

HTTR 気体廃棄物の廃棄施設の保守管理

Maintenance of Gaseous Radwaste Treatment System in HTTR

山崎 和則 亀山 恭彦 猪井 宏幸 新垣 悦史 篠崎 正幸 太田 幸丸

Kazunori YAMAZAKI, Yasuhiko KAMEYAMA, Hiroyuki INOI
Etsushi ARAKAKI, Masayuki SHINOZAKI and Yukimaru OHTA

大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center

March 2008

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

HTTR 気体廃棄物の廃棄施設の保守管理

日本原子力研究開発機構

大洗研究開発センター高温工学試験研究炉部

山崎 和則、亀山 恭彦、猪井 宏幸、新垣 悦史※、篠崎 正幸、太田 幸丸

(2008 年 2 月 19 日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）で発生する気体廃棄物を適切に回収し、放射性物質の除去・減衰を経て放射性物質の濃度を監視しながら大気へ放出するために気体廃棄物の廃棄施設が設置されている。この設備は、それらの目的を果たすために常に設備の健全性が求められているため、毎年実施する保守管理によって機器の健全性の維持管理を行っている。本設備の保守管理は HTTR の運用に必要不可欠で、開発した方法を用いて、効率的な保守管理を行ってきており、得られた経験は高温ガス炉のプラント設計に役立つ。

本報は、気体廃棄物の廃棄施設の維持管理を目的に実施してきた保守項目並びに実際の経験に基づいて改善した事項について纏めたものである。

Maintenance of Gaseous Radwaste Treatment System in HTTR

Kazunori YAMAZAKI, Yasuhiko KAMEYAMA, Hiroyuki INOI
Etsushi ARAKAKI*, Masayuki SHINOZAKI and Yukimaru OHTA

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 19, 2008)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) has the Gaseous Radwaste Treatment System (GRTS). The GRTS appropriately collects all potentially radioactive gases discharged from the plant. After the gases are decayed with the Decay tank and decreased with the Filtering system, the gases are discharged into the atmosphere under monitoring. This system is checked every year for keeping the performance by developed maintenance method. The experience gained through the maintenance will be useful for the plant design for High Temperature Gas cooled Reactors (HTGRs).

This report describes the developed maintenance method and items. The improvement items of the GRTS are also presented in the paper.

Keywords: HTTR, HTGR, Maintenance, Gaseous Radwaste Treatment System, Decay Tank, Filtering System

※Research Staff on Loan

目 次

1. 緒 言	1
2. 設備の概要	2
2. 1 HTTRの概要	2
2. 2 気体廃棄物の廃棄施設の概要	3
2. 3 気体廃棄物の廃棄施設における主要機器	3
3. 気体廃棄物の廃棄施設の保守管理	6
3. 1 バッファタンク	6
3. 2 圧縮機	6
3. 3 減衰タンク	7
3. 4 フィルタユニット	8
3. 5 排風機	9
3. 6 排気筒	9
3. 7 主要弁	10
3. 8 主配管	10
3. 9 安全弁	10
4. 改善事項	11
4. 1 警報の適正化	11
4. 2 点検期間の短縮化	12
4. 3 減衰タンク運用の検討	13
5. 結 言	15
謝 辞	15
参考文献	16

Contents

1. Introduction	1
2. System Outline	2
2. 1 Overview of HTTR	2
2. 2 Overview of the Gaseous Radwaste Treatment System	3
2. 3 The main equipment of the Gaseous Radwaste Treatment System	3
3. Maintenance of the the Gaseous Radwaste Treatment System	6
3. 1 Buffer tank	6
3. 2 Compressor	6
3. 3 Decay tank	7
3. 4 Filtering system	8
3. 5 Exhaust blower	9
3. 6 Ventilation stack	9
3. 7 Main Valve	10
3. 8 Main Line	10
3. 9 Safety Valve	10
4. Improvement Items	11
4. 1 Improvement Items of warning	11
4. 2 Shortening at maintenance period	12
4. 3 Consideration of the plan to use Decay tank	13
5. Conclusion	15
Acknowledgements	15
References	16

1. 緒 言

高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化、高温工学に関する先端的基礎研究の実施を主目的として、独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに建設された日本初の高温ガス炉である。HTTR は、2001 年 12 月 7 日に原子炉出口冷却材温度 850℃での全出力運転(30MW)を達成し、2004 年 4 月 19 日には、原子炉出口冷却材温度 950℃での全出力運転に成功した¹⁾。

冷却材にヘリウムガスを使用する HTTR では、原子炉の運転及び設備の保守を行う際に気体廃棄物が発生する。その代表的なものは、冷却材中の不純物を除去する 1 次ヘリウム純化設備のトラップ装置を再生した際に生じるオフガス、冷却材中の不純物濃度を管理するための 1 次ヘリウムサンプリング設備で測定に使用された試料ガスの一部、その他に各設備の保守によって生じるオフガスがある。これらの気体廃棄物を適切に減衰、ろ過するために気体廃棄物の廃棄施設が設置されており、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くしている。

本報では、高温ガス炉において発生する気体廃棄物を適切に処理するために重要な設備である気体廃棄物の廃棄施設について、保守管理の方法、そして、その保守管理の中で実施してきた改善事項について纏めたとともに、HTTR の運用に影響を及ぼしている検討課題について纏めたものである。

2. 設備の概要

2. 1 HTTR の概要

HTTR の基本仕様を Table2-1、系統概略図を Fig.2-1 に示す。HTTR の原子炉冷却設備は、主冷却設備、補助冷却設備及び炉容器冷却設備から構成される。

主冷却設備は、通常運転時に原子炉の冷却を行うもので、1次冷却設備として中間熱交換器（IHX : Intermediate Heat Exchanger）と1次加圧水冷却器（PPWC : Primary Pressurized Water Cooler）の2種類の熱交換器を並列に配置している。IHX の2次側には、2次ヘリウム冷却設備2次加圧水冷却器（SPWC : Secondary Pressurized Water Cooler）を配置している。原子炉内で発生した熱は、それらの熱交換器を経由して最終的に加圧水冷却設備に設置されている加圧水空気冷却器（ACL : Air-Cooler）より大気へ放散される。

補助冷却設備は、原子炉スクラム時及び事故時等において強制循環による炉心の冷却が可能な場合に原子炉の残留熱の除去を行う。

炉容器冷却設備は、原子炉圧力容器の周囲に設置した水冷管により1次遮へい体を冷却するとともに、補助冷却設備で強制循環による炉心の冷却が期待できないような配管破断事故時等にも原子炉の残留熱の除去を行う。

HTTR では冷却材にヘリウムガスを使用しているため、冷却材中の不純物が起因する材料強度の劣化（酸化）を防ぐ必要があり、不純物を適切に除去する目的で1次ヘリウム純化設備が設置されている。1次ヘリウム純化設備の系統図を Fig.2-2 に示す。1次ヘリウム純化設備は、補助冷却設備から不純物を含むヘリウムガスを導入し、酸化銅反応筒、モレキュラーシーブトラップ（以下、「MST」という。）、コールドチャコールトラップ（以下、「CCT」という。）の各トラップにより純化し、補助冷却設備及びスタンドパイプに戻すことにより、1次冷却設備の不純物濃度を制限濃度以内にする。1次冷却材中の不純物濃度が制限値に接近した場合、あるいは酸化銅反応筒、MST 及び CCT を60日間の連続使用後には、各トラップの再生運転を行って繰り返し運用する。再生運転に使用されたヘリウムガスは、再生運転後に気体廃棄物として気体廃棄物の廃棄施設へ回収される。

また、ヘリウムガス中の不純物濃度を管理するために、1次冷却設備及び1次ヘリウム純化設備からヘリウムガスを採取して、化学的不純物濃度及び放射性不純物濃度を測定するための1次ヘリウムサンプリング設備が設置されている。1次ヘリウムサンプリング設備の系統図を Fig.2-3 に示す²⁾。測定に使用されたヘリウムガスのうち、1次冷却材圧力を減圧することがなく測定できる露点式水分計とγ線検出器で測定されたガスは1次ヘリウム純化設備を通して1次冷却設備に戻されるが、測定機器の耐圧上の理由から大気圧近傍まで減圧して測定を行う電解式微量水分計、ガスクロマトグラフ質量分析計及びβ線検出器で測定されたガスは気体廃棄物の廃棄施設に回収される。

上記に記述したとおり、HTTR の運転に伴い発生する気体廃棄物、他にも HTTR の各設備の保守によって発生する気体廃棄物の適切な回収、放射性物質の除去・減衰及び放射性物質の濃度を監視しながら大気へ放出するための設備として、気体廃棄物の廃棄施設が設置されている。

2. 2 気体廃棄物の廃棄施設の概要

気体廃棄物の廃棄施設の系統図を Fig.2-4 に示す。気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物の適切な回収、放射性物質の除去・減衰及び放射性物質の濃度を監視しながら大気へ放出し、適切にろ過、貯留、減衰を行うことにより、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減することを目的に設置された設備である。本設備は、気体廃棄物A処理系と気体廃棄物B処理系に大別され、バッファタンク、圧縮機、減衰タンク、フィルタユニット、排風機、排気筒、弁、配管等から構成される。

気体廃棄物A処理系は、比較的放射性物質の濃度が低いガスを回収する系統であり、主に、燃料取扱設備において、燃料交換時に発生する置換ガス等を回収する。気体廃棄物A処理系に回収されたガスは、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内包するフィルタユニットを通すことで、微粒子及び放射性よう素を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒より放出する。

気体廃棄物B処理系は、比較的放射性物質の濃度の高いガスを回収する系統であり、主に、1 次ヘリウム純化設備の酸化銅反応筒、MST、CCT の各トラップを再生した際に生じるオフガスと、1 次ヘリウムサンプリング設備において測定に使用されたヘリウムガスのオフガスを回収する。回収されたガスは、バッファタンクを介して、圧縮機により加圧され、減衰タンクに貯留される。減衰タンクに貯留されたガスは、30 日間の貯留減衰後に、手サンプリングによって放射性物質の濃度が放出管理目標値以下であることを確認してから、気体廃棄物A処理系を通して排気筒より放出される。

2. 3 気体廃棄物の廃棄施設における主要機器

気体廃棄物の廃棄施設の主要機器を以下に記す。

(1) バッファタンク

バッファタンクは、気体廃棄物B処理系に間欠的に流入してくる気体廃棄物を一時的に貯留し、その圧力によって圧縮機のロード、アンロードの切替えを行っている。

バッファタンクの設計条件及び設計仕様を Table2-2 に、外観を Photo2.1 に示す。

(2) 圧縮機

圧縮機は、気体廃棄物B処理系に回収された気体廃棄物を、減衰タンクに圧縮して高圧貯留させるために設置されている。回収されるガスは間欠的に流入してくるため、圧縮機の上流側にバッファタンクを設けて、その圧力によってロード、アンロードの切替えを行っている。圧縮機は2台設置されており、1台は運転中のバックアップとして待機状態としておく。

圧縮機の設計条件及び設計仕様を Table2-3 に、外観を Photo2.2 に示す。

(3) 減衰タンク

減衰タンクは、気体廃棄物B処理系に回収された気体廃棄物を30日間貯留することにより放射能を減衰させるためのものである。減衰タンクは2基設置されており、1基につき最大で87Nm³まで貯留できる。貯留減衰終了後、大気へ放出する前に放射能濃度を確認するためのガスサンプリングラインが設けられており、タンク内のガスの放射能濃度を手サンプリングにより測定して、HTTRから放出する気体廃棄物の放射性物質の濃度を確認している。

減衰タンクの設計条件及び設計仕様をTable2-4に、外観をPhoto2.3に示す。

(4) フィルタユニット

フィルタユニットは、気体廃棄物A処理系から回収されたガスと、気体廃棄物B処理系から送られてくるガス中の微粒子及び放射性よう素の除去を行っている。フィルタユニットは2基設置されており、それぞれに粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ（以下、「チャコールフィルタ」という。）を内包している。

フィルタユニットの設計条件及び設計仕様をTable2-5に、外観をPhoto2.4に示す。

(5) 排風機

排風機は、本設備において減衰、ろ過等の処置を行った気体廃棄物を排気筒に送るためのものである。排風機の上流側には、流入される気体廃棄物の流量が減少した場合にも、排風機を保護するためにバネ式真空破壊弁が設置されている。排風機は2台設置されており、1台は運転中のバックアップとして待機状態としておく。

排風機の設計条件及び設計仕様をTable2-6に、外観をPhoto2.5に示す。

(6) 排気筒

排気筒は、本設備において減衰、ろ過等の処置を行った気体廃棄物を大気に放出するために設置されている。原子炉建家に隣接して設置されており、高さは地上から約80mで、約39mと約79mの箇所計4個の航空障害灯が設置されている。

排気筒の設計条件及び設計仕様をTable2-7に、外観をPhoto2.6に示す。

(7) 弁

弁は、Fig.2-4 の系統図に示すように本設備の系統の各箇所に設置されている。その中でも、気体廃棄物の貯留、系統保護及び放射性物質の濃度の高いガスが気体廃棄物 A 処理系に流入してきた際に気体廃棄物 B 処理系へ戻す等の重要な弁については主要弁としている。主要弁としている弁を以下の①～③に記す。主要弁の設計条件及び設計仕様を Table2-8 に、外観を Photo2.7 に示す。

