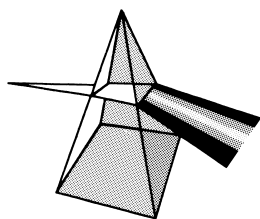


「ふげん」におけるトリチウム管理



松島 聡 北端 琢也 川越 慎司 北村 高一
鈴木 和也 羽田 孝博 林 省一
敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所

Radiation Protection against Tritium in the Fugen Nuclear Power Station

Akira MATSUSHIMA Takuya KITABATA Shinzi KAWAGOE Kouichi KITAMURA
Kazuya SUZUKI Takahiro HANEDA Syouichi HAYASHI

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

「ふげん」の減速材として用いられている重水が放射化して生成するトリチウムについて、「ふげん」の約20年間の運転の中で開発・改良してきた測定評価法，作業管理，放出管理，被ばく管理の実績について報告する。ラドン・トロン及びその娘核種等の天然核種による妨害を避けて高感度でトリチウムを測定するために膜分離式トリチウムモニタを開発した。また，現場ではより実用的な氷結法によるモニタリング手法も開発され，スキndaイブングスーツを改良したトリチウム防護服を用いることにより，トリチウムによる内部被ばくは年間1～5人・mSv程度に抑制されている。環境への放出量も管理目標値を十分下回っている。

Methods are described of the tritium monitoring, radiation work control, airborne/liquid emission, and personnel dose management for tritium that were developed and improved in the more than twenty years' operation of the Fugen Nuclear Power Station. Tritium is generated mainly from the activation of the heavy water moderator in Fugen. A filter-separation-type ion chamber tritium monitor was developed to avoid the interference with the Rn-Tn and their daughter species. For the tritium monitoring in working areas, a portable ice-condensing method was applied. Using this method and skin-diving suit type tritium protection gear successfully reduced the personnel dose with tritium intake. An average of annual internal dose with tritium is controlled between 1 and 5 person-mSv. Airborne/liquid emission of tritium is controlled much lower than the annual limits.

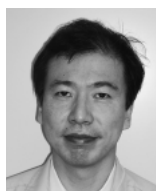
キーワード

トリチウム，測定方法，放射線管理，防護具，放出管理，内部被ばく管理，重水・ヘリウム系，重水精製，「ふげん」

Tritium, Monitoring Method, Radiation Control, Protection Suit, Internal Dose Control, Effluent Control, Heavy Water System and Herium System, Heavy Water Upgraders, Fugen



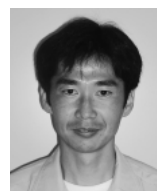
松島 聡
安全管理課所属
研究員
「ふげん」重水・ヘリウム系システムの化学管理業務に従事



北端 琢也
安全管理課長
「ふげん」における化学管理，放射線管理業務に従事
工学修士，第一種放射線取扱主任者



川越 慎司
環境保全課所属 執筆時：安全管理課所属）
研究員
「ふげん」の廃止措置にかかわる検討業務に従事



北村 高一
安全管理課所属
副主任研究員
「ふげん」における放射線管理業務に従事
第一種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者



鈴木 和也
保修課所属
副主任研究員
「ふげん」の設備保守にかかわる品質管理業務に従事



羽田 孝博
保修課
副主任研究員
「ふげん」重水・ヘリウム系，重水精製装置の保守管理業務に従事



林 省一
発電課所属
副主任研究員
「ふげん」における重水精製装置，廃棄物処理設備の運転管理業務に従事

1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下、「ふげん」）は、電気出力165MWの重水減速、沸騰軽水冷却、圧力管型の新型転換炉の原型炉である。新型転換炉では、プルトニウムを効率良く燃焼させるため、核分裂で発生した中性子をあまり吸収することなく十分に減速させることができる重水（重水濃度約99.7wt%）を減速材として用いている。このため、重水を構成する重水素が中性子を吸収してトリチウム（三重水素、半減期12.3年）を生成する。「ふげん」におけるトリチウムの生成反応は表1に示すものがあるが、主要な発生源は重水の放射化によるものである。

表1 「ふげん」におけるトリチウムの生成

原料核種	生成反応
^2H : 重水分子を構成する。	$^2\text{H}(n, \gamma)\text{H}$
^3He : トリチウムの崩壊により生成、蓄積する。	$^3\text{He}(\alpha, p)\text{H}$
^7Li : $^{10}\text{B}(n, \gamma)\text{Li}$ 反応により生成する。	$^7\text{Li}(n, n^{\prime})\text{H}$
^{10}B : 反応度制御剤として重水中に添加されている。	$^{10}\text{B}(n, 2\gamma)\text{H}$

減速材（重水）中のトリチウム濃度は、図1に示すとおり、運転時間とともに上昇しており、2001年1月現在において約260MBq/cm³である。「ふげん」が運転を停止する2003年には約280MBq/cm³になると推定される。

したがって「ふげん」では、Co-60等の腐食生成物に対する管理に加え、トリチウムに対する管理を必要とする。

ここでは「ふげん」の約20年間の運転の中で確立してきたトリチウム管理の実績について紹介す

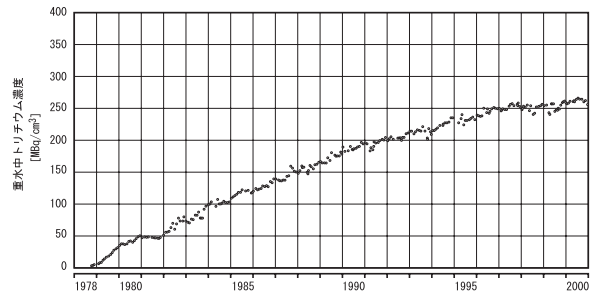


図1 重水中トリチウム濃度変化

る。

2. 系統概要

トリチウムが含まれる重水を取り扱う「ふげん」の重水・ヘリウム系及び重水精製装置の系統概要を以下に示す。

2.1 重水・ヘリウム系

「ふげん」には、減速材として約160m³の重水が装荷されている。炉心部を構成するカランドリアタンクでは、ヘリウムガスがカバーガスとして用いられており、カランドリアタンク下部（ダンプスペース）のヘリウムガス圧は、タンク上部（オーバーフロースペース）よりも高く保たれており、この圧力差により重水の原子炉内水位が保たれる構造になっている。

