

J A E R I - M
93-136

核融合実験炉トリチウムプラント設計 (II)
トリチウム水及び放射性固体廃棄物処理設備

1993年7月

吉田 浩・成瀬日出夫・大川 慶直
浅原 政治*・横川 伸久*・胤森 望**
堀切 仁**

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、お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエプロ株式会社

核融合実験炉トリチウムプラント設計 (II)
トリチウム水及び放射性固体廃棄物処理設備

日本原子力研究所那珂研究所 ITER 開発室

吉田 浩・成瀬日出夫・大川 慶直
浅原 政治*・横川 伸久*・胤森 望**
堀切 仁**

(1993年6月10日受理)

本報告書は、国際熱核融合実験炉 (ITER-CDA) の設計条件を想定し、必要になると考えられる放射性廃棄物処理設備、移送設備、貯蔵設備の構成、規模及びそれぞれの専用建家レイアウトの概念設計結果をまとめたものである。主な検討内容は、

- (1) 原子力発電所における低レベル放射性廃棄物処理法
- (2) 一次冷却水トリチウム低減化設備
- (3) 炉建家トリチウム安全設備で発生するトリチウム廃液の濃縮・減容設備
- (4) 低レベル固体廃棄物処理設備
- (5) 高レベル固体廃棄物移送設備
- (6) 放射性固体廃棄物貯蔵設備

上記設備はいずれも大規模となることから、今後の工学設計段階では廃棄物発生量の低減化を目指した炉心及び炉建家の設計が、核融合実験炉建設の早期実現を図る上での重要課題の一つとなることが明らかにされた。

那珂研究所：〒311-01 茨城県那珂郡那珂町大字向山801-1

* 住友重機械工業 (株)

** 三菱冷熱工業 (株)

Design Study of Fusion Experimental Reactor
Tritium Plant (II)
Tritiated Water and Radioactive Solid Waste
Processing Facilities

Hiroshi YOSHIDA, Hideo NARUSE, Yoshinao OHKAWA
Masaharu ASAHARA^{*}, Nobuhisa YOKOGAWA^{*}
Nozomu TANEMORI^{**} and Hitoshi HORIKIRI^{**}

Department of ITER Project
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 10, 1993)

A preliminary design study of radio active waste processing and storage plants has been carried out for the ITER-CDA like fusion experimental reactor. The present report describes specifications of major components, system configuration, and building layout of the following plants;

- (1) Review of industrial technology for processing low level solid wastes from commercial nuclear power stations in Japan,
- (2) Water distillation plant for tritium reduction of the fusion experimental reactor primary cooling loop,
- (3) Water distillation plants for detritiation of tritiated waste water generated from the reactor building tritium safety systems,
- (4) Low level solid wastes processing facilities,

* Sumitomo Heavy Industries, LTD.

** Sinryo Corporation

- (5) High level rad-wastes transportation facility,
- (6) Storage facility (5-year capacity) for the high and low level solid wastes

It was quantitatively clarified that realistic design of fusion experimental reactor with small production of radio active wastes is one of the key concerns for the realization of its construction in the early next stage.

Keyword: ITER, Tritium Plants, Tritium Safety System, Primary Cooling System, Tritium Permeation, Water Distillation, Low level Solid Wastes, High Level Rad-wastes, Transportation and Storage Facilities

目 次

1. はじめに	1
2. 原子力発電所における低レベル放射性廃棄物	5
2.1 放射性廃棄物発生量	5
2.2 放射性廃棄物処理法	5
2.3 トリチウム水の濃縮・減容方法	6
3. 核融合実験炉のトリチウム水処理設備	16
3.1 一次冷却水トリチウム低減化設備	16
3.1.1 ダイバータトリチウム透過量の評価	16
3.1.2 設備設計	17
3.2 トリチウム廃液濃縮・減容設備	18
3.2.1 トリチウム廃液発生量	18
3.2.2 15 m ³ /d プラントの設計	19
3.2.3 3.6 m ³ /d プラントの設計	20
3.3 一次冷却水放射線分解量の検討	21
3.4 一次冷却水水質維持系の検討	23
3.4.1 ダイバータ冷却水条件	23
3.4.2 ステンレス鋼の腐食・溶解速度	23
3.4.3 水質維持系における放射能蓄積量	24
3.4.4 水の放射化濃度	25
4. 核融合実験炉の高レベル固体廃棄物移送設備	59
4.1 高レベル固体廃棄物発生量	59
4.2 設備設計	60
4.3 機器設計	61
4.3.1 移送容器	61
4.3.2 一次保管用冷却設備	62
4.3.3 移送用小型冷却装置	62
5. 核融合実験炉の低レベル固体廃棄物処理設備	71
5.1 低レベル固体廃棄物発生量	71
5.2 設備設計	72
5.2.1 放射性廃棄物焼却設備	72
5.2.2 高圧縮減容処理装置	73
6. 核融合実験炉の放射性固体廃棄物貯蔵設備	82
6.1 貯蔵能力	82
6.2 設備設計	82

7. トリチウム水取扱い機器、配管系及び設備室に関する実設計法	89
7.1 トリチウム閉じ込め	89
7.1.1 基本的な基準	89
7.1.2 トリチウム濃度によるクラス分類	90
7.1.3 閉じ込めの多重化	90
7.1.4 適用濃度区分	90
7.2 機器、配管系(1次、2次格納系)の設計、施工基準	91
7.2.1 基本的な基準	91
7.2.2 機器設計基準	92
7.2.3 気密検査及び許容漏洩量	93
7.3 設備室(3次格納系)の設計、施工基準	93
7.3.1 基本的な基準	93
7.3.2 3次格納系室換気設備の設計基準	94
7.3.3 雰囲気トリチウム除去設備の設計基準	94
7.3.4 建家間トリチウム水移送配管の設計基準	94
7.3.5 トリチウムモニタリング設備の設計基準	95
7.4 グローブボックス、フードの設計基準	95
7.4.1 基本的な基準	95
7.4.2 グローブボックス、フードの技術基準	95
7.5 トリチウム防護服の基本的な設計基準	96
参考文献	99
添付資料A FERの領域別誘導放射能と崩壊熱	101
添付資料B ダイバータ冷却水系へのトリチウム透過量評価	110
添付資料C 機器、配管系におけるトリチウム漏洩率の計算法	115

Contents

1. Introduction	1
2. Current Processing Technology of Low Level Solid Wastes from Nuclear Power Stations	5
2.1 Generation Rate of Low Level Solid Wastes	5
2.2 Industrial Technology of Low Level Solid Wastes Processing ...	5
2.3 Existing Technology for Tritiated Water Enrichment and Reduction	6
3. Tritiated Water Processing Plant for Fusion Experimental Reactor	16
3.1 Tritium Extraction Plant for Primary Cooling Systems	16
3.1.1 Analysis of Tritium Permeation Through Different Divertor Armors	16
3.1.2 Design of Tritium Extraction Plant	17
3.2 Tritium Extraction Plant for Tritiated Waste Water from Reactor Building Tritium Safety Systems	18
3.2.1 Generation Rate of Tritiated Waste Water	18
3.2.2 Design of 15 m ³ /d Plant	19
3.2.3 Design of 3.6 m ³ /d Plant	20
3.3 Analysis of Water Radiolysis in Primary Cooling Systems	21
3.4 Design of Water Cleanup System for Primary Cooling Systems ...	23
3.4.1 Specifications of ITER-CDA Divertor Cooling System	23
3.4.2 Corrosion Rate of Stainless Steel	23
3.4.3 Buildup Rate of Activities	24
3.4.4 Radiation Level due to H ₂ O Activation	25
4. High Level Solid Waste Transportation Plant for Fusion Experimental Reactor	59
4.1 Generation Rate of High Level Solid Wastes	59
4.2 Design of Transportation Plant	59

4.3	Component Design	61
4.3.1	Transportation Cask	61
4.3.2	Temporary Cooling Facility	62
4.3.3	Movable Cooling Device	62
5.	Low Level Solid Waste Processing Plant for Fusion Experimental Reactor	71
5.1	Generation Rate of Low Level Solid Wastes	71
5.2	Design of Processing Plant	72
5.2.1	Incineration Facility	72
5.2.2	Compression Facility	73
6.	Storage Facility for Radio Active Solid Wastes from Fusion Experimental Reactor	82
6.1	Storage Capacity	82
6.2	Design of Storage Facility	82
7.	Practical Design Guidelines of Components, Piping and Rooms for Tritiated Water Handling	89
7.1	Tritium Containment	89
7.1.1	Basic Guidelines	89
7.1.2	Classification by Tritium Concentrations	90
7.1.3	Multiple Containment	90
7.1.4	Concentration Classification of Tritiated Water	90
7.2	Guidelines for Design and Construction of Components and Pipings for Primary and Secondary Barriers	91
7.2.1	Basic Guidelines	91
7.2.2	Component Design	92
7.2.3	Leak Tests and Leak Tightness	93
7.3	Guidelines for Design and Construction of Rooms for Tertiary Barrier	93
7.3.1	Basic Guidelines	93
7.3.2	Ventilation System for Tertiary Rooms	94
7.3.3	Room Atmosphere Detritiation System	94
7.3.4	Tritiated Water Transfer Pipes Connecting Buildings	94
7.3.5	Tritium Monitoring and Control System	95

7.4	Guidelines for Design of Glovebox and Ventilated Hood	95
7.4.1	Basic Guidelines	95
7.4.2	Critical Design Parameters for Glovebox and Ventilated Hood	95
7.5	Basic Guidekines for Worker's Protection Suits	96
References	99
Appendix A	Analysis of Induced Activation of FER In-vessel Components	101
Appendix B	Analysis of Tritium Permeation Through Different Diverter Materials	110
Appendix C	Methods for Measurement and Calculation of Tritium Leakage Rate in Components and Pipings	115

1. はじめに

本設計検討は、ITER-CDAにおける我が国の貢献として実施した核融合実験炉・トリチウムプラント概念設計（燃料供給系、主排気系、燃料処理系、ブランケットトリチウム系、炉建家トリチウム安全系、液体及び固体廃棄物処理系の設計、トリチウムシステム安全性解析等）の一部をなすものである。

核融合実験炉の運転及び保守・交換にともなって発生する種々の廃棄物は、以下のように大別できる。

(1) 放射性液体廃棄物

核融合実験炉で発生する放射性液体廃棄物の多くは、トリチウムを含むと考えられる。その主要な発生源は、一次冷却水系とその水質維持系及びドレン系、建家雰囲気トリチウム浄化系（通常時用、分解修理時用及び事故時用トリチウム安全系）、第二次格納雰囲気浄化系、廃ガス処理系等である。

(2) 放射性固体廃棄物

核融合実験炉で発生する主要な放射性固体廃棄物として、(i)中性子との核反応により放射化された廃棄物（炉内構造物、燃料供給系、主排気系等の炉周辺機器、部品類）、(ii)トリチウム及び放射化生成物により汚染した機器及び部品、及び(iii)除染作業等に伴う廃棄物が考えられる。

一方、原子力利用にともなって種々の性状の放射性廃棄物が発生しているが、現在なお放射性廃棄物の放射能レベルについては国際的な基準がなく、かつすべてにあてはまる妥当な区分を設定することは不可能と考えられている。

核融合実験炉からの廃棄物の処理、処分方法を検討するためには外部放射線及びトリチウムに関するレベル区分が必要となるが、本検討ではIAEAの標準的区分(表 1.1)⁽¹⁾及び我が国の原子力委員会廃棄物処理専門部会の暫定的な区分⁽²⁾（表 1.2）を参考にする。

(3) 放射性気体廃棄物

核融合実験炉から環境中に放出される主要な放射性気体として、トリチウム、空気の放射化による⁴¹Ar、¹⁴C、及び絶縁ガスとしてSF₆を用いた場合の³²P等が考えられる。このうち、トリチウムについては、多重閉じ込めを行ないかつトリチウム浄化処理を行なうことにより、環境への放出（量及び濃度）を合理的に可能なかぎり低減化される⁽³⁾。その他の放射性核種についてもALARAの考え方にに基づき環境放出が制限されるが、その生成量は今後の設計に依存するので、今後の課題としここでは取り上げない。

本報告書においては、取扱量が多い廃棄物の関連設備の構成、規模を定量的に把握する目的で以下の設備を検討する。

(1) 放射性液体廃棄物処理設備

トリチウム侵入量が多いと想定されるダイバータ冷却水系を対象とする一次冷却水トリチウム低減化設備（再循環方式）と炉建家トリチウム安全設備からの廃液を処理するトリチウム廃液濃縮・減容設備（希釈放流方式、15m³/dプラント及び3.6m³/dプラント）について設備

設計を行なう。処理プロセスは、工業技術として確立され、実績のある低温水蒸留法を採用する。

(2) 低レベル固体廃棄物処理設備

本設備は、実験炉施設から生ずる極低レベルの廃棄物を減容処理するものである。設備は、可燃性廃棄物処理用の焼却設備及び不燃性廃棄物処理用の高圧縮減容設備の2種類から構成する。

(3) 高レベル固体廃棄物移送設備

定期交換により発生する炉内構造物（ダイバータ及びそのアーマ材）を貯蔵設備に安全に移送するための設備である。主要機器である移送容器は、遮蔽及び冷却機能を備えたものとする。

(4) 貯蔵設備

本設備は、低レベル固体廃棄物と高レベル固体廃棄物をそれぞれ専用エリアで貯蔵するためのものである。高レベル固体廃棄物用設備は、移送容器から貯蔵用密封容器に移し替えるための詰替セルと貯蔵プールから構成する。設備容量としては、定期交換の頻度が将来減少するものとして当面5年分を想定する。

以上の設備における物流を図1.1に示す。

なお、各設備の特性、設備管理、必要稼働時期、将来の増設の可能性等を考慮すると、核融合実験炉敷地内におけるそれぞれ独立の建家設備として建設されるものと考えられる。

表 1.1 IAEA(国際原子力機関)パネル(1967年)による放射性廃棄物の標準的カテゴリー⁽¹⁾

固 体 廃 棄 物	液 体 廃 棄 物	気 体 廃 棄 物
単位：mR/h (表面)	単位： $\mu\text{Ci/ml}$	
高レベル $> 2,000$	極高レベル $> 10^4$ 高レベル $10^4 \sim 10^{-1}$ 中レベル $10^{-1} \sim 10^{-3}$	高レベル $> 10^{-6}$
低レベル $2,000 \sim 200$	低レベル $10^{-3} \sim 10^{-6}$	低レベル $10^{-6} \sim 10^{-10}$
極低レベル < 200	極低レベル $< 10^{-6}$	極低レベル $< 10^{-10}$
ただし、 α 固体廃棄物は別区分として $\mu\text{Ci/ml}$ で表示する		

低レベル固体はコンクリートか鉛のうすい遮蔽をへだてて取り扱われ(極低レベルは常法により操作可能)、低レベル液体は装置の遮蔽の必要なしで処理され、低レベル気体は通常は濾過により処理される。

表 1.2 我が国における放射性廃棄物の放射能レベル区分(暫定値)⁽²⁾

固 体 状 ($\mu\text{Ci/ml}$)	液 体 状 ($\mu\text{Ci/ml}$)	気 体 状 ($\mu\text{Ci/ml}$)
高レベル $> 10^3$	極高レベル $> 10^5$	高レベル $> 10^{-3}$
中レベル $10^3 \sim 1$	高レベル $> 10^5 \sim 10^3$	中レベル $10^{-3} \sim 10^{-6}$
低レベル $1 \sim 10^{-3}$	中レベル $10^3 \sim 10^{-3}$	低レベル $10^{-6} \sim 10^{-9}$
極低レベル $< 10^{-3}$	低レベル $10^{-3} \sim 10^{-6}$	極低レベル $< 10^{-9}$
	極低レベル $< 10^{-4}$	

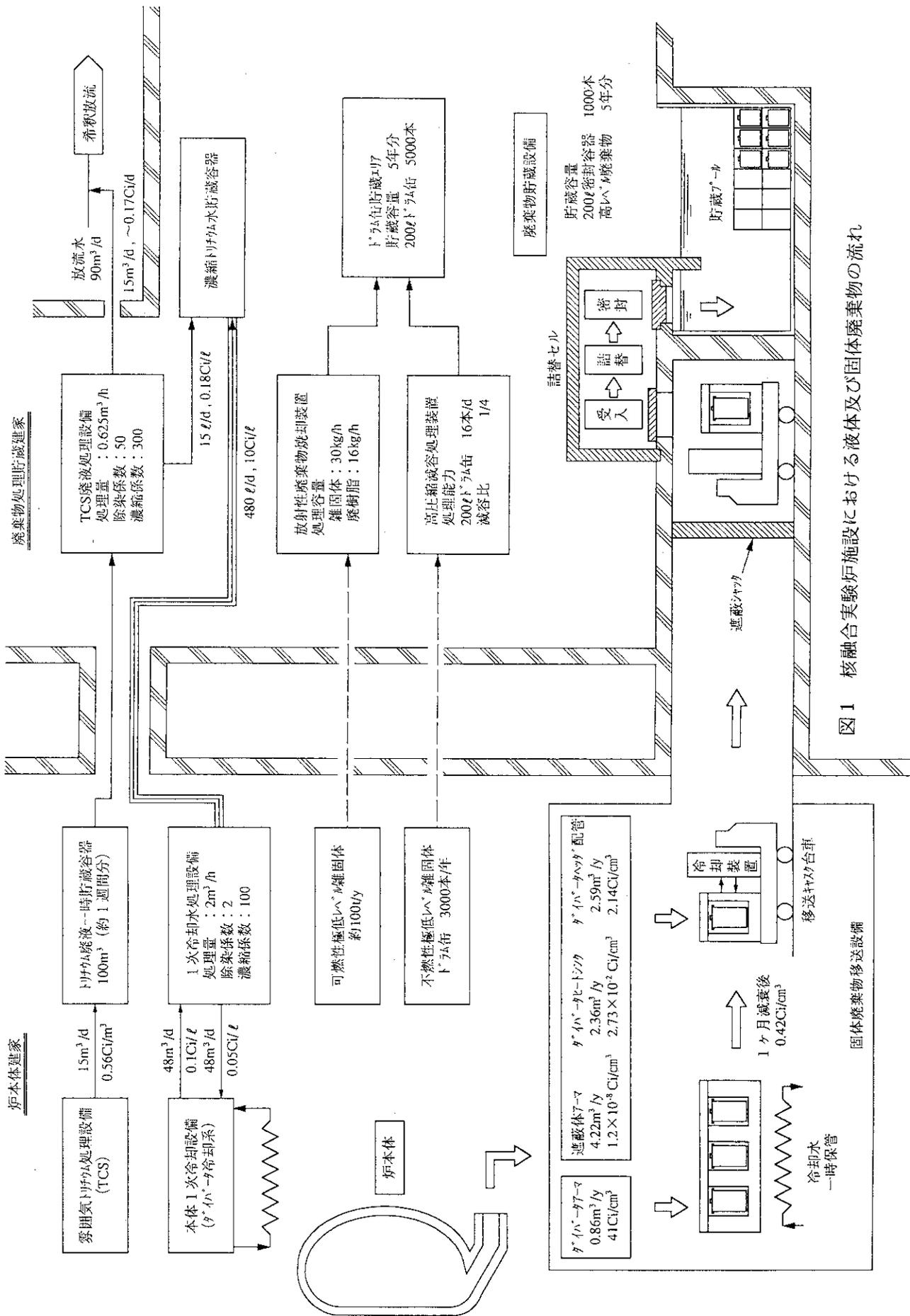


図1 核融合実験炉施設における液体及び固体廃棄物の流れ

2. 原子力発電所における低レベル放射性廃棄物

2.1 放射性廃棄物発生量

我が国で稼働している原子力発電所における放射性廃棄物（低レベル放射性廃棄物）は、以下のように大別される。

(i) 放射性液体廃棄物

PWR及びBWRにおける液体廃棄物の種類と発生個所、発生量等を表2.1～2.3に示す。また、各発電所における年度別放出実績（昭55年～昭59年、PWR：15基、BWR：16基）と年間放出管理目標値を表2.4（トリチウムを除く）に示す⁽⁴⁾。

(ii) 放射性気体廃棄物

PWR及びBWRにおける気体廃棄物の種類と発生個所、発生量等を表2.5に示す。また、各発電所における放射性希ガスの年度別放出実績（昭55年～昭59年、PWR：15基、BWR：16基）と年間放出管理目標値を表2.6に示す⁽⁵⁾。

(iii) 放射性固体廃棄物

PWR及びBWRにおける固体廃棄物の種類、発生個所、発生量及び処理方法を表2.7に示す。

2.2 放射性廃棄物処理法⁽⁶⁾

(1) 放射性液体廃棄物

原子力発電所では、液体廃棄物の性状に応じた処理設備で処理後、サンプリング分析を行ない放射能濃度等を確認し、再使用するか又は環境に放出する。表2.1に見られるように、PWR及びBWRからの液体廃棄物の性状は類似している（PWRの一次冷却材抽出水は除く）ので、以下にPWR液体廃棄物の処理プロセス（図2.1）の概要を説明する。

(i) ほう酸回収設備

一次冷却材抽出水処理を目的とした設備であり、脱塩処理の後、ほう酸回収装置で脱ガス、蒸発濃縮を行なう。

(ii) 廃液処理設備

本設備は、ドレン廃液を蒸発濃縮するものであり、水質に応じて廃液を分類し処理する分離処理方式と水質によらない一括処理方式がある。

(iii) 洗浄排水処理設備

洗剤を含む洗濯排水等を各種処理する設備であり、蒸発又は逆浸透により濃縮を行なう。

(2) 放射性気体廃棄物

原子力発電所で発生する気体廃棄物は、性状に応じて減衰処理、減容処理を行なう。可能な場合には再利用し、余剰の廃ガスは放射性物質の濃度を監視しながら環境に放出する。ここで

は、PWR及びBWRの代表的な気体廃棄物処理設備の概要を紹介する。

(i) PWRにおける気体廃棄物処理設備

PWRにおける処理設備は、図2.2, 2.3に示すように窒素廃ガス処理系と水素廃ガス処理系から構成されている。前者では、原子炉格納容器内機器のベント廃ガス(窒素)に含まれる放射性ガスを減衰タンクで一定レベル以下に減衰させた後、長期間貯留、再利用又は環境放出を行なう。後者では、水素再結合装置又は水素分離装置により水素を分離回収し、廃ガスの減容を図った後、放射性ガス減衰タンクに送る。

(ii) BWRでの気体廃棄物処理設備

BWRにおける設備(図2.4)は、タービン復水器に蓄積する非凝縮性ガス(放射線分解により生成する水素ガス、酸素ガス、空気及び放射性希ガス)を処理するものであり、空気抽出器、酸素水素再結合器及び放射性希ガスの減衰を行なうための希ガスホールドアップ装置から構成されている。

(3) 放射性固体廃棄物

PWR及びBWRで発生する固体廃棄物は、濃縮廃液固化体、可燃性雑固体の焼却灰固化体、及び不燃性雑廃棄物である。固化方法としては、アスファルト固化又はセメント固化法が一般的であるが、固化体の最終貯蔵処分のための技術としてセメントガラス固化、岩石固化、ガラス固化等の無機固化技術開発も進められている。不燃性雑廃棄物については、切断、圧縮による機械的な減容処理が行なわれる。

2.3 トリチウム水の濃縮・減容方法

軽水又は重水に含まれるトリチウムの除去濃縮には、表2.8に示すような幾つかの工業的に確立された水素同位体分離技術が適用可能である。特に、水蒸留法は、経済性(建設費、運転費)、運転の容易さ、信頼性、安全性に優れていることから、軽水からのトリチウム除去に最適と考えられ、ITER-CDAにおける設計基準に選定されている。本設計検討でも、水蒸留法を選択する。

表 2.1 PWR, BWR における液体廃棄物の種類

区分 種類	P		W		R		備考
	廃棄物名称	内容	廃棄物名称	内容	内	容	
系統設備から発生する廃液	一次冷却材抽出水等	<ul style="list-style-type: none"> 一次冷却材抽出水 一次冷却材ドレン 	---	---	---	---	PWRでは一次冷却材中のほう酸濃度調整等のため抽出水等が発生する。(処理後再用)
			機器ドレン等	<ul style="list-style-type: none"> 機器ドレン 	<ul style="list-style-type: none"> 機器ドレン 床ドレン 薬品ドレン等 	<ul style="list-style-type: none"> 機器ドレン 復水浄化系逆洗水等 	
機器類・建屋から発生する廃液	酸液等	<ul style="list-style-type: none"> 強酸ドレン 塩化物等 	低電導度廃液	<ul style="list-style-type: none"> 床ドレン 分析室ドレン等 復水浄化系再生廃液 	---	---	除染廃液, 分析室からの排水等
			高電導度廃液	---	---	---	
雑用排水	洗浄排水	<ul style="list-style-type: none"> 洗濯排水 手洗排水 シャワー排水 	洗濯廃液	洗濯排水	洗濯排水	---	作業衣服等洗濯による排水
			---	<ul style="list-style-type: none"> 手洗排水 シャワー排水 	<ul style="list-style-type: none"> 手洗排水 シャワー排水 	---	

表 2.2 PWR における液体廃棄物の年間発生量 (例)

廃棄物名称	廃棄物内容	発生量	処理システム
一次冷却材抽出水等	<ul style="list-style-type: none"> 一次冷却材抽出水 一次冷却材ドレン 	4,500 (m ³ /年)	蒸留 → 脱塩 → 再使用
機器ドレン等	<ul style="list-style-type: none"> 機器ドレン 床ドレン 薬品ドレン等 	900 "	蒸留 → 脱塩 → 再使用 放出
洗浄排水	<ul style="list-style-type: none"> 洗濯排水 手洗排水 シャワー排水 	1,500 "	蒸留または透過 → 放出
酸液等	<ul style="list-style-type: none"> 強酸ドレン 塩化物等 	1 "	中和

表 2.3 BWR における液体廃棄物の年間発生量 (例)

廃棄物名称	廃棄物内容	発生量	処理システム
低電導度廃液	<ul style="list-style-type: none"> 機器ドレン 復水浄化系逆洗水 	100 (m ³ /日)	ろ過 → 脱塩 → 再使用
高電導度廃液	<ul style="list-style-type: none"> 床ドレン 復水浄化系再生廃液 分析室ドレン 	20 "	濃縮 → 脱塩 → 再使用 放出
洗濯廃液	<ul style="list-style-type: none"> 洗濯室排水 	10 "	濃縮 → 脱塩 → 再使用 放出 (ドライクリーニング)
シャワードレン	<ul style="list-style-type: none"> 手洗排水 シャワー排水 	5 "	ろ過 → 放出

表 2.4 液体廃棄物中の放射性物質 (³Hを除く) の年度別放出実績

		(単位: Ci)												
P	W	R	B	W	R	年度								
						5 5	5 6	5 7	5 8	5 9	原子炉基数	年間放出 管理目標値		
						西 関 美 電 力 発 電 所	3.7×10^{-3}	2.4×10^{-3}	2.3×10^{-3}	2.7×10^{-3}	1.0×10^{-3}	3	3	
						西 関 高 電 力 発 電 所	1.3×10^{-3}	3.1×10^{-4}	1.9×10^{-4}	2.4×10^{-4}	1.7×10^{-4}	4	4	
						西 関 大 電 力 発 電 所	1.6×10^{-3}	5.0×10^{-3}	7.9×10^{-4}	6.0×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2	2	
						四 伊 方 電 力 発 電 所	2.7×10^{-4}	7.1×10^{-5}	N.D.	N.D.	N.D.	2	2	
						九 州 海 原 子 力 発 電 所	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	2	2	
						九 州 内 原 子 力 発 電 所	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	2	2	
						日 東 原 子 力 発 電 所	7.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}	9.8×10^{-3}	6.8×10^{-3}	3.6×10^{-3}	1	1	
						日 東 第 二 原 子 力 発 電 所	6.9×10^{-3}	3.7×10^{-3}	4.8×10^{-4}	7.8×10^{-4}	6.8×10^{-4}	1	1	
						東 北 原 子 力 発 電 所				N.D.	N.D.	1	0.1	
						東 京 第 一 原 子 力 発 電 所	4.3×10^{-2}	3.6×10^{-2}	1.1×10^{-2}	6.4×10^{-3}	2.5×10^{-3}	6	6	
						東 京 第 二 原 子 力 発 電 所		N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	3	3	
						東 京 柏 崎 刈 羽 原 子 力 発 電 所					N.D.	1	1	
						中 部 原 子 力 発 電 所	3.6×10^{-2}	1.4×10^{-2}	8.9×10^{-3}	2.8×10^{-3}	1.9×10^{-3}	2	2	
						中 島 根 原 子 力 発 電 所	9.4×10^{-4}	5.9×10^{-4}	6.2×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.2×10^{-4}	1	1	

(1) N.D.は検出限界以下であることを示す。

(2) 原子炉基数は60年3月現在で運転中のもの(試運転を含む)

(出典) 資源エネルギー庁「実用発電用原子炉施設における放射性廃棄物管理の状況及び従事者の被ばく状況について」⁽⁴⁾

表 2.5 PWR, BWR における気体廃棄物の種類

区分 種類	P		W		R		B	W		R	備考
	廃棄物名称	内容	廃棄物名称	内容	廃棄物名称	内容		廃棄物名称	内容		
系統設備から発生する廃ガス	水素主体の廃ガス	水素 ・放射性希ガス	—	—	—	—	—	—	—	—	水素は一次系配管等の腐食防止のため冷却材中に添加される。
	—	—	—	—	原子炉で発生する非凝縮性ガス ・タービン復水器漏入空気	水素 ・酸素 ・放射性希ガス ・空気	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 水素、酸素は原子炉の放射線分解により生成。(PWRでは酸素は一次系で注入した水素と反応して水となる)。 PWRでは復水器は非管理区域に設けられており、放射性廃ガスは発生しない。
タンク類から発生する廃ガス	窒素主体の廃ガス	—	—	—	—	—	—	—	—	—	放射性ガスの系外漏洩防止のため不活性ガス(窒素)を封入する。
	タンクベント	—	—	—	—	—	—	—	—	—	タンクの水位上昇により排出される。
建屋から発生する換気排ガス	建屋換気空気	—	—	—	建屋換気排ガス	—	—	—	—	—	建屋換気により発生。
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 空気 放射性粒子 放射性よう素 放射性希ガス

表 2.6 気体廃棄物中の放射性希ガスの年度別放出実績

(単位: Ci)

	発電所名	半年度	5 5	5 6	5 7	5 8	5 9	原子炉基数	年間放出 管理目標値
			5 5	5 6	5 7	5 8	5 9		
P	関西電力発電所	電力発電所	8.2 × 10 ²	8.4 × 10 ¹	2.9 × 10 ¹	6.4 × 10 ¹	5.0 × 10 ¹	3	5.9 × 10 ⁴
	関高電力発電所	電力発電所	2.1 × 10 ¹	2.6 × 10 ¹	7.9 × 10 ¹	1.0 × 10 ²	3.7 × 10 ¹	4	9.0 × 10 ⁴
	関大電力発電所	電力発電所	3.6 × 10 ¹	7.1 × 10 ¹	5.9 × 10 ¹	4.6 × 10 ¹	5.1 × 10 ¹	2	7.3 × 10 ⁴
W	四国電力発電所	電力発電所	1.1 × 10 ²	5.3 × 10 ¹	1.7 × 10 ¹	2.7 × 10 ⁰	1.3 × 10 ¹	2	3.0 × 10 ⁴
	九州電力発電所	電力発電所	3.8 × 10 ¹	6.4 × 10 ¹	4.8 × 10 ¹	6.8 × 10 ¹	2.5 × 10 ¹	2	3.0 × 10 ⁴
R	九州電力発電所	電力発電所				N.D.	4.7 × 10 ⁻¹	2	4.4 × 10 ⁴
	日本原子力発電所	電力発電所	3.3 × 10 ⁰	2.1 × 10 ⁰	1.8 × 10 ⁰	N.D.	N.D.	1	3.9 × 10 ⁴
B	東海第二原子力発電所	電力発電所	5.0 × 10 ⁻¹	3.7 × 10 ⁰	5.6 × 10 ⁰	1.3 × 10 ⁰	6.8 × 10 ⁻²	1	4.5 × 10 ⁴
	東北原子力発電所	電力発電所				N.D.	N.D.	1	3.8 × 10 ⁴
W	東京第一原子力発電所	電力発電所	3.0 × 10 ³	1.2 × 10 ³	1.4 × 10 ³	1.8 × 10 ³	4.8 × 10 ²	6	2.4 × 10 ⁵
	東京第二原子力発電所	電力発電所		N.D.	1.1 × 10 ⁻²	1.5 × 10 ⁻¹	N.D.	3	1.5 × 10 ⁵
	東柏原子力発電所	電力発電所					3.8 × 10 ⁻³	1	4.3 × 10 ⁴
R	中部原子力発電所	電力発電所	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	2	7.5 × 10 ⁴
	中島原子力発電所	電力発電所	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	N.D.	1	3.7 × 10 ⁴

(1) NDは検出限界以下であることを示す。 (2) 原子炉基数は、60年3月現在で運転中のもの(試運転を含む)。
 (出典) 資源エネルギー庁「実用発電用原子炉施設における放射性廃棄物管理の状況及び従事者の被ばく状況について」^[5]
 (昭和60年6月)

表 2.7 固体廃棄物の種類・発生量・処理システム

廃棄物名称	P		W		R		B		W		R	
	廃棄物内容	発生量 (m ³ /年)	発生量 (m ³ /年)	処理システム	廃棄物内容	発生量 (m ³ /年)	発生量 (m ³ /年)	廃棄物内容	発生量 (m ³ /年)	発生量 (m ³ /年)	処理システム	
濃縮廃液	・廃液処理系濃縮液等	60 (m ³ /年)	60 (m ³ /年)	乾燥→固化	・高電導度廃液系濃縮廃液	100 (m ³ /年)	100 (m ³ /年)	乾燥→固化	乾燥→固化			
酸液等 (中和済)	・強酸ドレン ・塩化物等	1 "	1 "	固化	—	—	—	—	—			
可燃性雑固体	・布ウエス、紙ウエス、ポリシート等	130 "	130 "	焼却	・紙、布、ウエス等 廃液	250 "	250 "	焼却	焼却			
難燃物	・ゴム類、チャコール等	10 "	10 "	保管または焼却	・ゴム類等	20 "	20 "	保管または焼却	保管または焼却			
使用済樹脂	・ほう酸回収装置脱塩塔樹脂 ・廃液蒸留水脱塩塔樹脂等	15 "	15 "	タンク貯蔵または乾燥→固化	・復水浄化系ろ過器樹脂 ・復水浄化系脱塩塔樹脂 ・廃棄物処理系脱塩塔樹脂	200 "	200 "	タンク貯蔵または乾燥→固化 または乾燥→固化 または焼却→固化	タンク貯蔵または乾燥→固化 または乾燥→固化 または焼却→固化			
不燃性雑固体	・空調フィルタ、液体フィルタ ・保温材等	70 "	70 "	梱包または圧縮、保管	・空調用フィルタ、保温材等	70 "	70 "	梱包または圧縮、保管	梱包または圧縮			
金属類	・パイプ・缶、機器部品等	20 "	20 "	梱包または圧縮	・パイプ、缶、機器部品等	—	—	梱包または圧縮	梱包または圧縮			

表 2.8 トリチウム分離プロセス比較

トリチウム分離プロセス	概 要	安全性	運転・保守性	信頼性	実績 実証性	経 済 性		合 価 評 価
						建設費	運転費	
水電解法 (単独法)	水素同位体分離方法としては最も古くから開発されている方法である。単独法としてはエネルギー消費量が多すぎるため、最近では他の分離法と組合わせて用いられていることが多い。	△	△	△	○	×	×	×
Bipolar電解法	水電解法に比べると装置は簡単になり、電力消費量も少ない。他の分解法に比べると運転費は高くなる。小容量用のコンバクトな分離装置として有望。	△	△	△	△	△	×	△
水精留法	分離係数は小さいが、プロセスがシンプルであり、技術も確立している。水素同位体分離プロセスとしての実績は最も多い。	○	○	○	○	○	△	○
アンモニニア精留法	水精留法に比べて分離係数は若干大きい。重水製造プラントで採用されている。トリチウム-アンモニニア処理装置が必要となる。	△	△	○	○	△	△	△
電解法-水素精留法	水素精留はトリチウムを90%以上まで濃縮できるため、貯蔵設備の容量が小さくできる利点がある。	△	△	○	○	○	△	○
水蒸気・水素交換法+水素精留法	電気分解を行わずともよい利点がある。水素精留塔の容量は電解法と組合わせた場合より大きくなる。	△	△	○	○	△	△	○
水・水素交換法+水素精留法	電気分解を行わずともよい利点がある。水素精留塔の容量は電解法と組合わせた場合より大きくなる。	△	△	○	○	△	△	△
電解法・水・水素交換法	分離係数が大きく原理的には優れたプロセスである。トリチウム高濃縮部の電解槽の安全対策が必要。	△	△	△	△	○	△	○
水・水素二重温度交換法	エネルギー消費量は少なくすむが、交換塔が大きくなり、高温、高圧の操作が必要となる。	×	△	△	△	△	○	△
水・硫化水素二重温度交換法 アミン・水素二重温度交換法 アミノ・水素単温度交換法 アミノ・水素二重温度交換法	エネルギー消費量が少ないため多量の液を扱う必要がある重水製造プラントの前段濃縮工程に適する。硫化水素、アンモニニアを扱うためトリチウム分離には適さない。	×	×	△	○	△	○	×
金属膜透過法	多数の高温分離器から構成された多段カスケードが必要であり大容量の処理には不敵である。	△	△	△	△	×	×	×
熱拡散法	装置や分離操作が簡単なため、実験規模程度の少量の分離には適するが、大容量の処理には適さない。	△	△	△	○	×	×	×
吸着法	吸着剤の種類により多くの方法がある。バッチ処理法であるため大容量処理に不適當。	△	△	△	△	×	×	×
レーザー法	トリチウムのみを選択的に除去できるが、大容量処理には不適當。	×~△	×	△	×	(△)	(○)	×~△

○良、△可、×不可

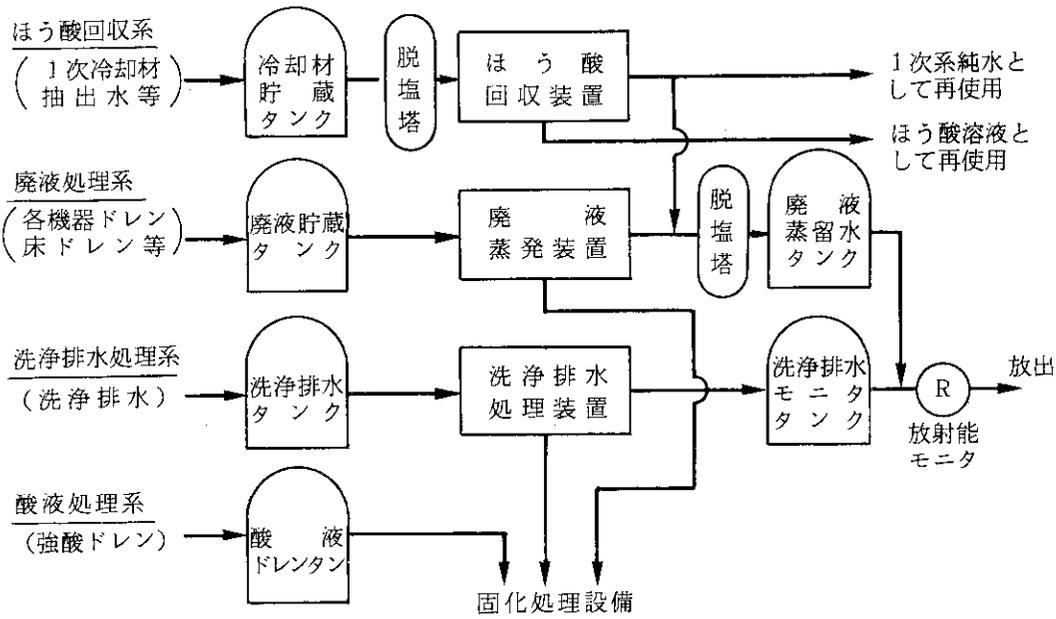


図 2.1 PWR 液体廃棄物処理系統概略図

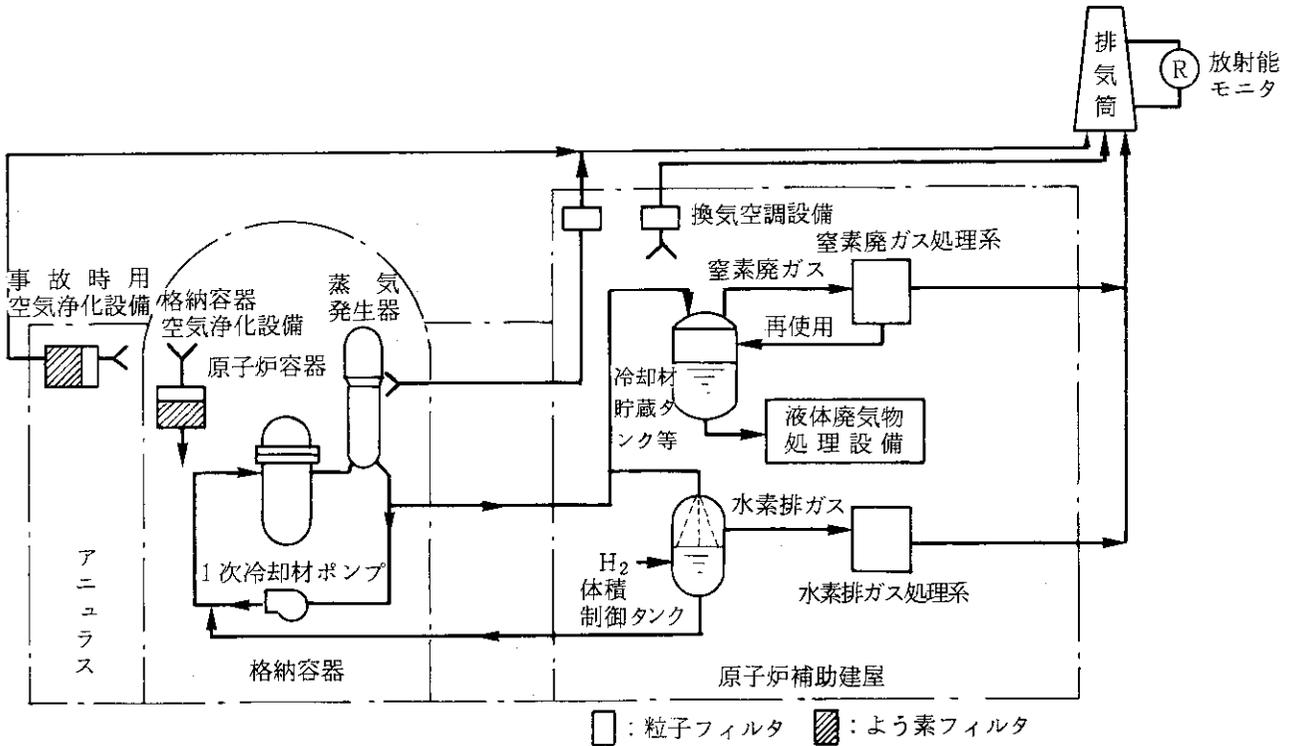


図 2.2 PWR 気体廃棄物処理系統概略図

(2) 水素廃ガス処理系

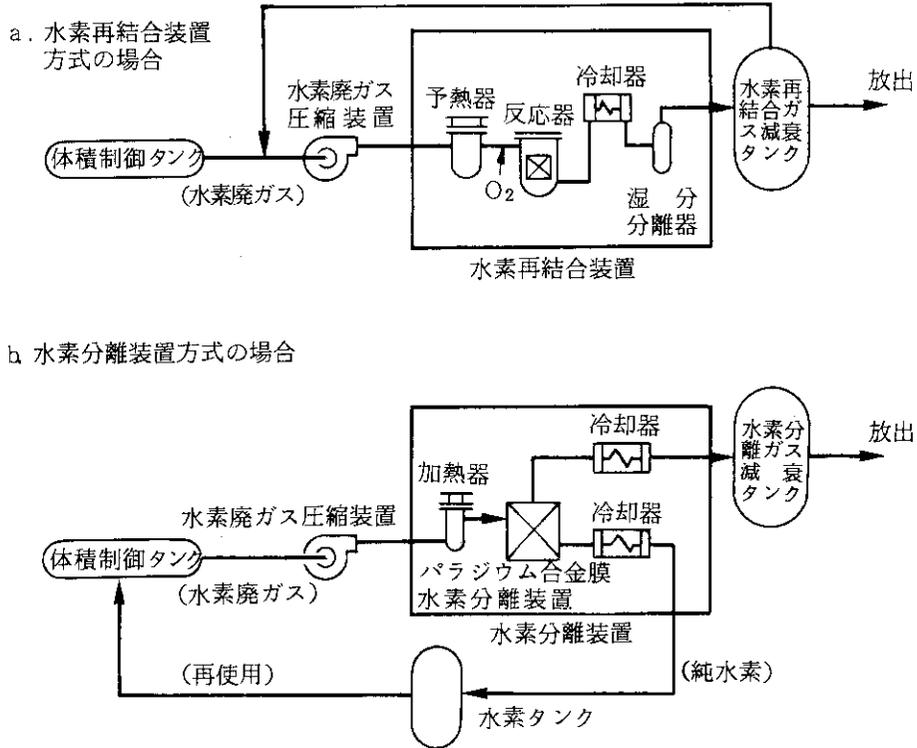


図 2.3 窒素廃ガス及び水素廃ガス処理系のフローシート

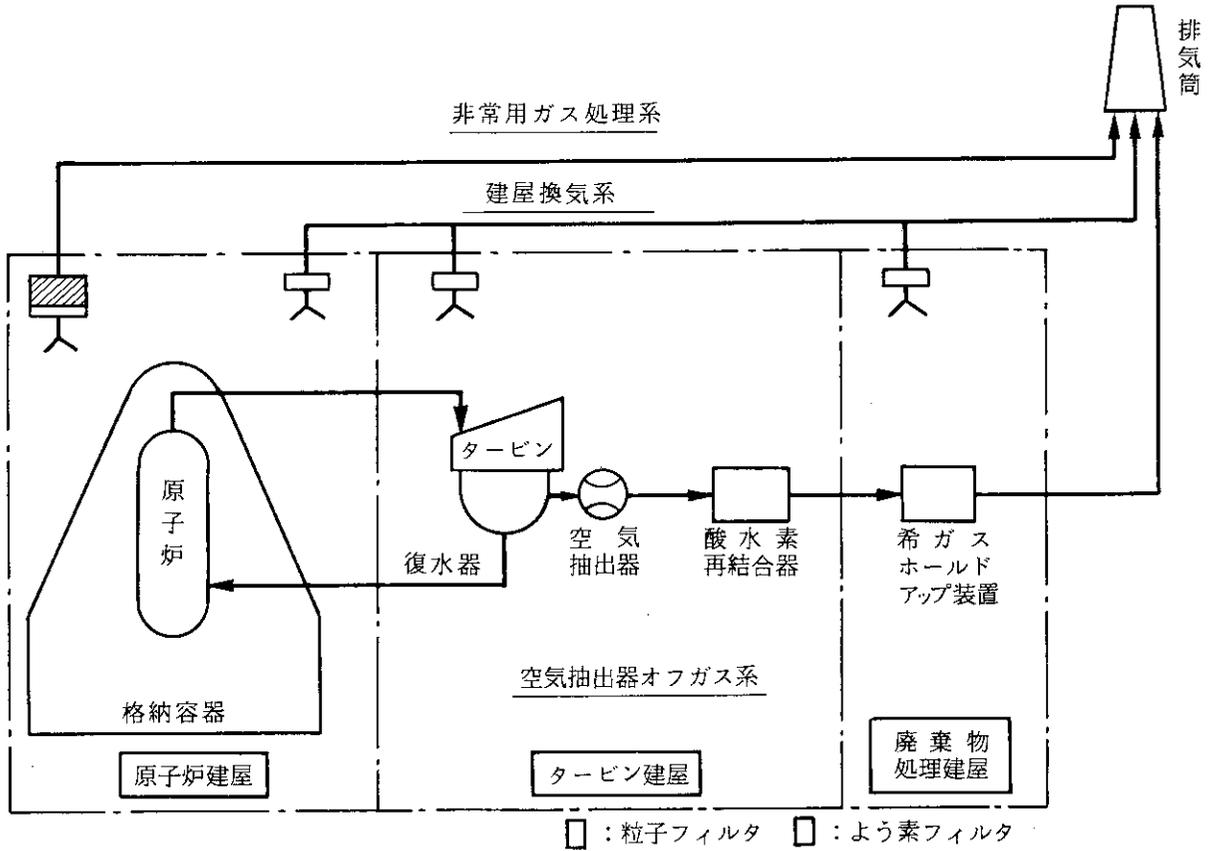


図 2.4 BWR の気体廃棄物処理系

3. 核融合実験炉のトリチウム水処理設備

核融合実験炉では、炉の運転及び分解修理時の除染作業等により種々の濃度レベルのトリチウム水が発生する。ここでは、処理量が大きい一次冷却水系用処理設備と炉建家トリチウム安全系廃液を対象にし、設備構成、主要機器の大きさ、設備全体規模を検討する。

