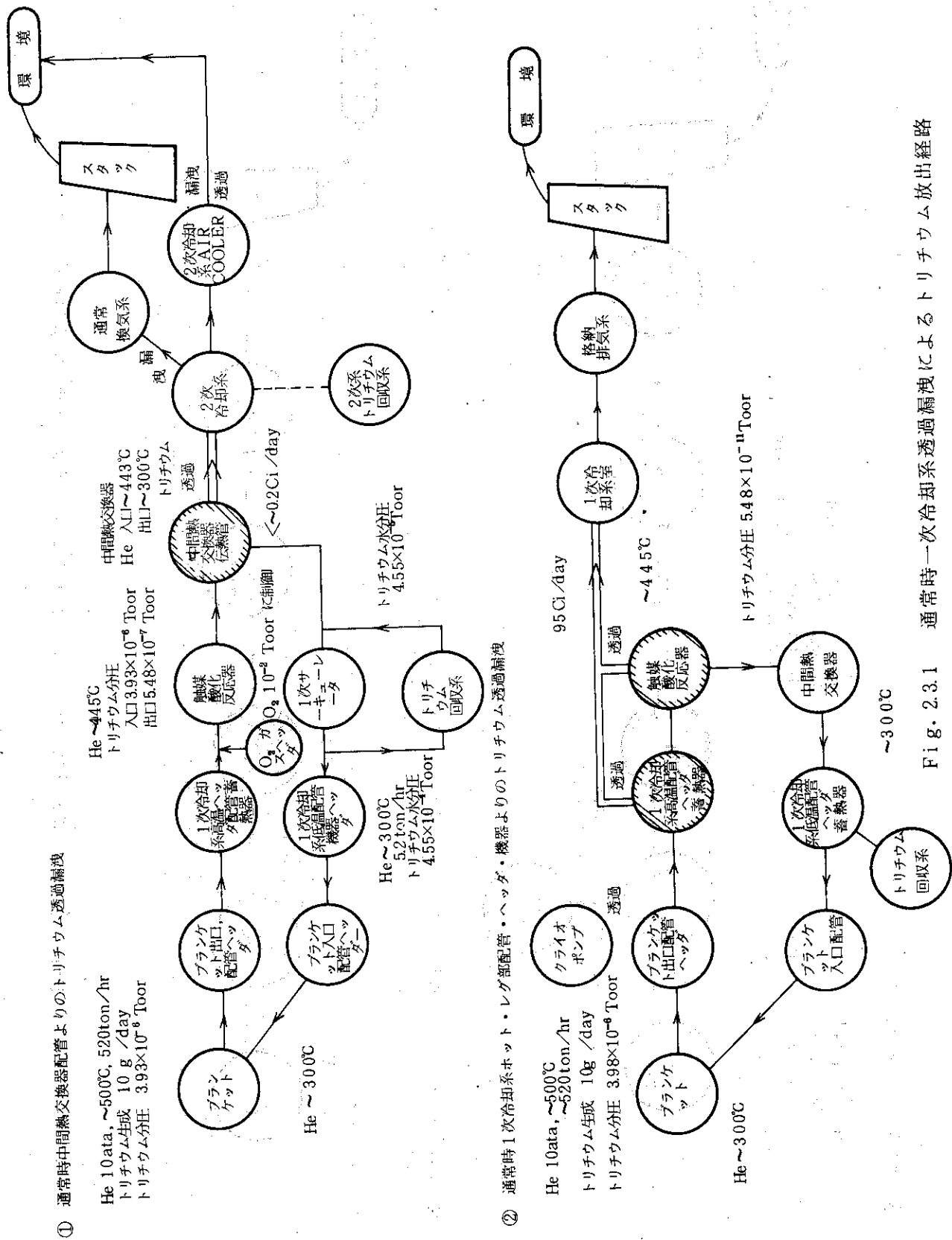
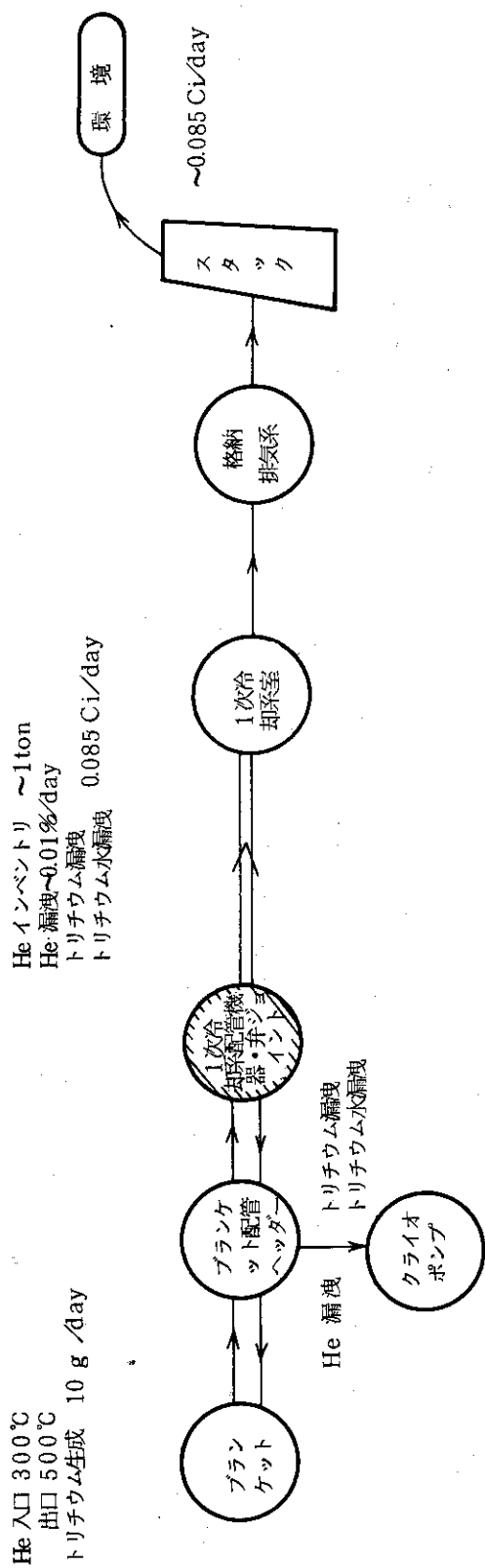


Fig. 2.3.1 通常時一次冷却系透過漏洩によるトリチウム放出経路

③ 通常時1次冷却系機器・弁・ジョイント等よりのトリチウム漏洩



④ 通常時トリチウム回収系機器、弁、ジョイント等よりのトリチウム漏洩

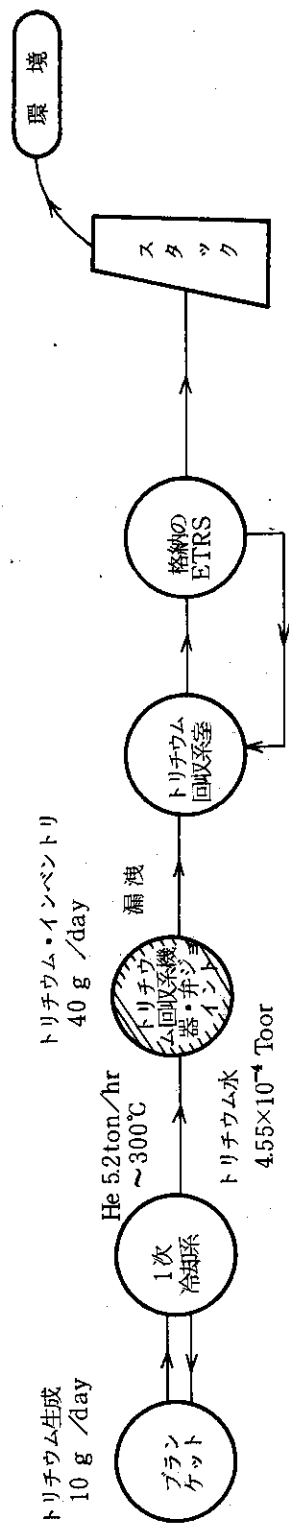


Fig. 2.3.2 通常時機器・弁・ジョイント等よりの漏洩トリチウム放出経路

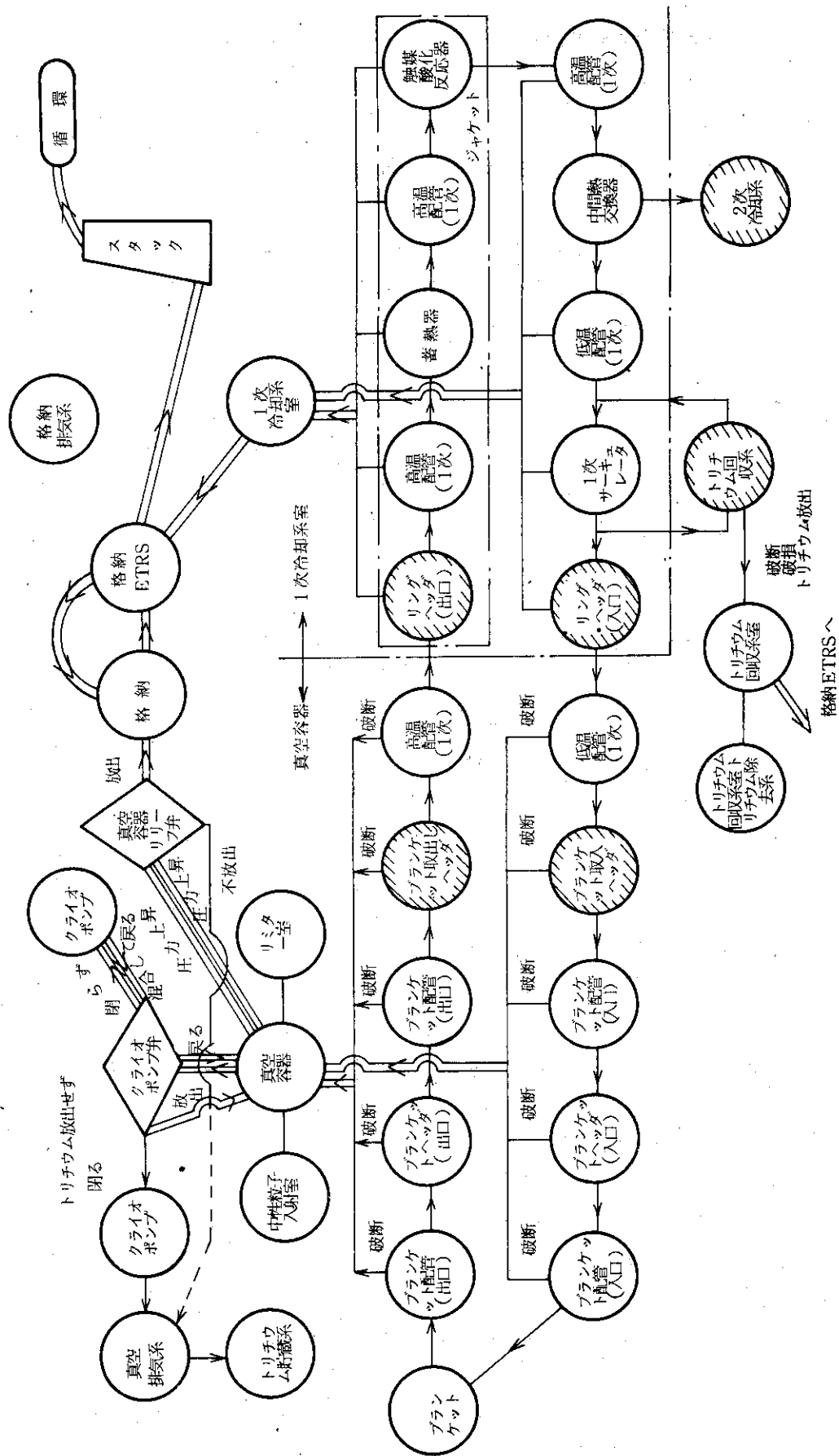


Fig. 2.3.3 事故時トリアチウム放出経路

## 2.4 トリチウム放出低減用防護対策の検討

### 2.4.1 放出量低減防護方策の基本的考え方

2.3のトリチウム放出経路の検討のうちで、通常時の核融合炉1次冷却系ホット・レグ部の配管・機器からのトリチウムガス透過による格納容器への漏洩が $\sim 95\text{Ci/day}$ となり、環境へのトリチウム放出が問題となる。

この放出トリチウム量を格納容器内で処理する場合、処理系が膨大となる。このため、ホット・レグ部からのトリチウム放出低減防護対策が必要となる。その対策としては、配管外管温度を下げて透過量を低減する方法と透過漏洩したトリチウムをスイープ・ガスで捕集して低減する方法とがある。また、その折衷案も考えられる。

その主なものとして、

- (i) 内部断熱方式 (A方式) : 内部断熱により外管温度を下げる。
  - (ii) 外部断熱ジャケット方式 (B方式) : ジャケットを設け、高温配管外周を断熱材で巻き、その外側にスイープ・ガスを流し、トリチウムを捕集し、ジャケット外管温度を下げる。
  - (iii) B方式で真空に引く (C方式)
- が挙げられる。

Table 2.4.1にその比較を示す。A, B, C各方式とも一長一短であることがわかる。B方式 (ジャケット方式) の特徴としては、

- (i) 腐食生成物の蓄積量一少
  - (ii) 事例一有り
  - (iii) 配管クリーニング一容易
  - (iv) 溶接部の保守・点検一困難ではない
- が挙げられる。

これらを勘案して、B方式 (ジャケット方式) でのトリチウム放出低減方式を採用しても妥当性は失われないであろう。

さて、ジャケット方式でのジャケット部の詳細な解析は、2.4.2に示されるが、ジャケット方式の基本的要求事項は次の通りである。

- (i) 格納容器へのトリチウム透過漏洩をHe漏洩にともなうトリチウム漏洩より少くする。
- (ii) ジャケット外管温度を適当な温度以下にする。
- (iii) 放熱量を少くする。

ジャケット方式の基本項目をTable 2.4.2に示す。

この結果をまとめると、次の通りである。

- (i) 触媒酸化反応器は中間熱交換器直前に設置する。
- (ii) ジャケット・トリチウム処理系は独立の処理系とする。
- (iii) スイープ・ガスは $\text{N}_2$ ガスを使用し、スイープ・ガス圧力は $1\text{ata}$ とする。
  - └ 種類  $\text{N}_2$  ガス
  - └ 圧力  $\sim 1\text{ata}$  ベース

これをベースにジャケット方式の解析と評価 (2.4.2参照)、その結果をもとにジャケット方式の系統設計 (2.4.3(6)参照) がなされ、トリチウム格納のための、系統機器構成が明らかにされる。

## 2.4.2 ジャケット方式の評価

## (1) ジャケット方式の特性評価

1次冷却系、特に高温配管部においてトリチウムの拡散透過が問題であると2.2.1で指摘した。このため、前年度までのリングヘッダーを2段集合方式(2.4.3参照)に変更し、高温配管部(真空容器出口-中間熱交換器入口部)にジャケットを設けて1次系外へのトリチウム漏洩を極力防止するよう設計を行なった。本節ではこのジャケット部にスイープガスを流し、下記の項目を検討し、ジャケット方式により格納容器内へのトリチウム透過の低減化が成立するかどうか検討してみた。

- (i) スイープガスの温度分布(流れ方向)
- (ii) ジャケット部から格納容器への放熱量
- (iii) ジャケット部から格納容器へのトリチウム透過量、及びジャケット方式によるトリチウム放出低減化量
- (iv) スイープガス中トリチウム濃度
- (v) スイープガスとしての $N_2$ ガスとHeガスの比較

## a) 基本構造

Fig. 2.4.13 にジャケット方式の系統図を示す。2.3.1で明らかなように、高温配管部で多量のトリチウムが格納容器に漏洩するため、本解析では真空容器出口から中間熱交換器入口部までジャケットを設置する事とした。Fig. 2.4.14にジャケットの構造概念図を示す。ジャケット内のスイープガス温度上昇を抑えジャケット外管からのトリチウム透過量を少なくする事、格納容器内への放熱量を抑える事、及びジャケット内でのトリチウム・インベントリー量を小さくする事を目的に、1次系圧力バウンダリーとスイープガス間に断熱材(カポサイト)をはりつけた。

Table 2.4.10 にジャケット各部及び主冷却系配管構造寸法を示す。

## b) 解析式

## (i) ジャケット内スイープガス温度解析

ジャケット内での管長 $L$ (m)当り時間(h)当りの熱増加量 $Q$ は下記の式より求めた。

$$Q = 2\pi L \times \{ K_1^* (t_A - t_B) - K_2^* (t_B - t_C) \} \quad (\text{kcal/h}) \quad \dots\dots\dots (1)$$

ここで

$t_A$  : 1次冷却He温度 (°C)

$t_B$  : スイープガス温度 (°C)

$t_C$  : 格納容器雰囲気温度 (°C)

$K_1^*$  : 1次冷却系からジャケットへの熱通過率に相当する量 (kcal/mh°C)

$K_2^*$  : ジャケット部から格納容器への " に相当する量 (kcal/mh°C)

(付属資料 2.B 参照)

これより、管長 $L$ (m)間でのスイープガスの上昇温度( $\Delta T$ )は、

$$\Delta T = Q / (C_P \times V \times r) \quad (\text{°C})$$

$C_P$  : スイープガス比熱

$V$  : スイープガス流量

$r$  : 比重量

となる。

なお、今回はジャケット外管の軸方向は熱伝導は考慮せず、1次元解析によるパラメータサーベイを行なった。

(ii) 1次冷却系からジャケット部へのトリチウム透過解析

1次冷却系からジャケット部への管長  $L$  (cm) 当り1日当りのトリチウム透過量  $\phi_1$  (g-T/day) は、Sieverts の法則より求めた。

$$\phi_1 = \sqrt{3} \times \frac{A_1}{L_1} \times B \times \{ \sqrt{P_1} - \sqrt{P_2} \} \times \exp \left( - \frac{E}{RT_1} \right) \quad \dots \dots \dots (2)$$

ここで

$A_1$  : 管長  $L$  (cm) 当りの表面積 (cm<sup>2</sup>)

$L_1$  : 1次冷却系配管肉厚 (断熱材は無視)

$B$  : Sieverts の透過係数

$$= 0.65 \times 10^{-2} \text{ (g} \cdot \text{cm/cm}^2 \cdot \text{day} \cdot \text{Torr}^{1/2} \text{)}^6$$

$E$  : 活性化エネルギー = 16100 (cal/mole)

$P_1$  : 1次冷却系内トリチウム分圧 (Torr)

$P_2$  : ジャケット内トリチウム分圧 (Torr)

$T_1$  : 1次冷却系配管温度 (°K)

(iii) ジャケット部から格納容器へのトリチウム透過解析

ジャケット部から格納容器への管長  $L$  (cm) 当り1日当りのトリチウム透過量  $\phi_2$  は、(ii)と同様に求める事が出来る。

$$\phi_2 = \sqrt{3} \times \frac{A_2}{L_2} \times B \times \sqrt{P_2} \exp \left( \frac{-E}{RT_2} \right) \quad \dots \dots \dots (3)$$

ここで

$A_2$  : 管長  $L$  (cm) 当りのジャケット外管表面積 (cm<sup>2</sup>)

$L_2$  : ジャケット外管の肉厚 (cm)

$P_2$  : ジャケット内トリチウム分圧 (Torr)

$T_2$  : ジャケット外管温度 (°K)

c) 解析条件

スイープガスとして、He ガスと N<sub>2</sub> ガスを選定し、ジャケット内スイープガス流量をパラメーターに解析してみた。

Table 2.4.3 にジャケット各部での解析条件の主要目を示す。Case 1~3 は He ガス、Case 4~6 は N<sub>2</sub> ガスをスイープガスとして使用した時であり、各ジャケット部で Re 数が同程度となるようパラメーター値を設定した。

ジャケット内のスイープガス圧は、スイープガスの外部漏洩を防止するため、格納容器内雰囲気圧力より若干低めとする。

又、格納容器雰囲気温度は 50°C として、ジャケット部から格納容器への放熱量を解析した。



## d) 解析結果及び考察

Fig. 2.4.1 にスイープガスとしてHeを使用した場合、Fig. 2.4.2 にN<sub>2</sub> ガスを使用した場合のスイープガス温度分布を示す。

ジャケット入口部におけるスイープガス温度は50°Cである。スイープガス出口近傍の第1ヘッダー真空容器間で断熱材厚さが5cmであるため、この部分で急激にジャケットガス温度が上昇している。又、HeとN<sub>2</sub>とを比較検討すると、ジャケット内で同程度のRe数であっても、N<sub>2</sub>ガスをを使用した方が、スイープガス温度を低く保つ事が出来る。これは、断熱材をN<sub>2</sub>ガス雰囲気で使用する場合、断熱効果を示す断熱材熱伝導率がHe中のそれに比べて約1/7で、1次冷却系からジャケット部への放熱量が少なくなる事による。

Fig. 2.4.3, Fig. 2.4.4にそれぞれHeガス及びN<sub>2</sub>ガスを使用した場合のジャケット内トリチウム分圧の分布図を示す。どのCaseでも触媒酸化反応器部でトリチウム分圧が急激に変化している。これは、1次冷却系内の触媒酸化反応器で1次冷却系内トリチウムガスが酸化され、この部分で~5桁ほどトリチウムガス分圧が減少している事による。又、ジャケット出口部のトリチウム分圧は、ジャケット内を流れるスイープガスの通過時間に依存している事がわかる。すなわち、ジャケット内のスイープガス流量が多ければそれだけジャケット内のトリチウム分圧を小さくする事になり、ジャケット外管を拡散透過し格納容器へ漏洩するトリチウム量を低く抑える事が出来る。