重水は、図2に示すようにオーバーフロースペースからヘリウムガスを巻き込みながら重水ダンプタンクに溢流し、重水循環ポンプによって循環され全量が重水冷却器により49℃まで冷却される。この循環流量は約1400m³/hと大きく、これにより

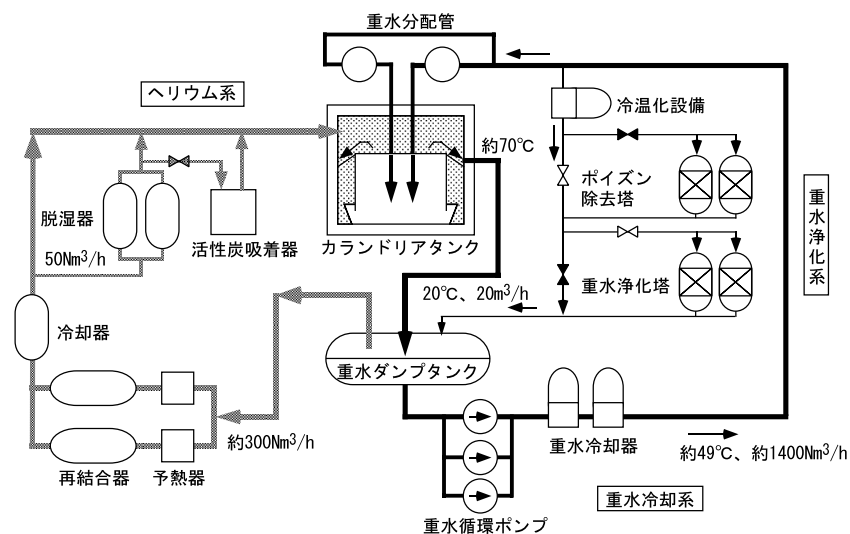


図2 重水ヘリウム系系統図

炉心部での重水温度は70 以下に保たれ、重水が炉心内で局所的に沸騰して反応度に影響を及ぼすことが防止されている。原子炉の反応度を調節するために重水中には0.1 ~ 10ppm の¹⁰B 濃縮ホウ酸が添加されている。ホウ酸濃度は、強塩基性陰イオン交換樹脂が800リットル充てんされたポイズン除去塔に重水を通水すること、又は450 ~ 1600ppm ¹⁰B 程度の高濃度ホウ酸を注入することにより調整される。重水の水化学維持のためには、強酸性陽イオン交換樹脂350リットルと弱塩基性陰イオン交換樹脂650リットルの粒状混床樹脂塔である重水浄化塔が用いられる。弱塩基性陰イオン交換樹脂を用いるのは、弱酸性イオンであるホウ酸が重水浄化時に吸収され炉出力に影響を与えることを防止するためである^{1)~3)}。

2.2 重水精製装置

重水浄化塔及びポイズン除去塔に用いられているイオン交換樹脂は軽水環境で製造されているため、使用する前に含まれている軽水分を重水で置換して減速材系に持ち込まれる軽水分を制限する操作（重水化）が必要である。重水化は、縦形タンク内に入れた樹脂に濃度99.8%程度の重水を樹脂体積の約3倍量、上向流で流すことによりなされる。また、使用済み樹脂から重水を回収するために使用済み樹脂を重水化に用いるタンクと同じ縦形タンクに入れ下向流で軽水を流す軽水化操作も重水系の樹脂交換には必要である。これらの重水化及び軽水化操作によって「ふげん」の場合には濃度約45%の低濃度重水が年間約7m³発生する。このほか、重水系機器の保守作業や化学分析に伴うサンプリング操作によっても若干の低濃度重水が発生する。これらは、「ふげん」の重水精製装置Ⅰ及び重水精製装置Ⅱにより99.8%まで再濃縮して使用されてきた。重水精製装置Ⅰは図3に示す電解式濃縮装置で、重水精製装置Ⅱは理化学研究所などの協力を得て「ふげん」が実用化した疎水性白金触媒を用いた水・水素同位体交換反応装置である⁴⁾。重水精製装置Ⅱは図4に示す交換反応ユニットが90段積み重なった構造になっている。触媒層では、上向流で並流するガス相と蒸気相の間で同位体交換反応が生じ、蒸気相側に重水素が移行する。充てん層では、下向流で流れる水相と上向流で流れる蒸気相との間で同位体交換反応が生じ、蒸気相から液相へ重水素が移動する。したがって、図5に示す交換反応塔底部には高濃度重水が得られ、塔頂部には重水濃度0.1%以下の軽水が得られる。交換反応塔下部から流出する重水は、電