3.1 一次冷却水トリチウム低減化設備

ITER等の実験炉における一次冷却水系は、第一壁冷却系、ダイバータ冷却系、ブランケット冷却系、遮蔽体領域冷却系等の独立の冷却水循環系により構成される⁽⁷⁾。本検討では、トリチウムの侵入量が大きくなる可能性の高いダイバータ冷却系（添付資料B参照）に着目する。

3.1.1 ダイバータトリチウム透過量の評価

トリチウム低減化設備の規模は、ダイバータアーマー材や構造材の種類、厚み、温度等ならびに炉の出力密度により変化するトリチウム侵入量に依存するとともに、低減化設備のトリチウム除去能力（除染係数DF）により異なる。そこで、以下の場合について処理流量と濃縮トリチウム水流量、及び蒸留塔パラメータを計算してみた。

(1) 計算条件

(i) トリチウム侵入量

構造材-A : $3.1 \times 10^{-2} \text{ g/d} \cdot \text{m}^2$

構造材-B : $2.1 \times 10^{-2} \text{ g/d} \cdot \text{m}^2$

構造材-C : $6.5 \times 10^{-4} \text{ g/d} \cdot \text{m}^2$

ただし、構造材-Aは厚み5mmのモリブデン、構造材-Bは厚み5mmの銅、構造材-Cは厚み1mmのモリブデンと厚み4mmの銅との接合材を意味する。

(ii) トリチウム透過面積 : 200 m^2

(iii) 冷却水中トリチウム濃度限度 : 100 Ci/m^3

(ITER-CDA基準値)⁽⁸⁾

(iv) 保有冷却水量 : 400 m^3

(v) 炉の1日当たり稼働率 : 4%

なお、核融合実験炉と発電用原子炉の一次冷却水保有水量を比較すると、表3.1に示すように前者が極めて大きいことが分かる。

(2) 計算モデル

トリチウム低減化処理は図3.1に示すように閉サイクル方式とし、濃縮トリチウム水は別の高濃縮系に移送するものとする。図中の記号は、

W_f : 処理流量、 X_f : 処理前トリチウム濃度

W_d : 低減化水流量、 X_d : 処理後トリチウム濃度

Wb：濃縮水流量、 Xb：濃縮水トリチウム濃度
 低減化処理装置の除染係数をDF(=Xf/Xd)、濃縮係数をCF(=Xb/Xf)とすると、処理流量Wf及び濃縮水量Wbは以下の式で求められる。

$$W_f = \frac{\text{トリチウム侵入量}}{\text{冷却水トリチウム濃度限度}} \cdot \frac{DF}{DF-1}$$

$$W_b = \frac{\text{トリチウム侵入量}}{\text{冷却水トリチウム濃度限度}} \cdot \frac{DF}{DF-1}$$

(3) 計算結果

以上の条件において、DF=2、10、100、CF=100とした場合の計算結果を図3.2及び表3.2に示す。また、トリチウム侵入量が最も多くなるモリブデンの場合の蒸留塔パラメータの計算結果を表3.3にまとめた。これらから、除染係数を2から10あるいは100に高めると、蒸留塔の高さが約2倍、約4倍と増加すること、処理容量がDF=2の場合の約1/2に低下する(DF=10と100ではあまり変わらない)ことが分かる。

3.1.2 設備設計

本設計では、トリチウム侵入量が最大となるモリブデンの場合を想定し、蒸留塔の塔高をできるだけ低く抑える目的から除染係数を2とする。設計条件を以下に示す。

(1) 設計条件

(i) ダイバータ冷却系条件

保有冷却水量：400 m³

トリチウム侵入：2.38×10³ Ci/d

冷却水トリチウム濃度限度：100 Ci/m³(ITER-CDA基準値)

(ii) トリチウム低減化設備条件

トリチウム分離法：水蒸留法

処理流量：47.5 m³/d

処理水トリチウム濃度：100 Ci/m³

除染係数：2

濃縮係数：100

トリチウム回収量：71.4 g/年

年間稼働率：300日(炉稼働率=4%/d)

(iii) 蒸留条件

供給液量と供給液トリチウム濃度：1.98 m³/h、100 Ci/m³

留出液量と留出液トリチウム濃度：1.97 m³/h、50 Ci/m³

缶出液量と缶出液トリチウム濃度：1×10⁻² m³/h、10⁴ Ci/m³

塔頂圧力、温度：60 Torr、42℃

塔底圧力、温度：99 Torr、51℃

還流比：12

(2) 系統設計

トリチウム低減化設備の系統図を図3.3に示す。各部のプロセス機能は次のとおりである。

- (イ) ダイバータ冷却系からのトリチウム含有水は、加熱器により所定温度に昇温され第一蒸留塔に供給される。
- (ロ) 第一蒸留塔では、塔底再沸器で蒸発した蒸気と第二蒸留塔の塔頂から導かれた蒸気が混合されて塔内を上昇し、塔頂凝縮器で液化した水が還流水としてパッキング充填部を流下している。すなわち、充填部では蒸気の上昇流と液の下降流が完全交流状態となり、パッキングの表面で気液交換反応を行なっている。塔底液の一部は第二蒸留塔の塔頂部に送られる。第二蒸留塔においても同様に、塔底の再沸器で蒸発した飽和蒸気と塔頂液が充填部で交流接触し気液交換反応を行なっている。
- (ハ) 蒸留塔内の交換反応により揮発度の高い軽成分（この場合 H_2O ）は蒸気側に移行し、塔内の上昇過程で気液交換反応濃縮を繰り返し塔頂に濃縮される。一方、比揮発度の低いトリチウム水（HTO）は、液側に移り塔内を流下しながら濃縮を繰り返し塔底に至る。したがって、蒸留塔内に形成されるトリチウムに関する濃度分布では、第一蒸留塔の塔頂で最も低く、第二蒸留塔の塔底で最も高い。なお、ダイバータ冷却系からの供給水は、そのトリチウム濃度が第一蒸留塔内濃度分布と一致する個所に供給される。
- (ニ) 第一蒸留塔の塔頂液は、一部還流として塔頂に戻されるトリチウム低減化水としてダイバータ冷却系に戻され（一部還流として塔底に戻される）、第二蒸留塔の塔底液はトリチウム濃縮水として次の T_2 ガス回収工程に送られる（一部還流として塔底に戻される）。
- (ホ) 第一蒸留塔の塔頂部に接続されているコールドトラップ、真空ポンプ等は、塔内残留ガスや供給水中のガス成分等の非凝縮性ガスを除去するとともに蒸留塔運転圧力を制御する役目を果たしている。

(3) 機器設計

図3.3に示した主要機器の諸元を表3.4にまとめる。

3.2 トリチウム廃液濃縮・減容設備

核融合実験炉では、従事者及び一般公衆の被曝防護のために炉建家トリチウム安全設備(TCS)が設けられ、炉の通常運転時、炉内機器の分解修理時及び大量トリチウム放出事故時等実験炉におけるすべての運転状況において雰囲気中のトリチウムを除去する役目を持つものである。トリチウム廃液濃縮・減容設備は、核融合実験炉施設で発生するすべてのトリチウム廃液についてトリチウム分離/濃縮操作を行なうとともに廃液中のトリチウム濃度を環境放出が可能なレベルまで低減化するものである。

3.2.1 トリチウム廃液発生量

(1) 通常運転時の発生量

核融合実験炉建家としてFER建家構造を想定した場合のトリチウム廃液発生量分布(表3.5)

より、

通常時用トリチウム安全系：14.7 m³/d

分解修理時用トリチウム安全系：0.18 m³/d

なお、トリチウム安全系の詳細については、「核融合実験炉トリチウムプラント設計(I) 炉建家トリチウム安全系」⁽³⁾を参照されたい。

(2) 大量トリチウム放出事故時

100 g の T₂ ガスが容積 10⁵ m³ の室内に瞬時に漏洩し、TCS を 1 カ月運転した場合の廃液発生量は以下のとおり求められる。

部屋の漏洩率を 10 vol %/d、外気及び室内空気の相対湿度及び温度をそれぞれ 70 %、20 °C (飽和蒸気圧 7.38 × 10³ Pa) とする。また、トリチウム放出事故後の全期間当該室内の負圧が維持され、かつ室内圧力はほぼ大気圧に等しいとする。

室内への空気流入量 = 417 m³/h

流入水分量 = 12.7 m³/月

初期室内水分量 = 4.1 m³

トリチウム廃液量 = 16.8 m³

廃液中の平均トリチウム濃度 = 5.7 × 10⁴ Ci/m³

この廃液は、以下で検討する通常時用 TCS 廃液の濃縮・減容設備の濃縮液トリチウム濃度を 2 桁以上うまわるものであり、直接トリチウム高濃縮系に送られる。

3.2.2 15 m³/d プラントの設計

本設備は、実験炉建家内で発生するトリチウム廃液からトリチウムを回収し、トリチウム除去後の低減化廃液を許容濃度まで希釈して環境に放出するものである。回収されたトリチウム濃縮液は、次の T₂ ガス回収工程に移送される。このため、設備設計条件を以下のように設定する。

(1) 設計条件

(i) 設備能力

廃液処理量：15 m³/d

廃液トリチウム濃度：0.6 Ci/m³

トリチウム分離法：水蒸留法

トリチウム除染係数：50

トリチウム濃縮係数：300

低減化廃液：希釈放流(トリチウム放出量：54 Ci/年以下)

濃縮トリチウム水：一次貯留後、トリチウム高濃縮系(T₂ ガス回収工程)に送る。

設備稼働率：300日/年

トリチウム回収量：0.272 g/年(T₂ 換算)

(ii) 蒸留条件

供給液量と供給液トリチウム濃度：0.625 m³/h

0.6 Ci/m³

留出液量と留出液トリチウム濃度：0.623 m³/h

: 0.012 Ci/m^3 以下

缶出液量と缶出液トリチウム濃度: $2.1 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 、
 180 Ci/m^3

塔頂圧力、温度: 60 Torr 、 42°C

塔底圧力、温度: 150 Torr 、 60°C

還流比: 2.5

(2) 系統設計

トリチウム廃液濃縮・減容設備の系統図を図 3.4 に示す。本設備は、基本的には一次冷却水トリチウム低減化設備（除染係数 $DF=2$ ）と同様の構成となるが、比較的低濃度のトリチウム廃液を高除染($DF=50$)する必要があることから、第一蒸留塔の高さが大幅に増加する（約 60 m ）。このため、本設備では第一蒸留塔を2分割し、3基の蒸留塔で構成した。

(3) 機器設計

系統図に示した各機器の構造仕様、運転条件及び最高トリチウム濃度を表 3.6 にまとめた。大型塔槽類である蒸留塔の寸法をつぎに示す。

第一蒸留塔: $3.1 \text{ m}^{\text{ID}} \times 30 \text{ m}^{\text{H}}$

第二蒸留塔: $3.1 \text{ m}^{\text{ID}} \times 30 \text{ m}^{\text{H}}$

第三蒸留塔: $1.2 \text{ m}^{\text{ID}} \times 21 \text{ m}^{\text{H}}$

主要機器である蒸留塔、再沸器及び凝縮器の機器設計条件と詳細構造を図 3.5 - 3.10 に示す。本設備は、人体に対する危険度がトリチウムガスに比べて 2×10^4 倍高いトリチウム水を大量に取扱う大型設備であることから、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被曝を与える恐れがある設備とした。すなわち、構造設計においては、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通産省告示 501 号）」⁽⁹⁾ の機器区分に準拠し（第 4 種相当）、耐震設計は「原子力発電所耐震設計技術基準（JEAG 4601）」⁽¹⁰⁾ の重要度分類に従う（B クラス）ものとした。

(4) 設備レイアウト

図 3.11、3.12 は、本設備を専用建家に配置する場合のレイアウトの一例を示したものである。中心となる建家構造部分は、全高が約 40 m 、床エリア $12 \text{ m} \times 14 \text{ m}$ の蒸留塔室である。廃液受け入れ貯槽室及びポンプ設備室は、蒸留塔の定期検査、交換作業による最大休止期間を 3 週間として、 315 m^3 の一時貯留容量を持つものとしている。廃液受入貯槽室 (1) の上部 (1FL、2FL) は、蒸留塔室、ポンプ室、貯槽室等の管理区域を対象とする雰囲気トリチウム浄化設備（ここでは、設計検討を行っていない）の配置スペースである。トリチウム濃縮液 ($0.05 \text{ m}^3/\text{d}$ 、 180 Ci/m^3) は、トリチウム濃度が高いので貯留せずに高濃縮系施設に移送する。

3.2.3 $3.6 \text{ m}^3/\text{d}$ プラントの設計

核融合実験炉における炉建家トリチウム安全系で発生するトリチウム廃液量は、建家の容積と漏洩率に依存する。前節で検討した廃液量 $15 \text{ m}^3/\text{d}$ は、漏洩率 $100 \text{ vol} \%/ \text{d}$ の建家設計条件に基づくものである。実験炉周りの大容量設備室については、壁（床及び天井を含む）の非浸透性エポキシ塗装、扉等の開口部へのエアロック機構や気密シール機構の採用、その他により、漏洩率を $25 \text{ vol} \%/ \text{d}$ 以下にすることが可能である。この場合には、廃液量は $4 \text{ m}^3/\text{d}$ 以下となる。そ

ここで、本節では、処理量 $3.6 \text{ m}^3/\text{d}$ のトリチウム廃液濃縮・減容設備の系統構成、流量バランス、主要機器の大きさ、トリチウムインベントリー分布を検討してみた。なお、廃液中のトリチウム濃度は、実験炉炉周りの機器のトリチウム漏洩量が不明であることから高めの値 ($100 \text{ Ci}/\text{m}^3$) とする。

(1) 設備設計条件

(i) 設備能力

廃液処理量： $3.6 \text{ m}^3/\text{d}$

廃液トリチウム濃度： $100 \text{ Ci}/\text{m}^3$

トリチウム分離法：水蒸留法

トリチウム除染係数：100

トリチウム濃縮係数：100

低減化廃液：希釈放流（トリチウム放出量： $1070 \text{ Ci}/\text{年}$ 以下）

濃縮トリチウム水：一次貯留後、高濃縮系 (T_2 ガス回収工程) に送る。

トリチウム回収量： $11 \text{ g}/\text{年}$ (T_2 換算)、 $10.7 \text{ m}^3/\text{年}$ (濃縮水)

設備稼働率： $300 \text{ 日}/\text{年}$

(ii) 蒸留条件

供給流量と供給液トリチウム濃度： $0.15 \text{ m}^3/\text{h}$ 、 $100 \text{ Ci}/\text{m}^3$

留出流量と留出液トリチウム濃度： $0.1485 \text{ m}^3/\text{h}$ 、 $1 \text{ Ci}/\text{m}^3$ 以下

缶出流量と缶出液トリチウム濃度： $1.485 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 、 $1 \times 10^4 \text{ Ci}/\text{m}^3$

塔頂圧力、温度： 60 Torr 、 42°C

塔底圧力、温度： 150 Torr 、 60°C

還流比：24

(2) 設計計算結果

本設備の系統構成とプロセスバランスを図 3.1.3 に、蒸留塔の諸元を以下に示す。なお、蒸留塔充填物はスルザーパッキング CY タイプを使用するものとする。

第一蒸留塔： $1.7 \text{ m}^{\text{D}} \times 20 \text{ m}^{\text{H}}$ 、充填層高： 9.1 m

第二蒸留塔： $1.7 \text{ m}^{\text{D}} \times 18 \text{ m}^{\text{H}}$ 、充填層高： 8.7 m

第三蒸留塔： $0.65 \text{ m}^{\text{D}} \times 16 \text{ m}^{\text{H}}$ 、充填層高： 8.1 m

前節の検討結果と対比すると明らかなように、廃液の処理流量を約 $1/4$ とすることにより塔径は約 $1/2$ に、塔高は約 $2/3$ に減少できることが分かる。また、貯槽類、ポンプ塔の機器や配管口径も流量の約 0.5 乗に比例して小さくなる。

(3) トリチウムインベントリー分布

塔槽類及び配管内のトリチウムインベントリーを表 3.7 に示す。設備全体のインベントリーは高々 0.12 g に過ぎないこと、第三蒸留塔周りの機器、配管に大部分のトリチウムが濃縮されていることが分かる。

3.3 一次冷却水放射線分解量の検討

一次冷却水系では、中性子と γ 線による冷却水（軽水）の放射線分解が起こり、系統内の機器

配管系に H_2 、 O_2 ガスが蓄積し爆鳴気となる危険性がある。例えば、加圧水型原子力発電プラント PWR では、化学体積制御設備 CVCS を設けて一次冷却水の水質管理を行なうとともに水素添加を行ない（溶存水素濃度を $25 \sim 35 \text{ cm}^3\text{-STP/kg-水}$ に維持）、水の放射線分解を抑制している。また、沸騰水型原子力発電プラント BWR では、熱交換器、配管系の応力腐食割れ (SCC) の一因となる水の放射線分解反応生成物 ($H_2 O_2$) の低減化対策として水素添加を行なっている。

核融合実験炉の一次冷却水系においても、放射線分解の低減化対策ならび爆鳴気の生成防止対策が必要になると考えられる。そこで本節では、水の放射線吸収量、水温及び初期溶存水素濃度と放射線分解量の関係を検討してみた。

(1) 計算条件

(i) 吸収線量率

一次冷却水の放射線吸収線量率は正確には評価されていないので、ここでは中性子及び γ 線について以下の範囲で変化させる。

中性子： $1 \sim 10 \text{ W/cm}^3$

γ 線： $0.5 \sim 10 \text{ W/cm}^3$

(ii) 冷却水温度

冷却水温度として熱交換器の入口温度 (75°C) 及び出口温度 (45°C) に等しい場合の 2 ケースとする。

(iii) 反応式及び速度定数^{(12)~(14)}

上記温度における放射線分解の反応式と速度定数を表 3.8 に示す。

(iv) 初期溶存水素濃度

冷却水カバーガス中の水素分圧が $0 \sim 1.0 \text{ atm}$ となる濃度範囲を検討する。

以上のパラメーターつき以下の 8 ケースを計算した。

ケ ー ス	1	2	3	4	5	6	7	8	
中性子 (W/cm^3)	10	10	10	1	1	5	5	10	
γ 線 (W/cm^3)	1	1	1	1	10	0.5	5	1	
温 度 ($^\circ\text{C}$)	75							45	
H_2 分圧 (atm)	0	0.1	1.0	0.1	0.1	1.0	0.1	0.1	

(2) 計算結果

冷却水中の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化を図 3.14- 3.21 に示す。また、濃度平衡達成後の主要ガス成分 (H_2 、 $H_2 O_2$ 及び O_2) の溶存濃度と $H_2 O_2$ がすべて熱分解し H_2 、 O_2 に変化した場合のそれぞれのガス分圧を表 3.9 (ケース 1 ~ ケース 8) にまとめた。

これらの結果を以下に要約する。

(i) 吸収線量の影響

ケース 1 ~ 7 の結果より、主な溶存成分の濃度は中性子線量にほぼ比例して増加するが γ 線の変化にはあまり依存しない。

(ii) 温度の影響

ケース 2 と 8 の比較より、溶存成分の濃度は温度による違いをほとんど生じない。

(iii) 初期溶存水素濃度の影響

H₂、H₂O₂ 及び O₂ の溶存濃度は、いずれの照射条件及び温度条件においてもカバーガス中の H₂ 分圧が 0.1 atm のとき最小となる。これより、放射線分解に起因する H₂ ガス及び O₂ ガスの生成率を最小とするには、カバーガス中の H₂ 分圧を 0.1 atm 前後に制御することが有効であることが分かる。

3.4 一次冷却水水質維持系の検討

ステンレス鋼から一次冷却水中に溶け出した腐食生成物（クラッド又はイオン）は、炉心で放射化され機器・配管表面に蓄積し、放射線被曝の一因となる。この腐食速度は、水中の溶存酸素、溶存水素濃度により大きく変化することが明らかにされており^(15,16)、BWR 等の軽水炉では被曝低減化のために一次冷却水水質維持設備が設けられている。ここで、問題となる核種はステンレス成分の Co、Ni、Fe に由来する Co-60、Co-58、Mn-54、Fe-59 である。

図 3.22 は、核融合実験炉の一次冷却水系の基本構成を示すものである。ITER-CDA では、第一壁、ダイバータ、ブランケット及び遮蔽体のそれぞれに図に示すような冷却ループが計画されたが、ステンレス鋼の腐食低減化対策や水質維持系については未検討である。そこで、本節ではダイバータ冷却水系に着目し、溶存水素制御系及び水質維持系の容量について検討してみた。

3.4.1 ダイバータ冷却水条件

ITER(CDA) における冷却水温度条件 (100℃以下) を参考にし、以下の諸元を設定する。

冷却水ホールドアップ： 400 トン (ダイバータ、配管、リングヘッダ、熱交換器等を含む)

接液部表面積： 3000 m²、6000 m²

流速： 1.7 - 5.0 m/s

圧力： 1.0 - 2.0 MPa

温度： 45℃/75℃

水質：イオン交換水 (PH = 5 - 7)

溶存酸素濃度 = 0.1 - 1.0 ppm

溶存水素濃度 = 25 - 35 cm³-STP / kg-H₂O

金属成分濃度 (Z) = 10 ppb

3.4.2 ステンレス鋼の腐食・溶解速度

岩堀らの実験 (25℃、160℃の高純度水中における SUS 304 ステンレス鋼の溶解速度を測定) データ⁽¹⁶⁾ より、

SUS 304 の冷却水中への溶解速度を $3.3 \times 10^{-7} \text{ kg/m}^2 \cdot \text{d}$ 、一次冷却水系全体の接液部表面積を S とすると、

系全体の腐食・溶解速度 W は、

$$W = 3.3 \times 10^{-7} S \quad (\text{kg/d})$$

したがって、一次冷却水中の金属成分濃度の上限値 $Z (= 10 \text{ ppb})$ を維持するのに必要な流量 Q は、本設備を循環ループで構成する場合次のように求められる。

$$Q = (W / Z) (DF / 1 - DF) \\ = 1.38 \times 10^{-3} S (DF / 1 - DF) (\text{m}^3/\text{h})$$

ここで、 DF は本設備の除染係数である。 $DF = 2$ と仮定すると、前記接液部表面積に対する所要流量 Q は、 $8.3 - 16.6 \text{ m}^3/\text{h}$ となる。

3.4.3 水質維持系における放射能蓄積量

(1) イオン交換樹脂の必要量

一次冷却水として使用する高純度水の調製に用いられるイオン交換樹脂の種類と仕様を表 3.10 に示す。本検討では、H 形と OH 形を混合した (H+OH) 形樹脂 (1.35 meq/ml) を採用する。

ステンレス鋼から水中に溶解する金属成分 (10 ppb) がすべてイオンになると仮定した場合、主要イオンの生成速度は次のように与えられる。

原子量	SUS304の 主要成分比(%)	イオン生成速度		
		イオン種	g/h	当量/h
28	Si (0.48)	Si^{4+}	6.0×10^{-3}	8.6×10^{-4}
55	Mn (1.03)	Mn^{2+}	0.013	4.7×10^{-4}
58	Ni (9.27)	Ni^{2+}	0.12	4.1×10^{-3}
52	Cr (18.25)	Cr^{3+}	0.23	0.013
59	Co (0.19)	Co^{2+}	2.4×10^{-3}	8.1×10^{-5}
56	Fe (残り)	Fe^{2+}	0.88	0.031
合計			1.25	0.050

これより、(H+OH) 形樹脂の消費速度は $3.7 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{h} (= 3.2 \text{ m}^3/\text{年})$ と求められる。いま、水質維持系の処理流量を $17 \text{ m}^3/\text{h}$ 、イオン交換樹脂の交換を 1 年毎に行なうとすると、イオン交換樹脂充填塔の概略寸法は、次のようである。

充填層寸法： $1.4 \text{ m}^{\text{D}} \times 2 \text{ m}^{\text{H}}$

充填層内液流速： 11 m/h

液流量/充填層体積比(SV)： $5.3 (\text{h}^{-1})$

(2) イオン交換塔における放射能蓄積量

一次冷却水系の接液部表面積を 6000 m^2 と仮定した場合のステンレス鋼の溶解量は (1) 項より、 1.45 kg/年 (容積換算で $181 \text{ cm}^3/\text{年}$) である。その全量が炉心において 0.02 MWa/m^2 の中性子照射を受けた場合の放射能蓄積量は、約 500 Ci/年 となる*1。

*1： 1 MWa/m^2 までの運転後の第一壁(アウトボード)での誘導放射能の時間変化(図 3.23)より、炉停止後 1 週間における放射エネルギーは 95.4 Ci/cm^3 とした。また、図 2.24 より、中性子フルエンス 0.02 MWa/m^2 及び 1 MWa/m^2 の場合の炉停止 1 週間後

における線量率の比率を 0.1 : 3.4 と仮定した。

(3) 一次冷却水中の放射能濃度

図 3.23 に示した炉停止直後の誘導放射能値 (290 Ci/cm^3) に基づいて、一次冷却水中の金属成分濃度 10 ppb (体積換算値 $1.25 \times 10^{-3} \text{ cm}^3/\text{m}^3$) に対応する放射能濃度 C_{Mact} は、次のように求められる。

$$\begin{aligned} C_{\text{Mact}} &= (1.25 \times 10^{-3}) [290 (0.1/3.4)] \\ &= 0.01 \text{ Ci/m}^3 \end{aligned}$$

[] 内の計算は、図 3.23 に示す炉停止直後の誘導放射能値 (290 Ci/cm^3) 及び図 2.24 に基づく線量率比率 (1 週間後の値を使用) である。

3.4.4 水の放射化濃度

水の分子を構成する酸素原子の放射化反応 $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ (表 3.11) に基づく放射能濃度を以下に評価する。 ^{16}N は短半減期 (7.31 秒) の核種であるので、炉の運転中の生成量が問題となる。

放射化生成物の個数 N 及び放射能 A は、

$$\begin{aligned} N &= N_0 \sigma f / \lambda = 1.67 \times 10^8 / \text{g-H}_2\text{O} \\ A &= \lambda N / 3.7 \times 10^{10} = 4.38 \times 10^2 \text{ Ci/m}^3\text{-H}_2\text{O}。 \end{aligned}$$

炉の運転中の水の放射化による冷却水放射能濃度は、ステンレス鋼の溶解に基づく放射能濃度よりも 4 桁も大きいことに留意しなければならない。

なお、上記計算で、 N_0 は冷却水中の ^{16}O (天然の存在比 0.9976) の原子個数密度 ($= 2.09 \times 10^{21}$)、 σ は放射化断面積 ($= 3.5 \times 10^{-4}$ バーン)、 λ は ^{16}N の崩壊定数 ($= 0.693/7.13 = 0.097 \text{ s}^{-1}$)、 f は第一壁負荷を 0.5 MW/m^2 としたときの中性子束 ($= 0.5 \text{ MW/m}^2/14.1 \text{ MeV} = 2.21 \times 10^{13} \text{ s}^{-1} \text{ cm}^{-2}$) である。

表 3.1 核融合実験炉と発電用原子炉の一次冷却水保有量の比較

	核 融 合 実 験 炉				発 電 用 原 子 炉		
	I T E R (C D A)				FER	PWR	ATR
	第一壁	ダイバータ	真空容器	ブランケット	第一壁	—	—
全熱負荷 (MW)	525	170	20	865	420	3400	557
重水系熱負荷 (MW)	—	—	—	—	—	—	35.1
循環流量 (m ³ /s)	3.37	3.25	0.24	5.51	3.39	16.7	0.37
保有水量 (m ³)	321	356	89	503	300~400	200	140-

表 3.2 ダイバータ冷却水系トリチウム低減化設備処理容量

構 造		材 *1	タイプ A	タイプ B	タイプ C
トリチウム侵入量		g/d	6.2	4.2	0.13
平均トリチウム侵入量 *2		Ci/d	2.38×10^3	1.61×10^3	4.99×10^1
処 理 流 量	DF=2	m ³ /h	1.98	1.34	4.16×10^{-2}
	DF=10	m ³ /h	1.10	7.54×10^{-1}	2.31×10^{-2}
	DF=100	m ³ /h	1.00	6.78×10^{-1}	2.10×10^{-2}
濃縮水量	CF=100	m ³ /y	86.9	58.8	1.82

* 1 タイプ A : 5 mm^t-Moタイプ B : 5 mm^t-Cuタイプ C : 1 mm^t-Mo + 4 mm^t-Cu

* 2 1日当たりの炉の稼働率を4%とする。

表 3.3 一次冷却水トリチウム低減化設備規模とトリチウム除染係数との相関

トリチウム除去方式		水 蒸 留 法		
除 染 係 数	濃 縮 係 数	DF=2	DF=10	DF=100
		CF=100	CF=100	CF=100
分離性能	供給液トリチウム濃度(Ci/kg)	0.1	0.1	0.1
	留出液トリチウム濃度(Ci/kg)	0.05	0.01	0.001
	缶出液トリチウム濃度(Ci/kg)	100	100	100
処理容量	供給液流量(kg/h)	1980	1100	1000
	留出液流量(kg/h)	1970	1090	990
	缶出液流量(kg/h)	10	10	10
蒸留塔仕様	第1蒸留塔：内径(m)×塔高(m)	4.2φ×15H	4φ×30H	4.1φ×52H
	充填物(*)×1	BXタイプ	BXタイプ	BXタイプ
	充填高さ(m)	9	19	35
	塔容積(m ³)	208	377	687
	第2蒸留塔：内径(m)×塔高(m)	1.8φ×12H	1.8φ×20H	1.6φ×20H
	充填物*1	CYタイプ	BXタイプ	BXタイプ
	充填高さ(m)	7	13	13
	塔容積(m ³)	31	40	40
運転条件	蒸気負荷：第1蒸留塔(kg/h)	21500	18600	20200
	第2蒸留塔(kg/h)	4150	4290	4510
	還流比：(—)	12	20	24
	運転圧力：第1塔塔頂(Torr)	60.3	60.3	60.3
	第2塔塔頂(Torr)	99.4	96.5	112

*1 スルザーパッキングの形式

表 3.4 トリチウム低減化設備主要機器諸元

機器名称	諸	元																		
第一蒸留塔	数量：1、形式：規則充填 塔寸法：4.2 m ^D ×15 m ^H 、塔材質：SUS304 充填物：スルザーパッキングBX、充填物材質：銅合、 充填高：9 m ^H 、充填量：124 m ³																			
第二蒸留塔	数量：1、形式：規則充填、 塔寸法：1.8 m ^D ×12 m ^H 、塔材質：SUS30、 充填物：スルザーパッキングCY、充填物材質：銅合金 充填高：7 m ^H 、充填量：18 m ³																			
凝縮器	数量：1、形式：多管式（横置き型） 交換熱量：9.8×10 ⁶ kcal/h 伝熱面積：1800 m ² 寸法：2.0 m ^{OD} ×10 m ^L <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>管側条件</th> <th>胴側条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流体</td> <td>軽水</td> <td>飽和蒸気</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>2000 トン/h</td> <td>17 トン/h</td> </tr> <tr> <td>入口温度</td> <td>30℃</td> <td>41℃</td> </tr> <tr> <td>出口温度</td> <td>35℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>炭素鋼</td> <td>SUS304</td> </tr> </tbody> </table>			管側条件	胴側条件	流体	軽水	飽和蒸気	流量	2000 トン/h	17 トン/h	入口温度	30℃	41℃	出口温度	35℃		材質	炭素鋼	SUS304
	管側条件	胴側条件																		
流体	軽水	飽和蒸気																		
流量	2000 トン/h	17 トン/h																		
入口温度	30℃	41℃																		
出口温度	35℃																			
材質	炭素鋼	SUS304																		
再沸器 (第一蒸留塔)	数量：1、形式：液膜流下式 交換熱量：7.5×10 ⁶ Kcal/h、伝熱面積：165 m ² 、 寸法：1.5 m ^{OD} ×6.3 m、 <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>管側条件</th> <th>胴側条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流体</td> <td>飽和水+飽和蒸気</td> <td>加熱蒸気</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>60 トン/h</td> <td>14 トン/h</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>47℃</td> <td>120℃</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>SUS304</td> <td>炭素鋼</td> </tr> </tbody> </table>			管側条件	胴側条件	流体	飽和水+飽和蒸気	加熱蒸気	流量	60 トン/h	14 トン/h	温度	47℃	120℃	材質	SUS304	炭素鋼			
	管側条件	胴側条件																		
流体	飽和水+飽和蒸気	加熱蒸気																		
流量	60 トン/h	14 トン/h																		
温度	47℃	120℃																		
材質	SUS304	炭素鋼																		
再沸器 (第二蒸留塔)	数量：1、形式：液膜流下式 交換熱量：2.6×10 ⁶ Kcal/h、伝熱面積：63 m ² 寸法：1.0 m ^{OD} ×6.1 m ^H 、 <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>管側条件</th> <th>胴側条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流体</td> <td>飽和水+飽和蒸気</td> <td>加熱蒸気</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>22 トン/h</td> <td>5.0 トン/h</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>56℃</td> <td>120℃</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>SUS304</td> <td>炭素鋼</td> </tr> </tbody> </table>			管側条件	胴側条件	流体	飽和水+飽和蒸気	加熱蒸気	流量	22 トン/h	5.0 トン/h	温度	56℃	120℃	材質	SUS304	炭素鋼			
	管側条件	胴側条件																		
流体	飽和水+飽和蒸気	加熱蒸気																		
流量	22 トン/h	5.0 トン/h																		
温度	56℃	120℃																		
材質	SUS304	炭素鋼																		
供給ポンプ	数量：2（予備：1）、形式：2重ダイヤフラム往復動型 流量：3 m ³ /h、入口/出口差圧：3 kgf/cm ² 接液部材質：SUS304相当 モータ出力：15 kW																			
循環ポンプ (第一蒸留塔)	数量：2（予備：1）、形式：渦巻き式キャンドポンプ 流量：80 m ³ /h、揚程：25 m-水柱 接液部材質：SUS304相当 モータ出力：25 kW																			

表 3.4 続き

機器名称	諸	元															
循環ポンプ (第二蒸留塔)	数量：2 (予備：1)、形式：渦巻き式キャンドポンプ 流量：30 m ³ /h、揚程：20 m-水柱 接液部材質：SUS 304 相当 モータ出力：17 kW																
還流ポンプ	数量：2 (予備：1)、形式：渦巻き式キャンドポンプ 流量：20 m ³ /h、揚程：30 m-水柱 接液部材質：SUS 304 相当 モータ出力：20 kW																
真空ポンプ	数量：2 (予備：1)、形式：水封式 排気速度：2500 m ³ /h、到達真空度：40 Torr 接液部材質：SUS 304 相当 モータ出力：180 kW																
加熱器	数量：1、形式：電気ヒータ、ヒータ出力：100 kW 接液部材質：SUS 304 相当																
コールドトラップ	数量：1、形式：多管式 (横置き型) 伝熱面積：120 m ² 、寸法：0.7 m ^{OD} × 6.0 m ^L <table border="1" style="margin-left: 40px;"> <thead> <tr> <th></th> <th>管側条件</th> <th>胴側条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流体</td> <td>エチレングリコール</td> <td>非凝縮性ガス</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>180 トン/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>5 °C</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>炭素鋼</td> <td>SUS 304</td> </tr> </tbody> </table>		管側条件	胴側条件	流体	エチレングリコール	非凝縮性ガス	流量	180 トン/h	—	温度	5 °C	—	材質	炭素鋼	SUS 304	
	管側条件	胴側条件															
流体	エチレングリコール	非凝縮性ガス															
流量	180 トン/h	—															
温度	5 °C	—															
材質	炭素鋼	SUS 304															
排気冷却器	数量：1、形式：多管式 (縦置き型) 伝熱面積：20 m ² 、寸法：0.5 m ^{OD} × 2.5 m ^L <table border="1" style="margin-left: 40px;"> <thead> <tr> <th></th> <th>管側条件</th> <th>胴側条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流体</td> <td>エチレングリコール</td> <td>非凝縮性ガス</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>40 トン/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>5 °C</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>SUS 304</td> <td>SUS 304</td> </tr> </tbody> </table>		管側条件	胴側条件	流体	エチレングリコール	非凝縮性ガス	流量	40 トン/h	—	温度	5 °C	—	材質	SUS 304	SUS 304	
	管側条件	胴側条件															
流体	エチレングリコール	非凝縮性ガス															
流量	40 トン/h	—															
温度	5 °C	—															
材質	SUS 304	SUS 304															
還流液タンク	数量：1、形式：横置き円筒型、容積：10 m ³ 寸法：2.0 m ^{OD} × 3.2 m ^L 、材質：SUS 304																
水封タンク	数量：1、形式：横置き円筒型、容積：6 m ³ 寸法：1.6 m ^{OD} × 3.0 m ^L 、材質：SUS 304 冷却部伝熱面積：10 m ² 、冷媒：エチレングリコール 冷媒流量：20 m ³ /h																

表 3.5 核融合実験炉建家トリチウム安全系からのトリチウム廃液発生量

建家内区分	TCS処理対象室	室容積 (m^3)	給気量 (m^3/h)	トリチウム 漏洩量(Ci/d)	トリチウム廃液 発生量 (kg/d)	廃液中のトリチウム 濃度 (Ci/ m^3)	建家階層
レ ッ ド	炉本体室	102,300	430	0.6	207	2.9	1F
	NBIイオン源1,2						
レ ッ ド	NBI付属設備室1～10及び NBIエントランス	101,130	8,450	(※)0.6	3,483	0.17	B2F～1F
レ ッ ド	一次冷却設備バッファタンク室	53,200	4,440	0.6	1,830	0.32	B1F
レ ッ ド	トリチウム処理設備	24,100	2,000	0.6	824	0.73	B1F
レ ッ ド	一次冷却設備バッファタンク室	53,200	4,440	0.6	1,830	0.32	B2F
レ ッ ド	NBIビームダンプ室	4,800	400	0.6	165	3.6	B2F
レ ッ ド	一次冷却設備熱交換器室	53,200	4,400	0.6	1,830	0.32	B3F
レ ッ ド	燃料系設備室	30,700	2,560	0.6	1,055	0.57	B3F
レ ッ ド	真空排気ポンプ室	16,300	70	0.6	34	1.8	B3F
レ ッ ド	燃料系設備室	30,700	2,560	0.6	1,055	0.57	B4F
レ ッ ド	一次冷却水排水貯槽室	53,200	4,440	0.6	1,830	0.33	B4F
アンバー	一次冷却設備主ヘッダエリア	16,300	1,360	0.6	561	1.1	B1F
レ ッ ド	分修通路	2,560	220	0.6	91	6.6	分修時TCS処理 対象室B1F及び 2F
レ ッ ド	分修通路	5,560	220	0.6	91	6.6	

(※) 各室合計で0.6 Ci/d としている。

液体廃棄物総量：14,886 kg (TCSからのみ)

注) 分修時は、液体廃棄物発生量が最大となる2室を選定している。

表 3.6 トリチウム廃液濃縮・減容設備の機器リスト

機器名称	基数 (予備)	形式	仕様	媒体名	圧 (kg/cm ²)		温度 (°C)		主要材質	等級	耐放射 クラス	トリチウム濃度* (μCi/cm ³)	備考
					設計	使用**	設計	使用					
第一蒸留塔	1	規則充填塔	充填物: スルザーパッキン B Xタイプ 充填量: 96m ³	飽和水 + 飽和水蒸気	1.0/P.V	90 torr	120	50	SUS304 充填物: 銅合金	4	B	0.25	図3.5
第二蒸留塔	1	規則充填塔	充填物: スルザーパッキン B Xタイプ 充填量: 96m ³	飽和水 + 飽和水蒸気	1.0/P.V	120 torr	120	55	SUS304 充填物: 銅合金	4	B	3.1	図3.6
第三蒸留塔	1	規則充填塔	充填物: スルザーパッキン C Yタイプ 充填量: 13m ³	飽和水 + 飽和水蒸気	1.0/P.V	150 torr	120	60	SUS304 充填物: 銅合金	4	B	180	図3.7
凝縮器	1	横置シエル& チューブ型	交換熱量: 8.4×10 ⁶ kcal/hr 伝熱面積: 1250m ²	管側: 冷却水 胴側: 飽和蒸気	8.0	3.0	60	30	SUS304	4	B	—	図3.10
第二蒸留塔 再沸器	1	液膜流下式	交換熱量: 7.3×10 ⁶ kcal/hr 伝熱面積: 200m ²	管側: 飽和水 + 飽和蒸気 胴側: 低圧蒸気	1.0/P.V	120 torr	120	55	SUS304	4	B	3.1	
第三蒸留塔 再沸器	1	液膜流下式	交換熱量: 1.5×10 ⁶ kcal/hr 伝熱面積: 50m ²	管側: 飽和水 + 飽和蒸気 胴側: 低圧蒸気	1.0/P.V	150 torr	120	60	SUS304	4	B	180	図3.9
コールド・トラップ	1	横置シエル& チューブ型	交換熱量: 10×10 ⁶ kcal/hr 伝熱面積: 44m ²	管側: 水 胴側: 非凝縮性 ガス	8.0	3.0	60/0	5	SUS304	4	B	—	
排気冷却器	1	縦置シエル& チューブ型	伝熱面積: 19m ²	管側: 水 胴側: 非凝縮性 ガス	8.0	3.0	60/0	5	SUS304	4	B	—	0.012以下
供給液槽 トラップ	1	縦置シエル& チューブ型	伝熱面積: 0.6m ²	管側: 水 胴側: 非凝縮性 ガス	8.0	3.0	60/0	5	SUS304	4	B	0.6	
缶出液槽 トラップ	1	縦置シエル& チューブ型	伝熱面積: 0.6m ²	管側: 水 胴側: 非凝縮性 ガス	8.0	3.0	60/0	5	SUS304	4	B	—	180
真空ポンプ 封水冷却器	1	横置シエル& チューブ型	伝熱面積: 9m ²	管側: 水 胴側: 水	8.0	3.0	60/0	20	SUS304	4	B	—	

