

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

平成 30 年 7 月

東北電力株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本的な設計方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 津波による損傷の防止
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備

下線部：今回提出資料

- 3.20 原子炉压力容器
- 3.21 原子炉格納容器
- 3.22 燃料貯蔵設備
- 3.23 非常用取水設備
- 3.24 原子炉建屋原子炉棟

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（原子炉格納容器
フィルタベント系）について

別添資料－2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（代替循環冷却系）
について

別添資料－3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部：今回提出資料

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

第50条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

- iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
 - iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
 - v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
 - vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
 - vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
 - viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
 - ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。
- 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

3.7.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第3.7-1図から第3.7-3図に示す。

3.7.1.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系を經由して、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレーすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、ベント管からサプレッションチェンバに戻るにより循環する。

代替循環冷却系は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により冷却可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース・配管・弁類、計測制御装置等で構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により熱交換ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又

はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・サプレッションチェンバ（3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

代替循環冷却系の流路として、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ並びにスプレイ管を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却水系の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系熱交換器並びにホース、除熱用ヘッド及び接続口を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、有機よう素及びガス状の無機よう素を除去可能な設計とする。

本システムは、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからもベント操作を実施可能な設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気では、サプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側

からの排気では、有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他系統を隔離する弁は、直列に2弁設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないよう原子炉格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器スプレイを停止する運用とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電気作動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とすることで操作が不要な設計とする。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、原子炉格納容器調気系および原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第3.7-1表に示す。

原子炉圧力容器については、「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

サプレッションチェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。

3.7.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備及び常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、原子炉建屋から離れた屋外の複数個所に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.7.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッションチェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所において輪留めによる固定等を行うことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、それぞれの系統と隔離する弁は直列に2弁設置し、流路構成することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.7.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却ポンプの容量は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大

容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な熱交換量を有する設計とし、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台の 1 式を使用する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、1 セット 1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 3 台を保管する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台を使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各システムの必要な容量を 1 式で確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて 99.9% 以上確保可能な水位とする。

スクラバ溶液の薬剤濃度については、無機よう素の捕集と再揮発防止を図るため、想定されるスクラバ溶液の pH 低下要因に対しても、スクラバ溶液はアルカリ性を維持することができる十分な薬剤を保有し、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせて、99.8% 以上となる設計とする。

金属繊維フィルタは、想定される重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

放射性よう素フィルタは、ベントガスの滞留時間を考慮し、ガス状放射性よう素の除去効率が 98% 以上となる吸着ベッド厚さを有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。

3.7.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室で操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から操作可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットと常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所のできる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所にて操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所での操作が可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、必要に応じて遮蔽材を設置することで、人力により確実に操作可能な設計とする。

3.7.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替循環冷却ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えできる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置場所まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続することが可能な設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電気作動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

3.7.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。代替循環冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放及び外観の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器及び淡水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に開放検査が可能な設計とする。また、放射性よう素フィルタは、発電用原子炉の停止中に内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

台数 1
容量 150m³/h/台
全揚程 80m

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

基数 1
伝熱容量 約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

個数 1
系統設計流量 10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa [gage] において)
放射性物質除去効率 99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)
99.8%以上 (無機よう素に対して)
98 %以上 (有機よう素に対して)

材料

スクラバ溶液

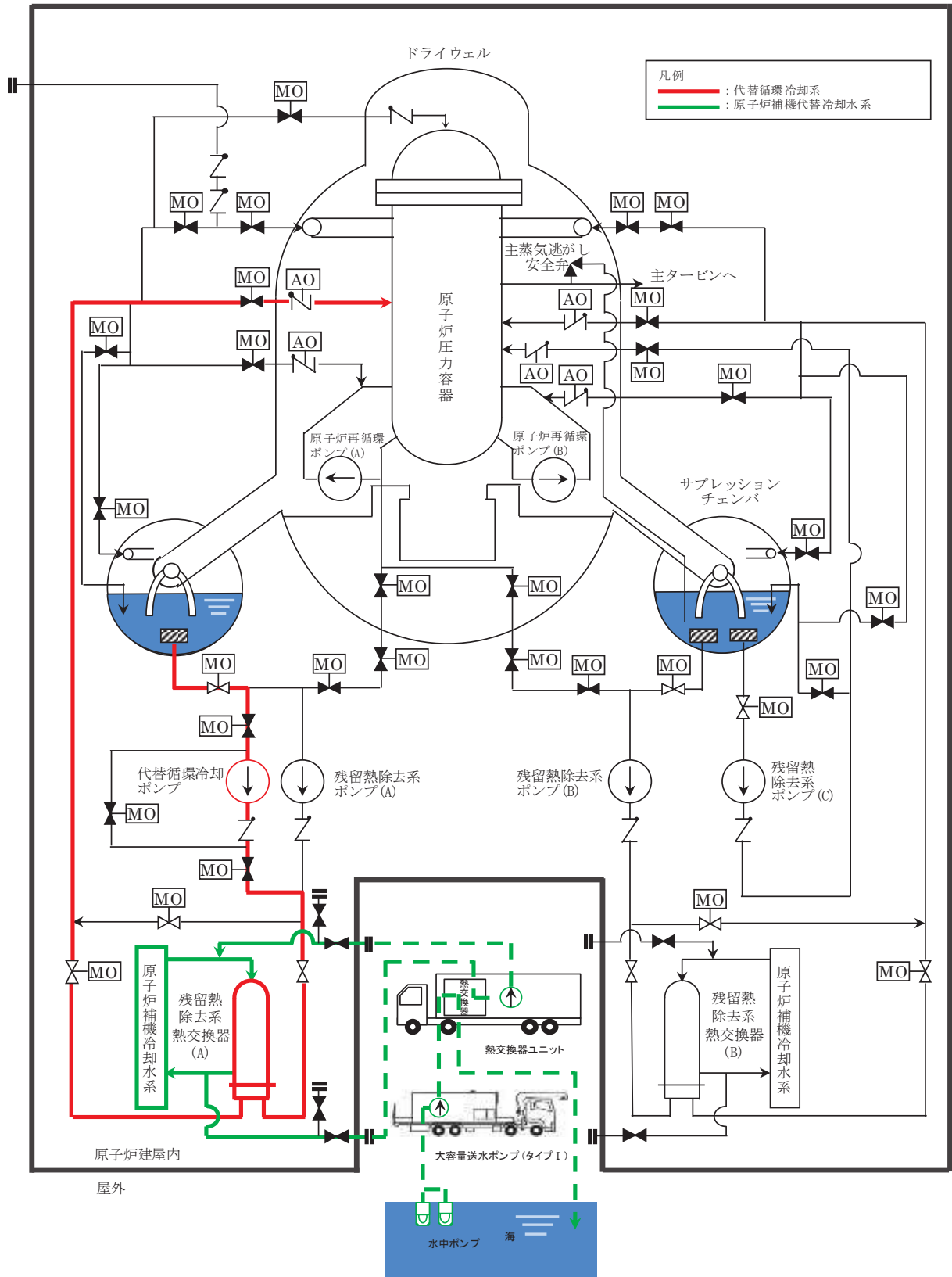
金属繊維フィルタ

放射性よう素フィルタ 銀ゼオライト

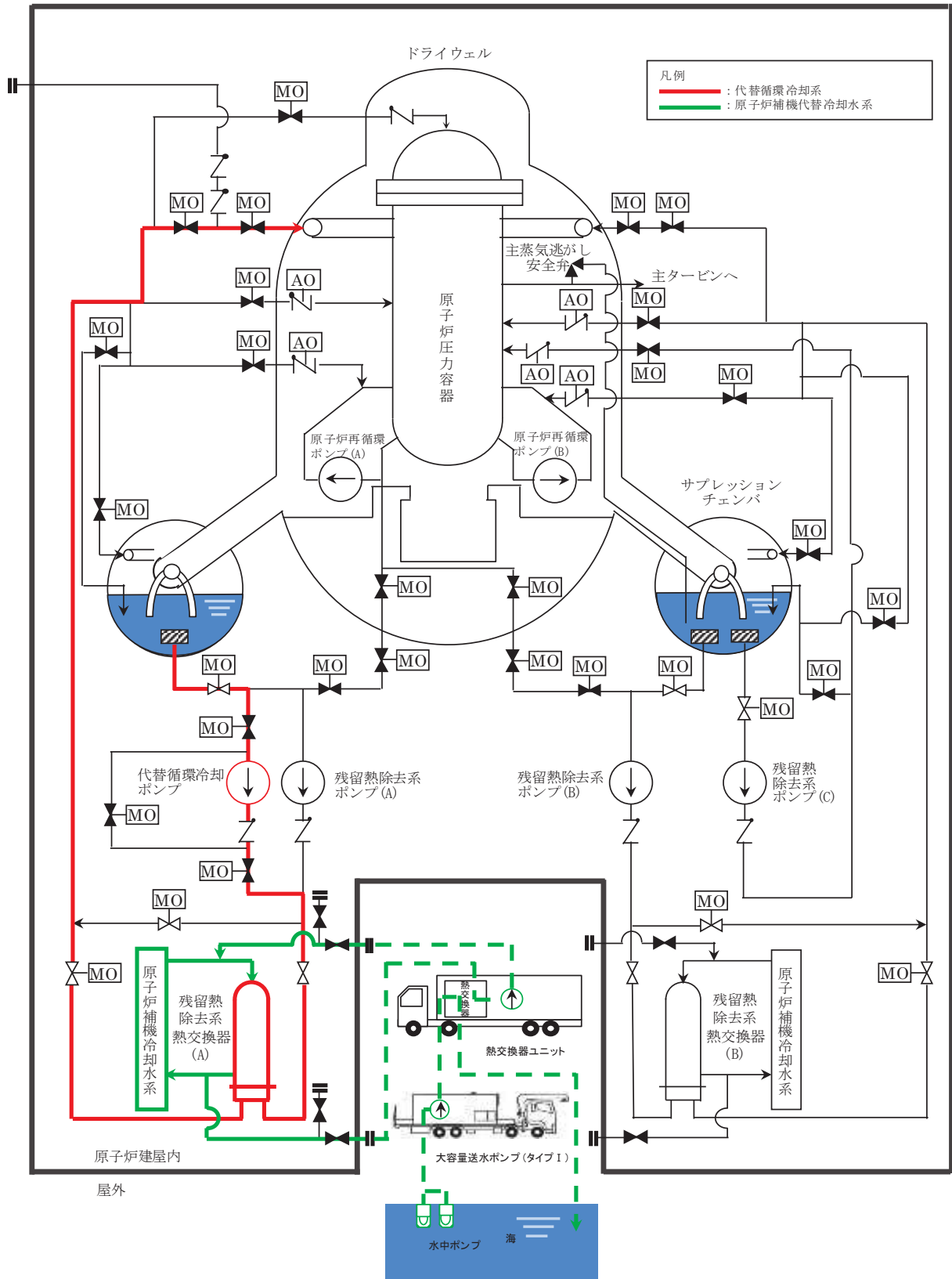
b. フィルタ装置出口側圧力開放板

個数 1
設定破裂圧力 (差圧) 約 100kPa

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3.7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉注水)



第 3.7-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ)

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9.1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第3.9-1図及び第3.9-2図に示す。

3.9.1.1 重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を使用する。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、可搬型窒素ガス供給装置、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満に維持可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。また、可搬型窒素ガス供給装置は、付属発電機により駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型窒素ガス供給装置
- ・ 常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 燃料補給設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、ホース、窒素供給用ヘッダ、接続口、原子炉格納容器調気系配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

排出経路での放射性物質濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。また、排出経路での水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

本系統の流路として、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本系統のうちフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については、「3.15 計装設備」に記載し、その他系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度を使用する。

格納容器内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器内水素濃度
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

b. 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を使用する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は常設代替交流電源

設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。なお、原子炉補機代替冷却水系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器内雰囲気水素濃度
- ・格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様を第3.9-1表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.9.1.1.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置からの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数個所に設置する設計とする。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から受電可能であり、多様性を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。原子炉補機代替冷却水系の多様性、位置的分散については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

3.9.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は，他の設備と電気的な分離を行うことで，他の設備へ悪影響を及ぼさない設計とする。

3.9.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素及び酸素を排出するまでに，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素ガス供給容量を確保するために1台使用する。保有数は，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計2台を確保する。

格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定可能な設計とする。

格納容器内雰囲気酸素濃度は，原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により，水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素燃焼の可能性を把握することが可能な設計とする。

3.9.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の系統構成に必要な弁のうち，原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし，原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置する弁は設置場所にて操作が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度は、原子炉格納容器内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

3.9.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査等」に示す。

窒素ガス供給装置は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置する弁は設置場所にて操作が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

3.9.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は，発電用原子炉の停止中に基準ガスによる検出器の校正及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に運転性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

台数 2 (うち 1 台は予備)

容量 約 220Nm³/h/台

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c. フィルタ装置出口水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

d. フィルタ装置出口放射線モニタ

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度

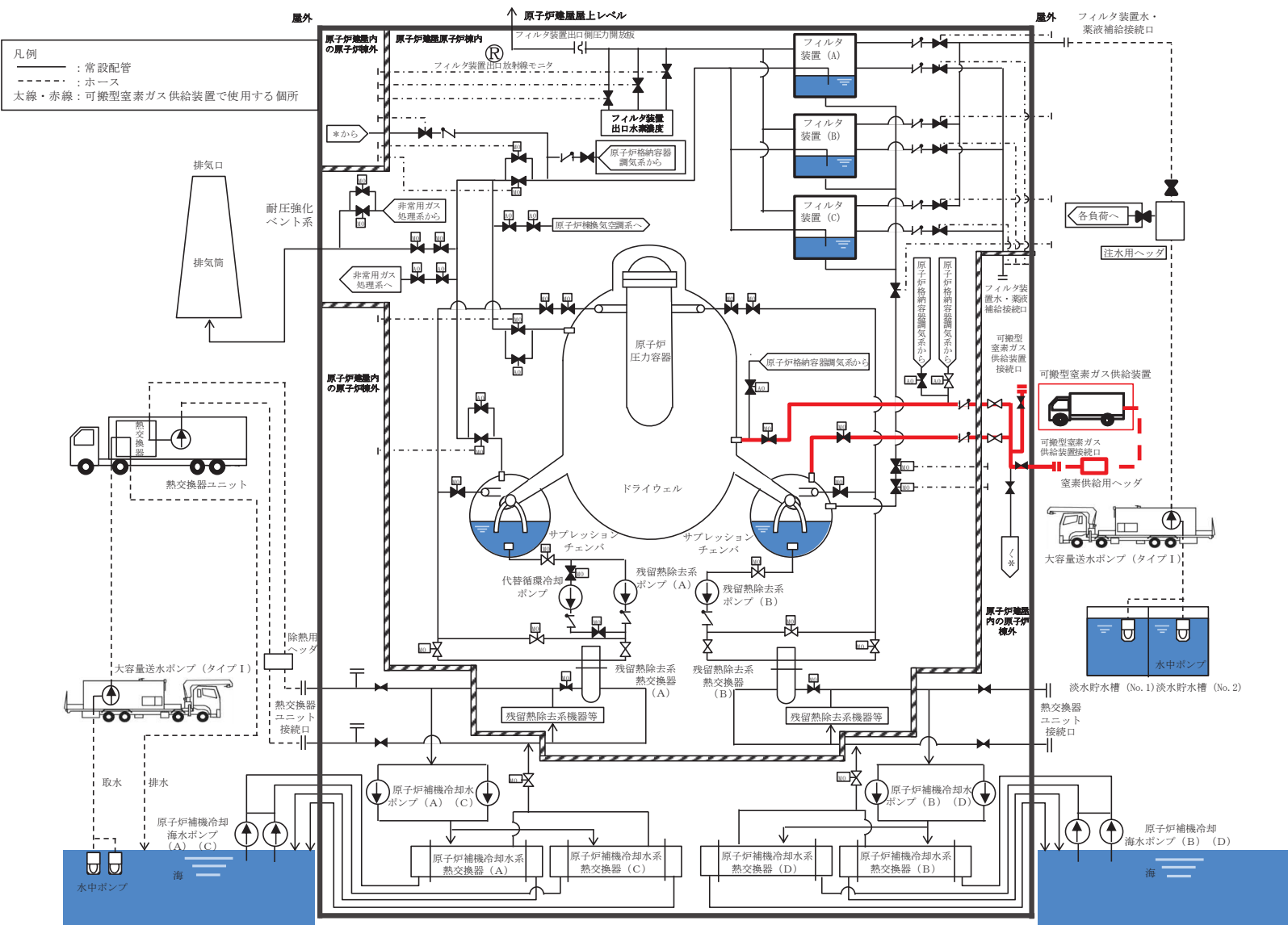
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