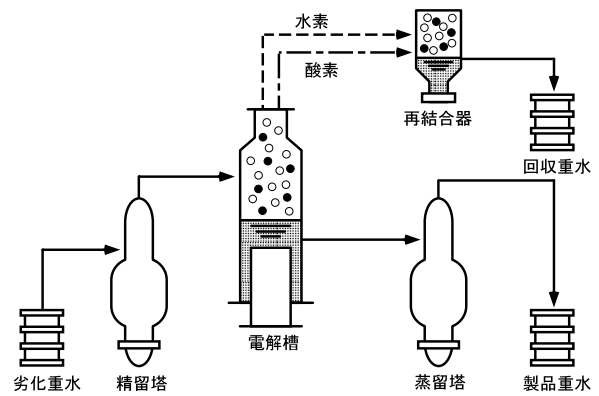


図3 重水精製装置Ⅰ概略系統図

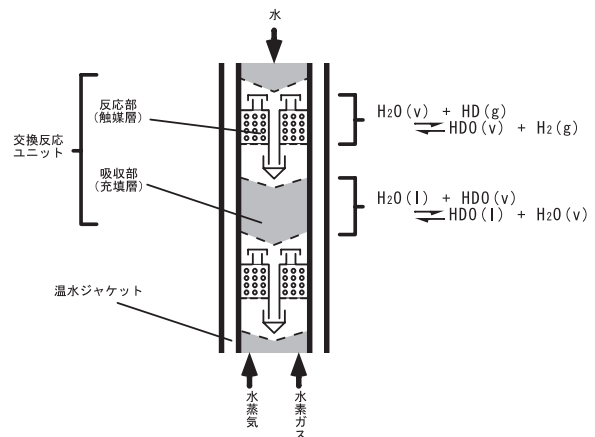


図4 交換反応塔概念図

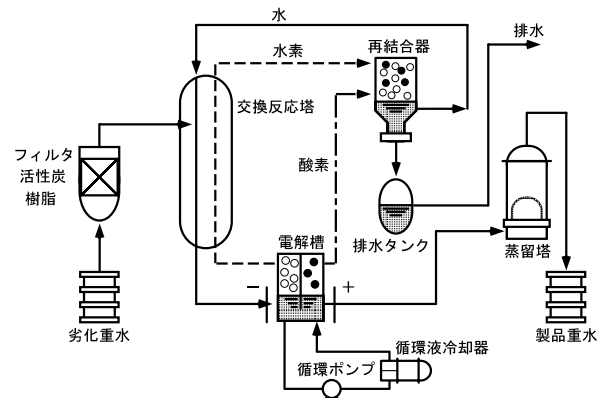


図5 重水精製装置Ⅱ概略系統図

解槽に導かれ更に濃縮され、電解助材として加えられている炭酸カリウム等のアルカリ分が除去された後、製品重水になる。電解により発生した重水素は、交換反応塔底部に戻され、酸素は、塔頂の再結合器に導かれ交換反応塔塔頂から流出する軽水素と再結合される。再結合して生成した軽水は、一部還流水として交換反応塔へ戻される他は、

排水として系外に排出される。

重水精製装置Ⅱは、重水濃度10～95%程度の劣化重水を年間10m³処理することができる。また、重水精製装置Ⅱでは、トリチウム分も重水素とほぼ同程度の割合で分離できるので、トリチウム濃度150MBq/ml程度の劣化重水を処理した場合にも、排水中に含まれるトリチウム濃度を3.7kBq/ml以下まで低減することができる^{1)・3)・5)}。

これらの装置を収容している重水精製建屋は、原子炉等規制法の規制を受ける原子炉施設ではなく、放射性同位元素等による障害の発生を防止する法律(以下、RI法)の規制を受ける放射性同位元素使用施設として設置されている。このため、重水精製建屋は原子炉施設からは独立しており、

重水の受け渡しはドラム缶により行われている。

3. トリチウムの測定・評価方法

トリチウムは 線を放出せず最大エネルギーが18.6keVの弱い線のみを放出する核種であるため、測定対象ガスを電離箱内に導入して測定したり凝縮水の状態にしてから液体シンチレーションカウンタで測定する必要がある。

特に空気中のトリチウム濃度の測定については、簡易かつ高感度に実施するための方法を、「ふげん」で開発、最適化してきた。表2に現在まで「ふげん」で開発、運用してきた空気中のトリチウム濃度の測定法を示す。また、以下にこれらの測定法の概要について記す。

表2 空気中トリチウム濃度の測定法

測定法	検出限界値 (Bq/cm ³)	試料採取時間	測定に要する時間	「ふげん」での適用
凝縮法	2 × 10 ⁻⁶	1～7日間	1時間	放出放射能の評価値測定
水バブラー法	1 × 10 ⁻⁵ ～7 × 10 ⁻⁵	1～7日間	1時間	凝縮法のバックアップ
電離箱モニタ	7.4 × 10 ⁻²	連続	瞬時*	
膜分離式モニタ	7.4 × 10 ⁻³	連続	瞬時*	原子炉施設排気筒モニタ 廃棄物処理建屋排気筒モニタ 重水精製建屋排気筒モニタ 重水精製装置建屋Ⅱエリアモニタ
トリチウムルームモニタ	7.4 × 10 ⁻³	連続	瞬時*	現場作業環境測定
ハンディクーラによる氷結法	1 × 10 ⁻⁵	約20分	約20分	現場作業環境測定
除湿器による凝縮法	1 × 10 ⁻⁵	1～7日間	1時間	現場作業環境測定

*：検出器内での測定ガス滞留時間の影響を受けるが、時間遅れ(時定数)は10分程度である。

3.1 凝縮法

凝縮法は、発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針(1978年9月29日原子力委員会決定)以下、放出放射能測定指針)に準拠した方法で、図6に示すような凝縮装置を用いて排気筒排気中の水分を捕集してこの凝縮水中のトリチウムを液体シンチレーションカウンタで測定し、排気中のトリチウム濃度を評価するものである。液体シンチレーションカウンタは、有機物の液体蛍光体(液体シンチレータ)の中に試料水を混合したものを遮光された装置内に入れ、トリチウムによって液体シンチレータが発光する状態を測定するものである。トリチウムの放出する線はエネルギーが低いのでシンチレータによって捕捉されやすく、計数効率が極めて高いことから高感度での測定が可能である。