- ① 減衰タンク出口弁 (201V6A、V6B)
- ② フィルタユニット入口弁 (201V10A、10B)
- ③ 気体廃棄物 B 処理系へ戻すための戻り弁 (201V14)

(8) 配管

本設備の配管のうち、計装用配管等を除く配管を主配管としている。主配管の仕様を Table2-9 に、外観を Photo2.8 に示す。

3. 気体廃棄物の廃棄施設の保守管理

原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定に定めている施設定期自主検査は、HTTR 年間運転計画及び年間使用計画に定めた施設定期自主検査の期間に実施しており、その期間内に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」により定められた施設定期検査を受検している。本設備の施設定期検査を Table3-1 に示す。また、施設定期自主検査を Table3-2 に示す。施設定期自主検査の期間に、それぞれの検査を行うとともに本設備について保守管理を実施している。本設備のそれぞれの機器について、保守管理に関する内容は以下のとおりである。

3. 1 バッファタンク

バッファタンクの保守管理として、外観検査及び漏えい検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、バッファタンクの外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(2) 漏えい検査

漏えい検査は、主配管の漏えい検査と同時に行い、空気により加圧後、発泡漏れ試験方法（以下、「発泡法」という。）により検査を行っている。

これまでにやってきた検査において、漏えいが無いことを確認している。

3. 2 圧縮機

圧縮機の保守管理として、分解検査、絶縁抵抗検査、外観検査及び作動検査を行っている。

(1) 分解検査・絶縁抵抗検査

分解検査は定期的に行っており、機器内部及び主要部品の外観検査、清掃及び消耗部品の交換を行い機器の性能を維持している。ピストン、ピストンロッド等の主要な部品について異常な磨耗、損傷がないことを確認し、ピストンリング、ライダリング、オイルシール、バリシール等の消耗部品の交換を行っている。

圧縮機の駆動用及びシールオイルポンプ用電動機については、絶縁抵抗検査を実施して機器の絶縁状態を確認している。

分解検査は、不必要な汚染拡大の防止のために放射能汚染防護用グリーンハウスを設置し、作業中は常に放射能濃度を測定し、放射性物質による汚染レベルを把握し、作業を行っている従事者が不必要な被曝をしないように管理を行っている。

これまでの分解検査及び絶縁抵抗検査において、圧縮機に有意な異常は見られていない。また、作業中における有意な汚染は検出されていない。

(2) 外観検査

外観検査は、圧縮機の外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(3) 作動検査

作動検査では、圧縮機の性能が維持されていることを、減衰タンクに 0.8MPa [gauge] 以上昇圧できることにより確認している。

作動検査を行うにあたって問題となったことは、作動検査を行うための系統が設けられていないこと、減衰タンクに昇圧したガスを 1 次系に戻す系統が設けられていないことであった。そのため、1 次系のヘリウムガスを用いて検査を実施し、検査後には 30 日間の貯留減衰期間を経た後に、気体廃棄物 A 処理系に移送して大気へ放出させるしかなかった。この方法では、圧縮機 1 台の作動検査を行うにあたって、減衰タンクの受け入れ上限近くまで昇圧させるため、圧縮機 2 台の作動検査を行うと、減衰タンクが 2 基ともに受入れが不可となり、その期間が 30 日間続いたため、施設定期自主検査期間が長期化し、HTTR 年間計画に多大な影響を与えてしまうことであった。

その対策として、バッファタンクのドレンラインを利用して仮設の系統を設置し、原子炉建家外から純度の高いヘリウムガス（純度 99.995%以上）（以下、「試験用ヘリウムガス」という。）を供給することとした。更に、検査終了後に減衰タンクに昇圧したガスを手サンプリングにより測定し、放射能濃度が検出下限以下程度であれば 30 日間の貯留減衰期間を経なくても大気へ放出させる手順とした。

この検査方法の確立により、確実に一定量のヘリウムガスが供給できるため、前回の作動検査結果との比較が容易になり、圧縮機の性能が維持されていることの判断が容易に可能となった。

なお、これまでの作動検査において、異常は見られていない。

3. 3 減衰タンク

減衰タンクの保守管理として、外観検査及び漏えい検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、減衰タンクの外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(2) 漏えい検査

漏えい検査は、減衰タンクが検査の規定圧力 0.8MPa [gauge] 以上の時に発泡法により行っている。圧縮機の作動検査において減衰タンクに昇圧を行うため、その後に続けて実施する。前項でも記載したが、試験用ヘリウムガスを用いることで、タンク内のガスを手サンプリングにより放射能濃度の測定を行い、その結果が検出下限以下程度であれば大気へ放出する手順としている。

これまでの検査において、漏えいが無いことを確認している。

3. 4 フィルタユニット

フィルタユニットの保守管理として、フィルタ捕集効率検査及び外観検査を行っている。

(1) フィルタ捕集効率検査

フィルタ捕集効率検査は、フィルタユニットに内包されているフィルタのうち、放射性物質を除去するための微粒子フィルタとチャコールフィルタについて行う。ガス中の粉塵を除去する粗フィルタは、フィルタ差圧が高くなった際に交換するため検査は行わない。

微粒子フィルタの捕集効率は、原子力発電所の換気空調設備の微粒子フィルタの効率を測定するために製作された試験装置を用いて行う。チャコールフィルタについても同様に、漏えい率を測定するために製作された試験装置を用いて行う。それぞれのフィルタの性質により、微粒子フィルタの検査には DOP (Di-Octul Phthalate) 液を所定温度に加熱した DOP スモークを使用し、チャコールフィルタの検査にはフロンガス (R-112) を使用する。測定は、微粒子フィルタ、チャコールフィルタの順番で行う。

微粒子フィルタの捕集効率の測定を行うにあたり、チャコールフィルタを取り出す必要がある。取り出す際には、システムを開放させないための措置として PVC バックを使用してのバック・イン・バックアウト方式により行っている。バック・イン・バックアウト方式によるチャコールフィルタの取出手順を Fig.3-1 に記す。取り出し後、フィルタユニットの上流側から DOP スモークを投入して、上流側と下流側の測定値から捕集効率を算出する。測定後、バック・イン・バックアウト方式によりチャコールフィルタをフィルタユニットに復旧する。バック・イン・バックアウト方式による復旧手順を Fig.3-2 に記す。

チャコールフィルタの捕集効率は、活性炭単体の吸着効率とフィルタユニットに内包されている状態での漏えい率から算出する。活性炭単体の吸着効率は、放射性ヨウ素及び放射性ヨウ化メチルの測定結果を用いるため活性炭を詰め替える。漏えい率は、試験装置により、フィルタユニット上流側からフロンガス (R-112) を投入し、上流側と下流側の測定値から算出する。活性炭の吸着効率と漏えい率の測定結果から、チャコールフィルタの捕集効率を算出する。

捕集効率検査の一連の作業が終了した後には、復旧後の気密性を確認するために、主配管と共に漏えい検査を行っている。

これらの一連の作業は、不必要な汚染拡大の防止のために放射能汚染防護用グリーンハウスを設置し、作業中は常に放射能濃度を測定し、放射性物質による汚染レベルを把握し、作業を行っている従事者が不必要な被曝をしないように管理を行っている。

これまでの検査において、捕集効率が規定値以上あることを確認している。また、作業中における有意な汚染は検出されていない。

(2) 外観検査

外観検査は、フィルタユニットの外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

3. 5 排風機

排風機の保守管理として、外観検査、作動検査、絶縁抵抗検査及び分解検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、排風機の外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(2) 作動検査

排風機の実作動検査を行い、軸受温度が安定していること、異音、異臭、異常な振動等がなく円滑に作動することを確認している。

作動検査は、気体廃棄物A処理系の一部を開放し、建家内の空気を吸引して検査を行っている。系統を開放する際には、放射性物質が系統外へ流出することを防ぐために、排風機を運転して系統内を負圧とすることで、開放時に系統内のガスが系統外へ流出することを防止する。

これまでの作動検査において、異常は見られていない。

(3) 絶縁抵抗検査

排風機の駆動用電動機について、絶縁抵抗検査を実施して機器の絶縁状態を確認している。これまでに、絶縁状態の異常は見られていない。

(4) 分解検査

分解検査は、現在に至るまでの間に平成15年度に行った。検査は、機器内部と主要部品であるローター等の外観検査、清掃及び消耗部品の交換を行った。

作業を行うにあたって、不必要な汚染拡大の防止のために放射能汚染防護用グリーンハウスを設置し、作業中は常に放射能濃度を測定し、放射性物質による汚染レベルを把握し、作業を行っている従事者が不必要な被曝をしないように管理を行った。

検査において機器内部に異常のないことを確認した。また、有意な汚染は検出されなかった。

3. 6 排気筒

排気筒の保守管理として、外観検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、排気筒の外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを地上より双眼鏡を使用しての目視により、異常のないことを確認している。また、航空障害灯が夜間に点灯されていることを確認している。

3. 7 主要弁

弁の保守管理として、主要弁に選定している弁の外観検査及び作動検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、主要弁の外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(2) 作動検査

それぞれの主要弁について、中央制御室から開閉操作を行い、円滑に作動することを確認している。これまでの検査において、異常がなく円滑に作動することを確認している。

3. 8 主配管

配管の保守管理として、主配管に選定している系統の外観検査及び漏えい検査を行っている。

(1) 外観検査

外観検査は、主配管の外表面について著しい変形、有害な損傷・腐食等がなく、据付状態が適正であることを目視により、異常のないことを確認している。

(2) 漏えい検査

漏えい検査は、主配管に選定している系統について、運転中若しくは空気により加圧して発泡法により行っている。

検査は、系統の最高使用圧力別に 3 系統に分けて行っている。系統別に検査範囲を Fig3-3 から Fig.3-5 に示す。

これまでの検査において、漏えいが無いことを確認している。

3. 9 安全弁

配管及びタンク類には、急激な圧力上昇による破断等を防止するために安全弁が設置されている。吹出圧力を極低圧に設定しているフィルタユニットの入口側の配管には自重式の安全弁、その他はバネ式安全弁を選定している。

安全弁は、性能の維持を継続させることを目的に、分解点検と吹出圧力が許容範囲において作動することを確認するための作動試験を行っている。バネ式安全弁は、バネによって吹出す設定圧力が一定であるのに対して、自重式の安全弁は弁体の自重によって決まるため、毎年の整備時に行う弁座及び弁体の擦り合わせによって、弁体の重量が若干ずつ減少し、吹出圧力が低下していく事象が見られた。そのため、平成 14 年に弁体の交換を行った。

バネ式安全弁の外観を Photo3.1 に、自重式安全弁の外観を Photo3.2 に示す。

4. 改善事項

本設備において、これまでにを行った改善処置について以下に記す。

4. 1 警報の適正化

系統の圧力、温度等が異常に上昇した場合等に運転員に警告するための警報が発報される。これまでの設備の運用において、警報設定値の変更、ノイズ等による警報の誤報を防ぐためのオンディレイタイマーを設置する等の改善処置を行ってきた。それらの処置を行ったものを以下に記す。

(1) バッファタンクの圧力高警報の設定値変更

本設備の運転において、気体廃棄物B処理系に回収された気体廃棄物は、バッファタンクを介して圧縮機により減衰タンクに昇圧される。昇圧後、圧縮機からバッファタンクまでの閉鎖された系統で、圧縮機に残留するガスが時間の経過とともに均圧し、バッファタンク圧力高の警報設定値を上回る圧力まで上昇する。そのため、停止した時の圧縮機内に残留するガスを考慮して、バッファタンクの圧力高警報設定値を 20kPa から 50kPa に変更した。

(2) 警報設定値にオンディレイタイマーの設置

HTTR の原子炉運転中に、プラントの状態に異常がないにも関わらず中央制御室に瞬時的に以下の①～③の警報が発報することがあった。これは、計測制御系統施設のプラント制御装置の計測回路で発生するノイズによる影響と考えられる。その対策として、ノイズによる瞬時的な警報発信を抑制するためにオンディレイタイマーを設置した。

- ① 減衰タンク圧力高
- ② 減衰タンク出口ライン圧力高
- ③ 圧縮機出口廃ガス温度高

4. 2 点検期間の短縮化

保守点検期間を短縮させることを目的として、以下の予備品を購入し作業の円滑化を図った。

(1) チャコールフィルタ

前章でも記述したが、チャコールフィルタの捕集効率を測定するにあたり、活性炭の吸着効率を測定しなければならない。吸着効率の測定には、活性炭の詰め替えを行うため、その一連の作業には期間を要する。そのため、チャコールフィルタの予備品を購入して、フィルタユニット捕集効率検査の前にあらかじめ吸着効率の測定を行っておくことにより本設備の保守点検期間の短縮化を図った。

(2) 安全弁

安全弁の点検は、以下に記す①～⑤の一連の作業に期間を要する。また、原子炉運転後の施設定期自主検査では、減衰タンクに貯留された気体廃棄物を30日間減衰させ、その後の排出までの期間、安全弁を系統から取り外すことが出来ない。そのためにHTTRの施設定期自主検査の工程に多大な影響を及ぼしていた。その改善のため、圧縮機内に設置されている安全弁を除いて予備の安全弁を購入した。点検整備を済ませた予備の安全弁と交換することにより作業の効率化が図られ、HTTRの施設定期自主検査の期間を短縮できた。