Fig. 2.4.5, Fig. 2.4.6にジャケット外管温度分布を示す。又、このジャケット外管温度を使用した時のジャケットから格納容器へのトリチウム透過量分布をFig. 2.4.7, Fig. 2.4.8に示す。縦軸は、ジャケット外管の単位管長当りの放出トリチウム量を示す。N<sub>2</sub>ガスとHeガスを比較すると、N<sub>2</sub>ガスをを使用した場合、Heに比べ1桁以上透過量が小さくなる。これは、He使用時は、ジャケット内のトリチウム分圧はN<sub>2</sub>より1桁程度小さいが、N<sub>2</sub>を使用するとスイープガス温度を低く保つ事が出来、さらにジャケット外管温度を低く保てる事による。

Table 2.4.4に今回解析した結果をまとめて示す。ジャケットなしの場合は、高温部配管全体系から格納容器へ $3.1 \times 10^{-3}$  g-T/day (1ループ)漏洩するが、ジャケットを設ける事により各Caseとも4~6桁トリチウム透過量を減少させる事が可能である。また、ジャケットを設置することにより1次冷却系からヘリウムガスと共に格納容器に漏洩するトリチウム量( $8.9 \times 10^{-6}$  g/day)に比べ十分に低い値に設計可能であることがわかる。

## e) まとめ

下記にHe及びN<sub>2</sub>ガスをスイープガスとして、ジャケット内スイープ流量をパラメーターとして、解析した結果を示す。

- i) スイープガス流量は十分小さいほどスイープガス純化は容易であるが、ジャケット内での流れ特性を考慮し、各領域が乱流状態となる最小スイープ流量が良いと考える。
- ii) 高温部にジャケットを設け、ガスをスイープする事により格納容器へのトリチウム透過漏洩量を十分小さく出来る。
- iii) ジャケット内側(1次冷却系圧力バウンダリーとスイープガス間)に断熱材10cm(圧力容器-第1ヘッダ間は5cm)をはりつける事により、格納容器への放熱量及びトリチウム漏洩量を十分に低く保てる。

Ⅳ) スweepガスとしてHe ガスよりN<sub>2</sub> ガスを使用した方が、ジャケット効果を発揮する。  
以上の事より、本設計では、スweepガスとしてN<sub>2</sub> ガスを使用する Case 5を採用する事とした。

## (2) ジャケット方式採用時のトリチウム放出量評価

前項で、高温配管部にジャケットを設ける事により格納容器へのトリチウム透過放出量が大幅に低減する事を明らかにした。ここでは、高温部にジャケットを設置し、低温配管部を含めた1次冷却系全系統より格納容器内に透過漏洩するトリチウム量を評価してみた。

### a) 基本構造

本設計でのジャケット構造及び主冷却系配管構造は 2.4.3(2)に示す。

### b) ジャケットの基本設計要目

ジャケットの基本設計要目は、前節の Table 2.4.3 の Case 5 と同じである。下記に基本設計主要目を示す。

- (i) ジャケット内スweepガス……N<sub>2</sub> ガス
- (ii) " " 流量…… $1.91 \times 10^3 \text{ m}^3 / \text{hr}$  (1 ループ)
- (iii) " " 圧力……約 1 ata
- (iv) " " 入口温度……50°C
- (v) 断熱材設置部………1次系圧力配管—スweepガス間
- (vi) ジャケット設置部………IHX入口部～真空容器出口部の高温配管部
- (vii) スweepガス入口部………IHX 入口部

### c) 結果及び検討

Fig. 2.4.9 にジャケット部におけるスweepガス温度及びジャケット外管温度分布を示す。格納容器へのトリチウム透過漏洩に寄与するジャケット外管温度は、最高 86°C であるが主な高温配管部では～70°C であり、格納容器露出気温度 50°C より～20°C の上昇となる。

Fig. 2.4.10 には1次冷却系高温部のトリチウムガス分圧分布とジャケット内トリチウムガス分圧分布を示す。ジャケット内のトリチウム分圧は  $2.24 \times 10^{-7}$  Torr まで上昇するが、1次冷却系トリチウム分圧より1桁以上低く保たれている。

Fig. 2.4.11 に1次冷却系全系統(1ループ)の各機器部で格納容器へ放出されるトリチウム透過漏洩量、1次冷却系構造部に溶解するトリチウム量及び格納容器内へ放出される放熱量を示す。ジャケット設置により、高温部からのトリチウム透過量は6桁程度低減化した。蓄熱器は、 $1.4 \times 10^5$  kg の SUS 316 製蓄熱管で構成されているため、この蓄熱管中に1次冷却系内のトリチウムが  $7.55 \times 10^{-2}$  g 溶解する。又、真空容器出口—高温第1ヘッダ間のジャケット部から 69kW、真空容器入口—低温第1ヘッダ間の配管より 53kW の放熱量がある。これは、構造設計上 5 cm 厚の断熱材による。

Table 2.4.5 には、1次冷却系全系統から格納容器内へ放出される透過漏洩トリチウム量及び 2.2.2 で評価した1次冷却系 He ガスと共に格納容器へ漏洩するトリチウム量を示す。高温部にジャケットを設置することにより、拡散透過漏洩量は、1次冷却系 He ガスと共に漏洩するトリチウム量以下となる。このため、通常時に格納容器内へ放出される全トリチウム量は  $1.04 \times 10^{-5}$  g/day (～0.1Ci/day) である。このトリチウム量はスタックを通し、空気

希釈され放出される。環境評価は、さらに具体的な設計が進まなければ出来ないが、本設計における1次冷却系からのトリチウム放出量  $0.1 \text{ Ci/day}$  は十分許容されるものと思われる。又、Table 2.4.6には1次系より2次系に透過するトリチウム量を示す。

Table 2.4.7に1次冷却系全構成材中に溶解する全トリチウム量を示す。その結果、構造材中に、多量のトリチウムが溶解しているため主冷却系機器の保守点検及び修理時の事前の除染方法を開発する必要がある。

Table 2.4.8には、1次冷却系より格納容器に放出される放熱量を示す。格納系に放出される全放熱量は  $1415 \text{ kW}$  であり原子炉熱出力 ( $150 \text{ MWt}$ ) のほぼ  $1.0\%$  である。この放熱量は十分許容されるものと思われる。又、この放熱量は大部分が主冷却室に放出されるが、2.4.3の(8)で除熱方法を記す。

### 2.4.3 格納配置用系統機器の設計

格納配置用系統および機器は原則として第1次予備設計に従うがジャケット方式の採用等一部系統機器の変更や追加をおこなっている。ここには配置計画に必要な寸法条件を主として各系統機器の仕事を示している。

#### (1) 1次系ヘッダー

1次系ヘッダーは、高温部ヘッダー及び低温部ヘッダーから構成されている。

本設計では、ヘッダー部からのトリチウム透過量を低く保つ事を考慮して高温部低温部ヘッダー共に二段集合方式とした。

Fig. 2.4.12は高温部ヘッダー及び低温部ヘッダーの系統図を示す。又Table 2.4.9に1次系ヘッダーの基本仕様を示す。

#### (2) ジャケット

主冷却系高温部の圧力バウンダリーより多量のトリチウムが拡散漏洩するので、特別な配慮が必要となる。このため1次冷却系高温部にジャケットを設置し、さらにジャケット内に  $\text{N}_2$  ガスをスイープする方式を採用した。

ジャケット部での断熱方式は、スイープガス温度の上昇を抑えるため1次系圧力バウンダリーとスイープガス間を断熱する方式とした。

Fig. 2.4.13にジャケット方式の系統概念図を示す。又、Fig. 2.4.14にはジャケット方式の構造概念図及びTable 2.4.10にジャケット各部の構造寸法を示す。

#### (3) 蓄熱器

蓄熱器は第1次予備設計の構造をそのまま用いることにした。しかし蓄熱器の蓄熱管長さを見直し  $20 \text{ m}$  から  $10 \text{ m}$  に変更した。この場合蓄熱器出口温度は  $\pm 15^\circ\text{C}$  程度の変動をするが、中間熱交換器における熱交換が大きな低減効果を示し原子炉入口温度は制限条件 (変動幅  $\pm 10^\circ\text{C}$  以下) に充分納まっている。Fig. 2.4.15に蓄熱器長さが  $20 \text{ m}$  の時と  $10 \text{ m}$  の時の温度挙動を比較して示す。

#### (4) 1次冷却系触媒酸化反応塔

JAERI-M 7199 において、触媒反応器の設計をおこなったが、蓄熱器出口の  $\text{He}$  ガス温度の補正による基本寸法を求めた。

- ㉔ トリチウム変換率： $\epsilon = 0.999987 (41 \times 10^{-6} \text{ Torr} \rightarrow 5.48 \times 10^{-11} \text{ Torr})$   
 ㉕ 流量： $V = 22 \times 10^2 \text{ m}^3 / \text{sec}$   
 ㉖ 温度： $T = 440 \text{ }^\circ\text{C} = 713 \text{ K}$   
 ㉗ 反応係数： $k = 1.48 \times 10^3 \text{ 1/sec}$   
            $[ = 227 \times 10^5 \exp(-7100/RT) ]$   
 ㉘ 触媒量(基本)： $V_{cu} = -\ell_n(1-\epsilon)/k/V$   
                    $= 1.7 \text{ m}^3$

以上より、かつファクターを約30とすると、1ループ当りの必要触媒容積 $V_c$ は、

$$V_c = 13 \text{ m}^3$$

直径を3m $\phi$ とすると、塔長Lは

$$H = 4 \times 13 / (\pi \times 3^2) \approx 2 \text{ m}$$

となる。

結果、基本寸法としては、3m $\phi$  × 2mL × 4基

となる。

これに、構造的検討等を加味して

$$3 \text{ m} \phi \times 6.8 \text{ mL} \times 4 \text{ 基}$$

となる。

この図面は Fig. 2.4.16 に示す通りである。

#### (5) トリチウム回収系

第1次予備設計結果のまま変更はない。

#### (6) ジャケット内トリチウム処理系

##### (i) 基本的な考え方

1次冷却系高温配管・機器から1次冷却系室へのトリチウム・ガス透過量は $\sim 120 \text{ Ci/day}$ である。

これを $\text{N}_2$ ガス・スリーブのジャケットを採用することによって1次冷却系室へのトリチウム放出量を許容値以下に抑えることを目的とする。このジャケット・トリチウム処理系(JACKET TRITIUM PROCESSING SYSTEM JTPS)は、核融合炉ホット・レグ部ジャケットの $\text{N}_2$ ガス中に透過したトリチウムを処理する。 $\text{N}_2$ ガスに、その他不純物が蓄積した時は、 $\text{N}_2$ ガスの総入替をおこない、純度をコントロールする。

JTPSのプロシートの基本は、トリチウム回収系に準じて約 $10^{-2} \text{ Torr}$ の $\text{O}_2$ 雰囲気下での触媒酸化をおこないモレキュラーシーブ塔でトリチウム水を脱水し、トリチウムを処理して、 $\text{N}_2$ ガスを循環する。

##### (ii) 基本設計条件

JTPSの基本設計条件は Table 2.4.11 に示す通りである。

##### (iii) 系統設計

(i), (ii)の基本的考え方、基本設計条件に基づき、JTPSの系統設計、そのプロシートは Fig. 2.4.17 に示す通りである。

このシステムは、核融合炉冷却系のホット・レグ部ジャケット出口からのトリチウムを含む～110°C、流量 $2.1\text{m}^3/\text{sec}$ の $\text{N}_2$ ガスを処理するが、このトリチウム分圧は～ $3\times 10^{-7}$  Torrである。まず、フィルター〔FLT-1, 2〕でダクトを除去し、ブロワー〔BL-1, 2〕を通し、 $\text{O}_2$ 分圧 $10^{-2}$  Torrのコントロール下に、熱交換器〔HX〕で昇温し、ヒータ内蔵の触媒酸化反応器〔CO-1, 2〕にて、400°Cで反応させ、トリチウムをトリチウム水蒸気に変換する。

次に先程の熱交換器に通し、冷却器〔CL〕とにより、常温の50°Cまでガス温度を下げる。

トリチウム水は、2段のモレキュラー・シーブ塔（MS-11, 12, 21, 22）で除去する。この時、水蒸気分圧、 $1\times 10^{-2}$  Torrにして“ $\text{H}_2\text{O SWAMP}$ ”をおこない、トリチウム水の除去係数として $10^4$ を確保し、 $3\times 10^{-11}$  Torrのトリチウム分圧にして、ジャケット入口に戻し、 $\text{N}_2$ ガスを循環させる。また、その他の不純物〔 $\text{CO}_2$ ,  $\text{CO}$ ,  $\text{CH}_4$  etc〕の一部〔 $\text{CO}_2$  etc〕は、モレキュラー・シーブ塔で若干除去されるが、基本的な純度管理は不純物が蓄積した時点で、純度の高い $\text{N}_2$ ガスと置換して純度を保つという方法をとる。

#### (V) 主要機器の設計

基本設計条件、系統設計に従い、主要機器として、触媒酸化反応器、モレキュラー・シーブ塔の基本寸法・仕様を検討したが、以下に示す通りである。これは、トリチウム格納配置の一部に資するものである。

##### a) 触媒酸化反応器

基本寸法を以下のように求める。

- トリチウム変換率 $\xi = 0.9999$  (T分圧 $3\times 10^{-7}$  Torr  $\rightarrow$   $3\times 10^{-11}$  Torr)
- 流量:  $V = 2.1\text{m}^3/\text{sec}$
- 温度  $T = 500\text{ }^\circ\text{C} = 773\text{ }^\circ\text{K}$
- 反応係数  $k = 2.2\times 10^3\text{ } 1/\text{sec}$   
 $[ = 2.27\times 10^5 \exp(-7100/RT) ]$
- 触媒量(基本):  $V_{cu} = -\ln(1-\xi)/(k/V)$   
 $= 0.009\text{m}^3$

以上より、かつファクターを約30と考えると、触媒容積 $V_c$ は、

$$V_c = 0.27\text{m}^3$$

いま、直径 $0.5\text{m}\phi$ とする。塔長 $L$ は、

$$L = 4\times 0.27/(\pi\times 0.5^2)$$

$$= 1\text{m}$$

となる。

結果、基本寸法としては、 $0.6\text{m}\phi\times 1\text{mL}\times 2$ 基となる。これにヒータ部、構造的検討、保温部を加味して大きさ、形状が決められる。

##### b) モレキュラーシーブ塔

モレキュラーシーブ塔は以下の条件で塔設計を行なった。

- $\text{H}_2\text{O}$ 入口分圧:  $1\times 10^{-2}$  Torr
- 系統圧力 : 1ata

- N<sub>2</sub> ガス流量 : 2.08 Nm<sup>3</sup>/sec
- N<sub>2</sub> ガス空塔速度 : 1.0 m/sec
- 塔操作温度 : 最大 50°C
- 運転時間 : 24 hr
- 吸着剤 : MS-5A

50°C, 1×10<sup>-2</sup> mmHg における MS-5A の平衡吸着量  $q$  は,

$$q = 45.17 \text{ NCC-H}_2\text{O/g solid}$$

モレキュラシーブ塔が吸着する H<sub>2</sub>O の量  $Q$  は,

$$Q = 2.08 \times 10^6 \times \frac{10^{-2}}{750} \times 3600 \times 24$$

$$= 2.36 \times 10^6 \text{ NCC-H}_2\text{O}$$

必要なモレキュラシーブの最小重量  $W$  および容積  $V$  は,

$$W = Q / g = 5.22 \times 10^4$$

$$V = w / \rho = 8.03 \times 10^4$$

N<sub>2</sub> ガス空塔速度 1.0 m/sec にするために必要な塔径  $D$  は,

$$D = \sqrt{2.08 / (1.0 \pi / 4)} = 1.63 \text{ [m]}$$

ここで塔径を 1.6 m とする。

塔長  $L$  に対しては, 塔内破過帯長さおよび設計マージンを考慮して, 塔径  $D$  と同じ 1.6 m とした。

故に,

$$1.6 \text{ m}^D \times 1.6 \text{ m}^L$$

#### (7) 事故時トリチウム緊急処理系

事故時トリチウム緊急処理系は, 事故時に格納容器内へ放出されるトリチウムを回収除去し, 格納容器内での保守, 修理を可能とすると共に環境へのトリチウム放出量を低減する装置である。

事故時トリチウム緊急処理系の機能条件を下記に示す。

- 事故時にトリチウムは 1.9×10<sup>5</sup> m<sup>3</sup> の自由容積中に放出されるとする。

内訳) ・炉室 ..... 1.0×10<sup>5</sup> m<sup>3</sup>

・炉室下部 ..... 4.1×10<sup>4</sup> m<sup>3</sup>

・主冷却室 ..... 4.5×10<sup>4</sup> m<sup>3</sup>

・真空容器内 ..... 3.4×10<sup>3</sup> m<sup>3</sup>

- 事故時放出トリチウム量は 220g と仮定する。

・クライオポンプ部 130 g

・ブランケット部 50 g

・T回収系 40 g

- 事故1週間後に室内トリチウム濃度を ICRP 勧告値 5×10<sup>-6</sup> μCi/cc 以下に低減する。

この様な機能を果す事故時トリチウム緊急処理系のフロー線図を Fig. 2.418 に示す。

#### (8) 主冷却系室の空調換気系

主冷却室の空気換気系は, 室内の温度, 湿度, 清浄度及びトリチウム濃度を所定状態に保つ装置である。

下記に主冷却室の機能条件を示す。

- ・主冷却系内の除熱量は 800kW として計画する。

内訳：ジャケット部からの放熱量		95 kW× 4 Loop	
中間熱交換器	“ “	21 kW× “	
低温配管部	“ “	47 kW× “	
その他	“ “	37 kW× “	

- ・通常時主冷却系室内に漏入するトリチウムは、0.1Ci/day とする。(2.4.2(2)参照)
- ・主冷却系室内に漏洩するトリチウムは、スタックを通し放出する。
- ・主冷却系室内のトリチウム濃度は、ICRP 勧告値  $5 \times 10^{-6}$   $\mu\text{Ci}/\text{cc}$  以下に常時保つ。
- ・主冷却室内の汚れた空気を新鮮な空気と入れ換える。

このような機能条件を満足する主冷却系室の空調換気系のフロー線図を Fig. 2.4.19 に示す。  
又この冷却器の概略寸法を Fig. 2.4.20 に示す。

(9) その他

1次冷却材のダンプタンクは、1次冷却系インベントリの1回分相当量を  $40\text{kg}/\text{cm}^2\text{g}$  に加圧して収納できるものとする。

1次冷却材の供給系は、1次冷却材インベントリの1回分相当量を収納し供給に備えるものとする。

#### 2.4.4 格納配置の検討

(1) 格納配置方針

炉の分解修理の特殊性によりトリチウム格納系の構成機器は、格納容器の地下及び格納容器外に配置する。これらの機器は、トリチウムの濃度により次のように区分する。

- (i) 主冷却施設
- (ii) トリチウム取扱施設 (燃料系は検討範囲外)
- (iii) 液体ヘリウム施設及び電気設備 (検討範囲外)
- (iv) 水冷却施設 (検討範囲外)

a) 主冷却施設

主冷却施設についての配置方針は次の通り。

- (i) 1次冷却系機器は主冷却室に配置する。
- (ii) 2次冷却系以降の機器は格納容器外に配置する。
- (iii) 主冷却系4系統の配管長を同じようにする。

b) トリチウム取扱施設

トリチウム取扱施設のトリチウム格納系についての配置方針は次の通り。

- (i) トリチウム回収系及びジャケット内トリチウム処理系の機器はトリチウム取扱施設に配置する。
- (ii) 事故時トリチウム緊急処理系は、格納容器外の密閉構造の建屋に配置する。

c) その他

- (i) 1次冷却材のダンプ系は炉室下の部屋に配置する。

(ii) 2次冷却材のダンプ系並びに1次及び2次冷却材貯蔵供給系は、2次冷却系建屋の地下に配置する。

(2) 格納装置

本プラントの主冷却系及びトリチウム格納系のレイアウトをFig. 2.4.2.1に示す。

a) 格納容器内配置

格納容器内には次の機器を配置した。

部 屋	系 統	機 器
主冷却室	1次冷却系	蓄熱器，中間熱交換器，1次ガス循環機，流量調節弁，1次系配管，2次系配管，空気冷却ダクト
	トリチウム回収系	触媒酸化反応塔
トリチウム取扱室	トリチウム回収系	No.1及びNo.2熱交換器，冷却器，ダストセパレータ，大モレキュラシープ塔，低温吸着トラップ，ブロワ，サージタンク，小モレキュラシープ塔，コールドトラップ，電気分解セル，Pd膜水系同位体透過器，同位体分離装置，トリチウムタンク，配管及び弁
	ジャケット内トリチウム処理系	フィルタ，ブロワ，熱交換器，触媒酸化反応塔，冷却器，モレキュラシープ塔，配管及び弁
炉室下	1次冷却系	1次系配管
	補助系	1次系ダンプ圧縮機，1次系ダンプタンク
	主冷却室 空気冷却系	空気冷却装置，出入口ダクト



## b) 格納容器外

格納容器外には次の機器を配置した。

建 屋	系 統	機 器
2次冷却系建屋	2次冷却系及び3次冷却系	2次ガス循環機，空気式冷却器及び送風機，隔離弁，2次系配管，2次ダンプ圧縮機，ヘリウム貯蔵供給タンク
事故時トリチウム緊急処理系建屋	事故時トリチウム緊急処理系	フィルタ，熱交換器，ヒータ，クラッカ触媒酸化反応塔，吸着器，送風機，配管及び弁