*1 機器・配管類の壁厚により公称及び作業員に過大な放射線濃縮を与える可能性のあることから、Bクラスの設計を行うとした。

*2 通常運転時の最高濃度を示す。(蒸気の場合には水に換算した値)

*3 吸入側の運転圧を示す。

表 3.6 トリチウム廃液濃縮・減容設備の機器リスト (続き)

機器名称	基数 (予備)	形式	仕様	流体名	圧 (kg/cm ²)		温 (°C)		主要寸法	主要材質	装 置 等 級	耐 震 ク ラ ス ^{*)}	トリチウム濃度 ^{**} (μCi/cm ³)	備 考
					設計	使用 ^{*)}	設計	使用						
供給液槽	1	設置円筒型	容量: 22m ³	水	水張り	大気圧	60	常温	2.6mφ×5.0m ³	SUS304	4	B	0.6	
留出液槽	2	設置円筒型	容量: 16m ³	水	水張り	大気圧	60	常温	2.6mφ×3.5m ³	SUS304	4	B	0.012	
缶出液槽	1	設置円筒型	容量: 1.3m ³	水	水張り	大気圧	60	常温	0.9mφ×2.2m ³	SUS304	4	B	180	
還流液槽	1	設置円筒型	容量: 8.4m ³	飽和水	1.0/F.V	60 torr	120	42	2.0mφ×3.2m ³	SUS304	4	B	0.012	
真空ポンプ封水槽	1	設置円筒型	容量: 3.8m ³	水	水張り	大気圧	60	常温	1.4mφ×2.8m ³	SUS304	4	B	0.012以下	
ドレン水受入槽	1	横置円筒型	容量: 1.3m ³	水	水張り	大気圧	60	常温	0.9mφ×2.2m ³	SUS304	4	B	~180	
第一蒸留塔 還流ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 20m ³ /hr 行程: 40m ³ /0 電動機出力: 10kW	飽和水	5.0	-0.5	120	42	0.7m ³ ×0.4m ³ ×0.5m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	0.012	
第二蒸留塔 還流ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 20m ³ /hr 行程: 40m ³ /0 電動機出力: 10kW	飽和水	5.0	-0.7	120	50	0.7m ³ ×0.4m ³ ×0.5m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	0.3	
第二蒸留塔 循環ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 130m ³ /hr 行程: 30m ³ /0 電動機出力: 45kW	飽和水	5.0	-0.7	120	55	1.2m ³ ×0.5m ³ ×0.7m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	3.1	
第三蒸留塔 循環ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 30m ³ /hr 行程: 20m ³ /0 電動機出力: 5.5kW	飽和水	5.0	-0.7	120	60	0.8m ³ ×0.4m ³ ×0.5m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	180	
供給ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 5m ³ /hr 行程: 36m ³ /0 電動機出力: 2.2kW	水	5.0	大気圧 +水頭	120	常温	0.6m ³ ×0.3m ³ ×0.4m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	0.6	
留出液 移送ポンプ	2 (1)	キャンポドポンプ	流量: 10m ³ /hr 行程: 20m ³ /0 電動機出力: 2.2kW	水	5.0	大気圧 +水頭	120	常温	0.6m ³ ×0.3m ³ ×0.5m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	0.012	
ドレン水 移送ポンプ	1	キャンポドポンプ (自吸式)	流量: 5m ³ /hr 行程: 30m ³ /0 電動機出力: 3.7kW	水	5.0	大気圧 +水頭	120	常温	0.7m ³ ×0.4m ³ ×0.5m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	~180	
真空ポンプ	2 (1)	水封式	排气速度: 25m ³ /min 到達真空度: 40torr 電動機出力: 40kW	非凝縮性 ガス (水蒸気含む)	大気圧/F.V	50 torr	120	常温	2.4m ³ ×1.2m ³ ×1.0m ³	接液部 SUS304 相当	-	B	0.012以下	

*) 機器・配管類の破損により公衆及び従業員に過大な放射線被曝を与える可能性のあることから、Bクラスの設計を行うとした。
 **) 通常運転時の最高濃度を示す。(蒸気の場合は水に換算した値)
 ***) 吸込側の運転圧を示す。

表 3.7 トリチウム廃液濃縮・減容設備(3.6 m³/d プラント)のトリチウムインベントリー分布

機器、配管系	プロセス		トリチウム	
	温度 (°C)	圧力 (Pa)	相状態 (-) *1	インベントリー *2 (g)
第一蒸留塔	4 2	8.0×10^3	G & L	2.3×10^{-2}
第二蒸留塔	5 1	1.3×10^4	G & L	
第三蒸留塔	5 5	1.6×10^4	G & L	5.9×10^{-2}
第一再沸器	5 5	1.6×10^4	G & L	4.6×10^{-3}
第二再沸器	5 9	2.0×10^4	G & L	1.2×10^{-2}
還流液槽、凝縮器	4 2	8.0×10^3	G & L	7.0×10^{-3}
供給系配管	5 3	1.3×10^4	L	1.3×10^{-4}
低減化廃液系配管	4 2	1.0×10^5	L	2.5×10^{-6}
濃縮廃液系配管	5 9	1.0×10^5	L	2.3×10^{-4}
第一蒸留塔蒸気側配管	4 2	8.0×10^3	G	2.5×10^{-4}
第一蒸留塔還流配管	4 2	8.0×10^4	L	3.8×10^{-6}
第二蒸留塔蒸気側配管	5 5	1.6×10^4	G	1.9×10^{-5}
第二蒸留塔還流配管	5 5	1.6×10^4	L	4.3×10^{-4}
第三蒸留塔蒸気側配管	5 5	1.6×10^4	G	1.3×10^{-3}
第三蒸留塔還流配管	5 9	2.0×10^4	L	1.3×10^{-2}
インベントリー合計				1.2×10^{-1}

*1 G:蒸気相、 L:液相

*2 定常運転時の最大値

表 3.8 水の放射線分解の反応式と速度定数

	反 応 式	速 度 定 数 (25°C) (1/mol·sec)	活性化 エネルギー (kcal/mol)	速 度 定 数 (75°C) (1/mol·sec)
1	$e_{aq}^- + H_2O = H + OH^-$	16	3	33.13
2	$e_{aq}^- + H^+ = H$	2.4×10^{10}	3	4.97×10^{10}
3	$e_{aq}^- + OH = OH^-$	3.0×10^{10}	3	6.21×10^{10}
4	$e_{aq}^- + H_2O_2 = OH + OH^-$	1.3×10^{10}	3	2.69×10^{10}
5	$H + H = H_2$	1.0×10^{10}	3	2.07×10^{10}
6	$e_{aq}^- + HO_2 = HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	4.14×10^{10}
7	$e_{aq}^- + O_2 = O_2^-$	1.9×10^{10}	3	3.93×10^{10}
8	$2H_2O + 2e_{aq}^- = H_2 + 2OH^-$	5.0×10^9	3	1.04×10^{10}
9	$OH + OH = H_2O_2$	4.5×10^9	3	9.32×10^9
10	$OH^- + H = e_{aq}^- + H_2O$	2.0×10^7	4.5	5.96×10^7
11	$H_2O + e_{aq}^- + H = H_2 + OH^-$	2.5×10^{10}	3	5.18×10^{10}
12	$H_2O + e_{aq}^- + HO_2 = OH + 2OH^-$	3.5×10^9	3	7.25×10^9
13	$H + OH = H_2O$	2.0×10^{10}	3	4.14×10^{10}
14	$OH + H_2 = H + H_2O$	4.0×10^7	3.2	8.69×10^7
14R	$H + H_2O = OH + H_2$	1.04×10^{-4}	20.4	0.0147
15	$H + O_2 = HO_2$	1.9×10^{10}	3	3.93×10^{10}
16	$H + HO_2 = H_2O_2$	2.0×10^{10}	3	4.14×10^{10}
17	$H + O_2^- = HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	4.14×10^{10}
18	$H_2O + e_{aq}^- + O_2^- = HO_2^- + OH^-$	1.3×10^{10}	4.5	87×10^{10}
19	$H + H_2O_2 = OH + H_2O$	9.0×10^7	3.25	1.98×10^8
20	$OH + H_2O_2 = HO_2 + H_2O$	2.25×10^7	1.95	3.61×10^7
21	$OH + HO_2 = O_2 + H_2O$	1.2×10^{10}	3	2.48×10^{10}
22	$OH^- + H_2O_2 = HO_2^- + H_2O$	1.8×10^8	4.5	5.36×10^8
22R	$HO_2^- + H_2O = OH^- + H_2O_2$	5.7×10^5	4.5	1.70×10^6
23	$H^+ + O_2^- = HO_2$	5.0×10^{10}	3	1.04×10^{11}
23R	$HO_2 = H^+ + O_2^-$	8.0×10^5	3	1.66×10^6
24	$HO_2 + O_2^- = O_2 + HO_2^-$	1.5×10^7	4.5	4.47×10^7
25	$2H_2O + 2O_2^- = H_2O_2 + O_2 + 2OH^-$	1.7×10^7	4.5	5.07×10^7
26	$HO_2 + HO_2 = H_2O_2 + O_2$	2.7×10^8	4.5	8.05×10^6
27	$H^+ + OH^- = H_2O$	1.44×10^{11}	3	2.98×10^{11}
27R	$H_2O = H^+ + OH^-$	$K_{27} \times kW / (H_2O)$	—	0.168
28	$OH + O_2^- = O_2 + OH^-$	1.2×10^{10}	3	2.48×10^{10}
29	$OH + HO_2^- = HO_2 + OH^-$	8.0×10^9	3	1.66×10^{10}
30	$H_2O_2 = OH + OH$	2×10^{-7}	17	1.24×10^{-5}

$$kW = 3.1 \times 10^{-11}$$

表 3.8 続き

	反 応 式	速 度 定 数 (25°C) (1/mol·sec)	活性化 エネルギー (kcal/mol)	速 度 定 数 (45°C) (1/mol·sec)
1	$e_{aq}^- + H_2O = H + OH^-$	16	3	22.00
2	$e_{aq}^- + H^+ = H$	2.4×10^{10}	3	3.3×10^{10}
3	$e_{aq}^- + OH = OH^-$	3.0×10^{10}	3	4.13×10^{10}
4	$e_{aq}^- + H_2O_2 = OH + OH^-$	1.3×10^{10}	3	1.79×10^{10}
5	$H + H = H_2$	1.0×10^{10}	3	1.38×10^{10}
6	$e_{aq}^- + HO_2 = HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	2.75×10^{10}
7	$e_{aq}^- + O_2 = O_2^-$	1.9×10^{10}	3	2.61×10^{10}
8	$2H_2O + 2e_{aq}^- = H_2 + 2OH^-$	5.0×10^9	3	6.88×10^9
9	$OH + OH = H_2O_2$	4.5×10^9	3	6.19×10^9
10	$OH^- + H = e_{aq}^- + H_2O$	2.0×10^7	4.5	3.23×10^7
11	$H_2O + e_{aq}^- + H = H_2 + OH^-$	2.5×10^{10}	3	3.44×10^{10}
12	$H_2O + e_{aq}^- + HO_2 = OH + 2OH^-$	3.5×10^9	3	4.81×10^9
13	$H + OH = H_2O$	2.0×10^{10}	3	2.75×10^{10}
14	$OH + H_2 = H + H_2O$	4.0×10^7	3.2	5.62×10^7
14R	$H + H_2O = OH + H_2$	1.04×10^{-4}	20.4	9.08×10^{-4}
15	$H + O_2 = HO_2$	1.9×10^{10}	3	2.61×10^{10}
16	$H + HO_2 = H_2O_2$	2.0×10^{10}	3	2.75×10^{10}
17	$H + O_2^- = HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	2.75×10^{10}
18	$H_2O + e_{aq}^- + O_2^- = HO_2^- + OH^-$	1.3×10^{10}	4.5	2.10×10^{10}
19	$H + H_2O_2 = OH + H_2O$	9.0×10^7	3.25	1.27×10^8
20	$OH + H_2O_2 = HO_2 + H_2O$	2.25×10^7	1.95	2.77×10^7
21	$OH + HO_2 = O_2 + H_2O$	1.2×10^{10}	3	1.65×10^{10}
22	$OH^- + H_2O_2 = HO_2^- + H_2O$	1.8×10^8	4.5	2.90×10^8
22R	$HO_2^- + H_2O = OH^- + H_2O_2$	5.7×10^5	4.5	9.19×10^5
23	$H^+ + O_2^- = HO_2$	5.0×10^{10}	3	6.88×10^{10}
23R	$HO_2 = H^+ + O_2^-$	8.0×10^5	3	1.1×10^6
24	$HO_2 + O_2^- = O_2 + HO_2^-$	1.5×10^7	4.5	2.42×10^7
25	$2H_2O + 2O_2^- = H_2O_2 + O_2 + 2OH^-$	1.7×10^7	4.5	2.74×10^7
26	$HO_2 + HO_2 = H_2O_2 + O_2$	2.7×10^6	4.5	4.35×10^6
27	$H^+ + OH^- = H_2O$	1.44×10^{11}	3	1.98×10^{11}
27R	$H_2O = H^+ + OH^-$	$K_{27} \times kW / (H_2O)$	-	
28	$OH + O_2^- = O_2 + OH^-$	1.2×10^{10}	3	1.65×10^{10}
29	$OH + HO_2^- = HO_2 + OH^-$	8.0×10^9	3	1.1×10^{10}
30	$H_2O_2 = OH + OH$	2×10^{-7}	17	1.22×10^{-6}

$$kW = 4.0 \times 10^{-12}$$

表 3.9 一次冷却水の放射線分解に影響を及ぼす照射線量, 温度及び添加 H₂ の効果ケース 1~3 : 中性子 10W/cm³、 γ 線 1W/cm³、温度 75°C

カバーガス分圧 H ₂ (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H ₂	H ₂ O ₂	O ₂	H ₂	O ₂
0.0	6.15×10 ⁻⁴	5.14×10 ⁻⁴	4.87×10 ⁻⁵	0.861	0.370
0.001	6.15×10 ⁻⁴	5.12×10 ⁻⁴	4.86×10 ⁻⁵	0.861	0.370
0.01	6.08×10 ⁻⁴	5.01×10 ⁻⁴	4.74×10 ⁻⁵	0.851	0.370
0.1	9.30×10 ⁻⁵	2.15×10 ⁻⁵	2.68×10 ⁻⁸	0.130	0.013
0.2	1.58×10 ⁻⁴	1.52×10 ⁻⁵	6.50×10 ⁻⁹	0.221	0.00947
0.5	3.68×10 ⁻⁴	1.16×10 ⁻⁵	1.37×10 ⁻⁹	0.515	0.00722
1.0	7.24×10 ⁻⁴	1.05×10 ⁻⁵	5.20×10 ⁻¹⁰	1.01	0.00653

*H₂O₂ が全て熱分解した場合ケース 4 : 中性子 1W/cm³、 γ 線 1W/cm³、温度 75°C

カバーガス分圧 H ₂ (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H ₂	H ₂ O ₂	O ₂	H ₂	O ₂
0.0	6.24×10 ⁻⁵	3.03×10 ⁻⁵	1.55×10 ⁻⁵	0.0874	0.0382
0.1	7.56×10 ⁻⁵	4.24×10 ⁻⁸	1.23×10 ⁻⁹	0.105	0.00264
1.0	7.17×10 ⁻⁴	3.00×10 ⁻⁸	5.61×10 ⁻¹¹	1.00	0.00187

*H₂O₂ が全て熱分解した場合ケース 5 : 中性子 1W/cm³、 γ 線 10W/cm³、温度 75°C

カバーガス分圧 H ₂ (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H ₂	H ₂ O ₂	O ₂	H ₂	O ₂
0.0	1.96×10 ⁻⁵	1.82×10 ⁻⁵	5.09×10 ⁻⁷	0.274	0.0120
0.1	7.70×10 ⁻⁵	5.59×10 ⁻⁸	6.06×10 ⁻⁹	0.108	0.00348
1.0	7.17×10 ⁻⁴	2.80×10 ⁻⁸	2.51×10 ⁻¹⁰	1.00	0.00174

*H₂O₂ が全て熱分解した場合

表 3.9 続き

ケース 6 : 中性子 $5\text{W}/\text{cm}^3$ 、 γ 線 $0.50\text{W}/\text{cm}^3$ 、温度 75°C

カバーガス分圧 H_2 (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H_2	H_2O_2	O_2	H_2	O_2
0.0	4.32×10^{-4}	3.63×10^{-4}	3.32×10^{-5}	0.605	0.268
0.1	8.53×10^{-5}	1.39×10^{-5}	9.48×10^{-9}	0.119	0.00866
1.0	7.22×10^{-4}	8.00×10^{-6}	2.41×10^{-10}	1.01	0.268

* H_2O_2 が全て熱分解した場合ケース 7 : 中性子 $5\text{W}/\text{cm}^3$ 、 γ 線 $5\text{W}/\text{cm}^3$ 、温度 75°C

カバーガス分圧 H_2 (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H_2	H_2O_2	O_2	H_2	O_2
0.0	1.35×10^{-4}	5.96×10^{-5}	3.65×10^{-5}	0.189	0.0825
0.1	8.06×10^{-5}	9.12×10^{-6}	9.57×10^{-9}	0.113	0.00568
1.0	7.19×10^{-4}	4.87×10^{-6}	3.06×10^{-10}	1.01	0.00304

* H_2O_2 が全て熱分解した場合ケース 8 : 中性子 $10\text{W}/\text{cm}^3$ 、 γ 線 $1\text{W}/\text{cm}^3$ 、温度 45°C

カバーガス分圧 H_2 (atm)	定常状態での溶存量 (mol/l)			*ガス分圧 (atm)	
	H_2	H_2O_2	O_2	H_2	O_2
0.0	9.84×10^{-4}	8.12×10^{-4}	8.24×10^{-5}	1.374	0.497
0.1	9.69×10^{-5}	2.41×10^{-5}	6.00×10^{-8}	0.136	0.0123
1.0	7.23×10^{-4}	8.75×10^{-8}	8.29×10^{-10}	1.01	0.00446

* H_2O_2 が全て熱分解した場合

表 3.10 イオン交換樹脂の種類及び仕様

規格項目		樹脂の種類*1					OH形樹脂	7Li形樹脂	(H+OH)形樹脂	7Li+OH)形樹脂
		容積%	容積%	当量%	当量%	当量%				
粒度	420~1190 μ	95以上	95以上	95以上	95以上	95以上	95以上	H形樹脂と	7Li形樹脂と	
	420 μ以下	1以下	1以下	1以下	1以下	1以下	1以下	OH形樹脂を	OH形樹脂を	
交換容量 (中性塩分解容量)	当量	1.7以上	1.6以上	1.0以上	1.0以上	1.0以上	1.0以上	交換容量比	交換容量比	
		当量%	当量%	当量%	当量%	当量%	当量%	1:1に	1:1に	
塩形変換率	当量	H形99以上	7Li形99以上	OH形90以上	OH形90以上	OH形90以上	OH形90以上	交換容量比	交換容量比	
		0.1以下	0.1以下	—	—	—	—	1:1に	1:1に	
		—	—	—	—	—	—	混合したもの	混合したもの	
不純物	当量%	—	—	—	—	—	—	—	—	
		50以下	50以下	50以下	50以下	50以下	50以下	—	—	
		10以下	10以下	10以下	10以下	10以下	10以下	—	—	
温水可溶物	g/l樹脂	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—	—	
		—	—	—	—	—	—	—	—	

*1 H形樹脂 ; H形を主イオン形とする強酸性陽イオン交換樹脂

OH形樹脂 ; OH形を主イオン形とする強塩基性陰イオン交換樹脂

7Li形樹脂 ; H形樹脂を7Li OHで置換し7Li形を主イオン形としたもの

*2 ml-樹脂 ; 樹脂粒間空隙を含む湿潤容積

表 3.11 酸素原子の放射化断面積

群	中性子エネルギー範囲 (eV)	放射化断面積 (barn)			
		$^{18}\text{O}(n,p)^{18}\text{N}$	$^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$	$^{18}\text{O}(n,r)^{18}\text{O}$	$^{18}\text{O}(n,\alpha)^{15}\text{C}$
1	$1.4918 \times 10^7 \sim 4.0657 \times 10^8$	3.5×10^{-4}	7.9×10^{-5}	4.9×10^{-5}	3.5×10^{-3}
2	$4.0657 \times 10^8 \sim 2.0190 \times 10^8$	0	0	4.9×10^{-5}	0
3	$2.0190 \times 10^8 \sim 1.0026 \times 10^8$	0	0	4.9×10^{-5}	0
4	$1.0026 \times 10^8 \sim 3.3373 \times 10^5$	0	0	4.9×10^{-5}	0
5	$3.3373 \times 10^5 \sim 1.1109 \times 10^5$	0	0	4.9×10^{-5}	0
6	$1.1109 \times 10^5 \sim 2.4788 \times 10^4$	0	0	4.9×10^{-5}	0
7	$2.4788 \times 10^4 \sim 3.3546 \times 10^3$	0	0	4.9×10^{-5}	0
8	$3.3546 \times 10^3 \sim 4.5400 \times 10^2$	0	0	4.9×10^{-5}	0
9	$4.5400 \times 10^2 \sim 6.1442 \times 10^1$	0	0	4.9×10^{-5}	0
10	$6.1442 \times 10^1 \sim 8.3153 \times 10^0$	0	0	4.9×10^{-5}	0
11	$8.3153 \times 10^0 \sim 1.1254 \times 10^0$	0	0	4.9×10^{-5}	0
12	$1.1254 \times 10^0 \sim 4.1399 \times 10^{-1}$	0	0	4.9×10^{-5}	0
13	$4.1399 \times 10^{-1} \sim 1.0000 \times 10^{-3}$	0	0	1.5×10^{-4}	0

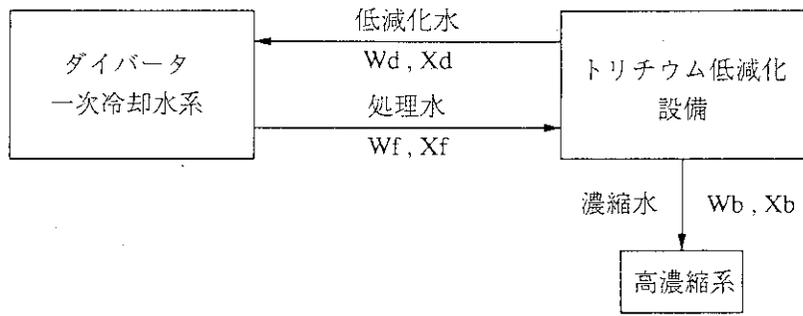


図 3.1 ダイバータ冷却系トリチウム低減化設備計算モデル

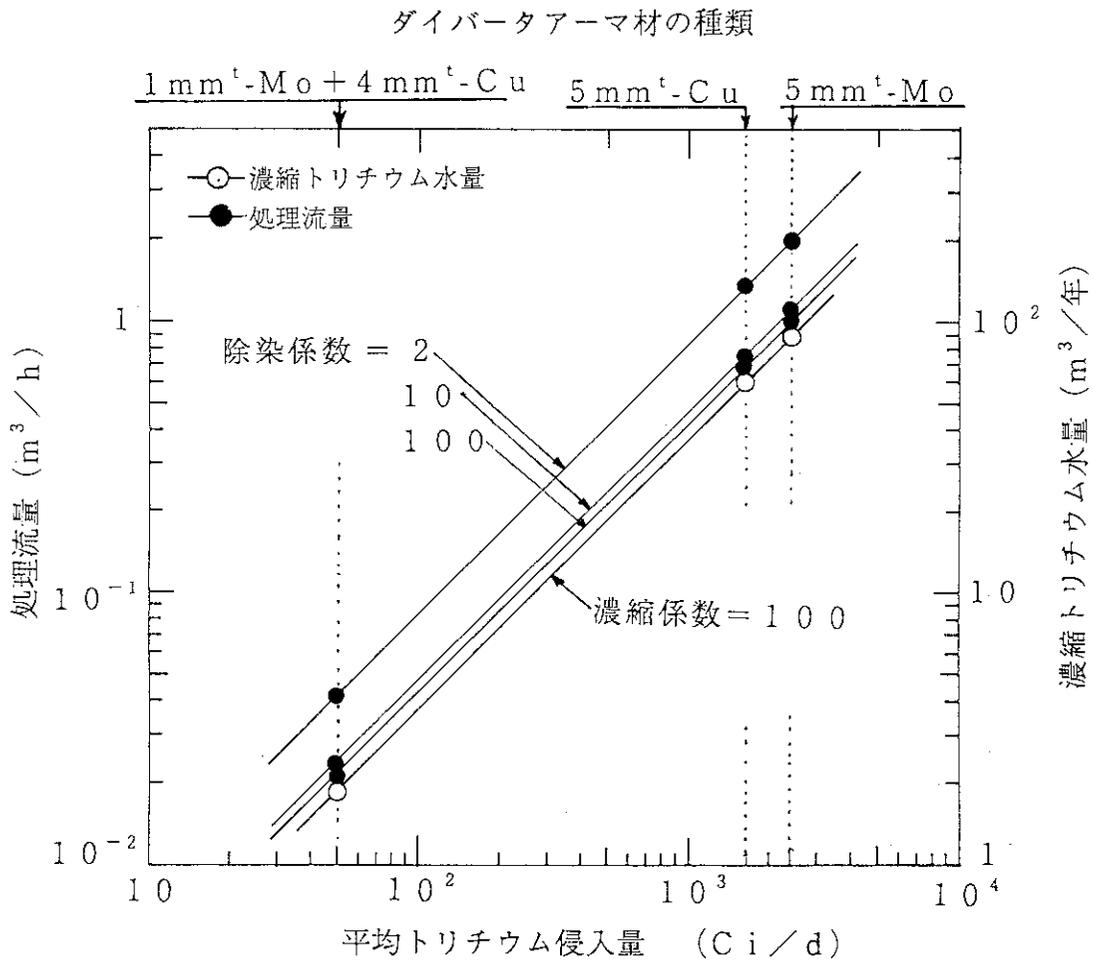


図 3.2 ダイバータ冷却水トリチウム低減化設備計算モデル

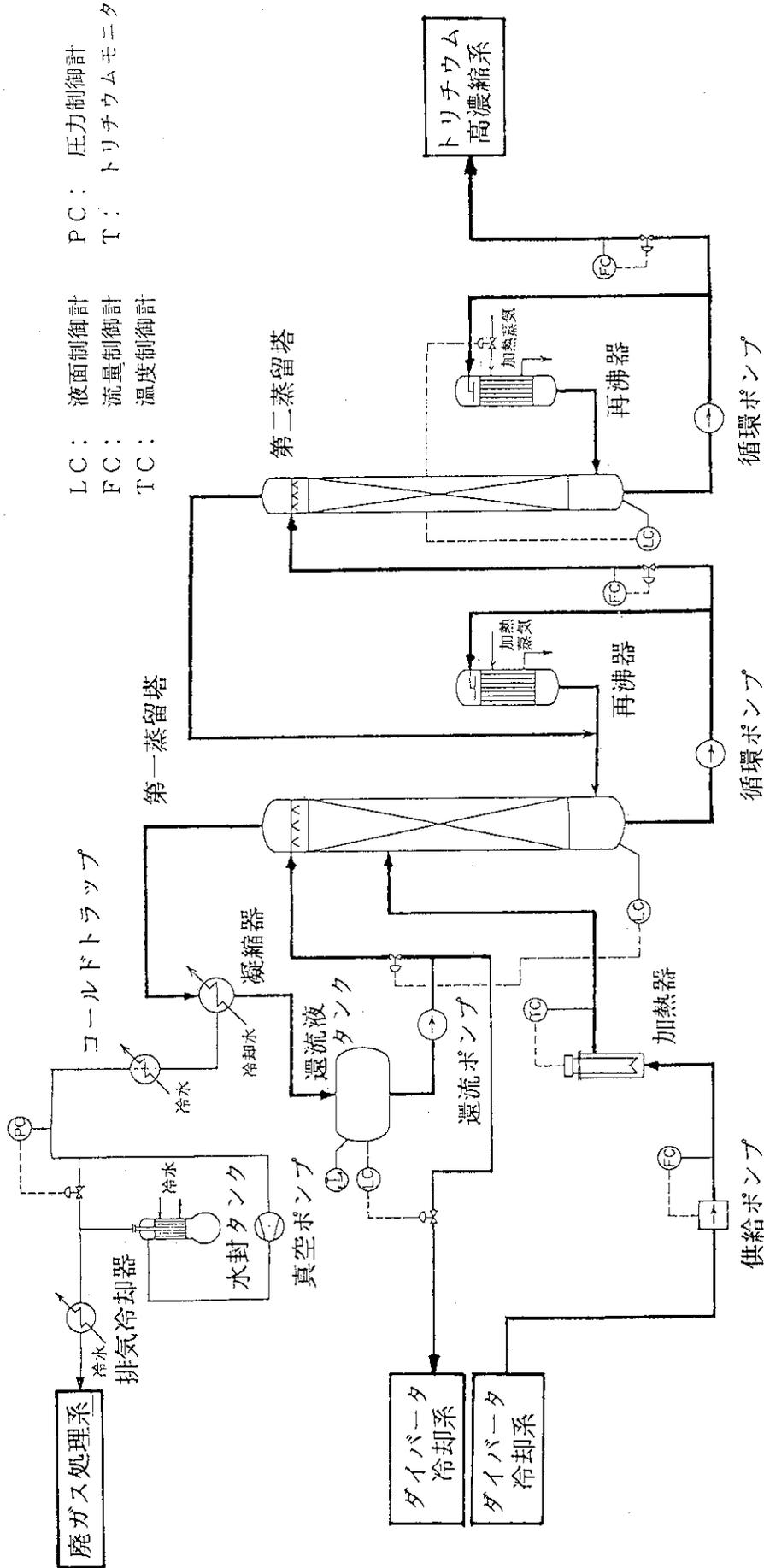


図 3.3 一次冷却水トリチウム低減化設備の系統構成

設計条件		
形式		規則充填塔
基数	基	1
流体		飽和水+飽和蒸気
容量	m ³	210
設計圧力	kg/cm ² G	F・V~1.0
設計温度	℃	120
放射性物質濃度	μCi/cm ³	0.25
装置等級		4種相当
耐震クラス		B
材質		SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
M-1 ^a g	500A	6	マンホール	リップシール
N-1	90A	1	液入口	B・W
N-2	25A	1	液フィード	B・W
N-3	125A	1	液出口	B・W
N-4	25A	1	液フィード	B・W
N-5	1000A	1	蒸気出口	B・W
N-6	900A	1	蒸気入口	B・W
N-7		1	PT座	
N-8 ^a b		2	TE座	
N-9 ^a b		2	LT座	

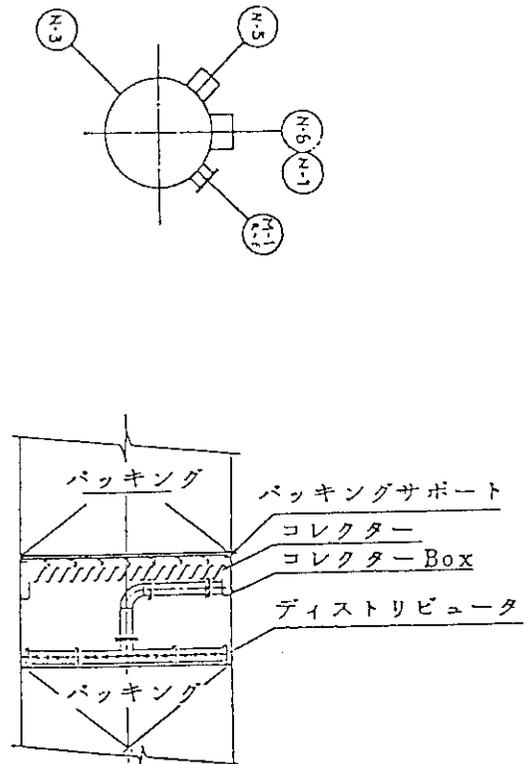
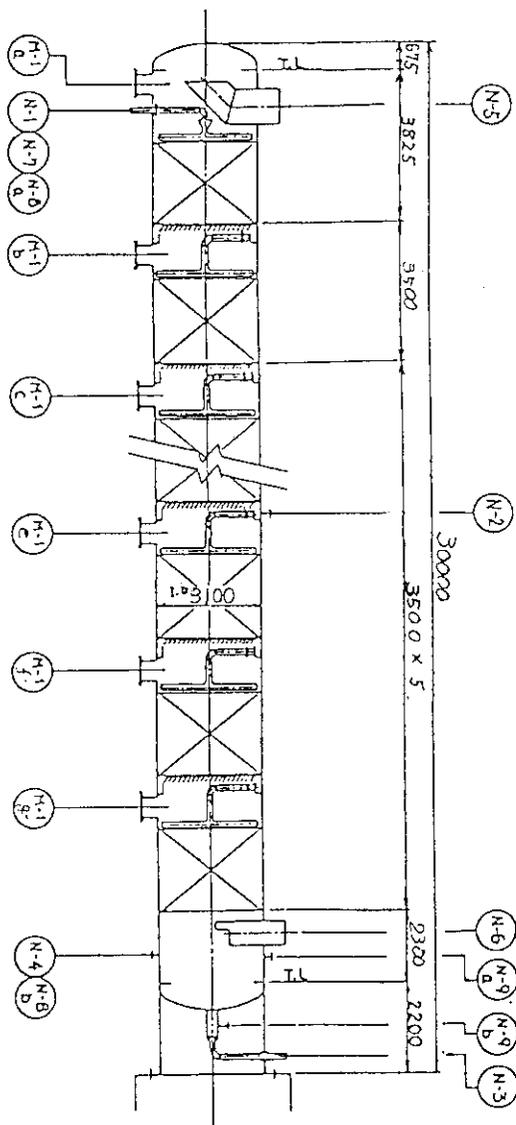


図 3.5 第一蒸留塔の設計条件と構造図

設計条件		
形式		規則充填塔
基数	基	1
流体		飽和水+飽和蒸気
容量	m ³	210
設計圧力	kg/cm ² G	F.V~1.0
設計温度	℃	120
放射性物質濃度	μCi/cm ³	3.1
装置等級		4種相当
耐震クラス		B
材質		SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
M-1 ^a g	500A	6	マンホール	リップシール
N-1	90A	1	液入口	B・W
N-2	25A	1	液フィード	B・W
N-3	250A	1	液出口	B・W
N-4	25A	1	液フィード	B・W
N-5	900A	1	蒸気出口	B・W
N-6	800A	1	蒸気入口	B・W
N-7	400A	1	液蒸気入口	B・W
N-8		1	TE座	
N-9 ^a b		2	LT座	

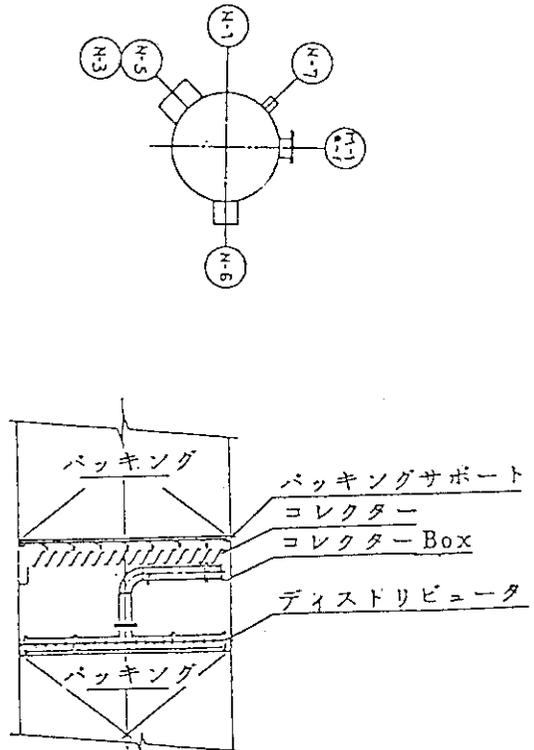
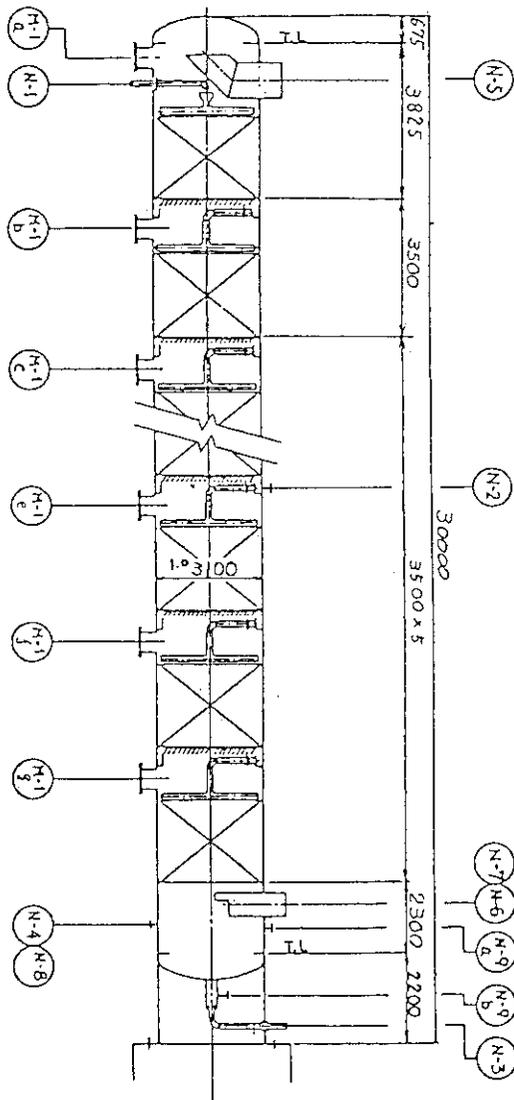


図 3.6 第二蒸留塔の設計条件と構造図

設計条件		
形式		規則充填塔
基数	基	1
流体		飽和水+飽和蒸気
容量	m ³	23
設計圧力	kg/cm ² G	F.V~1.0
設計温度	°C	120
放射性物質濃度	μCi/cm ³	180
装置等級		4種相当
耐震クラス		B
材質		SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
M-1 ^a e	500A		マンホール	リップシール
N-1	65A	1	液入口	B・W
N-2	15A	1	液フィード	B・W
N-3	125A	1	液出口	B・W
N-4	25A	1	液フィード	B・W
N-5	400A	1	蒸気出口	B・W
N-6	400A	1	蒸気入口	B・W
N-7 ^a b		2	TE座	
N-8 ^a b		2	LT座	

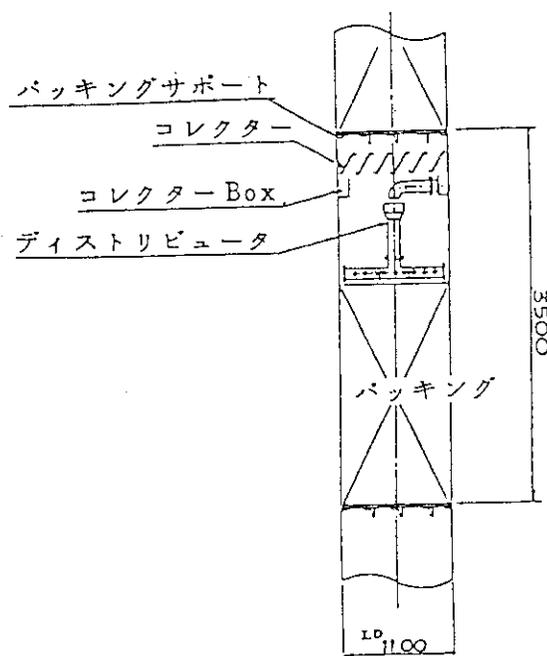
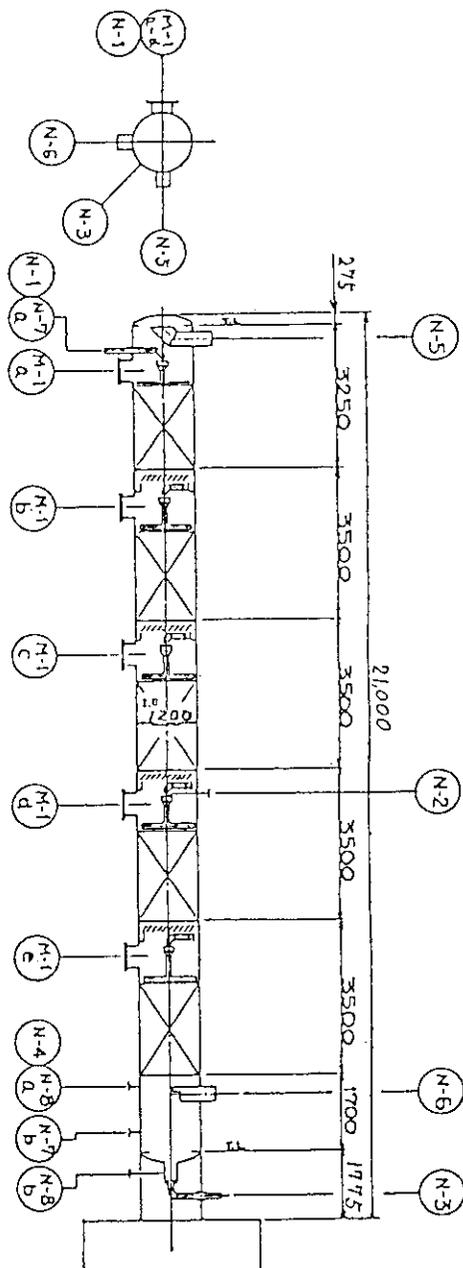


図 3.7 第三蒸留塔の設計条件と構造図

設計条件			
形式		フォーリングフィルム式	
基数	基	1	
伝熱面積	m ²	200	
流体		胴側	管側
		低圧蒸気	飽和水+飽和蒸気
設計圧力	kg/cm ² G	6	F.V~1.0
設計温度	°C	160	120
放射性物質濃度	μCi/cm ³	—	3.1
装置等級		4種相当	
耐震クラス		B	
材質		SUS 304	SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
N-1	200A	1	飽和水入口	B・W
N-2	800A	1	飽和水+飽和蒸気入口	B・W
N-3	400A	1	低圧蒸気入口	JIS 10K
N-4	260A	1	凝縮水出口	JIS 10K
N-5	200A	1	点検孔	JIS 10K

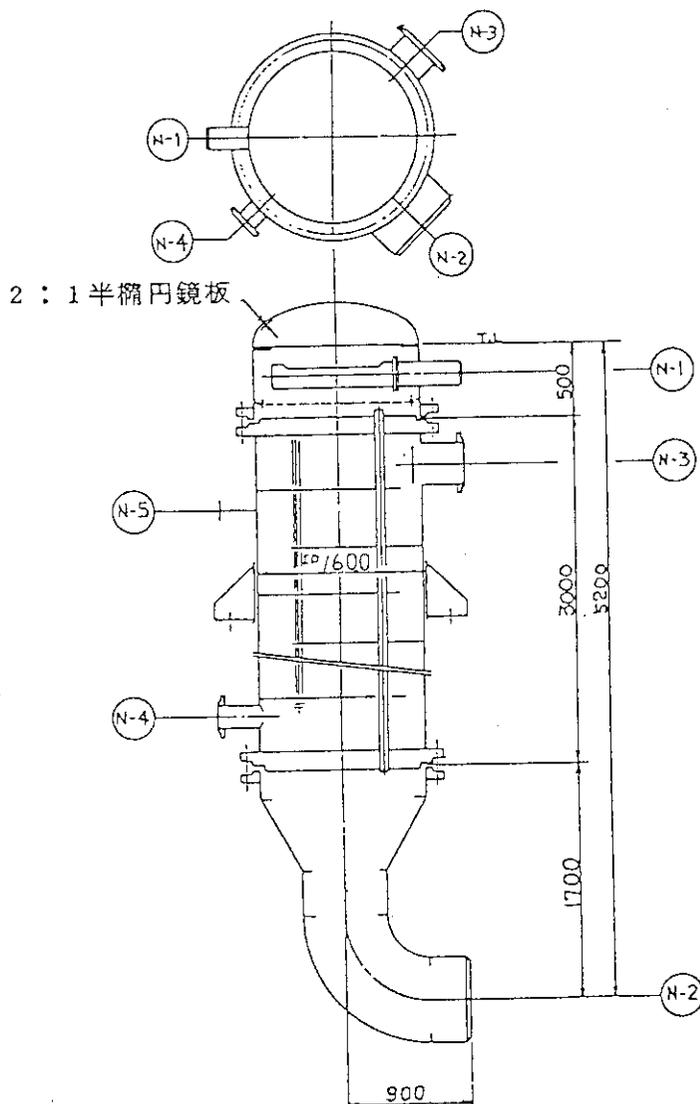


図 3.8 第二蒸留塔再沸器の設計条件と外形図

設計条件			
形式		フォーリングフィルム式	
基数	基	1	
伝熱面積	m ²	50	
流体		胴側	管側
		低圧蒸気	飽和水+飽和蒸気
設計圧力	kg/cm ² G	6	F.V~1.0
設計温度	°C	160	120
放射性物質濃度	μCi/cm ³	—	180
装置等級		4種相当	
耐震クラス		B	
材質		SUS 304	SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
N-1	125A	1	飽和水入口	B・W
N-2	400A	1	飽和水+飽和蒸気出口	B・W
N-3	200A	1	低圧蒸気入口	JIS 10K
N-4	50A	1	凝縮水出口	JIS 10K
N-5	200A	1	点検孔	JIS 10K