- ① 系統からの取り外し
- ② 分解検査
- ③ 作動試験
- ④ 系統への復旧
- ⑤ 復旧後の漏えい検査

4. 3 減衰タンク運用の検討

原子炉運転後の施設定期自主検査は、本設備の減衰タンクの貯留減衰期間の影響によって期間を長く取らなければならない問題を抱えている。また、HTTR の運転では、減衰タンクの容量によって回収できる気体廃棄物の量が制限されるため、HTTR の連続運転日数も制限される。

HTTR の長期連続運転を行うにあたり、減衰タンクの容量及び1次ヘリウムサンプリング設備から生じるオフガスの発生量から、現在の運用方法において HTTR が最も長期運転可能な運用計画を Fig.4-1 に示す。原子炉運転中に、1次ヘリウムサンプリング設備からのオフガスが約 $1.1\text{N m}^3/\text{day}$ 発生し、減衰タンクに貯留される。そのため、約79日後に減衰タンク1基が受け入れ限界に達して待機側の減衰タンクに切り換える。その期間中、1次冷却設備の CH_4 、 N_2 もしくは O_2 の濃度が1次冷却材中の制限値に接近した場合、あるいは、1次ヘリウム純化設備の酸化銅反応筒、MST、CCT の使用期間が60日を超えた場合には待機トラップに切り換える。(Fig.4-1では各トラップの最大使用期間の60日間で考慮する。) 運転を停止したトラップは、再生を行う前に約50日間の再生前待機期間に入る。減衰期間中にあった減衰タンクは30日が経過することにより減衰完了となり、放射能濃度の測定を行った後に排気筒から大気へ放出し、再び受け入れ状態となる。切り換えられたトラップは最大で60日間の運転を行った後に、再生を行う前の約50日間の再生前待機期間に入るため、1次ヘリウム純化設備の各トラップが停止状態に陥る。そのため、HTTR の運転も終了することとなり、最大連続運転期間は120日間となる。HTTR の運転終了後に、約50日間の再生前待機期間を終えた各トラップについて再生運転を行い、それによって生じるオフガスで減衰タンクが2基ともに、ほぼ受け入れ限界となり30日間の減衰期間に入る。

よって、減衰タンクの容量及び減衰期間30日間の制限、1次ヘリウムサンプリング設備からのオフガスと1次ヘリウム純化設備の再生運転によって生じるオフガスの量から、現行の減衰タンクの運用方式では、HTTR の連続運転は最長で120日間が限度となる。

この運転日数の延長の可能性について検討を進めた結果を以下に示す。

(1) 出力上昇試験(4)の1次冷却材サンプリング結果³⁾

2001年10月23日から12月24日の期間に30MW定格・単独運転を行い、2002年1月25日から3月6日の期間に30MW定格・並列運転を行った出力上場試験(4)において、1次ヘリウムサンプリング設備により1次冷却材の核分裂生成物希ガスの核種濃度測定を行っている。

測定の結果、検出された核分裂生成物は、 $^{85\text{m}}\text{Kr}$ 、 ^{87}Kr 、 ^{88}Kr 、 ^{133}Xe 、 ^{135}Xe 、 $^{135\text{m}}\text{Xe}$ 、 ^{138}Xe である。その他、放射化生成物の ^{41}Ar 及びバックグラウンドとして存在する ^{40}K が検出されている。測定の結果をTable4-1に記す。Table4-2にそれぞれの核種の半減期を記す。

(2) 出力上昇試験から RS-10 までの気体廃棄物の量

出力上昇試験から RS-10（定格・単独運転）において、1 次ヘリウムサンプリング設備からのオフガスの平均受入量、1 次ヘリウム純化設備の酸化銅反応筒、MST 及び CCT の再生オフガスの平均受入量を Table4-3 に記す。

気体廃棄物を受け入れた減衰タンクは、30 日間の貯留減衰期間後に放射性物質の濃度について測定を行っており、排気筒から放出する前に HTTR における気体廃棄物の放出管理目標値を超えないように確認している。HTTR 原子炉施設の放射性物質の放出管理目標値を Table4-4 に示す。出力上昇試験から RS-10（定格・単独運転）に至るまで、減衰タンク内の放射性物質の濃度について測定を行った結果⁴⁾⁵⁾⁶⁾⁷⁾及び放出量を整理して Table4-5 に示す。これまでの実績において、検出されたのは主に ^3H であり、 γ 線放出核種 (^{88}Kr 、 ^{138}Xe 等)等は検出されなかった。

(3) 減衰タンクの手サンプリング結果

HTTR から放出される主な気体廃棄物は、1 次ヘリウム冷却材 (He) 及び黒鉛ブロック中の不純物 (Li 等) の放射化などにより発生する ^3H である。出力上昇試験から RS-10（定格・単独運転）に至るまでの運転実績における ^3H の年度ごとの年間積算放出量は、放出管理目標値を十分に下回っているため、 ^3H の半減期 12.3 年を考慮すれば、減衰タンクによる貯留減衰期間（30 日間）を短縮しても、周辺の一般公衆に対する放射線被曝及び線量当量には影響を及ぼすものではない。また、Kr、Xe についても、HTTR 運転中の測定において、放射性物質濃度が十分に低く、排気筒から放出する前の減衰タンク内の放射性物質濃度の測定では検出されていないことから、気体廃棄物の廃棄施設に回収されるまでには十分減衰されている。

以上のことから、放射性物質の濃度測定を行い、放出管理目標値に対して十分に下回っていることを確認することにより、貯留減衰期間を設けずに放出できる可能性があり、今後、関連規定の変更も含めて検討を進める。

5. 結 言

HTTR から周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成出来る限り低くすることを維持・継続させるため、毎年の施設定期自主検査の期間で保守点検を行い、その性能を維持させてきた。また、これまでの保守点検の経験と実績から機器の改善事項、保守点検の期間を短くするための改善を行い、基本的な保守管理の基盤を確立できた。本設備は、原子炉の運転により発生した気体廃棄物の貯留減衰期間を設けなければならないこと、及び他の設備の保守点検により発生する気体廃棄物の回収を行わなければならないことから、保守点検期間の工程管理を他の設備の保守点検等と調整しなければならない。そのため、本設備における保守管理の工程期間の短縮化は今後も引き続き検討する。

減衰タンクに受け入れられる量が限られていること、HTTR の運転に伴い発生する気体廃棄物の量の実績より HTTR の連続運転日数が限られる。ここで、減衰タンクが 2 基とも貯留減衰期間に入ると、HTTR の運転はもちろん、気体廃棄物の発生が伴う他設備の保守点検の実施にも影響を及ぼすことから、減衰タンクの運用について検討を行い、改善できる見通しを得た。

本報は、設備を構成する機器の概要と、それらの保守管理の方法について纏め、これまでに行ってきた改善事項、本設備が抱える検討課題について記述し、本設備の保守管理の最適化に資するとともに、HTTR に携わる従事者に有用な教材となる。

謝辞

本報告書を纏めるにあたり、貴重な御助言を頂いた小森芳廣 高温工学試験研究炉部長、中澤利雄 同部次長、藤本望 計画課長、伊与久達夫 研究主席、冷却機器第 2 係の方々に深く感謝いたします。

また、HTTR 運転管理課の方々による着実な業務の遂行により保守管理を確実に実施することが出来たことを関係者の方々に深く感謝を致します。

参考文献

- 1) S.FUJIKAWA, et,al., : Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.41, No.12(2004)
- 2) 関田健司 他 : JAEA-Testing2006-001, HTTR ヘリウムサンプリング設備の保守管理
- 3) 植田祥平 他 : JAERI-Research 2003-025, HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討 (その2 : 30MW までの結果)、(2003)
- 4) 仲澤隆 他 : JAERI-Tech2001-001, HTTR 出力上昇試験(1)及び(2)' における放射線管理測定データ報告書(2001)
- 5) 足利谷好信 他 : JAERI-Tech2001-092, HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ (原子炉出力 20 MW までの結果) (2002)
- 6) 足利谷好信 他 : JAERI-Tech2002-094, HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ (定格運転モード 30 MW までの結果) (2002)
- 7) 足利谷好信 他 : JAERI-Tech2005-010, HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ (高温試験運転モード 30 MW までの結果) (2005)

Table2-1 高温工学試験研究炉（HTTR）の仕様

原子炉熱出力	:	30MW	
燃料	:	UO ₂ 被覆粒子	
燃料体形式	:	ブロック型	
炉心構造材	:	黒鉛	
冷却材	:	ヘリウムガス	
		(定格運転時)	(高温試験運転時)
原子炉入口冷却材温度	:	395℃	395℃
原子炉出口冷却材温度	:	850℃	950℃

Table2-2 バッファタンクの設計条件及び設計仕様

1. 設計条件	
機器種別	: 高温ガス炉第4種容器
耐震クラス	: B
最高使用圧力	: 0.098MPa [gauge]
最高使用温度	: 60℃
流体の種類	: 廃ガス
2. 設計仕様	
種類	: たて置円筒型
容量	: 0.5m ³
主要寸法	
胴内径	: 700mm
胴板厚さ	: 6mm
鏡板厚さ	: 6mm
全高	: 2230mm
主要材料	
胴板	: SUS304
鏡板	: SUS304
基数	: 1基

Table2-3 圧縮機の設計条件及び設計仕様

1. 設計条件	
機器種別	: 機器種別外
耐震クラス	: B
流体の種類	: 廃ガス
2. 設計仕様	
形式	: 容積形
流量	: 15Nm ³ /h/台
吐出圧	: 0.8MPa [gauge]
原動機	
種類	: 誘導電動機
出力	: 7.5kw
台数	: 2台

Table2-4 減衰タンクの設計条件及び設計仕様

1. 設計条件	
機器種別	: 高温ガス炉第4種容器
耐震クラス	: B
最高使用圧力	: 0.98MPa [gauge]
最高使用温度	: 100℃
流体の種類	: 廃ガス
2. 設計仕様	
種類	: たて置円筒型
容量	: 10m ³ /基
主要寸法	
胴内径	: 1900mm
胴板厚さ	: 12mm
鏡板厚さ	: 12mm
全高	: 4400mm
主要材料	
胴板	: SUS304
鏡板	: SUS304
基数	: 2基

Table2-5 フィルタユニットの設計条件及び設計仕様

1. 設計条件

機器種別 : 高温ガス炉第5種管

耐震クラス : B

最高使用圧力 : 5.8kPa [gauge]

流体の種類 : 廃ガス

2. 設計仕様

形式 : 粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型

フィルタ構成 : 粗フィルタ 1 / 基

微粒子フィルタ 2 / 基

よう素除去フィルタ . . . 1 / 基

流量 : 40 Nm³/h/基

主要寸法

幅 : 1600mm

長さ : 700mm

高さ : 1800mm

板厚 : 4.5mm

主要材料 : SS400

基数 : 2 基

Table2-6 排風機の設計条件及び設計仕様

1. 設計条件	
機器種別	: 機器種別外
耐震クラス	: B
流体の種類	: 廃ガス
2. 設計仕様	
形 式	: ルーツ形
流 量	: 40Nm ³ /h/台
静 圧	: 6.8kPa [gauge]
原動機	
種 類	: 誘導電動機
出 力	: 2.2kw
台 数	: 2 台

Table2-7 排気筒の設計条件及び設計仕様

1. 設計条件	
機器種別	: 機器種別外
耐震クラス	: B
支持機能を確認 する地震動	: S ₁
構 造	: 鉄骨造 (基礎部鉄筋コンクリート造)
2. 設計仕様	
頂部内径	: 2 m
高さ	: GL+80m
主要材料	
鉄 筋	: SD295A
コンクリート	: 普通コンクリート (設計基準強度 20.5N/mm ²)
鋼 材	
筒 身	: SMA400A
鉄 塔	: STK400、STK490 及び SS400

Table2-8 主要弁の設計条件及び設計仕様

1. 設計条件

気体廃棄物 B 処理系主要弁

減衰タンク出口弁 : 201V6A、201V6B

機器種別 : 機器種別外

耐震クラス : B

最高使用圧力 : 0.98MPa [gauge]

最高使用温度 : 100℃

流体の種類 : 廃ガス

気体廃棄物 A 処理系主要弁

フィルタユニット入口弁 : 201V10A、201V10B

戻り弁 : 201V14

機器種別 : 機器種別外

耐震クラス : B

最高使用圧力 : 0.098MPa [gauge]

最高使用温度 : 60℃

流体の種類 : 廃ガス

2. 設計仕様

気体廃棄物 B 処理系主要弁

減衰タンク出口弁 : 201V6A、201V6B

種類 : 止め弁

形式 : 玉形弁

呼び径 : 3/4B

駆動方法 : 空気作動

気体廃棄物 A 処理系主要弁

フィルタユニット入口弁 : 201V10A、201V10B

戻り弁 : 201V14

種類 : 止め弁

形式 : 玉形弁

呼び径 : 2B

駆動方法 : 空気作動

Table2-9 主配管の仕様

1. 気体廃棄物 B 処理系主配管

耐震クラス : B

流体の種類 : 廃ガス

以下に系統ごとに機器種別、最高使用圧力、最高使用温度を記す。

系統 1

機器種別 : 高温ガス炉第 4 種管

最高使用圧力 : 0.098MPa [gauge]