Table 2.4.1 トリチウム透過漏洩対策比較

	A方式(内部断熱方式)	B方式(外部断熱ジャケット方式)	C方式(真空方式)
① 各方式概念			
② 格納容器へのトリチウム透過量	大	小	小
③ 1次冷却系室への放熱量	各方式ともほぼ同じである。		
④ 1次冷却系配管への腐食生成物による蓄積量	大	小	小
⑤ 1次冷却系配管のクリーニング	難	易	易
⑥ 溶接部・圧力バウンダリの保守点検の難易	初運転前 — 中 運転後 — 難	— 中 — 中	— 中 — 中
⑦ 事例	無	有	無
⑧ 付属系統・機器	無	ガス供給系・トリチウム処理系・減圧弁・コンプレッサー・クーラー等	真空ポンプ トリチウム処理系
⑨ システムの複雑さ	単純	複雑	やや複雑
⑩ 実用炉への適用性	可	可	可
⑪ 製作性の難易(断熱構造)	難	やや難	やや難
⑫ 配置・耐震・配管の引回し	中	やや難	やや難
⑬ スペース	とらない	とる	とる
⑭ 運転の複雑さ	単純	複雑	やや複雑
⑮ トリチウム漏洩可能箇所	中	多	多
⑯ 事故発生箇所	中	多	多
⑰ 圧力バウンダリー	—	1次冷却系と独立	1次冷却系と独立
⑱ R & D項目	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部断熱構造材料</li> <li>配管クリーニング法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接部の圧力バウンダリーの検査方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>B方式と同じ</li> </ul>

Table 2.4.2 ジャケット方式の基本項目の検討 (1/2)

		内容	
		1) 中間熱交換器の直前	2) 真空容器の直後
1	触媒酸化反応器の位置	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ ジャケットが長くなる</li> <li>○ トリチウム水が冷却系配管材で、いくらからトリチウムガスに還元されるので中間熱交換器直前の方がよい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ ジャケットが短くなる</li> <li>○ トリチウム水の還元データの把握のための実験が必要 (定量把握)</li> </ul>
		↓ (中間熱交換器でのトリチウム透過量低減に重点) 中間熱交換器の直前 採用	
2	ジャケットのトリチウム処理の系統	U方式: トリチウム回収系出口からのHeガスをジャケット入口に導き, ジャケット出口ガスをトリチウム回収系入口に導き処理する。 ○ 隔離弁により独立パワングダリになる。 ○ 減圧弁・コンプレッサー・クローラー・逆止弁が必要 ○ He 回収の心配なし	Z方式: 独立のスイープガス供給系からのガスをジャケット入口に導き, ジャケット出口ガスを独立のジャケットトリチウム処理系に導き処理する。 ○ 独立パワングダリ ○ 独立のガス供給系・処理系が必要 ○ スイープ・ガスの循環
		X方式: トリチウム回収系出口からのHeガスをジャケット入口に導き, ジャケット出口ガスを1次冷却系高温配管に入れて処理する。 ○ 隔離弁により独立パワングダリになる。 ○ 減圧弁・コンプレッサー・クローラー・逆止弁が必要 ○ He 回収の心配なし	Y方式: 独立のスイープガス供給系からのガスをジャケット入口に導き, ジャケット出口ガスをトリチウム供給系に室トリチウム処理系に導き処理する。 ○ 独立パワングダリ ○ 独立のガス供給系が必要 ○ スイープガスにAIRの使用 (実績に難)
		↓ (1次冷却系と独立系統にする) Z方式: 独立のジャケット・トリチウム処理系 採用	

Table 2.4.2 ジャケット方式の基本項目の検討 (2/2)

		内容			
		スライープガスの種類			
3	スライープガス	He	Ar	N <sub>2</sub>	AIR
			<ul style="list-style-type: none"> <li>○トリチウム回収系の活用型U方式・X方式に使われる。</li> <li>○高価(日本)</li> <li>○スライープガスの回収を必要とするがU, X方式では自動的に回収されうる。</li> <li>○Heガスがこのプラントで多く用いられている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○Y方式, Z方式に使われる。</li> <li>○やや高価</li> <li>○Ar回収を必要とするのでAr回収系が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○Y方式, Z方式に使われる。NaFBRのベージ系に使用されている。</li> <li>○安価</li> <li>○適直捨てられるが, 原則的に回収あるいは循環が必要</li> <li>○Heガスよりスライープガスとしての特性がよい (2.4.2 参照)</li> </ul>
		N <sub>2</sub> ガス (2.4.2 参照)			

Table 2.4.3 'ジャケットでの解析条件の主要目

項	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5	Case 6	備	考
1) スノープガス	He	He	He	N <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>		
2) " " 入口温度	50°C	50°C	50°C	50°C	50°C	50°C		
3) " " 流量 (1ループ当り)	1.06×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /hr	2.12×10 <sup>4</sup>	5.30×10 <sup>4</sup>	9.55×10 <sup>2</sup> m <sup>3</sup> /hr	1.91×10 <sup>3</sup>	4.78×10 <sup>3</sup>		
4) 断熱材熱伝導率	0.46 kcal/m <sup>2</sup> hC	0.46	0.46	0.066 kcal/m <sup>2</sup> hC	0.066	0.066		
5) 真空容器-第1ヘッダー間								
流速	20.1 m/sec	40.2	100.5	1.81 m/sec	3.62	9.05		
Re 数	3070	6140	15400	3070	6140	15400		
Nu 数	1.23	2.14	4.46	1.23	2.14	4.46		
熱伝達率	5.24 kcal/m <sup>2</sup> hC	9.12	1.90	8.19 kcal/m <sup>2</sup> hC	1.43	29.7		
6) 高温配管部								
流速	11.1 m/sec	2.22	55.5	1.0 m/sec	2.0	5.0		
Re 数	5540	11080	27700	5540	11080	27700		
Nu 数	1.97	3.43	7.14	1.97	3.43	7.14		
熱伝達率	25.7 kcal/m <sup>2</sup> hC	4.48	9.34	40.2 kcal/m <sup>2</sup> hC	7.00	1.46		
7) 蓄熱器部								
流速	1.69 m/sec	33.7	8.44	1.52 m/sec	3.04	7.60		
Re 数	2550	5110	12800	2550	5110	12800		
Nu 数	1.06	1.85	38.4	1.06	1.85	38.4		
熱伝達率	45.2 kcal/m <sup>2</sup> hC	79.5	1.65	7.13 kcal/m <sup>2</sup> hC	1.24	25.9		
8) 触媒酸化塔部								
流速	1.45 m/sec	29.1	7.27	1.31 m/sec	2.62	6.55		
Re 数	2200	4400	11000	2200	4400	11000		
Nu 数	9.42	1.64	3.41	9.42	1.64	3.41		
熱伝達率	40.5 kcal/m <sup>2</sup> hC	7.06	1.467	6.33 kcal/m <sup>2</sup> hC	1.10	2.29		

Table 2.4.4 ジャケット効果の比較

項目	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5	Case 6	備考
1) ジャケット部スリーブガス	He	He	He	N <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	
2) " " (1ループ) 流量	1.06×10 <sup>4</sup> ml/hr	2.12×10 <sup>4</sup>	5.30×10 <sup>4</sup>	9.55×10 <sup>2</sup> m <sup>3</sup> /hr	1.91×10 <sup>3</sup>	4.78×10 <sup>3</sup>	
3) ジャケット部スリーブガス最高温度 (出口部)	204℃	184	145	128℃	114	99	
4) 格納容器への放熱量 (ジャケット部のみ)(1ループ)	1026 kw	899	556	217 kw	227	216	
5) ジャケット出口部での吸熱量 (1ループ)	405 kw	705	1250	19 kw	31	60	
6) ジャケット出口部トリウム濃度	5.47×10 <sup>-8</sup> Torr	2.68×10 <sup>-8</sup>	9.99×10 <sup>-9</sup>	4.30×10 <sup>-7</sup> Torr	2.24×10 <sup>-7</sup>	9.20×10 <sup>-8</sup>	
7) 格納容器へのトリウム透過量 ※1 (1ループ)	6.39×10 <sup>-8</sup> g/day	3.55×10 <sup>-8</sup>	6.26×10 <sup>-9</sup>	3.40×10 <sup>-9</sup> g/day	2.68×10 <sup>-9</sup>	1.64×10 <sup>-9</sup>	※1 ジャケット外管温度使用
8) ジャケット効果 ※2	2.04×10 <sup>5</sup>	1.13×10 <sup>-5</sup>	2.0×10 <sup>-6</sup>	1.09×10 <sup>-6</sup>	8.56×10 <sup>-7</sup>	5.24×10 <sup>-7</sup>	
9) ジャケット外管最高温度 (出口部)	169℃	165	139	83℃	86	86	

※2 ジャケット効果 = ジャケット設置時の格納容器へのトリウム透過量 / ジャケットなしの " " (3.13×10<sup>3</sup> g/d)

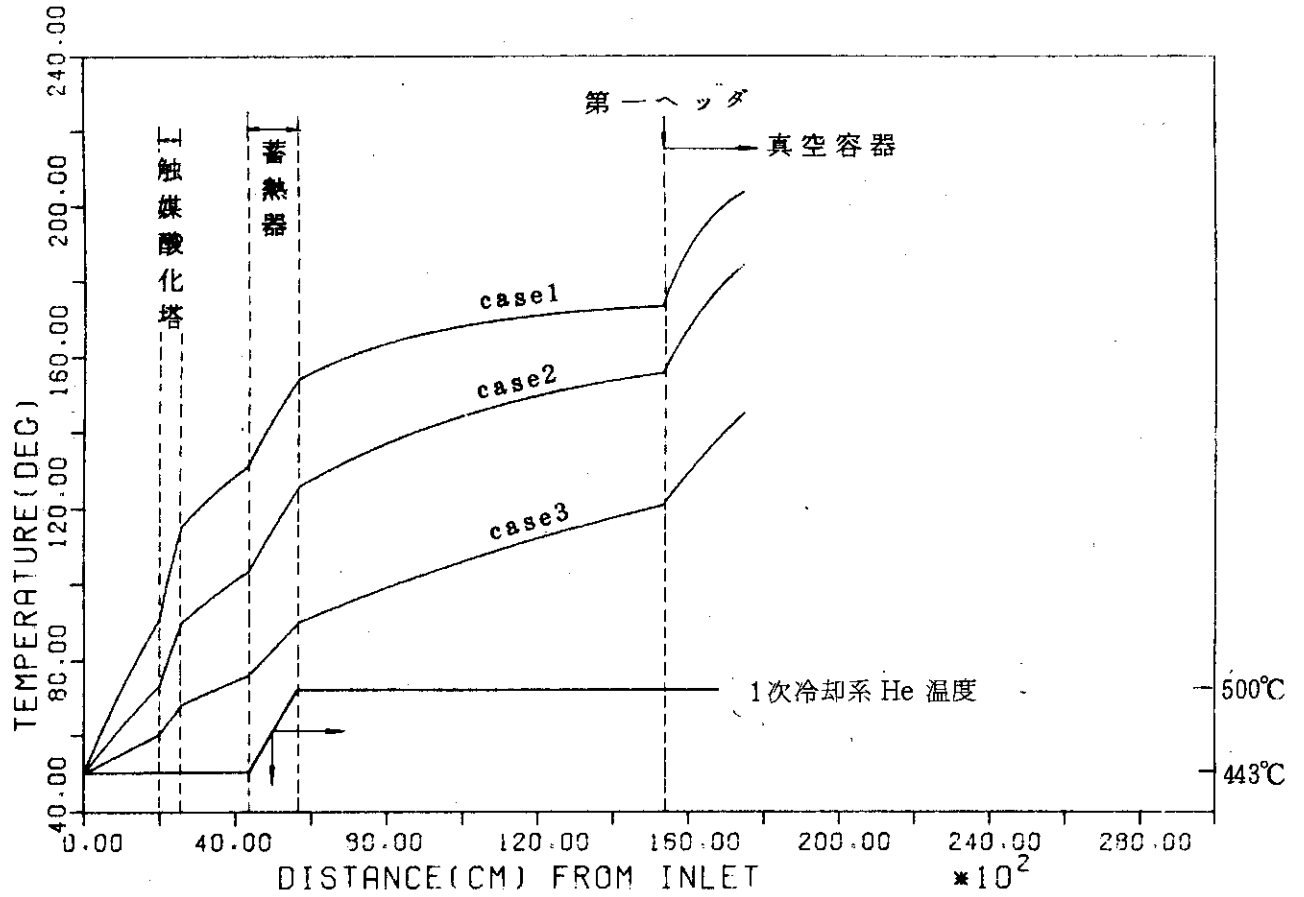


Fig. 2.4.1 ジャケット内スイープガス (He) 温度分布

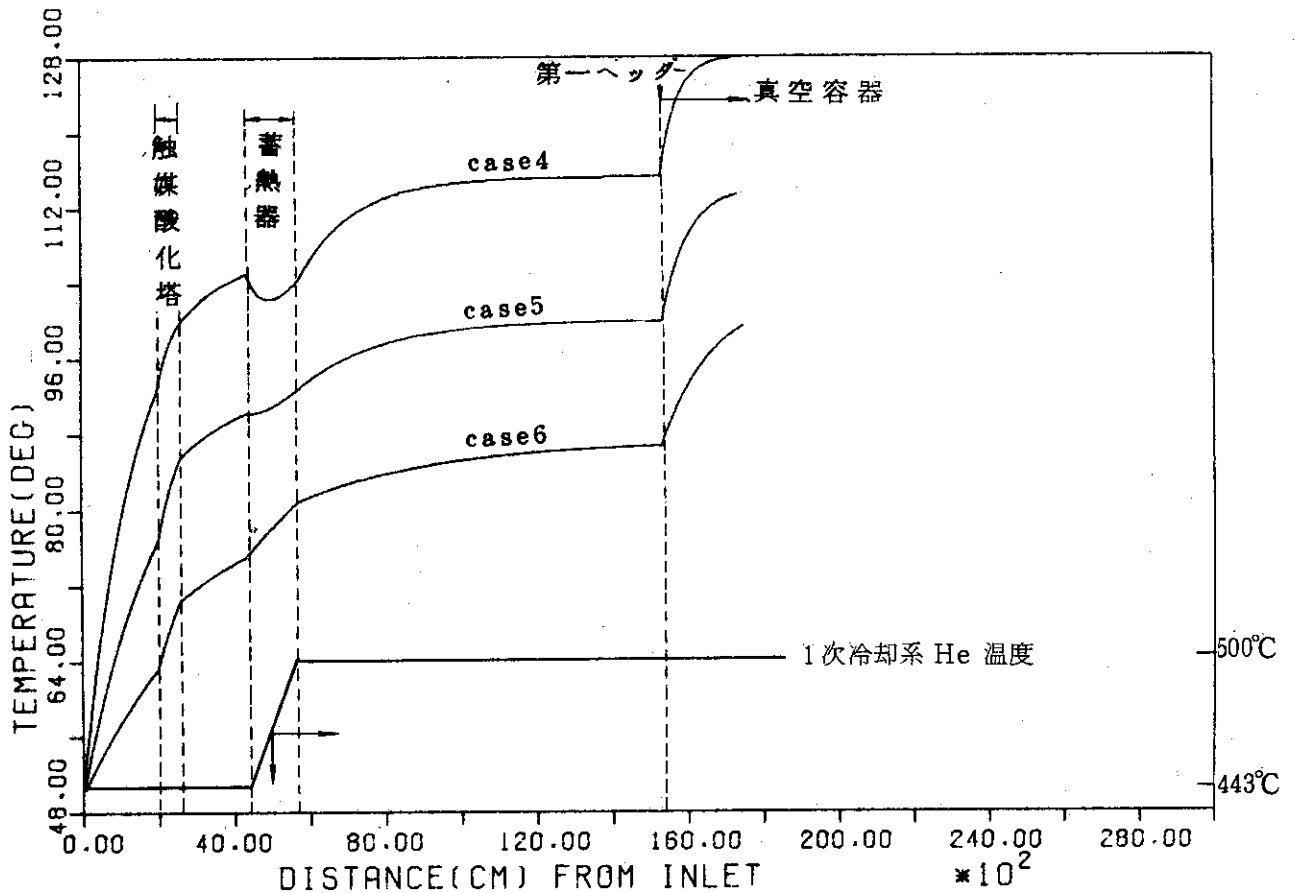


Fig. 2.4.2 ジャケット内スイープガス (N<sub>2</sub>) 温度分布

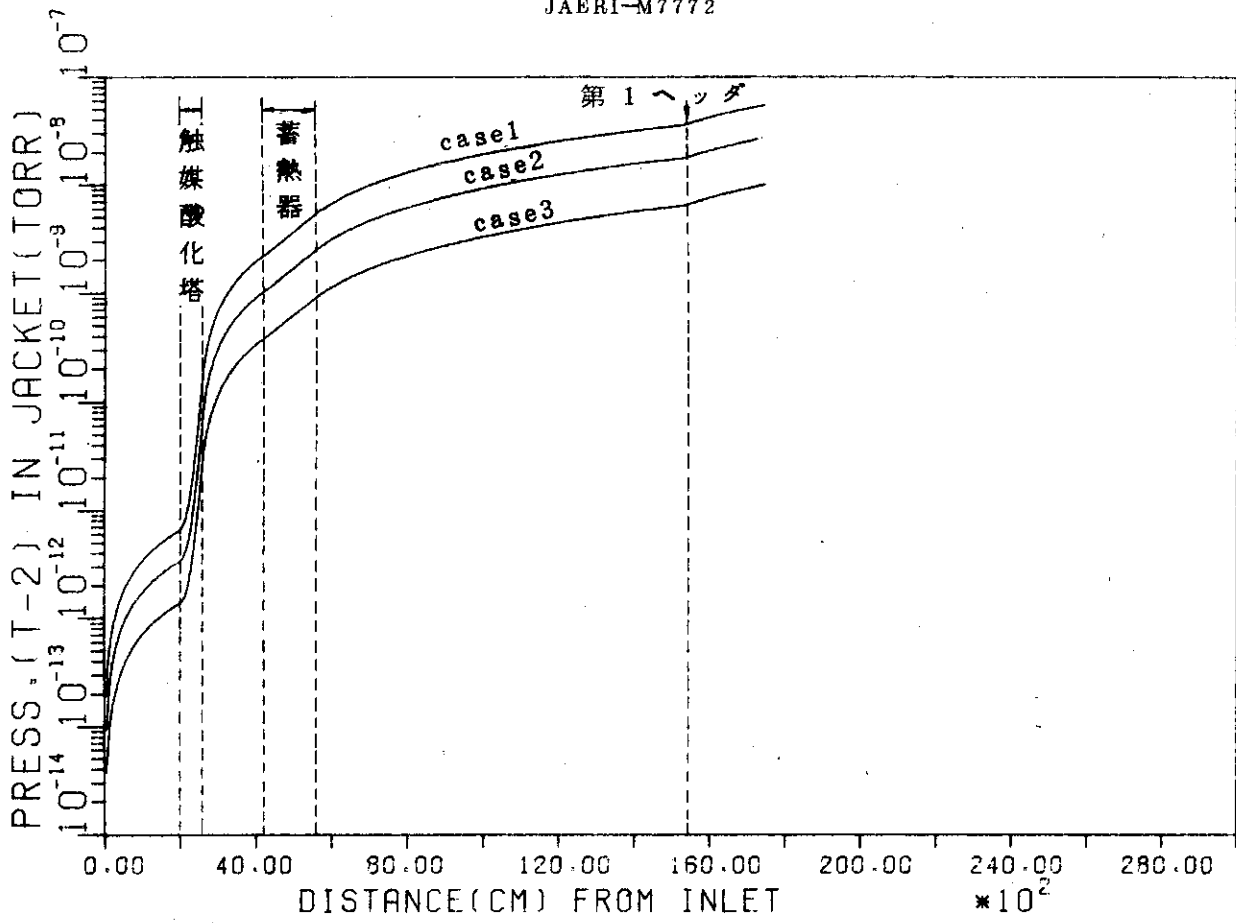


Fig. 2.4.3 ジャケット内トリチウムガス分圧 (He の場合)

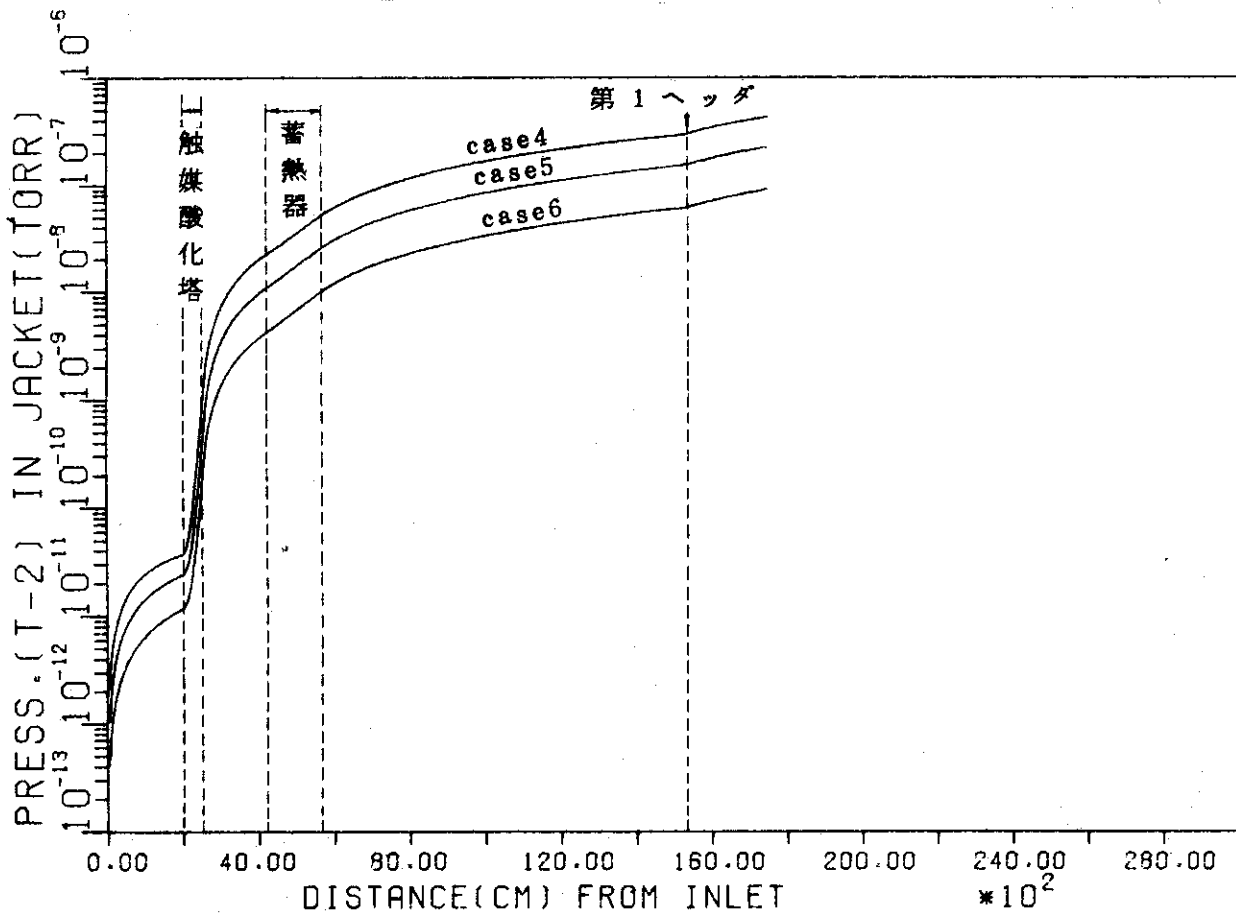


Fig. 2.4.4 ジャケット内トリチウムガス分圧 (N<sub>2</sub> の場合)