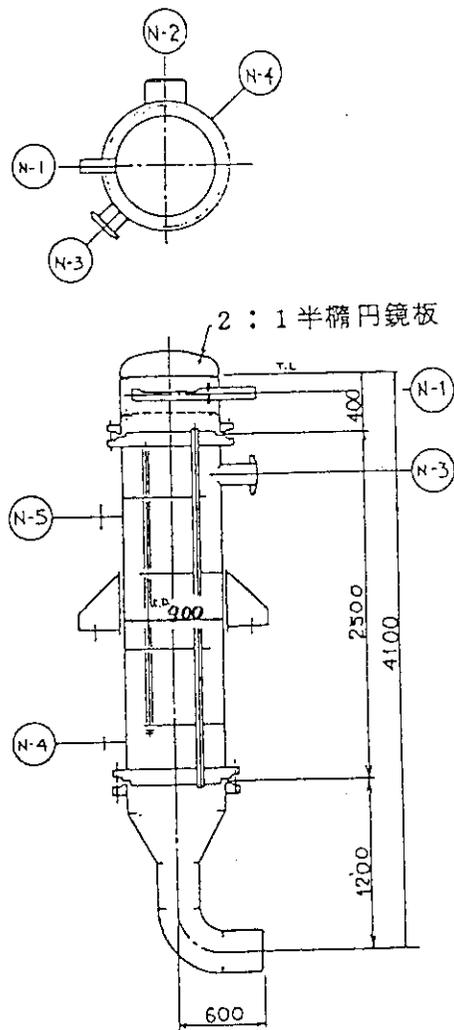


図 3.9 第三蒸留塔再沸器の設計条件と外形図

設計条件		
形式		横置シール&チューブ
基数	基	1
伝熱面積	m ²	1250
		胴側管側
流体		飽和蒸気 冷却水
設計圧力	kg/cm ² G	F-V~1.0 8.0
設計温度	℃	120 60
放射性物質濃度	μCi/cm ³	0.01Z -
装置等級		4種相当
耐震クラス		B
材質		SUS 304 SUS 304

ノズルリスト				
記号	口径	個数	用途	備考
N-1	550 A	1	冷却水入口	JIS 10K
N-2	550 A	1	冷却水出口	JIS 10K
N-3	1250	1	蒸気入口	B・W
N-4	125 A	1	凝縮液出口	B・W
N-5	200A	1	コールドトラップ接続口	B・W
N-6	25A	1	ベント	JIS 10K
N-7	15A	1	ドレン	JIS 10K
N-8	200A	1	点検孔	リップシール

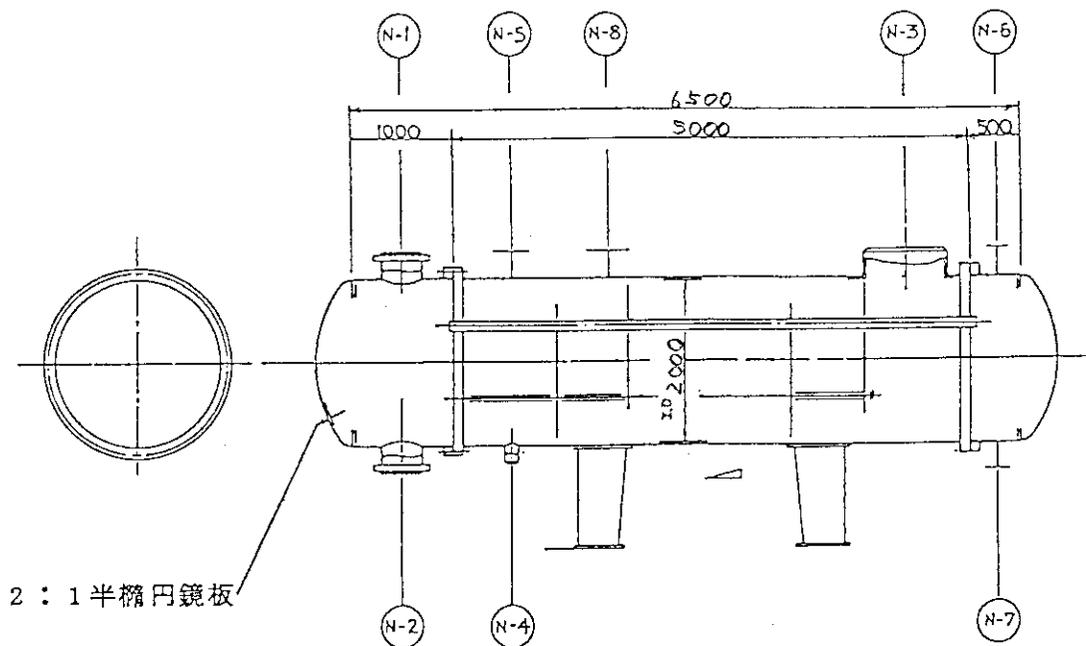


図 3.10 凝縮器の設計条件と外形図

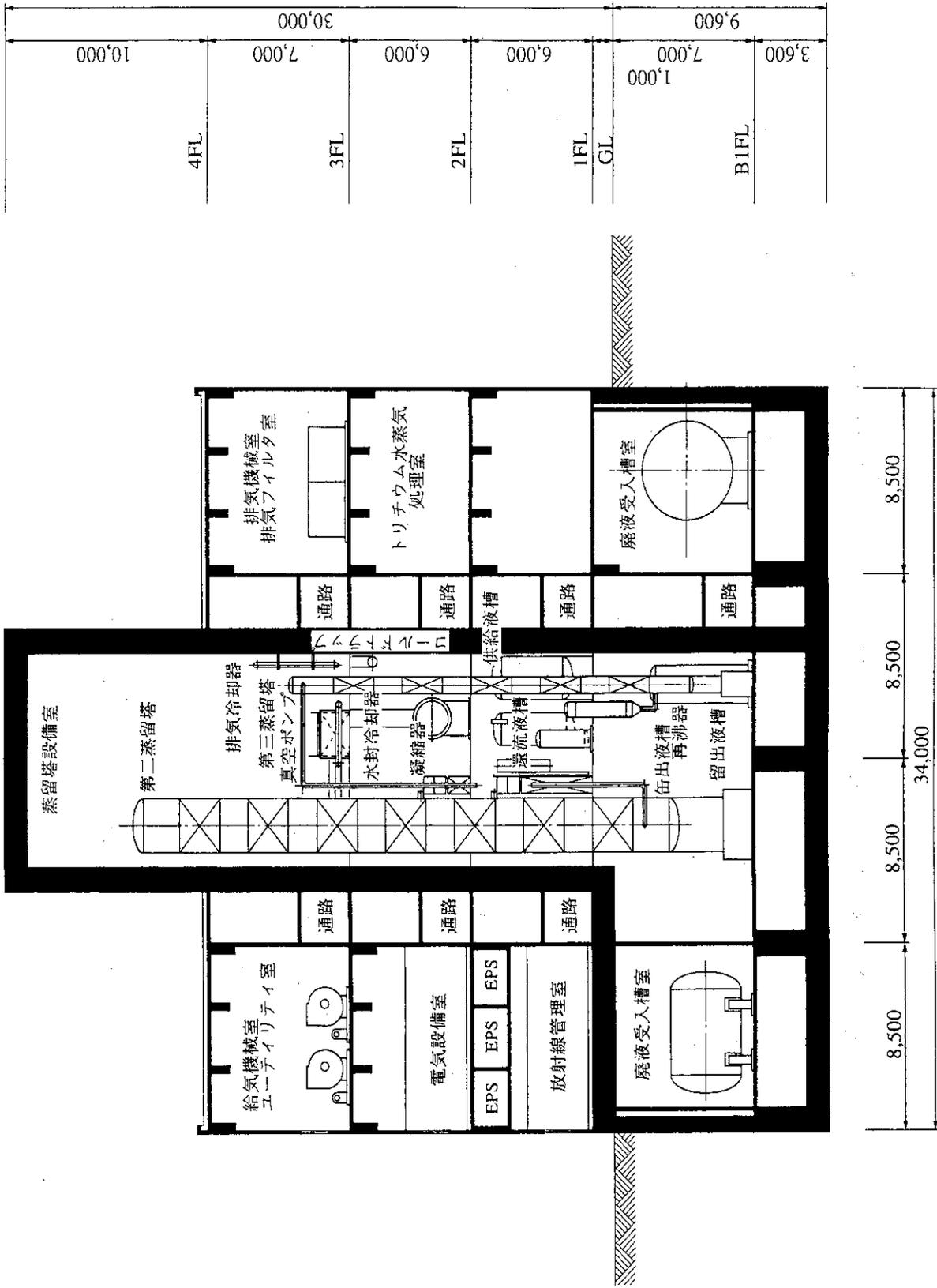


図 3.11 トリチウム廃液濃縮・減容設備 (3.6m³/d プラント) の建家配置 (例)

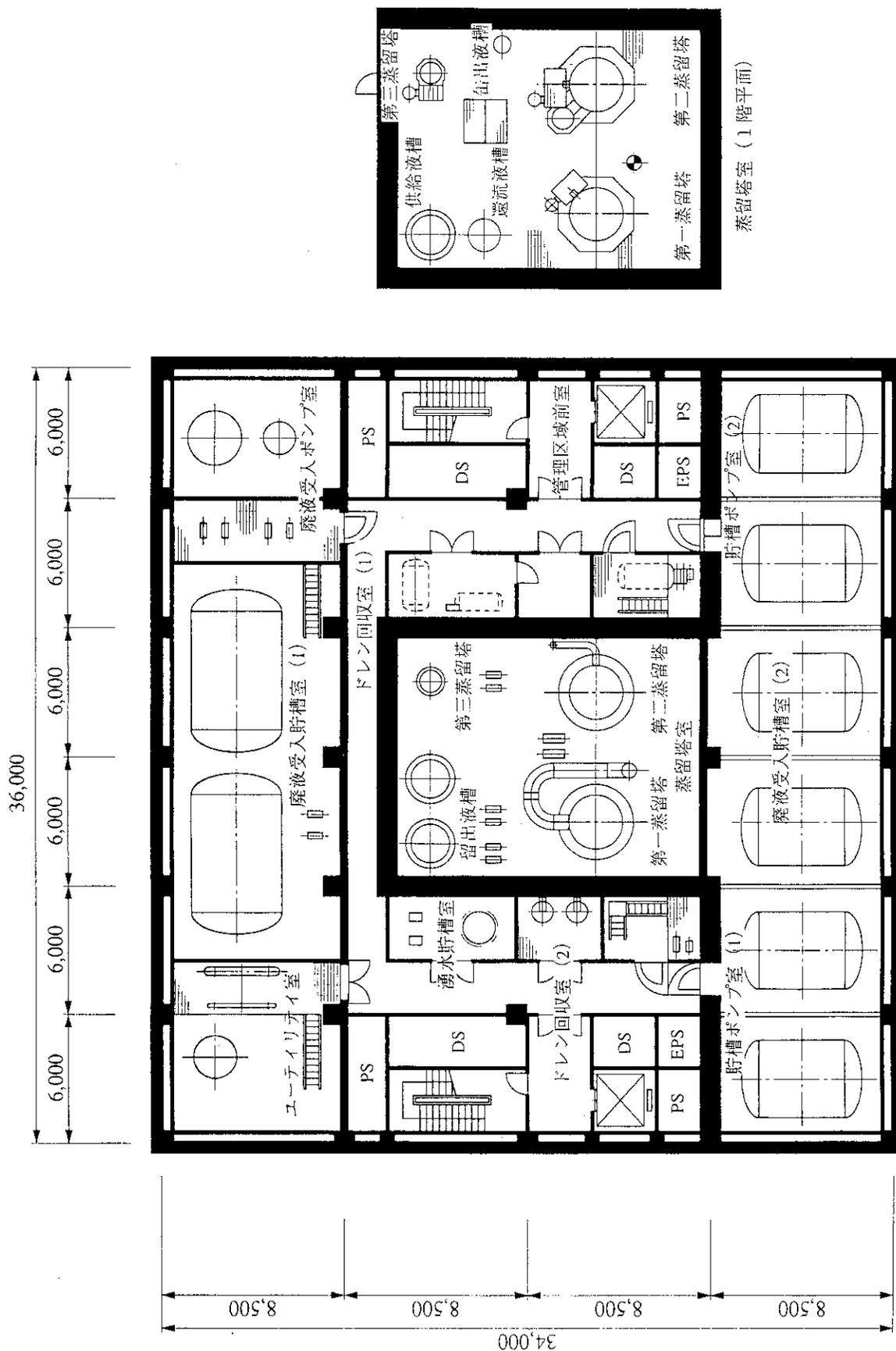
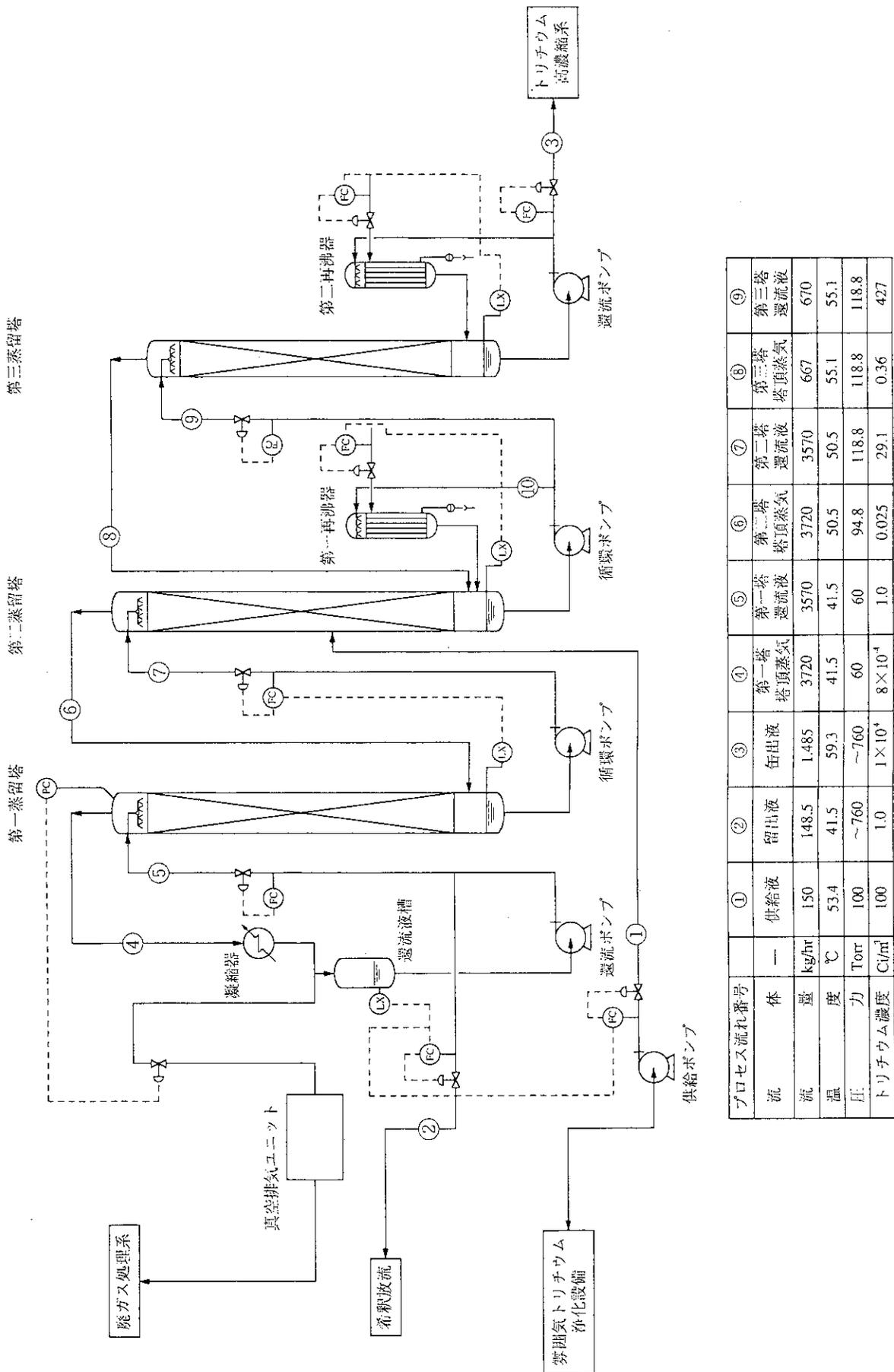


図 3.12 トリチウム廃液濃縮・減容設備 (3.6 m³/d プラント) の建家配置 (例)



プロセス流れ番号	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
流量	150	148.5	1.485	3720	3570	3720	3570	667	670
温度	53.4	41.5	59.3	41.5	41.5	50.5	50.5	55.1	55.1
圧力	100	~760	~760	60	60	94.8	118.8	118.8	118.8
トリチウム濃度	100	1.0	1×10^4	8×10^{-4}	1.0	0.025	29.1	0.36	427

図 3.13 トリチウム廃液濃縮・減容設備 (3.6 m³/d プラント) のプロセスバランス

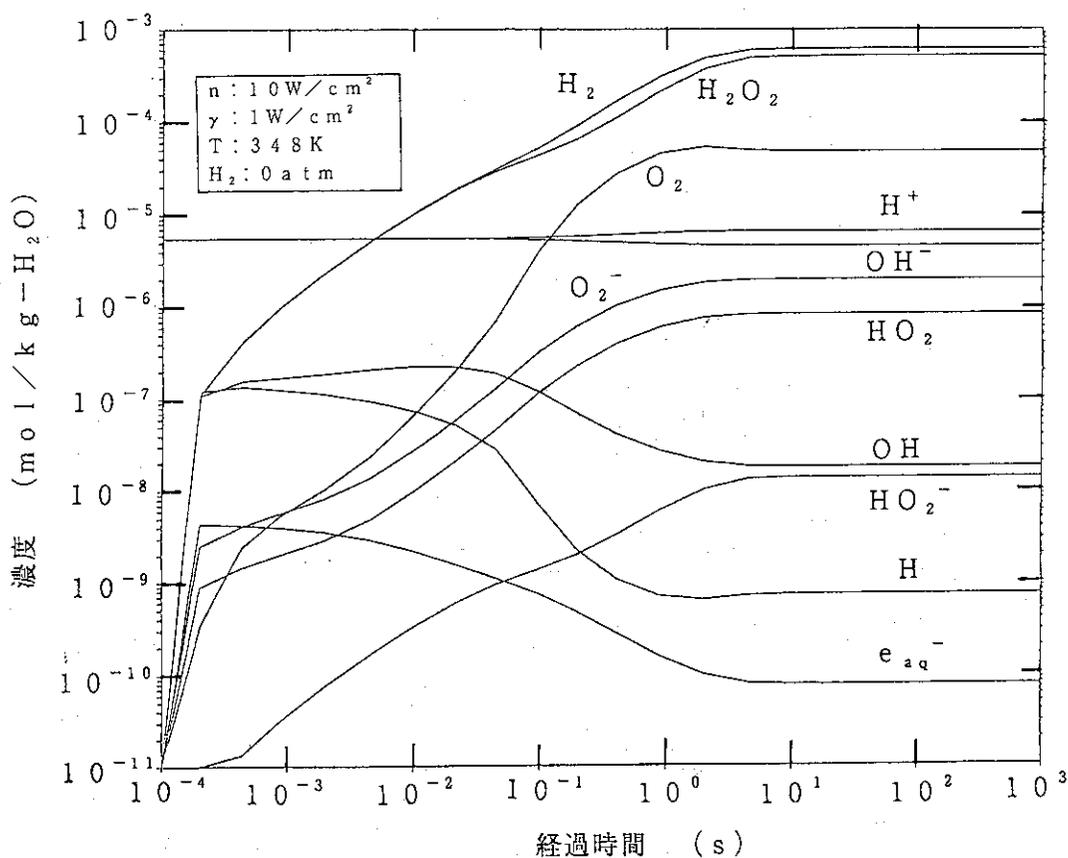


図 3.14 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

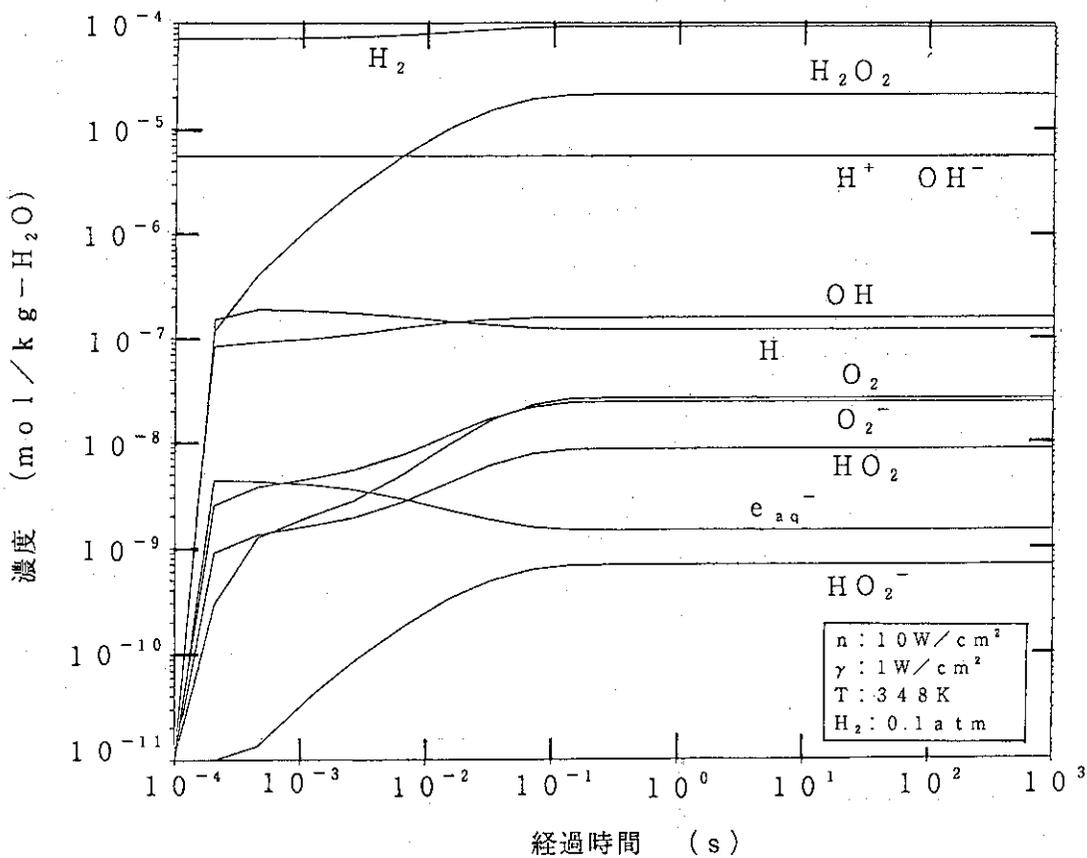


図 3.15 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

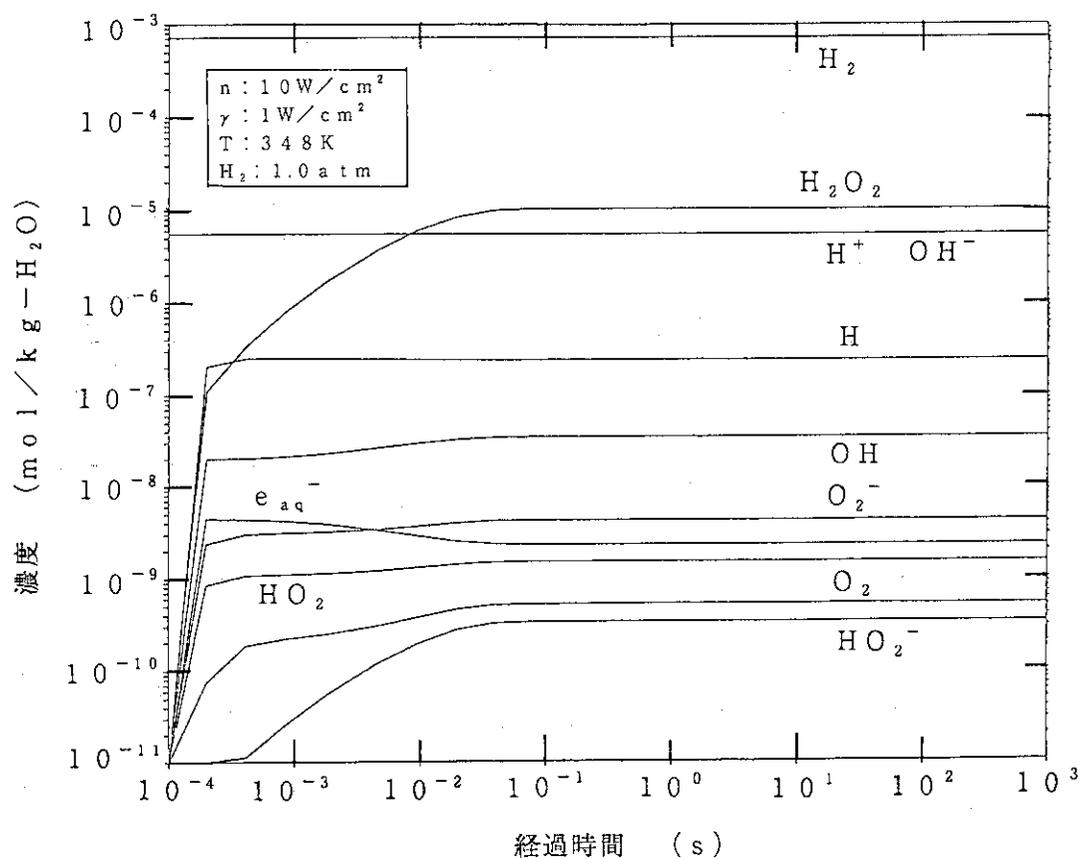


図 3.16 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

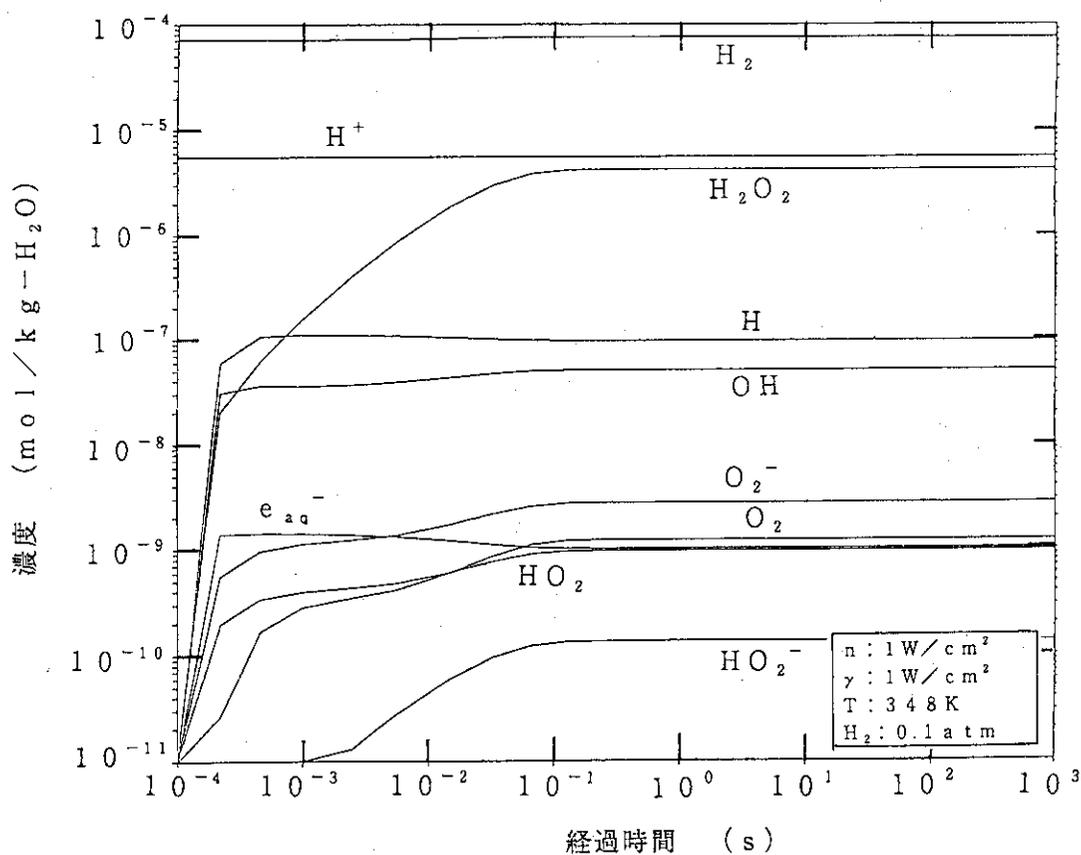


図 3.17 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

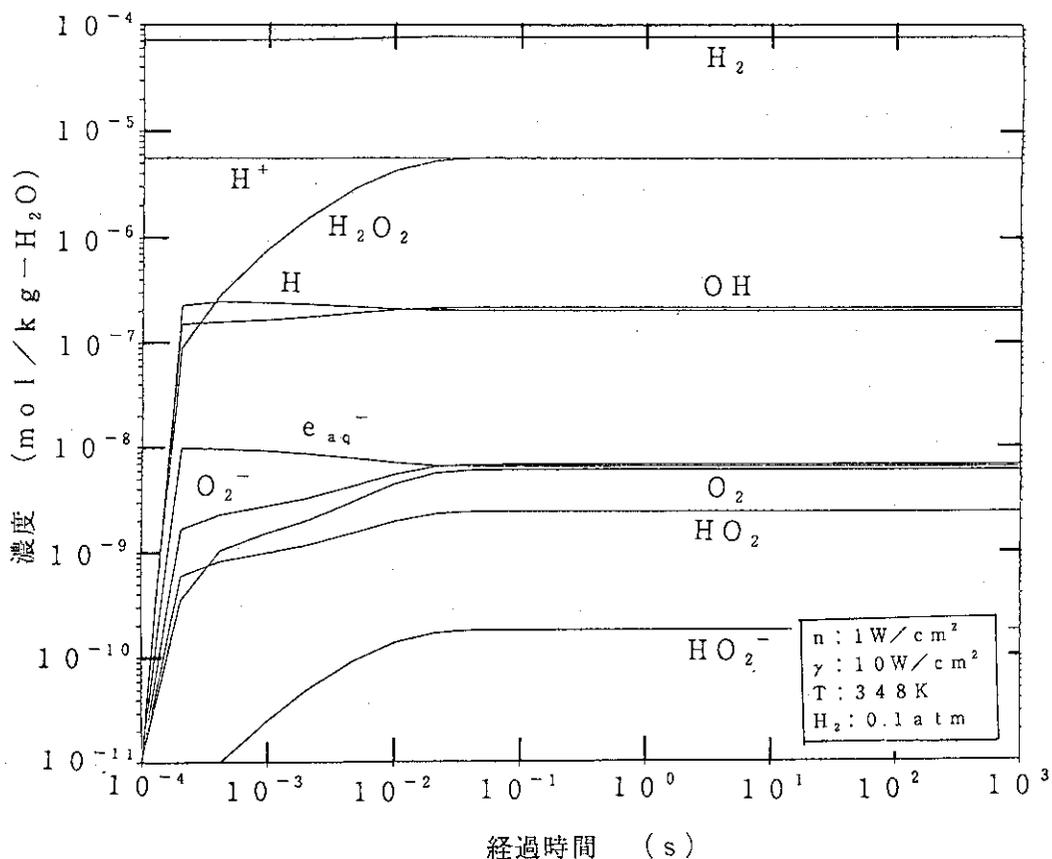


図 3.18 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

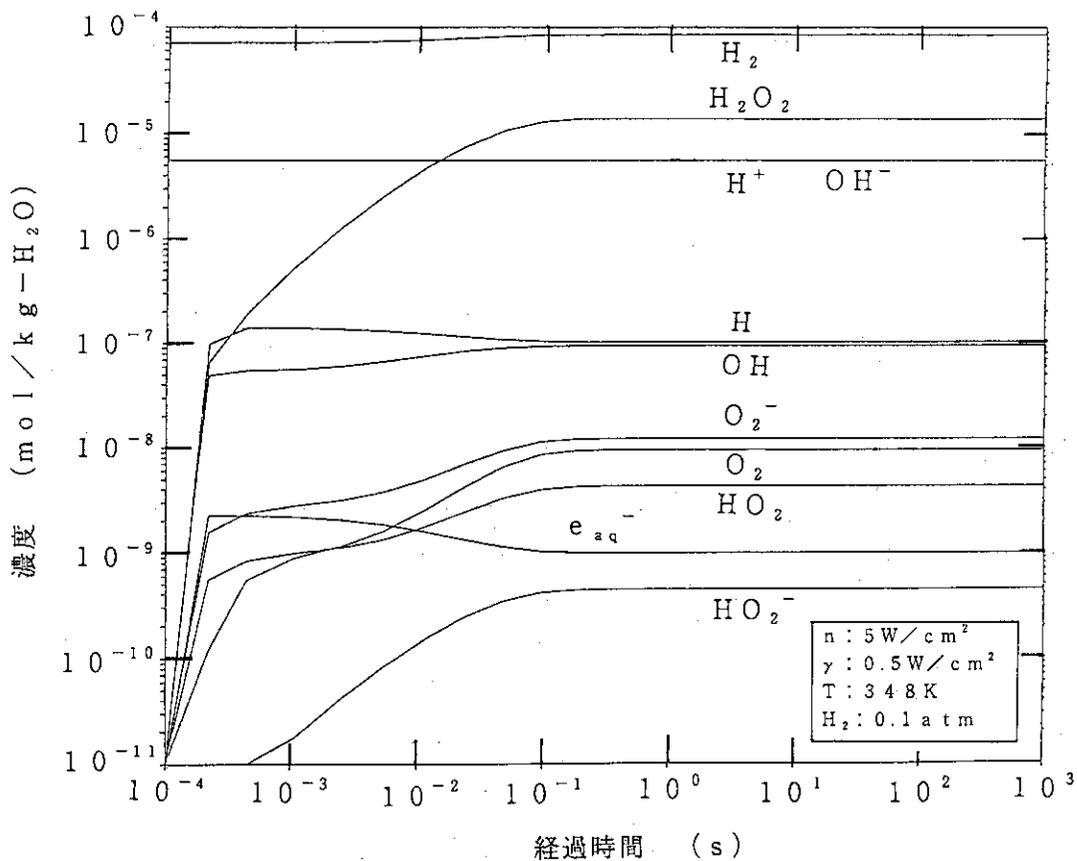


図 3.19 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

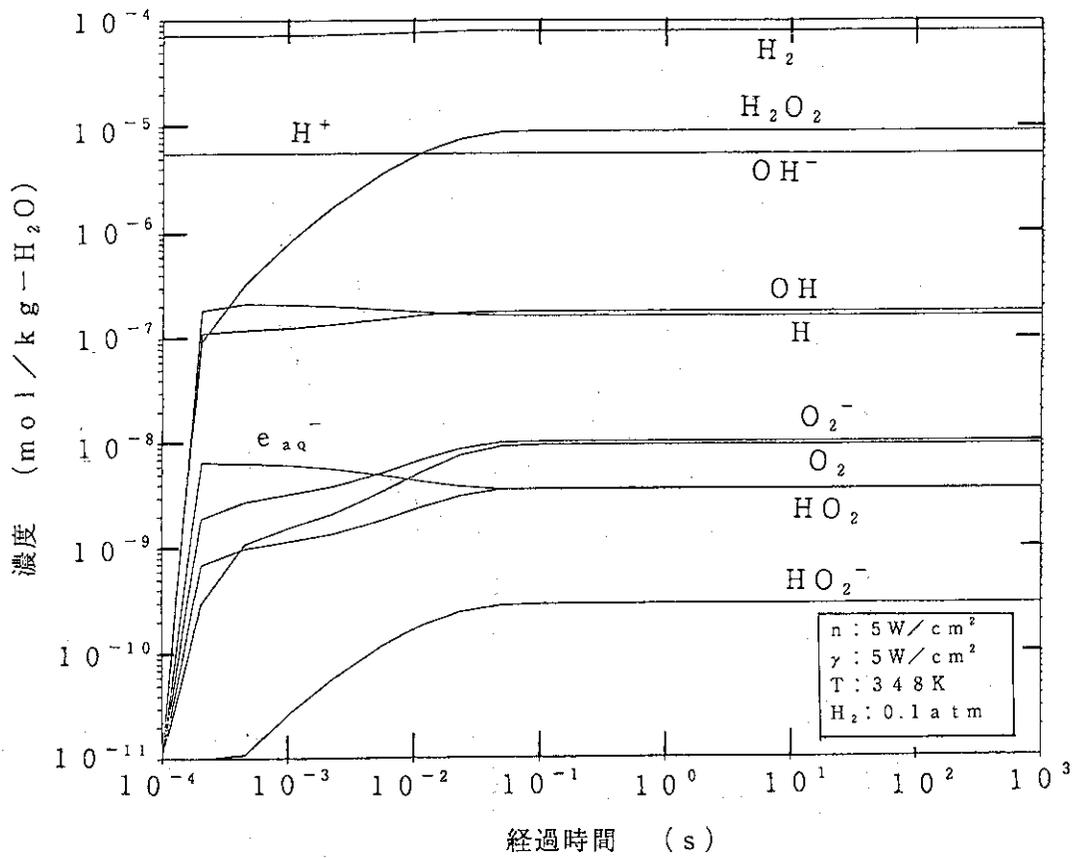


図 3.20 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

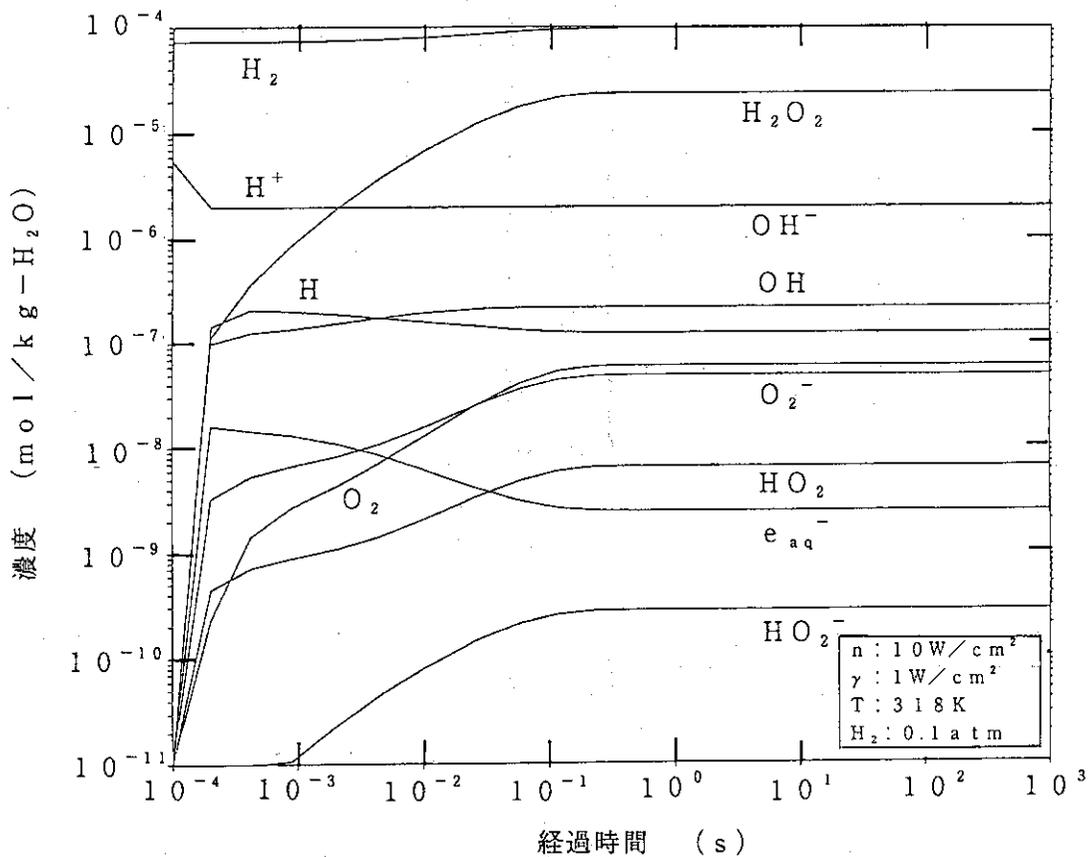


図 3.21 放射線による水の分解生成物及び反応生成物の溶存濃度の時間変化

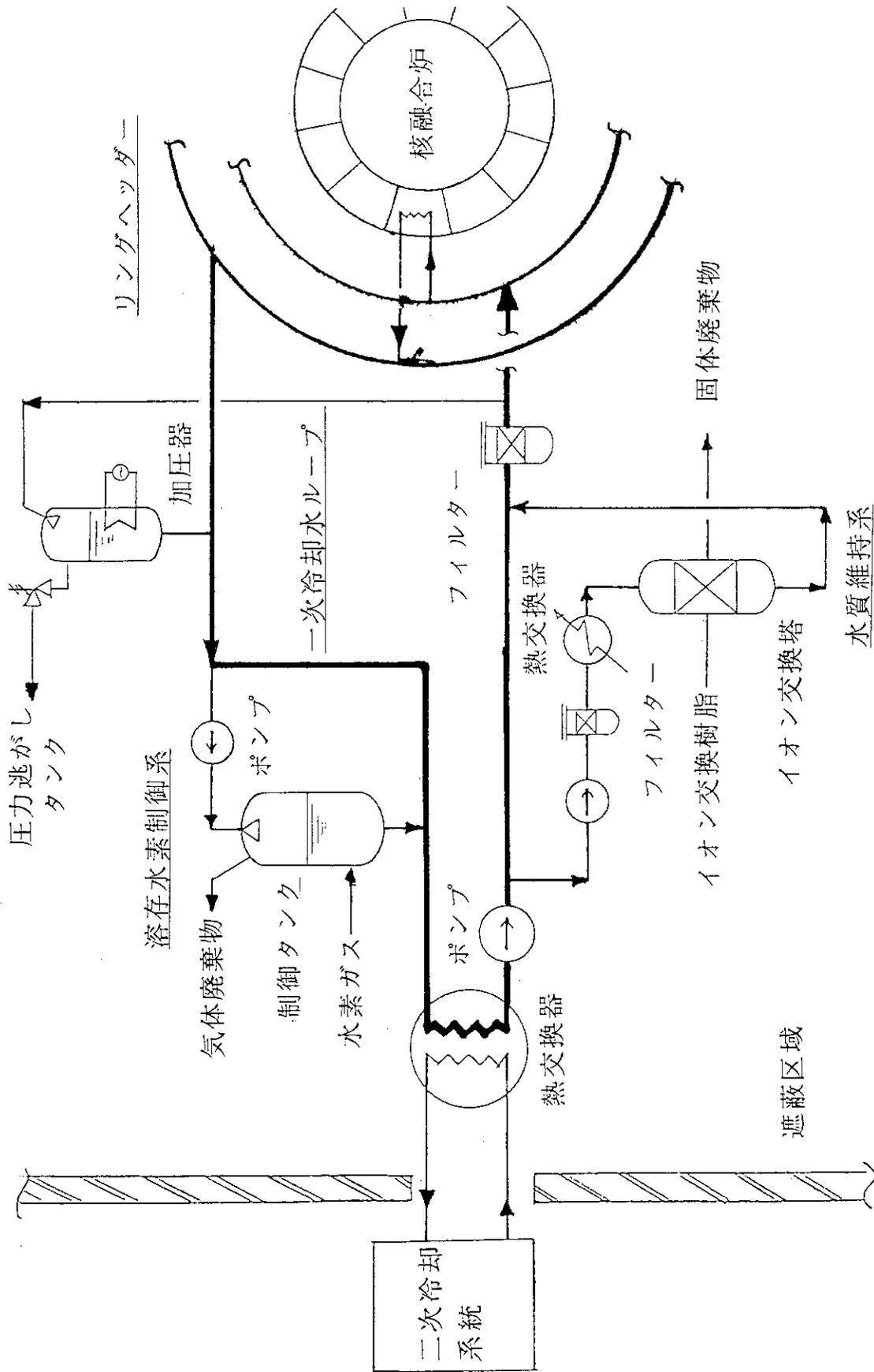


図 3.22 核融合実験炉一次冷却水系の基本構成

運転停止後の経過時間

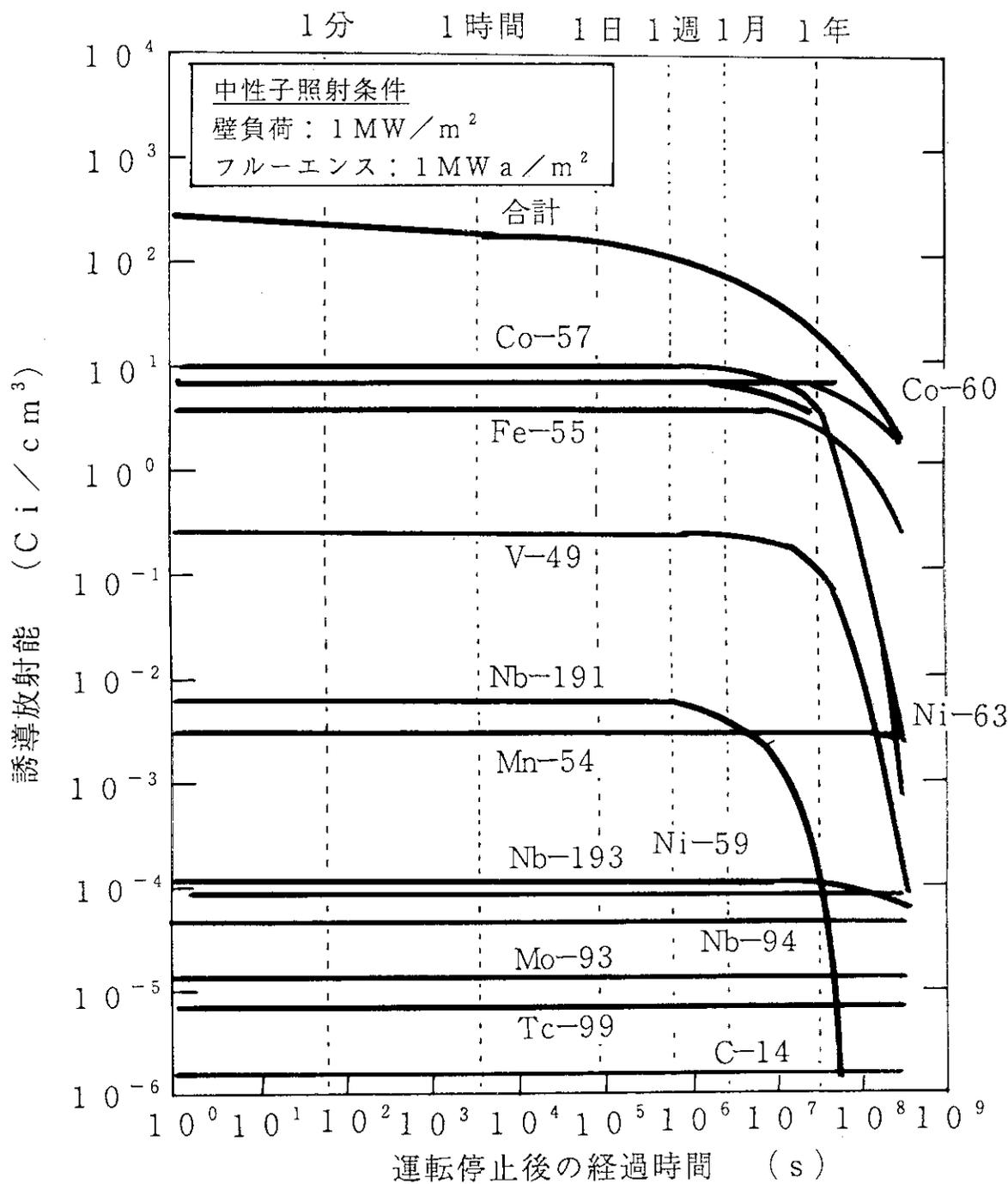


図 3.23 アウトボード遮蔽体(第一壁表面から20 cmまでの領域)の誘導放射能の時間変化(添付資料A参照)