最高使用温度 : 60℃

系統 2

機器種別 : 高温ガス炉第 4 種管

最高使用圧力 : 0.98MPa [gauge]

最高使用温度 : 100℃

系統 3

機器種別 : 高温ガス炉第 4 種管

最高使用圧力 : 0.098MPa [gauge]

最高使用温度 : 60℃

2. 気体廃棄物 A 処理系主配管

耐震クラス : B

流体の種類 : 廃ガス

以下に系統ごとに機器種別、最高使用圧力、最高使用温度を記す。

系統 4

機器種別 : 高温ガス炉第 4 種管

最高使用圧力 : 0.098MPa [gauge]

最高使用温度 : 60℃

系統 5

機器種別 : 高温ガス炉第 5 種管

最高使用圧力 : 0.0058MPa [gauge]

最高使用温度 : 60℃

系統 1 : 戻り弁 201V14 から圧縮機まで

系統 2 : 圧縮機から多段オリフィス出口まで

系統 3 : 多段オリフィスから気体廃棄物 A 処理系との取合点まで

系統 4 : 気体廃棄物 B 処理系との取合点から 201V10A、201V10B まで

系統 5 : 201V10A、201V10B から原子炉建家 I 系換気空調装置との取合点まで

Table3-1 気体廃棄物の廃棄施設における施設定期検査

設 備・機 器	検 査 項 目
気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機	作動検査
気体廃棄物の廃棄施設・減衰タンク	漏えい検査

Table3-2 原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定により
定められている施設定期自主検査

機 器	原子炉施設保安規定	核燃料物質使用施設等保安規定
	検 査 項 目	検 査 項 目
バッファタンク	漏えい検査	漏えい検査
圧縮機	作動検査	作動検査
減衰タンク	外観検査	外観検査
	漏えい検査	漏えい検査
フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	フィルタ捕集効率検査
排風機	作動検査	作動検査
排気筒	外観検査	外観検査
主要弁	作動検査	作動検査
主配管	漏えい検査	漏えい検査
全 体	排気中の放射性物質濃度 の測定検査	

Table4-1 出力上昇試験(4)における1次冷却材のサンプリング設備測定結果

	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	定格単独運転	定格並列運転
^{85m} Kr	1.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}
⁸⁷ Kr	3.4×10^{-2}	3.4×10^{-2}
⁸⁸ Kr	4.6×10^{-2}	4.8×10^{-2}
¹³³ Xe	1.5×10^{-2}	1.9×10^{-2}
¹³⁵ Xe	4.1×10^{-2}	4.1×10^{-2}
^{135m} Xe	7.6×10^{-3}	5.4×10^{-3}
¹³⁸ Xe	1.9×10^{-2}	1.8×10^{-2}
⁴¹ Ar	4.5×10^{-2}	1.7×10^{-2}

Table4-2 各核種の半減期

核 種	半減期
^{85m} Kr	4.5 時間
⁸⁷ Kr	76 分
⁸⁸ Kr	2.8 時間
¹³³ Xe	5.3 日
¹³⁵ Xe	9.1 時間
^{135m} Xe	16 分
¹³⁸ Xe	14 分
⁴¹ Ar	109 分

Table4-3 気体廃棄物の発生源及び発生量

発生源	発生量
1次ヘリウム純化設備 酸化銅反応筒、MSTの再生オフガス	約 93 N m ³ 注1)
1次ヘリウム純化設備 CCTの再生オフガス	約 31 N m ³ 注2)
1次ヘリウムサンプリング設備 原子炉運転中のオフガス	約 1.1 N m ³ /日

注1) 酸化銅反応筒、MST 1系統についての再生運転時の放出量

注2) CCT 1基についての再生運転時の放出量

Table4-4 HTTR 原子炉施設放射性物質の放出管理目標値

気体廃棄物の種類	核 種	放出管理目標値 (Bq/y)
放射性希ガス	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	3.7×10^{13}
放射性よう素	¹³¹ I	3.2×10^9
トリチウム	³ H	1.1×10^{13}

Table4-5 減衰タンクの放射性ガス濃度の測定結果

(1/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A		出力上昇試験(1)	2000/7/18	<1.2E-02	<6.0E+05	50	2000/6/10 から 30日間
減衰タンク B		出力上昇試験(2)	2000/8/10	<1.2E-02	<1.8E+05	15	2000/7/9 から 30日貯留
減衰タンク A	MST(A)	定格運転 9MW 出力上昇試験 2000/4/13～2000/6/8	2000/12/15	1.7E+00	1.5E+08	86	2000/11/5 から 40日貯留
減衰タンク B	CCT(A)	定格運転 9MW 出力上昇試験 2000/4/13～2000/6/8	2000/12/18	1.8E+01	5.9E+08	33	2000/11/10 から 37日貯留
減衰タンク A	・MST(B) ・1次ヘリウム サブリング*設備	・定格運転 20MW 出力上昇試験 ※1 2000/6/9～2000/7/8 ・定格運転 20MW 出力上昇試験 2001/1/17～2001/2/8	2001/3/12	5.5E-01	4.6E+07	84	2001/2/8 から 32日貯留
減衰タンク B	・MST(B) ・1次ヘリウム サブリング*設備	・定格運転 20MW 出力上昇試験 ※1 2000/6/9～2000/7/8 ・定格運転 20MW 出力上昇試験 2001/2/8～2001/3/8	2001/4/17	2.3E+00	1.7E+08	76	2001/3/6 から 31日貯留

※ 1 : 試験途中でスクラム停止 (原子炉出力 16.5MW まで)

(2/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A	・ CCT(B) ・ 1 次ヘリウム ポンプ リング 設備	・ 定格運転 20MW 出力上昇試験 ※ 1 2000/6/9～2000/7/8 ・ 高温運転 20MW 出力上昇試験 2001/4/9～2001/5/29	2001/6/28	2.8E+01	2.3E+09	83	2001/5/25 から 30 日貯留
減衰タンク B	1 次ヘリウム ポンプ リング 設備	・ 高温運転 20MW 出力 上昇試験 2001/5/29～2001/6/13	2001/7/23	3.0E+00	5.7E+07	19	2001/6/21 から 31 日貯留
減衰タンク A	MST(A) 1 次ヘリウム ポンプ リング 設備	・ 定格運転 20MW 出力上昇試験 2001/1/29～2001/3/1 ・ 定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23～2001/12/14 ・ 高温運転 20MW 出力 上昇試験 2001/4/14～2001/6/8	2001/11/29	3.3E+00	2.8E+08	84	2001/10/28 から 30 日貯留

※ 1 : 試験途中でスクラム停止 (原子炉出力 16.5MW まで)

(3/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	MST(A) CCT(A)	・ 定格運転 20MW 出力上昇試験 2001/1/25～2001/3/6 ・ 高温運転 20MW 出力上昇試験 2001/4/14～2001/6/8	2002/1/8	3.8E+01	3.3E+09	86	2001/12/6 から 30 日貯留
	1 次ヘリウム サブリング設備	・ 定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23～2001/12/14					
減衰タンク A	CCT(A)	・ 定格運転 20MW 出力上昇試験 2001/1/25～2001/3/6 ・ 高温運転 20MW 出力上昇試験 2001/4/14～2001/6/8	2002/1/21	1.3E+02	8.1E+09	65	2001/12/21 から 30 日間貯留
	1 次ヘリウム サブリング設備	・ 定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23～2001/12/14					

(4/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	・ MST(B) ・ 1 次ヘリウム サブ・リンク* 設備	定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23~2001/12/14	2002/3/27	1.7E+01	1.4E+09	84	2002/2/23 から 31 日貯留
減衰タンク B	MST(A)	定格・並列運転 30MW 出力上昇試験 2002/1/25~2001/3/6	2002/4/3	5.3E+00	2.8E+08	52	MST(B)系再生残ガス回収
減衰タンク B	MST(A)	定格・並列運転 30MW 出力上昇試験 2002/1/25~2002/3/6	2002/4/15	2.0E+00	1.2E+08	60	MST(B)系再生残ガス回収
減衰タンク A	MST(B)	定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23~2001/12/14	2002/5/7	2.6E+01	1.7E+09	66	2002/3/25 から 32 日間貯留
	1 次ヘリウム サブ・リンク* 設備	定格・並列運転 30MW 出力上昇試験 2002/1/25~2002/3/6					

(5/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	^3H 濃度 (Bq/cm ³)	^3H 放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	CCT(B)	定格・単独運転 30MW 出力上昇試験 2001/10/23~2001/12/14	2002/7/10	1.5E+02	1.1E+10	73	2002/7/10 から 30 日貯留
	1 次ヘリウム サンプ リング 設備	第 1 サイクル運転 2002/5/30~2002/7/1					
減衰タンク A	MST(A)	①定格・並列運転 30MW 出力上昇試験 2002/1/25~2002/3/6 ②第 1 サイクル運転 2002/5/30~2002/7/1	2002/12/25	1.3E+00	1.1E+08	86	2002/11/11 から 30 日貯留
減衰タンク B	CCT(A)	①定格・並列運転 30MW 出力上昇試験 2002/1/25~2002/3/6 ②第 1 サイクル運転 2002/5/30~2002/7/1	2003/1/14	7.5E+01	2.3E+09	31	2002/12/11 から 30 日貯留
減衰タンク A	1 次ヘリウム サンプ リング 設備	RS-2 (定格・単独運転) 2003/2/5~2003/3/14	2003/4/21	1.2E+00	7.4E+07	62	2003/3/20 から 30 日貯留

(6/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	MST(A)	RS-2 (定格・単独運転)	2003/6/25	7.8E+00	6.6E+08	85	2003/5/25 から 30 日貯留
	1 次ヘリウム	2003/2/5~2003/2/25					
	サンプ リング* 設備	RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※ 2					
減衰タンク A	MST(A)	RS-2 (定格・単独運転)	2003/8/13	1.9E+00	6.7E+07	35	2003/7/11 から 30 日貯留
	1 次ヘリウム	2003/2/5~2003/2/25					
	サンプ リング* 設備	RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※ 2					
減衰タンク B	MST(A)	RS-2 (定格・単独運転)	2003/9/17	5.6E+01	2.8E+09	50	2003/8/16 から 30 日貯留
	CCT(A)	2003/2/5~2003/2/25					
	1 次ヘリウム	RS-2 (定格・単独運転) 2003/2/5~2003/3/14					
	サンプ リング* 設備	RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※ 2					
		RS-4 (定格・単独運転) 2003/8/8~2003/8/11※ 3					

※ 2 : 運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 20MW まで)

※ 3 : 原子炉出力 30%までの運転

(7/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A	MST(B)	①RS-2 (定格・単独運転) 2002/2/25~2002/3/14 ②RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※4	2003/12/24	5.6E-01	4.8E+07	85	2003/11/19 から 30 日貯留
減衰タンク B	MST(B)	①RS-2 (定格・単独運転) 2002/2/25~2002/3/14 ②RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※4	2004/1/27	7.5E+00	3.0E+08	40	2003/12/26 から 30 日貯留
	CCT(B)	①RP/RS-3 (定格・単独運転) 2003/5/16~2003/5/21※4 ②RS-4 (定格・単独運転) 2003/8/8~2003/8/11					

※4：運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 20MW まで)

(8/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A	1 次ヘリウム サブリング設備	RS-5 (定格・単独運転) 2004/1/27~2004/2/25 2004/2/29~2004/3/5	2004/4/13	1.4E-01	1.1E+07	8 2	2004/3/10 から 30 日貯留
減衰タンク B	1 次ヘリウム サブリング設備	PT-5 (高温・単独運転) 2004/3/31~2004/5/1	2004/6/8	1.2E+00	5.9E+07	4 9	2004/5/6 から 30 日貯留
減衰タンク A	MST(A) ----- 1 次ヘリウム サブリング設備	①RS-5 (定格・単独運転) 2004/1/27~2004/2/25 2004/2/29~2004/3/5 ②PT-5 (高温・単独運転) 2004/3/31~2004/5/1 PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2	2004/8/3	3.4E-01	2.9E+07	8 4	2004/6/29 から 30 日貯留
減衰タンク B	MST(A) ----- 1 次ヘリウム サブリング設備	RS-5 (定格・単独運転) 2004/1/27~2004/2/25 2004/2/29~2004/3/5 ②PT-5 (高温・単独運転) 2004/3/31~2004/5/1 PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2	2004/8/5	1.7E+00	9.9E+07	5 8	2004/7/3 から 30 日貯留

(9/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A	MST(B)	PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2	2004/12/21	1.4E+00	1.2E+08	8 5	2004/11/20 から 30 日貯留
減衰タンク B	MST(B)	PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2	2005/1/6	4.7E+01	2.5E+09	5 4	2004/11/27 から 30 日貯留
	CCT(A)	①RS-5 (定格・単独運転) 2004/1/27~2004/2/25 2004/2/29~2004/3/5 ②PT-5 (高温・単独運転) 2004/3/31~2004/5/1					
	CCT(B)	PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2					
減衰タンク B	1 次ヘリウム チャンピング設備	RS-6 (定格・単独運転) 2005/2/14~2005/2/19※5	2005/3/30	1.4E+01	3.6E+08	2 6	2005/2/27 から 30 日貯留

※5：運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 9 MW まで)