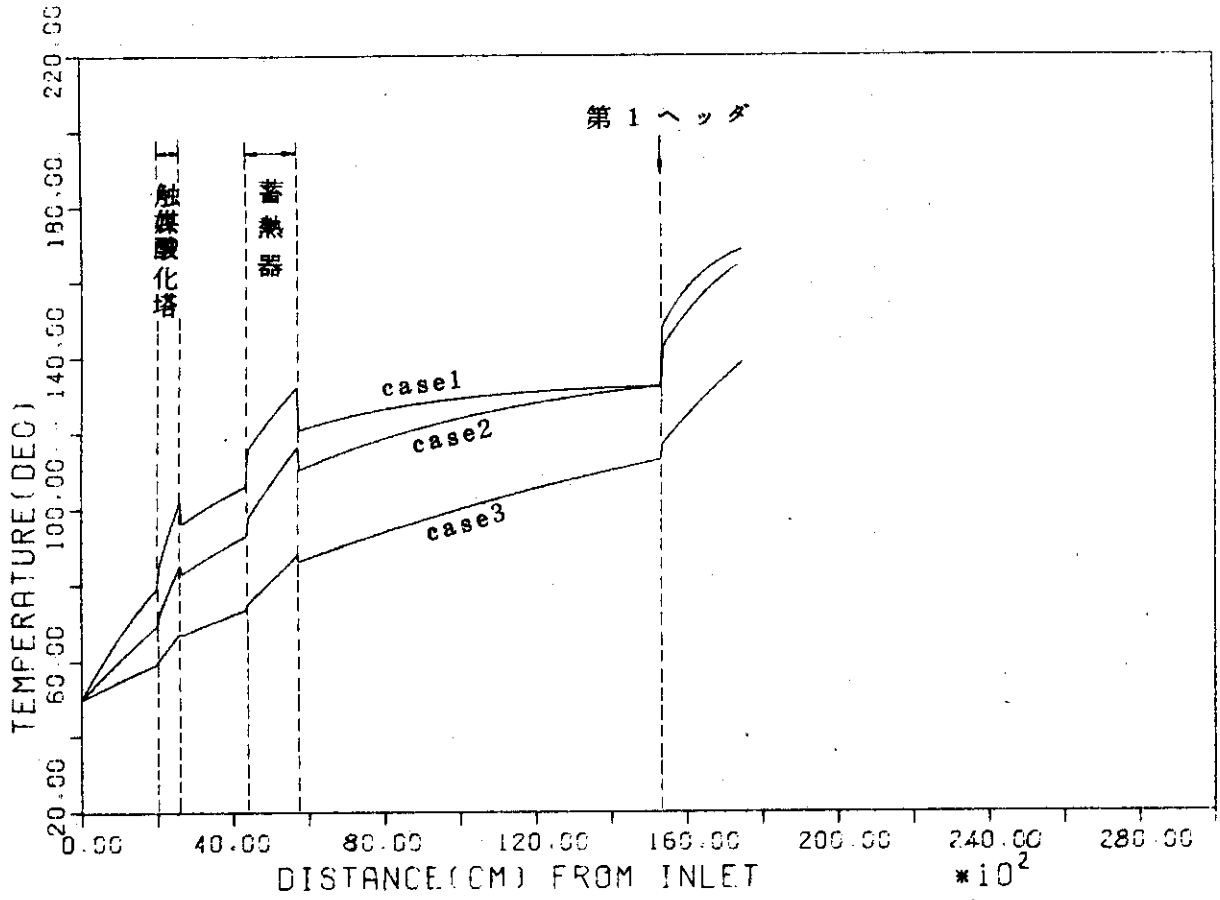


Fig. 2.4.5 ジャケット外管温度分布 (He の場合)

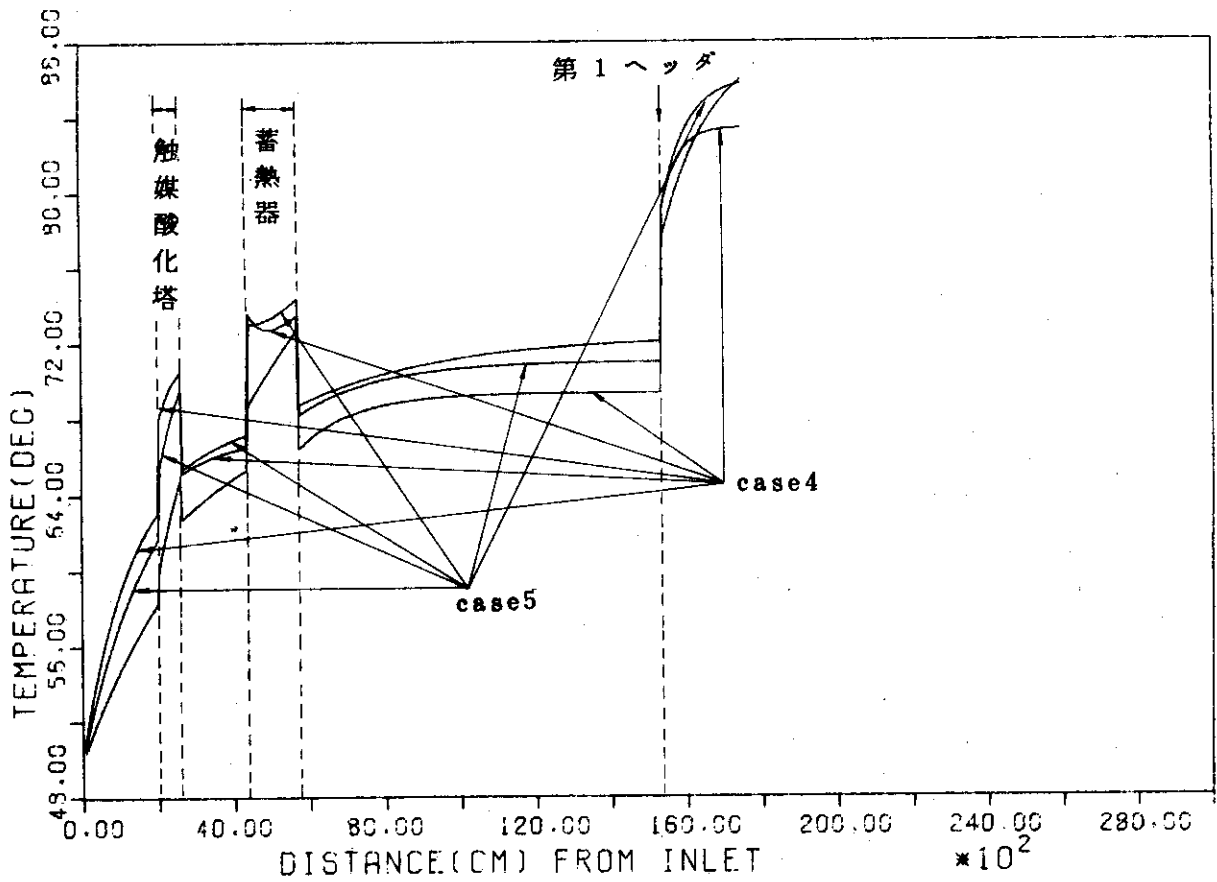


Fig. 2.4.6 ジャケット外管温度分布 (N<sub>2</sub> の場合)

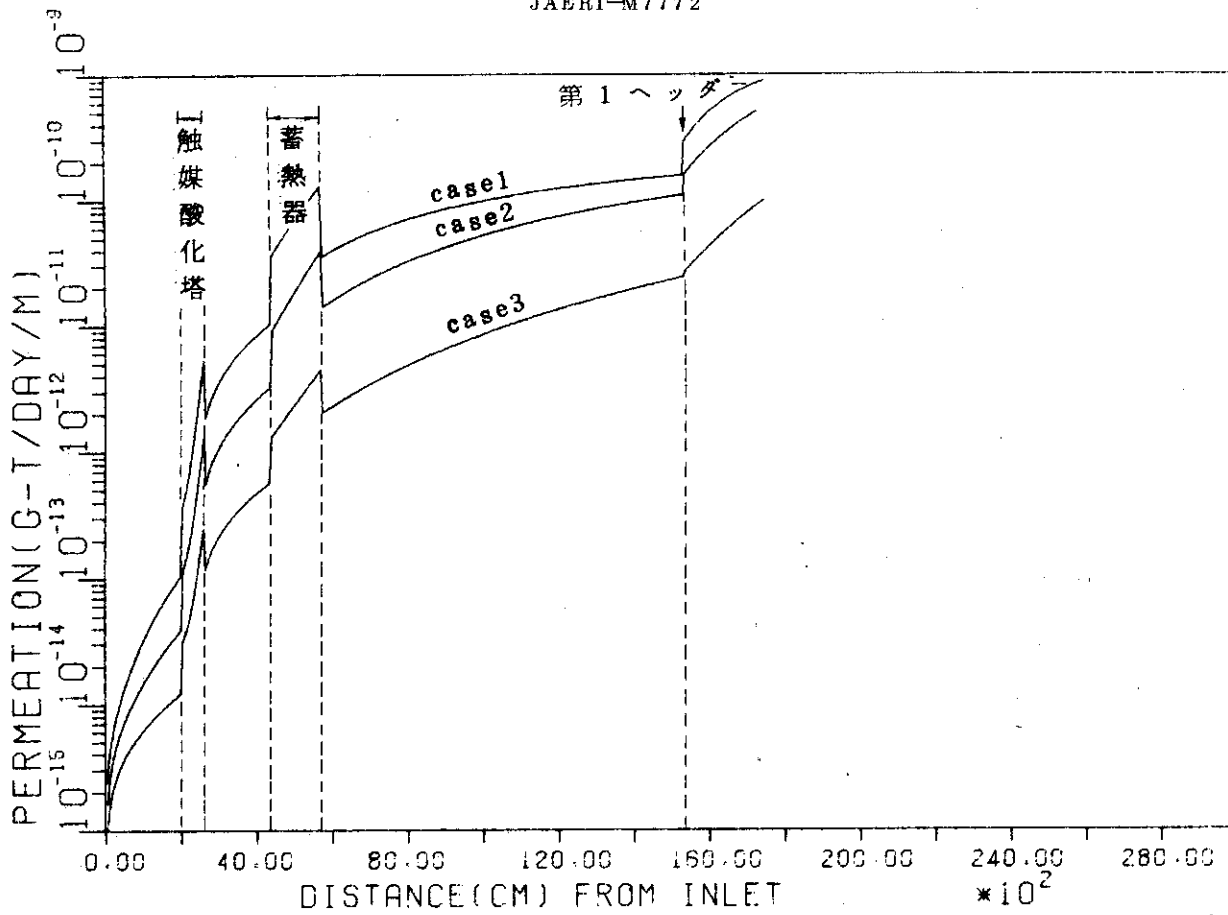


Fig. 2.4.7 ジャケット外管からのトリチウム透過量分布 (He の場合)

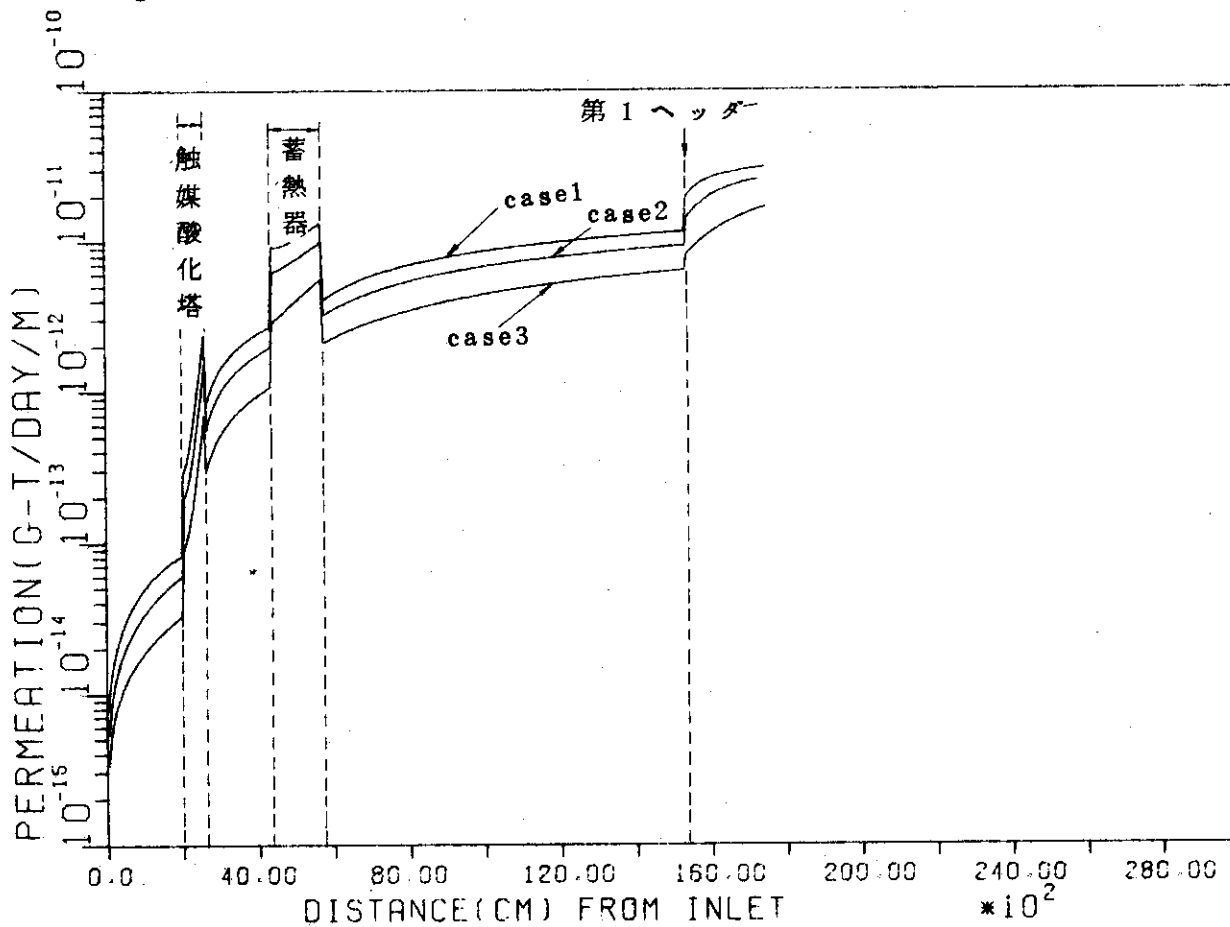


Fig. 2.4.8 ジャケット外管からのトリチウム透過量分布 (N<sub>2</sub> の場合)

Table 2.4.5 1次冷却系から格納容器への漏洩トリチウム量

機 器	透 過 量	ループ数	全透過量
高温配管部 (ジャケット設置部)	$2.67 \times 10^{-9} \text{g/day}$	4	$1.07 \times 10^{-8} \text{g/day}$
低温配管部	$3.63 \times 10^{-7} \text{g/day}$	4	$1.45 \times 10^{-6} \text{g/day}$
小 計			$1.46 \times 10^{-6} \text{g/day}$
Heガスと共に漏洩するトリチウム量			$8.9 \times 10^{-6} \text{g/day}$
合 計			$1.04 \times 10^{-5} \text{g/day}$

Table 2.4.6 1次系から2次系への透過トリチウム量

	1基からの透過量	ループ数	全透過量
一次系から2次系 (IHX)	$5.25 \times 10^{-6} \text{g/day}$	4	$2.1 \times 10^{-5} \text{g/day}$

Table 2.4.7 1次冷却系構造材中溶解トリチウム量

機 器	溶 解 量	ループ数	全溶解量
高温部構造材中 (内蓄熱器)	$8.86 \times 10^{-2} \text{g}$ ( $7.55 \times 10^{-2} \text{g}$ )	4	$3.54 \times 10^{-1} \text{g}$ ( $3.02 \times 10^{-1} \text{g}$ )
中間熱交換器伝熱管中	$1.36 \times 10^{-5} \text{g}$	4	$5.44 \times 10^{-5} \text{g}$
低温部構造材中	$3.34 \times 10^{-5} \text{g}$	4	$1.34 \times 10^{-4} \text{g}$
計	$8.86 \times 10^{-2} \text{g}$	4	$3.54 \times 10^{-1} \text{g}$

Table 2.4.8 格納容器への放熱量

機 器	放 熱 量	ループ数	全放熱量
高温配管部 (ジャケット設置部)	227 kW	4	909 kW
中間熱交換器	18 kW	4	72 kW
低温配管部	109 kW	4	434 kW
計	354 kW	4	1415 kW