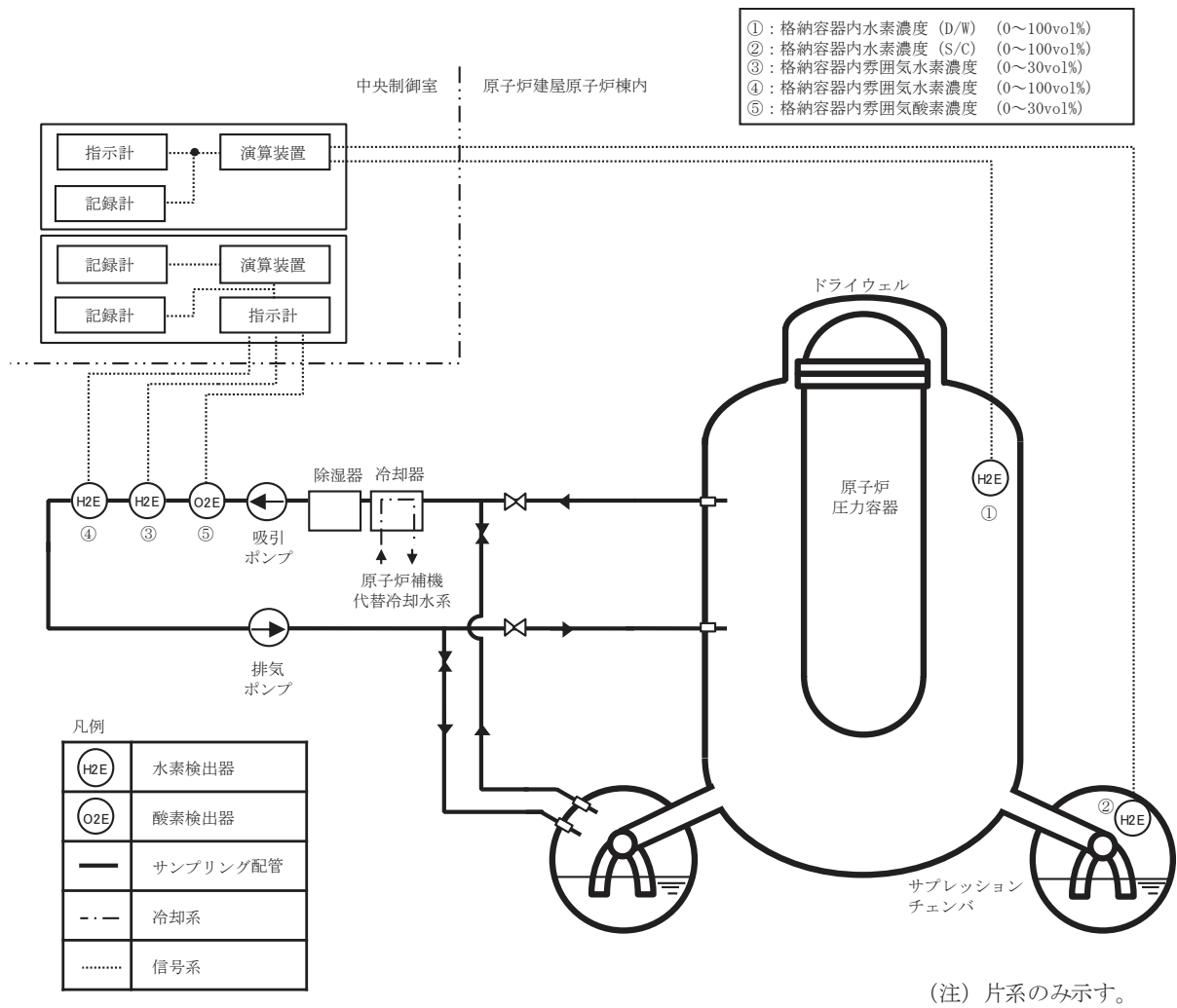
b. 格納容器内雰囲気水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

c. 格納容器内雰囲気酸素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。





第 3.9-3 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための
設備系統概要図
(水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備)

3. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

(解釈)

第50条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。

ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第 50 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設置する。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

(1) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却ポンプによる原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却が可能な設計とする。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 3 項 a), b)

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を經由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置はベンチュリスクラバ、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ等で構成し、排気中に含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第 3 項 b) に対する要求事項を満たすものとする。

(i) 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて、排気中に含まれる粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99.8%以上、有機よう素に対して 98%以上を除去可能な設計とする。

(ii) ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

(iii) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉と共用しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他系統を隔離する弁は、直列に2弁設置することで、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統及び機器を確実に隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

(iv) 重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、原子炉格納容器スプレイを行う場合においても、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器スプレイを停止する運用とする。

(v) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な電気作動の隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電により中央制御室での操作が可能な設計とする。また、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作可能な設計とする。

(vi) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作可能な設計とする。また、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

(vii) ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる爆発を防止するため、系統

待機時は系統内を窒素で不活性化する。このため、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気圧力(427kPa[gage])と比較して十分低い差圧100kPaにて開放する圧力開放板を設ける設計とし、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。

(viii)原子炉格納容器フィルタベント系と原子炉格納容器との接続位置は、サブプレッションチェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれの経路からもベント操作を実施可能な設計とする。

サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントでは、サブプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントでは、有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

(ix)フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内に設置するが、重大事故等時のアクセスルートや作業エリアの放射線量率に影響する箇所については、必要に応じて遮蔽体を設置することにより、原子炉建屋内での作業における被ばく低減を行うこととしている。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保(設置許可基準規則解釈の第4項)

原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な電気作動の隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から操作が可能であり、さらに、人力により確実に操作可能な設計とすることで、常設代替交流電源設備からの給電が可能な代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧

力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

なお、多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散については、3.7.2.3項に詳細を示す。

(4) 自主対策設備の整備（原子炉格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための設備）

原子炉格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 原子炉格納容器 pH 調整系の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションチェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器 pH 調整設備を設ける。

本システムは、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器 pH 調整系配管から原子炉格納容器内に注入可能な設計とする。

(ii) 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。なお、スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、可搬の薬液補給装置により、及びを原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

また、本設備は、事故後 8 日目以降に使用するものである。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 代替循環冷却系

3.7.2.1.1 設備概要

代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことが可能な設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備）、計装設備及び水源であるサプレッションチェンバ、流路である残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ並びにスプレイ管、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

サプレッションチェンバのプール水は、残留熱除去系の配管を經由し、代替循環冷却ポンプに供給される。代替循環冷却ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系の配管及び残留熱除去系熱交換器を經由し原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へスプレイが可能な設計とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、ベント管からサプレッションチェンバに戻ることにより、循環冷却ラインを形成する。また、原子炉格納容器内へスプレイされた系統水も同様に、ベント管からサプレッションチェンバに戻ることにより、循環冷却ラインを形成する。

本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備から受電することが可能な設計とする。

本系統はサプレッションチェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの水温は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉補機代替冷却水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

なお、代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの放射性物質の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッダ、原子炉補機冷却水系の配管、弁、サージタンク

及び残留熱除去系熱交換器等から構成される。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海へ排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプ I）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を經由して原子炉補機冷却水系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを經由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し運転を行う。

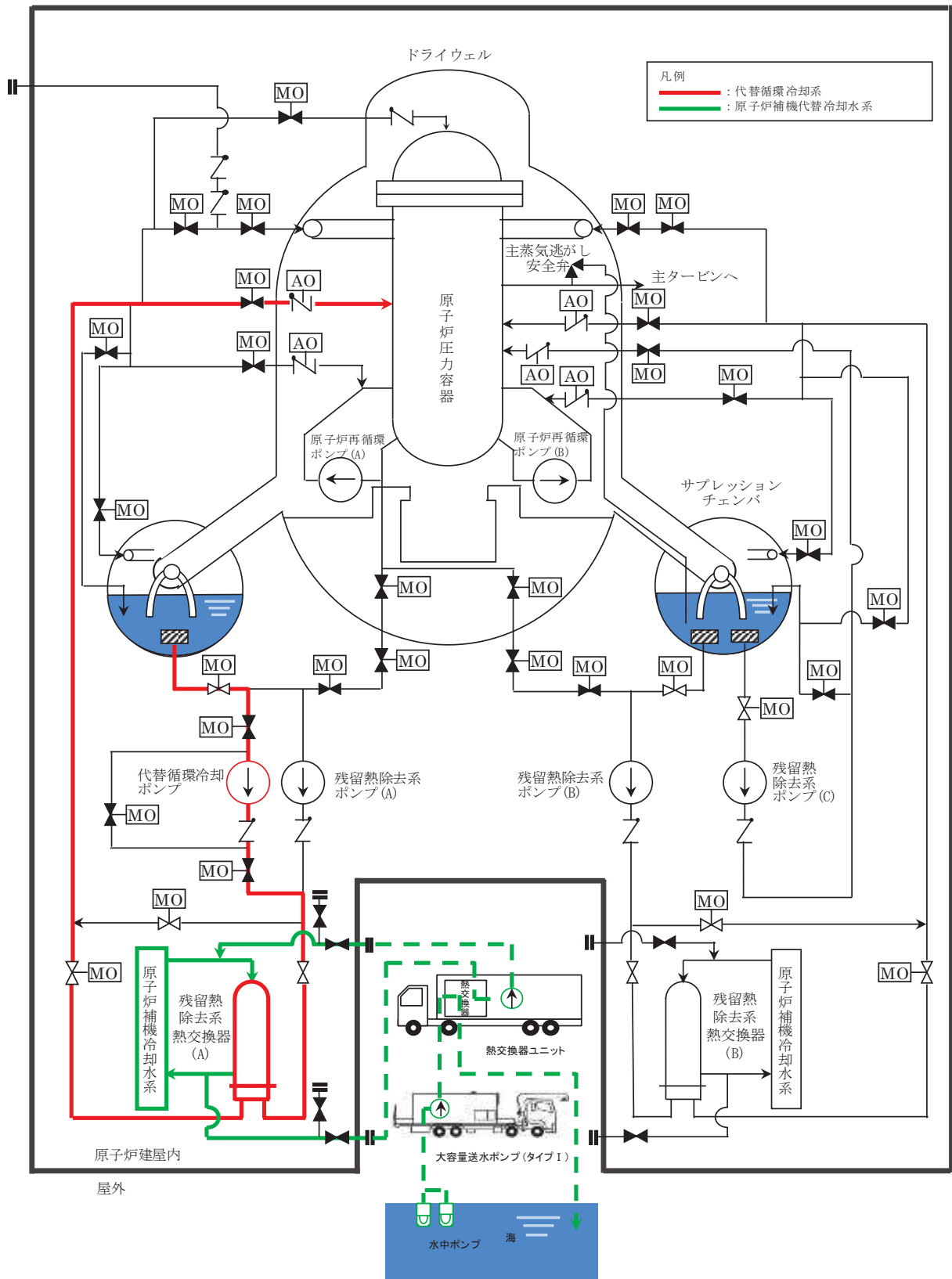
原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

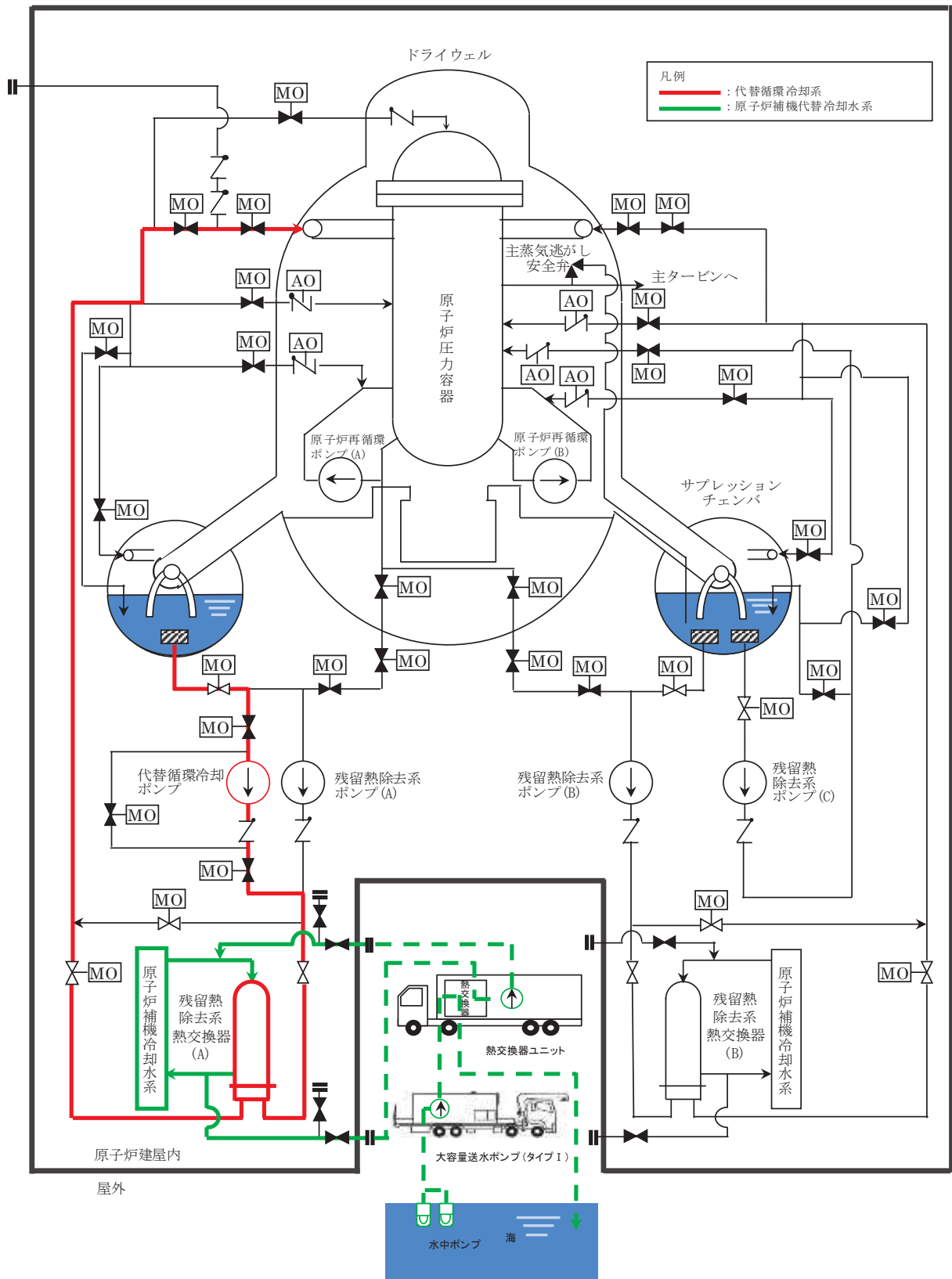
熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本システムに関する系統概要図を図3.7-1及び図3.7-2、本システムに関する重大事故対処設備一覧を表3.7-1 に示す。



第 3.7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉注水)



第 3.7-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ)

表 3.7-1 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	代替循環冷却ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	サプレッションチェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 ホース，除熱用ヘッダ，接続口【可搬】 スプレイ管【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備*2 （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】

（次項へ続く）

設備区分	設備名
計装設備*3	代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】
	サプレッションプール水温度【常設】
	原子炉格納容器下部水位【常設】
	ドライウエル水位【常設】
	ドライウエル温度【常設】
	ドライウエル圧力【常設】
	圧力抑制室圧力【常設】
圧力抑制室水位【常設】	

*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3：計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 代替循環冷却ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 150m ³ /h/台
全揚程	: 80m
最高使用圧力	: 3.73MPa[gage]
最高使用温度	: 186℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)
原動機出力	: 90kW

(2) 残留熱除去系熱交換器

容量	: 約 8.8 MW
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ²
個数	: 1

(3) 熱交換器ユニット

容量	: 20.0 MW/個 (海水温度26℃において)
最高使用圧力	: 淡水側1.18 MPa[gage] / 海水側1.20 MPa [gage]
最高使用温度	: 淡水側70℃ / 海水側50℃

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

個数 : 3 (うち予備1)
設置場所 : 屋外 (原子炉建屋付近)
保管場所 : 屋外(第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア)

(熱交換器)

伝熱面積 : m²/式
個数 : 1 式

(淡水ポンプ)

種類 : うず巻形
容量 : 730 m³/h/個
揚程 : 70 m
最高使用圧力 : 1.18 MPa [gage]
最高使用温度 : 70 °C
原動機出力 : kW
個数 : 1