(10/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	1 次ヘリウム ポンプ リンク 設備	RS-7 (定格・単独運転) 2005/8/30~2005/9/11※ 6	2005/10/21	4.4E+00	1.1E+08	2 5	2005/9/20 から 30 日貯留
減衰タンク A	MST(B)	①PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2 ②RS-6 (定格・単独運転) 2005/2/14~2005/2/19※ 5 ③RS-7 (定格・単独運転) 2005/8/30~2005/9/11※ 6	2006/1/17	<9.4E-02	<7.7E+06	8 2	2005/12/15 から 30 日貯留

※ 5 : 運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 9 MW まで)

※ 6 : 運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 2 7 MW まで)

(11/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク B	MST(B)	①PT-5 (高温・並列運転) 2004/6/2~2004/7/2	2006/1/17	3.4E+01	1.2E+09	35	2005/12/15 から 30 日貯留
		②RS-6 (定格・単独運転) 2005/2/14~2005/2/19※5					
		③RS-7 (定格・単独運転) 2005/8/30~2005/9/11※6					
		①RS-6 (定格・単独運転) 2005/2/14~2005/2/19※5					
		②RS-7 (定格・単独運転) 2005/8/30~2005/9/11※6					
		CCT(A)					
減衰タンク A	1 次ヘリウム サンプ リング* 設備	RS-8 (定格・単独運転) 2006/10/27~2006/11/1 2006/11/14~2006/12/15	2007/1/26	5.0E-02	3.5E+06	70	2006/12/23 から 30 日貯留
減衰タンク B	1 次ヘリウム サンプ リング* 設備	RS-9 (定格・単独運転) 2007/1/23~2007/2/2 2007/2/6~2007/2/11	2007/3/23	7.2E-02	2.2E+06	30	2007/2/14 から 30 日貯留

※5 : 運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 9 MW まで)

※6 : 運転途中でスクラム停止 (原子炉出力 27 MW まで)

(12/12)

受入タンク	主な発生源 (オフガス)	発生時期	測定日	³ H濃度 (Bq/cm ³)	³ H放射能 (Bq)	放出量 (m ³)	貯留時期・減衰期間
減衰タンク A	MST(A)	①RS-8 (高温・並列運転) 2006/10/27~2006/11/1 2006/11/14~2006/12/15 ②RS-9 (定格・単独運転) 2007/1/23~2007/2/2 2007/2/6~2007/2/11	2007/5/14	4.0E+01	3.3E+07	83	2007/4/12 から 30 日貯留
	1 次ヘリウム サンプリング設備	RP-10 (定格・並列運転) 2007/3/19~2007/5/3					
減衰タンク B	1 次ヘリウム サンプリング設備	RP-10 (定格・並列運転) 2007/3/19~2007/5/3	2007/6/19	2.2E+00	1.4E+08	63	2007/5/16 から 30 日貯留