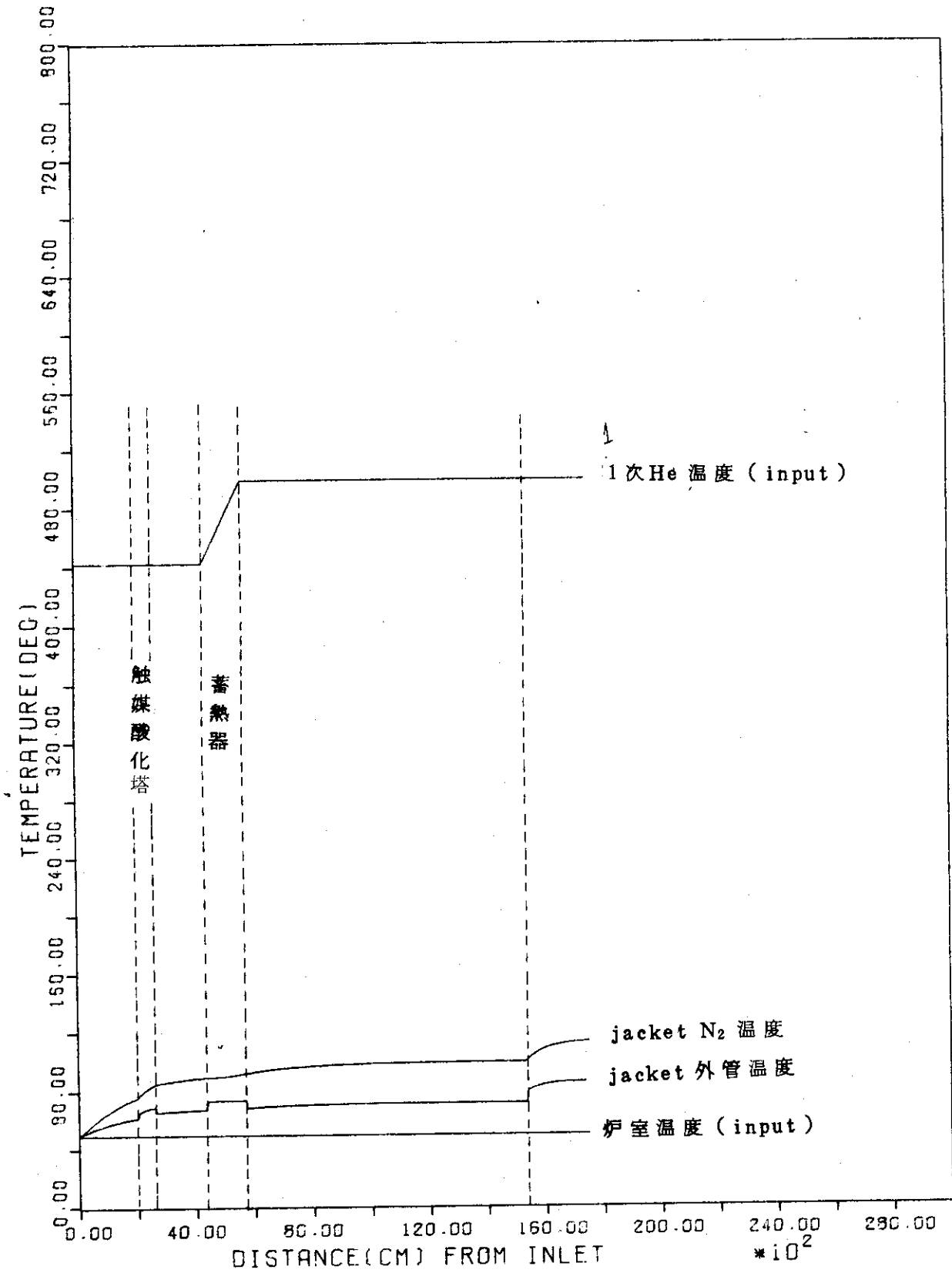


Fig. 2.4.9 jacket での温度分布

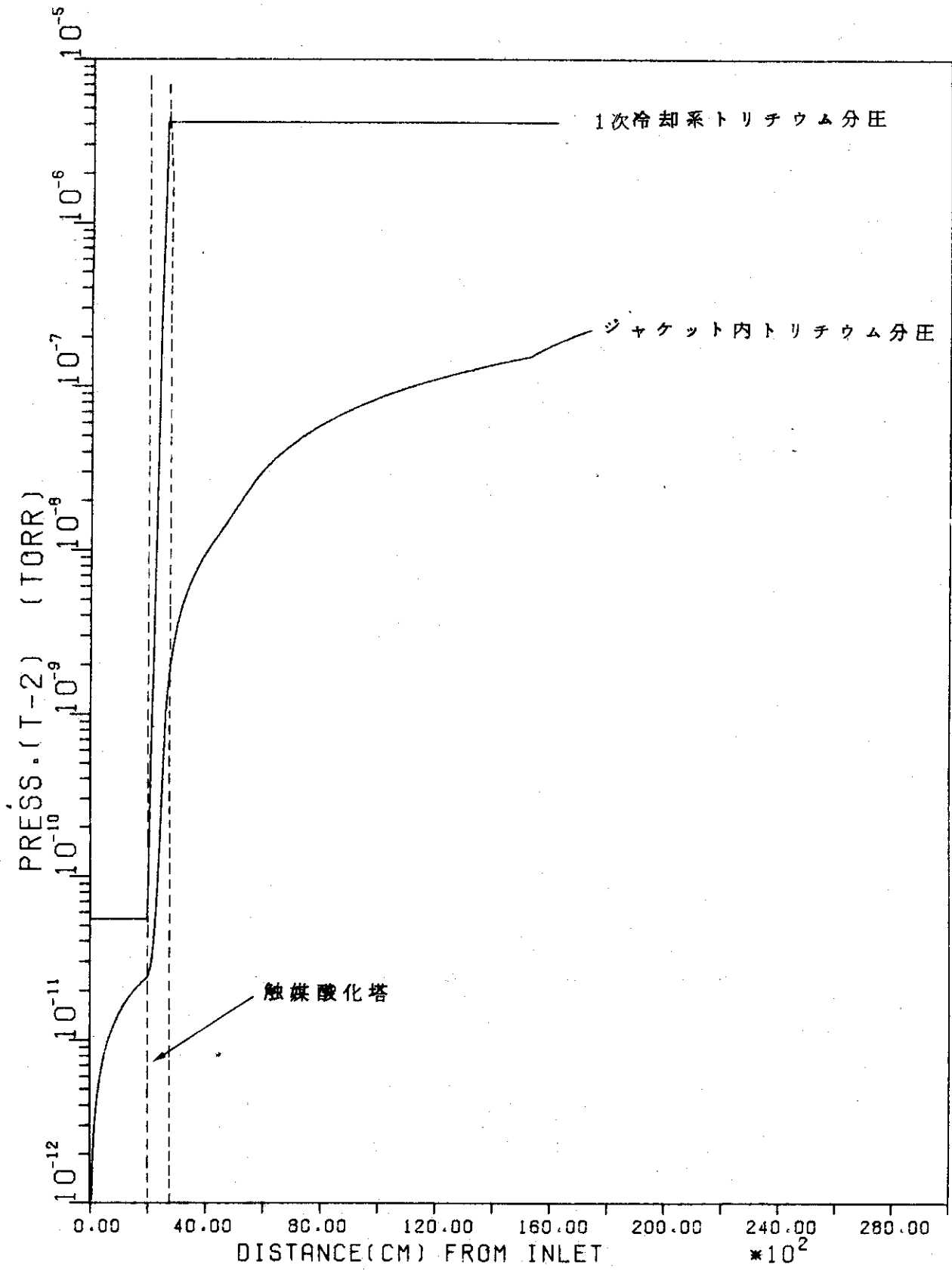


Fig. 2.4.10 ジャケット内のトリチウム分圧分布

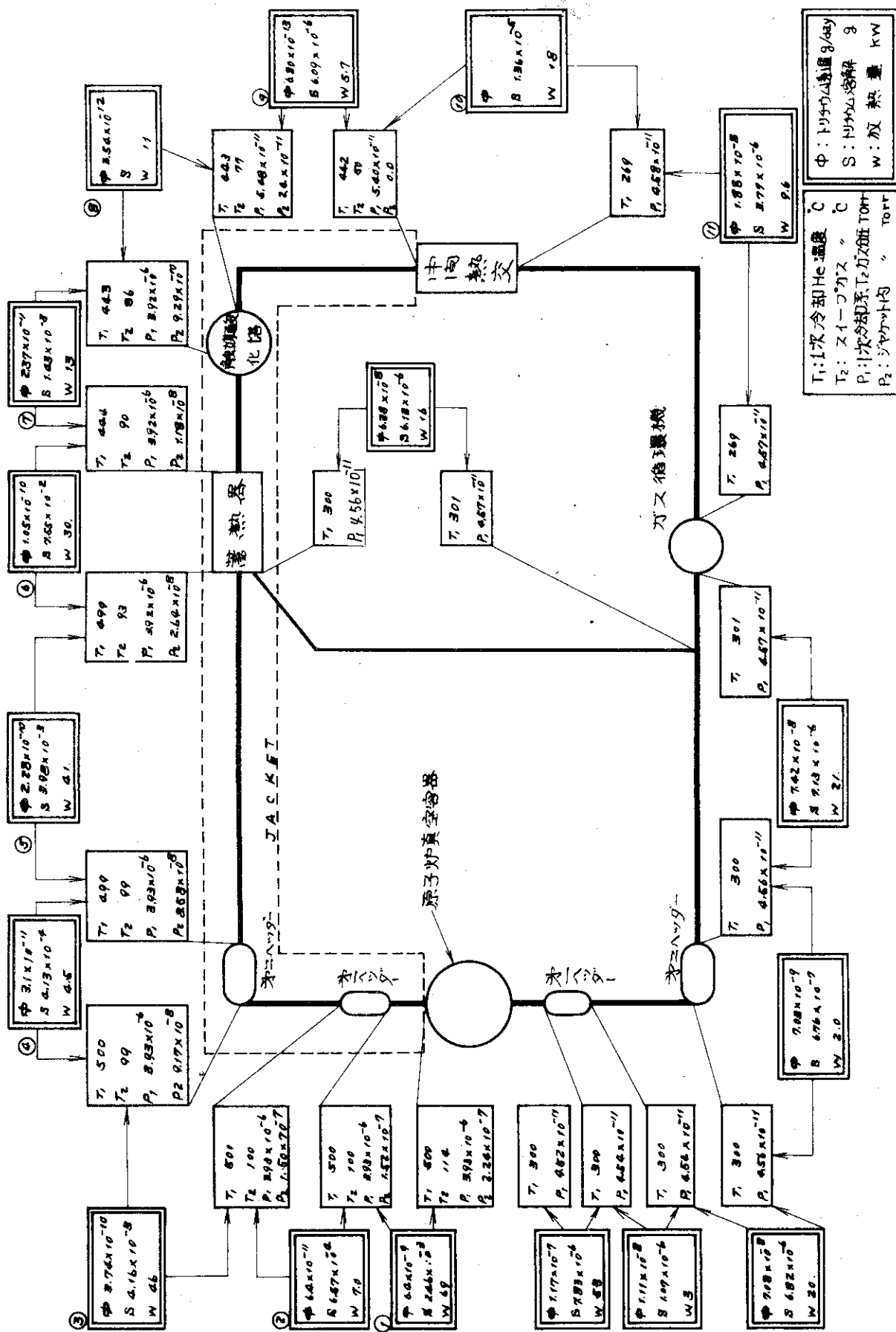


Fig. 2.4.11 各機器でのトリチウム透過、溶解及び放熱量分布

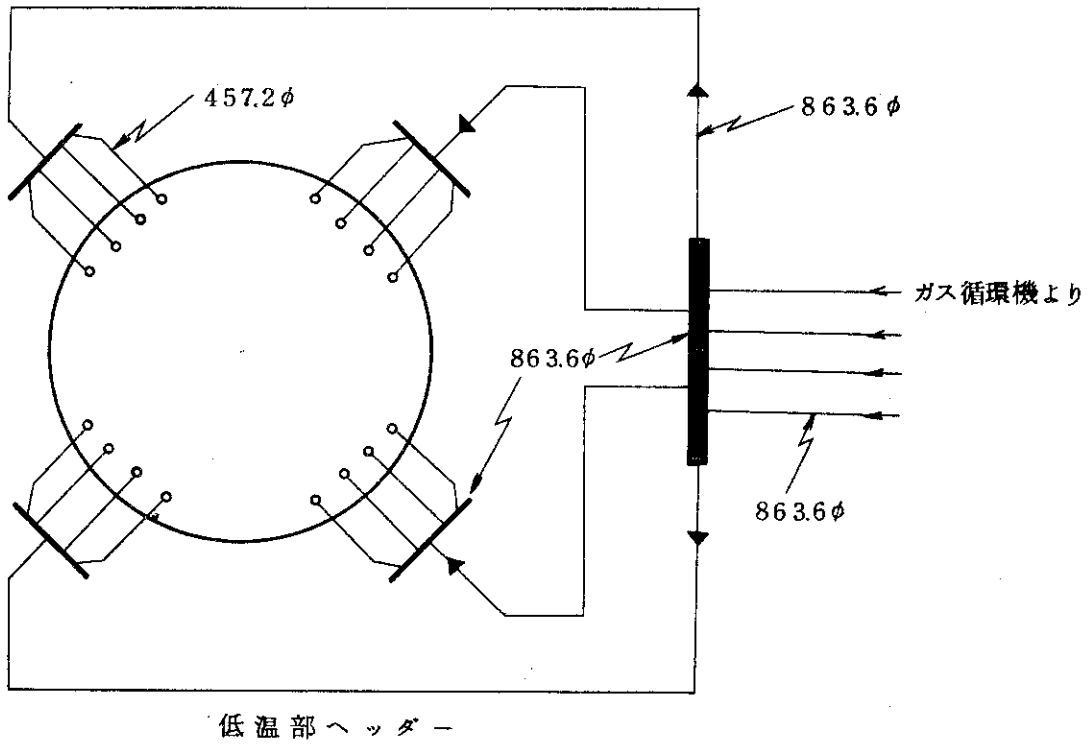
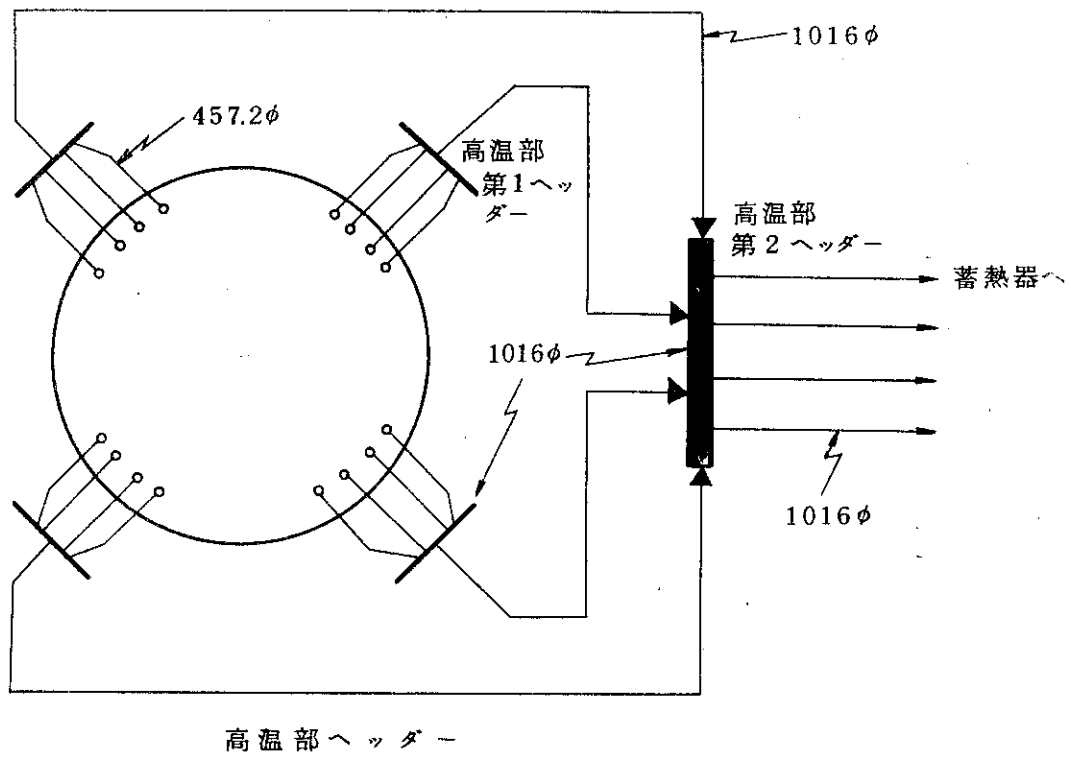


Fig. 2.4.12 1次系ヘッダー概念図

Table 2.4.9 1次系ヘッダーの仕様

項 目	仕 様	
	高温部ヘッダー	低温部ヘッダー
(1) 型 式	二段集合方式	二段集合方式
(2) 基 数		
第1ヘッダー	4 基	4 基
第2ヘッダー	1 基	1 基
(3) 流 体	He	He
(4) 常用温度	500℃	300℃
(5) 断熱方式	圧力バウンダリーとスリーブガス間の断熱	単管外部断熱
(6) 寸 法		
• 第1ヘッダー		
圧力バウンダリー	1016φ×111t×7000ℓ, sus304	8636φ×95t×7000ℓ, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo
断熱材厚	10mm, カボサイト	10mm, カボサイト
ジャケット管	13716φ×119t, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo	—
• 第2ヘッダー		
圧力バウンダリー	1016φ×111t×18000ℓ, sus304	8636φ×95t×7000ℓ, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo
断熱材厚	10mm, カボサイト	10mm, カボサイト
ジャケット管	13716φ×119t, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo	—
(7) 出入口配管本数		
• 第1ヘッダー入口	4本(4572φ×7.9t, sus304)	4本(8636φ×95t, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo)
•   "    出口	4本(1016φ×111t, sus304)	4本(4572φ×7.9t, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo)
• 第2ヘッダー入口	4本(       "       )	4本(8636φ×95t, $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo)
•   "    出口	4本(       "       )	4本(       "       )



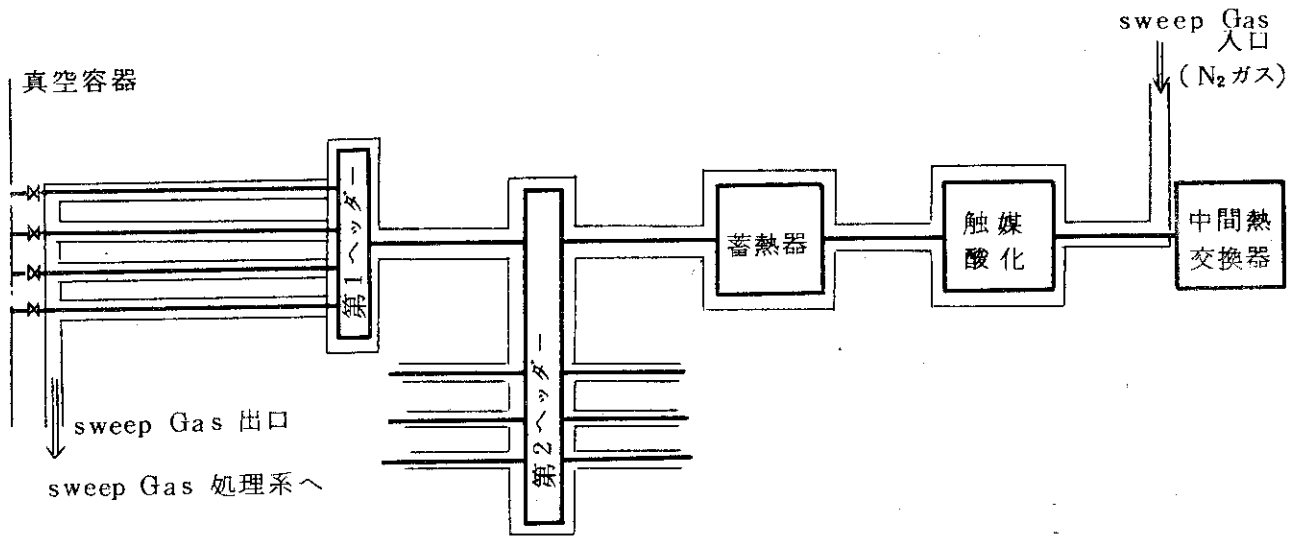


Fig 2.4.13 ジャケット系統概念図

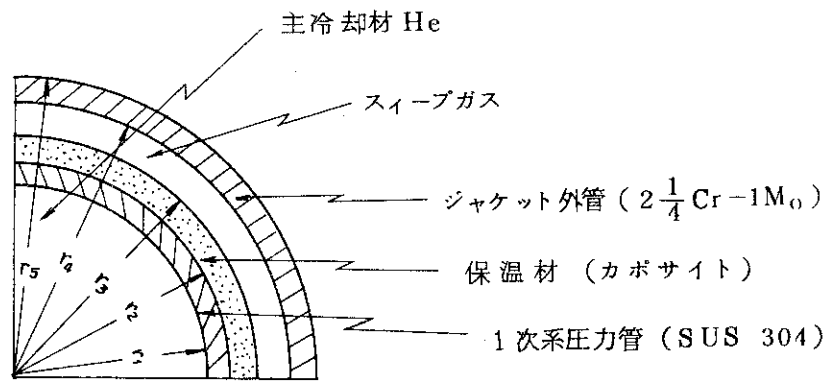


Fig 2.4.14 ジャケット構造概念図

Table 2.4.10 ジャケット各部構造寸法

	長さ <sup>※</sup>	$r_1 =$	$r_2 =$	$r_3 =$	$r_4 =$	$r_5 =$	備考
1) 真空容器出口-第1高温ヘッダー	21.5m	0.2207m	0.2286m	0.2786m	0.2988m	0.3048m	
2) 第1高温ヘッダー-配管部	7.0	0.4969	0.5080	0.6080	0.6739	0.6858	
3) 第1高温ヘッダー-蓄熱器間 高温配管部	94.5	0.4969	0.5080	0.6080	0.6739	0.6858	
4) 蓄熱器	13.5	1.25	1.275	1.375	1.395	1.407	
5) 蓄熱器-触媒酸化塔間高 温配管部	17.5	0.4969	0.5080	0.6080	0.6739	0.6858	
6) 触媒酸化塔	6.0	1.47	1.50	1.60	1.62	1.632	
7) 触媒酸化塔-中間熱交換器間 高温配管部	20.0	0.4969	0.5080	0.6080	0.6739	0.6858	

(※トリチウム透過計算に使用)