(4) 大容量送水ポンプ (タイプ I) *1

種類 : うず巻形
容量 : 1,440 m³/h/個以上
揚程 : 122 m
最高使用圧力 : 0.9 MPa[gage]*2, 1.2MPa[gage]*3,4
最高使用温度 : 50°C
個数 : 5 (うち予備 1) *5
設置場所 : 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4)
保管場所 : 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力 : kW

*1 : 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

*2 : 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

*4：海を水源とし、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

*5：「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却ポンプは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する設備であり、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.7-2に示す設計とする。

代替循環冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、屋外の第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.7-3に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保

管し、重大事故等時は、屋外の取水口又は海水ポンプ室に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することができるよう、表 3.7-3 に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

(50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件
(代替循環冷却ポンプ, 残留熱除去系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外, 原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候に影響	原子炉建屋内の原子炉棟外, 原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外, 原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件
(熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定可能な設計とする。
風 (台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査」に示す。

代替循環冷却ポンプの起動および系統構成に必要な弁操作は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，原子炉建屋付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は，海水ポンプ室又は取水口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) は，付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) の操作は，操作者の操作性，監視性及び識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A), RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A) 及び RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW ポンプ(A)吸込弁, RCW ポンプ(C)吸込弁, RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(C), RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A), RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(C) 及び屋外の熱交換器ユニットに設置する淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。

表3.7-4に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4, 50-5, 50-8)

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
代替循環冷却ポンプ	起動・停止	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A系格納容器スプレィ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A系格納容器スプレィ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	
RCW ポンプ(A)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW ポンプ(C)吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 [] 接続時

(次項へ続く)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 [] 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	全閉→調整開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-5 及び表 3.7-6 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、開放検査、外観検査が可能な設計とする。

代替循環冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(軸、羽根車等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取り外して、熱交換器部品(伝熱管等)の状態を確認する開放検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、サプレッションチェンバを水源とし、代替循環冷却ポンプを起動させサプレッションチェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁、RHR A 系 LPCI 注入試験可能逆止弁、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁については、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

(50-6)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-5 代替循環冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-6 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えい有無の確認
停止中	漏えい試験	漏えい有無の確認
	開放検査	熱交換器部品の表面状態を, 目視等で確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却水系は, 表 3.7-7 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験, 弁動作試験, 分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは, 発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能(吐出圧力, 流量)及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに, 淡水ポンプ及び熱交換器等を分解し, 内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また, 車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に, 淡水貯水槽(No. 1)又は淡水貯水槽(No. 2)を水源とする他系統と独立したテストラインにより, 運転性能(吐出圧力, 流量)及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また, 車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは, 発電用原子炉の運転中又は停止中に, 機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂, 腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

また, 原子炉補機代替冷却水系の弁は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に, 弁の動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-7 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの有無の確認，車両運転状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ，熱交換器等を分解し，各部を目視等で確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，代替循環冷却系は，通常時に使用する残留熱除去系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切り替え操作として代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施し，代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作を行う。

これらの弁については，中央制御室での操作スイッチによる操作により容易に操作可能な設計とすることで，図 3.7-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，原子炉補機代替冷却水系は，通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える必要がある。原子炉補機代替冷却水系 A 系への切り替え操作の例として，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動，設置，起動操作，RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)及びRCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)の全開操作，RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)，RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁(A)，RCW ポンプ吸込弁(A)及びRCW ポンプ吸込弁(C)の全開操作，並びに RHR 熱交換器(A)冷

却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作を行う。

これらの弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作及び設置場所での手動操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.7-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(50-5)

		経過時間 (時間)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員 (数)	▽ 四分 代替循環冷却系運転開始										
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}	ポンプ起動 ^{※2}							

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-3 代替循環冷却系のタイムチャート*

		経過時間 (時間)											備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
手順の項目	要員 (数)	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 7時間35分											
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}						送水状況監視			
	現場運転員B, C	2	系統構成 ^{※3}	扉開放 (熱交換器ユニット接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※4}				水張り ^{※5}					
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※6※6}	防潮壁扉の開放 ^{※7}				大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動・設置 ^{※8}					
			大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動 ^{※9}										
			送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}										
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※6※6}	熱交換器ユニットの移動 ^{※10}				ホースの敷設, 接続 ^{※11}					
			送水準備, 送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※12}										

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ (タイプ1) の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア、第3保管エリア及び4保管エリア
 ※6：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8：大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプ1) 設置訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9：大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10：熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※11：ホース敷設訓練の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※12：熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-4 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 タイムチャート (A系接続) (海水ポンプ室から海水を取水する場合) *

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート (原子炉補機代替冷却系については 1.5 で示すタイムチャートを示す)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は、通常時は残留熱除去系と隔離する系統構成としており、残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

代替循環冷却系を用いる場合は、弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、サブプレッションチェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、取合い系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

また、原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(50-4, 50-5, 50-6)

表 3.7-8 代替循環冷却系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	代替循環冷却ポンプ吸込弁	電気作動	通常時閉
	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	電気作動	通常時閉
原子炉補機冷却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動弁	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動弁	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。このうち、屋外で操作する熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ(タイプ I)及びホースは屋外にあり、設置場所及び操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

代替循環冷却系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、可能な限り主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。

また、代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作

としては、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

(50-4, 50-8)

3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。

代替循環冷却ポンプの容量は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

代替循環冷却系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量 150m³/h 又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレー流量 150m³/h とする。

代替循環冷却ポンプは、水源と移送先の圧力差及び静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、代替循環冷却ポンプ 1 台運転で注水流量 150m³/h 達成可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサブプレッションチェンバのプール水温約 150℃の場合において約 14.7MW であるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度 26℃、サブプレッション

チェンバのプール水温 52°C の場合の熱交換量約 8.8MW とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である原子炉格納容器フィルタベント系に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板とは異なる区画の原子炉建屋原子炉棟内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の常設設備である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。

(50-2, 50-4, 50-5)

3.7.2.1.3.3 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をするために必要な熱交換器の容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を 1 式として使用し、代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている容量である 14.7 MW 以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は 20.0 MW、大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量 1200m³/h として設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」若しくは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合において、同時に重大事故等時におけ

る燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を行った場合に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1台で使用することから、保有数は2セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計3台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

(50-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッダまでのホース及び接続部は、口径を300Aに統一する設計とする。

除熱用ヘッダから接続口までのホース及び接続部は、口径を200Aに統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）と熱交換器ユニットとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続

部は、口径を 300A に統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

(50-4, 50-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

具体的には、原子炉補機冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋[□]に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所設置し、位置的分散を図る設計とする。

(50-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備と

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

の接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(50-4, 50-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。

(50-9)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時は第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

(「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照)

(50-10)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号)

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であるが、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.7-9 に示す設計とすることにより、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 及び常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系に対して、多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 及び原子炉補機代替冷却水系が海であることに対し、原子炉格納容器フィルタベント系は大気とし、多様性を図る設計とする。

(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-9 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機 代替冷却水系	原子炉格納容器 フィルタベント系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)	-
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
最終 ヒートシンク	海	海	大気
駆動電源 (ポンプ(淡水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
駆動電源 (ポンプ(海水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.7.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.7.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内で発生する可燃性ガスを環境へ放出することを目的として設置するものである。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備及び流路である原子炉格納容器調気系、原子炉格納容器フィルタベント系及び遠隔手動弁操作設備、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成する。

本システムは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、排気圧力により、フィルタ装置出口側圧力開放板が破裂することで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置を通して原子炉建屋屋上に設ける放出口から大気へ逃がすことにより、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加え、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントを基本とする。万一、サプレッションチェンバからのベント開始を確認できない場合は、ドライウェル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウェル側からの原子炉格納容器ベントを実施する場合には、サプレッションチェンバ内のガスは、真空破壊装置を経由してドライウェルへ排出される。

本システムには、電気作動の隔離弁を設置し、原子炉格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電が可能であり、さらに、遠隔手動弁操作設備を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋の原子炉棟外から操作することができる。

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液等で構成し、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、保持する。

スクラバ溶液は高アルカリ性水溶液であり、ベンチュリスクラバで捕集した粒子状放射性物質を保持するとともに、アルカリ性条件下で無機よう素の捕集と再揮発防止を図る。スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬剤を保有することにより、ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。また、ベント時に、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、フィルタ装置へ水補給が可能な設計とする。

金属繊維フィルタは、粒子状放射性物質を捕集し、保持する。

放射性よう素フィルタには、吸着材（銀ゼオライト）を充填し、ベントガスを通過させることにより、有機よう素及び無機よう素を捕集する。

ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

本系統の系統概要図を図 3.7-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。

表 3.7-10 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源 ^{*1}	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管，弁【常設】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管，弁【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】
注水先	フィルタ装置【常設】
電源設備 ^{*2}	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設交流代替電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次項へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置水位 (広帯域) 【常設】
	フィルタ装置水温度 【常設】
	フィルタ装置出口放射線モニタ 【常設】
	フィルタ装置出口水素濃度 【常設】
	ドライウエル圧力 【常設】
	圧力抑制室圧力 【常設】
	ドライウエル温度 【常設】
	圧力抑制室内空気温度 【常設】
	サプレッションプール水温度 【常設】

*1： 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2： 単線結線図を補足説明資料50-2に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3： 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の機器仕様

a. フィルタ装置

材料 : スクラバ溶液 :

金属繊維フィルタ :

放射性よう素フィルタ : 銀ゼオライト

除去効率 : 99.9% (粒子状放射性物質に対して)
99.8% (無機よう素に対して)
98% (有機よう素に対して)

最高使用圧力 : 854kPa [gage]

最高使用温度 : 200°C

系統設計流量 : 10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa [gage]において)

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

設定破裂圧力（差圧）： 約 100kPa

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

3.7.2.2.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.7-11 に示す設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても，遠隔手動弁操作設備を設けることで，原子炉建屋内の原子炉棟外から人力操作が可能な設計とする。

(50-4, 50-5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候に影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

また、排気管に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とすることで操作が不要な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に、原子炉格納容器フィルタベント系に接続される系統との隔離のための弁（ベント用 SGTS 側隔離弁，ベント用 HVAC 側隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁）については、中央制御室において閉操作又は閉確認をすることが可能な設計とする。なお、非常用ガス処理系，原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系には、原子炉格納容器フィルタベント系との隔離を確実にするため、通常時閉の隔離弁を直

列に2弁設置する。

中央制御室の制御盤の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器を表 3.7-12 に示す。

(50-4, 50-5)

表 3.7-12 原子炉格納容器フィルタベント系の操作対象設備リスト

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
フィルタ装置 (A)	—	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 (B)	—	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 (C)	—	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
フィルタ装置 出口側圧力開放板	閉止→破裂	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—	—	
S/C ベント用出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サプレッションチェンバからのベント時
	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
D/W ベント用出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウェルからのベント時
	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
FCVS ベントライン隔離弁 A	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	どちらか一方を開
	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
FCVS ベントライン隔離弁 B	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	

(次項へ続く)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
ベント用 HVAC 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 HVAC 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベ ント用連絡配管 隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベ ント用連絡配管 止め弁	全閉確認	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	

※1 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、表 3.7-13 に示すように、発電用原子炉の停止中に開放検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放し、各部の目視点検が可能な設計とする。スクラバ溶液は、サンプリングを行い、濃度確認及び pH 確認が可能な設計とする。また、銀ゼオライトについては、サンプリングを行い、吸着性能確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、ホルダーから取り外して、定期的に取り替えが可能な設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系において、原子炉格納容器から放出口までの主ラインを構成する電動弁については、表 3.7-13 に示すように発電

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。また、機能性能試験として、原子炉格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-13 原子炉格納容器フィルタベント系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラバ溶液濃度確認, pH 確認
		銀ゼオライト吸着性能確認
		漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	開放検査	各部の目視点検
		圧力開放板の取替

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスをフィルタ装置に導くことが可能である。

これらの操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とし、また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

これにより、図 3.7-6 及び図 3.7-7 で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えることが可能である。

(50-5)

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 1時間15分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※4}		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
 ※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-6 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (サプレッションチェンバ側) のタイムチャート *

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 1時間15分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※4}		

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 1時間55分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	防護具装備 ^{※3} 移動・ベント開始 ^{※2※4}		

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
 ※3: 訓練実績に基づく装備時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-7 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (ドライウエル側) タイムチャート *

*: 「実用発電用原子炉にかかる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の1.7に示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系には，非常用ガス処理系，原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系が接続される。

通常時に使用する系統としては，表 3.7-14 のとおり，原子炉格納容器調気系があるが，FCVS ベントライン隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。

一方で，重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に，排出経路を構成するための隔離境界箇所は，表 3.7-15 のとおりである。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に，それぞれの系統と隔離する弁は直列に 2 弁設置し，流路構成することにより，取合い系統に悪影響を及ぼさない設計とする。これらのうち，原子炉格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系及び原子炉格納容器調気系を隔離する弁は，通常時，閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。また，原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系を隔離する弁は，通常時閉の電気作動弁であり，電源喪失時にはアズイズとなるため，中央制御室での閉確認が必要である。

(50-4, 50-5)

表 3.7-14 原子炉格納容器フィルタベント系の取合い系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉

表 3.7-15 原子炉格納容器フィルタベント系の取合い系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
非常用ガス処理系	ベント用 SGTS 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 SGTS 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋原子炉棟 換気空調系	ベント用 HVAC 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 HVAC 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁※	電気作動	通常時閉
	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁※	電気作動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要(中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-12 に示す。このうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、電源喪失時においては、操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としているため操作が可能である。

(50-4)

3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱等により、スクラバ溶液は増減するが、スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。

スクラバ溶液の薬剤濃度は、無機よう素の捕集と再揮発防止を図るため、想定されるスクラバ溶液のpH低下要因に対しても、スクラバ溶液はアルカリ性を維持することができる十分な薬剤を保有し、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせて、99.8%以上となる設計とする。

金属繊維フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

放射性よう素フィルタの吸着ベッド厚さについては、ベントガスの滞留時間を考慮し、ガス状放射性よう素の除去効率が98%以上となる設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力（差圧約100kPa）で開放する設計とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は, 重大事故緩和設備であり, 代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが, 原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は, 原子炉建屋原子炉棟内に設置し, 代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に, 残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは, 原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で, 原子炉格納容器フィルタベント系は, 設置許可基準規則第 48 条においては, 重大事故防止設備と整理しており, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については, 3.5.2.2.2 項に記載のとおりである。

(50-4, 50-5)

3.7.2.3 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性，位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.7-16 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで，原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができることから，弁やポンプの駆動に電源を要する代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，原子炉建屋 \square に設置する原子炉格納容器フィルタベント系から離れた屋外の複数個所に分散して保管することで，原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数個所に設置する。原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し，代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により，原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，互いに重大事故等対処設備として，可能な限りの独立性を有する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.7-16 多様性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	原子炉格納容器 フィルタベント系	代替循環冷却系	
ポンプ	不要※1	代替循環冷却ポンプ 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
熱交換器		残留熱除去系熱交換器	熱交換器ユニット
		原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)
水源		サプレッションチェンバ 原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	
潤滑方式		油浴方式	
冷却水		原子炉補機代替冷却水系	
駆動電源		常設代替交流電源設備	不要 (付属空冷式ディーゼルエン ジン)
		屋外 (緊急用電気品建屋 <input type="checkbox"/>)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)

※1 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板については、原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

【設置許可基準規則】

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

<BWR>

a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWRのうち必要な原子炉>

b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR及びPWR共通>

c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備として、原子炉格納容器フィルタベント系及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備を設ける。

(1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する。なお、原子炉格納容器調気系は、設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備としては位置付けない。

(2) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の酸素濃度抑制（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素ガス供給装置により不活性化することにより、酸素濃度を可燃限界未満にすることで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 c）、e）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。原子炉格納容器フィルタベント系の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

(i) 原子炉格納容器ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋

上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

また、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、ベントガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

排出経路での放射性物質濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。また、排出経路での水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置する。

- (ii) 原子炉格納容器フィルタベント系の電源は、直流については所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電可能とし、交流については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備より受電可能とし、多様性を備えた設計とする。

(4) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項d））

炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、常設重大事故等対処設備として格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度を設ける。また、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素濃度の監視設備に加え、常設重大事故等対処設備として格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける。

格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備が喪失した場合において、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの受電により、中央制御室において監視可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、全交流動力電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電により、中央制御室において監視可能な設計とする。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度については、サンプリングガスを原子炉補機代替冷却水系により冷却することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

(5) 自主対策設備の整備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 可燃性ガス濃度制御系

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水

素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御設備については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

3.9.2 重大事故等対処設備

3.9.2.1 可搬型窒素ガス供給装置

3.9.2.1.1 設備概要

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発を防止するため、原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満にすることで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止することを目的として設置するものである。