凝縮水中のトリチウム濃度から排気中のトリチウム濃度を計算する場合には、次の式によってい

る。また、凝縮法による検出下限値は2 × 10⁻⁶Bq/cm³ air程度である。

$$C_T = C_w \cdot K(T) \cdot H \cdot (10^{-2})$$

ここに

C_T： 排ガス中のトリチウム濃度 (Bq/cm³)

C_w： 凝縮水中のトリチウム濃度 (Bq/cm³)

K(T)： 温度 T の飽和状態における空気中の水分の量 (g H₂O/cm³ air)

H： 排ガス採取時の相対湿度 (%)

3.2 水バブラー法

水バブラー法は、前述の凝縮法のために設置されている凝縮装置が機器の不調等により作動しなくなった時のバックアップ用に使用されているものである。装置は、図7に示すように約500cm³の水を満したガラス容器(水バブラ)の中に排ガスを通気して同位体交換によりバブラ内の水に捕捉

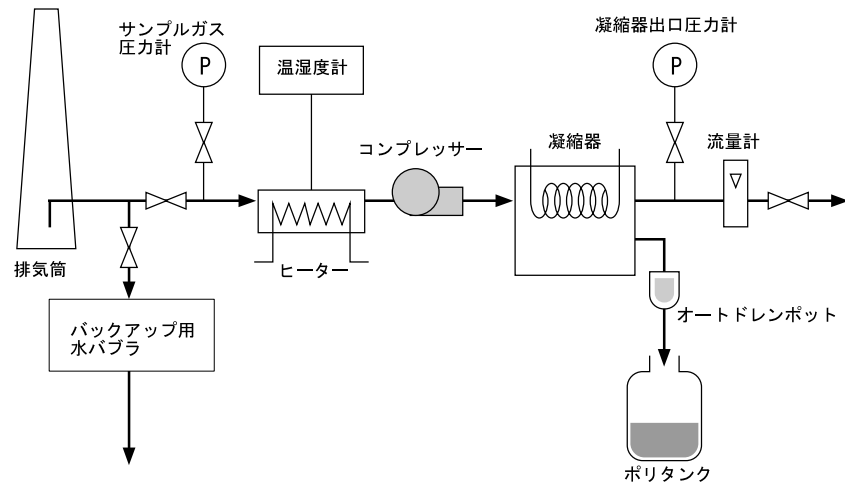


図6 凝縮装置の概念図

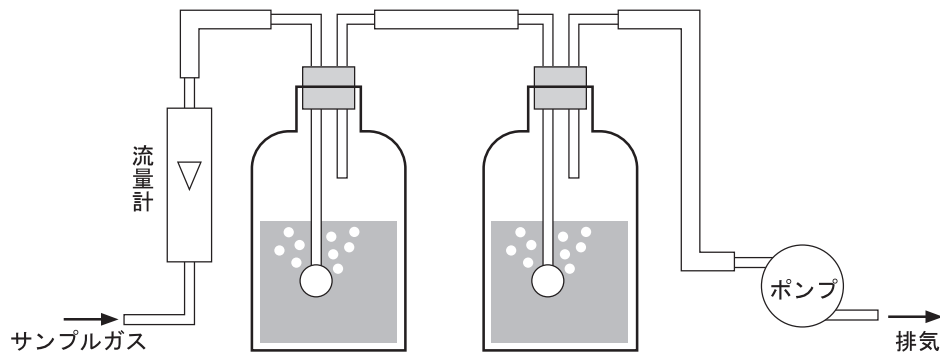


図7 水バブラ法の設置例

されるトリチウムを測定するものである。バブラ水中のトリチウム濃度 C_W (Bq/cm^3) から排気中のトリチウム濃度 C_A ($\text{Bq}/\text{cm}^3 \text{ air}$) を求めるには次式によっている。

$$C_A = C_W \cdot V_C / (V_A \cdot \eta_c)$$

ここに

V_C : バブラーに用いた水量 (cm^3)

V_A : 試料空気量 (cm^3)

η_c : 捕集効率 (0.9 : 放出放射能測定指針に記される値)

また、水バブラ法による検出下限値は $1 \sim 7 \times 10^{-5} \text{Bq}/\text{cm}^3 \text{ air}$ 程度である。

3.3 電離箱式トリチウムモニタ

前述の凝縮法や水バブラ法は検出感度の高い方法であるが、2～3日から1週間に1度程度の頻度（放出放射能測定指針で要求している最低測定頻度は1ヶ月に1回）での間欠的な評価しかでき

ない。プラントからの放出の状態を確認したり、作業環境におけるトリチウム濃度をモニタリングしてすばやく対応するためには適当ではない。このため検出感度は、 $1 \times 10^{-1} \text{Bq}/\text{cm}^3 \text{ air}$ 程度と低いが、電離箱内にサンプルガスを直接導入して連続的にモニタリングする方法がトリチウム除去換気系のモニタリングや、機器の開放点検をする際の作業環境の監視等に用いられてきた。

3.4 膜分離式トリチウムモニタ

電離箱式トリチウムモニタは、ラドン・トロン及びその娘核種等の天然核種の濃度変化の影響を受けるため検出感度が低くなっている。このため図8に示すように電離箱に導入する前に水分のみを透過するパーフロロスルホン酸樹脂膜を透過した水蒸気状トリチウムを電離箱で測定するものが膜分離式トリチウムモニタである⁶⁾。このモニタの検出下限値はメーカー保証値としての仕様書記載値では $7.4 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3 \text{ air}$ であるが、実際的には $2 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3 \text{ air}$ 程度まで測定できる。このモ