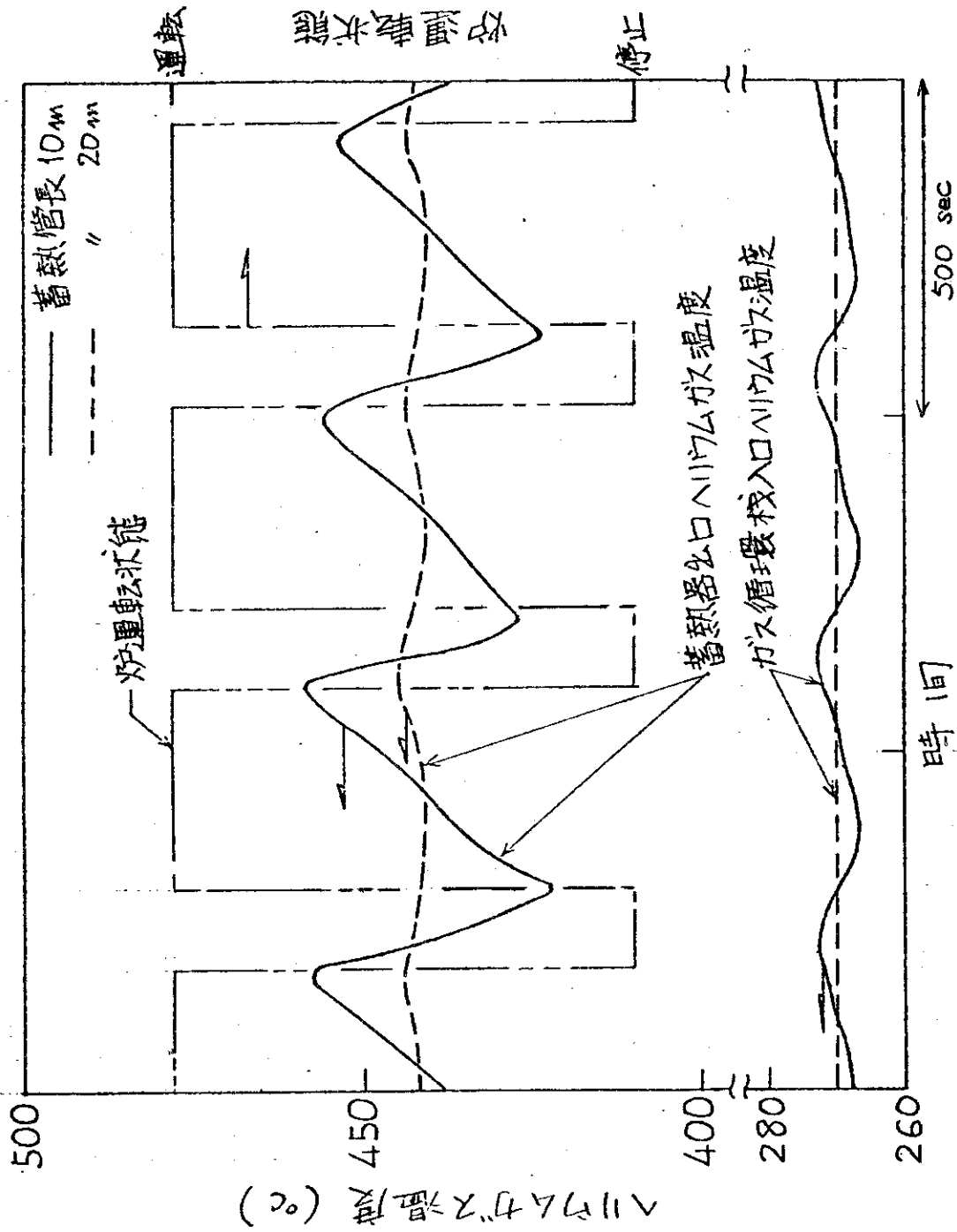
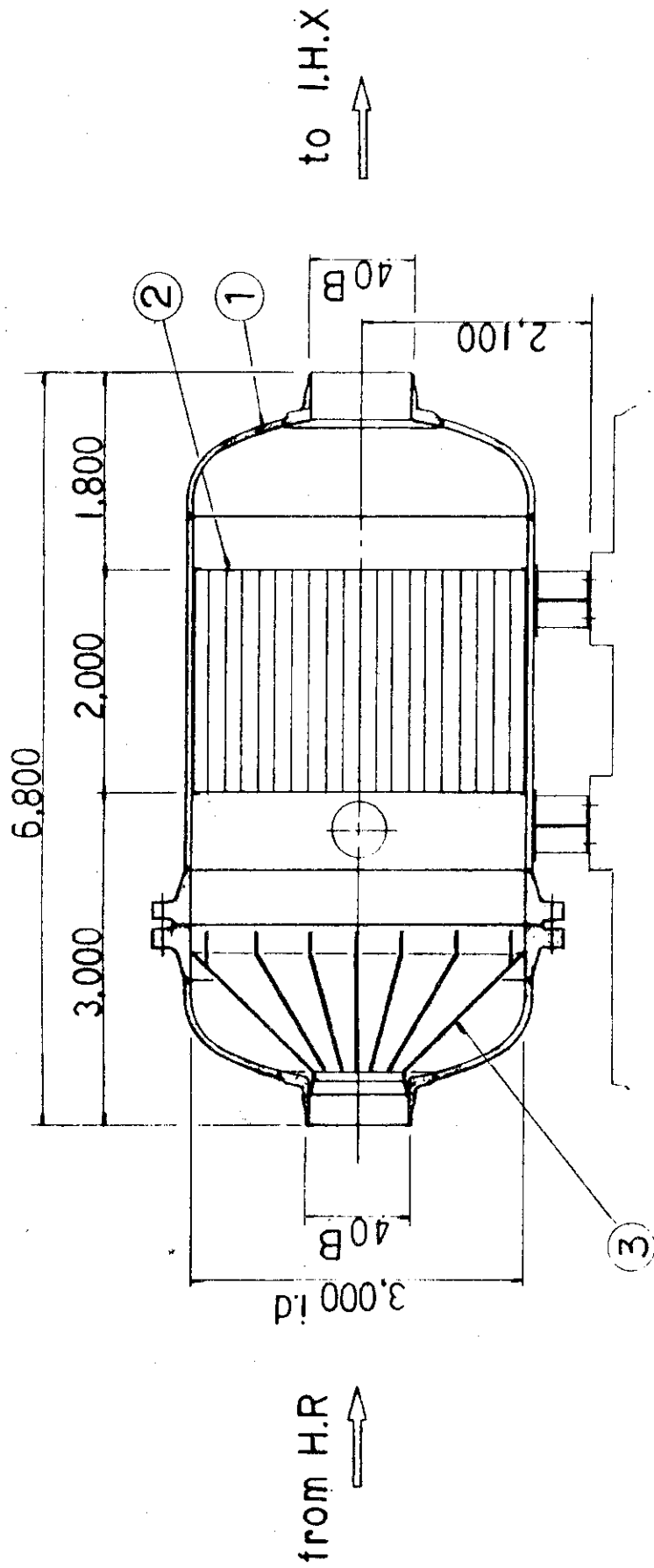


Fig. 2.4.15 準静定状態における蓄熱器出口およびガス循環機入口ヘリウムガス温度変化



- ① Press. Vessel
- ② Catalyzer
- ③ Guide Vane

Fig. 2.4.16 Concept of Catalyst Oxidizer

Table 2.4.11 JTTPS 基本設計条件

	項 目	条 件	備 考
1.	スリープ・ガス	N <sub>2</sub> ガス	2.4.1, 2.4.2 参照
2.	JTTPS・N <sub>2</sub> ガス入口温度 (ジャケット出口温度)	~110°C	2.4.2 参照
3.	JTTPS・N <sub>2</sub> ガス出口温度 (ジャケット入口温度)	常温 (~50°C)	
4.	トリチウム処理性能	99.99%	
5.	JTTPS入口のT分圧	$\sim 3 \times 10^{-7}$ Torr	2.4.2 参照
6.	JTTPS出口のT分圧	$\sim 3 \times 10^{-11}$ Torr	2.4.2 参照
7.	ジャケットよりのT透過量	<0.01 Ci/day	2.4.2 参照 $\sim 5 \times 10^{-5}$ Ci/day
8.	N <sub>2</sub> ガス圧力	1 ata	
9.	N <sub>2</sub> ガス流量	2.1 m <sup>3</sup> / S = 2.6 kg / S	
10.	ジャケット内基本流速	2.0 m / S	
11.	触媒酸化反応器性能	99.99%	$3 \times 10^{-7}$ Torr トリチウム水 $3 \times 10^{-11}$ Torr のトリチウム ガス生成
12.	モレキュラー・シーブ塔性能	99.99%	H <sub>2</sub> O SWAMP 2 段 $1 \times 10^{-2}$ Torr の水蒸気添加
13.	モレキュラー・シーブ塔再生	300°C で再生, Daily	

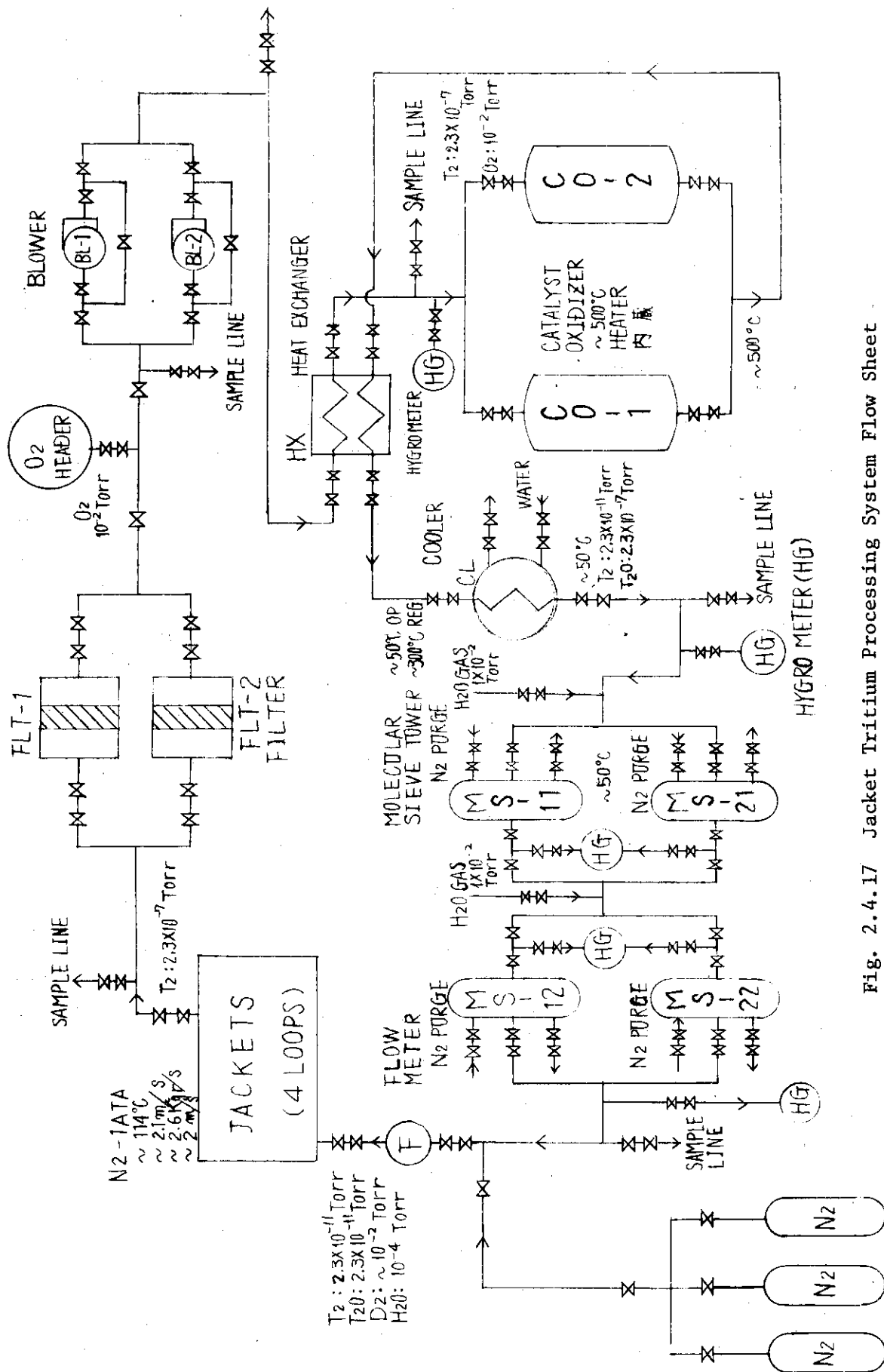


Fig. 2.4.17 Jacket Tritium Processing System Flow Sheet

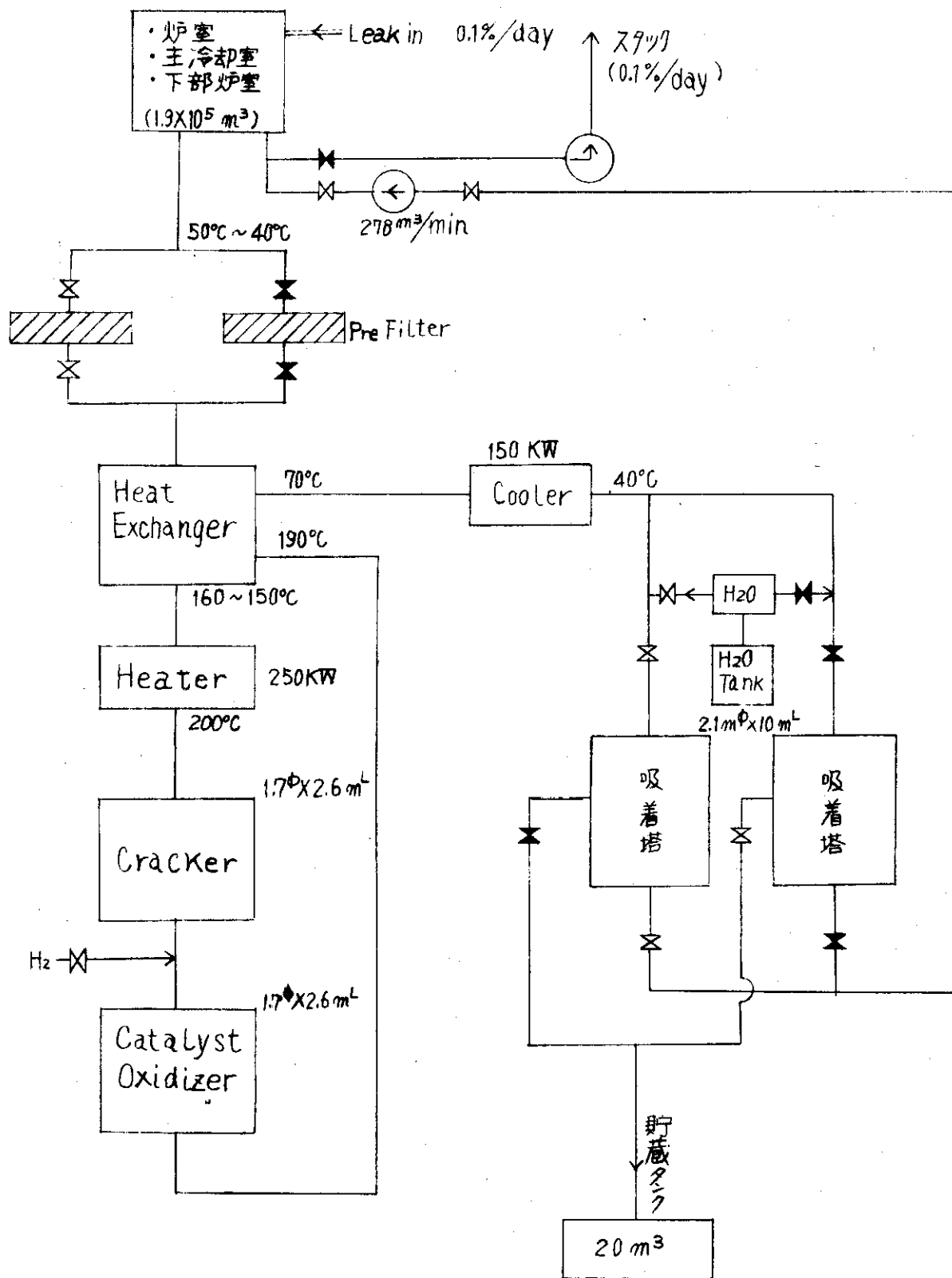


Fig. 2.4.18 非常時トリチウム除去系フロー線図

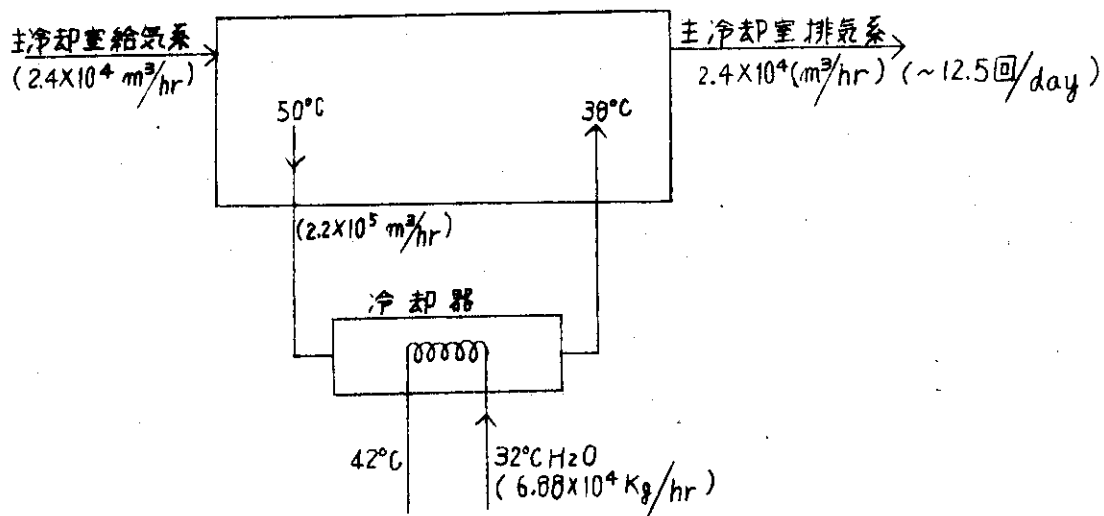


Fig. 2.4.19 主冷却室の空調換気系フロー線図

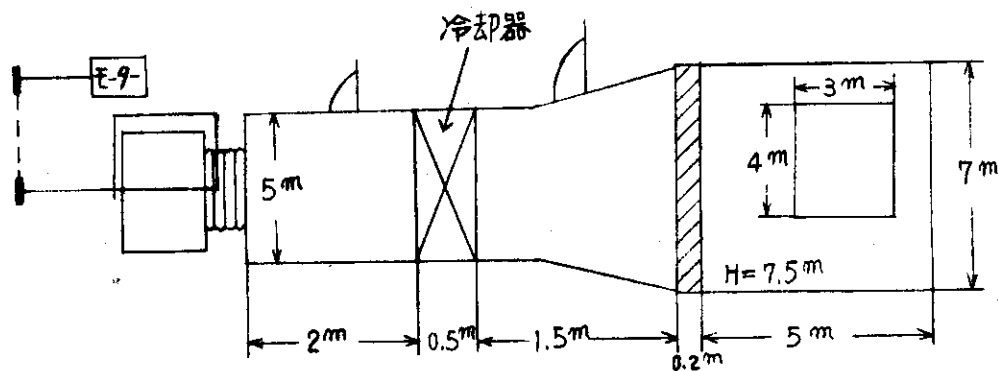
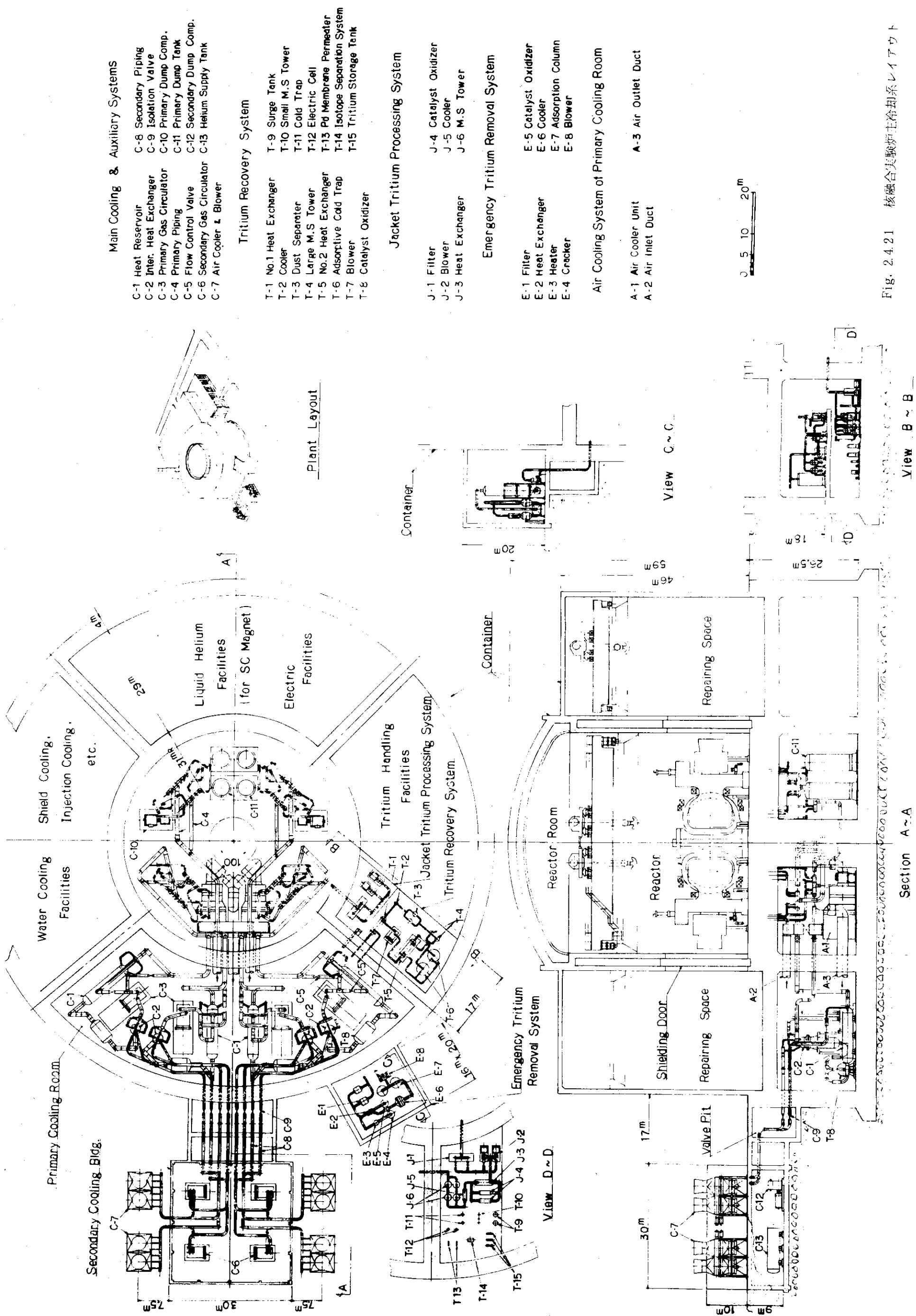


Fig. 2.4.20 冷却器の概略寸法





**Main Cooling & Auxiliary Systems**

- C-1 Heat Reservoir
- C-2 Inter. Heat Exchanger
- C-3 Primary Gas Circulator
- C-4 Primary Piping
- C-5 Flow Control Valve
- C-6 Secondary Gas Circulator
- C-7 Air Cooler & Blower
- C-8 Secondary Piping
- C-9 Isolation Valve
- C-10 Primary Dump Comp.
- C-11 Primary Dump Tank
- C-12 Secondary Dump Comp.
- C-13 Helium Supply Tank

**Tritium Recovery System**

- T-1 No.1 Heat Exchanger
- T-2 Cooler
- T-3 Dust Separator
- T-4 Large M.S. Tower
- T-5 No.2 Heat Exchanger
- T-6 Adsorptive Cold Trap
- T-7 Blower
- T-8 Catalyst Oxidizer
- T-9 Surge Tank
- T-10 Small M.S. Tower
- T-11 Cold Trap
- T-12 Electric Cell
- T-13 Pd Membrane Permeator
- T-14 Isotope Separation System
- T-15 Tritium Storage Tank

**Jacket Tritium Processing System**

- J-1 Filter
- J-2 Blower
- J-3 Heat Exchanger
- J-4 Catalyst Oxidizer
- J-5 Cooler
- J-6 M.S. Tower

**Emergency Tritium Removal System**

- E-1 Filter
- E-2 Heat Exchanger
- E-3 Heater
- E-4 Cracker
- E-5 Catalyst Oxidizer
- E-6 Cooler
- E-7 Adsorption Column
- E-8 Blower