本設備は、可搬型窒素ガス供給装置、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、窒素供給用ヘッド、接続口、原子炉格納容器調気系の配管及び弁、供給先である原子炉格納容器から構成される。

本設備の系統概要図を図 3.9-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

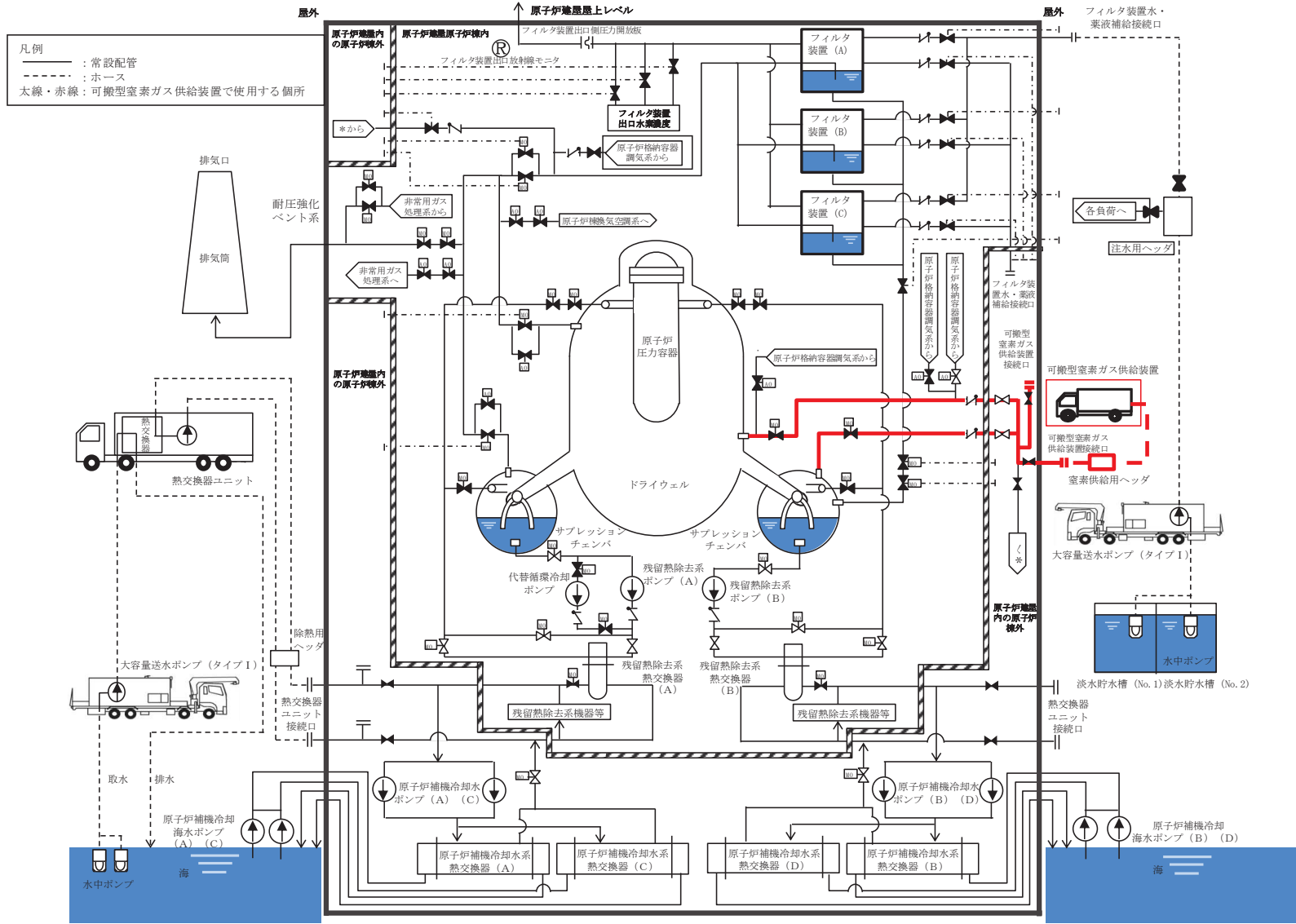


図 3.9-1 可搬型窒素ガス供給装置 系統概要図

表 3.9-1 可搬型窒素ガス供給装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉格納容器調気系 配管, 弁【常設】 ホース, 窒素供給用ヘッダ, 接続口【可搬】
注水先	—
電源設備*1 (燃料補給設備を含む。)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

種類：圧力変動吸着方式

容量：約 220Nm³/h/台

窒素純度：99.0vol%以上

供給圧力：427kPa[gage]

最高使用温度：75℃

台数：2（うち予備1）

設置場所：屋外（原子炉建屋付近）

保管場所：屋外（第1保管エリア及び第4保管エリア）

3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外の第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.9-2に示す設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

表 3.9-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、系統構成として、可搬型窒素ガス供給装置の設置及び窒素供給用ヘッド並びにホースの接続が完了した後、可搬型窒素ガス供給装置を起動し、PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁（又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁）を全開操作することで、原子炉格納容器への窒素供給を行う。可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.9-3 に示す。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉建屋内の原子炉棟外の系統構成に必要な弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

表 3.9-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
可搬型窒素ガス供給装置	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	屋外接続時
建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	屋内接続時
S/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サブプレッションチェンバ側への窒素供給時
D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウェル側への窒素供給時

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、表 3.9-4 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

なお、S/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁及びD/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁については、発電用原子炉の停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能試験が可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.9-4 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器不活性化の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能, 車両走行状態の確認
	外観検査	き裂, 腐食等の有無を目視で確認
停止中	弁動作試験	弁開閉動作の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は, 本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は, 重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため, 系統に必要な弁を設ける。切替え操作として, 可搬型窒素ガス供給装置の起動操作, PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁 (又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁) の全開操作を実施する。

可搬型窒素ガス供給装置の移動, 設置, 起動操作及び系統の切替えに必要な弁の操作については, 図 3.9-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

		経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
手順の項目	要員 (数)	5時間15分 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始													
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												
			窒素ガス供給準備 ^{※2}												
	現場運転員B, C	2	移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※3}												
			移動, 系統構成 ^{※4}												
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}												
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}												
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}												
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※9}												

- ※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※9: ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.9-2 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化タイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、通常時は原子炉格納容器調気系と隔離する系統構成とすることで、原子炉格納容器調気系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.9-5 に示す。

また、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化する場合は、弁操作等によって、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置)は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.9-5 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	D/W パージ用入口隔離弁	空気作動	通常時閉
	補給用窒素ガス供給側第二隔離弁	空気作動	通常時閉
	S/C 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	電気作動	通常時閉
	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	電気作動	通常時閉
原子炉格納容器フィルタベント系	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	手動作動	通常時閉

(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3-9-3 に示す。このうち、屋外で操作する可搬型窒素ガス供給装置及びホースは屋外にあり、設置場所及び操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第一号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制が可能な設計とする。

供給量としては、格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量 220Nm³/h を供給可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、1 台で使用することから保有数は 1 セットで 1 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 2 台を有する設計とする。

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給と接続口との接続は、フランジ接続及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型直流電源設備でもないが、可搬型窒素ガス供給装置に使用する接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋□□に1箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に1箇所設置する設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

なお、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア、及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

3.9.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.9.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出することを目的として設置するものである。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備及び流路である原子炉格納容器調気系、原子炉格納容器フィルタベント系及び遠隔手動弁操作設備、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成する。

本システムは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置を通して原子炉建屋屋上に設ける排気管から大気へ逃がすことにより、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出できる設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.9-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置出口水素濃度の詳細は、「3.15 計設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

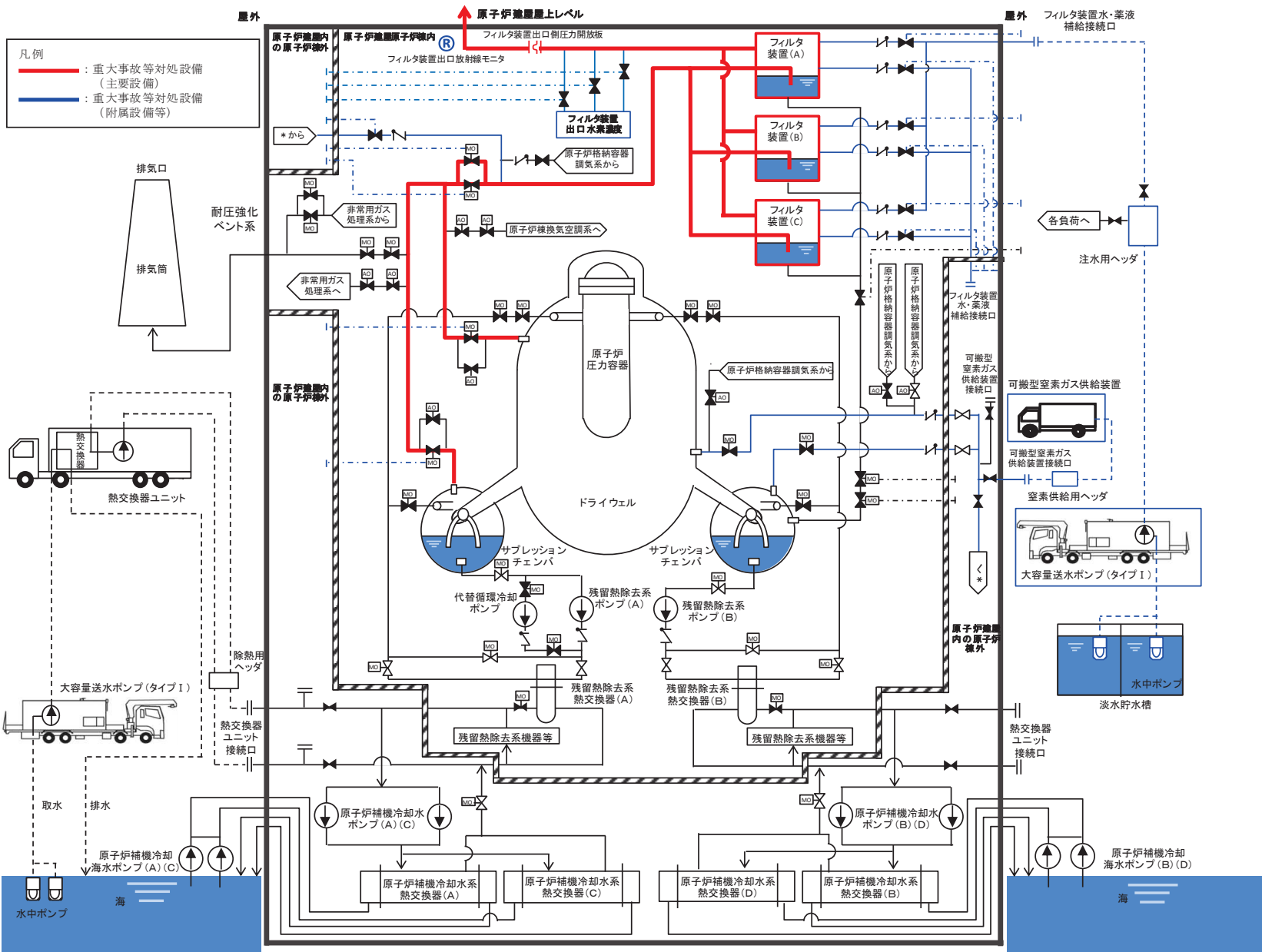


図 3.9-1 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

表 3.9-1 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源	—
流路	原子炉格納容器調気系 配管，弁【常設】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管，弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】
注水先	—
電源設備*1	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設交流代替電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*2	フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置水位（広帯域）【常設】 フィルタ装置水温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウェル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態。

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備

3.9.2.3.1 設備概要

格納容器内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的に原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B）が喪失した場合においても常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組み合わせ）からの受電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に水素検出器及び酸素検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器で処理した後、水素検出器及び酸素検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から受電可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系による冷却により中央制御室において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

本システムの系統概略図を図 3.9-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-2 に示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

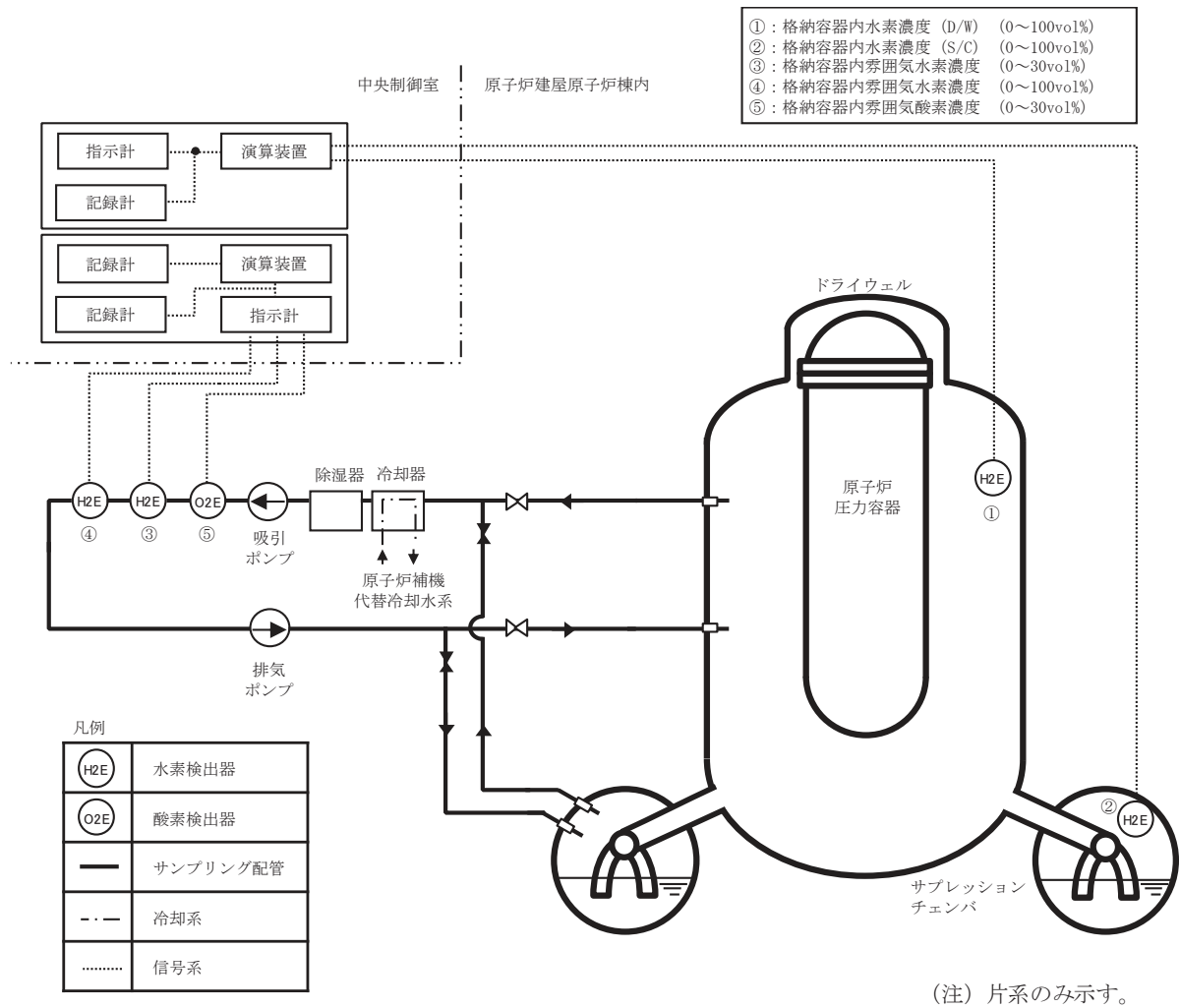


図 3.9-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備の系統概要図

表 3.9-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度 (D/W) 【常設】 格納容器内水素濃度 (S/C) 【常設】 格納容器内雰囲気水素濃度 【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度 【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>ガスタービン発電機 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ 【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車 【可搬】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>125V 蓄電池 2A 【常設】</p> <p>125V 蓄電池 2B 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2A 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2B 【常設】</p> <p>上記，所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>125V 代替充電器盤 【常設】</p> <p>電源車 【可搬】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬】</p>
計装設備	—

* 1 : 単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.9-3 に示す。

表 3.9-3 水素濃度及び酸素濃度監視設備の主要機器仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気 水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気 酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.9-4に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は原子炉建屋[□]
[□](原子炉建屋原子炉棟内)に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.9-4に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は，中央制御室で可能な設計とする。

表 3.9-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(52-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり、現場又は中央制御室における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-5 に示す。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(52-3)

表 3.9-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
格納容器内雰囲気水素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