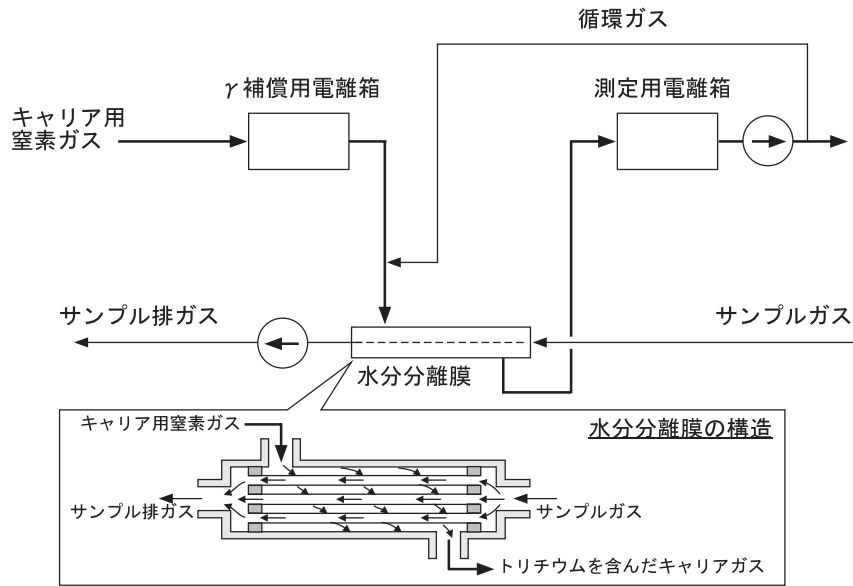


図8 膜分離式トリチウムモニタの概念図

ニタは「ふげん」の主排気筒及び重水精製建屋，廃棄物処理建屋の排気筒トリチウムモニタ，重水精製建屋のエリアトリチウムモニタとして使用している。

3.5 トリチウムルームモニタ

トリチウムルームモニタは，膜分離式トリチウムモニタを可搬型として作業環境のモニタリングを可能にしたものである。検出下限値は，固定型とほぼ同程度である。

3.6 ハンディクーラー（氷結法）による測定

作業環境のトリチウム濃度を比較的迅速に高感度に測定するために，「ふげん」ではハンディクーラーを用いて氷結法により空気中の水分を捕捉しこの中のトリチウムの濃度を液体シンチレーションカウンタで測定する方法を用いてきた。ハンディクーラーは，実験室内の恒温水槽等の温度調整のために用いられる冷却器の一種であるが，冷却管の表面は -20 程度まで低下させることができるため，これを20分間程度空気中に曝露して運転することにより，液体シンチレーションカウンタでの測定に必要な 2 cm^3 の試料水を採取することができる。この方法による検出下限値は， $1.0 \times 10^{-5}\text{ Bq/cm}^3$ air 程度である。

3.7 除湿器を用いた凝縮法による測定

1週間程度の期間内の作業環境におけるトリチウム平均濃度を測定するために，家庭用の除湿器を用いて空気中の水分を捕集して，この水分を液

体シンチレーションカウンタで測定する方法が定常放射線管理のために用いられてきた。この方法での検出下限値は， $1.0 \times 10^{-5}\text{ Bq/cm}^3$ air 程度である。

4 「ふげん」におけるトリチウム環境下での放射線管理

4.1 作業の管理

「ふげん」で重水関連機器を開放するような作業を行う場合には，作業担当課は作業要領書とともに，放射線管理計画書を作成し安全管理課の承認を受ける。安全管理課では提出された放射線計画書を審査し，十分な放射線管理が可能と判断した場合には，SWP (Special Work Permit) を発行する。実際の作業の実施に当たっては作業担当課は，作業の開始前と終了後に放射線管理室に連絡する。この際，安全管理課は必要な助言を行うこととしている。

4.2 作業エリアの設定

「ふげん」では，重水系機器や重水精製装置を構成する機器を開放して点検する場合等のトリチウムの漏洩が予想される場合には，基本的にビニールシートによるクリーンハウスを設置してその環境内で作業を行っている。クリーンハウス内は，トリチウム除去系によって換気される。クリーンハウスの設置例を図9に示す³⁾。

なお，トリチウム除去系は，建屋内に設置された吸引口から空気を吸い込み，この空気中のトリチウムを含む水分をモレキュラーシーブを用いた

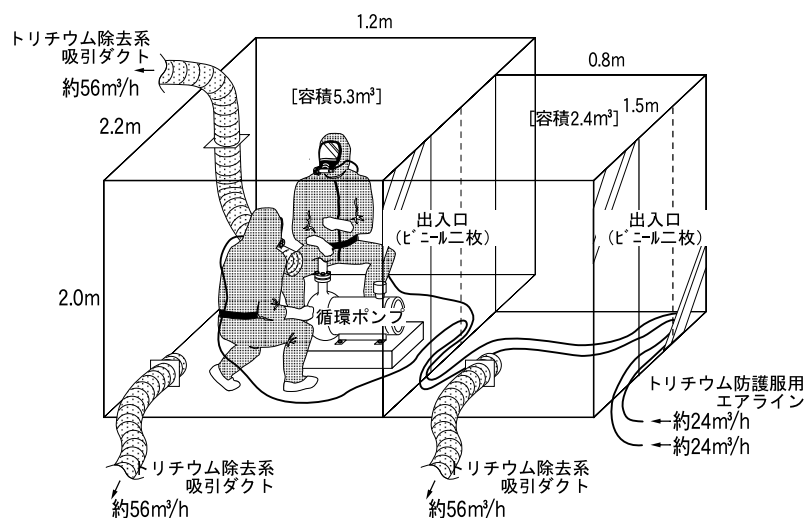


図9 クリーンハウスの設置例

脱湿器により除去した後、通常の換気系の排気ダクト等に放出する系統である。

4.3 呼吸保護具の着用

重水精製装置や原子炉施設の重水系における作業を行う場合には、作業雰囲気の状態に応じてエアラインマスク、トリチウム防護服を着用する。

エアラインマスクは、作業者が吸入によってトリチウムを取り込むことを防止するために、トリチウムの含まれていない空気をホース（エアライン）によりマスク内へ供給する呼吸保護具である。また、トリチウム防護服は、皮膚からのトリチウムの吸収を防止するため、防水性の服の内部