**Air Cooling System of Primary Cooling Room**

- A-1 Air Cooler Unit
- A-2 Air Inlet Duct
- A-3 Air Outlet Duct

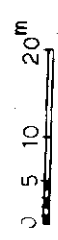


Fig. 2.4.21 核融合実験炉主冷却系レイアウト

## 2.5 まとめ

### 2.5.1 トリチウム格納方式

核融合実験炉のトリチウムの漏洩を防止するために、多重格納方式をベースとして検討をおこなったが、そのまとめは次のとおりである。

(i) 通常時の主冷却系からのトリチウム放出量の検討を昭和51年度に実施した実験炉第1次予備設計をベースに行なった。その検討結果は、

a) 冷却材漏洩にともなうトリチウム放出量は、0.01%冷却材漏洩/dayをベースとして、 $8.9 \times 10^{-6}$  g トリチウム/day ( $\sim 0.085$  Ci/day)となる。

b) 主冷却系において、中間熱交換器伝熱管から、透過して2次系を経て環境に放出されるトリチウム量は $\sim 2.18 \times 10^{-5}$  g/day ( $\sim 0.21$  Ci/day)となる。

c) 1次冷却系配管・機器から透過して、格納容器を経て、環境に放出されるトリチウム量は、 $\sim 9.88 \times 10^{-3}$  g/day ( $\sim 95$  Ci/day)となる。

d) 1次冷却系の配管機器へのトリチウム溶解量は $\sim 0.67$  g ( $\sim 64 \times 10^3$  Ci)である。

(ii) 1次冷却系の真空容器外の破断では、Heガスに含まれている0.089g ( $\sim 8.5 \times 10^2$  Ci)のトリチウムが格納容器に放出される。

(iii) トリチウムの環境放出経路(通常時、事故時)を明らかにした。

(iv) (i)のc)と(iii)より、1次冷却系高温配管部の透過を低減させる必要があり、この対策として今年度新たに高温配管部にジャケットを設置した。

スweep・ガスとしてN<sub>2</sub>ガス、圧力として1ataベースを採用した。

(v) ジャケット方式について次の解析をおこなった。

それと共に結果を示す。

a) ジャケット・スweep・ガス温度は入口50°Cに対し出口114°Cとなる。

又ジャケットへの流量は、1.9m<sup>3</sup>/hr/1ループ(主なジャケット部での流速は2m/s)を採用し評価した。

b) ジャケット部からの格納容器への放熱量は、原子炉熱出力の $\sim 1\%$ ( $\sim 1415$  kW)である。

c) ジャケット部から格納容器へのトリチウム透過量は $1.07 \times 10^{-8}$  g/day ( $1.02 \times 10^{-4}$  Ci/day)である。

d) ジャケット部のジャケット方式によるトリチウム放出低減化量は $8.56 \times 10^{-7}$ 倍である。

e) スweep・ガス中ジャケット出口トリチウム分圧は $2.24 \times 10^{-7}$  Torrである。

f) スweep・ガスとしてのN<sub>2</sub>ガスとHeガスを比較した結果、N<sub>2</sub>ガスの方がよりジャケット効果を示す。

(vi) (v)のd)よりジャケット方式が有効であることが結論づけられる。これとともに、ジャケットの基本構造をも明らかにした。

(vii) これをベースとして、ジャケット・トリチウム処理系(JTPS)の系統を樹立し、系統設計をおこなった。

この内容としては、N<sub>2</sub>ガスをジャケットに流し、ジャケット出口トリチウム分圧 $2.24 \times 10^{-7}$  Torrを処理して、 $2.24 \times 10^{-11}$  Torrまで除染をおこない、ジャケット入口まで導き循環させる。

トリウム除去の基本は、 $10^{-2}$  Torr  $O_2$  分圧下でトリチウムを触媒酸化反応器にて酸化し、トリチウム水にして、そのあと、" $H_2O$ " SWAMPをも採用して、モレキュラーシーブ塔で除去する。

格納の排気系、非常時トリチウム除去系の設計をおこなった。事故時でも処理し、閉じこめうることを明らかにした。

ジャケット方式を採用することにより、高温配管部からの格納へ透過する量は、 $\sim 1.07 \times 10^{-8}$  g/day ( $\sim 1.02 \times 10^{-4}$  Ci/day)まで低減することができ、主冷却系配管・機器部からの格納へのトリチウム透過量は合計 $\sim 1.46 \times 10^{-6}$  g/day ( $\sim 0.014$  Ci/day)となり、結局Heガスとともに漏洩するトリチウム放出量 $8.9 \times 10^{-6}$  g/day ( $\sim 0.085$  Ci/day)より低減させることができた。

中間熱交換器伝熱管から透過して2次系を経て環境に放出されるトリチウム量は $2.1 \times 10^{-5}$  g/day ( $\sim 0.20$  Ci/day)となる。

以上より、本年度の検討で明らかとなった1次冷却系からのトリチウム漏洩量を Table 2.5.1 にまとめて示す。

Table 2.5.1 1次冷却系からのトリチウム漏洩量

	1次冷却系からのトリチウム漏洩量	備 考
1次系冷却配管からのトリチウム透過漏洩量	0.014 Ci/day	
Heガスと共に漏洩するトリチウム量	0.085 Ci/day	He漏洩率を0.01インベントリ/dayと仮定
1次系から2次系へのトリチウム透過漏洩量	0.20 Ci/day	
合 計	0.299 Ci/day	

(注:  $1g\text{-T} = 9.59 \times 10^3 \text{ Ci}$ )

### 2.5.2 格納配置

主冷却系にジャケット方式を採用し、主要系統機器に対し、格納配置の検討をおこない、所定の場所に収納の見通しを得た。今後は他系の機器配置との整合をはかりつつ、見直していく必要がある。

今後の作業において、第1次予備設計との相違は次のようなものがある。

#### (i) 建屋関係

- 地下2階方式を地下1階方式にした。
- 冷却室スペースを90°セクターから100°セクターに広げた。
- 事故時トリチウム緊急処理系の建屋を追加した。

#### (ii) 系統機器関係

a) 蓄熱器の蓄熱管の有効長さを $1/2$ にした。この時、蓄熱器出口温度変動幅はかなり大きくなるが、中間熱交換器出口以降は所定範囲内に納まっている。

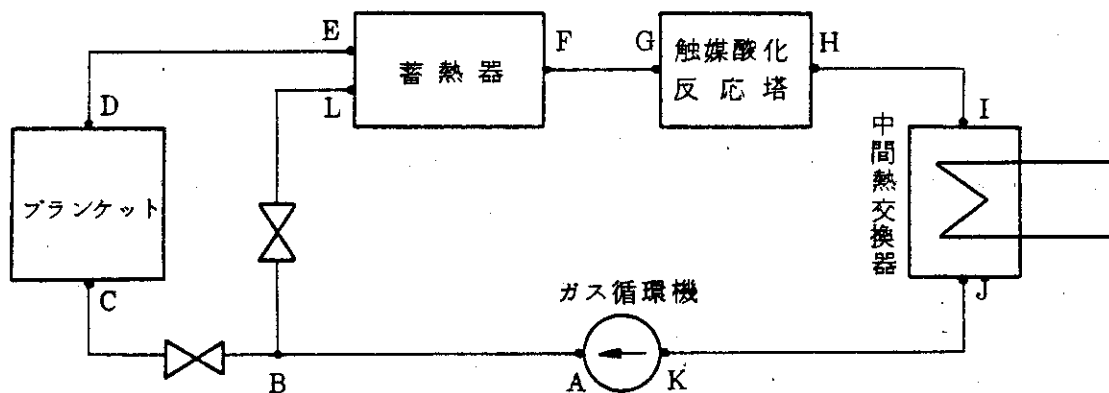
- b) 触媒酸化反応塔の設計を見直し、寸法を変更した。
- c) 1次ダンプタンクを炉室の下に移動した。
- d) 1次冷却系の主ヘッダを経済性、製作性、類似プラントの実績等を考慮して、リングヘッダから、通常のヘッダに変更した。(4つのヘッダに分けた)
- e) トリチウム回収系の配置を見直した。
- f) ジャケット内トリチウム処理系を追加した。
- g) 非常時トリチウム処理系を追加した。
- h) 主冷却室空気冷却系を追加した。

付属資料

2.A 1次冷却系バウンダリよりのトリチウム透過量および構造材中へのトリチウム溶解量の計算

(1) 解析対象

昭和51年度に実施した第1次予備設計の冷却系設計結果にもとづいたモデルを対象とする。  
1次冷却系は次図のごとき構成となっている。



(2) 解析方法

a) 基礎式

トリチウムの透過量Pおよび溶解量Sの算出式として次のSievertsの式を用いる。

$$P = (\sqrt{P_1} - \sqrt{P_2}) \cdot \frac{A}{L} \cdot B \cdot \exp \left\{ \frac{-Q_P}{K \cdot (T + 273.15)} \right\} \dots \dots \dots (1)$$

$$S = \left( \frac{\sqrt{P_1} + \sqrt{P_2}}{2} \right) \cdot K_S^0 \cdot 10^{-6} \cdot W \cdot \exp \left\{ \frac{-Q_S}{K \cdot (T + 273.15)} \right\} \dots \dots \dots (2)$$

記号

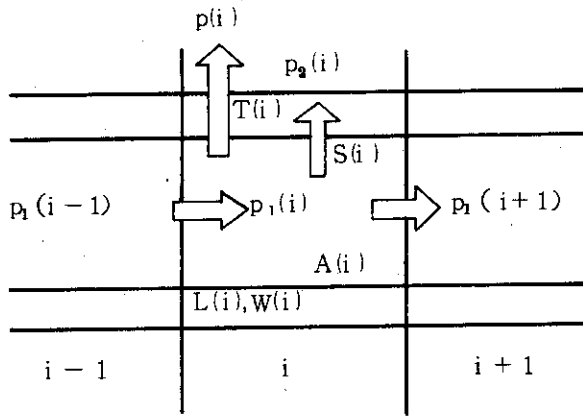
- P : トリチウム透過量 (g/day)
- S : 構造材へのトリチウム溶解量 (g)
- $P_1$  : 内部トリチウム分圧 (torr)
- $P_2$  : 外部トリチウム分圧 (torr)

(本計算においては、原則として $P_2=0$ とした。ただし、蓄熱器蓄熱管へのトリチウム溶解量を求める場合のみ、 $P_2=P_1$ とした。)

- T : 構造材温度 (°C)
- A : 透過面積 (cm<sup>2</sup>)
- L : 構造材肉厚 (cm)
- W : 構造材重量 (g)
- K : 気体定数 (cal/mol·°K)
- B : 透過に関する Sieverts 定数 (g·cm/cm<sup>2</sup>·day·torr<sup>1/2</sup>)

- $K_S^0$  溶解に関する Sieverts 定数 (  $1/\text{torr}^{1/2}$  )
- $Q_P$  透過に関する活性化エネルギー (  $\text{cal/mol}$  )
- $Q_S$  溶解 " (  $\text{cal/mol}$  )

b) 計算モデル



透過量  $P(i)$ , 溶解量  $S(i)$  は式(1)および(2)により, 計算し, 分圧  $p_1(i+1)$  は,  $p_1(i)$ ,  $P(i)$ より次式を用いて求める。

( $i$  は軸方向分割要素番号)

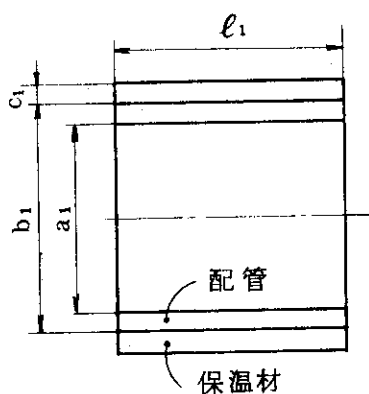
$$p_1(i+1) [\text{torr}] = p_1(i) [\text{torr}]$$

$$-P_{He} [\text{ata}] \times 73.556 [\text{torr/ata}] \times \frac{P(i) [\text{g/day}]}{6 [\text{g/T}_2\text{-mol}]} \times \frac{G [\text{kg/h}] \times 10^3 [\text{g/kg}] \times 24 [\text{h/day}]}{4 [\text{g/He-mol}]} \dots (3)$$

ここで,  $P_{He}$  はヘリウム圧力,  $G$  はヘリウム流量である。また, IHX では透過に関するバウンダリとして圧力容器のみを考慮する。ガス循環機および弁でのトリチウム透過量および溶解量はないとしている。

c) 計算条件

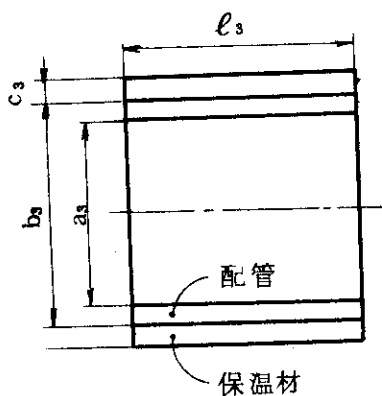
- (1) 構造データ
  - ① 高温配管



配管位置		D-E	F-G	H-I
配管	長さ $l_1$ (m)	108	48	38
	内径 $a_1$ (m)	0.9938	0.9938	0.9938
	外径 $b_1$ (m)	1.016	1.016	1.016
	材質	SUS304	SUS304	SUS304
保温材	肉厚 $c_1$ (m)	0.15	0.15	0.15
	材質	カボサイト	カボサイト	カボサイト

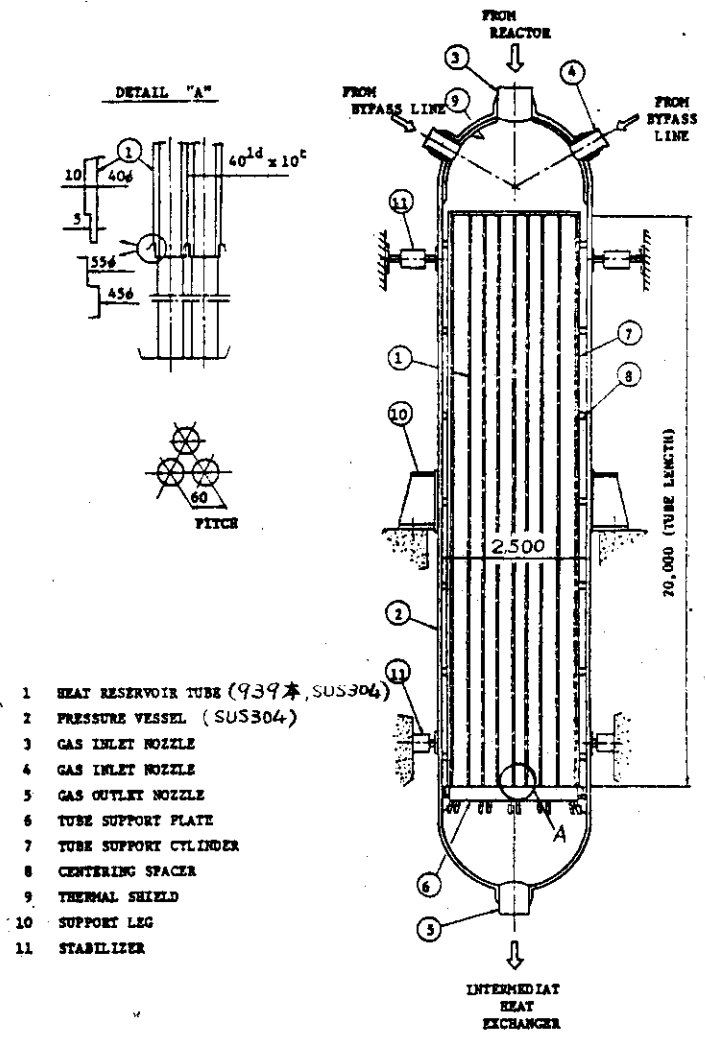
② 低温配管

配置位置		A-B	B-C	B-L	J-K
配管	長さ $l_3$ (m)	16	97	33	30
	内径 $a_3$ (m)	0.8446	0.8446	0.8446	0.8446
	外径 $b_3$ (m)	0.8636	0.8636	0.8636	0.8636
	材質	$2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$	$2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$	$2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$	$2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$
保温材	肉厚 $c_3$ (m)	0.1	0.1	0.1	0.1
	材質	カボサイト	カボサイト	カボサイト	カボサイト



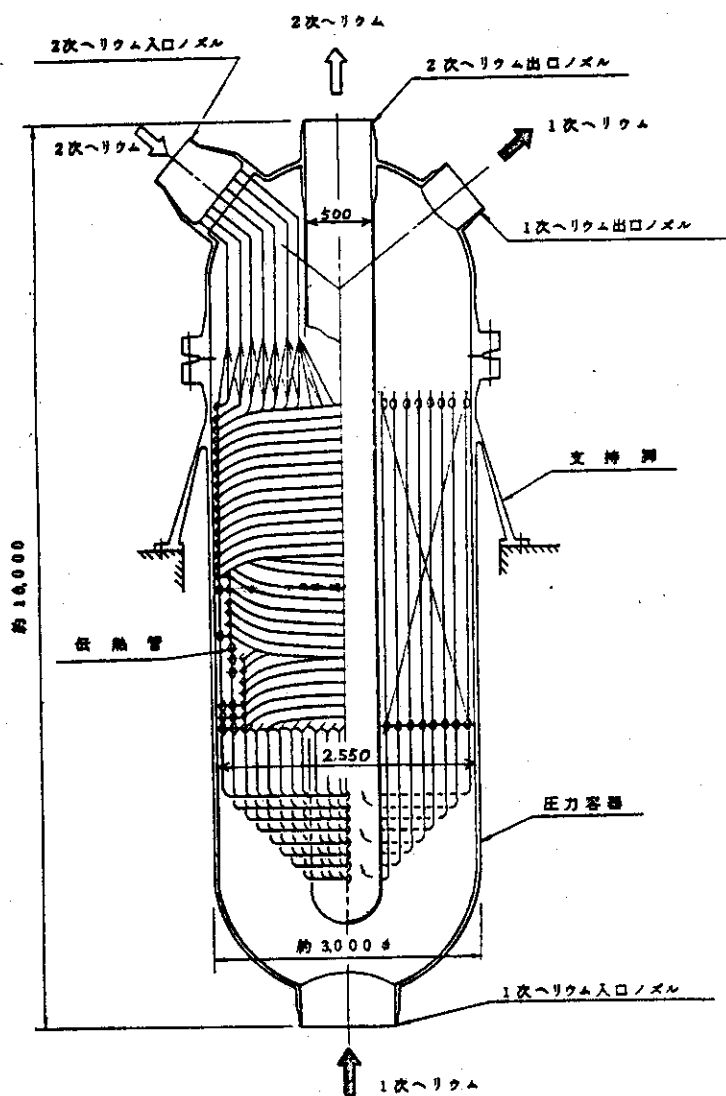
2・A-3

③ 蓄熱器





④ 中間熱交換器



伝熱管	内径 (mm)	33.5
	外径 (mm)	38.1
	長さ (mm)	15,500 <sup>*</sup>
	本数 (本)	630
	水平方向ピッチ (mm)	50
	垂直方向ピッチ (mm)	52.6
	巻き上げ角 (度)	18.56
	巻き上げ段数	67
	材質	SUS304

\* ) 有効伝熱長さ ..... 11,140  
 高温側テールパイプ長さ ..... 1,700  
 +) 低温側テールパイプ長さ ..... 2,660  
 全体長さ ..... 15,500

(伝熱計算は有効伝熱長さのみを用いて行ない、高温側および低温側テールパイプ部は、有効伝熱部の高温端および低温端の温度に等しいとして、トリチウム透過量のみを計算する。)

## (b) 定数データおよび境界条件

定数データ：

SUS 304 について

$$B = 0.01126$$

$$Q_P = 16100$$

$$K_S^0 = 1.1$$

$$Q_S = 1830$$

$2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$  については、データ不明のため、SUS 304 と同じ値を用いた。

境界条件：

触媒酸化反応塔出口トリチウム分圧  $5.48 \times 10^{-11}$  torr

ブランケット部でヘリウム中に侵入するトリチウム量 10 g/day

## (c) 温度分布

温度分布計算は当社既有的核融合炉1次冷却系特性解析コードHERDYを整備して行った。ここでは、炉入口温度を常に300°Cとし、炉の運転、停止に基づく蓄熱器出口でのHeガス温度変動がほぼ静定した状態（準静定状態と呼ぶ）における温度分布を用いてトリチウムの透過量および溶解量を求めることとした。（温度分布計算に対する初期状態は常に炉が運転されているものとして設定した。このとき、炉入口、炉出口、蓄熱器出口、ガス循環機入口のHeガス温度は、それぞれ、300°C、500°C、289°Cとなっている。初期状態からの蓄熱器出口Heガス温度の変化をFig 2.A.1に示す。準静定状態ではFig 2.A.1中の2940secの時点とした。）準静定状態におけるループ内各点の温度をFig 2.A.2に示す。このとき、触媒酸化反応塔内およびIHXテールパイプ部での温度勾配はないものとしている。

## (3) 計算結果

Fig 2.A.2に準静定状態での各部の1ループ当りのトリチウム透過量および溶解量の分布を示している。Table 2.A.1は各構造機器別のトリチウム透過量と溶解量をまとめたものである。

Table 2.A.1 構造機器別トリチウム透過量と溶解量

	トリチウム透過量		トリチウム溶解量	
	1ループ当りの透過量 g/day/loop	全透過量 (4ループ分) g/day	1ループ当りの溶解量 g/loop	全溶解量 (4ループ分) g
高温配管	$2.24 \times 10^{-3}$	$8.98 \times 10^{-3}$	0.0138	0.055
蓄熱器	$2.19 \times 10^{-4}$	$8.76 \times 10^{-4}$	0.154	0.616
中間熱交換器	$5.44 \times 10^{-6}$	$2.18 \times 10^{-5}$	$1.35 \times 10^{-5}$	$5.40 \times 10^{-5}$
低温配管	$2.42 \times 10^{-7}$	$9.68 \times 10^{-7}$	$2.54 \times 10^{-5}$	$1.02 \times 10^{-4}$