濃度は、表 3.9-6 へ示すように発電用原子炉の停止中に特性試験として、基準ガスによる検出器の校正及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として、運転性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.9-6 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
格納容器内水素濃度	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
		機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認

(52-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用可能な設計とする。

(52-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素

濃度は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備へ電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度は、重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計とし、現場における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-5 に示す。これらはすべて操作場所の放射線量率が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(52-3)

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視できるように、0～100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内雰囲気酸素濃度は、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握することが可能な設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度（サンプリングによる計測方式）と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から受電可能であり、多様性を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から受電可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却については原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から冷却水の供給が可能な設計とする。

(52-2, 52-3)

別添資料－ 1

原子炉格納容器圧力逃がし装置
(原子炉格納容器フィルタベント系) について

目 次

1 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	2
2 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 原子炉格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成	9
2.3.2 フィルタ装置	16
2.3.2.1 フィルタ装置（本体）仕様	16
2.3.2.2 フィルタ仕様	17
2.3.3 配置	26
2.3.4 附帯設備	29
2.3.4.1 計装設備	29
2.3.4.2 電気設備	33
2.3.4.3 給水設備	36
2.3.4.4 窒素供給設備	36
2.3.4.5 排水設備	38
3 フィルタ性能	41
3.1 放射性物質の除去原理	41
3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理	41
3.1.1.1 ベンチュリスクラバによる粒子状放射性物質の除去	43
3.1.1.2 金属繊維フィルタによる粒子状放射性物質の除去	46
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	47

3.1.2.1	ベンチュリスクラバによる無機よう素の除去	47
3.1.2.2	放射性よう素フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去	48
3.2	運転範囲	51
3.3	除去性能検証試験結果	53
3.3.1	除去性能検証試験の概要	53
3.3.2	粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果	59
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果	66
3.3.3.1	ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験結果	66
3.3.3.2	放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の除去性能 検証試験結果	67
3.3.4	放射性物質除去性能のまとめ	71
3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	72
4	運用方法	76
4.1	格納容器ベント操作について	76
4.2	各事故シーケンスにおける運用方法	80
4.2.1	炉心損傷防止シーケンスにおける運用方法	80
4.2.2	格納容器破損防止シーケンスにおける運用方法	84
4.3	操作手順の概要	88
4.4	現場における隔離弁等の操作	104
4.4.1	隔離弁手動操作	104
4.4.2	フィルタ装置への水等の補給	106
4.4.3	系統への窒素の供給	109
4.4.4	排水操作	112
4.5	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	117
5	設備の維持管理	118
5.1	点検方法	118

6 新規制基準への適合性	120
6.1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する	
規則への適合	120
6.1.1 第48条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)	120
6.1.2 第50条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)	121
6.1.3 第52条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)	125
6.1.4 第38条 (重大事故等対処施設の地盤)	127
6.1.5 第39条 (地震による損傷の防止)	127
6.1.6 第40条 (津波による損傷の防止)	128
6.1.7 第41条 (火災による損傷の防止)	128
6.1.8 第43条 (重大事故等対処設備)	129

別 紙

- 別紙 1 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件の考え方
- 別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮
- 別紙 3 フィルタ装置及び配管の材質
- 別紙 4 原子炉格納容器フィルタベント系の漏えいに対する設計上の考慮
- 別紙 5 フィルタ装置の基数の違いによる影響
- 別紙 6 金属繊維フィルタのドレン配管における閉塞・逆流
- 別紙 7 流量制限オリフィスの設定方法
- 別紙 8 計装設備の考え方
- 別紙 9 ベント実施時の放射線監視測定の考え方
- 別紙 10 電源構成の考え方
- 別紙 11 フィルタ装置の各構成要素における機能等の説明
- 別紙 12 格納容器内における有機よう素の発生メカニズム
- 別紙 13 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた放射性よう素フィルタの設計
- 別紙 14 ベントガス中のエアロゾル特性の想定条件
- 別紙 15 金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞
- 別紙 16 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞
- 別紙 17 ガス状放射性よう素の再揮発，放射性よう素フィルタの飽和吸着
- 別紙 18 ベントタイミングに係る外部水源からの注水量
- 別紙 19 原子炉格納容器フィルタベント系の主ライン及び弁の構成
- 別紙 20 ベント準備及び実施の時間余裕
- 別紙 21 原子炉格納容器フィルタベント系の運用について
- 別紙 22 格納容器スプレイに失敗した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実現性
- 別紙 23 炉心損傷前の敷地境界外における線量影響評価
- 別紙 24 スクラバ溶液の保有水量の設定根拠
- 別紙 25 スクラバ溶液の pH 管理
- 別紙 26 除去性能検証試験結果の適用性
- 別紙 27 外部水源注水量限界到達時にベントを開始した場合の作業場所の線量影響
- 別紙 28 ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋内の原子炉棟外からの操作性及び操作位置
- 別紙 29 化学反応による発熱等の影響
- 別紙 30 原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検
- 別紙 31 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響
- 別紙 32 放出位置，放出時間の違いによる検討結果
- 別紙 33 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針について
- 別紙 34 放射性よう素フィルタ吸着材（銀ゼオライト）の劣化について

1 概要

1.1 設置目的

原子炉格納容器圧力逃がし装置（以下、「原子炉格納容器フィルタベント系」という。）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内の雰囲気ガスを放出し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることにより格納容器の過圧による破損を防止することを目的として設置する。その際、フィルタ装置を介して排気に含まれる放射性物質を低減させる機能を有するとともに、格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持つ。

1.2 基本性能

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力をフィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減する。フィルタ装置は以下の性能を有する。

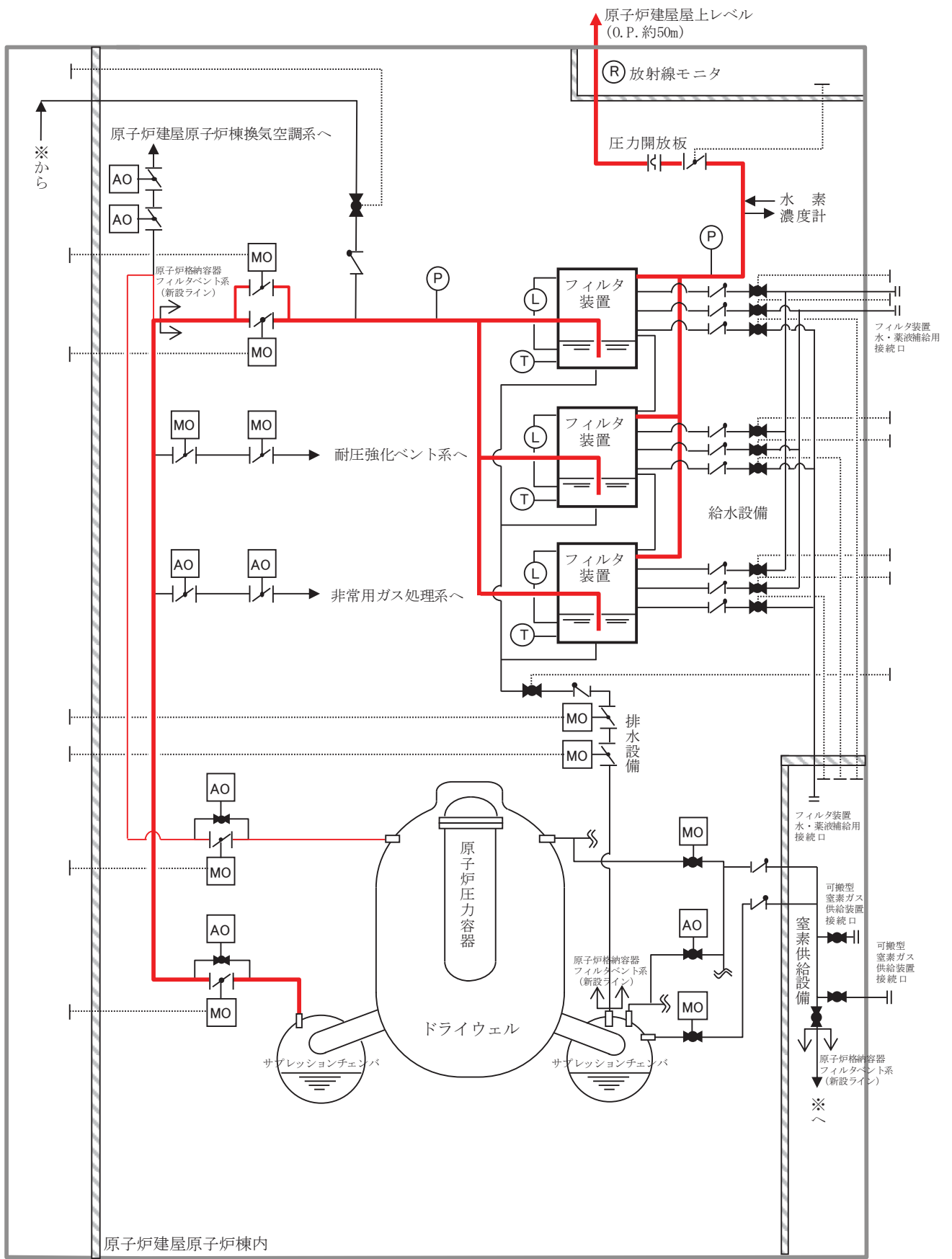
- ・ 放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の総放出量 100TBq を下回るすることができる性能を有する。
- ・ 事故後短期の被ばく量を低減するため、放射性よう素を除去する性能を有する。
- ・ 粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99.8%以上、有機よう素に対して 98%以上を除去する性能を有する。

1.3 系統概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、原子炉格納容器調気系を經由して格納容器内雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内に設置したフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。格納容器への接続位置は、サプレッションチェンバ及びドライウェルとする。本系統の概要を第 1.3-1 図に示す。

本系統には、電気作動の隔離弁を設置し、格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源喪失した場合でも、重大事故等に対処するための電源から受電が可能であり、さらに、遠隔手動弁操作設備を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉棟外から操作することができる。

排気管には圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内に不活性ガス（窒素）を封入した状態で待機する際の大気との隔壁とする。なお、当該圧力開放板は、排気の妨げにならないよう格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放するよう設定する。



原子炉建屋

第 1.3-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

2 系統設計

2.1 設計方針

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の過圧による破損を防止し、排気に含まれる放射性物質を低減させることができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

(1) 格納容器の過圧による破損を防止するため、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 排気容量 (2.2 項)

格納容器過圧破損防止としての減圧機能を確実に達成可能な排気容量とし、かつ炉心損傷前の最終ヒートシンクへ熱を輸送するためのベントも可能な設計とする。

b. 閉塞防止 (2.3 項, 3.4 項)

配管閉塞を防止するため、蒸気凝縮によるドレンが滞留しない設計とする。また、フィルタ装置は、想定するエアロゾル量に対して閉塞しない設計とする。

(2) 排気中に含まれる放射性物質を低減することができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 放射性物質の捕集及び保持 (2.3 項, 3.3 項)

放射性物質による環境への汚染の視点も含め、粒子状放射性物質を捕集できる設計とする。加えて、事故後短期の被ばく量を低減するため、放射性よう素を捕集できる設計とする。

ベント時の事象進展においても規定する性能を確保し、フィルタ装置内に捕集した放射性物質を保持することが可能な設計とする。

b. 水量の確保 (2.3 項)

フィルタ装置の保有水量は、放射性物質の除去性能を発揮するため、及び捕集した放射性物質の崩壊熱を除去するために必要な量を確保する。また、外部から補給が可能な設計とする。

c. 水質 (2.3 項)

ベントガス中の無機よう素を捕集し、保持するため、フィルタ装置内にはあらかじめ薬剤を添加した溶液を貯留する。また、外部から補給が可能な設計とする。

d. 放出高さ (2.3 項)

環境への影響を可能な限り小さくとどめるため、ベントガスの放出は、高い拡散効果が得られるよう高所から放出可能な設計とする。

- (3) ベント時に系統内を通過する水素による爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。排気配管には窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計とする。

また、排気配管は、水素が滞留しないよう適切な勾配を設ける設計とする。(2.3 項)

- (4) 系統は他号炉と共用しない。また、他の系統・機器と隔離することで他への悪影響を防ぐ設計とする。(2.3 項)

- (5) 設計基準事故対処設備の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれることがないように、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故

対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。(2.3項)

(6) 隔離弁は、重大事故時の作業員の放射線防護を考慮し、原子炉建屋内の原子炉棟外から人力により容易かつ確実に開閉操作ができるよう、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 操作の確実性 (2.3項, 4.4項)

ベントに必要な弁は、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が可能な設計とする。

b. 補助操作 (4.3項)

ベント開始後は、可能な限り運転員等の操作を必要とせず、系統機能が確保可能な設計とする。

(7) 格納容器への接続位置は、サプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心及び水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気ラインを設ける設計とする。(2.3項)

(8) フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減可能な設計とする。(2.3項)

(9) 系統は水素及び放射性物質の排出経路となるため、水素及び放射性物質濃度を監視可能な設計とする。(2.3項)

(10) 共通事項として、以下の事項に配慮した設計とする。

a. 環境条件 (2.3 項)

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定する重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮することが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を設置する原子炉建屋は、重大事故等が発生した場合の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

b. 試験又は検査 (5 項)

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査が可能な設計とする。

2.2 設計条件

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故時において格納容器が過圧により破損することを防止する設備として、格納容器の減圧機能及び放射性物質の除去機能が求められる。

ベントガスの条件（圧力、温度、流量等）から、設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す（別紙 1）。

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	854kPa[gage]	格納容器が過大リークにならない限界圧力である 2Pd（格納容器の最高使用圧力 1Pd = 427kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。
設計流量 (ベントガス流量)	10.0kg/s	原子炉定格熱出力の 1%相当の飽和蒸気量（10.0kg/s）がベント開始圧力が低いとき（1Pd）においても排出可能な設計とする。
フィルタ装置内 発熱量	370kW	フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱（有効性評価結果に基づく移行量）に対して余裕を見込み、370kW とする。

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置を経由し放出口に至るまでの配管、配管上に設置する弁類及び計装設備等から構成する。

原子炉格納容器フィルタベント系の主要な仕様を第2.3.1-1表に示す。なお、フィルタ装置については、2.3.2項に記載する。また、計装設備等附帯設備については、2.3.4項に記載する。

(1) 配管等の構成 (別紙2, 別紙19, 別紙32)

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、原子炉格納容器調気系配管から分岐する。原子炉格納容器調気系配管の上流側は、サプレッションチェンバ頂部の貫通口及びドライウエルの高い位置に設ける貫通口にて格納容器と接続し、2つの排気ラインを有する構成とする。

原子炉格納容器調気系がサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続する配管には、それぞれ隔離弁を設置する。また、フィルタ装置の上流側に隔離弁を設置する。

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、蒸気凝縮によるドレンが、配管内に滞留しないよう勾配をつけ、また、滞留するおそれのある箇所には、ドレンを排水できるよう排水配管を設ける。

フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する構成とする。放出口は、原子炉建屋屋上レベル (O. P. 約 50m) とし、逆火防止として金網を設置する。

ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける。

配管には、周囲の温度上昇を低減するため、必要に応じ保温材を設置する。

配管等の建屋貫通部は、気密及び遮へい等の要求に応じ、ブーツラバー等による気密保持、鉛毛による遮へいを行う。

圧力開放板の構造図を第 2.3.1-1 図に、原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図を第 2.3.1-2 図に示す。

(2) 材質及び構造 (別紙 3, 別紙 4)

配管等の材質については、系統に窒素を封入しており腐食環境下でないことから炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じてより耐食性に優れたステンレス鋼を選定する。屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から、外面に樹脂系塗料を塗装する。フィルタ装置及び配管の材質を第 2.3.1-3 図に示す。

また、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置に保有するスクラバ溶液が漏えいしない構造とする。

(3) ベント時の弁操作及び他系統との隔離 (別紙 19, 別紙 28)

ベント開始時に操作する隔離弁は、中央制御室から遠隔操作する。隔離弁の電源は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源から給電可能な構成とする。これに加えて、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力で操作が可能な構成とする。

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、原子炉格納容器調気系に接続する他系統と弁により隔離し流路を構成する必要がある。対象となる弁は、通常時全閉運用であり、また、全交流動力電源喪失時には、電気作動弁は動作せず、空気作動弁はフェイルクローズのため、全閉状態が維持される。なお、他系統に悪影響を及ぼさないようにするため、隔離機能を 2 つ以上設ける。

ベント時の操作対象弁及び他系統を隔離する弁について第 2.3.1-4 図に示す。

第 2.3.1-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 主要仕様

(1) 配管

- a. 原子炉格納容器調気系配管からフィルタ装置

口 径 400A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- b. フィルタ装置から排気ライン合流部