に空気を送り込むことにより服の内部を微陽圧状態とし、トリチウムの浸透を防ぐ防護服である。図10にエアラインマスク及びトリチウム防護服の概略を示す。

なお、トリチウム防護服については、当初は塩化ビニール製を採用していたが、内部に送り込んだ空気により防護服が大きく膨らみ作業性が悪いいため、作業性の高いウエットスーツタイプを「ふげん」で開発・改良し使用している²⁾。防護係数はおおむね50程度である。

また、これらの防護具は表3のように作業環境の空气中トリチウム濃度により着用目安を設け運用している³⁾。

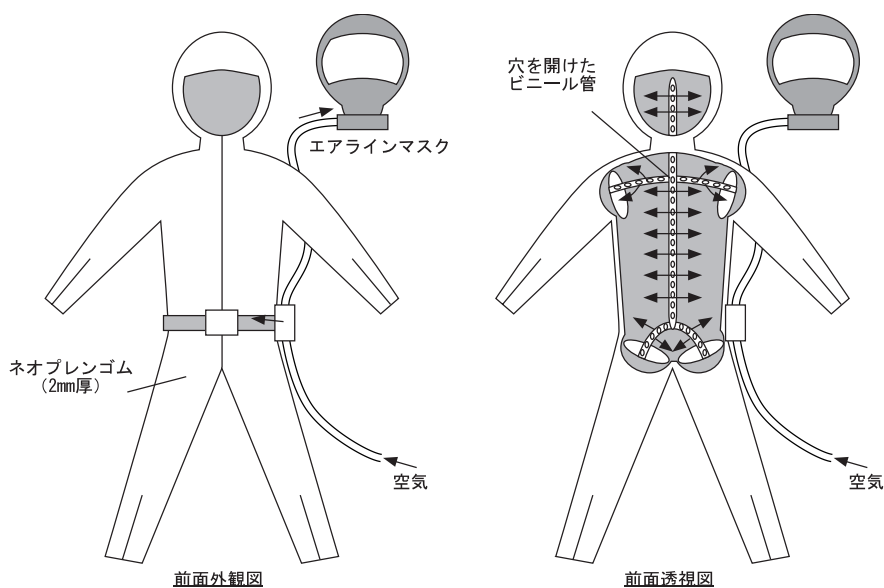


図10 エアラインマスク、トリチウム防護服の概略図

表3 トリチウムに関する呼吸保護具着用基準

呼吸保護具	空气中トリチウム濃度 (Bq/cm ³)
必要に応じてエアラインマスク	7.0×10^{-2} 未満
エアラインマスク	7.0×10^{-2} - 7.0×10^{-1}
トリチウム防護服+ エアラインマスク	7.0×10^{-1} 以上

4.4 作業環境のモニタリング

作業環境のモニタリングは、トリチウムルームモニタを用いた連続測定で行い作業環境中の急激な濃度上昇が生じた場合に備えるほか、作業前後及び機器の開放時等の作業の節目ごとにハンディカウンターを用いた測定を行い、正確な作業環境の把握に努めている。

4.5 内部被ばくの測定

作業者のトリチウムによる内部被ばくを測定するために、作業者の尿中のトリチウム濃度を測定している。トリチウムは、呼吸及び皮膚を通してトリチウム水(HTO)の化学形で体内に取り込まれる。体内のトリチウム濃度は、摂取後2～4時間程度で平均化されるので、尿中のトリチウムを測定することにより、全身のトリチウムによる被ばくを評価することができる。

「ふげん」では、作業者が「ふげん」で放射線作業従事者として指定される前及び解除される前に尿中のトリチウム濃度を測定している。3ヵ月以上「ふげん」で作業する作業者については、尿中のトリチウム濃度測定を全身カウンタ(ホールボディカウンタ)による測定と同時に3ヵ月ごと(女

性の場合は1ヵ月ごと)に実施している。

さらに作業者がトリチウム濃度の高い環境で作業したと考えられる場合には、これらの測定とは別に尿中のトリチウム濃度測定を行い、作業者の内部被ばく量を評価している。

定期検査期間中は、約3000件の尿中トリチウム濃度の測定を行う必要があることからあまり長時間の測定を行うのは適切ではない。「ふげん」では、20mlのバイアル瓶を用いて14mlの液体シンチレータと尿2mlを混合したものを液体シンチレーションカウンタで3分間測定する。この条件でのトリチウムの検出限界濃度は、 0.1Bq/cm^3 である。

摂取されたトリチウムは、作業者が水分を摂取したり排泄したりすることにより生物学的半減期10日程度で徐々に低下していく。トリチウムを摂取した時から1日以内に尿検査を受けて 0.1Bq/cm^3 (検出限界濃度)が検出された場合の線量当量は、 0.0001mSv 程度であるが、3ヵ月前の定期測定直後に摂取して同じ検出限界濃度のトリチウムが検出された場合には、90日(9生物学的半減期)を経ているので、線量当量は、 0.04mSv 程度になる²⁾³⁾。

図11にトリチウムによる内部被ばくの推移を示す。トリチウムによる内部被ばくは、「ふげん」における年間の外部被ばくが $2\text{人}\cdot\text{Sv}$ 程度であるのに対し非常に低い値で推移している。

その値は、図に示すとおり、1989年度を除き、年間1～5人・mSv程度である。

なお、1989年度については、定期検査期間中において原子炉建屋の換気系が予定より長く停止したため、防護具の着用目安値以下ではあるものの、建屋内の空气中トリチウム濃度が若干上昇しトリ