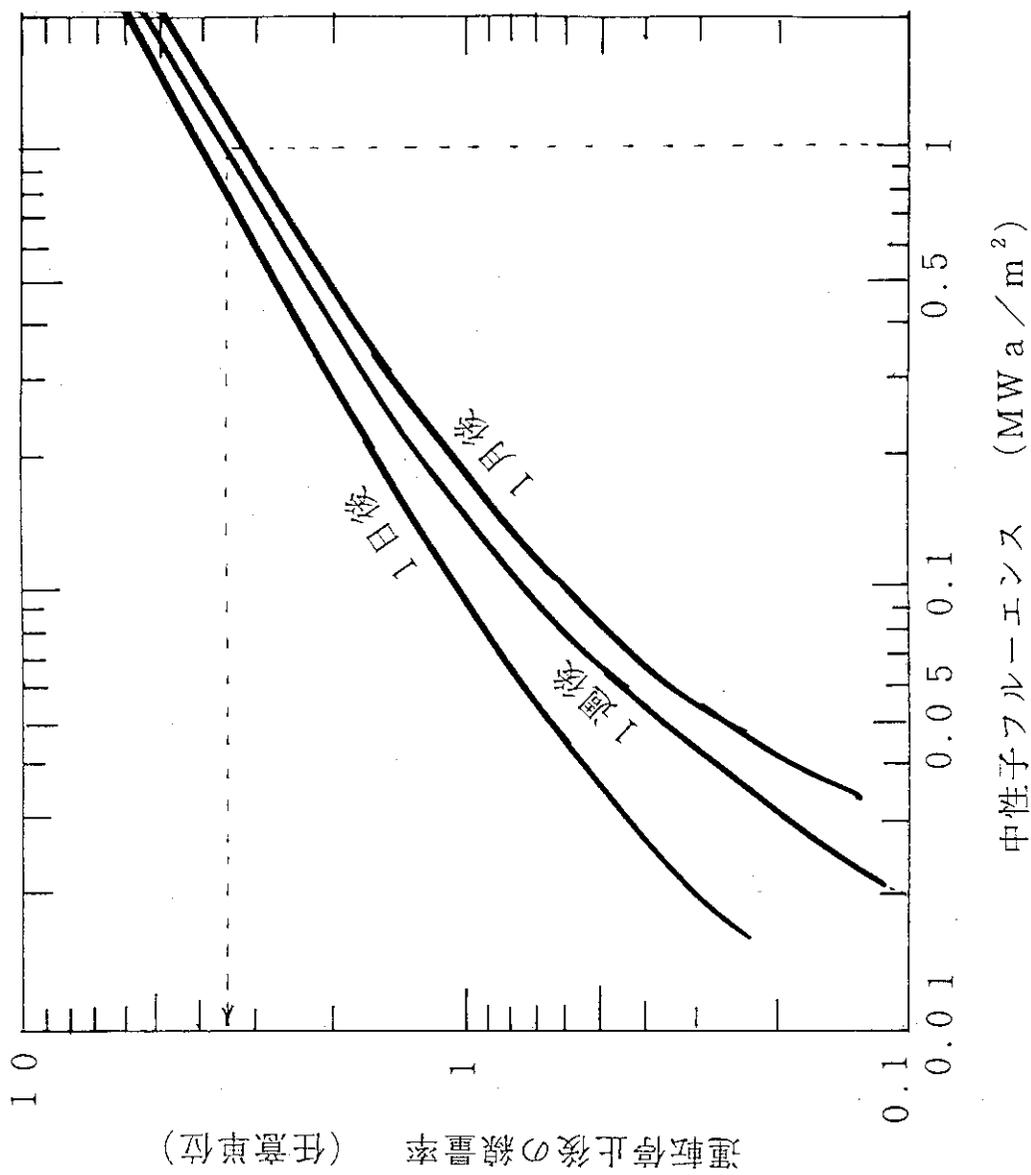


図 3.24 運転停止後の線量率の中性子フルーエンス依存性

4. 核融合実験炉の高レベル固体廃棄物移送設備

核融合実験炉では、炉の運転に伴って損耗するダイバータ、第一壁の定期的な交換と補修が必要となる。また、故障等の原因による種々の炉内構造物の不定期的な交換も想定される。炉内から取り出されたこれらの装荷物のほとんどは、高レベルに放射化されかつトリチウム汚染した固体廃棄物となる^(7,17)。このため、核融合実験炉ではこれらの廃棄物を移送し、一次貯蔵するための専用設備が不可欠である。本章では、FERで想定されている修理、交換の考え方に対応して必要となる高レベル固体廃棄物移送設備の構成、規模について検討する。ただし、真空容器内構造物の放射化量の評価においては添付資料-A：核融合実験炉の領域別誘導放射能を参考にする。

4.1 高レベル固体廃棄物発生量

FER (10年間の全照射量 0.2 MWa/m^2) の場合の炉内構造物の交換頻度、照射量、廃棄物量、組成及び放射エネルギーは以下のとおりである。

(1) ダイバータアーマの交換

交換頻度：全表面の20%について5回/年

照射量： 0.02 MWa/m^2

廃棄物量：1.65トン/年 (0.43 m^3 /年)

ただし、C及びMoの比重をそれぞれ2.25、10.2とする。

体積組成比：カーボン(C)とモリブデン(Mo)の比 = 4/1

ただし、CにはBeが、MoにはTc、Zr、Nbが微量不純物として含まれるものとする。

放射エネルギー：アーマの体積組成比C(カーボン)/Mo(モリブデン) = 4/1とすると、

アーマ 1 cm^3 当たりの放射能は 41 Ci/cm^3 となる。したがって、年当たりの廃棄物発生量は、 $1.76 \times 10^7 \text{ Ci/年}$ となる。ただし、C及びMoの誘導放射能は、表-A 4よりそれぞれ $2.52 \times 10^{-9}/0.213 = 1.18 \times 10^{-8} \text{ Ci/cm}^3$ 、 $2.76 \times 10^{-1}/1.345 \times 10^{-3} = 2.05 \times 10^2 \text{ Ci/cm}^3$ である。

(2) ダイバータプレートの交換

交換頻度：全表面につき1回/年

照射量： 0.02 MWa/m^2

廃棄物量：表-A 4に示した材料組成より、

アーマ；1.65トン/年 (0.43 m^3 /年)

ヒートシンク(Cu)；21.1トン/年 (2.36 m^3 /年、Cu比重 8.933)

ベッター配管(SUS材)；20.8トン/年 (2.59 m^3 /年、SUSの比重 8.03)

放射エネルギー：

アーマ； $1.76 \times 10^7 \text{ Ci/年}$

ヒートシンク ; 6.44×10^4 Ci/年
 ヘッダー配管 ; 5.54×10^6 Ci/年
 ただし、Cuの 1 cm^3 あたりの放射能は、不純物としてNiが含まれるとし、材料成分比が0.426であるとする、表-A 4より 2.73×10^{-2} Ci/ cm^3 となる。また、SUS材 1 cm^3 あたりの放射能は、照射量 1 MWa/m^2 におけるアウトボード遮蔽体の誘導放射能(表-A 2 ; 7.27×10^{-1} Ci/ cm^3)と照射量/線量率換算係数 $0.1/3.4$ (図3.24)より 2.14 Ci/cm^3 となる。

(3) ダイバータプレートの不定期交換

炉寿命の間に全ダイバータプレートの交換が1回あるものと想定する。ただし、廃棄物量及び放射能量は(2)と同一とする。

(4) インボード遮蔽体Iのアーマの交換

交換頻度 : 全表面の30%について10回/年

照射量 : 0.02 MWa/m^2

廃棄物量 : 9.5トン/年 (4.22 m^3)

放射能量 : 0.05 Ci/年

ただし、アーマの材料組成は100%カーボンとし、誘導放射能はダイバータアーマのカーボンと等しいとする。

(5) インボード遮蔽体Iの交換

交換頻度 : 1回/炉寿命

照射量 : 0.2 MWa/m^2

廃棄物量(SUS材) : 161.4トン (20.1 m^3)

放射能量 : $7.38 \times 10^8 \text{ Ci}$

ただし、 1 cm^3 あたりの放射能は、インボード遮蔽体Iの誘導放射能(表-A 1より、 95.4 Ci/cm^3)と照射量/線量率換算係数 $1/2.6$ (図3.24)との積 36.7 Ci/cm^3 とした。

以上の計算結果を表4.1にまとめた。

4.2 設備設計⁽⁶⁾

本設備は、運転停止1週間後に炉から取り出された放射性固体廃棄物の解体・減容、検査・計量、移送・保管容器への充填、必要に応じた所定期間の冷却、及び貯蔵設備への移送の機能を備えたものである。ただし、廃棄物を減容するための切断機、圧縮機等の解体・減容設備については、炉内構造物の具体的な構造が確定した後検討するものとし、ここでは取り上げない。

(1) 設計条件

廃棄物取扱容量 : 表4.1に示した定期交換廃棄物量とする。不定期交換廃棄物取扱のための設備裕度は、最小限とする。

移送・保管容器 : 収納容器 0.93 m^3 、充填率30%、
 遮蔽性能 200 mR/h 以下(容器表面)。

移送用小型冷却装置：移送・保管容器1個分の冷却容器とする。ただし、放射能濃度が最大のダイバータアーマ (41 Ci/cm^3) の発熱量を設計基準とする。

一次保管用冷却設備容量：放射能濃度が最大のダイバータアーマを収納した移送・保管容器3個を同時に1カ月間冷却できるものとする。

(2) 系統構成

本設備の系統構成概念を図4.1に示す。図に基づき廃棄物の種類毎の取扱いの考え方を以下に延べる。

(i) ダイバータアーマ

本廃棄物は炉内からの廃棄物のうち最も誘導放射能レベルが高いものである。当該廃棄物を収納した移送容器は、一次保管用冷却設備で一定期間(約1カ月)冷却する。その後、移送容器を移送用小型冷却装置と接続し、貯蔵設備へ搬出する。

(ii) ダイバータヒートシンク及び配管

いずれの廃棄物も放射能レベルが比較的低く、一次冷却保管の必要がない。したがって、当該廃棄物を収納した移送容器は、移送用小型冷却装置と接続し、貯蔵設備へ搬出する。

(iii) 遮蔽体アーマ

本廃棄物の放射能レベルは移送中の核発熱量が問題とならないレベルであるので、移送容器はそのまま貯蔵設備へ搬出する。

(iv) 不定期交換遮蔽体

廃棄物の放射能レベルに応じて取り扱う。

4.3 機器設計

4.3.1 移送容器

(1) 概略諸元

内容積(約 1 m^3)及び次項の遮蔽計算結果から、本容器の諸元(図4.2)は以下のように求められた。

概略寸法： $1800 \text{ mm}^{\text{OD}} \times 1800 \text{ mm}^{\text{H}}$

主要材質：鉛(遮蔽体)、SUS304(構造材)

空間容積： 0.94 m^3

廃棄物充填率：30% (有効充填量 0.27 m^3)

概略重量：約30トン

(2) 数量

計画メンテナンスで発生する最大廃棄物量は、ダーバートプレートからの $5.38 \text{ m}^3/\text{年}$ と部分的に定期交換(年5回)されるダイバータアーマ $0.08 \text{ m}^3/\text{回}$ の合計量である。一次冷却保管が必要なアーマの合計は 0.51 m^3 であり、移送容器は最小限2個必要である。残りの廃棄物約 5 m^3 については、4個の容器で5回の移送を行なうことで処理をする。ダイバータアーマのみの定期交換用として1個、不定期交換のための予備として3個の容器を用意しておくものと

する。

(3) 遮蔽性能

移送容器の遮蔽性能は、線源強度が最大のダイバータアーマを収納した場合（表 4.2）を考慮した。遮蔽計算（図 4.3）の評価点及び計算条件は「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」（総理府令第57号）⁽¹⁸⁾に従い、 r 線減衰計算コードとしては米国ORNLのQAD-P5Aを改良修正したものを用いた。容器表面及び表面から1mにおける線量率計算結果を表 4.3 に示す。

4.3.2 一次保管用冷却設備

移送容器にダイバータアーマ、ヘッダー配管を充填した直後の発熱量は、それぞれ 2.0×10^5 W、 3.2×10^3 Wである。ただし、各廃棄物の 1 cm^3 当たりの核発熱量は表 4.4、表 4.5 に示す値とする。

冷却設備容量：ダイバータアーマ移送容器 3 個の同時冷却

冷却能力： 5.2×10^5 kcal/h

冷却水の入口 / 出口温度： $7^\circ\text{C} / 20^\circ\text{C}$

冷却水循環流量： $0.34 \text{ m}^3/\text{min}$

4.3.3 移送用小型冷却装置

ダイバータアーマ移送容器（30日冷却後）及びヘッダー配管移送容器（7日冷却後）の発熱量は、それぞれ 9.8×10^2 W（表 4.4 参照）、 2.8×10^3 W（表 4.5 参照）となる。本装置は共通の冷却装置として使用することから、以下の冷却能力を備えたものとする。

冷却能力：ヘッダー配管移送容器発熱量の 1.5 倍以上

冷却水の入口 / 出口温度： $10^\circ\text{C} / 15^\circ\text{C}$

冷却水循環流量： $0.02 \text{ m}^3/\text{min}$

移送容器と移送用小型冷却装置を搭載した移送台車の概略寸法を図 4.4 に示す。

表 4.1 放射化廃棄物（炉内構造物）の物量、放射能濃度、放射能量

廃棄物の種類	材 質	発 生 量		放射能濃度	全放射能量
		重 量	体 積	Ci/cm ³	Ci
アーマ/ダイバータ	C/Mo	3.3トン/年	0.86 m ³ /年	41	3.5×10 ⁷
アーマ/遮蔽体	C	9.5トン/年	4.22 m ³ /年	1.18×10 ⁻⁸	0.35
ヒートシンク	Cu	21.1トン/年	2.36 m ³ /年	2.73×10 ⁻²	6.44×10 ⁴
ヘッドー配管	SUS	20.8トン/年	2.59 m ³ /年	2.14	5.54×10 ⁶
アーマ/ダイバータ	C/Mo	1.65トン/寿命	0.43 m ³ /寿命	41	1.76×10 ⁷
ヒートシンク	Cu	21.1トン/寿命	2.36 m ³ /寿命	2.73×10 ⁻²	6.44×10 ⁴
ヘッドー配管	SUS	20.8トン/寿命	2.59 m ³ /寿命	2.14	5.54×10 ⁶
インボード遮蔽体	SUS	161.4トン/寿命	20.1 m ³ /寿命	36.7	7.38×10 ⁸

表 4.3 ダイバータアーマ移送容器の線量率

評 価 点	線 量 率 (mrem/h)	
	7 日冷却後	30 日冷却後
R 1	16.4	2.74
R 2	21.5	3.62
R 3	16.4	2.74
R 4	27.8	0.465
R 5	69.8	1.18
R 6	27.8	0.465

表4.2 核種別誘導放射能値
(ダイバータ/アーマからの廃棄物 0.28m³当たり)

冷却期間 核種	半減期	E γ (MeV)	誘導放射能 Ci			
			冷却期間 0	冷却期間 7 日	冷却期間 30 日	冷却期間 365 日
¹⁴ C	5730y	n γ	2.333×10^{-3}	2.333×10^{-3}	2.332×10^{-3}	2.332×10^{-3}
¹⁰ Be	1.6×10^6 y	n γ	2.231×10^{-4}	2.231×10^{-4}	2.231×10^{-4}	2.231×10^{-4}
⁹⁹ Mo	2.751d	0.5602	6.018×10^7	1.032×10^7	3.140×10^4	0
^{99m} Tc	6.02h	0.1405	0	1.035×10^6	3.151×10^3	0
⁹³ Mo	3500y	n γ	1.639×10^1	1.639×10^1	1.639×10^1	1.639×10^1
^{93m} Nb	13.6y	0.0304	2.16×10^{-2}	2.164×10^{-2}	2.178×10^{-2}	2.369×10^{-2}
^{91m} Nb	62d	1.030	3.372×10^4	3.119×10^4	2.412×10^4	5.700×10^2
⁸⁹ Zr	3.268d	0.7899	2.008×10^5	4.550×10^4	3.461×10^2	$4.779 \times 10^{-2.9}$
^{89m} Y	16.0s	0.9092	0	2.578×10^0	1.961×10^{-2}	$2.708 \times 10^{-3.3}$
^{92m} Nb	1.449W	0.9417	1.574×10^5	9.755×10^4	2.026×10^4	2.317×10^{-6}
⁹⁴ Nb	2.03×10^4 y	0.7869	1.734×10^{-1}	1.734×10^{-1}	1.734×10^{-1}	1.734×10^{-1}
⁹⁵ Nb	35d	0.7658	6.089×10^4	5.300×10^4	3.362×10^4	4.420×10^1

表 4.4 ダイバータ / アーマからの廃棄物の発熱量
(主要核種について)

冷却期間 核種	半減期	E γ (MeV)	発熱量 W / cm ³			
			冷却期間 0	冷却期間 7 日	冷却期間 30 日	冷却期間 365 日
⁶⁰ Co	5.272y	2.506	8.17 $\times 10^{-5}$	8.149 $\times 10^{-5}$	8.082 $\times 10^{-5}$	7.163 $\times 10^{-5}$
⁶³ Ni	100y	β (0.0659)	5.633 $\times 10^{-7}$	5.633 $\times 10^{-7}$	5.630 $\times 10^{-7}$	5.594 $\times 10^{-7}$
⁶⁴ Cu	12.7hr	6.7 $\times 10^{-3}$	7.754 $\times 10^{-3}$	8.084 $\times 10^{-7}$	—	—
⁹⁹ Mo	2.751d	0.5602	7.392 $\times 10^{-1}$	1.268 $\times 10^{-1}$	3.857 $\times 10^{-4}$	—
^{99m} Tc	6.02h	0.1405	0	3.189 $\times 10^{-3}$	1.640 $\times 10^{-3}$	—
^{91m} Nb	62d	1.030	7.616 $\times 10^{-4}$	7.043 $\times 10^{-4}$	5.448 $\times 10^{-4}$	1.287 $\times 10^{-5}$
⁸⁹ Zr	3.268d	0.7899	3.478 $\times 10^{-3}$	7.879 $\times 10^{-4}$	5.995 $\times 10^{-6}$	8.277 $\times 10^{-37}$
^{88m} Y	16.0S	0.9092	0	5.139 $\times 10^{-8}$	3.910 $\times 10^{-10}$	5.399 $\times 10^{-41}$
^{92m} Nb	1.449W	0.9417	3.250 $\times 10^{-3}$	2.014 $\times 10^{-3}$	4.184 $\times 10^{-4}$	4.784 $\times 10^{-14}$
⁹⁴ Nb	2.03 $\times 10^4$ y	0.7869	2.993 $\times 10^{-9}$	2.993 $\times 10^{-9}$	2.993 $\times 10^{-9}$	2.993 $\times 10^{-9}$
⁹⁵ Nb	35d	0.7658	1.022 $\times 10^{-3}$	8.899 $\times 10^{-4}$	5.644 $\times 10^{-4}$	7.421 $\times 10^{-7}$
(合計)			0.7555	0.1345	3.641 $\times 10^{-3}$	8.580 $\times 10^{-5}$

表 4.5 ダイバータ / ヘッダー配管からの廃棄物の発熱量
(主要核種について)

冷却期間 核種	半減期	E γ (MeV)	発熱量			冷却期間365日
			冷却期間 0	冷却期間 7日	冷却期間 30日	
^{51}Cr	27.2d	3.146×10^{-2}	5.125×10^{-5}	4.302×10^{-5}	2.419×10^{-5}	5.539×10^{-9}
^{54}Mn	312.5d	8.348×10^{-1}	7.472×10^{-4}	7.359×10^{-4}	6.993×10^{-4}	3.327×10^{-4}
^{59}Fe	446d	1.179	6.915×10^{-5}	6.202×10^{-5}	4.338×10^{-5}	2.376×10^{-7}
^{58}Co	70.8d	0.8059	7.085×10^{-3}	6.617×10^{-3}	5.281×10^{-3}	1.989×10^{-4}
^{60}Co	5.272y	2.506	2.670×10^{-3}	2.664×10^{-3}	2.642×10^{-3}	2.341×10^{-3}
^{57}Ni	1.5d	1.475	1.236×10^{-3}	4.866×10^{-5}	1.180×10^{-9}	—
^{57}Co	271d	0.1203	5.357×10^{-5}	1.482×10^{-4}	1.485×10^{-4}	6.091×10^{-5}
^{99}Mo	2.751d	0.5602	1.785×10^{-4}	3.060×10^{-5}	9.312×10^{-3}	—
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6.02h	0.1405	0	7.7×10^{-7}	2.343×10^{-9}	—
(合計)			0.01209	0.01035	8.833×10^{-3}	2.934×10^{-3}

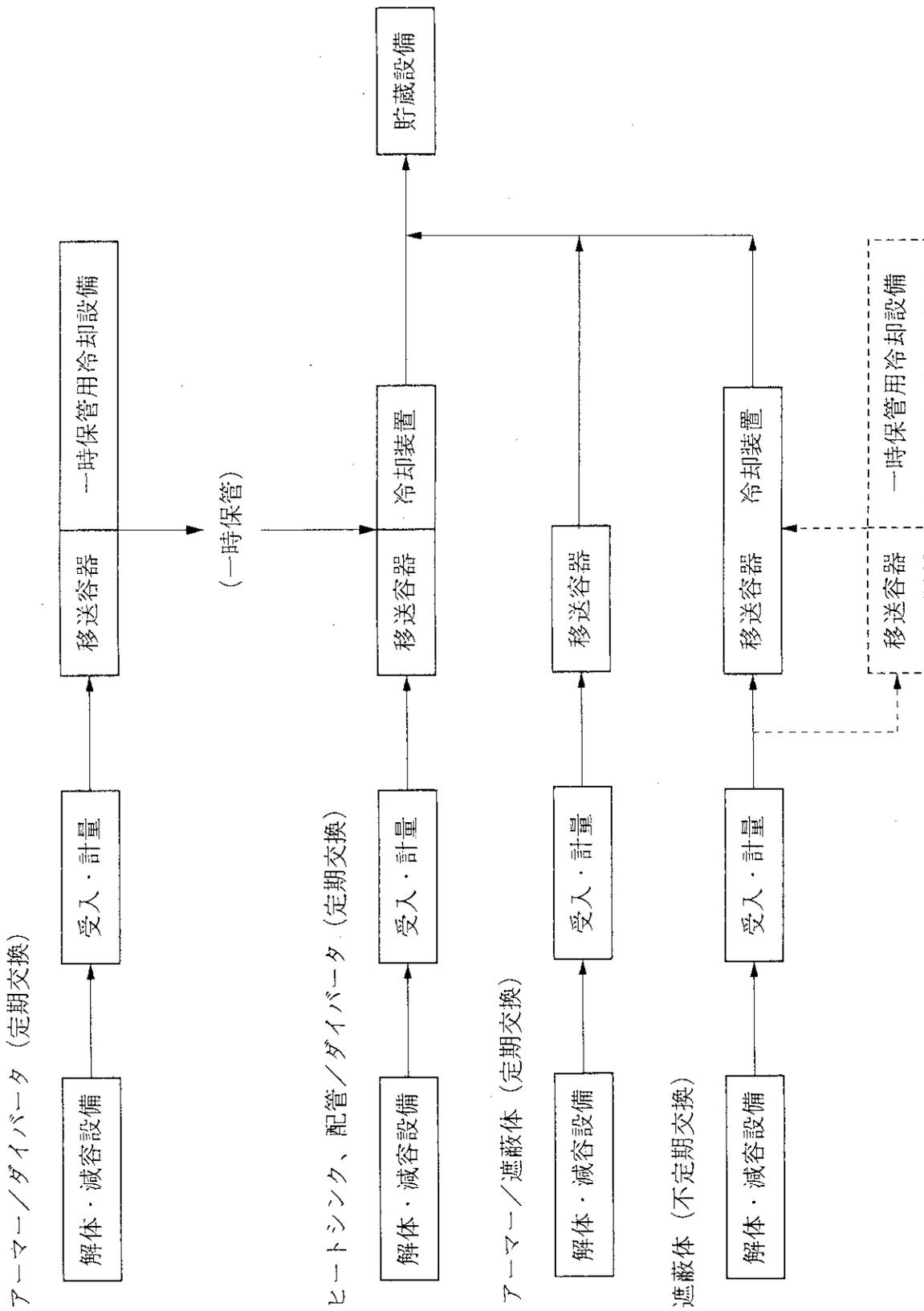


図 4.1 核融合実験炉における高レベル固体廃棄物移送設備の系統構成 (概念)

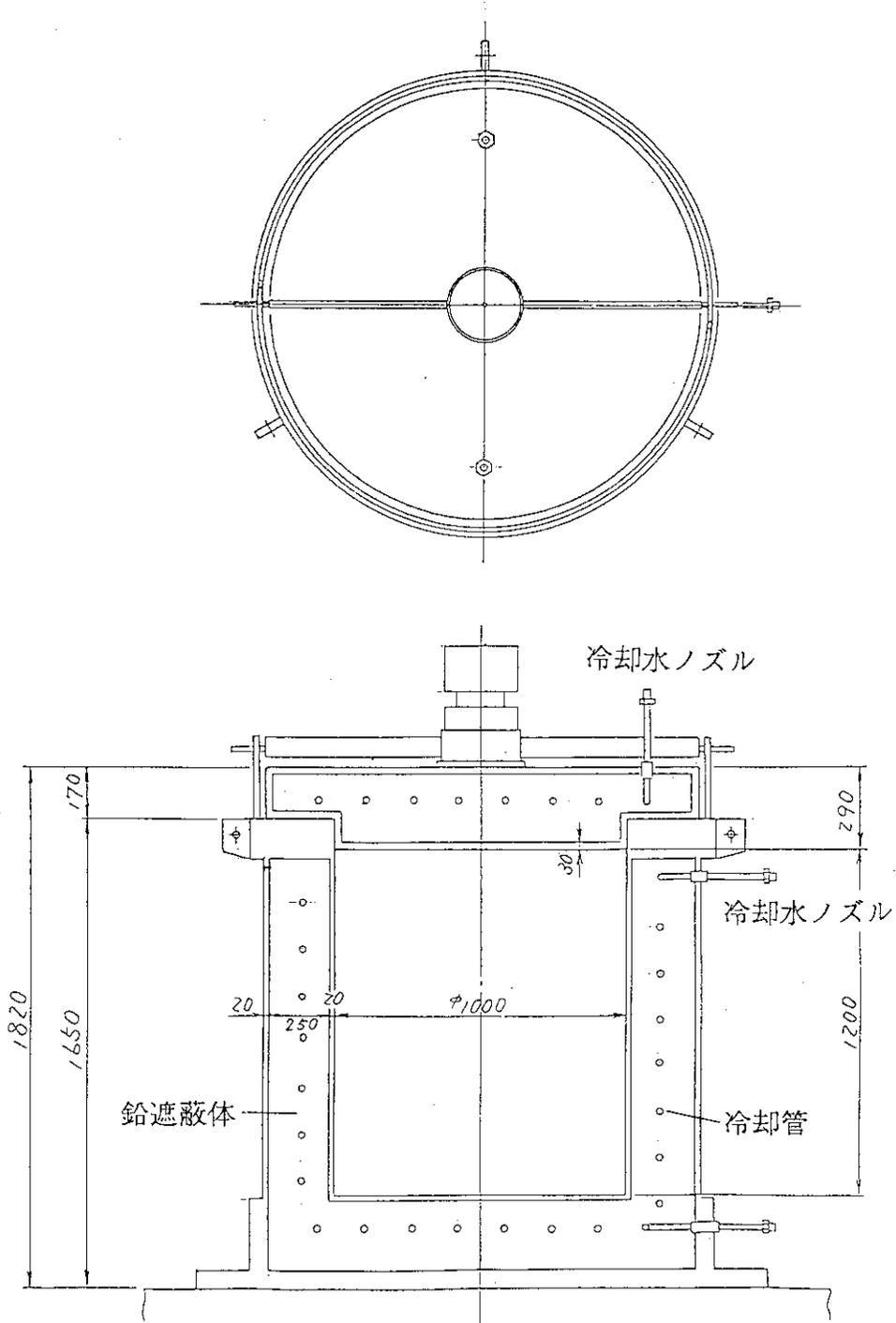


図4.2 核融合実験炉からの高レベル放射化固体廃棄物の移送・保管容器の概略構造

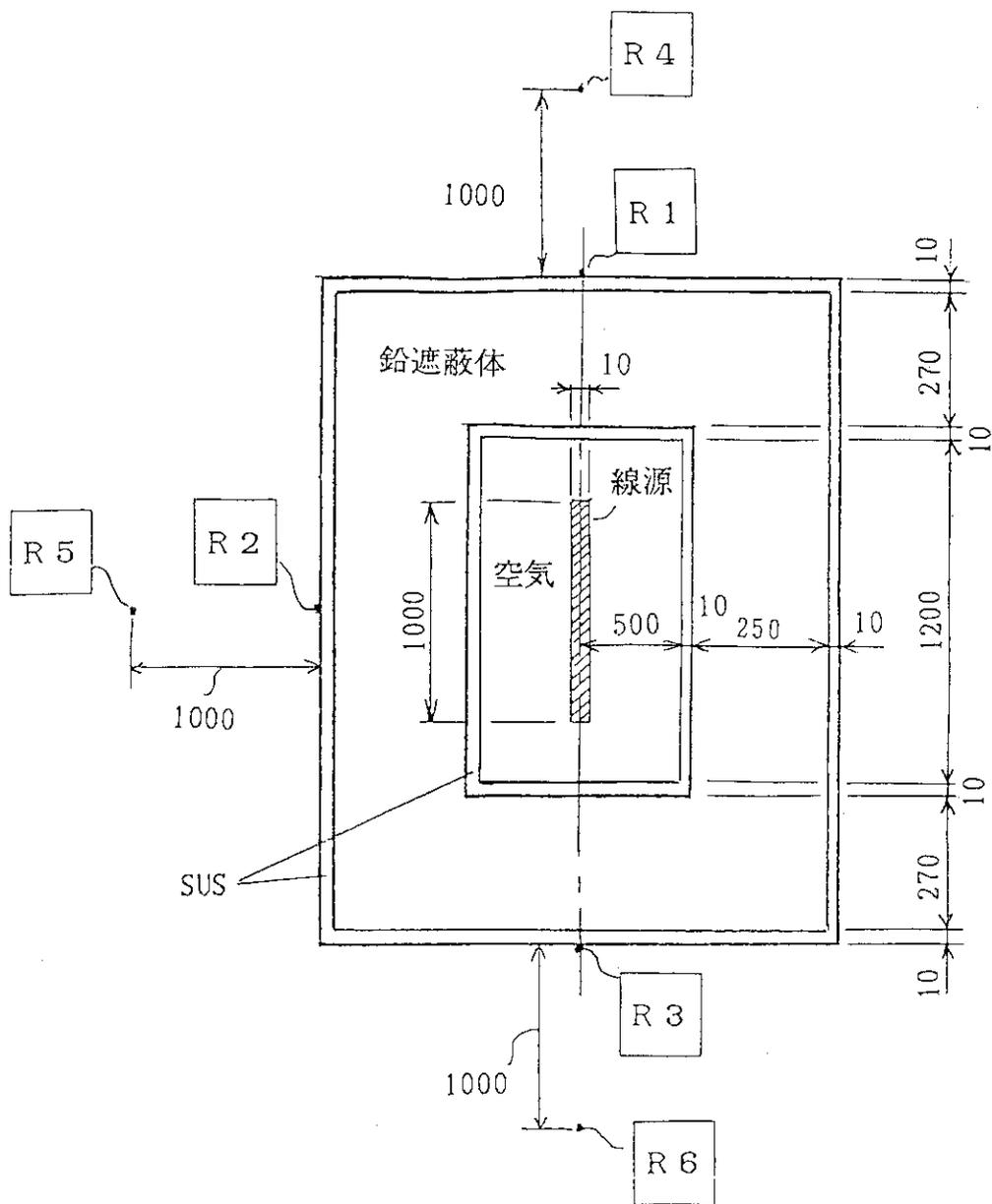


図 4.3 移送容器の遮蔽計算モデル

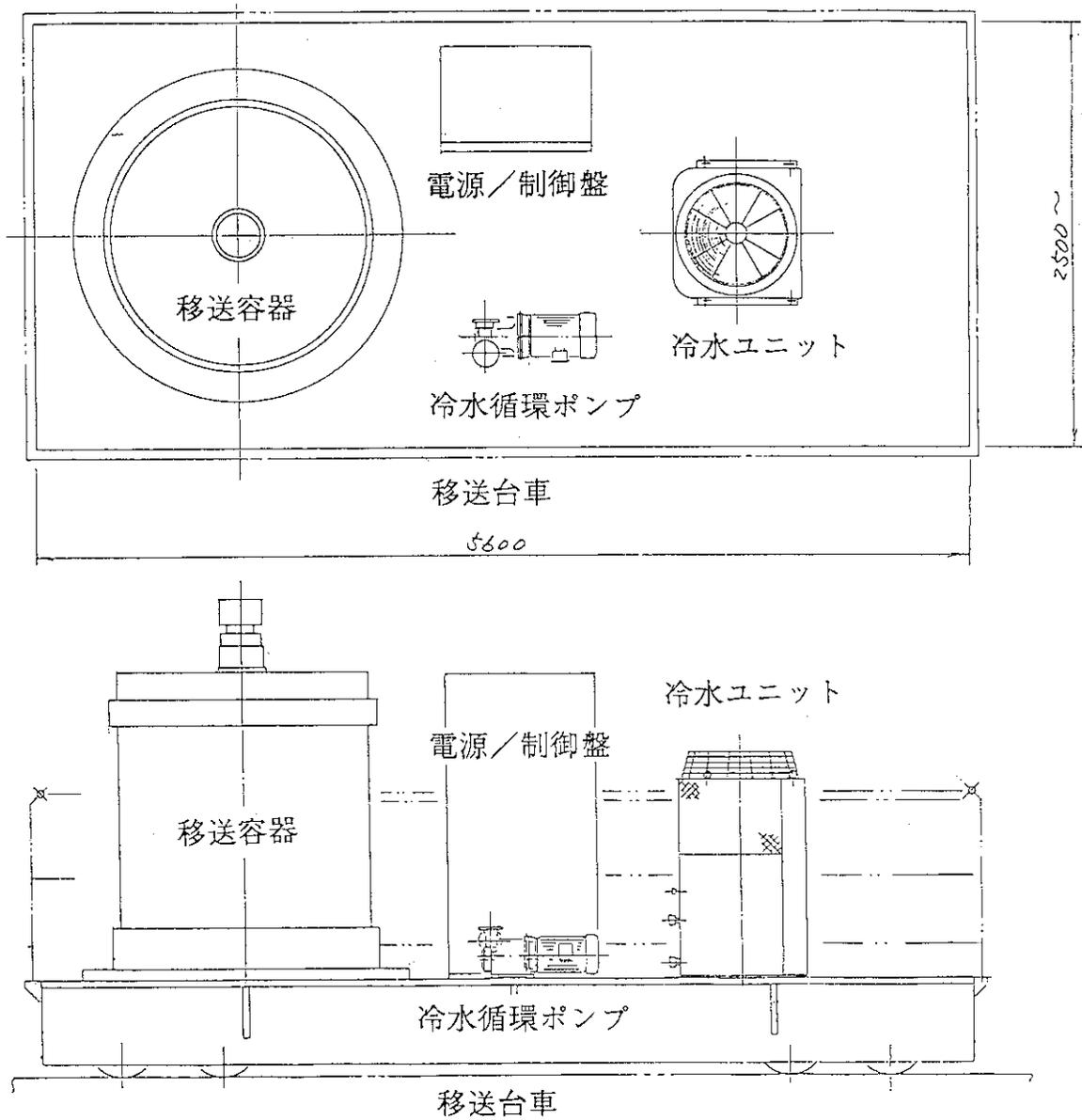


図 4.4 移送台車の概略構造

5. 核融合実験炉の低レベル固体廃棄物処理設備

本設備は、核融合実験炉施設で発生するすべての極低レベルの可燃性雑固体及び不燃性雑固体をそれぞれの性状に応じて処理する設備であり、以下の機能を有する。

- (i) 可燃性雑固体を焼却し、減容処理する（専用建家を設ける）。
- (ii) 不燃性雑固体を高圧縮し、減容処理する（専用建家を設ける）。

5.1 低レベル固体廃棄物発生量

核融合実験炉における雑固体の発生量は、施設全体としての稼働率に依存するものと考えられる。また、トリチウム汚染した廃棄物の占める割合が多いと予想され、汚染レベルによる仕分けによって極低レベル廃棄物量が大きく変わることも予想される。ここでは、電気出力1100 MW級原子力発電所の場合と同等の性状及び量の極低レベル廃棄物⁽⁶⁾が生じるものと仮定する。

(1) 可燃性雑固体廃棄物

(i) 年間処理量

雑固体廃棄物：70トン/年（プラスチック50%、紙・布・木材50%）

廃樹脂（粒状）：7トン/年

廃樹脂（粉末）：15トン/年

廃油：15kL/年

なお、本設備では濃縮廃液（トリチウムを含まないもの、約100 m³/年）を焼却炉に吹き込み、蒸発処分する。

(ii) 年間運転時間：4300 h（最大）

(iii) 処理能力

混焼：雑固体16 kg/h、廃樹脂5 kg/h、廃油4 L/h

専焼：雑固体30 kg/h、廃樹脂16 kg/h

(iv) 年間灰発生量：4.6 m³

(v) 総合除染係数：10⁷

(2) 不燃性雑固体

(i) 年間処理量

200 Lドラム缶の数量で表す。

難燃物：960本（塩ビ、ゴム、ガムテープ等）

金属類：810本（工具、ボルト・ナット、配管類等）

ガラス類：630本（ガラス、プラスチック、コンクリート等）

HEPAフィルタ：600本（ドラム缶1個当たりフィルタ2体収納）

(ii) 処理能力

受入/払出形態：200 Lドラム缶

受入本数：16本/d

受入雑固体重量：約730 kg/d (平均46 kg/ドラム缶)

払出本数：4本/d

払出重量：約1180 kg/d (平均295 kg/ドラム缶)

5.2 設備設計

5.2.1 放射性廃棄物焼却設備

(1) 設備構成

図5.1に本設備の系統構成を示す。可燃性固体廃棄物のうち雑固体は、雑固体廃棄物供給系においてホッパー、細断機を経て焼却炉へ圧送される。廃樹脂は、受入タンクを経て供給ポンプにより焼却炉に送られる。焼却炉で発生する廃ガスは、主フィルター(セラミックフィルター)で除塵した後排ガス処理系を経て排気筒より大気中に放出される。ただし、本排気処理設備にはトリチウム除去能力が備えられていないので、高濃度にトリチウム汚染した廃棄物の焼却処分は行なわないものとする。焼却炉及び主フィルターから回収される焼却灰は、焼却灰処理系においてドラム缶に密封される。

(2) 装置設計

(i) 雑固体供給系：1系統

処理量：2次細断機まで100 kg/h、

2次ホッパー以降50 kg/h

細断寸法：平均10 mm角

貯蔵容量：1次ホッパー4 m³ (2日分)、2次ホッパー4 m³ (2日分)

(ii) 廃樹脂供給系：1系統

供給量：25 L/h

タンク容量：2 m³ - 1基

(iii) 補助燃料供給系：1系統

供給量：灯油80 L/h

ストレージタンク容量：10 m³ - 1基

(iv) 濃縮廃液供給系：1系統

供給量：300 L/h

廃液タンク容量：3 m³ - 1基

(v) 焼却炉、排ガス冷却系：1系統

焼却炉熱負荷：1.2 × 10⁵ kcal/h (定常運転時)

焼却炉出口ガス量：700 Nm³/h

焼却量(混焼時)：雑固体16.3 kg/h、廃樹脂5.2 kg/h、

廃油3.5 L/h、

(vi) 排ガス処理系：1系統

処理ガス量：1100 Nm³/h

除染係数： 10^7 以上（セラミックフィルタ+HEPAフィルタ）

出口ガス温度：約 150°C

(vii) 灰処理系：1系統

処理量：焼却灰 $4.56\text{ m}^3/\text{年}$ （ドラム缶詰）、

濃縮廃液乾燥物 $34.7\text{ m}^3/\text{年}$ （造粒後ドラム缶詰）

(3) 配置計画

放射性廃棄物の焼却処理は、放射能レベルが極めて低い場合にのみ採用可能である。しかし、全体のプロセスはかなり複雑であり、設備は大掛かりなものとなる。本設備を独立建家に配置した場合、図 5.2 の立体配置にみられるよう 5 階構造（地下 1 階、地上 4 階）となる。また、図 5.3 - 図 5.5 の平面配置図に示すように様々な関連装置、設備が必要となる。