口 径 400A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- c. 排気ライン合流部から圧力開放板

口 径 500A

材 質 炭素鋼 (JIS 材)

- d. 圧力開放板から放出口

口 径 500A

材 質 ステンレス鋼 (JIS 材)

(2) FCVS ベントライン隔離弁

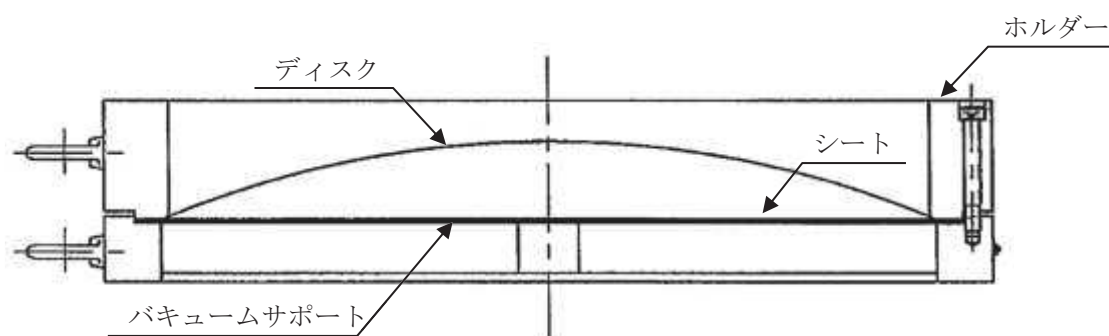
型 式 バタフライ弁

駆動方式 電動 (直流) 及び遠隔手動弁操作設備

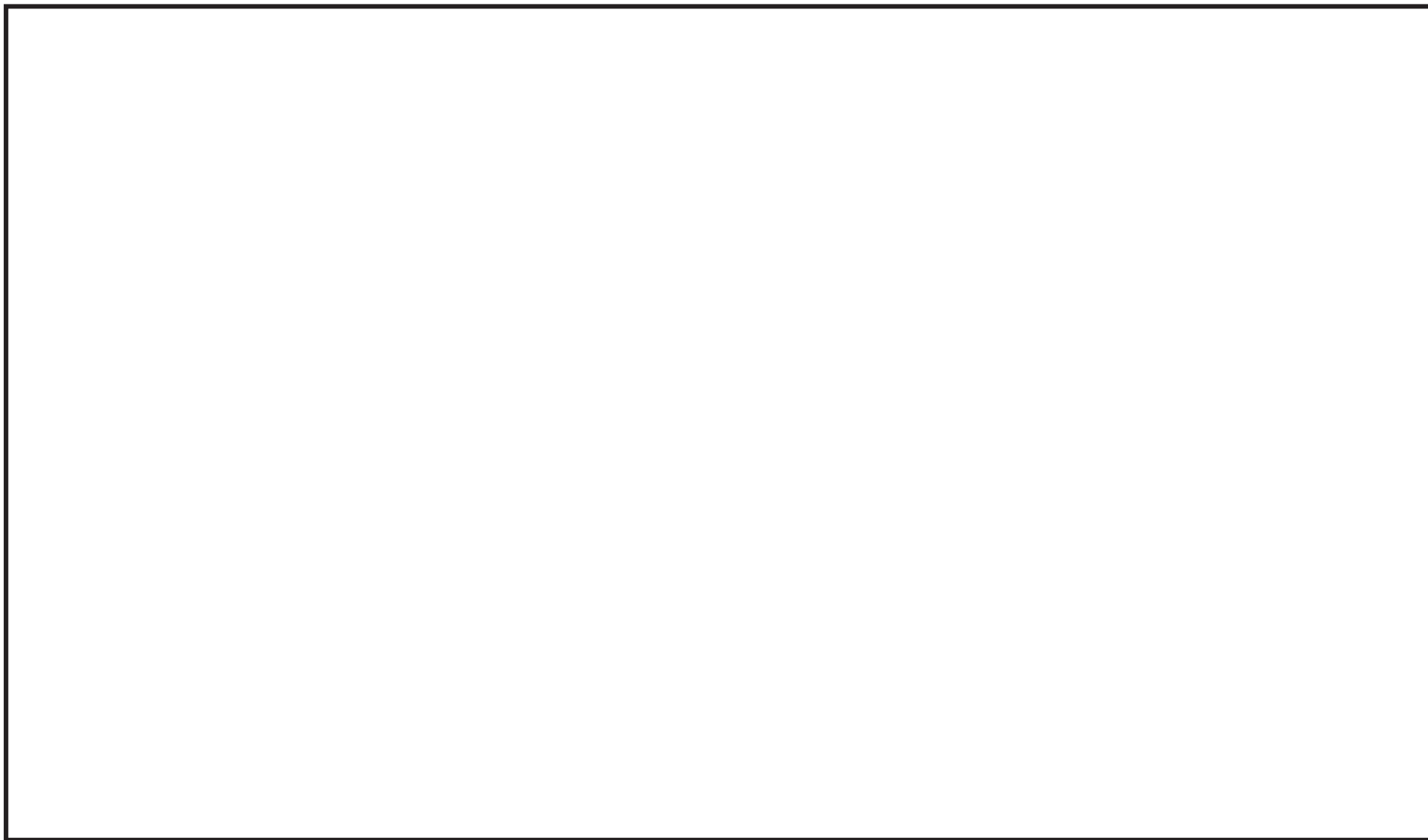
呼 び 径 400A

(3) 圧力開放板

型 式	複合引張型ラプチャディスク
個 数	1 個
設定圧力	100kPa (差圧)
材 質	ステンレス鋼

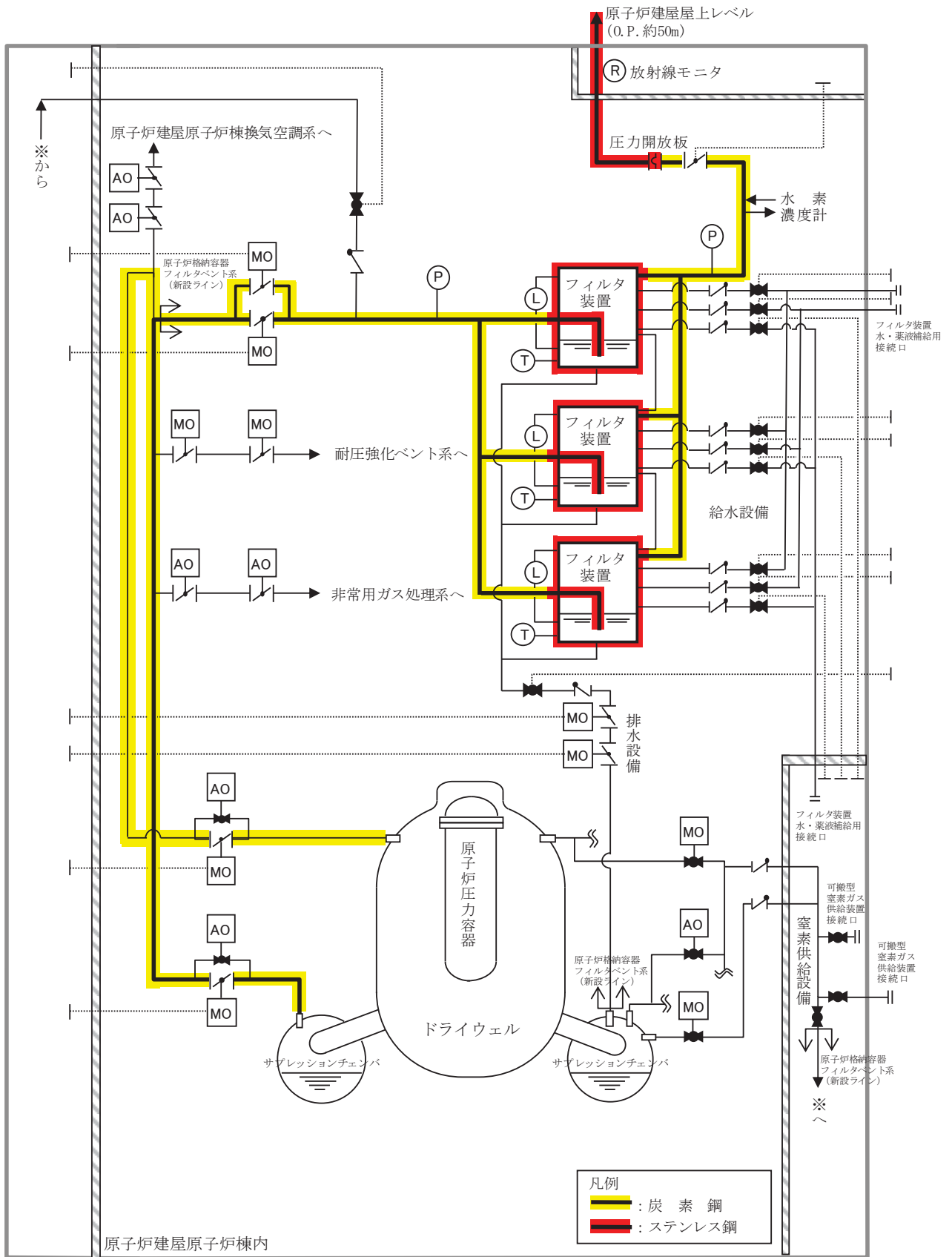


第 2.3.1-1 図 圧力開放板構造図



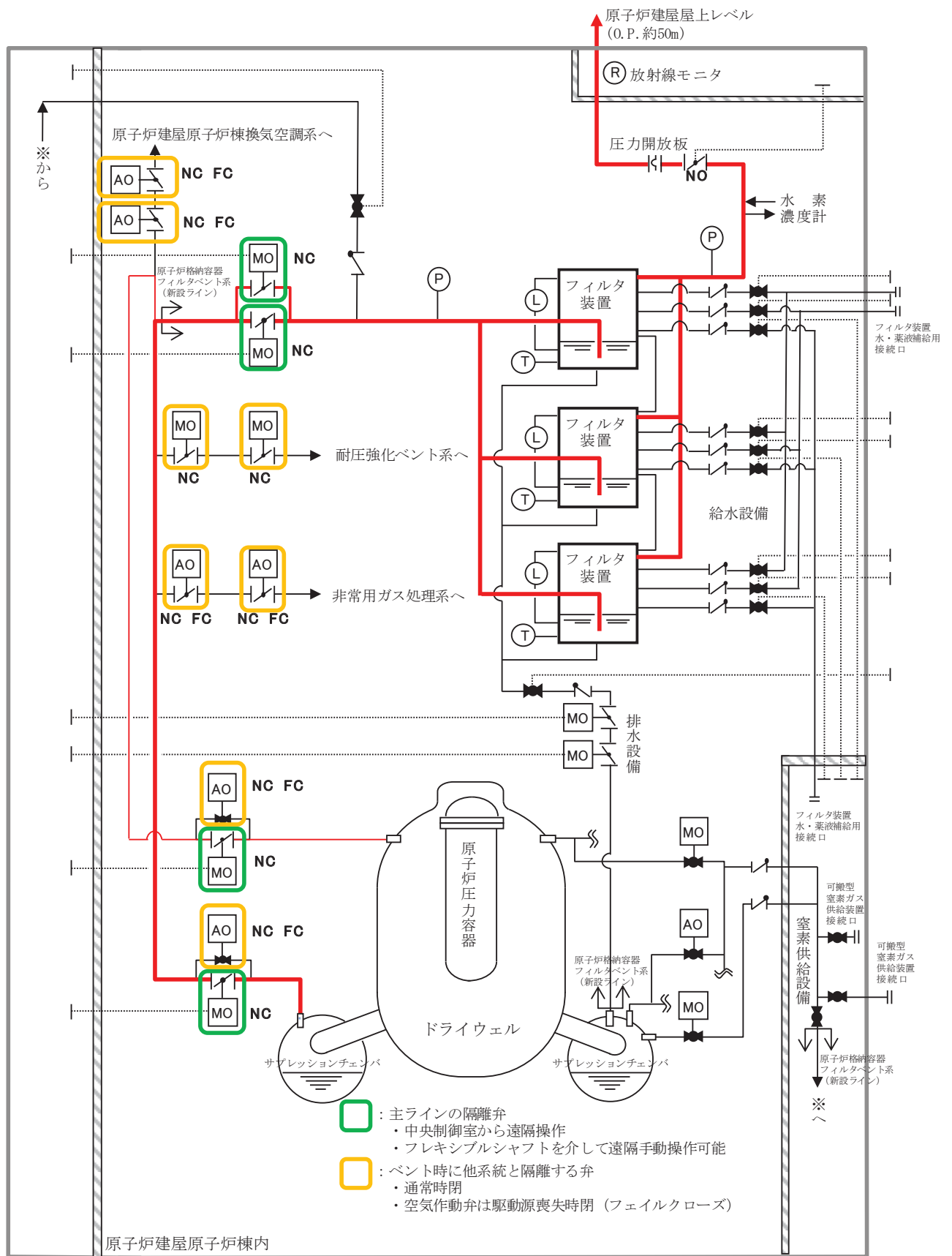
第 2.3.1-2 図 原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



原子炉建屋

第 2.3.1-3 図 フィルタ装置及び配管の材質



原子炉建屋

第 2. 3. 1-4 図 ベント時の操作対象弁及び他系統を隔離する弁

2.3.2 フィルタ装置

2.3.2.1 フィルタ装置（本体）仕様

フィルタ装置は、たて置円筒形容器であり、1基（全3台）で構成し、3台のフィルタ装置は並列に設置する（別紙5）。

フィルタ装置下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラバ溶液）、上部には金属繊維フィルタを設置し、2つの組み合わせにより粒子状放射性物質を除去する。

また、ベンチュリスクラバでは、ガス状放射性よう素（有機よう素及び無機よう素）のうち、無機よう素を高アルカリ性（pH：13程度）のスクラバ溶液により除去する。

さらに、金属繊維フィルタの下流側に放射性よう素フィルタを設置し、有機よう素及び無機よう素を吸着させ除去する。

フィルタ装置は、ベンチュリスクラバ、金属繊維フィルタ及び放射性よう素フィルタの3つのセクションの組合せにより所定の除去効率を達成する。

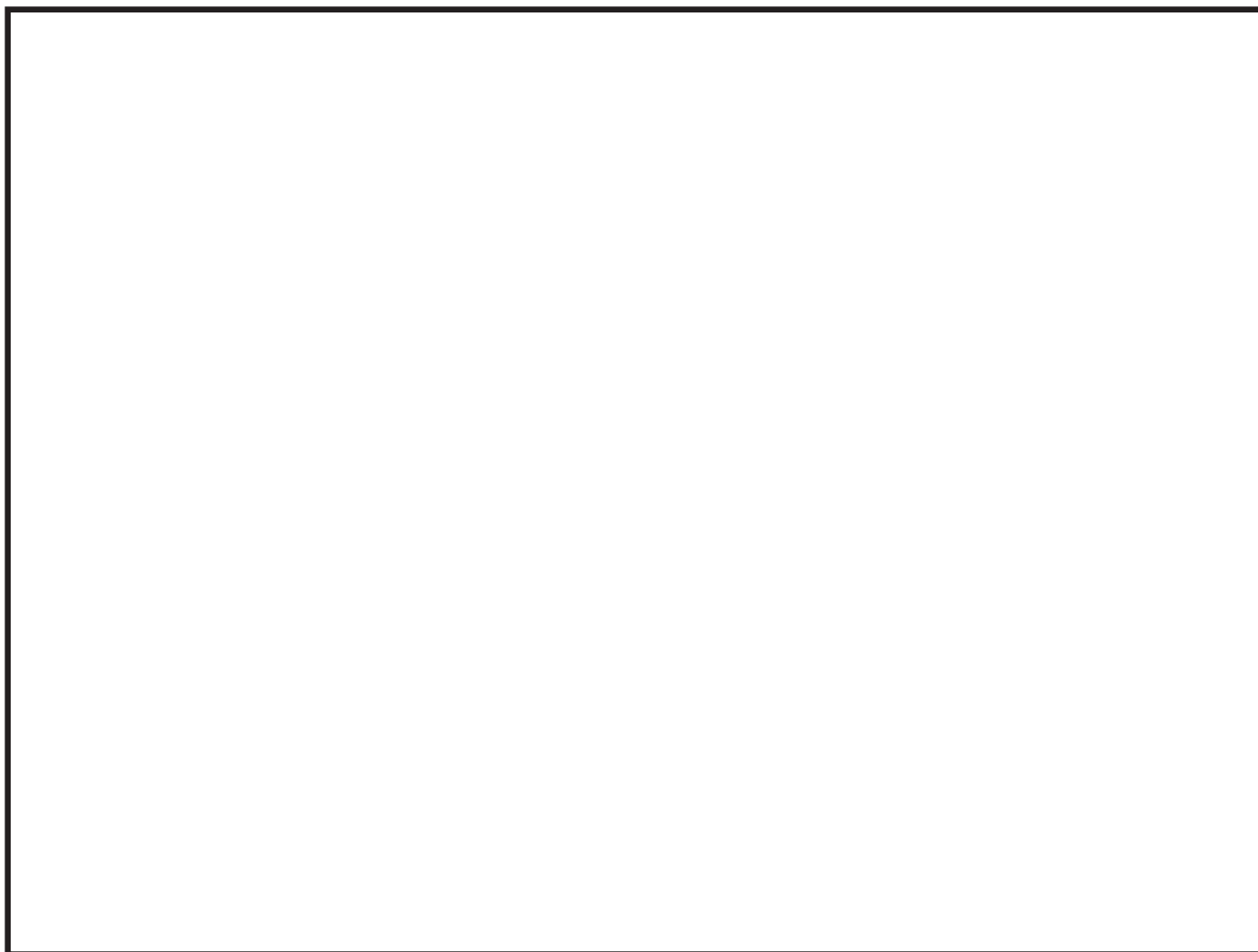
フィルタ装置の主な特徴は以下のとおり。

- ・ フィルタ装置の耐圧容器部は重大事故等クラス2容器として設計する。
- ・ フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室の壁に固定する。
- ・ フィルタ装置は、捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラバ溶液の減少を考慮し、十分な水量を持つ。（別紙24）
- ・ フィルタ装置内部には、1台あたりベンチュリノズル 個、金属繊維フィルタ 個を内蔵する。
- ・ フィルタ装置及び内部構造物は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼を用いる。
- ・ 放射性よう素フィルタは、吸着材に銀ゼオライトを用いる。
- ・ スクラバ溶液の採取が可能となるよう、フィルタ装置下部にサンプリングラインを設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・ 他の機器への影響を考慮して、原子炉建屋原子炉棟内の機器設計環境仕様温度を超えないようにフィルタ装置に保温材を設置する。