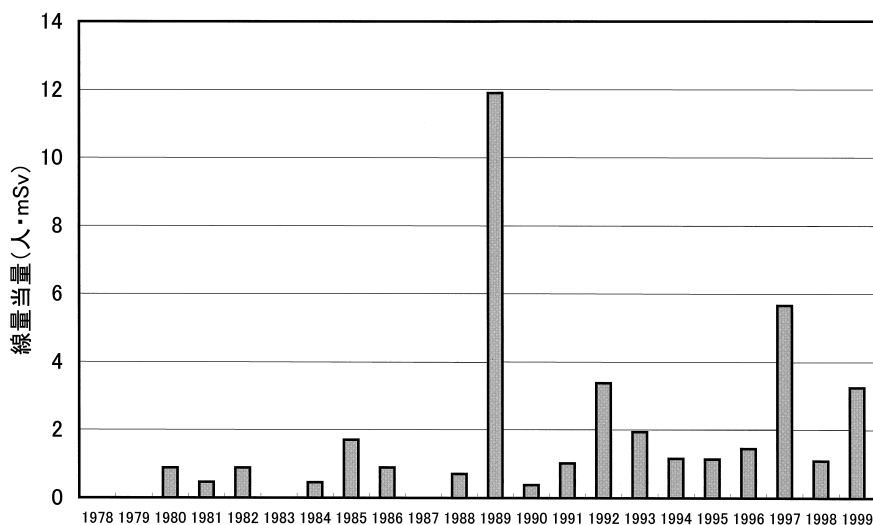


図11 トリチウムによる内部被ばくの推移

チウムによる内部被ばくが他の年度より高くなっている。

5. 「ふげん」におけるトリチウムの放出管理

5.1 気体状トリチウムの放出管理

「ふげん」の気体状放射性廃棄物は主建屋排気筒、重水精製装置建屋排気筒、廃棄物処理建屋排気筒の3本のうちいずれかから放出されている。

気体状トリチウムの拡散防止対策として、「ふげん」では重水・ヘリウム系の機器・配管がある部屋及び重水精製建屋の換気系に、図12のような脱

湿器型のトリチウム除去換気系を採用しており、ある室内のトリチウム濃度が管理値以上になるとその部屋を一般換気系から自動的に隔離し、トリチウム除去換気系に切換え、空気を再循環してトリチウムを除去することとしている。また、機器の分解・開放時にはトリチウム除去換気系を用いて局所的に換気している。トリチウム除去換気系の脱湿器で収集されたトリチウム水は、トリチウム除去換気系ドレンタンクから液体廃棄物として放出される。

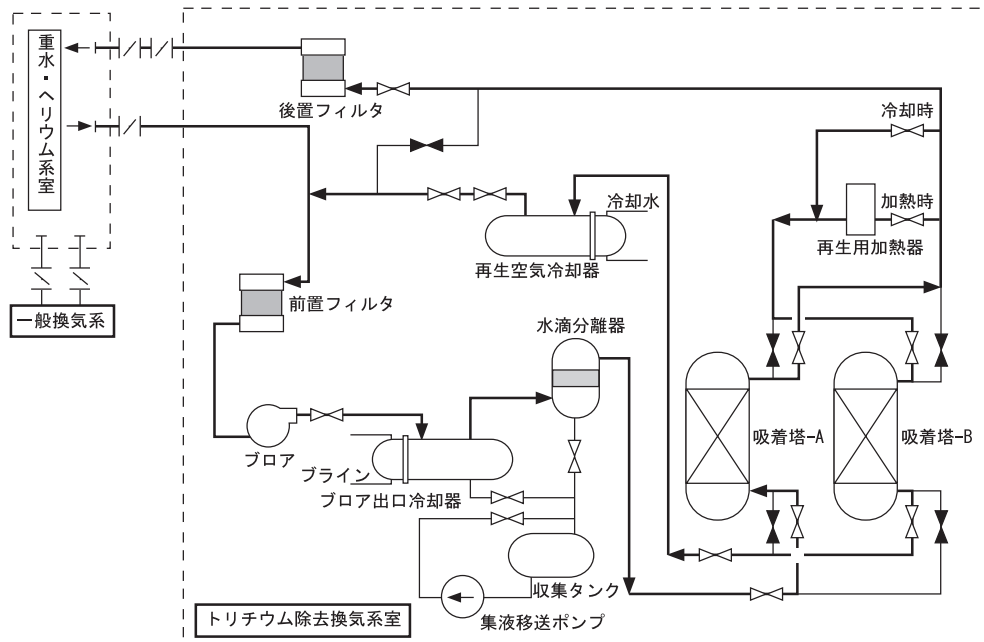


図12 トリチウム除去換気系統図

「ふげん」から放出される気体状のトリチウムの放出量は、各排気筒ごとに設置されている凝縮器で捕捉される水分中のトリチウムを測定することにより評価している。

原子炉等規制法の規制下にある主建屋及び廃棄物処理建屋排気筒からの放出については、同法に基づき周辺監視区域境界におけるトリチウムの3ヵ月間平均濃度を $5 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 以下に管理するとともに原子炉施設保安規定により年間の放出量を $1.8 \times 10^{13} \text{Bq}$ 以下と定め、この値を下回るよう管理している。

重水精製建屋の排気筒については、RI法に定められる排出口における3ヵ月間平均濃度 $5 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ を下回るよう管理を行うが、総放出量は原子炉施設放出量の内数となるよう管理している。