5.2.2 高圧縮減容処理装置

(1) 設備構成

本設備における処理工程を図 5.6 に示す。200 L ドラム缶に収納された不燃性廃棄物は、コンベアによりドラム缶装荷装置、高圧縮油圧プレスに送られる。圧縮減容後の圧縮体は、圧縮体詰替装置において新ドラム缶に充填されセメント等による固化処理される。

(2) 装置設計

本装置の主要機器仕様を表 5.1 に、処理能力を以下に示す。

受入ドラム缶最大重量：150 kg / 缶

払出ドラム缶最大重量：500 kg / 缶

プレス容量：1000 トン

処 理 量：25 ドラム缶 / d

運 転 方 法：自動運転

減 容 比：5 以上

なお、本設備ではダストの飛散による汚染拡大を防止するため、プレス装置まわりに局所排気装置を備えたフード等が備えられる。

(3) 配置計画

本設備を独立の建家に設置する場合の建家構造と概略寸法を図 5.7 に示す。すべての操作を自動運転で行なうための効率的な機器配置が重要な設計ポイントである。

表 5.1 高圧縮減容装置の主要機器仕様

基 数	ドラム缶装置		高圧縮油圧プレス		圧縮体詰替装置		ターンテーブル	
	1 基		1 基		1 基		1 基	
仕 様	(1) ドラム缶重量 最大 150 kg/缶	(2) ドラム缶保持方式 サイドクランプ	(1) 型 式 堅型 4 本支柱 1 軸油圧式	(2) 加圧力 1000 トン	(1) 圧縮体重量 最大 150 kg	(1) 最大積載荷重 4000 kg	(1) 最大積載荷重 4000 kg	(1) 最大積載荷重 4000 kg
	(3) 駆動方式 油 圧	(4) 動 作 旋 回 水平移動	(3) ストローク 最大 950 mm	(4) 加圧速度 7 ~ 15 mm/s	(2) 圧縮体保持方式 ガイドシリンダー	(2) ドラム缶積載数 8 缶	(2) ドラム缶積載数 8 缶	(2) ドラム缶積載数 8 缶
			(4) 加圧速度 7 ~ 15 mm/s	(5) シリンダー内径 780 mm	(3) 駆動方式 油 圧	(3) 旋回駆動方式 電 動	(3) 旋回駆動方式 電 動	(3) 旋回駆動方式 電 動
			(5) シリンダー内径 780 mm	(6) ポンプ吐出圧力 210 kgf/cm	(4) 動 作 昇 降 旋 回	(4) 旋 回 0.3 r.p.m	(4) 旋 回 0.3 r.p.m	(4) 旋 回 0.3 r.p.m
			(6) ポンプ吐出圧力 210 kgf/cm	(7) 電動機 110 kW	(5) 高さ / 重量測定装置 シンクロ発信機 ロードセル	(5) 旋回方向 可 逆	(5) 旋回方向 可 逆	(5) 旋回方向 可 逆

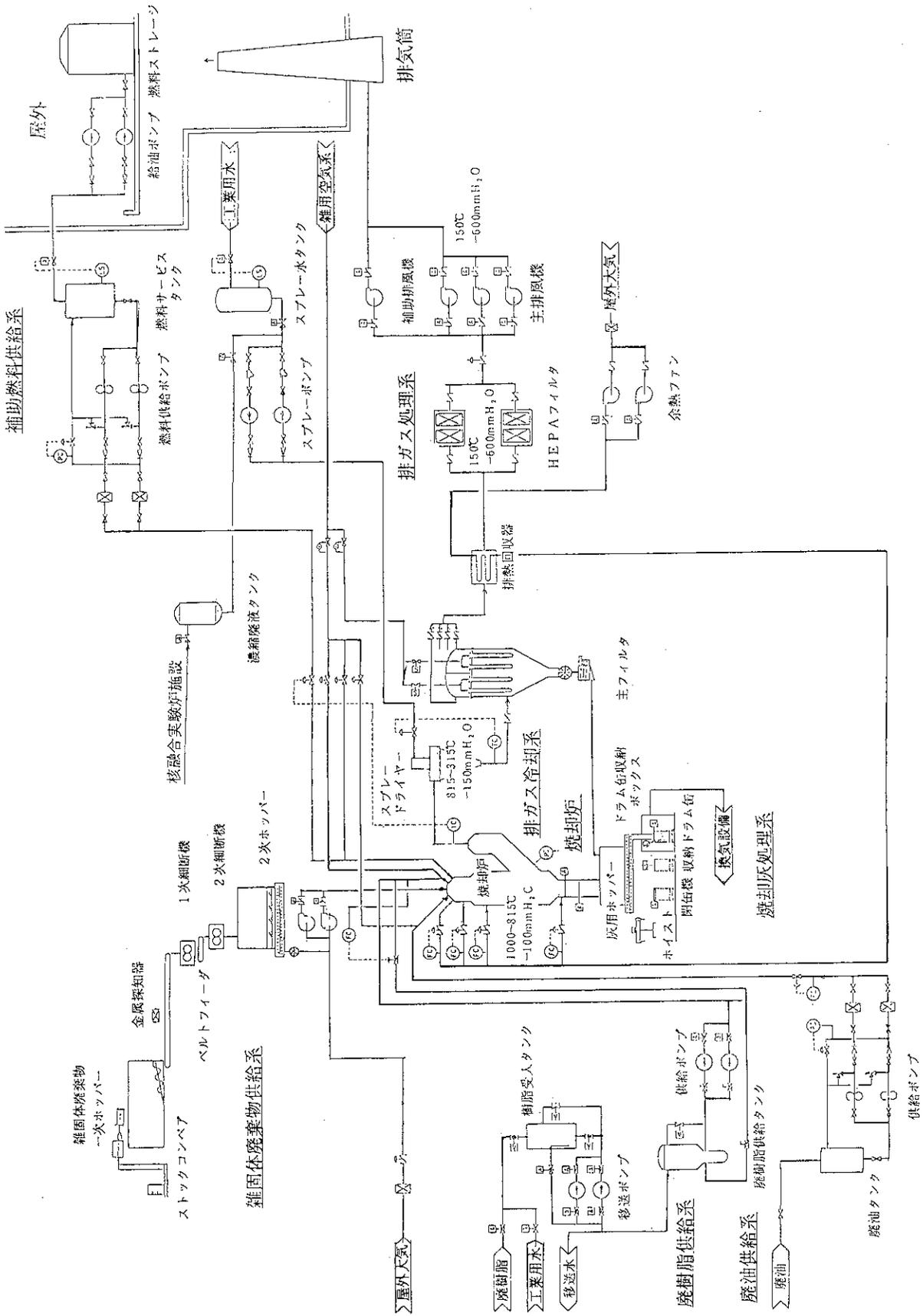


図 5.1 極低レベル放射性固体廃棄物（可燃性）の焼却減容処理設備の構成

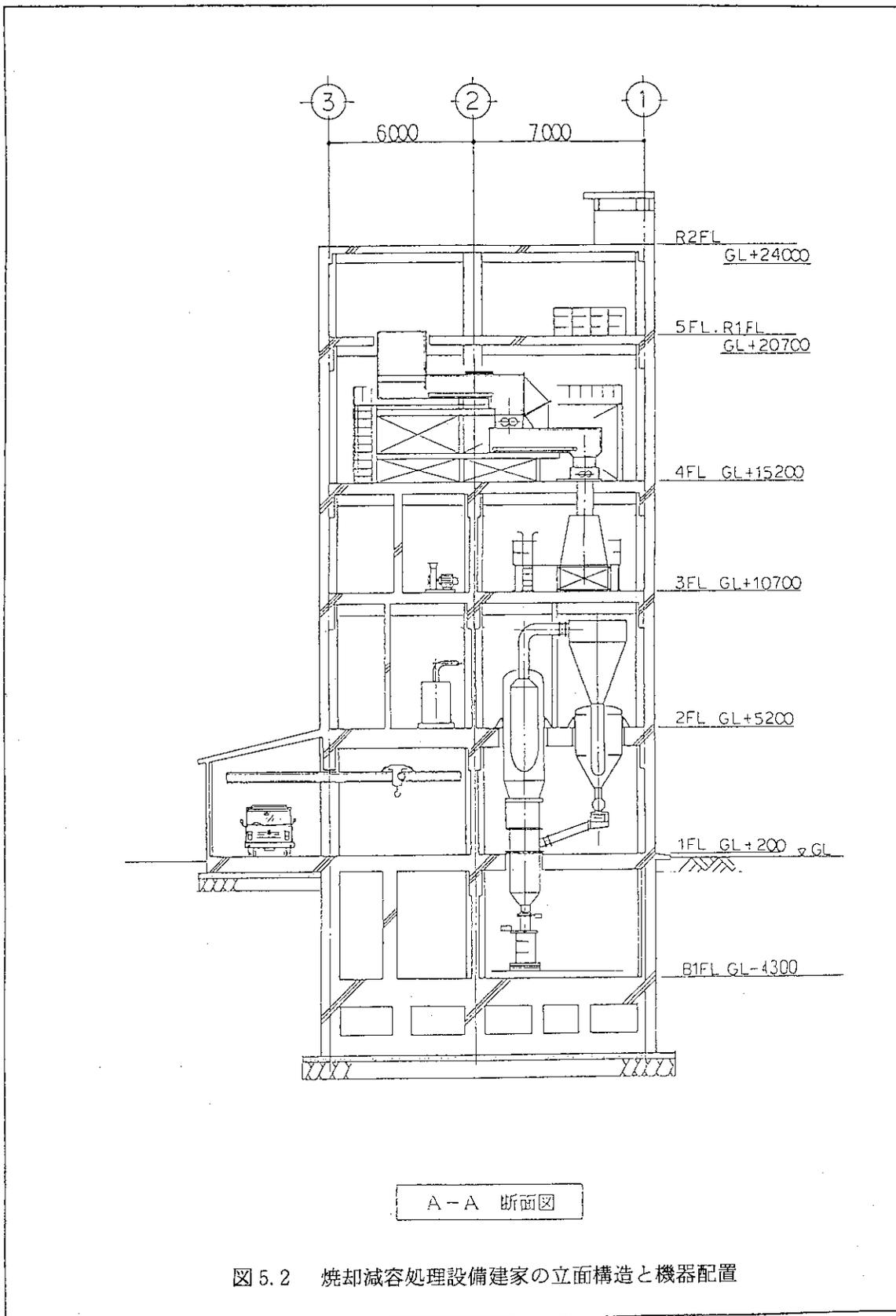


図 5.2 焼却減容処理設備建家の立面構造と機器配置

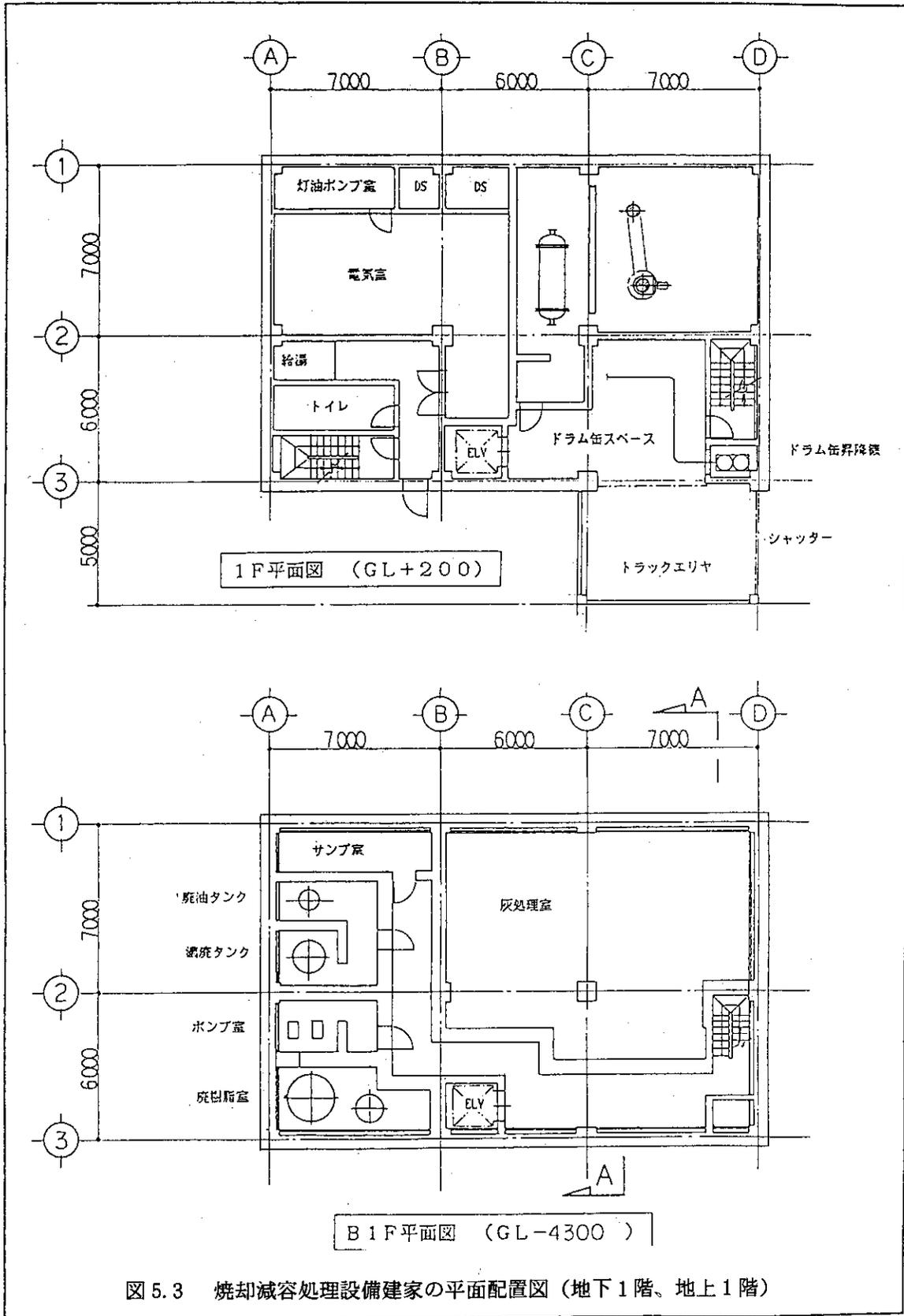


図 5.3 焼却減容処理設備建家の平面配置図 (地下1階、地上1階)

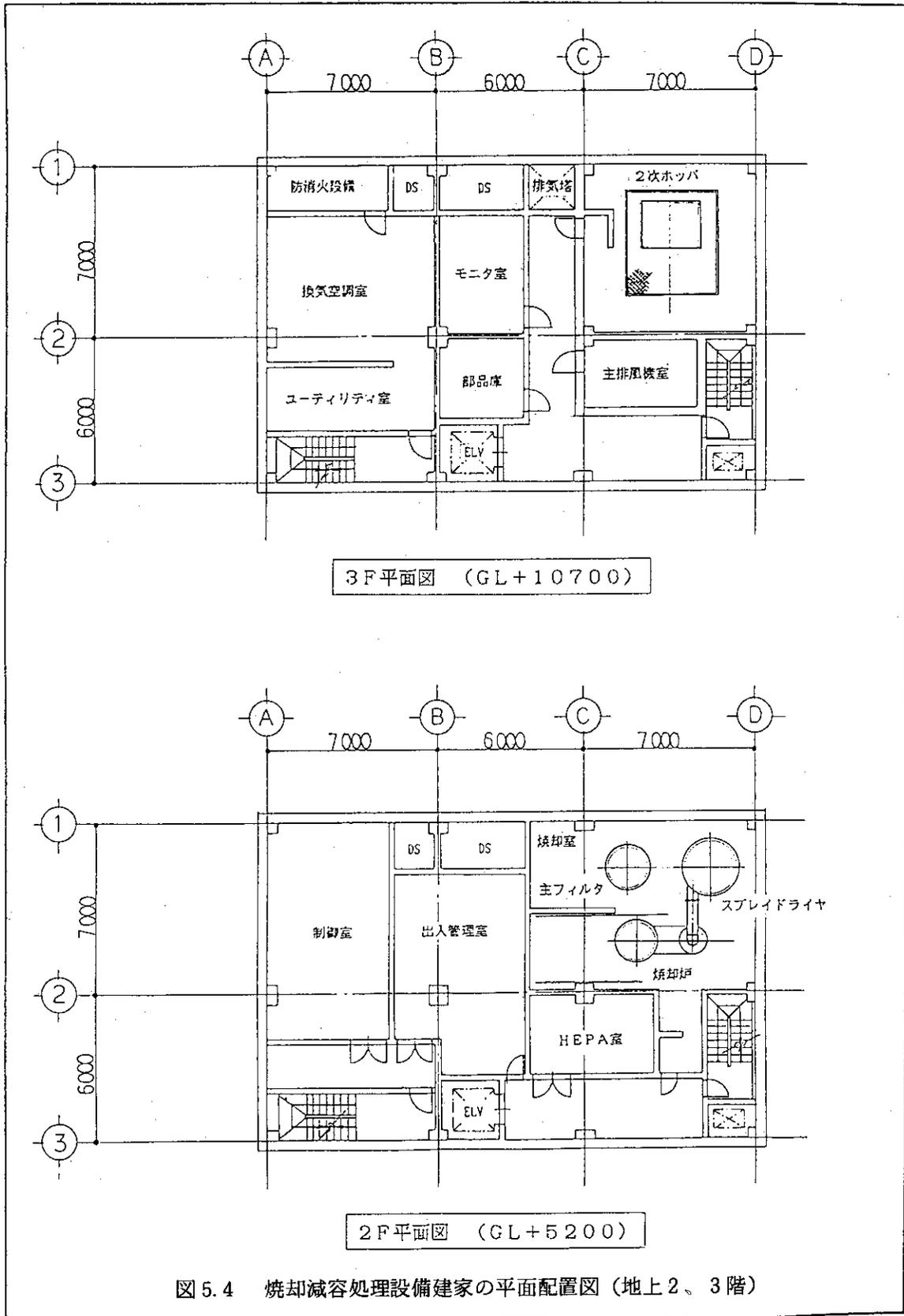
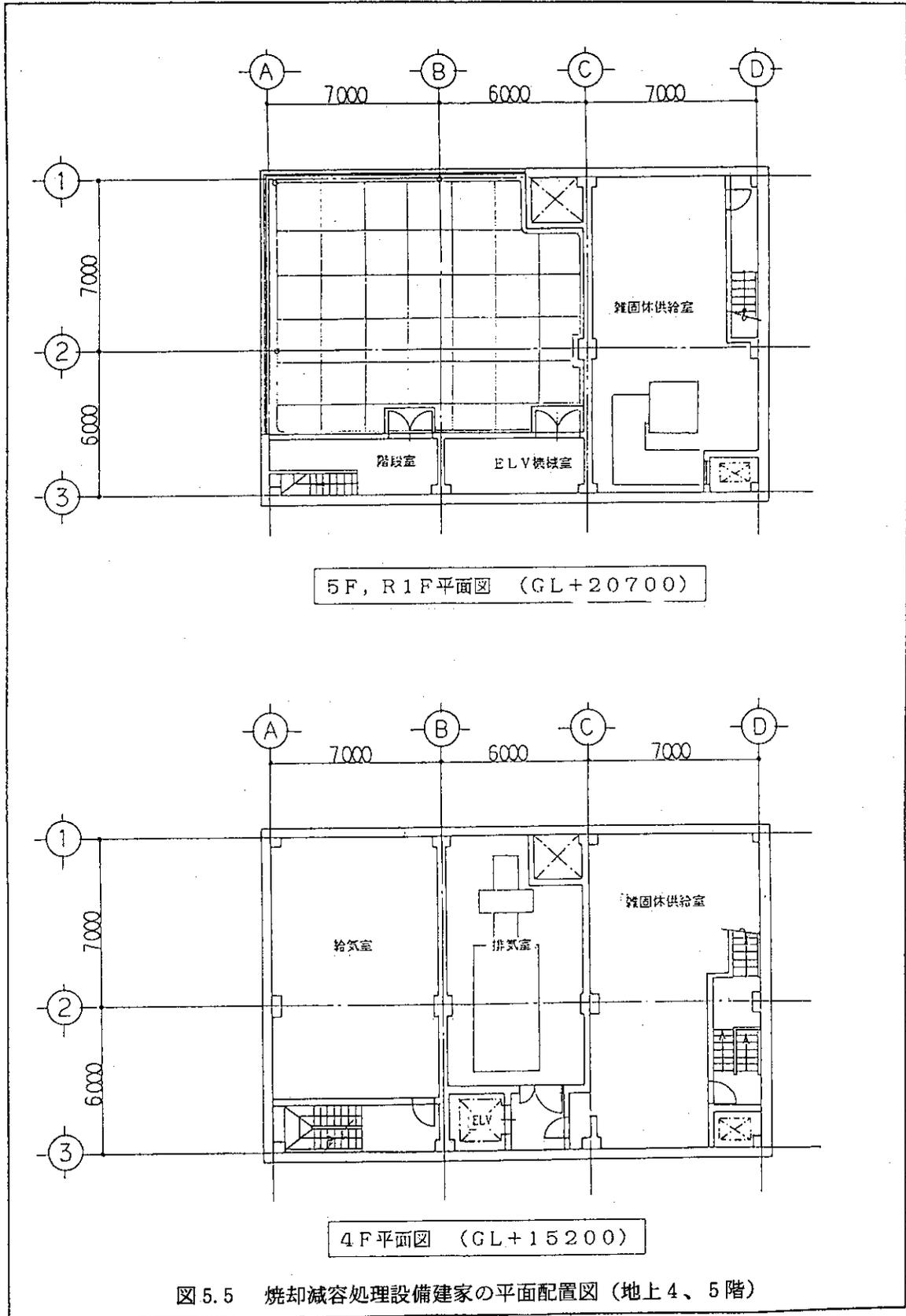


図 5.4 焼却減容処理設備建家の平面配置図 (地上2、3階)



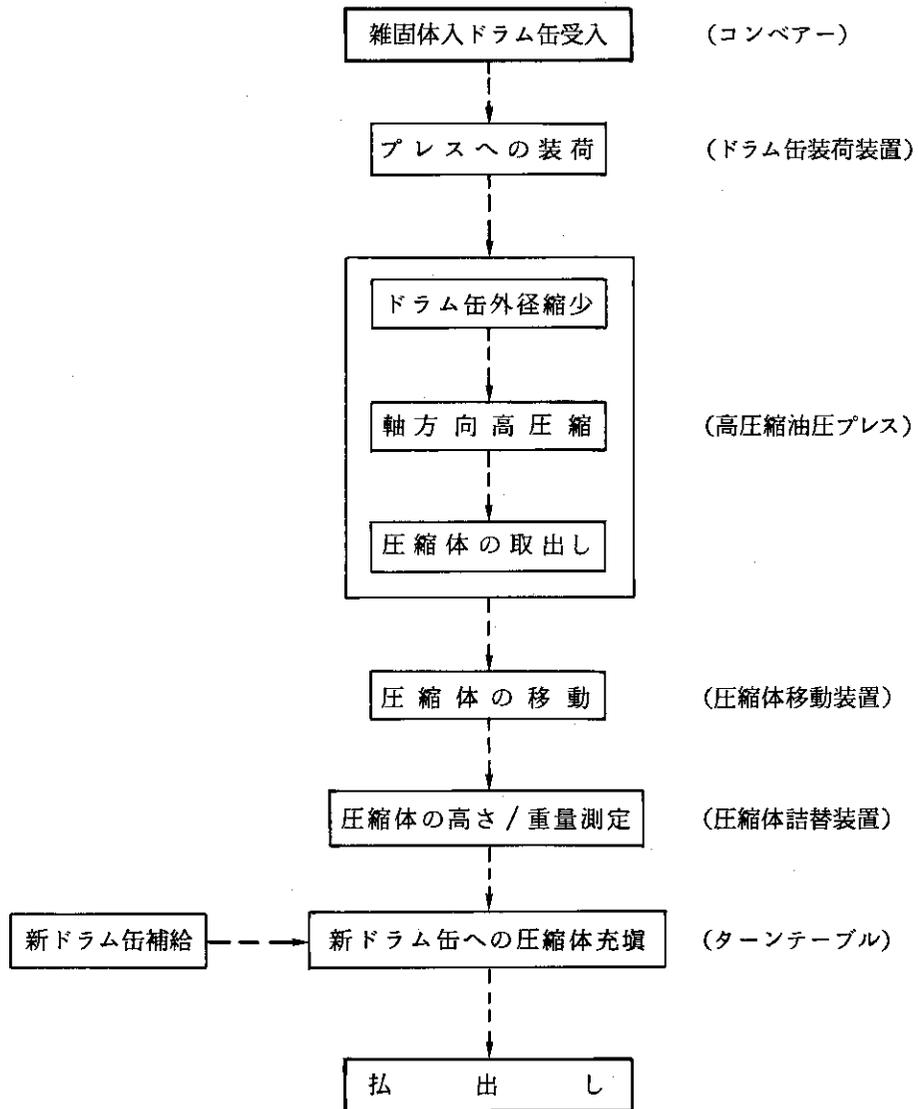


図 5.6 極低レベル放射性固体廃棄物(不燃性)の高圧縮減容工程

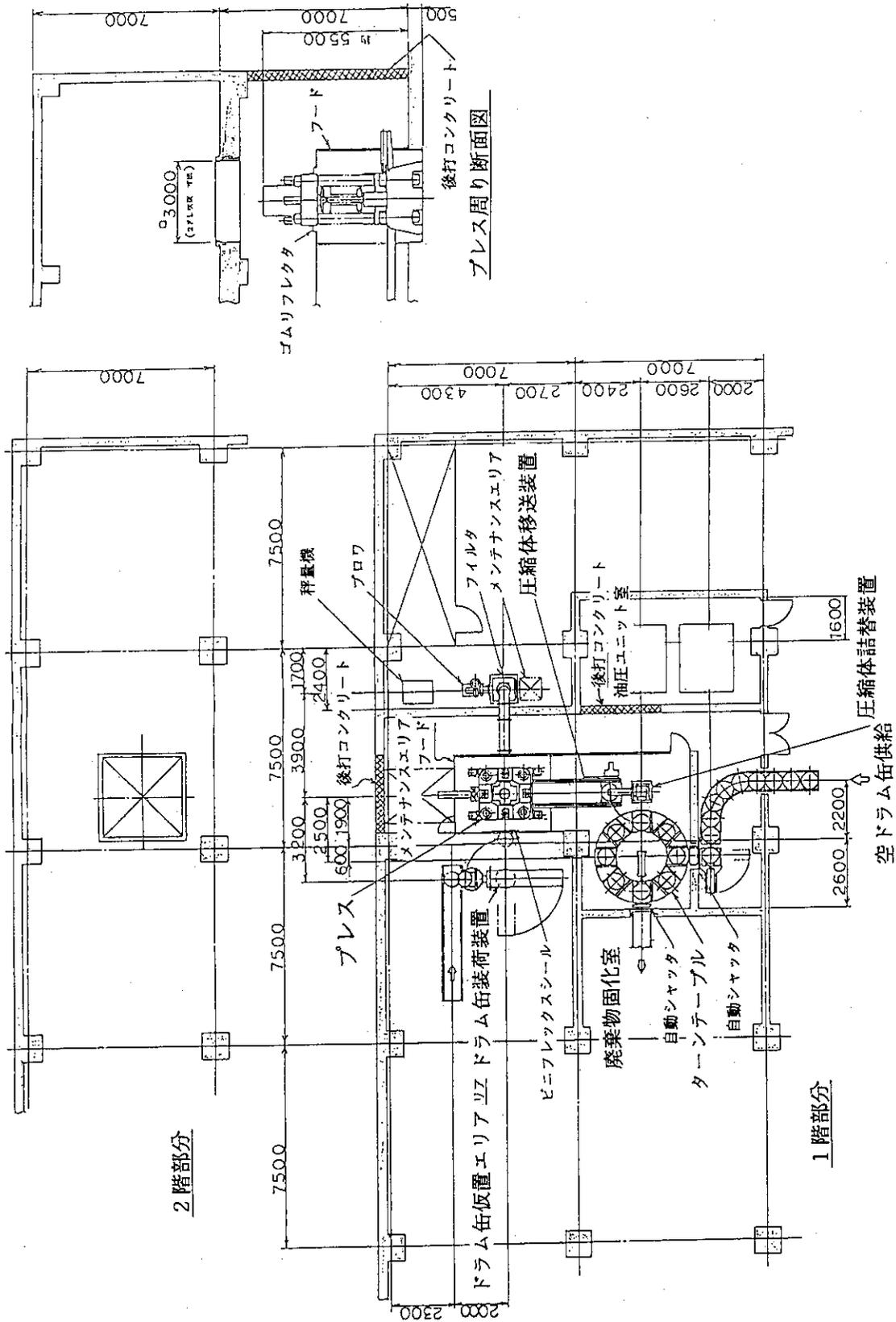


図 5.7 高圧減容装置建家の構造と機器配置

6. 核融合実験炉の放射性固体廃棄物貯蔵設備

本設備は、核融合実験炉施設から発生するすべての放射性固体廃棄物を安全に保管、貯蔵するものであり、以下の機能を有する。

- (i) 移送容器で搬入された高レベル固体廃棄物（炉内構造物）を、密封容器に詰替した後、密封処理する。
- (ii) 専用プールにおいて、誘導放射能の高い廃棄物を遮蔽、冷却しながら安全に貯蔵する。
- (iii) 低レベル固体廃棄物処理設備において減容処理された極低レベル廃棄物を安全に貯蔵する。

6.1 貯蔵能力

- (1) 高レベル廃棄物については、炉内構造物の交換廃棄物5年分とする。
 - ダイバータアーマ：4.3m³（16.5トン）
 - ダイバータヒートシンク：12m³（106トン）
 - ダイバータヘッダー配管：13m³（104トン）
 - 遮蔽体アーマ：21m³（47.5トン）
- (2) 極低レベル廃棄物については、1100MW級原子力発電所における発生量と同等とする。
 - 可燃性雑固体からの廃棄物：200Lドラム缶230本（充填率50%）
 - 不燃性雑固体からの廃棄物：200Lドラム缶230本（減容処理済）
- (3) 貯蔵形態
 - (i) 移送用の一次容器に収納された高レベル廃棄物は、専用詰替セルにおいて200L密封容器*1（図6.1）に詰め替える。当該密封容器は、上蓋接合部をシール溶接し、密封処理した後、貯蔵用プール内の専用トレイに保管する。
 - (ii) 200Lドラム缶に収納された極低レベル廃棄物は、極低レベル廃棄物専用の貯蔵エリアの専用トレイに保管する。

*1 密封容器の概略仕様は次のとおりである。

- 寸法：600mm^φ×800^H（容積200L）
- 有効容積：100L（充填率50%）
- 主要材質：SUS304
- 容器空重量：0.1トン

6.2 設備設計

(1) 設備構成

本設備は、独立した廃棄物処理貯蔵建家内に設置するものとし、高レベル廃棄物を処理、貯蔵するための詰替セル（図6.2）及び貯蔵用プール、「極低レベル廃棄物を処理、貯蔵するた

めの放射性廃棄物焼却装置、高圧縮減容処理装置及びドラム缶貯蔵エリアから構成されている。各設備の概略仕様を以下に示す。

(i) 詰替セル

概略寸法： $4\text{ m}^{\text{W}} \times 10\text{ m}^{\text{L}} \times 6\text{ m}^{\text{H}}$ (容積 240 m^3)

用 途： 廃棄物の受入、詰替、密封処理等の作業

主要材質： 遮蔽壁(前面、背面、側面、天井)；SS41

床面： 普通コンクリート

付属部品： 遮蔽窓、扉、 γ ゲートハッチ、マニプレータ、クレーン等

(ii) 貯蔵用プール

概略寸法： $21\text{ m}^{\text{W}} \times 15\text{ m}^{\text{L}} \times 8\text{ m}^{\text{H}}$ (容積 2500 m^3)

用 途： 高レベル廃棄物を収納した200L密封容器を貯蔵する。

貯蔵容量： 密封容器540本

(iii) ドラム缶貯蔵エリア

概略寸法： $45\text{ m}^{\text{W}} \times 45\text{ m}^{\text{L}} \times 7\text{ m}^{\text{H}}$ (容積 14000 m^3)

用 途： 200Lドラム缶に収納した極低レベル固体廃棄物を貯蔵する。

貯蔵容量： ドラム缶5000本

(2) 配置計画

上記設備の平面配置を図6.3(1階部分)及び図6.4(地下1階部分)に、立面配置を図6.5に示す。

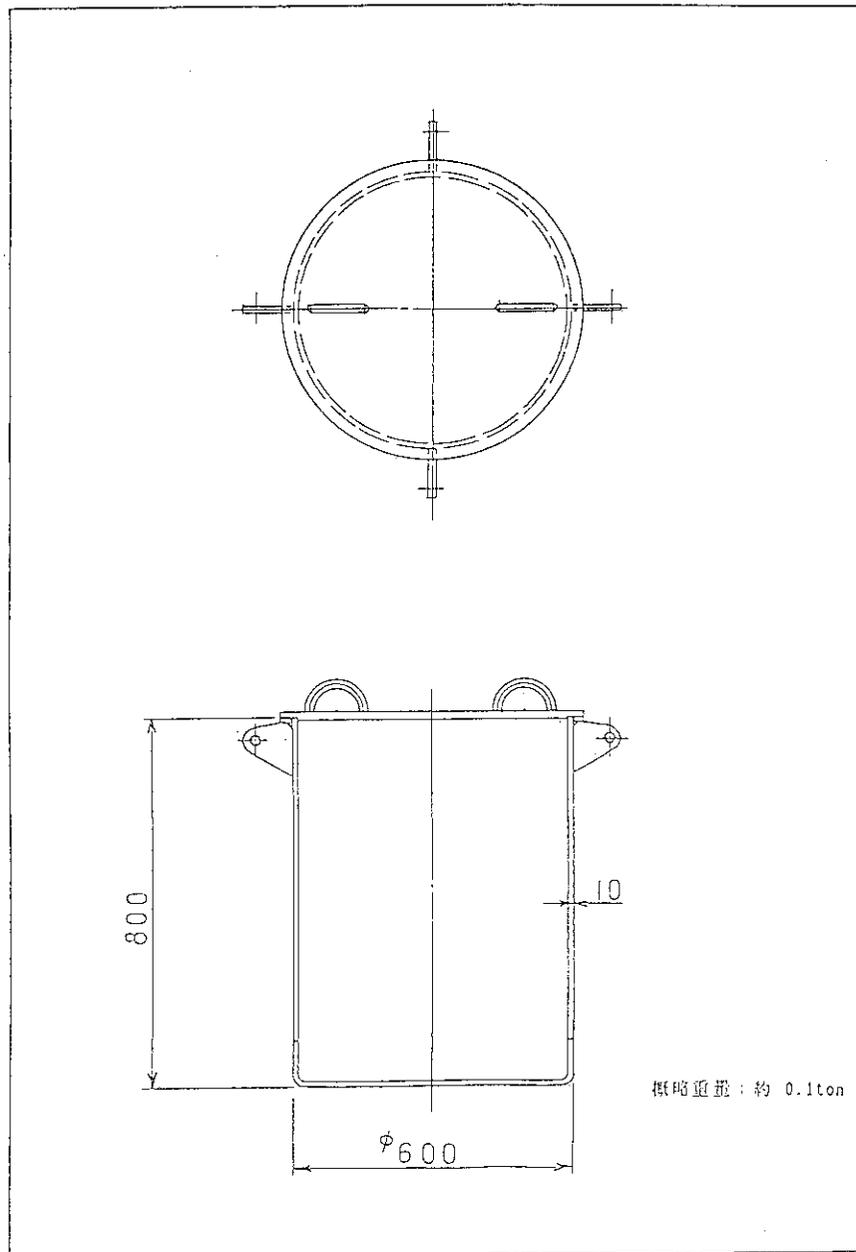


図 6.1 高レベル固体廃棄物(炉内構造物)用密封容器の外形図

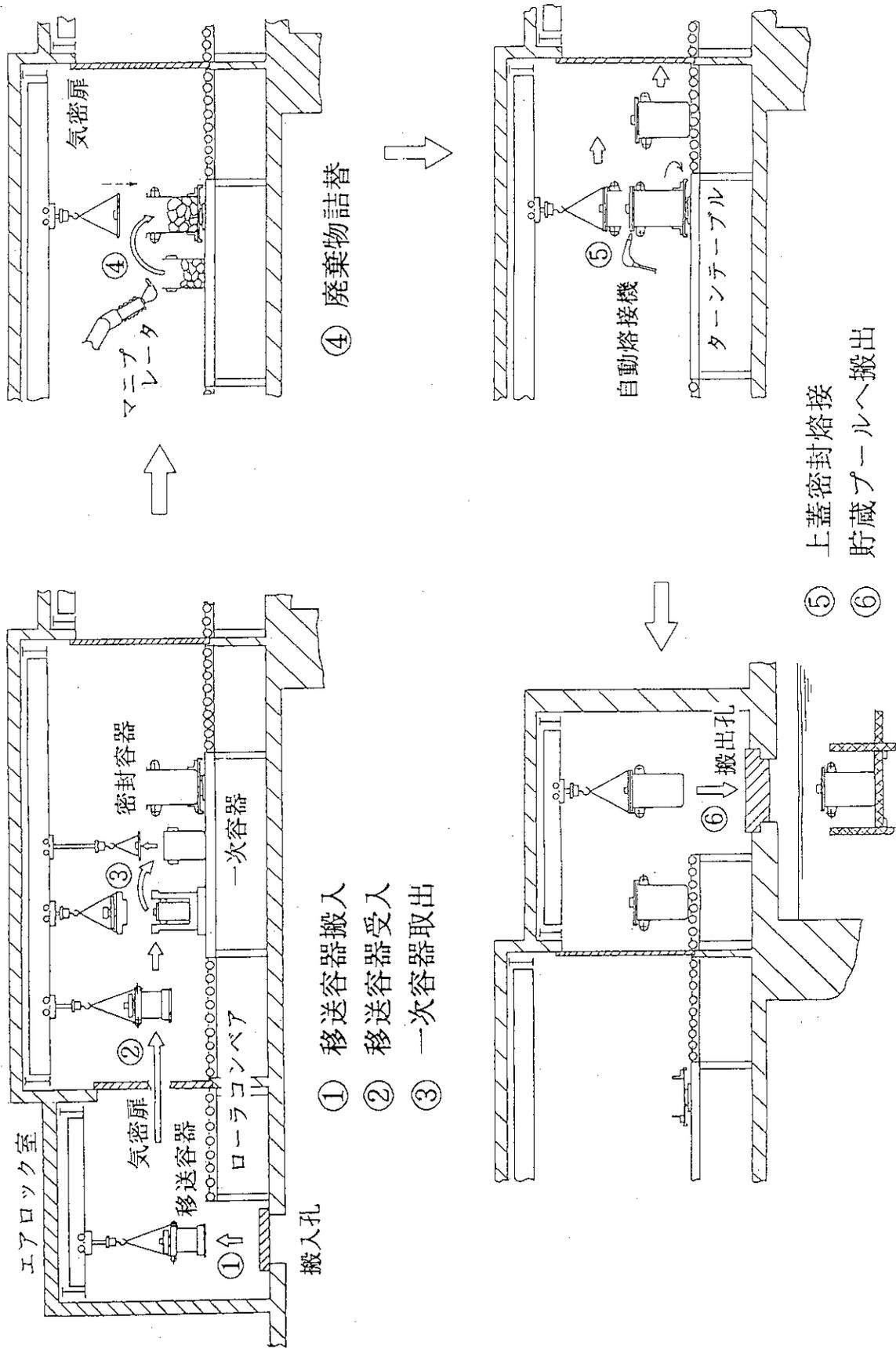
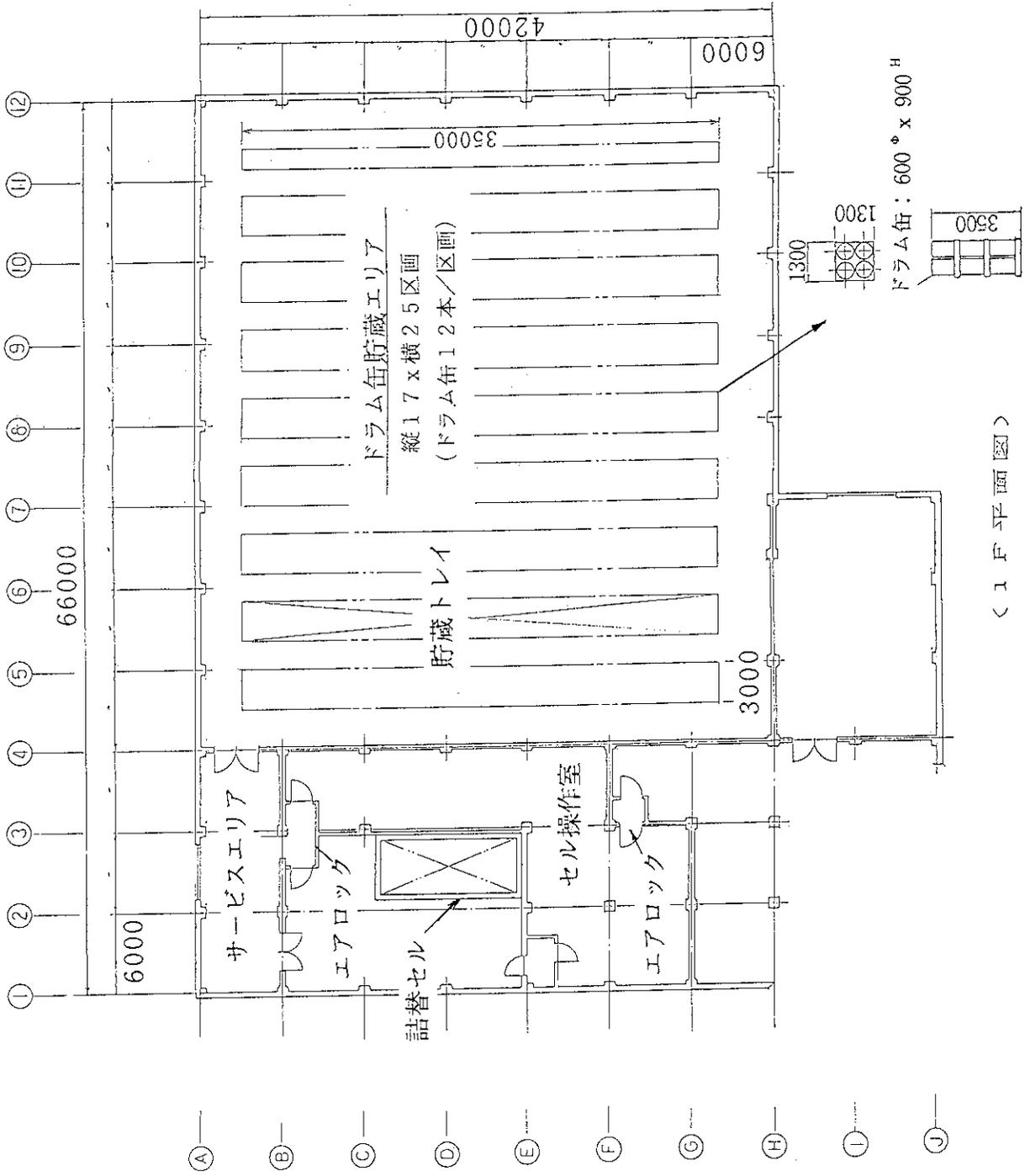


図 6.2 高レベル固体廃棄物(炉内構造物)収納容器の詰替作業(イメージ図)