フィルタ装置仕様を第2.3.2-1表に、機能模式図を第2.3.2.1-1図に示す。



第2.3.2.1-1図 フィルタ装置の機能模式図

2.3.2.2 フィルタ仕様 (別紙3)

(1) ベンチュリスクラバ (別紙25)

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液等で構成し、ベン
トガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、保持する。

ベンチュリノズルには、



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



設計とする。

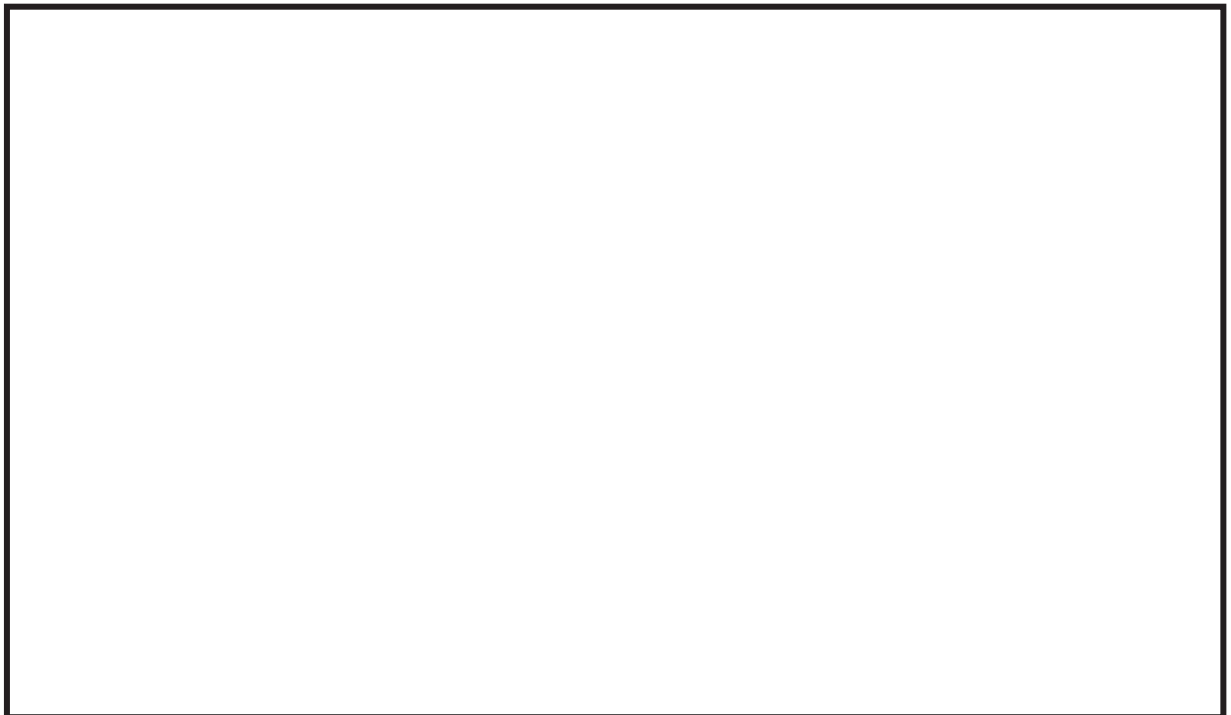
スクラバ溶液は,



からなる高アルカリ性水溶液であり、ベンチュリスクラバで捕集した粒子状放射性物質を保持するとともに、アルカリ性条件下での無機元素の捕集と再揮発防止を図る。また、捕集した放射性物質の崩壊熱を、スクラバ溶液の蒸発により除去し、発生した蒸気を系外へ放出することで熱を大気へ輸送する。

ベンチュリノズルは、スクラバ溶液が高アルカリ性の水溶液であるため、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼を用いる。

ベンチュリノズル及びスクラバ溶液の仕様を第 2.3.2-1 表に、ベンチュリノズルの概略構造を第 2.3.2.2-1 図に、概略図を第 2.3.2.2-2 図に、配置図を第 2.3.2.2-3 図に示す。

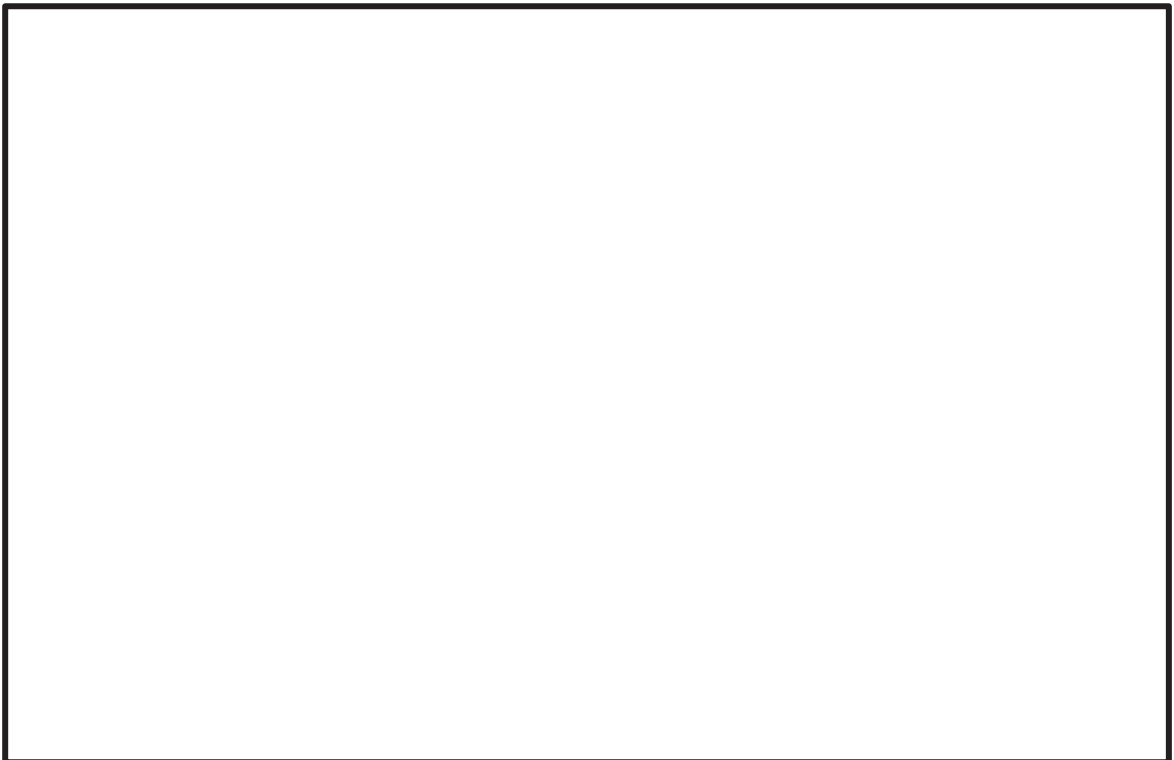


第 2.3.2.2-1 図 ベンチュリノズルの概略構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。




第 2.3.2.2-2 図 ベンチュリノズルの概略図



第 2.3.2.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 金属繊維フィルタ

金属繊維フィルタは、
構造とする。

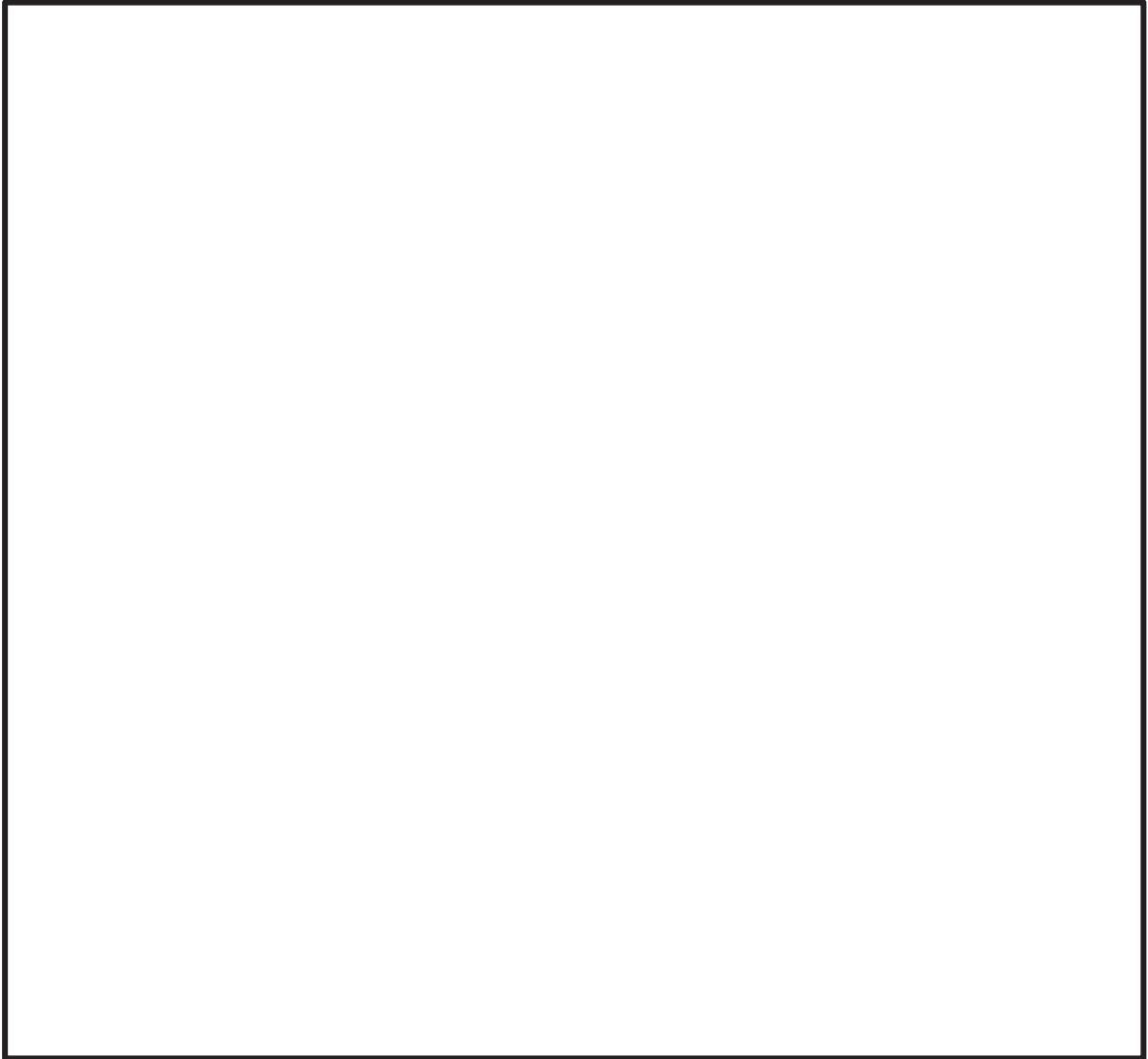
金属繊維フィルタは、フィルタ装置上部に縦置きに設置し、周囲の型枠によりフィルタ装置内部に固定する。

金属繊維フィルタの仕様を第 2.3.2-1 表に、概略構造を第 2.3.2.2-4 図に、概略図を第 2.3.2.2-5 図に示す。



第 2.3.2.2-4 図 金属繊維フィルタの概略構造

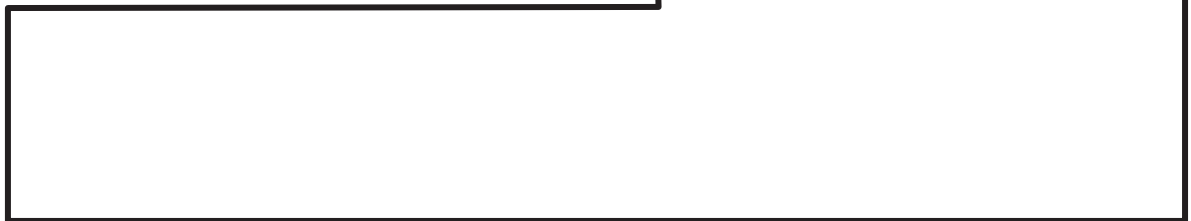
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2.3.2.2-5 図 金属繊維フィルタの概略図

a. プレフィルタ及び湿分分離機構

ベントガスがプレフィルタを通過する際、



プレフィルタは



湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れを第 2.3.2.2-6 図に、ドレン配管接続部の概略を第 2.3.2.2-7 図に示す（別紙 6）。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2.3.2.2-6 図 湿分分離機構の概略構造及びベントガスの流れ



第 2.3.2.2-7 図 ドレン配管接続部の概略図

b. メインフィルタ

メインフィルタは

を用いる。

(3) 放射性よう素フィルタ

金属繊維フィルタの下流側に設置する放射性よう素フィルタには、吸着材（銀ゼオライト）を充填し、この部分にベントガスを通過させることにより、有機よう素及び無機よう素を捕集する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

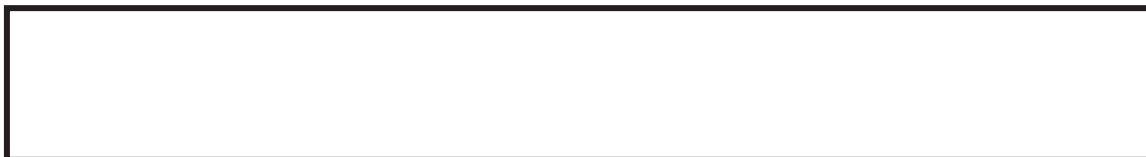
放射性よう素フィルタの仕様を第 2.3.2-1 表に、概略構造を第 2.3.2.2-8 図に示す。



第 2.3.2.2-8 図 放射性よう素フィルタの概略構造

(4) 流量制限オリフィス

流量制限オリフィスは、放射性よう素フィルタの上流側に設置し、格納容器からのベントガス流量の変化に対して、フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保つ。オリフィスの断面積は、オリフィス上流側の圧力損失及び下流側の圧力損失を考慮し、ベント開始時の排気圧力（格納容器圧力）が低い 1Pd（427kPa[gage]）の状態においても、設計流量（10.0kg/s）が確実に排気できるように設定する（別紙 7）。



流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置 主要仕様

(1) フィルタ装置

型 式	たて置円筒形容器
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	約 2.6m
高 さ	約 6.2m
基 数	1 基 (3 台で構成)