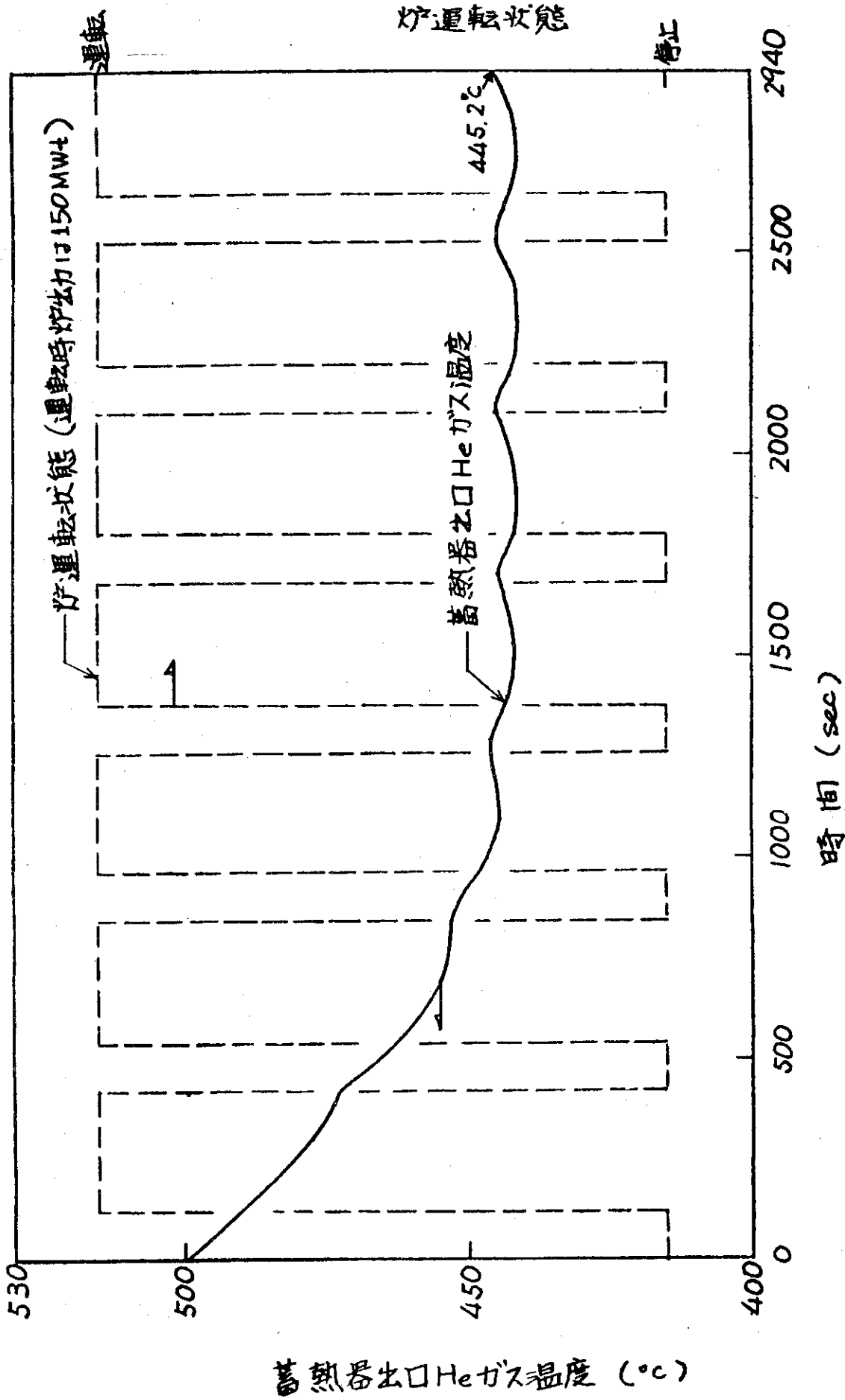
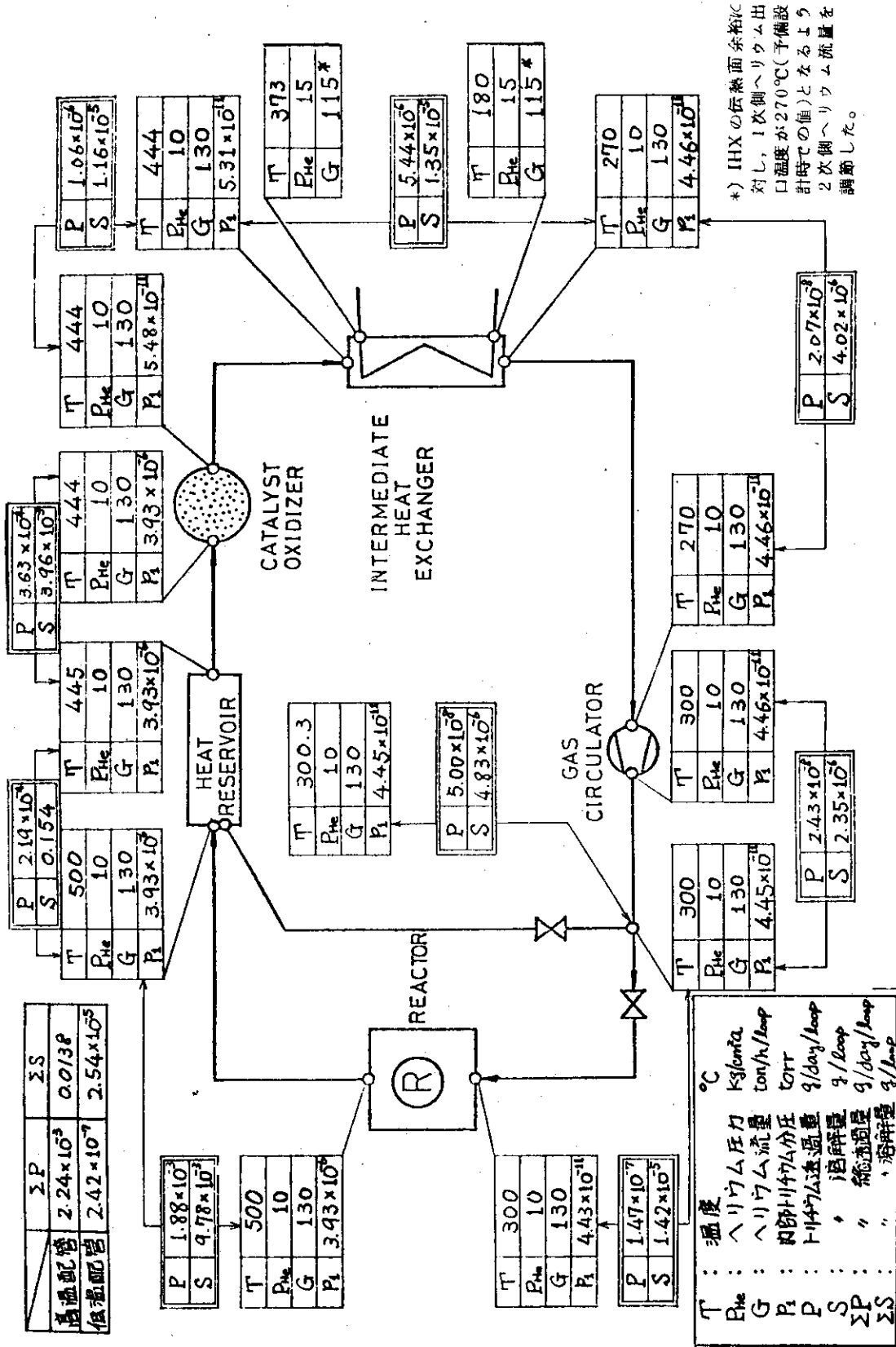


Fig. 2.A.1 蓄熱器出口Heガス温度の変化



\*) IHX の伝熱面余裕に  
 対し、1次側ヘリウム出  
 口温度が270°C(予備設  
 計時の値)となるより  
 2次側ヘリウム流量を  
 調節した。

Fig. 2.A. 2 準静定状態におけるヒート・マスバランスおよびトリチウム分圧、透過量、溶解量の分布

## 2B ジャケットからのトリチウム透過計算

a) 一次系からジャケットへの放熱量

一次系およびジャケット部の温度をそれぞれ  $t_A$ 、 $t_B$  とすると、一次系からジャケットへの管長  $L$  (m) 当りの1時間当りの熱通過量  $Q_1$  は、

$$Q_1 = K_1^* (t_A - t_B) 2\pi L \quad \dots\dots\dots (1)$$

となる。

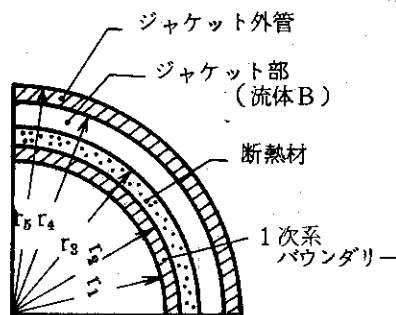
この場合の熱通過率に相当する量  $K_1^*$  (kcal/mh°C) は、

$$\frac{1}{K_1^*} = \frac{1}{h_A r_1} + \frac{\ln(r_2/r_1)}{k_1} + \frac{\ln(r_3/r_2)}{k_2} + \frac{1}{h_B r_3} \quad \dots\dots\dots (2)$$

ここで

- $h_A$  : 管面と流体Aとの熱伝達率
- $h_B$  : "と" Bとの "
- $k_1$  : 一次系圧力バウンダリーでの熱伝導率
- $k_2$  : 断熱材での熱伝導率

となる。



1次系 (流体A)

b) ジャケットから格納容器への放熱量

ジャケットから格納容器への管長  $L$  (m) 当り1時間当りの熱通過量  $Q_2$  は格納容器内雰囲気温度を  $t_C$  とすると、

$$Q_2 = K_2^* (t_B - t_C) 2\pi L \quad \dots\dots\dots (3)$$

この場合の熱通過率に相当する量  $K_2^*$  (kcal/mh°C) は、

$$\frac{1}{K_2^*} = \frac{1}{h_B r_4} + \frac{\ln(r_5/r_4)}{k_3} + \frac{1}{h_C r_5} \quad \dots\dots\dots (4)$$

ここで

- $h_C$  : ジャケット外管面と空気Cとの間の熱伝達率
- $k_3$  : ジャケット外管の熱伝導率

となる。

c) ジャケット内スリーブガス温度

ジャケット内での管長  $L$  (m) 当りの1時間当りの熱増加量  $Q$  は、

a), b)より

$$Q = Q_1 - Q_2 \quad \dots\dots\dots (5)$$

となり、管長  $L$  (m) 当りでの上昇温度 ( $\Delta T$ ) は

$$\Delta T = Q / (C_P \times V \times r) \quad (^\circ\text{C}) \quad \dots\dots\dots (6)$$

ここで

- $C_P$  : 比熱
- $V$  : ジャケット流量
- $r$  : 比重量

となる。

d) 熱伝達率

前記の $h_A, h_B$  は下記のDittus-Boelter の式

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} \quad \dots\dots\dots (7)$$

を使用し、さらに

$$h = \frac{\lambda}{d} \times Nu \quad \dots\dots\dots (8)$$

ここで

$h$  : 熱伝達係数

$\lambda$  : 流体の熱伝導率

$d$  : 等価直径

$Re$  : レイノルズ数

$Pr$  : プラントル数

$Nu$  : ヌセルト数

を使用し求めた。

一方空気とジャケット外管との熱伝達率 $h_C$ は、射熱伝達係数( $h_1$ )と自然対流熱伝達係数( $h_2$ )の和となる。

$$h_C = h_1 + h_2 \quad \dots\dots\dots (9)$$

ここで

$$h_1 = \frac{448 \left[ \left( \frac{t_w + 273}{100} \right)^4 - \left( \frac{t_c + 273}{100} \right)^4 \right]}{t_w - t_c} \quad \dots\dots\dots (10)$$

$t_w$  : ジャケット外管温度(°C)

$t_c$  : 雰囲気温度(°C)

又

$$h_2 = \frac{\lambda_c}{d} \times 0.53 (Gr \times Pr)^{1/4} \quad \dots\dots\dots (11)$$

$Gr$  : グラスホフ数

$\lambda_c$  : 空気の熱伝導率

である。

e) トリチウム透過計算

1次冷却系からジャケットへのトリチウム透過計算及びジャケットから格納容器へのトリチウム透過計算は、付属資料2Aと同様にSievertsの式を使用した。又使用定数も2Aと同様である。格納容器へのトリチウム透過計算には、ジャケット外管温度を使用した。

### 3. 今後の課題および研究開発事項

#### 3.1 今後の課題

##### 3.1.1 1次系配管破断事故解析

真空容器内での1次系配管破断事故が真空容器の健全性の維持および事故時のトリチウム環境放出量低減の観点から重要であることを明らかにした。これからわかったことは次の通りである。

(i) 真空容器に放出ヘリウムガスの逃し口がない場合には1次系のヘリウムガスが真空容器内に充満し、この圧力は真空容器の設計目標値3ata(配管配置室)および1.5ata(ブランケット配置室)を超過してしまう。このことから真空容器には事故時のヘリウム逃し口を設置することが必要である。

(ii) 真空容器の配管配置室に逃し口を設置する場合には、この大きさを大きくすれば、圧力を設計目標値内に抑えることができるが、構造上設置しうる大きさと数には室の大きさ構造等から限度があり、又このような逃し口の数は真空度維持上からも少ない方が望ましい。例えばこの限度として配管配置室に0.8m径の逃し口があるとすると取出しヘッダー破断の場合、ブランケット配置室で1.5ataの設計目標値を越してしまう。これを防止する一つの対策としては取出しヘッダー室をブランケット配置室と隔離壁により隔離し、ブランケット配置室にすぐヘリウムガスがいかないようにすることである。

(iii) 隔離壁をつけた場合には取出しヘッダー破断時のブランケット配置室の圧力上昇防止にはなるが、ブランケットヘッダーの破断に対してはヘリウムの逃し口が小さくなるため、ブランケット配置室の圧力を上昇させることになる。このため、この隔離壁にはヘリウムの出入り可能な孔が必要であり、この孔の大きさは上に述べた両破断事故に対してブランケット配置室の圧力を1.5ata以下にする条件から定まる。本報告での解析手法を用いて、これを満足する孔の大きさを設定することができる。このような隔離壁は相矛盾する要素の妥協点として求まるので、設計は必然的にその精度と信頼性を要求されることになる。工学的安全対策として採用していくには更にかかりの安全余裕をとることが望ましくなる。この隔離壁はまたクライオ・ポンプ室の圧力上昇の防止にも役立っており、このことはクライオ・ポンプ室から取出しヘッダー室、さらに取出しヘッダー室からヘリウム逃し口を経て、格納容器へ放出させるトリチウム量を低減させることになる。

(iv) 事故時クライオ・ポンプ室に流入するヘリウムはクライオ・ポンプに付着するトリチウムを蒸発させ、ヘリウムガス中に混入して、ヘリウム逃し口へと流出する時間挙動を示す。ここでもこのトリチウム蒸発量、ヘリウムガスの流動状態の時間挙動を現時点で精度よく解析することは無理である。安全側の想定を行うとすればクライオ・ポンプ面からトリチウム全量放出を仮定せざるを得ない。蒸発を防止する有効な手段は今の所みつからない。

(v) 事故時のトリチウム放出挙動については、クライオ・ポンプ室内で過渡のヘリウム流路パスが構成されると、トリチウムの放出の推定が大幅に変る可能性があり、このような現象の起りに

くい室構造が可能な限り望ましいことになる。これについても現時点では確定することが困難である。本報告の解析は点モデルを採用しており、このような効果を示すことはできない。

(V) 破断事故時に1次冷却系にダンプ機構をつけてヘリウムをダンプさせて真空室内の圧力上昇を防止する効果およびクライオ・ポンプ室のゲート弁を閉めて、クライオポンプ室内のトリチウム流出を防止する効果も調べられた。事故の種類によりこの効果を期待できることがわかった。しかしこのような機械的手段を最終的な工学的安全施設として考えることは尚問題が残るものと思われる。

以上の考察から真空容器内での設計基盤事故の際の設計上の問題として次の諸点の検討が必要になると考える。

- a) 隔離壁の構造設計
- b) ヘリウム逃し口設計
- c) ブランケット配置室の耐圧設計
- d) ブランケット配置室内配管の細管化設計
- e) 真空室各部のコンパートメント化と流動逆止機構

これらを今後、重要度、優先度を考慮して検討を進めていくことが必要になる。全体としてのバランスのとれた設計が望まれる。

### 3.1.2 トリチウム格納系の概念設計

1次冷却系からのトリチウム透過漏洩を防止するために高温配管、機器の外側にジャケットを付け、 $N_2$  ガスをスイープガスとして透過漏洩トリチウムを捕集することにした。また破断事故時等に放出するトリチウムは別置の非常時トリチウム処理系により除去することにした。このような変更に伴うブランケット-冷却系とこれに関連する系統のレイアウトを行った。この検討過程で明らかになったことは次の通りである。

- (i) 1次冷却系から漏洩するトリチウムの放出量は、高温配管・機器の拡散透過、中間熱交換器1次-2次伝熱管の拡散透過、1次冷却系漏洩可能箇所からの漏洩の順に大きい。
- (ii) 高温配管・機器からの拡散、透過してくるトリチウムを格納内に漏洩する量を低減するには1次冷却系に含まれるトリチウムガス量を減少させる方法、高温配管・機器の温度を下げる方法、高温配管・機器の外側にトリチウム捕集機構をもうける方法が考えられる。この1例として例えばa)真空容器の配管出口近くへの触媒酸化反応器設置(トリチウムガスのトリチウム水化)、b)高温配管内面への断熱材の設置と外部の強制冷却、c)高温配管・機器の外側へのジャケット設置等がある。今回の設計ではジャケット方式を採用した。
- (iii) 高温配管・機器にジャケットを設置すると、この部分から漏洩するトリチウム放出量は極めて小さくなり、通常時のトリチウム放出は大部分は中間熱交換器伝熱管のトリチウム透過による2次系への放出になる。この透過量の低減には伝熱管に透過低減対策を講じなければならない。この方法としてa)伝熱管への酸化被膜形成、b)2重伝熱管の採用、c)透過防止新材料等が考えられる。しかしながら、これらについての実績あるいは試験データは乏しくまだ設計しうる状態まで開発が進んでいないと考えられる。
- (iv) 中間熱交換器の伝熱管を透過して2次冷却系に入ったトリチウムはもしその量が減少するこ



とがないと仮定するとすぐ飽和状態になり 1次系とは平衡状態となり、透過漏洩がなくなることになる。しかし、ここでも2次系に入ったトリチウムガスが酸化されたり、吸着されて減少することを考えると、この効果を定量的に評価することは困難である。

(V) 1次系全体の漏洩可能箇所からのトリチウムの漏洩はヘリウムガスと一緒にもれるが、本報告で報告されている漏洩量より減少させるには原子炉プラント級以上の品質管理を要求することになるのであろう。

(VI) ジャケット方式を採用し、通常時、事故時のトリチウム除去システム全体を考慮した主冷却系を所定の格納室間内に配置することが可能であることがわかった。しかしこれはあくまでブランケット冷却系とその関連システムに限定して検討しているため、今後核融合炉プラント全体として格納配置の調整が必要になるものと思われる。特に非常時トリチウム処理系と格納室空調換気系について調整が必要である。

### 3.2 研究開発事項

3.1の今後の課題で述べた設計上の諸問題を解決するには次の研究開発が必要になる。

#### 3.2.1 1次系配管破断事故解析

- (i) 真空容器内ヘリウム流動試験
  - a) モックアップ流動試験
  - b) 解析コード開発
- (ii) 真空容器内配管破断試験
  - a) ジェットフォース
  - b) パイプホイップ
  - c) ブランケットー1次冷却系内流動
- (iii) クライオ・ポンプ(トリチウム)放出試験
  - a) 伝熱試験
  - b) (トリチウム)蒸発試験
  - c) 解析コード開発
- (iv) ブランケット・配管・機器吸着トリチウム放出試験
  - a) トリチウム拡散・漏洩試験
  - b) 解析コード開発
- (v) 事故時トリチウム放出
  - a) 環境放出までのトリチウム挙動解析コード

#### 3.2.2 トリチウム格納系の概念設計

- (i) トリチウム透過試験
  - a) 低分圧下 ( $10^{-6}$  Torr 以下)での金属透過
  - b) 酸化被膜透過

- (ii) トリチウム水化試験
  - a) ヘリウム雰囲気中(酸素不純物)トリチウム水化
  - b) " トリチウム水分解
  - c) 空気雰囲気中トリチウム水化
- (iii) トリチウム金属吸着, 反応
  - a) トリチウム水化
  - b) トリチウム水分解
  - c) トリチウム拡散(平衡, 過渡)
- (iv) トリチウム金属中挙動解析コード

## 参 考 文 献

- 1) 原研, 核融合研究部炉設計研究室: JAERI-M 7199 (1977)
- 2) 原研, 核融合研究部炉設計研究室: JAERI-M 7923 (1977)
- 3) 日本機械学会: 伝熱工学資料(改訂3版) 35 (1975)
- 4) 同 上 165 (1975)
- 5) G.E. Lockett, et al., : "A Designers Approach to the Conservation of He in High Temperature Power Reactors", Conf. Component Design in the HTR using He as a Coolant. London (1972)
- 6) R. W. Webb, "Permeation of Hydrogen through Metal", North American Aviation Doney, California, Report NAA-SR-10462 (1965)

設計研究担当者

(1) 主たる設計研究者

川崎重工株式会社 田中義久・中井保夫・飯野徳栄・松本靖夫・九十九清彦・大貫吉昭・  
小池啓之・和佐岡猛・鈴木達志・湊 章男・安福克己・中川勝文・  
黒田敏公

(2) 原研側担当

炉設計研究室 迫 淳