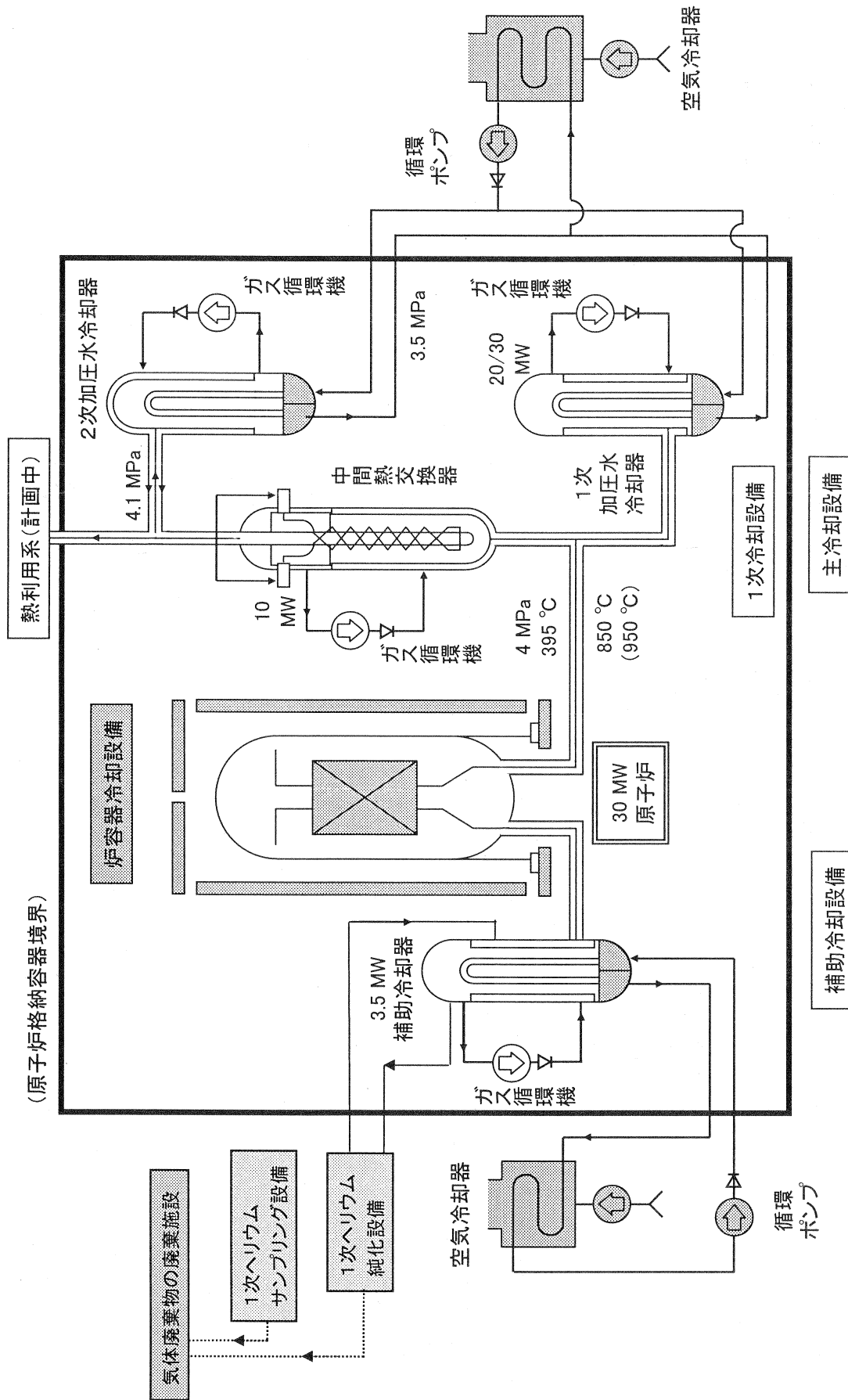


Fig. 2-1 HTTR 系統概略図

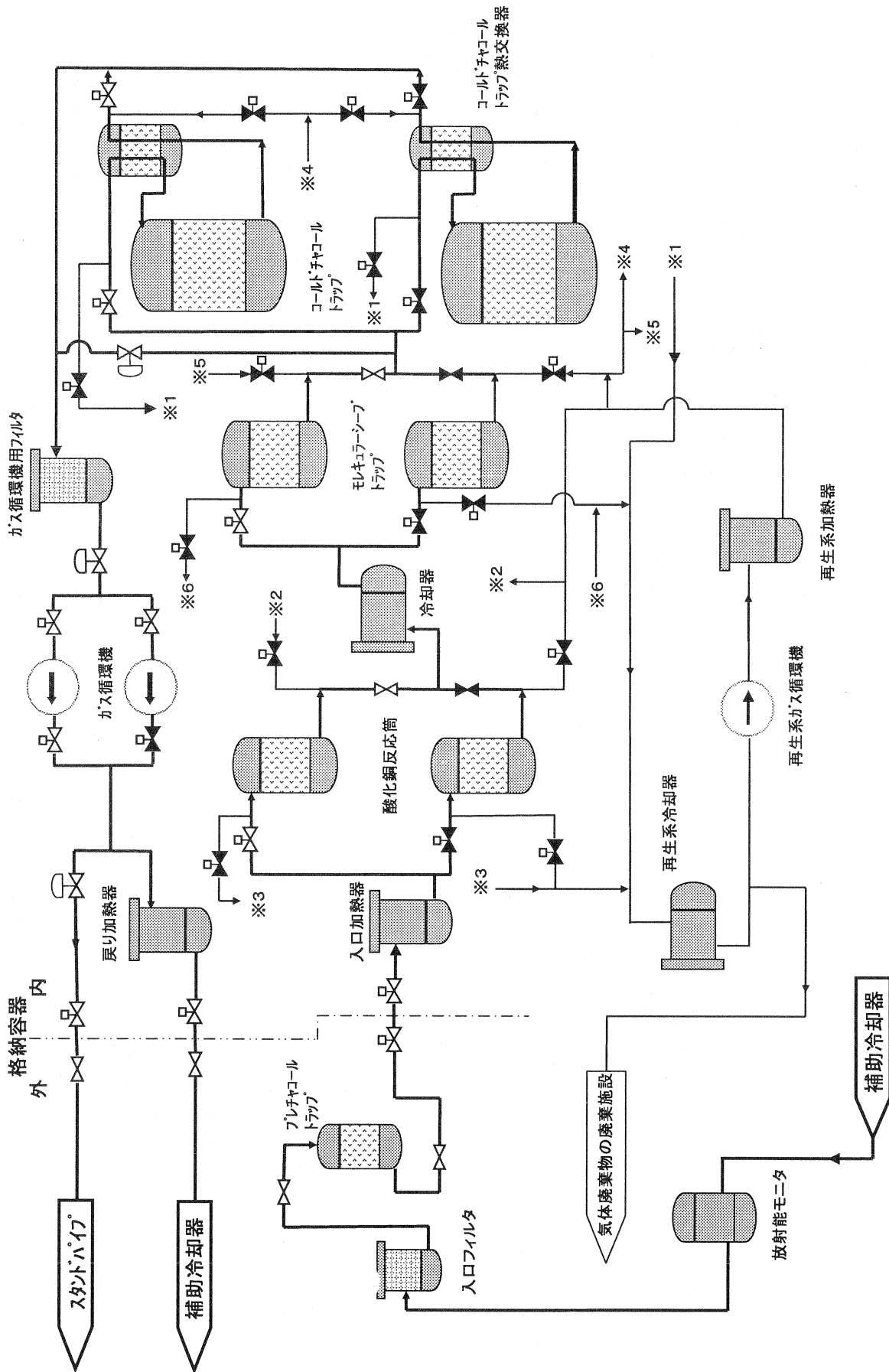


Fig.2-2 1次ヘリウム純化設備 系統図

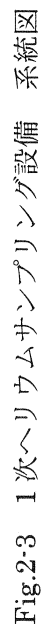


Fig.2-3 1次ヘリウムサンプリング設備

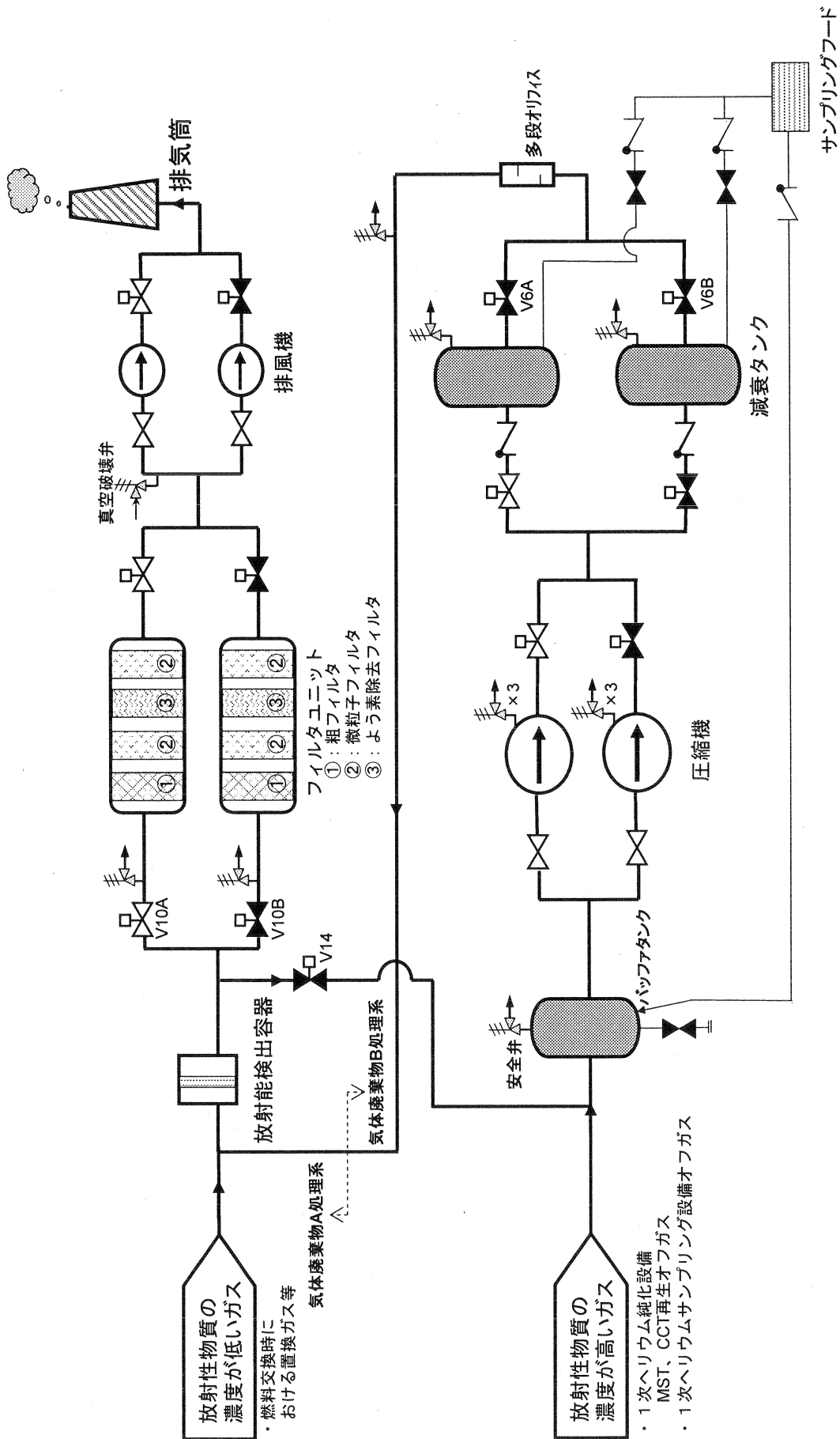


Fig.2-4 気体廃棄物の廃棄施設 系統図

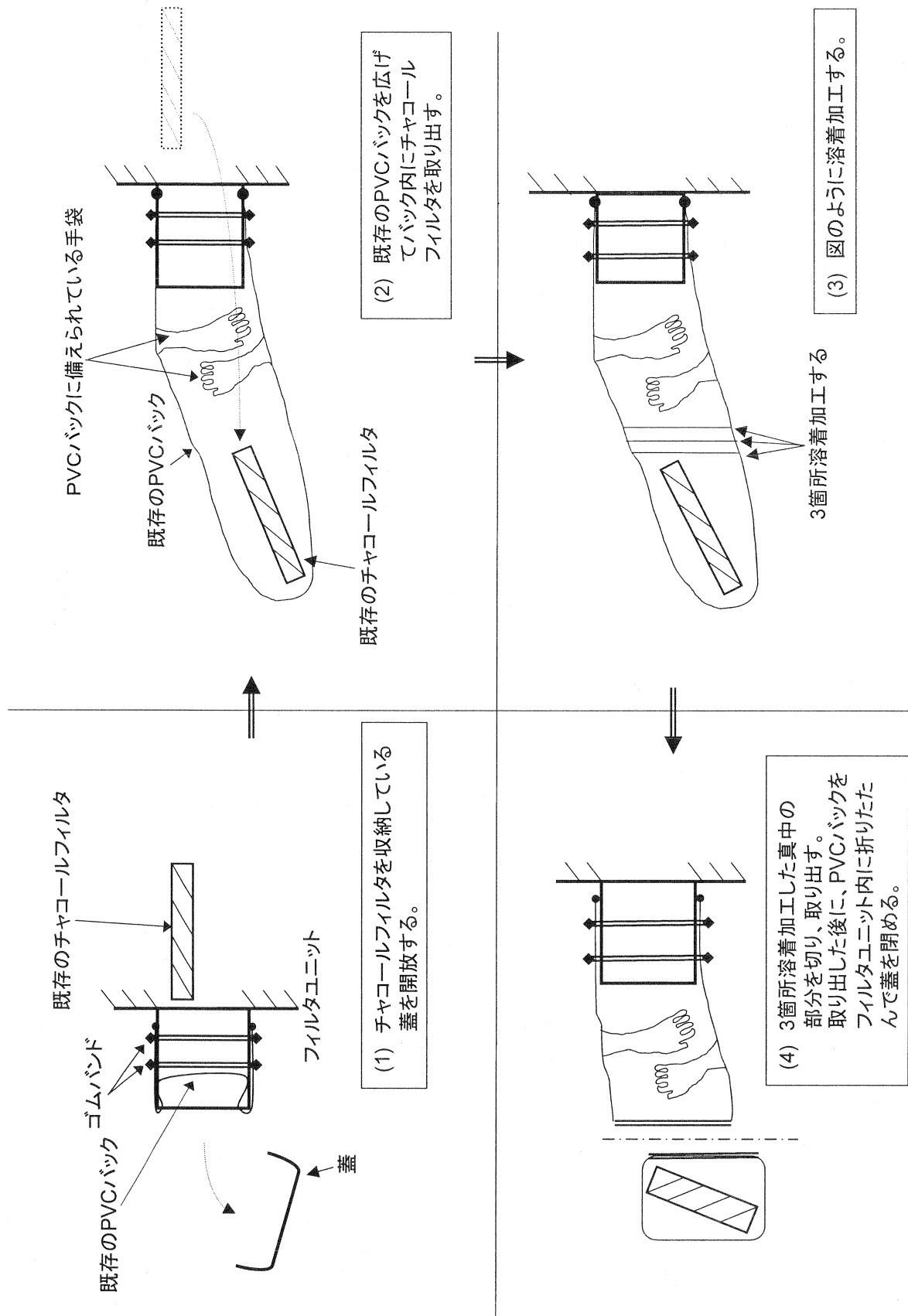


Fig.3-1 バック・イン・バックアウト方式による活性炭フィルタ取出手順

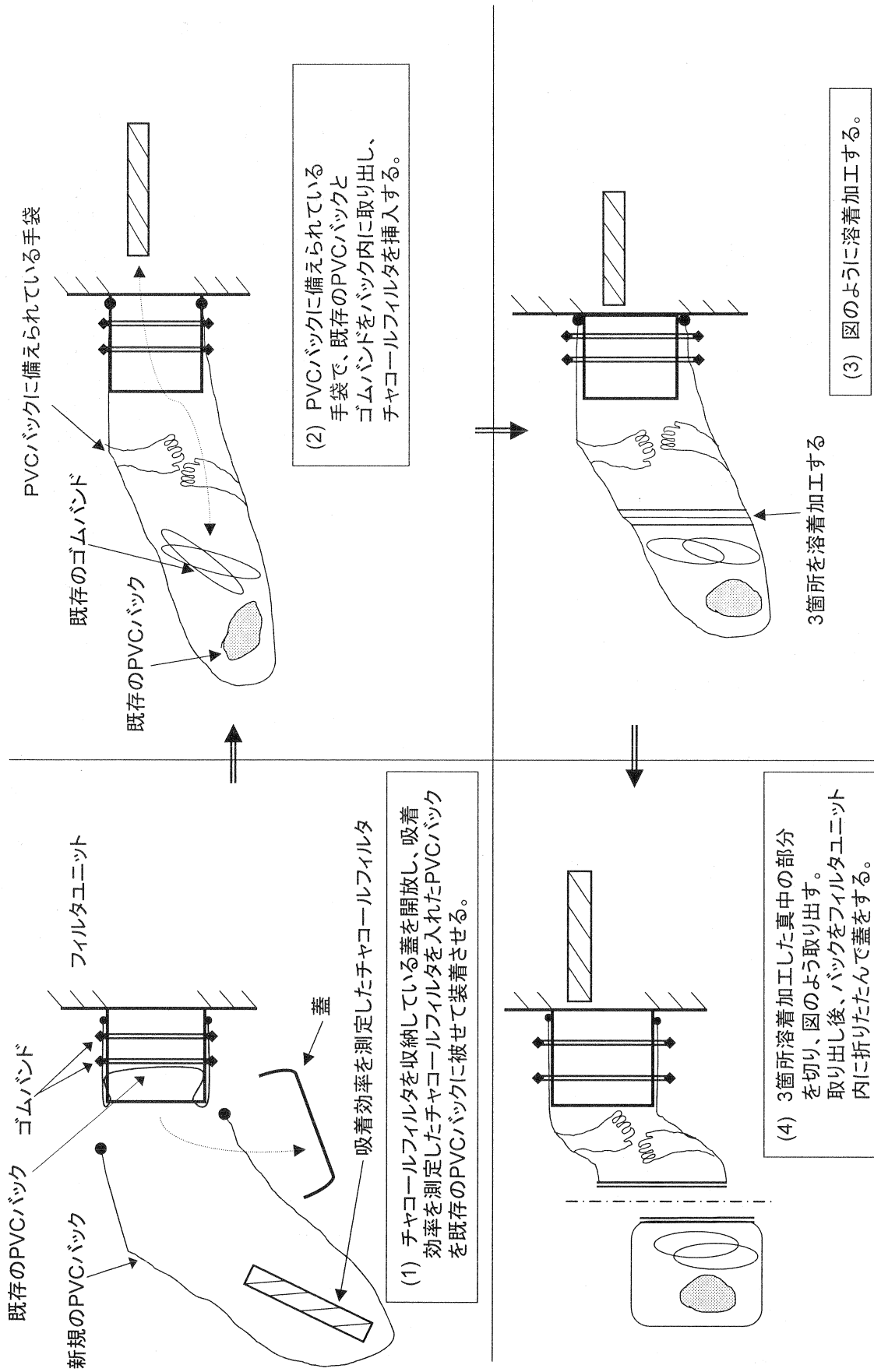
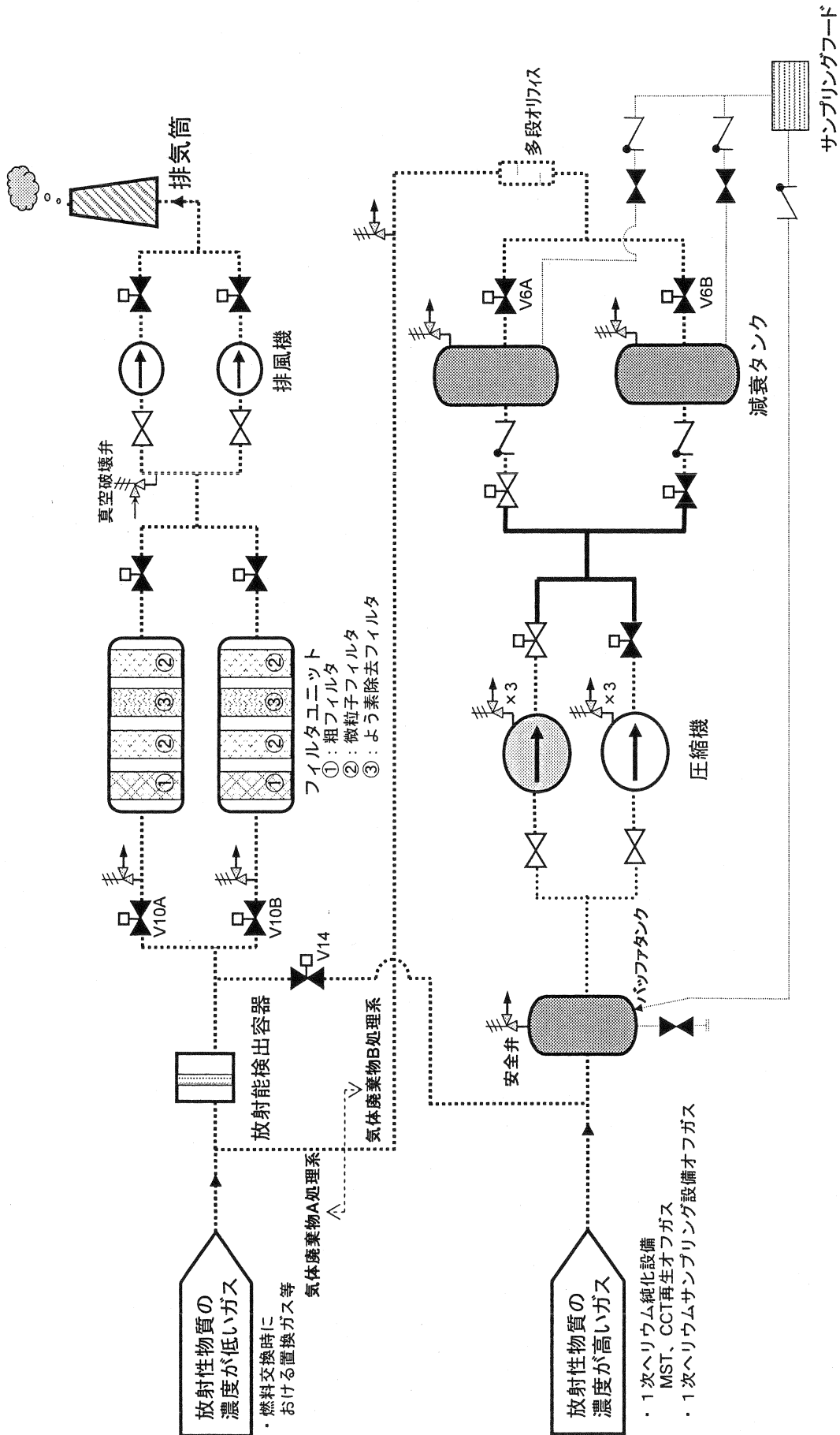
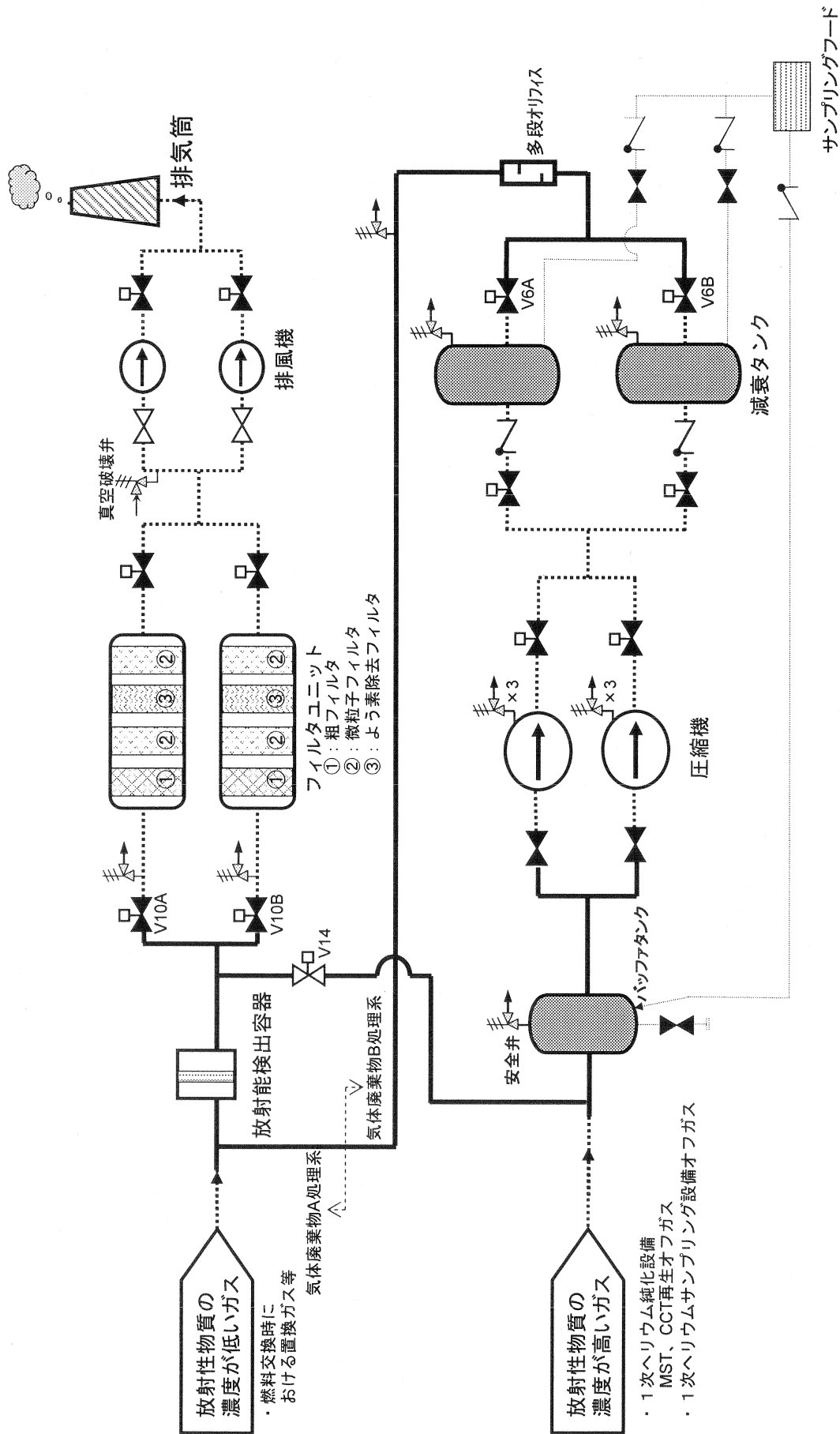