これらの管理を行うために各排気筒には連続式のトリチウムモニタを設置して表4に示す警報設定値を定めて監視している。

これらの警報設定値は、検出器の測定誤差等を考慮して誤動作の発生を防止しつつ法令等に定められる制限を逸脱しないよう設定している。

また、「放出放射能測定指針」に定められる凝縮法により放出量を評価している。凝縮法によるサンプリング及び分析は週1回の頻度で実施しており、これを月ごと及び四半期ごとに評価し官庁等に報告している。表5に1999年度の気体状トリチウムの放出実績を示す。

5.2 液体状トリチウムの放出管理

液体状のトリチウムは、主建屋については、ト

表4 「ふげん」の排気筒におけるトリチウム放出に係わる警報設定値

	原子炉施設排気筒	廃棄物処理建屋排気筒	重水精製建屋排気筒
排気筒トリチウムモニタ 警報設定値	$7.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$	$7.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$	高警報 : $3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 高高警報 : $1.1 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$
濃度限度の管理地点	周辺監視区域境界 (希釈率 1/6000)	周辺監視区域境界 (希釈率 1/1400)	排気筒出口
警報設定根拠	高警報 : 検出限界値の10倍	高警報 : 検出限界値の20倍	高警報 : 検出限界値の5倍 高高警報 : 検出限界値の15倍

表5 1999年度に「ふげん」から放出された気体状トリチウムの実績

	原子炉施設排気筒	廃棄物処理建屋排気筒	重水精製建屋排気筒
年度放出量 (Bq)	1.3×10^{12}	1.9×10^9	7.1×10^{10}
月別放出量 (Bq)	$7.7 \times 10^{10} \sim 1.6 \times 10^{11}$	$4.0 \times 10^7 \sim 3.5 \times 10^8$	$3.1 \times 10^9 \sim 1.3 \times 10^{10}$
月平均濃度 (Bq/cm ³)	$2.0 \times 10^{-4} \sim 4.3 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-6} \sim 1.7 \times 10^{-5}$	$2.2 \times 10^{-4} \sim 9.7 \times 10^{-4}$
3月間平均濃度 (Bq/cm ³)	$2.3 \times 10^{-4} \sim 3.2 \times 10^{-4}$	$6.2 \times 10^{-6} \sim 1.0 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-4} \sim 6.4 \times 10^{-4}$

リチウム除去換気系からの廃液，重水精製建屋については，トリチウム除去換気系からの廃液及び重水精装置Ⅱの再結合系統から出る排水が主な放出源となっている。

液体状トリチウムの放出に当たっては，主建屋からの排水については，放射性廃棄物処理設備の所定のタンクから放出されるたびに計測され，重水精製建屋については同建屋の希釈槽から放出されるたびに計測された後，主復水器冷却用海水ラインに合流して環境中に放出されている。

液体状トリチウムの放出量は，主建屋からの排水については，放射性廃棄物処理設備の所定のタンクから放出する前に，重水精製建屋については同建屋の希釈槽から放出される前にサンプリングし，当該排水中のトリチウム濃度を測定すること

により評価している。

原子炉規制法の規制下にある主建屋からの放出については，同法に基づき周辺管理区域境界におけるトリチウムの3ヵ月間平均濃度を 60Bq/cm^3 以下に管理するとともに，原子炉施設保安規定により年間の放出量を $1.1 \times 10^{13} \text{Bq}$ 以下と定め，この値を下回るよう管理している。

重水精製建屋からの放出については，RI法に定められている，排出口における3ヵ月間平均濃度の 60Bq/cm^3 を下回るよう管理するとともに総放出量は原子炉施設の内数となるよう管理している。

放出量は，月ごと及び四半期ごとに評価し官庁等に報告している。表6に1999年度の液体状トリチウムの放出実績を示す。

表6 1999年度に「ふげん」から放出された液体状トリチウムの実績

	原子炉施設 (放水口)	重水精製建屋 (希釈槽)
年度放出量 (Bq)	3.8×10^{12}	2.1×10^{11}
月別放出量 (Bq)	$6.3 \times 10^{10} \sim 7.0 \times 10^{11}$	$2.9 \times 10^9 \sim 2.7 \times 10^{10}$
月平均濃度 (Bq/cm ³)	$3.6 \times 10^{-3} \sim 8.3 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-1} \sim 4.5 \times 10^1$
3月間平均濃度 (Bq/cm ³)	$1.0 \times 10^{-2} \sim 2.2 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^1 \sim 4.4 \times 10^1$

6. おわりに

「ふげん」の約20年間における運転実績及び経験から，トリチウムの測定・評価，放出管理，放射線管理技術の確立を図ることができた。

特にトリチウムの捕集・測定技術については簡便化，高感度化を目指し「ふげん」独自での開発，改良を重ね，現在に至っている。

今後とも，今まで培ってきたトリチウム管理技

術を活用し，「ふげん」におけるトリチウム放出，被ばくの低減に努めていきたい。

参考文献

- 1) 石樽 顯吉，北端 琢也 他：“「原子炉水化学ハンドブック」日本原子力学会編”，コロナ社，P.263～266（2000）
- 2) 北山 尚樹，森田 聡，他：“新型転換炉「ふげん」重水・ヘリウム系の開発と重水取扱技術の実績”，動燃技報，No.

- 68, P. 19 (1988)
- 3) T. Kitabata, K. Kitamura: "Heavy Water Management and Radiation Protection against Tritium in the Fugen Nuclear Power Station"; The 19th KAIF JAIF Seminar on Nuclear Industry (1997)
- 4) 北本 朝史, 清水 正巳, 他: "日本における同位体分離の
あゆみ", 日本原子力学会同位体分離特別委員会, P. 257~
261 (1998)
- 5) 清田 史功, 中村 由夫, 他: "新型転換炉「ふげん」における重水精製", 動燃技報, No. 70, P. 19~35 (1989)
- 6) 鈴木 和也, 武井 博明: "膜分離式トリチウムモニタの開発", 動燃技報, No. 80, P. 51 (1991)