〈1F平面図〉

図6.3 固体廃棄物貯蔵設備の1階部分の配置計画図

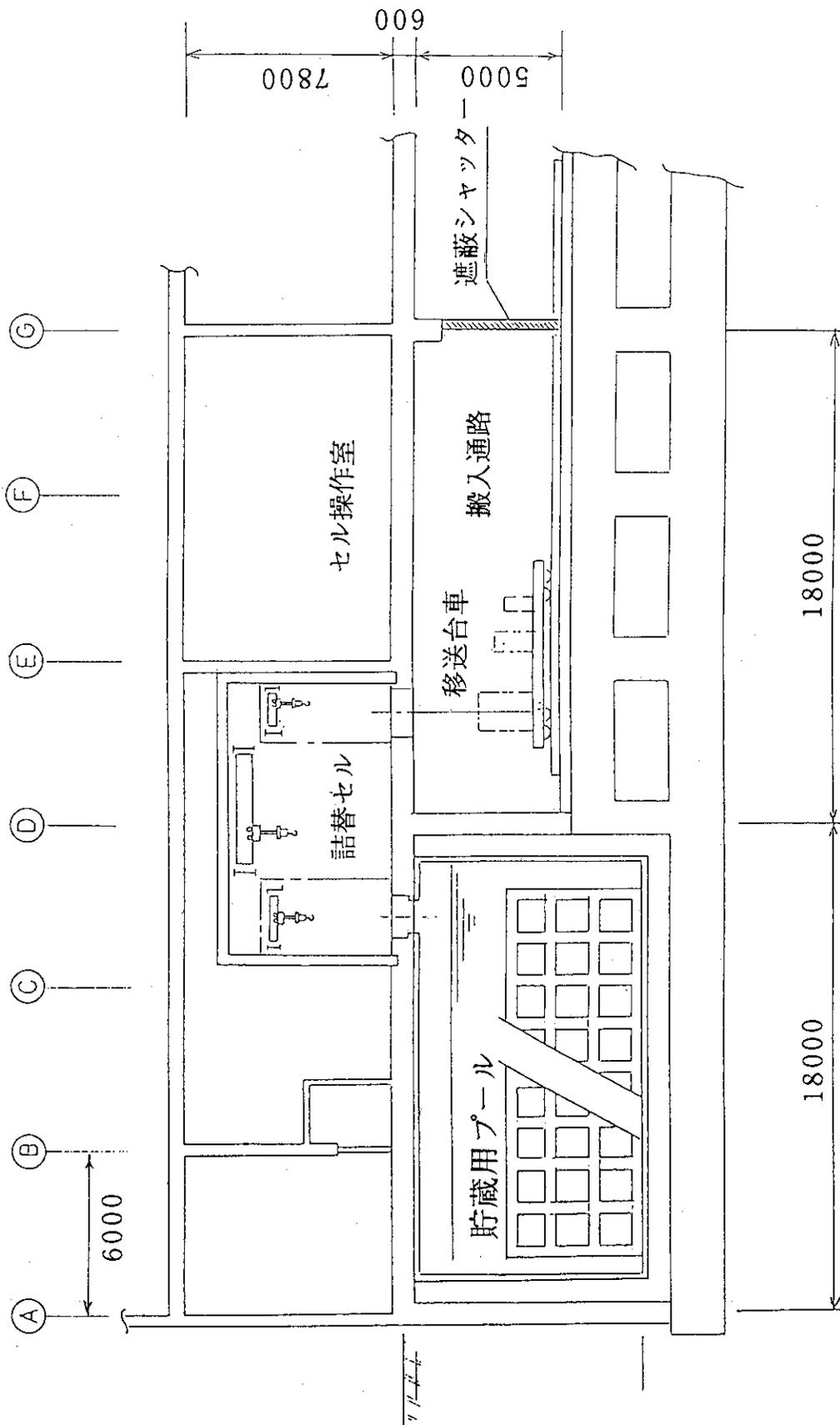


図 6.5 固体廃棄物貯蔵設備の立面配置計画図

7. トリチウム水取扱い機器、配管系及び設備室に関する実設計法

核融合実験炉における大規模なトリチウムプラントは、取り扱うトリチウムの化学形により次のように分類できる。

D-T、T₂ガス：燃料供給系、主排気系、燃料処理系、貯蔵系等

トリチウム水(水蒸気)：一次冷却水トリチウム低減化設備、一次冷却水水質維持系、トリチウム廃液濃縮・減容設備、固体廃棄物の処理の処理設備、移送設備及び貯蔵設備等。

このうち、トリチウムガスを取扱う機器、配管系、設備室の安全設計と安全管理技術は、日本、米国、カナダ、欧州における核融合燃料技術の広範な研究開発によりほぼ実用化段階に達していると考えられる。しかし、核融合炉への適用を目的とした大型のトリチウム水取扱設備の安全設計及び管理方法については、我が国の核融合研究分野ではあまり検討されていない。

そこで、本章では、冷却材・減速材に用いられる重水中に生成、蓄積するトリチウムの閉じ込めと安全管理が問題となる CANDU 炉及び ATR (我が国の原型炉ふげん) 等の、運転及び保守の経験に基づいて、トリチウム水(水蒸気)取扱設備の安全設計及び安全管理の具体的な方法を整理する。

7.1 トリチウム閉じ込め

7.1.1 基本的な基準

トリチウムはエネルギーの低いβ線のみを放出する放射性物質であり、外部被曝は問題とならないが、人体に取り込まれると内部被曝の原因となる。トリチウム水は、呼吸及び皮膚接触により体内に取り込まれ易いので、限定された区域内に閉じ込め、保守作業及び事故時においても従事者、一般公衆への影響を合理的に達成可能な限り低く抑えることを目的とする。

(1) 漏洩の発生防止

トリチウムを内包する機器、配管系は適切な材料で構成し、所要の気密度を有する構造とする。また、適切な計測設備を設置し、漏洩の発生を防止する。

(2) 漏洩の早期検出と拡大防止

トリチウムの漏洩を早期に検出し、警報を発する機能を持つ装置を適切に配置する。トリチウムを内包する機器、配管系は、トリチウムの濃度及び保有量、機器及び配管系の形状、構造及び温度、ならびに漏洩の確率等を勘案して二次格納系を設け、漏洩が発生した場合でも汚染の拡大を防止できる構造とする。

(3) 建家外への漏洩防止

トリチウムを内包する機器、配管系が設置される建家は、建家外に通じる出入口、換気口等からのトリチウム漏洩を防止するとともに、建家内圧力が建家外に対して負圧に維持できる設備を備える。また、床、壁、天井及びダクト類は建家外へのトリチウムの漏洩が生じない設計

とする。

(4) 建家外への管理されない放出の防止

排気スタック、排水設備等を通じて管理されないトリチウム放出が起こることを防止する設計とする。

7.1.2 トリチウム濃度によるクラス分類

放射線業務従事者の呼吸する空気中ならびに周辺監視区域外の空気中、水中のトリチウムの濃度限度については、法律により規制値が設定されている（科学技術庁告示20号）⁽¹⁹⁾。しかし、トリチウム取扱における濃度区分については、世界的にも明確に定められたものはないようである。表7.1は、周辺監視区域外のトリチウム濃度限界から純粋な T₂O 水、T₂ ガスの濃度までの範囲を5段階に区分した場合の取扱濃度区分の例を示したものである。本報告書で検討した核融合実験炉のトリチウム廃液濃縮減容設備及び一次冷却水トリチウム低減化設備における濃度の区分は、1及び2に該当する。これらのトリチウム水処理設備で扱われるトリチウム濃度の最大値は、放射線業務従事者の呼吸する空気中濃度限度を約9桁上回ることが分かる。

7.1.3 閉じ込めの多重化

トリチウムを取り扱う機器、配管系は、以下の格納系により作業環境及び環境へのトリチウム漏洩を防止する設計とする。

(1) 一次格納系

通常時に液状又は蒸気状のトリチウムを内包している設備では、機器類、配管、弁類等のすべての構成要素は一次格納系としてトリチウムに対する気密設計を行なう。

(2) 二次格納系

一次格納系設備の一部を収納するものであり、一次格納系と同様のトリチウム気密設計を行なう。二次格納の必要な設備は、トリチウム漏洩の可能性のある装置、構成材料からのトリチウム透過漏洩が避けられない装置、プロセス分析作業や保守作業時にトリチウム漏洩の可能性のある装置等である。低濃度以上のトリチウムを取り扱う機器及び配管系、高温操作を行なう機器及び配管系、プロセス流体のサンプリング装置等が二次格納の必要な設備に該当する。二次格納系は漏洩したトリチウムの蓄積を防止するため、トリチウム除去機能を持つ雰囲気ガス浄化設備、ガスパーズ設備又は真空排気設備を備える。

(3) 三次格納系

一次、二次格納系を構成する設備を設置した部屋（建家）そのものであり、トリチウム漏洩事故時の汚染拡大を防止し、事故の発生した部屋にトリチウムを閉じ込める機能を有している。三次格納系は、漏洩対策がなされた床、壁、天井、換気口の遮蔽弁、出入口の堰、気密扉等から構成する。中濃度以上のトリチウム水を内包する機器、配管系を設置した三次格納系は、破損事故により漏洩したトリチウム水の室内飛散を防止するとともに流出水を速やかに回収できる構造とする。

7.1.4 適用濃度区分

- (i) 低濃度（表7.1の区分1）の機器、配管系は一次格納系とする。
- (ii) 中濃度（同上区分2）の機器、配管系は三次格納系（又は三次格納系と同等の閉じ込め機能の設備）内に設置する。
- (iii) 高濃度以上（同上区分3、4）の機器、配管系はグローブボックス、2重容器、2重配管内に収納する。

7.2 機器、配管系（一次、二次格納系）の設計、施工基準

7.2.1 基本的な基準

核融合実験炉のトリチウム廃液濃縮減容設備及び一次冷却水トリチウム低減化設備を構成する機器、弁類、継手類及びこれらの支持構造物の設計、施工基準を以下に示す。

- (i) 材料： 耐久性、耐食性、耐放射線性を考慮して選定する。適用基準としては、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準⁽⁹⁾（昭和55年通商産業省告示501号、以後、告示501号と称す）の機器区分*¹における第4種相当とする。
- (ii) 構造： 耐久性、除染性、保守性等を考慮し、強度評価方法の確立しているものを採用する。適用基準としては、「告示501号」の機器区分における第4種相当とする。
- (iii) 構造強度： 適用基準に準じて、材料選定、構造強度評価を行ない、所定の使用条件に耐して設計上十分な強度を有していることを確認する。
- (iv) 品質管理： 製作段階において、設計通りの材料、構造、施工方法で製作、施工されていることを確認できるように十分な品質管理を行なう。
- (v) 溶接： 溶接部の設計・施工は、原則として「電気工作物の溶接に関する技術基準」（昭和45年通商産業省令第81号）に準ずる。
- (vi) 試験検査： 材料、溶接部等の試験検査の方法、試験項目、合格基準、及び最終的な耐圧試験条件等については、「告示501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準」に準ずる。
- (vii) トリチウム気密性検査： トリチウム取扱濃度区分に応じた気密度が確保されていることを確認する。

*1 告示501号第二条（定義）では次のように機器区分している。

「第1種容器」、「第1種管」、「第1種ポンプ」又は「第1種弁」（以下「第1種機器」という。）とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。

「第2種容器」とは、原子炉格納容器及びこれに接続する容器であって、原子炉格納容器及びこれに接続する容器内の機械又は器具から放出される放射性部質等の有害な物質の漏洩を防止するために設けられるものをいう。

「第3種容器」、「第3種管」、「第3種ポンプ」又は「第3種弁」（以下「第3種機器」という。）とは、次に掲げる機器をいう。

- イ) 原子炉を安全に停止するために必要な設備又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼす恐れを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理設備にあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁

までの部分に限る。)

ロ) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係わる設備に属する機器であって、第1種機器からこれに最も近い止め弁までのもの。

ハ) イ及びロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。

「第4種容器」又は「第4種管」とは、第1種機器、第2種容器、第3種容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合に合っては、37キロベクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零キログラム毎平方センチメートルを越える管に限る。）をいう。

「第5種管」とは、放射線管理設備に属する管であって、内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（第3種管に属する部分を除く。）をいう。

7.2.2 機器設計基準

(i) 塔槽類、熱交換器等

これらの形式、構造は、「告示501号」に準じて設計、製作できるものを選定する。

(ii) ポンプ類

低濃度以上のトリチウム水を取り扱うポンプ類は、原則としてキャンドポンプ、マグネチックポンプ等の軸封部のない高気密性を有する機種を選定する。軸封部のある機種を使用する場合には、シール水又はシールガスによる2重シール構造を採用するか又は局所的な2重格納系を設ける。

(iii) 弁類

低濃度以上のトリチウム水を取り扱う弁類は、原則としてベローズシール弁を使用する。構造及び機能上、他の形式の弁を用いる場合には、局所的な2重格納系を設けるか又は装置全体を2重格納系に収納する。

(iv) 継手類

低濃度以上のトリチウム水を取り扱う機器、配管系の継手は、できるだけ突き合わせ溶接構造を採用する。保守、交換のためのフランジ、ユニオン継手部では、気密性の高いガスケット材を使用する。プロセス流体の温度、圧力、トリチウム濃度等に依存して危険度の高い個所については、必要に応じてシール溶接が可能なリップシールフランジを採用する。

(v) 検出器、導圧配管

低濃度以上のトリチウム水に接する検出器、導圧配管は、高気密性を有する構造とし、上記の(iii)、(iv)の原則に準じた設計とする。

(vi) 運転温度、圧力

一次格納系のプロセス設計及び配置設計においては、高濃度、高圧となる個所をできるだけ少なくする。熱交換器の設計では、伝熱管破損事故時に高濃度のトリチウムが二次側に流出することを防止するため、原則として一次側のプロセス流体圧力を二次側流体圧力よりも低くする。

(vii) ベントガスの処理

一次格納系からのベントガスは、凝縮器、コールドトラップ、モレキュラーシーブ乾燥塔等から構成されるトリチウム除去装置を介してトリチウム水蒸気を除去した後、排気設備に送る。

(viii) ドレン水の処理

一次格納系からのドレン水を回収し、一時貯留槽に移送するための設備は、液溜まりの発生しない構造とするとともに一次格納系と同等の気密性を考慮する。

7.2.3 気密検査及び許容漏洩量

一次格納系を構成する機器、配管系の製作後の気密検査では、内包するトリチウム濃度に応じて設定される許容漏洩量が満足されていることを適切な検査方法により確認する。表7.1に示した濃度区分に対応する検査方法、許容漏洩量及び年間の漏洩トリチウム量を表7.2にまとめた。なお、ヘリウムリーク検査法で求められたヘリウム漏洩率からトリチウム水及びトリチウムガスの漏洩量を算出する方法については、放射性物質輸送容器の気密度検査法に関する米国の基準⁽²²⁾(添付資料C)によった。

7.3 設備室(三次格納系)の設計、施工基準

7.3.1 基本的な基準

(1) 独立した閉じ込め

トリチウム取扱設備の機能に応じて設計される三次格納系室は、トリチウム漏洩が発生した室から他の三次格納系室へトリチウム汚染が拡大することを防止するため、雰囲気空気(ガス)が相互に独立したものとなるように設計する。

(2) 負圧制御

三次格納系室の通常時の雰囲気気圧力は、漏洩トリチウムが三次格納系室以外の部屋及び建家外に伝搬されることを防止するため、常時負圧が維持できるように設計する。また、事故時においても当該室の圧力が建家内で最も低くなるように、建家の気密設計及び負圧制御系設計を行なう。

(3) 気密設計

三次格納系室の扉は、雰囲気トリチウム除去設備の起動時、運転時の負圧に耐えられる強度と負圧維持に必要な気密度を有する物とする。また、床、壁、天井等を貫通する配管、ダクト、ケーブル類は、貫通部において必要な気密度を維持できる構造とする。

(4) 雰囲気トリチウムの除去

三次格納系室は、通常時及び事故時に雰囲気中に漏洩、放出されるトリチウムを許容濃度レベル以下に維持するとともに環境への排出量を合理的に達成可能なレベルまで低減化するためのトリチウム除去設備を備えるものとする。

(5) 漏洩トリチウム水の回収

漏洩事故により室内に液出したトリチウム水が、三次格納系室以外の床ドレン系を汚染しないように独立のドレン系統を設けるものとする。

(6) 床等の表面仕上げ

トリチウム水（水蒸気）がコンクリートに浸透することを防止するため、床、壁、天井、扉等の表面は不浸透性仕上げとする。

7.3.2 三次格納系室換気設備の設計基準

(1) 給気口、排気口

本換気設備の給気口、排気口は原則として室別に独立し、給排気ダクトに遮蔽弁を設けて、トリチウム放出事故の発生した当該室が他室の換気設備から隔離できるものとする。

(2) 換気用ダクト

非格納系室の換気用ダクトは、原則として三次格納系室を通過しないように設計する。

(3) 給排気遮蔽弁、トリチウムモニタ

三次格納系の各室の排気口には、給排気遮蔽弁を自動的に動作（全閉）させるためのトリチウムモニタを設置する。本トリチウムモニタは、次項に述べる雰囲気トリチウム除去設備を自動的に起動させる機能を持つものとする。

(4) 負圧制御機能

本換気設備は、三次格納系室の雰囲気圧力が常時周辺の各室及び建家外の圧力よりも低くなるような負圧制御機能を備える。

7.3.3 雰囲気トリチウム除去設備の設計基準

(1) 設置基準

一定の濃度、量以上のトリチウム水を取扱う設備は、一次格納系設備の保守時及び事故時の漏洩トリチウム水及び水蒸気を速やかに除去、回収できる設備を備える。漏洩したトリチウム水にHT等が含まれる場合には、トリチウムガスの除去機能も付加する。

(2) 人の立入り、トリチウム防護服

雰囲気トリチウム除去設備は、早朝に漏洩箇所への人の立入りが可能となるように、三次格納系室のそれぞれにおいて想定される最大漏洩事故を考慮した合理的な設備能力を備えたものとする。人の立入りは、第一段階ではトリチウム防護服の着用と立ち入り時間制限を組み合わせることを想定する。

7.3.4 建家間トリチウム水移送配管の設計基準

(i) 低濃度移送配管

通常の管理区域内で管理が行なわれているピット等の内部に設置する。

(ii) 中濃度移送配管

三次格納系と同等の閉じ込め対策をしたピット又は漏洩の監視と漏洩水の回収が可能な設計とした2重配管を用いるものとする。

(iii) 高濃度移送配管

建家間の配管移送は行なわないことを原則とする。

7.3.5 トリチウムモニタリング設備の設計基準

一次格納系からのトリチウム漏洩を監視するため、次に示すモニタリング設備を設置する。

(1) 空気中のトリチウム濃度監視（通常時用）

三次格納系室内には、汎用の除湿器を設置し、回収される除湿水のトリチウム濃度を定期的にサンプリング分析することにより、当該室内平均濃度を監視する。

(2) 空気中のトリチウム濃度監視（事故時用）

(i) 三次格納系室内の設備が内包するトリチウムの濃度、量に応じて連続的又は断続的（60分以内に1回の頻度）に監視する。

(ii) トリチウム濃度検出器は、少なくとも換気排気口に1個設置する。

(iii) 本モニタは、トリチウム水漏洩事故に際し、給排気隔離弁及びトリチウム除去設備を自動的に動作できる機能を持つものとする。

(iv) トリチウムの室内漏洩量の計測のために、トリチウム除去設備の入口におけるトリチウム濃度と流量を連続的にモニタする。

(3) 漏洩トリチウム水の監視

一次格納系設備のフランジ部、バルブ、ドリフトレイの集水口等の局所的個所に漏洩検出器を設置する。

(4) 排気中のトリチウム濃度監視

排気スタックから環境中に放出されるトリチウム（HTO及びHT）の濃度及び総量を監視するためのモニタを設置する。

7.4 グローブボックス、フードの設計基準

7.4.1 基本的な基準

(i) 従事者のトリチウムによる内部被曝を合理的に達成可能な限り低減できるように、安全防護の機器、設備を設置し、運用する。

(ii) 一定の濃度レベル以上のトリチウム取扱設備は、原則としてグローブボックス、2重容器、2重配管内に設置する。

(iii) 一定の濃度レベル以上のトリチウム取扱設備のうち、保守、交換の頻度の高い機器、サンプリング分析については、常設フード又は仮設フードを使用できるように考慮する。

(iv) 雰囲気トリチウム濃度が法規制値を超える室内に立ち入る場合には、防護服等を着用するとともに立ち入り時間制限を行なう。

7.4.2 グローブボックス、フードの技術基準

(1) グローブボックス

漏洩率：0.1 vol % /h 以下

材質：グローブ材、窓材、シール材についてはトリチウム水及びトリチウムガスに対する透過性が低く、かつトリチウムと反応してハロゲン化水素を生成しない材料を選択する。

負圧制御：三次格納系室に対し0～40 mmH₂Oを維持

トリチウム除去機能：雰囲気ガス中のトリチウム除去

(2) フード

開口部流速：開口部での空気流れの乱れによる外部へのトリチウム漏洩を防止するため、0.75～1.2 m/sとする。

排気ガス処理：通常換気で排出するが、トリチウム取扱量と濃度に応じてトリチウム除去装置による処理が可能なように考慮する。

7.5 トリチウム防護服の基本的な設計基準

- (i) トリチウム防護服は、呼吸及び皮膚接触によるトリチウム水の体内摂取を防護する機能を備えたものとする。
- (ii) 防護服は、圧縮器、送風機等で昇圧された新鮮な空気が送気管を経て供給される方式のエアラインマスクとエアラインスーツで構成する。エアラインマスクは、作業室内外との通信連絡の機能を備えたものとする。
- (iii) 防護服の防護係数は100以上^{*1}となるように設計する。
- (iv) 本防護服の着用基準（空气中トリチウム水濃度^{*2}、当該濃度下における滞在時間、作業の内容）を予め定めておく。

*1 我が国の防護服の実績では200～400。

*2 ATRでは、着用基準を5 MPC (9.25×10^5 Bq/m³)としているが、実際の運用ではこの値の1/10としている。

表 7.1 液体及び気体中トリチウムの濃度区分

区分	名 称	トリチウム濃度 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		備 考
		液 体	気 体	
0	極低濃度	10^{-2} 以下	10^{-6} 以下	*1、*2
1	低濃度	$10^{-2} \sim 10$	$10^{-6} \sim 10^{-2}$	トリチウム廃液濃縮減容設備の 供給水濃度： $0.6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 排水濃度： $1.2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
2	中濃度	$10 \sim 10^4$	$10^{-2} \sim 10$	トリチウム廃液濃縮減容設備の 濃縮水濃度： $180 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
				一次冷却水トリチウム低減化設備の 供給水濃度： $100 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 循環水濃度： $50 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 濃縮水濃度： $10^4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
3	高濃度	$10^4 \sim 10^6$	$10 \sim 10^3$	—
4	極高濃度	10^6 以上	10^3 以上	*3、*4、*5

*1 放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度（科学技術庁告示 20 号の別表第一）

元素状トリチウム： $2 \times 10^4 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ ($5.41 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

トリチウム水： $0.7 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ ($1.89 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

*2 周辺監視区域外の空気中、水中の濃度限度（科学技術庁告示 20 号の別表第一）⁽¹⁹⁾

水中

元素状トリチウム： —

トリチウム水： $60 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ ($1.62 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

空気中

元素状トリチウム： $90 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ ($2.43 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

トリチウム水： $5 \times 10^{-3} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ ($1.35 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

*3 純 T_2O のトリチウム濃度：約 $3.2 \times 10^9 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

*4 純 T_2 ガスのトリチウム濃度：約 $2.6 \times 10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

*5 (イ) $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のトリチウム水の蒸気のみを含む空気中のトリチウム濃度

30 30℃飽和： $3.03 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

40℃飽和： $3.03 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

(ロ) $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のトリチウム水が大気圧 (100℃) の蒸気となったときの

トリチウム濃度： $6.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

表 7.2 表 トリチウム濃度区分, 気密検査法及び許容漏洩量

濃度区分	名 称	トリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		気密検査法	許容漏洩 (Acc/sec)		設備からの年間トリチウム漏洩量 *1		
		液 体	気 体		1箇所当り	設備全体(目標値)	液体 (Ci/y) *2	気体 (Ci/y)	
0	極低濃度トリチウム	10^{-2} 以下	10^{-4} 以下	設備の機能上必要な気密度を定め、適切なりークテスト方法を選定する。	$1 \sim 10$	—	—	—	
1	低濃度トリチウム	$10^{-2} \sim 10$	$10^{-4} \sim 10^{-2}$			ソープ・バブル他	1×10^{-2}	$0.26 \sim 2.6$	$0.32 \sim 3.2$
2	中濃度トリチウム	$10 \sim 10^4$	$10^{-2} \sim 10$			ヘリウムリークテスト	1×10^{-4}	$0.03 \sim 0.3$	$0.032 \sim 0.32$
						ヘリウムリークテスト	1×10^{-5}	0.26	0.32
3	高濃度トリチウム	$10^4 \sim 10^6$	$10 \sim 10^3$	ヘリウムリークテスト	1×10^{-6}	2.6	3.2		
4	極高濃度トリチウム	$10^5 \sim 3.2 \times 10^9$	$10^3 \sim 2.6 \times 10^4$	ヘリウムリークテスト	1×10^{-7}	820	820		

*1 最高濃度時のリーク量を示す。

*2 漏洩は水蒸気の形で起こると仮定。

参 考 文 献

1. Standardization of Radioactive Waste Categories, Technical Report Series No. 101, IAEA, 1970
2. 原子力委員会廃棄物処理専門部会報告書、第1章、原子力委員会、1964
3. 核融合実験炉トリチウムプラント設計(I) 炉建家トリチウム安全系、JAERI-M93-107 (1993)
4. 「実用発電用原子炉施設における放射性廃棄物管理の状況及び従事者の被曝状況について」：資源エネルギー庁、昭和60年6月
5. 「実用発電用原子炉施設における放射性廃棄物管理の状況及び従事者の被曝状況について」：資源エネルギー庁、昭和60年6月
6. 「放射性廃棄物管理ガイドブック」、1988版、日本原子力産業会議
7. ITER Plant System, ITER Documentation Series, No. 35, IAEA, 1991
8. ITER Fuel Cycle, ITER Documentation Series, No. 31, IAEA, 1991
9. 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」、通商産業省告示501号、昭55年
10. 「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601・補-1984：重要分類、許容応力編)」、電気技術基準調査委員会編、日本電気協会、1984
11. 原子力委員会廃棄物処理専門部会報告書、第4章、原子力委員会、1964
12. W.G. Burns, "Radiation Chemistry of High-Temperature (300-410 °C)", J. Chem. Soc., Faraday Trans. 1, pp77, 197-215, (1981)
13. JAERI-memo 第2221号、「原子炉における重水、軽水の化学反応」、1966
14. C.J. Hochenadel and J.A. Ghormley, "Effect of Temperature on the Decomposition of Water by Gamma Rays", Radiation Research 16, pp653-669, 1962
15. 岩堀 徹、加藤俊二ら、「室温高純度水中でのステンレス鋼からの腐食生成物放出に及ぼす溶存酸素、溶存水素ならびに表面皮膜の影響」、防食技術、33(4)、202-207 (1983)
16. 岩堀 徹、加藤俊二ら、「160 °C高純度水中におけるスS304ステンレス鋼からの腐食生成物放出」、防食技術、32(10)、580-586 (1983)
17. ITER Safety, ITER Documentation Series, No. 36, IAEA, 1991
18. 「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」、総理府令57号、昭53年
19. 「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件」、科学技術庁告示第20号、第63年
20. 真木絃一ら、「核融合実験炉における炉心部の遮蔽設計」、JAERI-M91-017 (1991)
21. 中原克彦ら、「核融合炉の構造材中におけるトリチウム拡散計算コード (TPERM) の開発」、JAERI-M87-118 (1987)
22. American National Standard for Leakage Tests on Packages for Shipment

of Radioactive Materials, ANSIN14.5-1977, American National Standards
Institutes, Inc., New York

添付資料A FERの領域別誘導放射能と崩壊熱

1. 計算条件

(1) 中性子照射条件

核融合実験炉：FERを想定する。

中性給壁負荷： 1 MW/m^2

中性子フルーエンス： 1 MWa/m^2

(2) 真空容器内構造物の領域別の厚みと材料組成

以下の値とする。ただし各領域の高さは700 cmである。

領域	中心からの位置 (cm)	材料組成 (vol%)
インボード遮蔽体 I	270 ~ 300	SS/H ₂ O=95/5
インボード遮蔽体 II	239 ~ 270	SS/H ₂ O=70/30
アウトボード遮蔽体 I	640 ~ 660	SS/H ₂ O=95/5
アウトボード遮蔽体 II	660 ~ 703.5	SS/H ₂ O=10/90
アウトボード遮蔽体 III	703.5 ~ 803.5	SS/H ₂ O=10/90

(3) 計算結果

図-A1~A5：炉の運転停止後の各領域の核種別誘導放射能の時間変化

図-A6~A10：炉の運転停止後の各領域の核種別崩壊熱の時間変化

表-A1、A2：運転停止1週間後の核種別誘導放射能

表-A3：運転停止1週間後の領域毎の全放射能量

表-A4：照射量 0.02 MWa/m^2 で運転停止したダイバータプレートの1週間後の誘導放射能

なお、計算法の詳細については「核融合実験炉における炉心部の遮蔽設計」⁽²¹⁾を参照されたい。

表-A 1 : 運転停止1週間後のインボード遮蔽体Iの核種別誘導放射能
(照射量1 MWa/m²、10⁻¹⁰ Ci/cm²以上の核種)

核種	半減期	放射能濃度 (Ci/cm ²)	全放射能量 (Ci)	核種	半減期	放射能濃度 (Ci/cm ²)	全放射能量 (Ci)
¹⁴ C	5.73×10 ³ y	1.61×10 ⁻⁶	6.63×10 ¹	⁸⁹ Zr	3.27 d	336×10 ⁻³	1.92×10 ⁵
³² P	14.3d	2.50×10 ⁻³	1.43×10 ⁵	⁹³ Zr	1.53×10 ⁶ y	1.79×10 ⁻⁹	0.102
³³ P	25.2d	1.08×10 ⁻⁵	6.18×10 ²	⁹⁵ Zr	2.10mon	1.12×10 ⁻³	6.41×10 ⁴
³⁵ S	2.89mon	4.99×10 ⁻⁸	2.85×10 ⁰	⁹⁷ Zr	16.9h	7.50×10 ⁻⁷	4.29×10 ¹
⁴⁹ V	10.7mon	2.55×10 ⁻¹	1.46×10 ⁷	⁹² Nb	3.20×10 ⁷ y	3.96×10 ⁻¹⁰	0.226
⁵¹ Cr	27.7d	1.06×10 ¹	6.06×10 ³	⁹⁴ Nb	2.03×10 ⁴ y	4.67×10 ⁻⁵	2.67×10 ³
⁵² Mn	5.59d	4.29×10 ⁻⁵	2.45×10 ³	⁹⁵ Nb	1.15mon	2.46×10 ⁻²	1.41×10 ⁶
⁵³ Mn	3.74×10 ⁶ y	7.70×10 ⁻⁸	4.40×10 ⁰	⁹⁶ Nb	23.3h	6.31×10 ⁻⁵	3.61×10 ³
⁵⁴ Mn	10.3mon	6.74×10 ⁰	3.85×10 ³	⁹⁷ Nb	1.20h	8.08×10 ⁻⁷	4.62×10 ¹
⁵⁵ Fe	2.68y	3.81×10 ⁰	2.18×10 ³	^{91m} Nb	2.04mon	5.90×10 ⁻³	3.37×10 ⁵
⁵⁹ Fe	1.46mon	3.89×10 ⁻¹	2.22×10 ⁷	^{92m} Nb	10.1d	4.70×10 ⁻³	2.69×10 ⁵
⁵⁷ Co	8.92mon	1.01×10 ¹	5.78×10 ³	^{93m} Nb	13.6y	1.16×10 ⁻⁴	6.63×10 ³
⁵⁸ Co	2.33mon	5.57×10 ¹	3.19×10 ³	^{95m} Nb	3.61d	2.82×10 ⁻³	1.61×10 ⁵
⁶⁰ Co	5.27y	7.07×10 ⁰	4.04×10 ³	^{97m} Nb	1.00min	7.51×10 ⁻⁷	4.30×10 ¹
^{58m} Co	9.15h	2.16×10 ⁻⁵	1.24×10 ³	⁹⁸ Mo	3.50×10 ³ y	1.34×10 ⁻⁵	7.66×10 ²
⁵⁷ Ni	1.50d	2.49×10 ⁻¹	1.42×10 ⁷	⁹⁹ Mo	2.75d	3.69×10 ⁻¹	2.11×10 ⁷
⁵⁹ Ni	7.5×10 ⁴ y	8.35×10 ⁻⁵	4.78×10 ³	^{93m} Mo	6.95h	6.47×10 ⁻¹⁰	0.0370
⁶³ Ni	100y	3.18×10 ⁻³	1.82×10 ⁵	⁹⁹ Tc	2.14×10 ³ y	6.91×10 ⁻⁶	3.95×10 ²
^{98m} Y	16.1s	3.36×10 ⁻³	1.92×10 ⁵	^{99m} Tc	6.02h	1.53×10 ⁻²	8.75×10 ⁵
				合計	—	9.54×10 ¹	5.46×10 ³

y : 年
mon : 月

d : 日
s : 秒

表-A 2 : 運転停止1週間後のアウトボード遮蔽体Iの核種別誘導放射能
 (照射量1 MWa/m²、10⁻¹⁰ Ci/cm³以上の核種)

核種	半減期	放射能濃度 (Ci/cm ³)	全放射能量 (Ci)	核種	半減期	放射能濃度 (Ci/cm ³)	全放射能量 (Ci)
¹⁴ C	5.73×10 ³ y	1.13×10 ⁻⁶	42.5	⁸⁸ Zr	3.27 d	1.63×10 ⁻³	6.13×10 ⁴
³² P	14.3d	1.27×10 ⁻³	4.78×10 ⁴	⁹³ Zr	1.53×10 ⁶ y	8.81×10 ⁻¹⁰	0.033
³³ P	25.2d	5.61×10 ⁻⁶	2.11×10 ²	⁹⁵ Zr	2.10mon	5.48×10 ⁻⁴	2.06×10 ⁴
³⁵ S	2.89mon	2.43×10 ⁻⁸	0.914	⁹⁷ Zr	16.9h	3.69×10 ⁻⁷	1.39×10 ¹
⁴⁸ V	10.7mon	1.80×10 ⁻¹	6.77×10 ⁶	⁹² Nb	3.20×10 ⁷ y	1.92×10 ⁻¹⁰	7.22×10 ⁻³
⁵¹ Cr	27.7d	7.46×10 ⁰	2.81×10 ⁸	⁹⁴ Nb	2.03×10 ⁴ y	3.90×10 ⁻⁵	1.47×10 ³
⁵² Mn	5.59d	2.08×10 ⁻⁵	7.82×10 ²	⁹⁵ Nb	1.15mon	1.21×10 ⁻²	4.55×10 ⁵
⁵³ Mn	3.74×10 ⁶ y	3.73×10 ⁻⁸	1.40	⁹⁶ Nb	23.3h	3.08×10 ⁻⁵	1.16×10 ³
⁵⁴ Mn	10.3mon	4.81×10 ⁰	1.81×10 ⁸	⁹⁷ Nb	1.2h	3.94×10 ⁻⁷	1.48×10 ¹
⁵⁵ Fe	2.68y	2.07×10 ⁰	7.79×10 ⁷	^{91m} Nb	2.04mon	3.52×10 ⁻³	1.32×10 ⁵
⁵⁹ Fe	1.46mon	2.87×10 ⁻¹	1.08×10 ⁷	^{92m} Nb	10.1d	2.28×10 ⁻³	8.58×10 ⁴
⁵⁷ Co	8.92mon	6.72×10 ⁰	2.53×10 ⁸	^{93m} Nb	13.6y	9.22×10 ⁻⁵	3.47×10 ³
⁵⁸ Co	2.33mon	4.48×10 ¹	1.69×10 ⁹	^{95m} Nb	3.61d	1.38×10 ⁻³	5.19×10 ⁴
⁶⁰ Co	5.27y	5.80×10 ⁰	2.18×10 ⁸	^{97m} Nb	1.00min	3.66×10 ⁻⁷	1.38×10 ¹
^{58m} Co	9.15h	1.50×10 ⁻⁵	5.64×10 ²	⁹³ Mo	3.50×10 ³ y	7.41×10 ⁻⁶	2.79×10 ²
⁵⁷ Ni	1.5d	1.80×10 ⁻¹	6.77×10 ⁶	⁹⁹ Mo	2.75d	2.98×10 ⁻¹	1.12×10 ⁷
⁵⁹ Ni	7.5×10 ⁴ y	5.97×10 ⁻⁵	2.25×10 ³	^{93m} Mo	6.95h	4.29×10 ⁻¹⁰	0.0161
⁶³ Ni	100y	2.23×10 ⁻³	8.39×10 ⁴	⁹⁹ Tc	2.14×10 ⁵ y	5.58×10 ⁻⁶	2.10×10 ²
^{89m} Y	16.1s	1.63×10 ⁻³	6.13×10 ⁴	^{99m} Tc	6.02h	7.48×10 ⁻³	2.81×10 ⁵
y : 年 mon : 月 d : 日 s : 秒				合計	—	7.27×10 ¹	2.73×10 ⁹

表-A 3 : 運転停止1週間後の領域毎の全放射能 (照射量 1 MWa/m²)

領域	体積組成 (SS/水比)	体積 ^{*1} (cm ³)	平均濃度 (Ci/cm ³)	全放射能 (Ci)
インボード遮蔽体 I	95/5	3.762×10 ⁷	72.7	2.73×10 ⁹
インボード遮蔽体 II	70/30	4.339×10 ⁷	3.78	1.66×10 ⁹
アウトボード遮蔽体 I	95/5	5.719×10 ⁷	95.4	5.46×10 ⁹
アウトボード遮蔽体 II	10/90	1.305×10 ⁷	3.95	5.15×10 ⁸
アウトボード遮蔽体 III	10/90	3.315×10 ⁷	5.90×10 ⁻⁸	1.96×10 ⁹
合計	—	—	—	8.87×10 ⁹

*1 高さを700cmとする。

表-A 4 : 運転停止1週間後のダイバータプレート^{*1}の核種別誘導放射能
(照射量 0.02 MWa/m²)

核種	半減期	崩壊形	壊式	エネルギー (MeV)	濃度 (Ci/cm ³)	核種	半減期	崩壊形	壊式	エネルギー (MeV)	濃度 (Ci/cm ³)
¹⁴ C	57.30y	β ⁻		—	2.3×10 ⁻⁹	⁹³ Mo	3500y	EC		—	4.083×10 ⁻⁷
¹⁰ Be	1.6×10 ⁶ y	β ⁻		—	2.2×10 ⁻¹⁰	⁹³ Nb	13.6y	IT		0.0304	5.39×10 ⁻¹⁰
⁶⁰ Co	5.272y	β ⁻		1.17324	2.34×10 ⁻³	⁹³ Mo	6.95h	IT		0.26306	2.78×10 ⁻¹⁰
⁶⁰ Co	5.272y	β ⁻		1.33250		⁹³ Mo	6.95h	IT		0.68467	
⁶⁸ Ni	100.0y	β ⁻		—	6.15×10 ⁻⁴	⁹¹ Nb	2.037mon	IT 97%		0.1045	7.77×10 ⁻⁴
⁶⁴ Cu	12.7hr	EC 45.0%		0.511	8.68×10 ⁻³	⁹¹ Nb	2.037mon	EC 3%		1.2049	
⁹⁹ Mo	2.751d	β ⁻ 37.1%		1.3458		⁹² Zr	3.268d	β ⁺ 80%		0.511	1.133×10 ⁻³
		β ⁺ 19.9%					EC 20%		S		
⁹⁹ Mo	2.751d	β ⁻		0.04059	2.57×10 ⁻¹	⁹⁰ Y	16.0s	IT		0.9092	1.133×10 ⁻³
				0.18106		⁹² Nb	1.449W	EC 99%		0.9128	2.43×10 ⁻³
				0.36642				β ⁺ 0.6%		0.93445	
				0.73950						1.8473	
				0.77792							
^{98m} Tc	6.02h	IT		0.14051	1.23×10 ⁻²	⁹⁴ Nb	2.03×10 ⁴ y	β ⁻		0.70263	4.32×10 ⁻⁹
				0.14263						0.87110	
⁹⁹ Tc	2.13×10 ⁵ y	β ⁻		—	9.94×10 ⁻⁸	⁹⁵ Nb	1.149mon	β ⁻		0.76579	1.32×10 ⁻³
⁹⁷ Zr	16.90h	β ⁻		0.25419	1.526×10 ⁻⁶	⁹⁵ Nb	23.35h	β ⁻		0.46003	3.69×10 ⁻⁵
				1.75046						1.20019	
^{97m} Nb	1.00min	IT		0.74336	1.74×10 ⁻⁶	⁹⁶ Zr	2.102mon	β ⁻		0.23569	1.69×10 ⁻⁴
⁹⁷ Nb	1.202h	β ⁻		0.65798	1.62×10 ⁻⁶					0.72418	
				1.02453						0.75672	
合計											2.88×10 ⁻¹