Fig.3-2 バック・イン・バックアウト方式による復旧手順



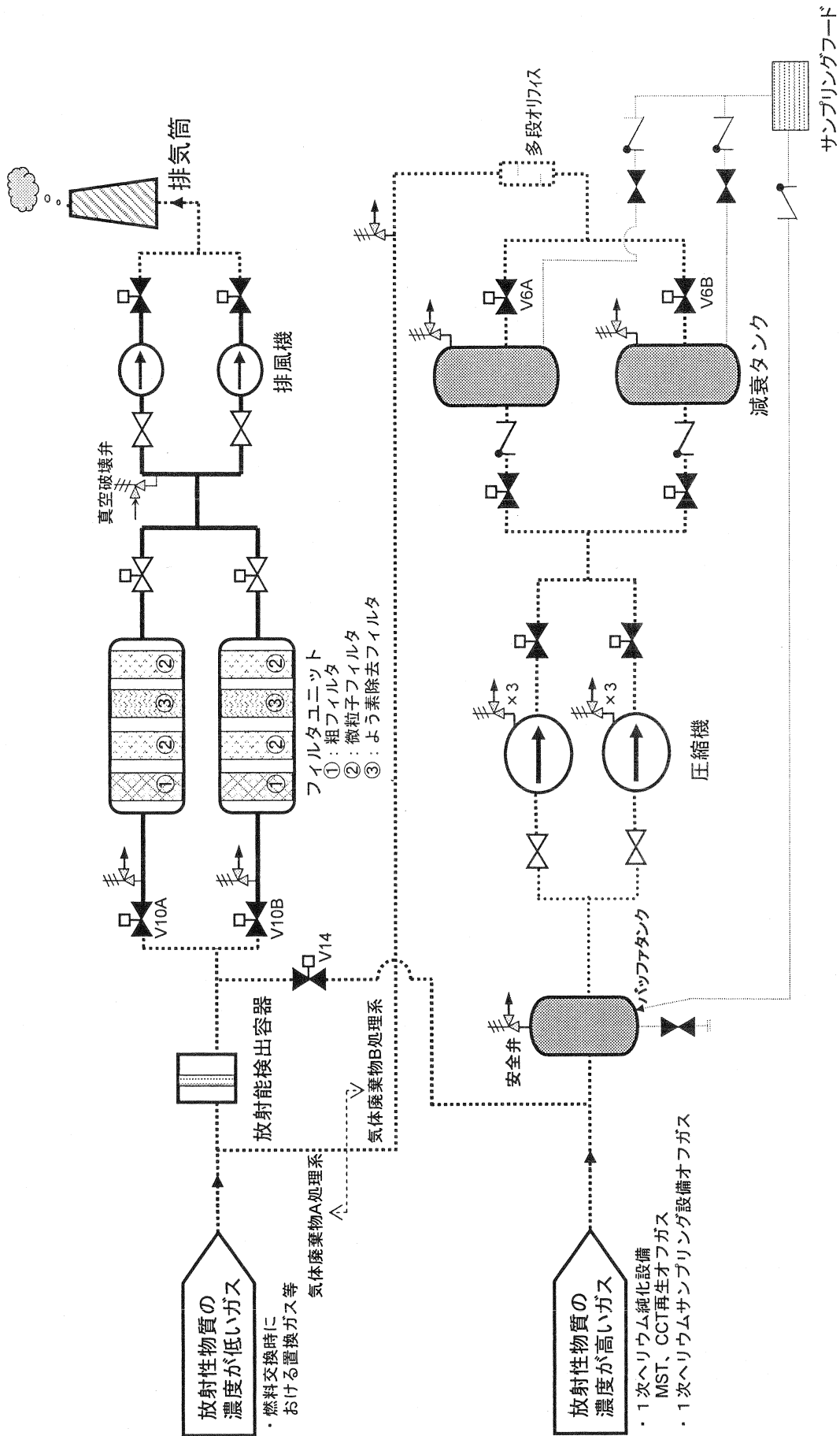
・主配管のうち、最高使用圧力0.98MPaの系統を太線に示す。
(圧縮機の運転中、検査の規定圧力以上で検査を行う。)

Fig.3-3 気体廃棄物の廃棄施設 主配管 漏えい検査 (系統1)



・主配管のうち、最高使用圧力0.098MPaの系統を太線に示す。

Fig.3-4 気体廃棄物の廃棄施設 主配管 漏えい検査（系統2）



・主配管のうち、最高使用圧力0.0058MPa(600mmAq)の系統を太線に示す。

Fig.3-5 気体廃棄物の廃棄施設 主配管 漏えい検査 (系統3)