*1 体積組成比

C : 0.213

MO : 1.345×10⁻³

Cu : 0.426

H₂O : 0.340

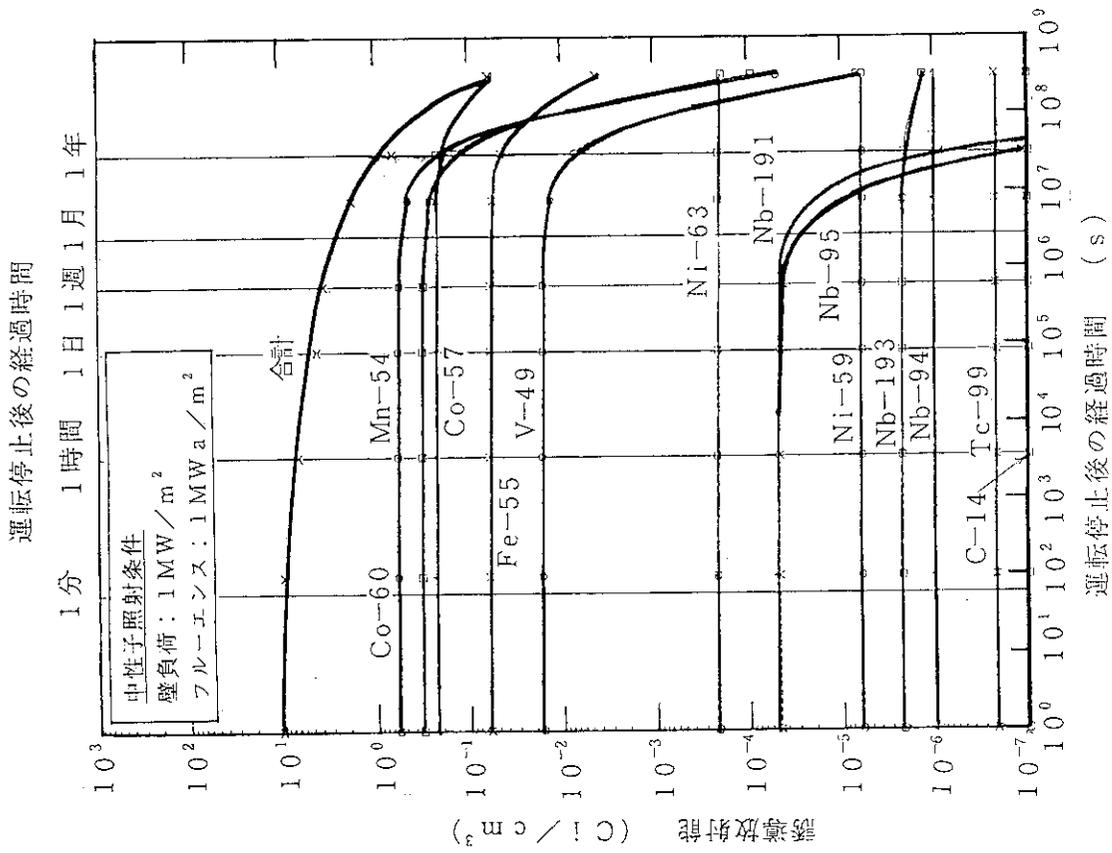


図-A 2: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIの核種別誘導放射能の時間変化

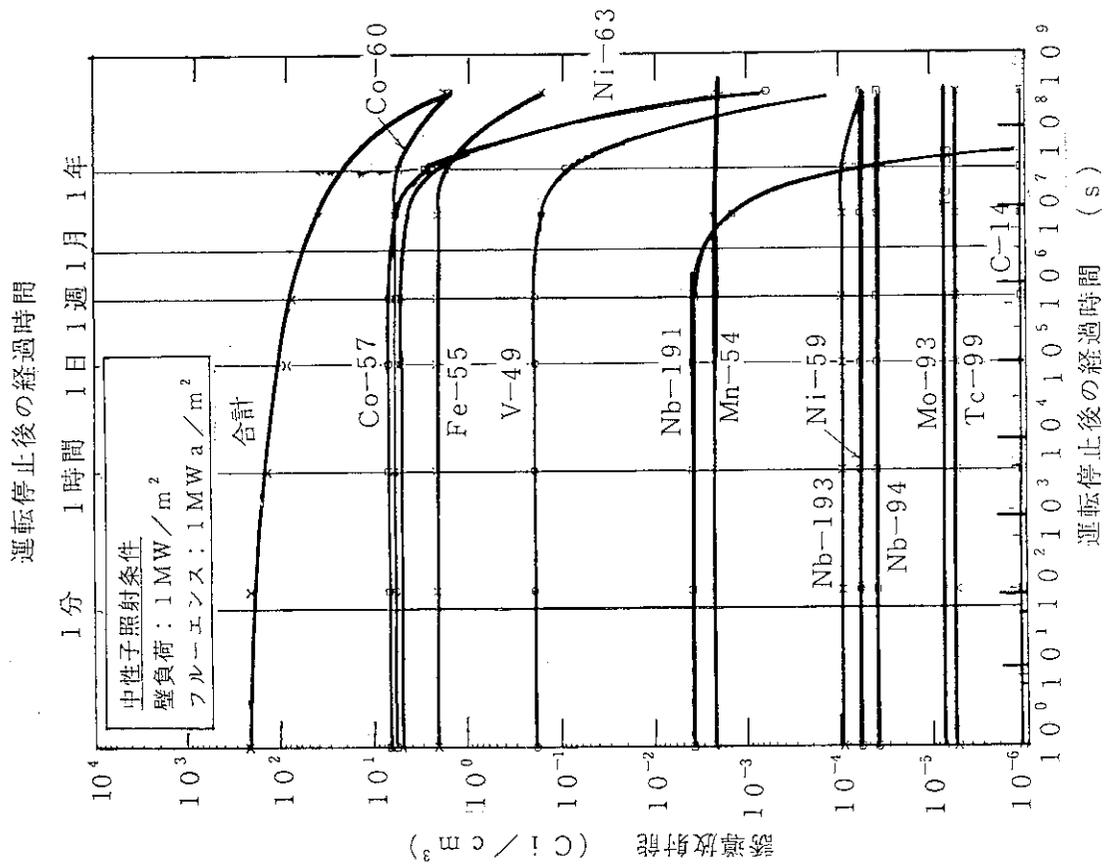


図-A 1: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体Iの核種別誘導放射能の時間変化

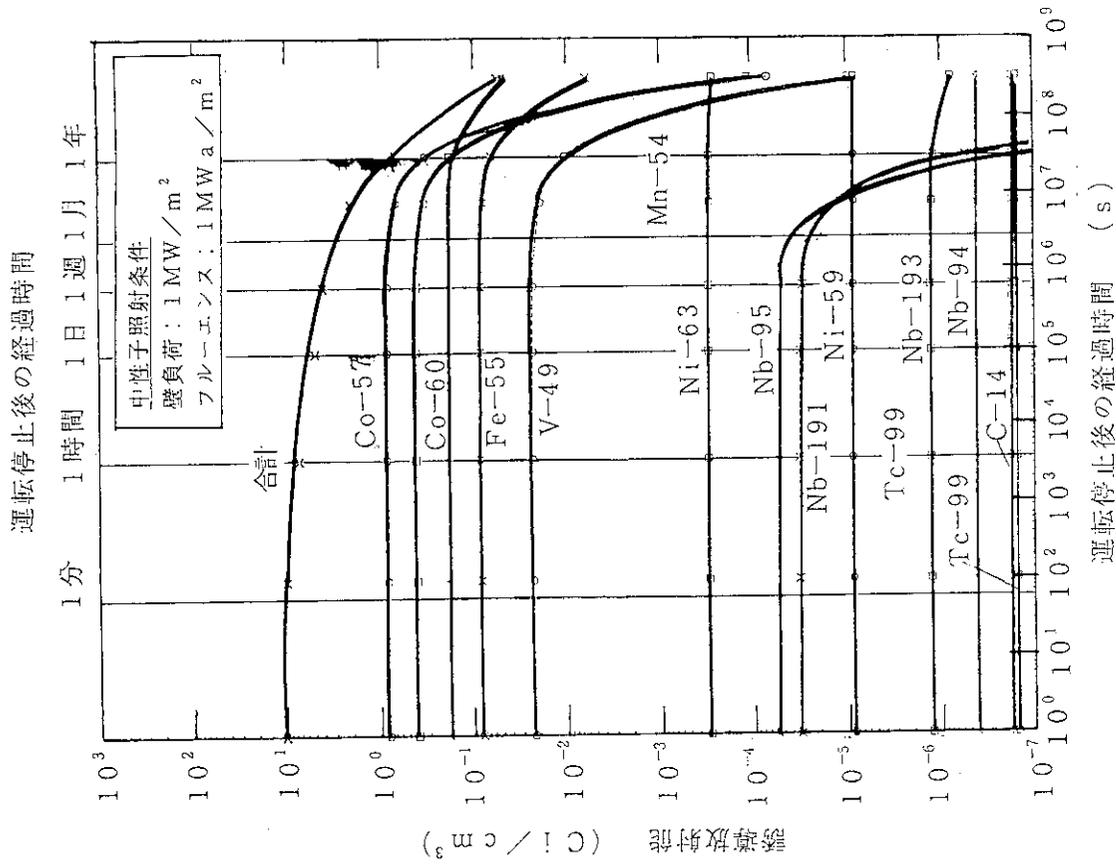


図-A 4: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIの核種別誘導放射能の時間変化

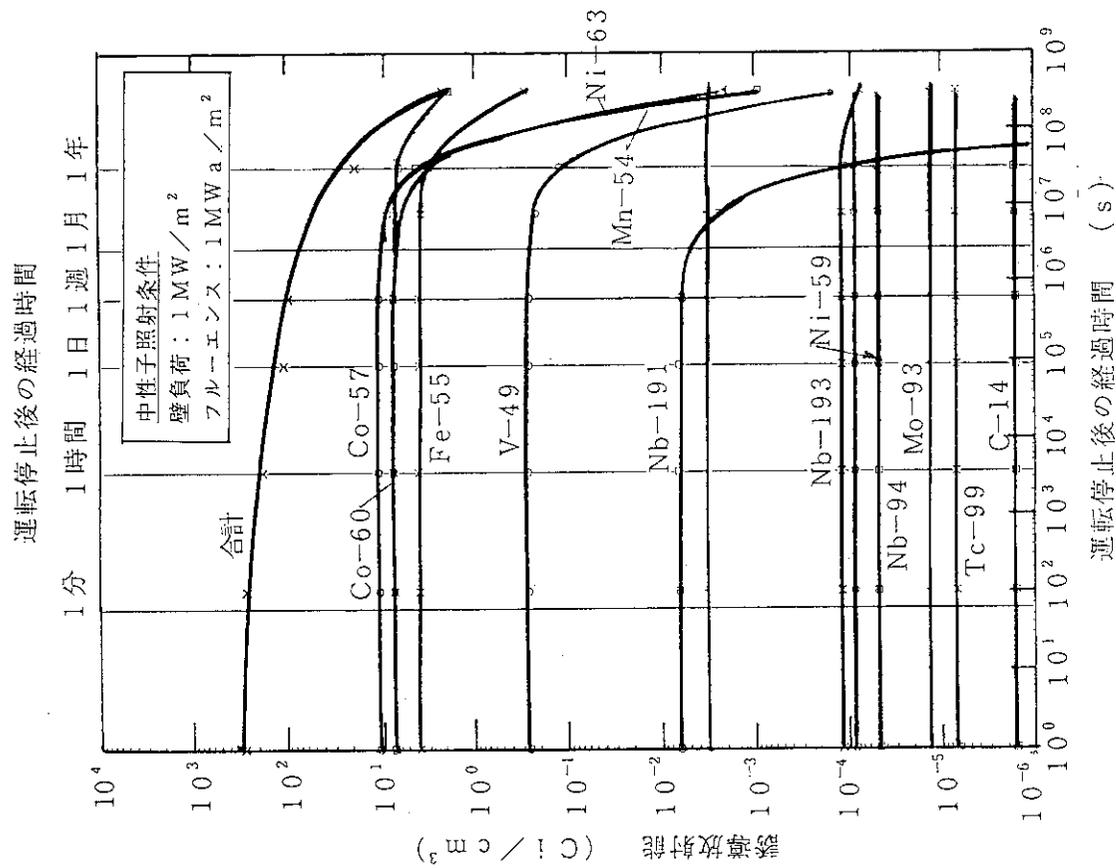


図-A 3: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体Iの核種別誘導放射能の時間変化

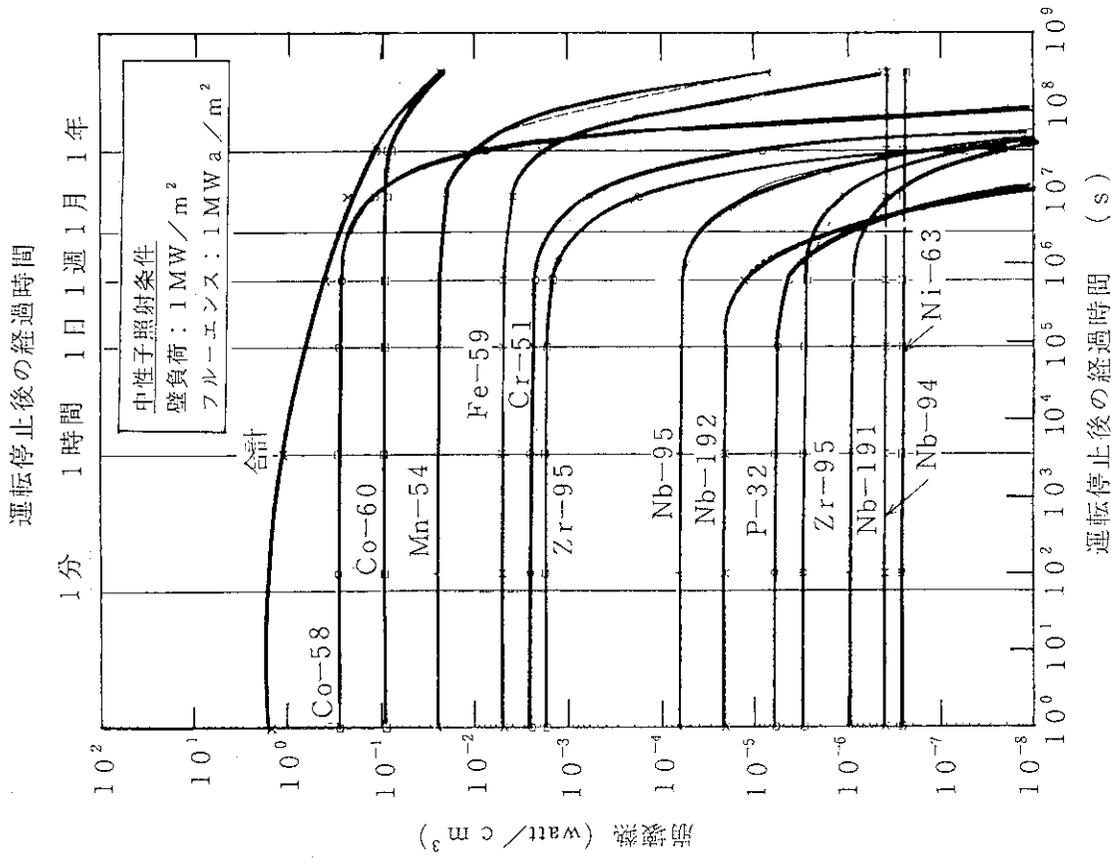


図-A 6: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体Iの核種別崩壊熱の時間変化。

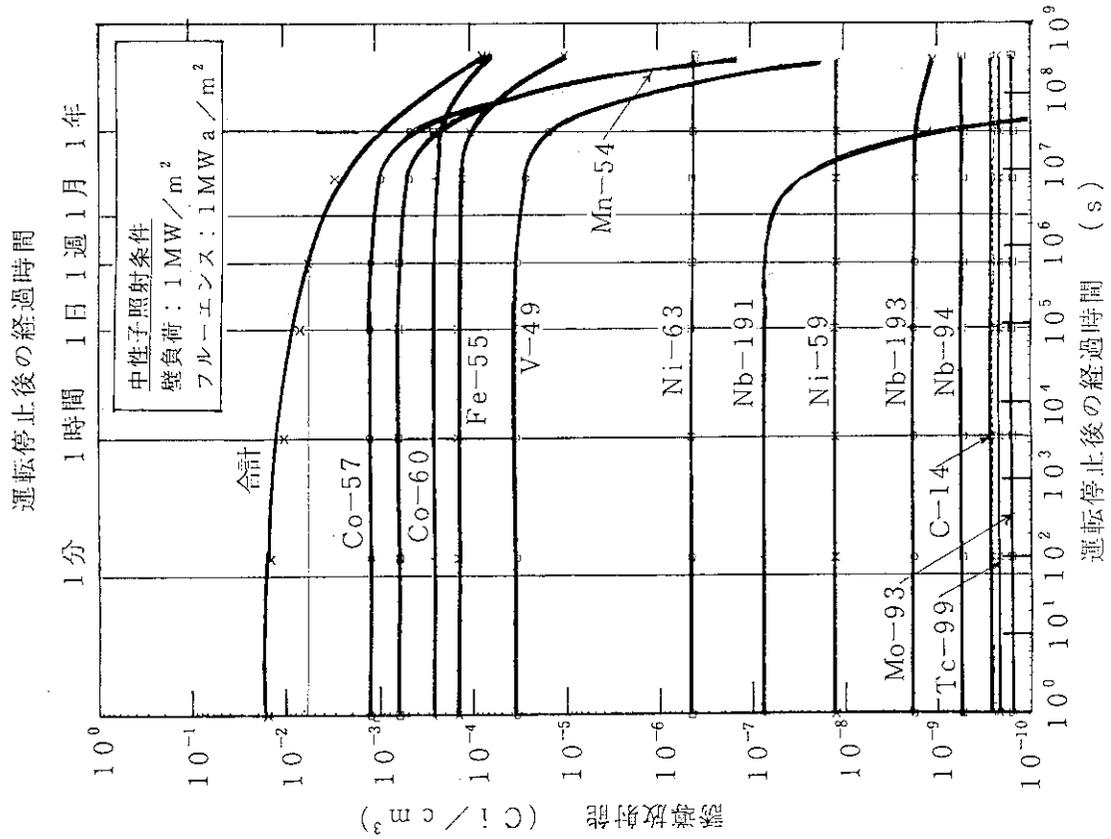


図-A 5: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIIの核種別誘導放射能の時間変化。

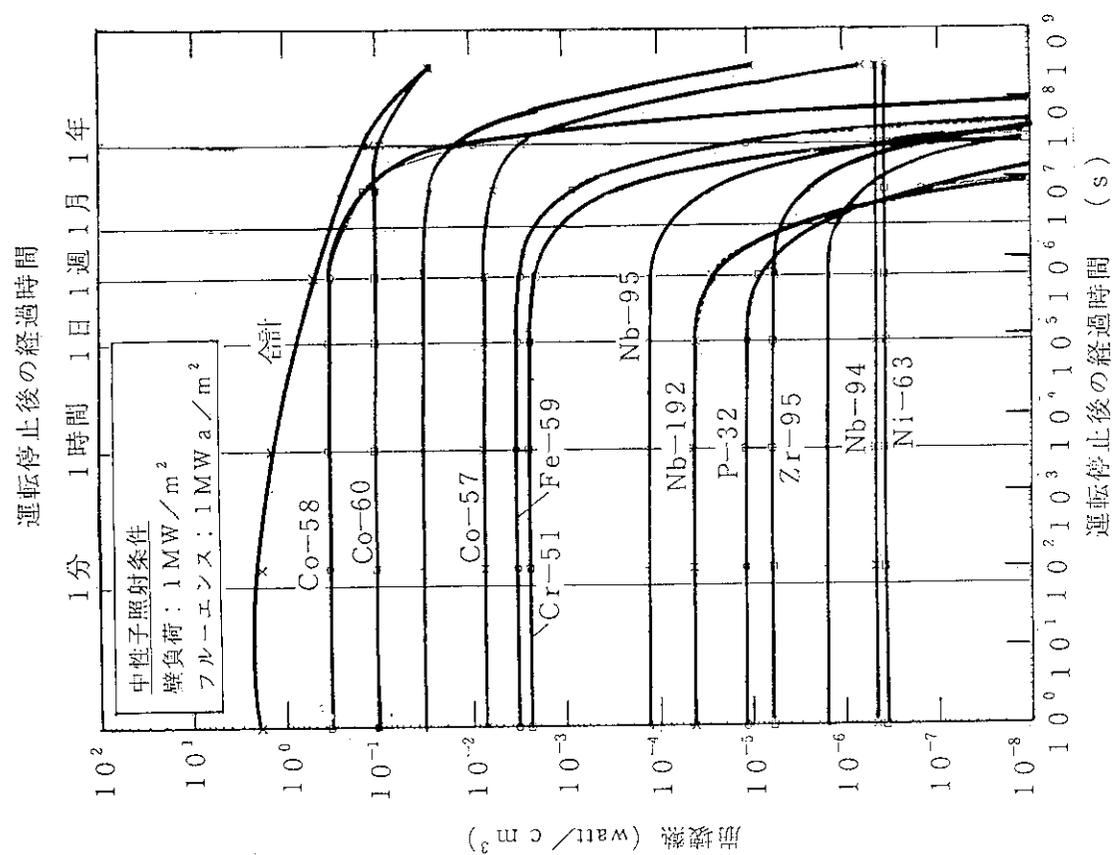


図-A 8: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体Iの核種別崩壊熱の時間変化

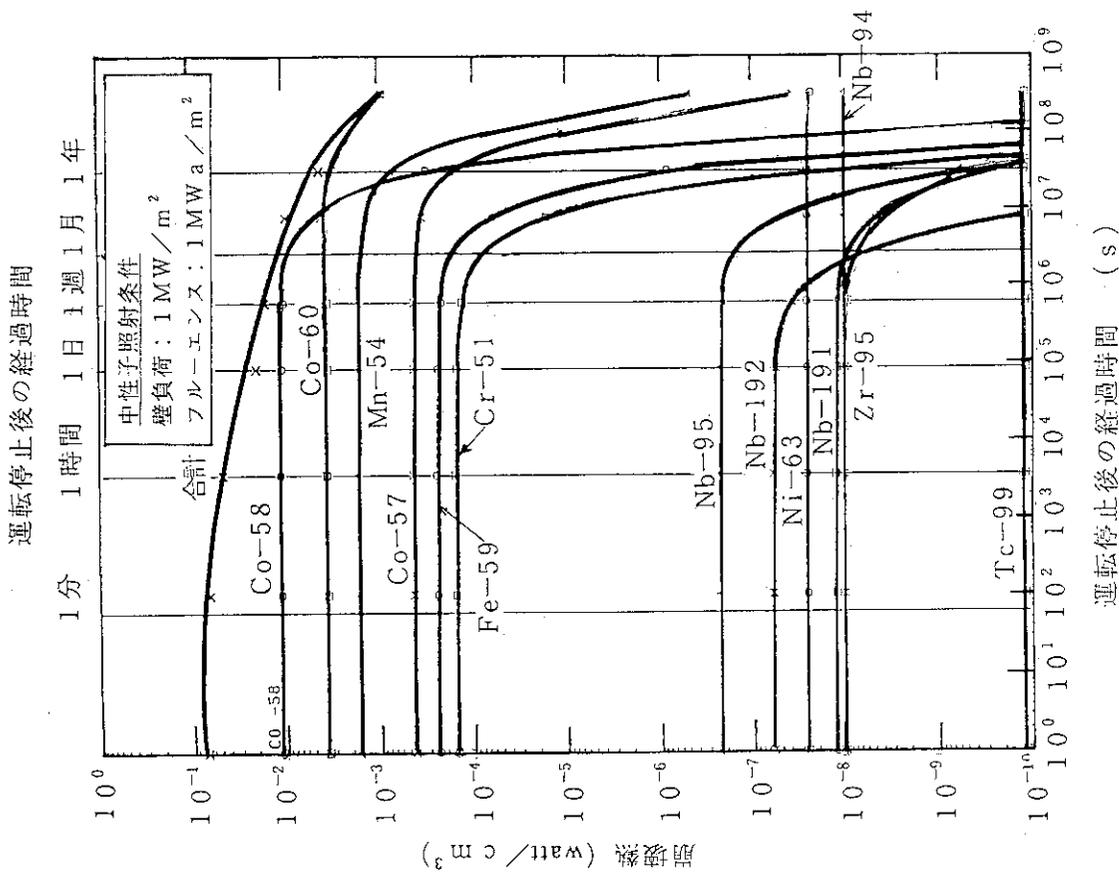


図-A 7: 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIの核種別崩壊熱の時間変化

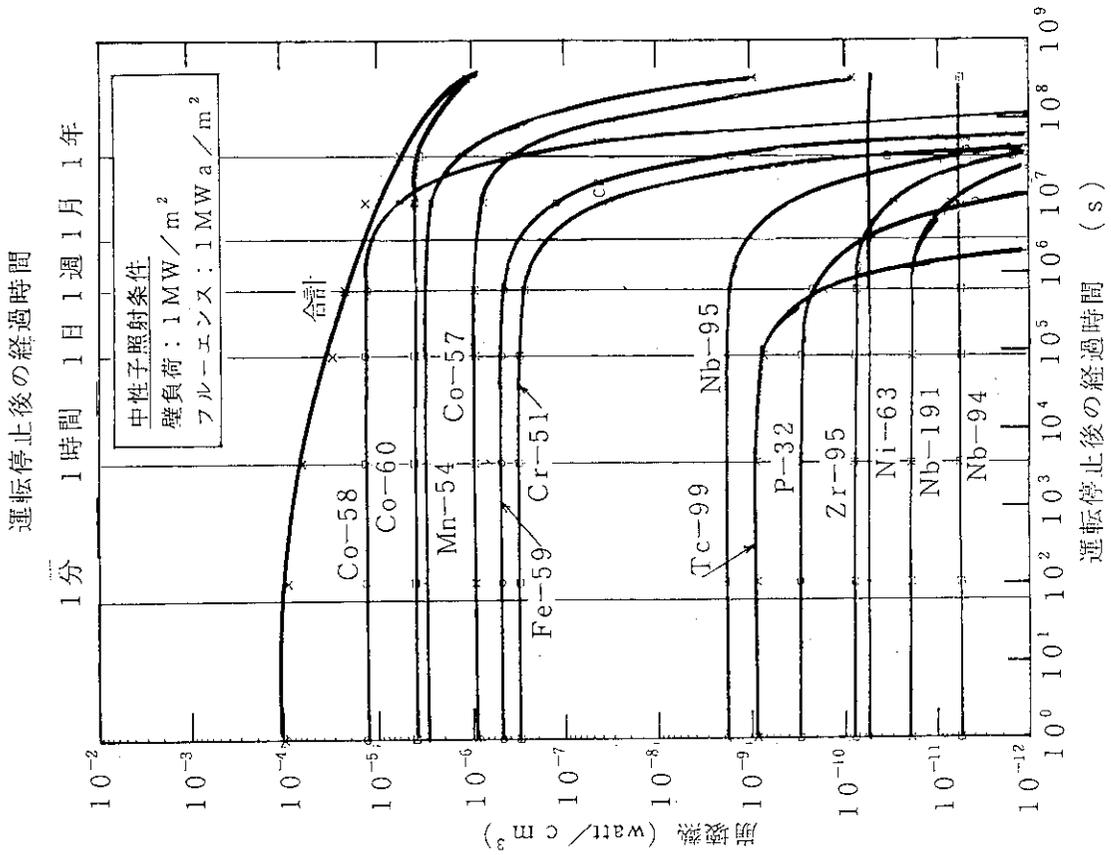


図-A 9 : 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIの核種別崩壊熱の時間変化

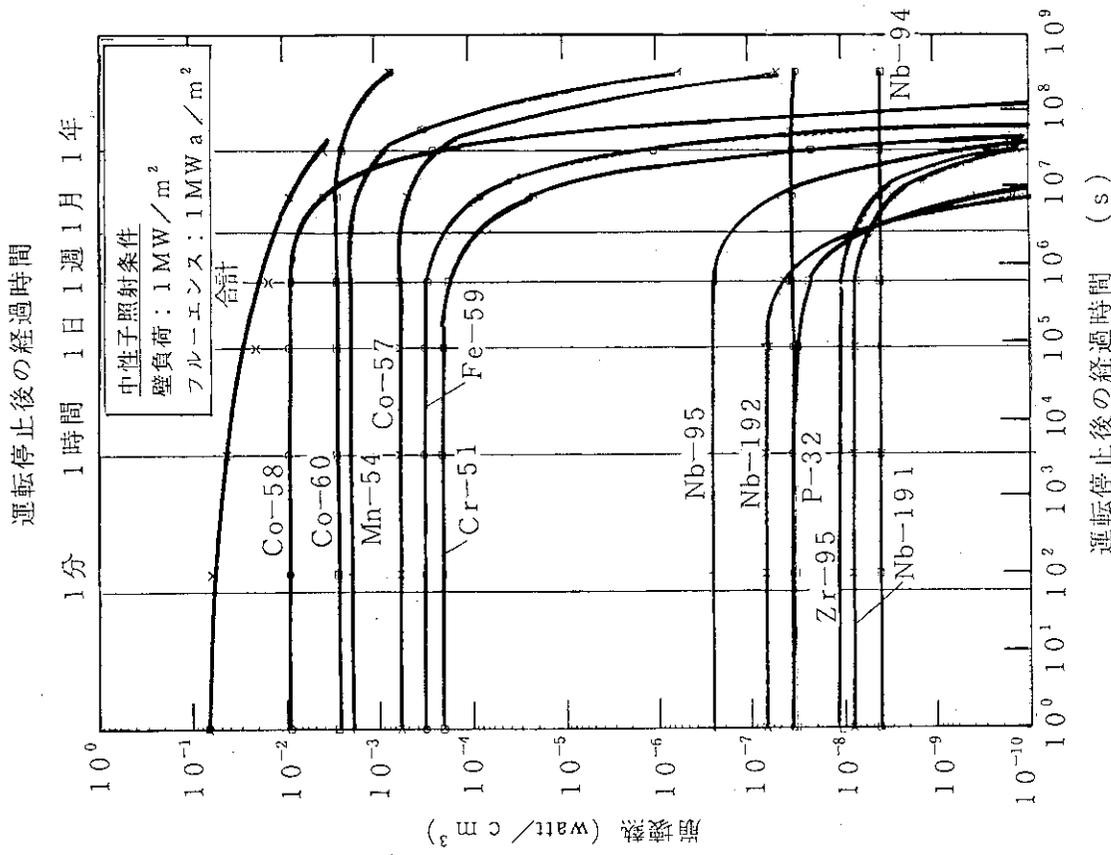


図-A 10 : 炉の運転停止後のインボード遮蔽体IIIの核種別崩壊熱の時間変化

添付資料B ダイバータ冷却水系へのトリチウム透過量評価

1. 計算条件

ダイバータ構造材としてMo、Cu及びMo-Cu接合体を用いた場合のトリチウムの透過量を「核融合炉の構造材中におけるトリチウム拡散計算コード(TPERM)⁽²²⁾」を用いて評価した。また、比較のためグラファイトアーマを用いない場合の第一壁(SUS材)冷却水系への透過についても評価した。

計算条件を表-B1に示す。表中、構造材の種類、厚み、温度及び透過表面積はITER-CDAにおける設計検討値である。本計算ではトリチウムの溶解度に大きな影響を及ぼす材料の照射欠陥の効果については、データが不足していることから考慮していない。しかし、平衡状態における透過速度及び冷却水中のトリチウム濃度については、照射欠陥の影響は少ないものと考えられる。なお、Mo、Cu及びSUSの拡散係数と溶解度のアレニウスプロットを図-B4、5に示す。

2. 計算結果

- 図-B1 : ダイバータ冷却水系へのトリチウム透過率の時間変化
- 図-B2 : ダイバータ冷却水中のトリチウム濃度の時間変化
- 図-B3 : 第一壁冷却水中のトリチウム濃度の時間変化
- 図-B4 : Mo、Cu、SUSの拡散係数
- 図-B5 : Mo、Cu、SUSの溶解度

図-B1より、以下のことが分かる。プラズマ側から打ち込まれたトリチウムはその位置からプラズマ側及び冷却側の表面に拡散距離に応じた割合で透過していく。トリチウムの飛程は数nm以下であるので、大部分のトリチウムはプラズマ側へ戻る。構造材料が単一組成である場合には、透過率は材料の透過係数に依存する。一方、Mo-Cu複合材の場合には、Cu中の拡散係数がMo中よりも大きく(図-B4)、Cuが相対的に拡散抵抗層となるため、Moの表面近傍に入射したトリチウムの大部分はプラズマ側にリサイクルされ、Cu層を介した冷却水への透過率は単一材料の場合よりも1桁以上小さくなる。なお、透過率は約1日で平衡となる。

図-B2より、冷却水中のトリチウム濃度が安全性の観点から除去を必要とする濃度(0.1Ci/kg)に達する運転日数は、単一材料の場合には約1日、Mo-Cu複合材では約20日であることが分かる。

図-B3より、SUSの厚みが5mmの場合、第一壁冷却水系(保有水量300m³)に透過するトリチウム濃度が(0.1Ci/kg)に達する運転日数は約10日であることが分かる。

表-B1 ダイバータ、第一壁のトリチウム透過評価(計算条件)

冷却系 構造材	ダイバータ			第一壁	
	Mo	Cu	Mo-Cu	SUS	
厚み (mm)	5		1 (Mo) 4 (Cu)	5	10
表面/裏面温度 (°C)	300 / 180				
有効透過表面積 (m ²)	200			1000	
冷却水保有水量 (m ³)	400			300	
トリチウム入射フラックス (n/m ² ・s)	1.62 × 10 ²²			5 × 10 ¹⁹	
入射確率 (-)	0.74	0.74	0.74	0.36	
拡散係数 D ₀ (m ² /s)	5.85 × 10 ⁻⁸	2.26 × 10 ⁻⁷	-	8.5 × 10 ⁻⁶	
活性化エネルギー (eV)	0.169	0.304	-	0.61	
溶解度 S ₀ (mol/m ³ ・atm ^{0.5})	8.54 × 10 ²	8.72 × 10 ¹	-	1.27 × 10 ² 0.091	
活性化エネルギー (eV)	0.568	0.324	-	0.091	
表面再結合係数 α (表面) (-)	5 × 10 ⁻³	-	-	5 × 10 ⁻³	
α (裏面) (-) -	(0)	(0)	-	-	
トラップサイト数 (個)	0			0	

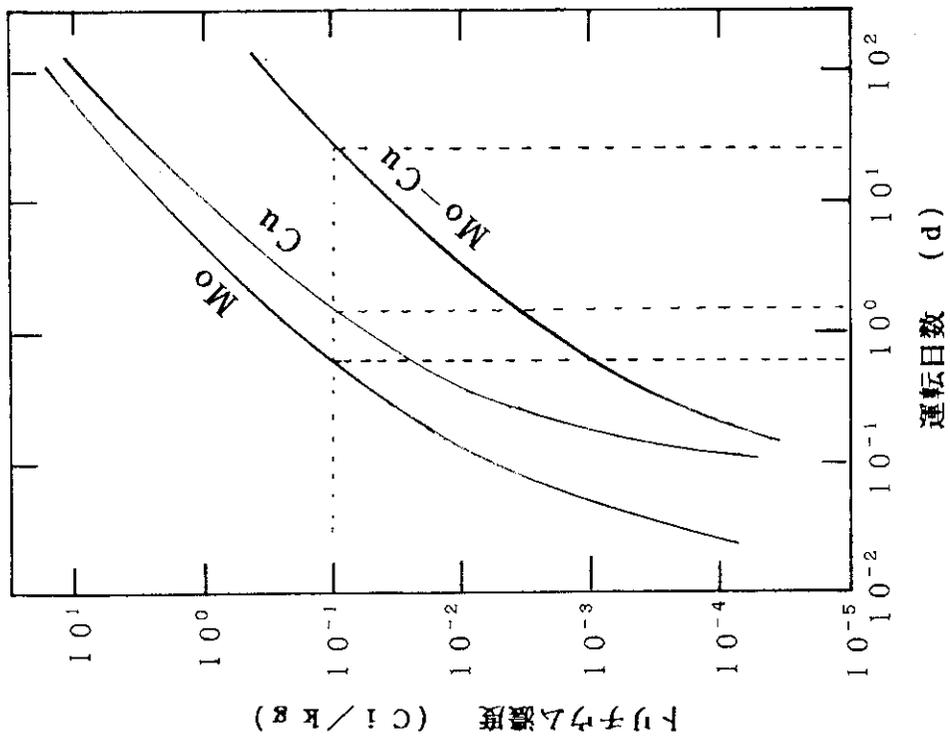


図-B1: ダイバータ冷却水系へのトリチウム透過率の時間変化

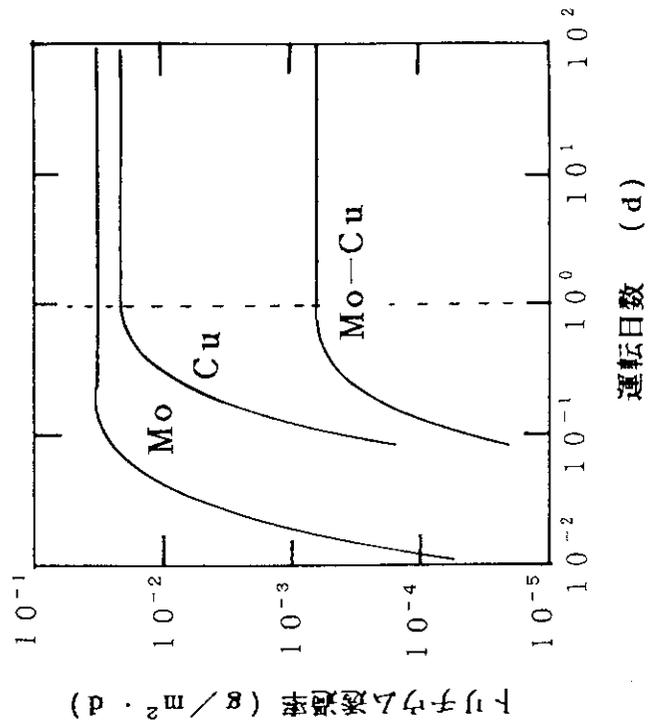


図-B2: ダイバータ冷却水中のトリチウム濃度の時間変化

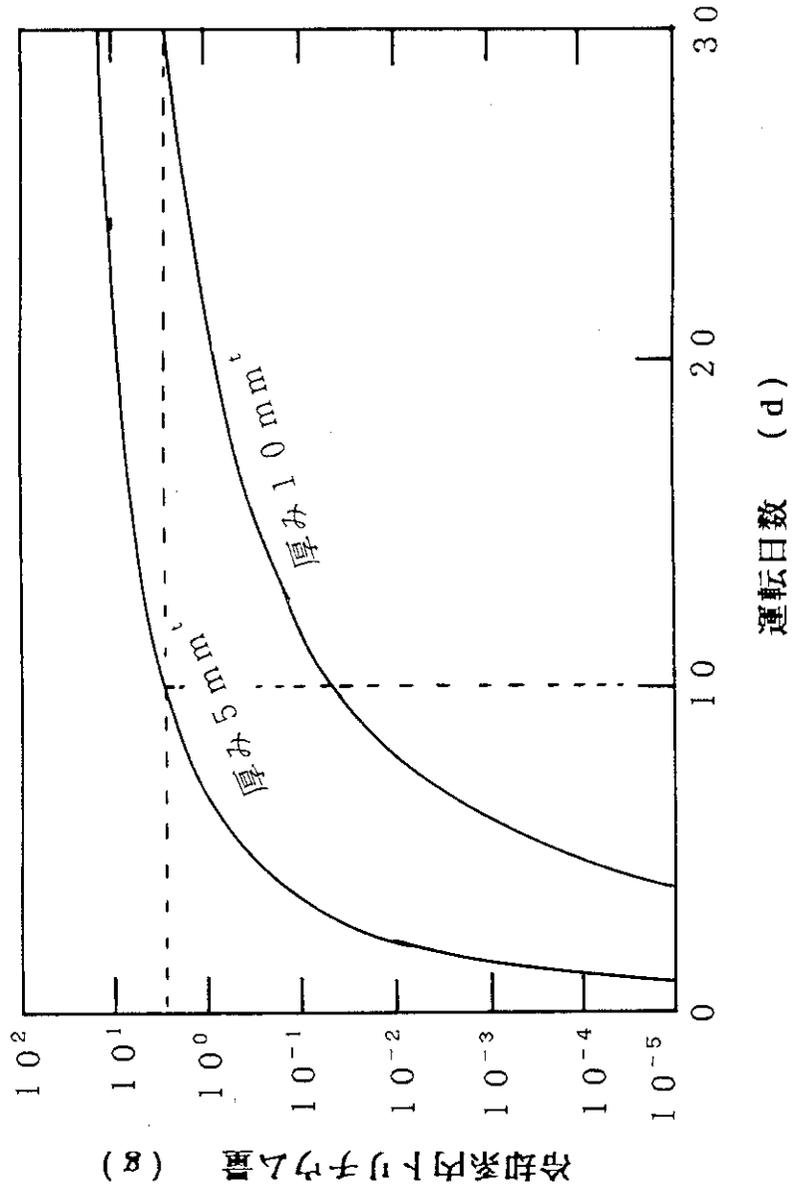


図-B 3 : 第一壁冷却水中のトリチウム量の時間変化

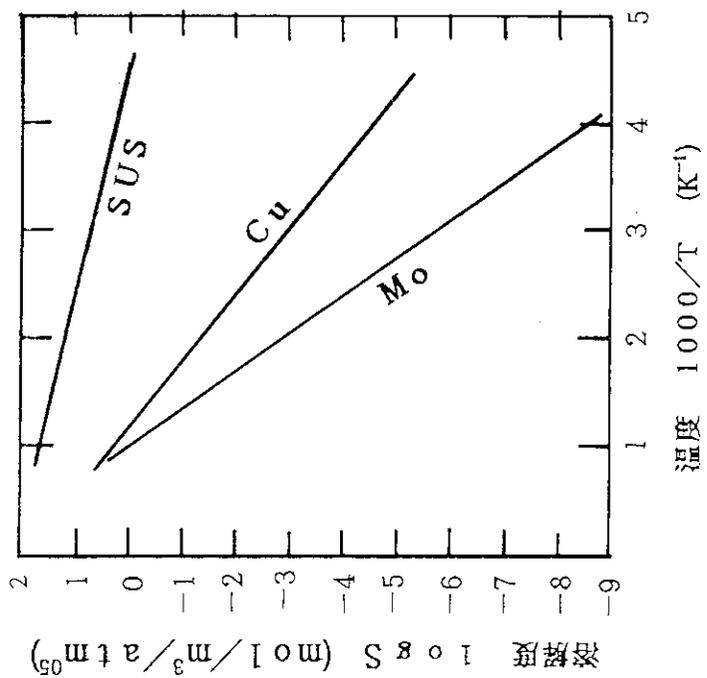


図-B 5 : Mo、Cu、SUSの溶解度

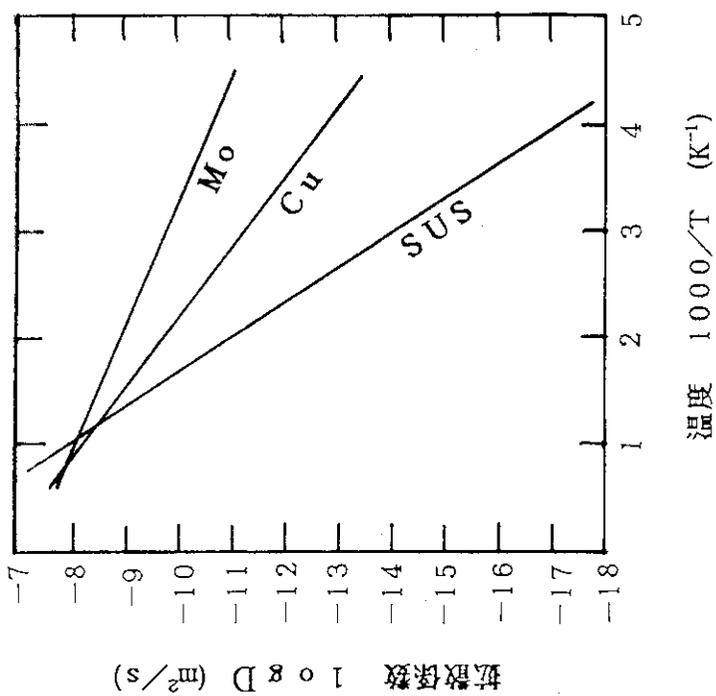


図-B 4 : Mo、Cu、SUSの拡散係数

添付資料C 機器、配管系におけるトリチウム漏洩率の計算法

トリチウム取扱い機器からのトリチウム漏洩は、構成材料からの透過によるものと機器に含まれる微小孔からの漏れに起因するものに分けられる。前者は材料の種類、性状、温度に、後者は微小孔の直径、長さ等に依存する。

トリチウム漏洩の大小は、二次格納系及び雰囲気トリチウム浄化装置の仕様（構造、規模、運転条件等）を左右するとともにそれらのコストならびに従事者や一般公衆の安全性に影響する。したがって、トリチウム取扱い機器について合理的な許容漏洩率を定めることが重要である。本節では、放射性物質輸送容器の気密度試験に関する米国標準⁽²³⁾に基づき、微小孔におけるトリチウムガス及びトリチウム水の漏洩率の計算法について述べる。

(1) 気密度試験法

代表的な試験法とその検出感度を表-C 1 に示す。

(2) 気体の漏洩

差圧が1気圧のときの漏洩率は、微小孔における気体の流れの性質に依存し、次のような関係がある。

流れのモデル	漏洩率 (atm・cm ³ /s)
分子流	< 10 ⁻⁷
遷移流	10 ⁻⁷ ~ 10 ⁻⁴
層流	10 ⁻⁶ ~ 10 ⁻¹

それぞれのモデルに対応する漏洩率計算式を以下に示す。

(i) 遷移流モデル

微小孔の直径をd (cm)、長さをx (cm)、流体の分子量をM、粘度をη (cp)、温度T (K)、微小孔前後の流体の圧力をPu、Pd (atm) としたとき、漏洩率Q (atm・cm³/s) は、次式で与えられる。

$$Q = 3810 \frac{d^3}{x} \left[37.2 \frac{d}{\eta} (P_u^2 - P_d^2) + \sqrt{\frac{T}{M}} (P_u - P_d) \right] \dots\dots\dots(1)$$

カッコ内の第1項はPoiseuille 則から導出される層流域の漏洩、第2項は Knudsen 則から導かれる分子流域の漏洩を表している。なお、流体が理想気体として取り扱えるとき、標準温度(25°C)での漏洩率Q_s (atm・cm³/s) は

$$Q_s = Q \frac{298}{T} \dots\dots\dots(2)$$

(ii) ヘリウム漏洩率からトリチウム漏洩率への変換

ヘリウムの粘度、分子量、漏洩率をη_{He} (cp)、M_{He}、Q_{He} (atm・cm³/s)、トリチウムガス (T₂、DT、HT) の粘度、分子量、漏洩率をη_T (cp)、M_T、Q_T (atm・cm³/s) と

すると、トリチウムガスの漏洩率は以下の式で求められる。

層流モデルの場合には、

$$Q_T = \frac{Q_{He} \eta_{He} (P_u^2 - P_d^2)_T}{\eta_T (P_u^2 - P_d^2)_{He}} \dots\dots\dots (3)$$

分子流モデルの場合には、

$$Q_T = Q_{He} \sqrt{\frac{T_T M_T}{T_{He} M_{He}}} \frac{(P_u - P_d)_T}{(P_u - P_d)_{He}} \dots\dots\dots (4)$$

(3) 液体の漏洩

液体における低流速の漏洩は層流域で起こり、以下の Poiseuille 則に基づく式で漏洩率を計算することができる。なお、乱流域では極めて大きな漏洩であり本節では取り扱わない。

$$Q_L = \frac{2.54 \times 10^6 d^4 (P_u - P_d)}{x \eta} \dots\dots\dots (5)$$

ここで、 Q_L (cm³/s)、 η (cP) は液体の漏洩率と粘度、 d (cm)、 x (cm) は微小孔の直径と長さである。漏洩試験液体 S による漏洩率 Q_{S-L} (cm³/s) からトリチウム水漏洩率 Q_{L-T} (cm³/s) への交換は、次式で表される。

$$Q_{L-S} = \frac{Q_{L-S} \eta_{L-S} (P_u - P_d)}{\eta_{L-T} (P_u - P_d)_{L-T}} \dots\dots\dots (6)$$

ここで、 η_{L-S} 、 η_{L-T} はそれぞれの粘度である。

(4) 気体の漏洩率と液体の漏洩率との相関式

ヘリウムリーク試験により気体の漏洩率が測定されている場合、次の相関式により液体（ここではトリチウム水を考える）の概略の漏洩率を知ることができる。

$$Q_{L-T} = \frac{2 Q_{He} \eta_{He} (P_u - P_d)_{L-T}}{\eta_{He} (P_u^2 - P_d^2)_{He}} \dots\dots\dots (7)$$

この変換で求められた液体（トリチウム水）の漏洩率は、実際の漏洩率よりも大きめとなるので安全側の評価となる。なお、上式は層流モデルの場合にのみ有効である。

表-C1 放射性物質輸送容器の気密度試験に関する米国標準⁽²³⁾

方 法	漏洩率*1 (atm・cm ³ /s)	検出感度 (Pa・m ³ /s)
ガス圧力降下法	10 ⁻¹	10 ⁻²
ガスバブル法	10 ⁻³	10 ⁻⁴
ソーブバブル法	10 ⁻³	10 ⁻⁴
温水バブル法 (水温90度)	10 ⁻³	10 ⁻⁴
ガス圧上昇法	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵
空気バブル法 (減圧下、グリコール浸漬)	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
ハロゲン検出法	10 ⁻⁶	10 ⁻⁷
ヘリウム質量分析法		
吸引法、吹付法	10 ⁻⁷	10 ⁻⁸
加圧ヘリウム中浸漬法	5×10 ⁻⁸	5×10 ⁻⁹
被覆法	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹
トレーサ法 (⁸⁵ Kr)	10 ⁻⁸	10 ⁻⁹

*1 1 atm・cm³/s = 1.013 Pa・m³/s