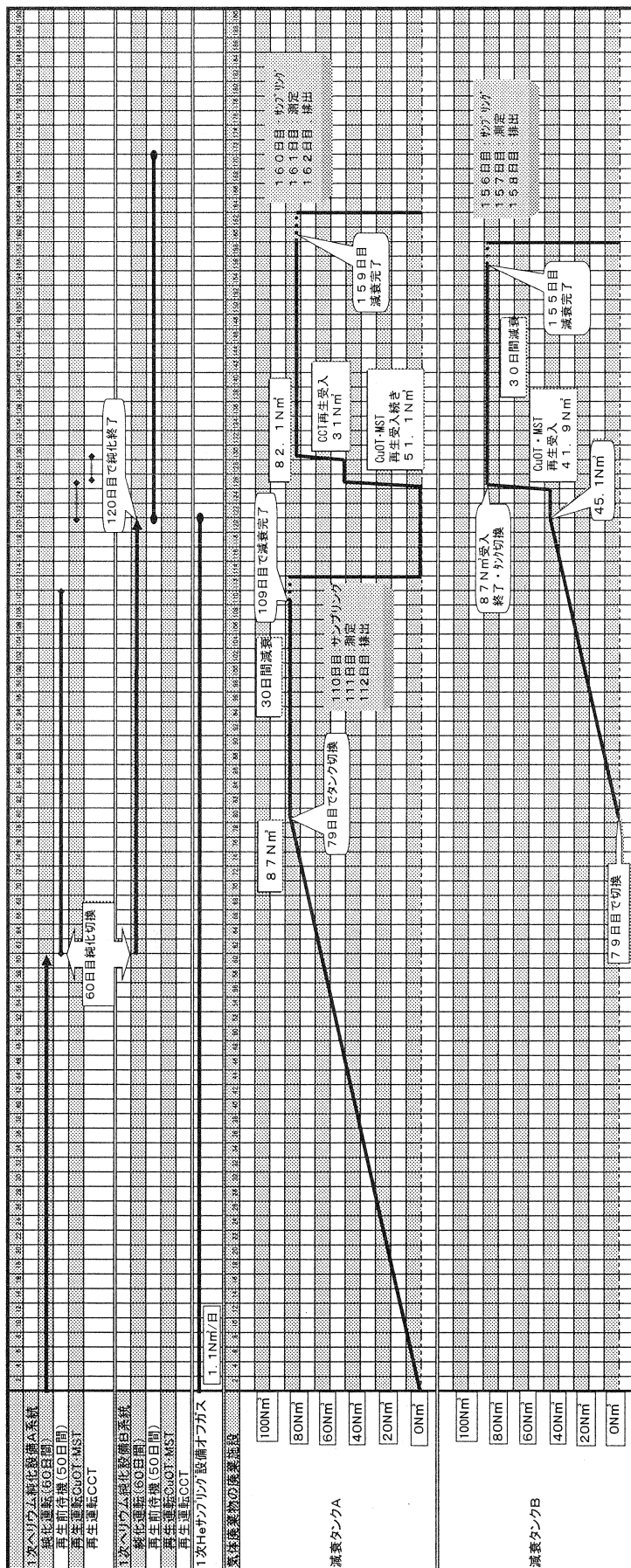


Fig.4-1 気体廃棄物の発生量におけるHTTRの長期運転

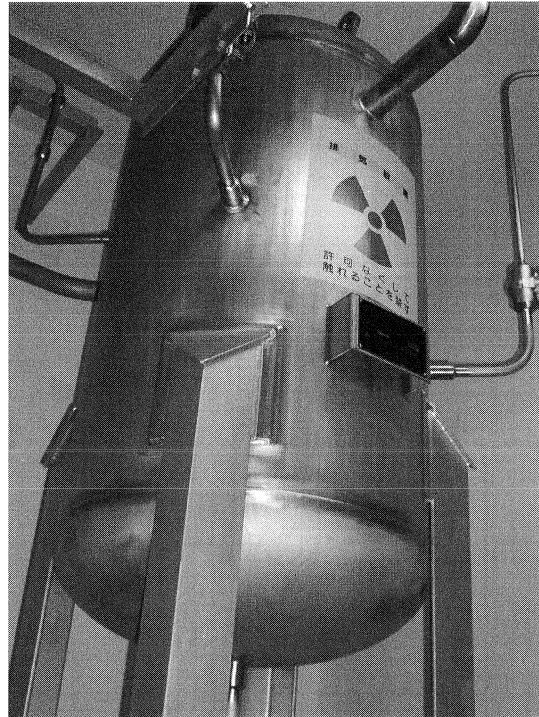


Photo2.1 バッファタンク

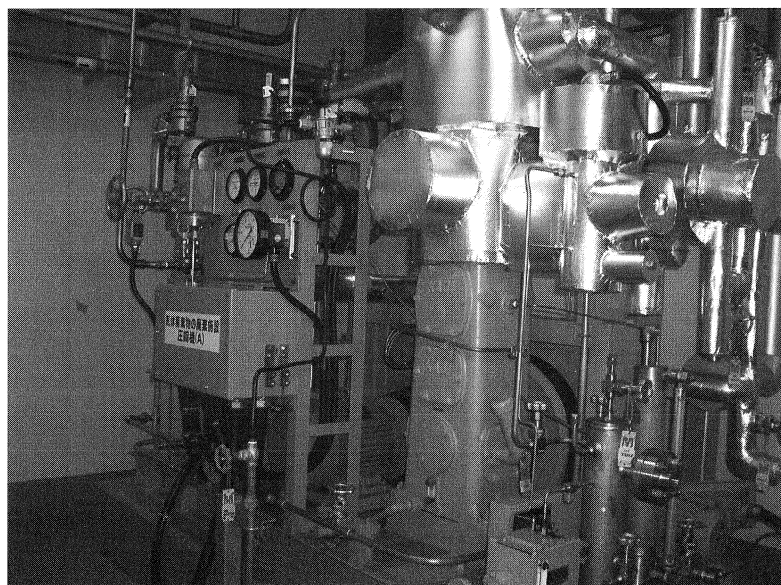


Photo2.2 圧縮機

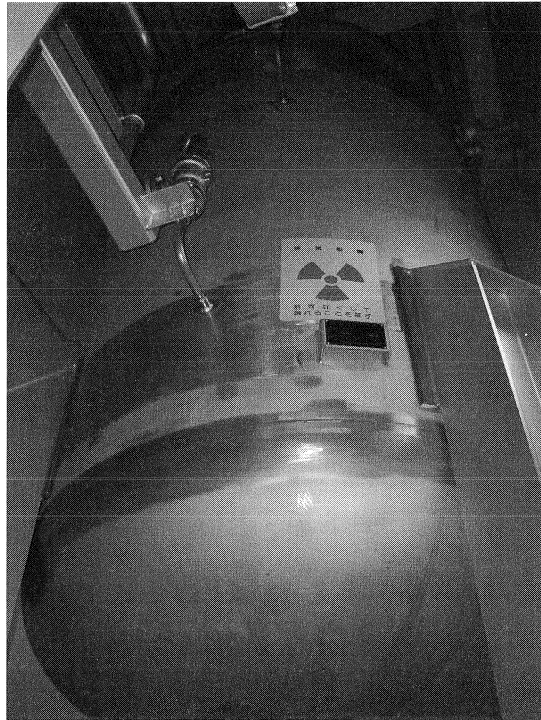


Photo2.3 減衰タンク

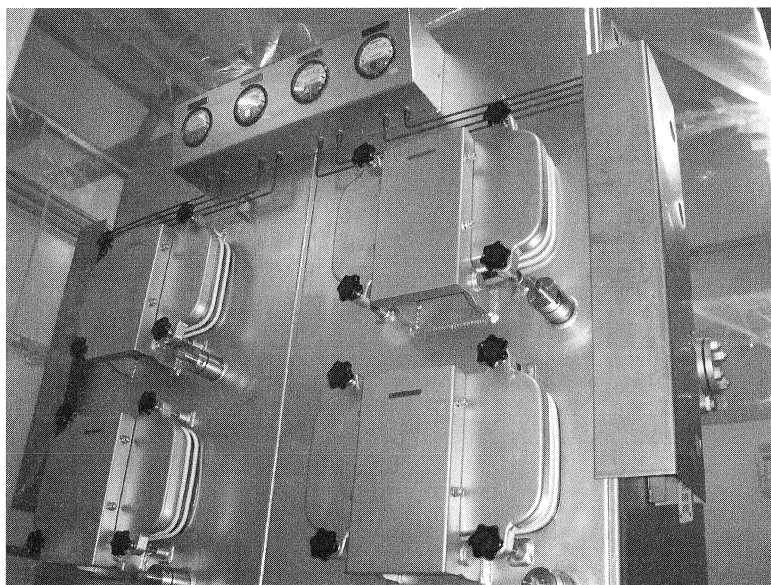


Photo2.4 フィルタユニット

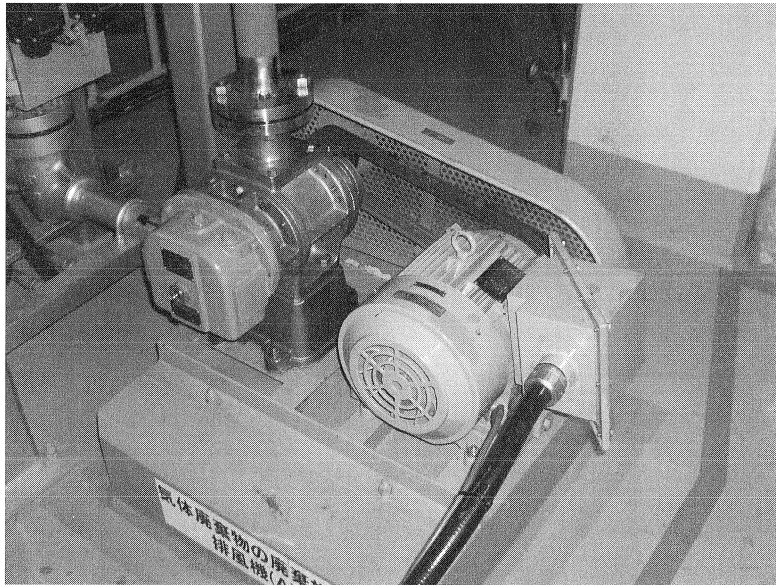


Photo2.5 排風機

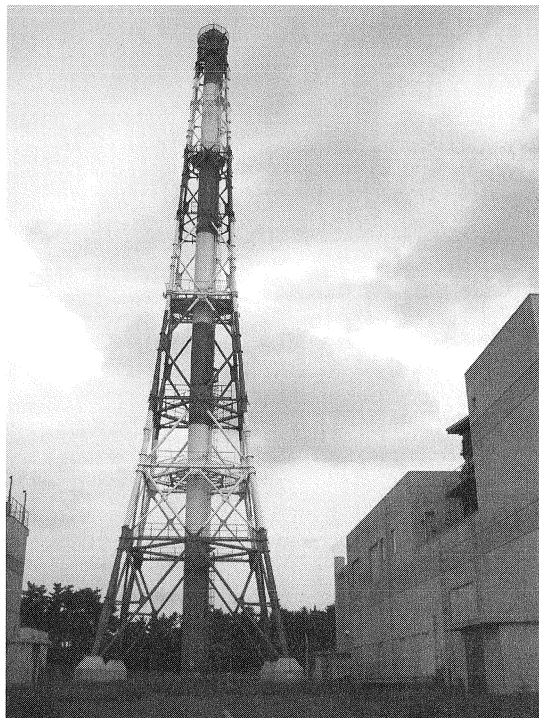


Photo2.6 排気筒

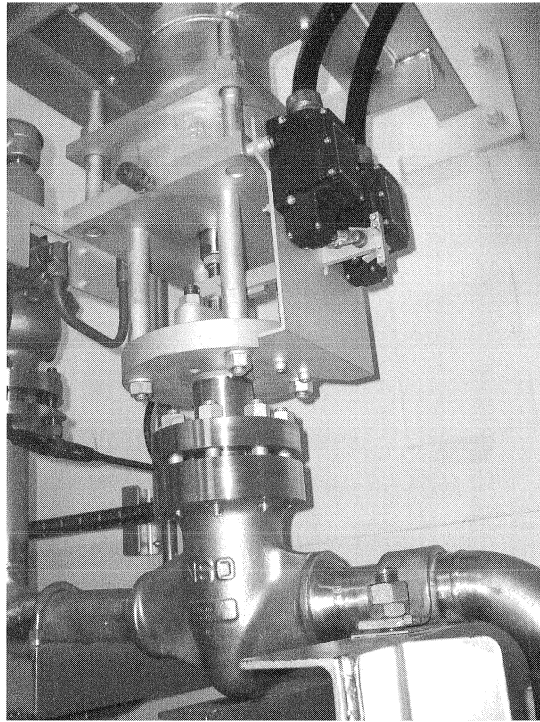


Photo2.7 主要弁

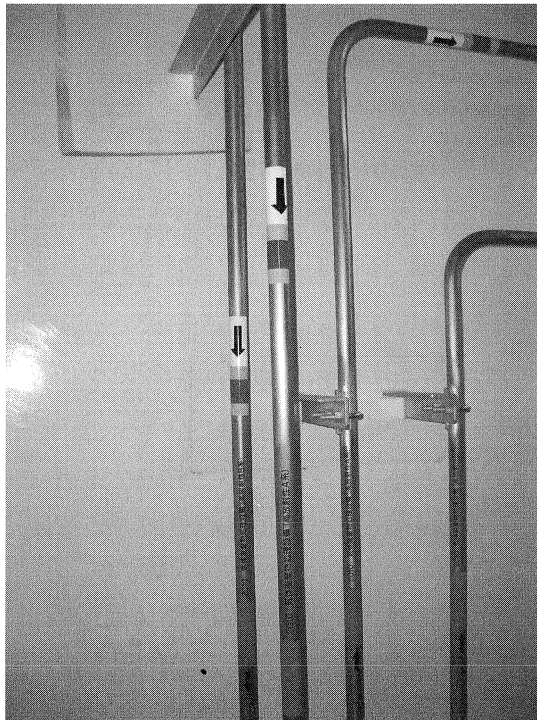


Photo2.8 主配管

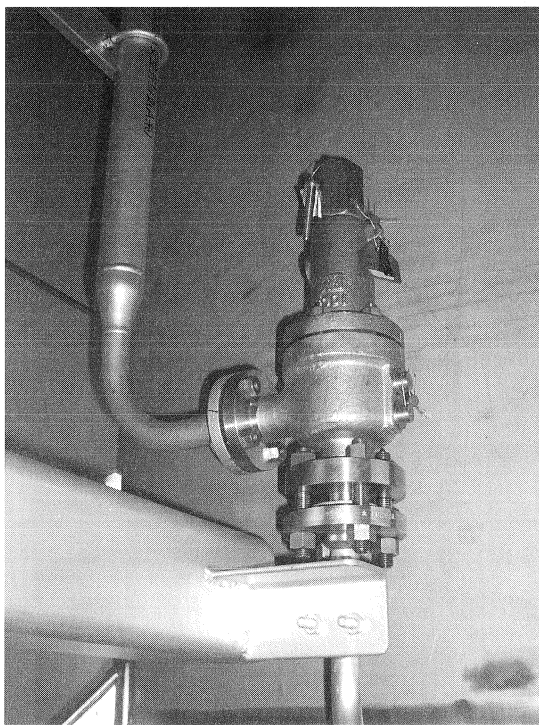


Photo3.1 バネ式安全弁

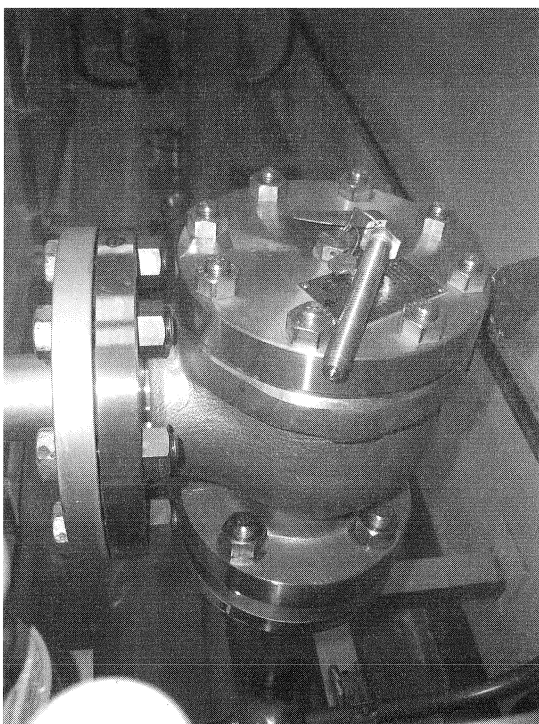


Photo3.2 自重式安全弁

国際単位系（SI）

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度（質量密度）	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積（比体積）	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
（物質量の）濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	（数の）1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
	名称	記号		
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m・kg・s ⁻²
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
工率，放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg・s ⁻³
電荷，電気量	クーロン	C		s・A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	℃		K
光束度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
照射度	ルクス	lx	lm/m ²	m ² ・m ⁻⁴ ・cd=m ⁻² ・cd
（放射性核種の）放射能	ベクレル	Bq		s ⁻¹
吸収線量，質量エネルギー分与，カーマ線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量，組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときにいくつかの用例は表 4 に示されている。
- (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m℃のようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度，放射照度	ラジアン毎平方メートル	rad/s ²	m・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量，エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg・s ⁻³
質量熱容量（比熱容量），質量エントロピー（比エネルギー）	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m・kg・s ⁻³ ・A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s・A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s・A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m・kg・s ⁻² ・A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg・s ⁻² ・mol ⁻¹
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =m ² ・kg・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =kg・s ⁻³

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1° =(π/180) rad
分	′	1′ =(1/60)° =(π/10800) rad
秒	″	1″ =(1/60)′ =(π/648000) rad
リットル	l, L	1l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2) ln10 (Np)

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1. 60217733 (49) ×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1u=1. 6605402 (10) ×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1ua=1. 49597870691 (30) ×10 ¹¹ m

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット		1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0. 1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0. 1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0. 1Pa・s
ストークス	St	1 St =1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G ≐10 ⁻⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe ≐(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ≐10 ⁻⁸ Wb
スチルブ	sb	1 sb =1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3. 7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2. 58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		1X unit=1. 002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ		1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ =1μm=10 ⁻⁶ m