(2) ベンチュリスクラバ

a. ベンチュリノズル

材 質
全 高
個 数

--

b. スクラバ溶液

濃 度

--

(3) 金属繊維フィルタ

材 質
サ イ ズ
繊 維 径
個 数
総 面 積

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(4) 放射性よう素フィルタ

材 質 銀ゼオライト

充 填 量

ベッド厚さ

--

(5) 流量制限オリフィス

型 式 同心オリフィス板

穴 径

材 質

個 数

--

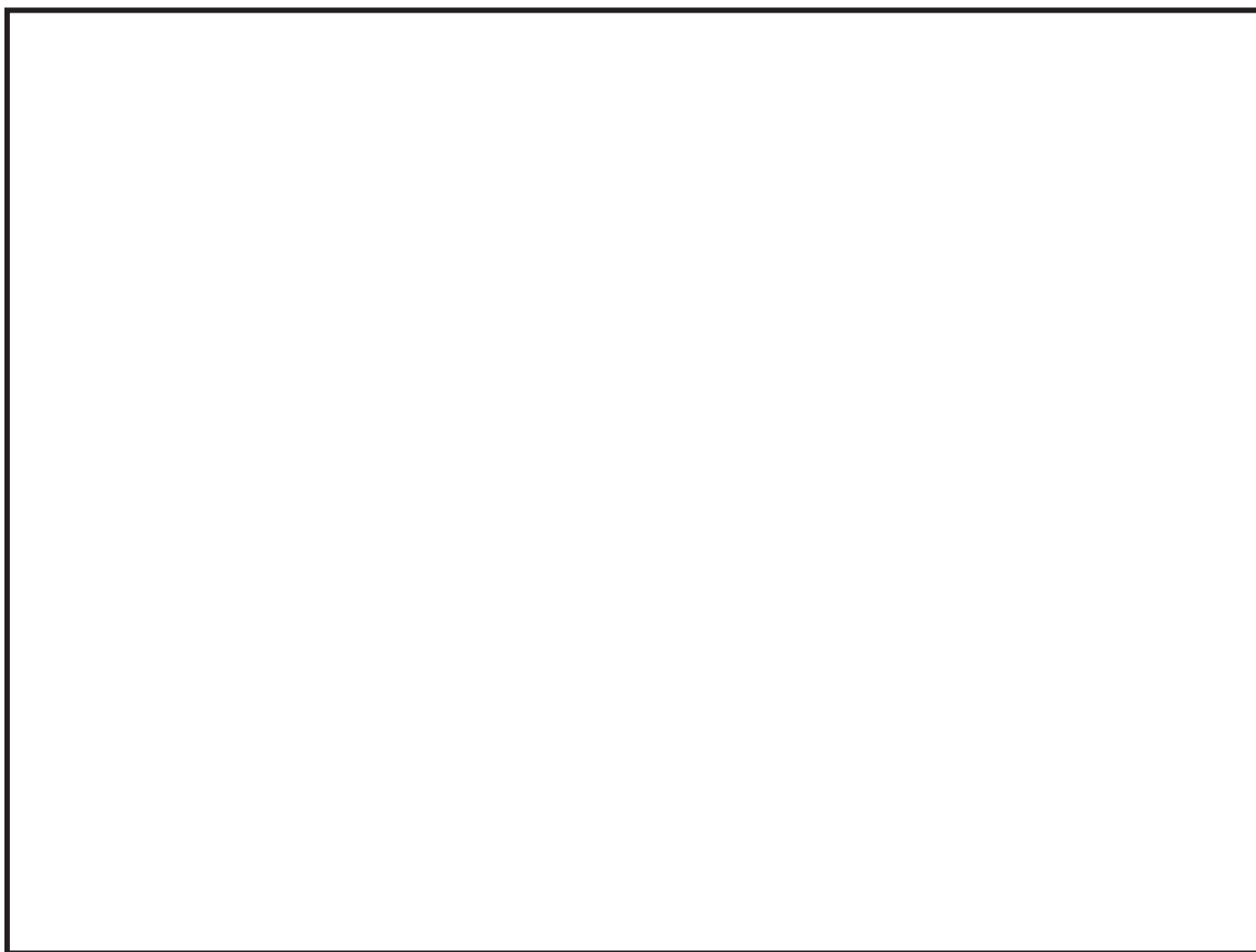
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.3 配置

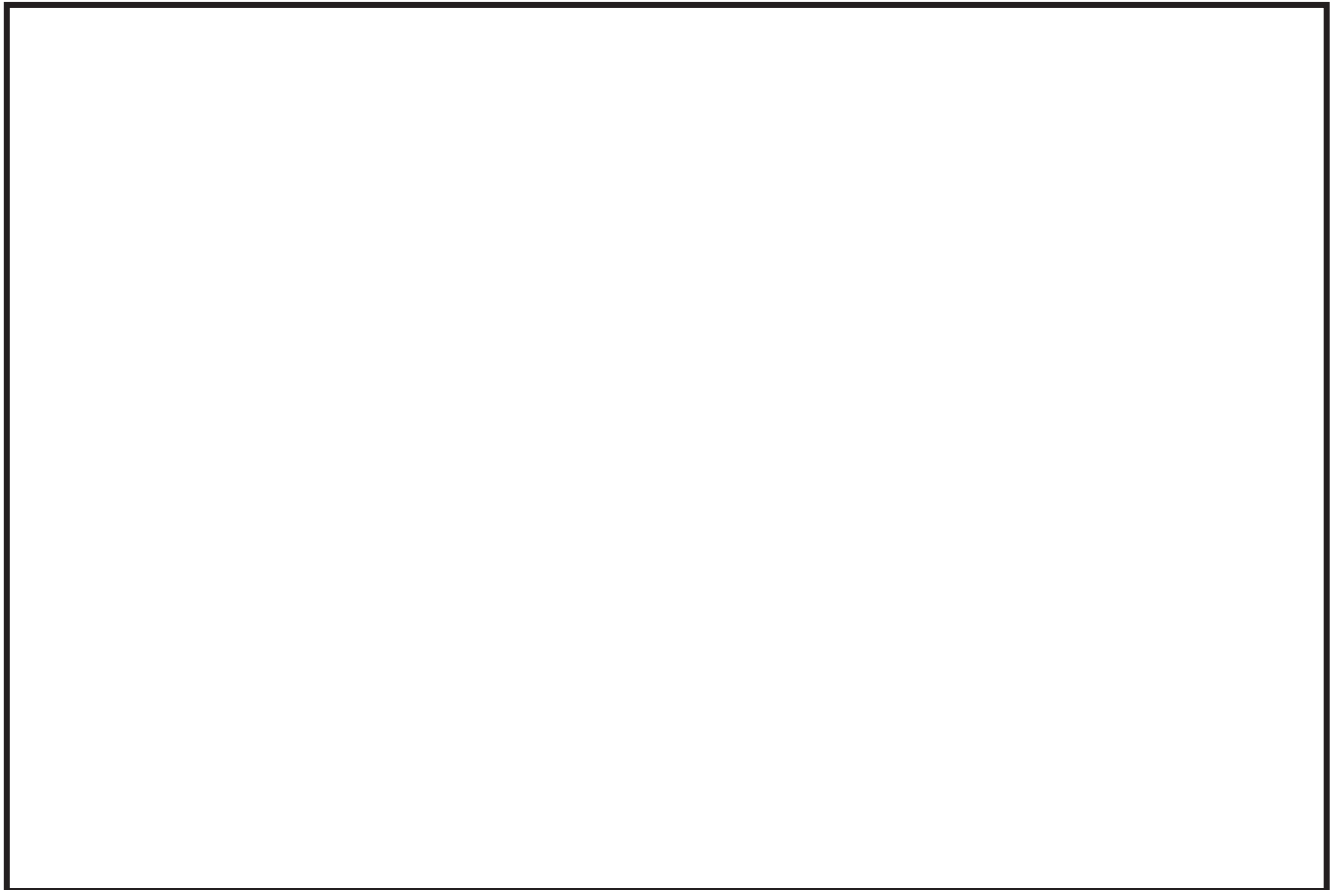
原子炉格納容器フィルタベント系は、系統を構成する設備（機器及び配管等）を原子炉建屋に配置する。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することにより、地震、津波及び飛来物の衝突等を考慮した設計とし、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備（残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）に対して位置的分散を図った配置とする。

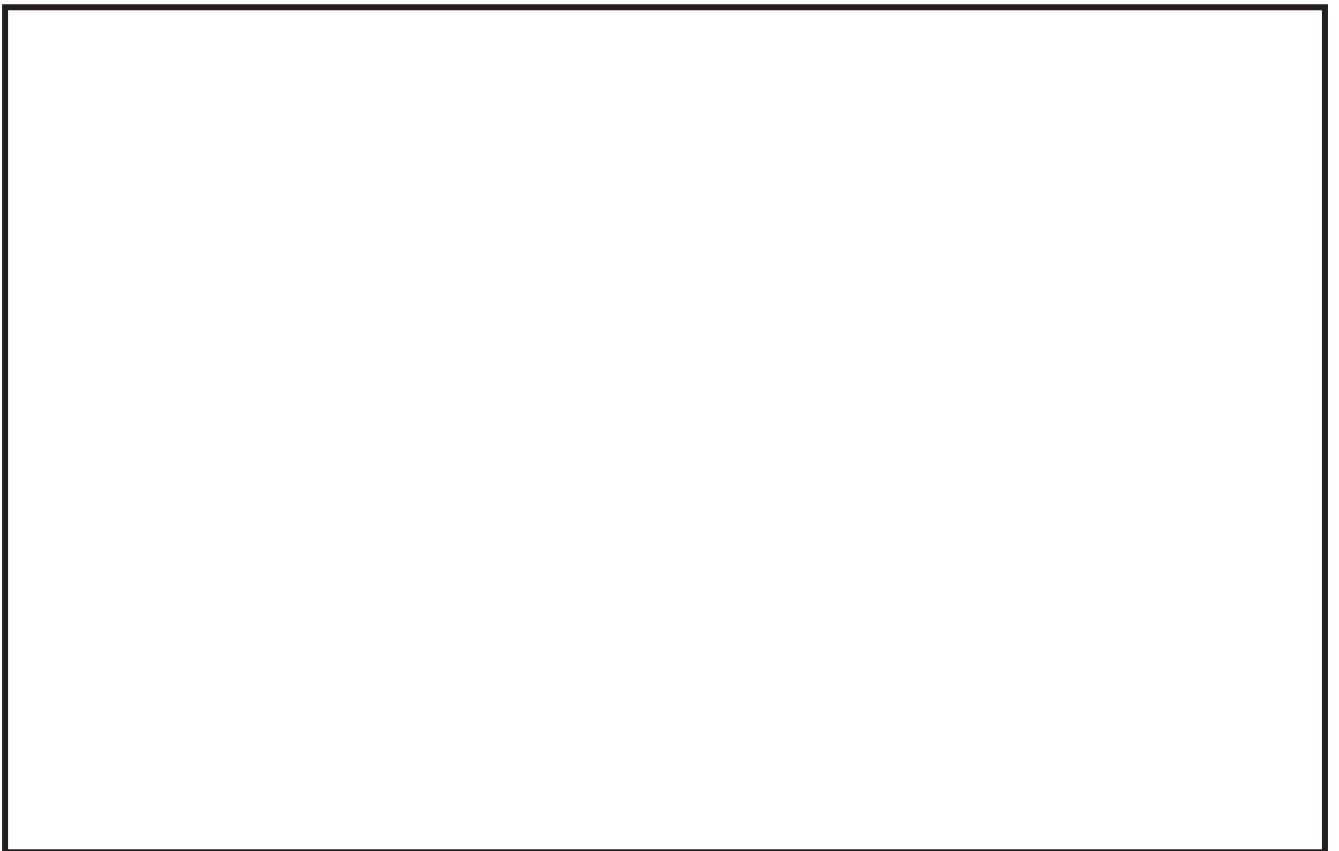
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図に、残留熱除去系ポンプの配置を第 2.3.3-2 図に、残留熱除去系熱交換器の配置を第 2.3.3-3 図に、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプの配置を第 2.3.3-4 図に示す。



第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋 階）

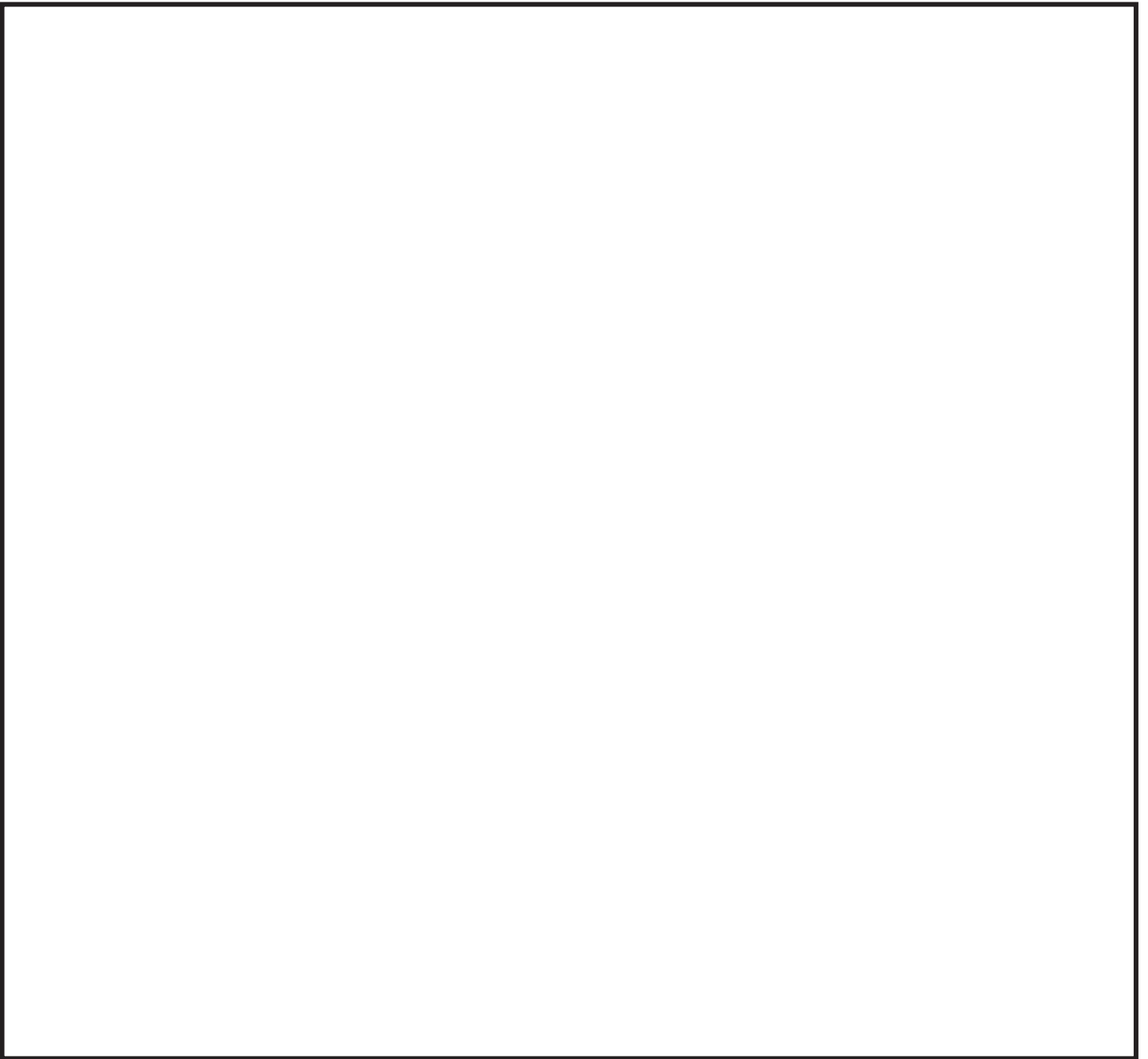


第 2.3.3-2 図 残留熱除去系ポンプ配置図（原子炉建屋 階）



第 2.3.3-3 図 残留熱除去系熱交換器配置図（原子炉建屋 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 2.3.3-4 図 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋 階及び海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2.3.4 附帯設備

2.3.4.1 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の状態を監視するため、フィルタ装置周りに計装設備を設置する。また、排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度の監視をするため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置する（別紙8）。

計装設備の系統概略図を第2.3.4.1-1図に、監視パラメータを第2.3.4.1-1表に示す。

(1) フィルタ装置周り計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の系統圧力、フィルタ装置の水位及び水温の状態を監視するため、弾性圧力検出器、差圧式水位検出器及び熱電対を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室等で監視可能な設計とする。

(2) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる水素濃度を監視するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

フィルタ装置出口配管からガスをサンプリング設備によりサンプリングし、水素濃度を計測し、中央制御室等に指示及び記録する。

フィルタ装置出口水素濃度の仕様を第2.3.4.1-2表に示す。

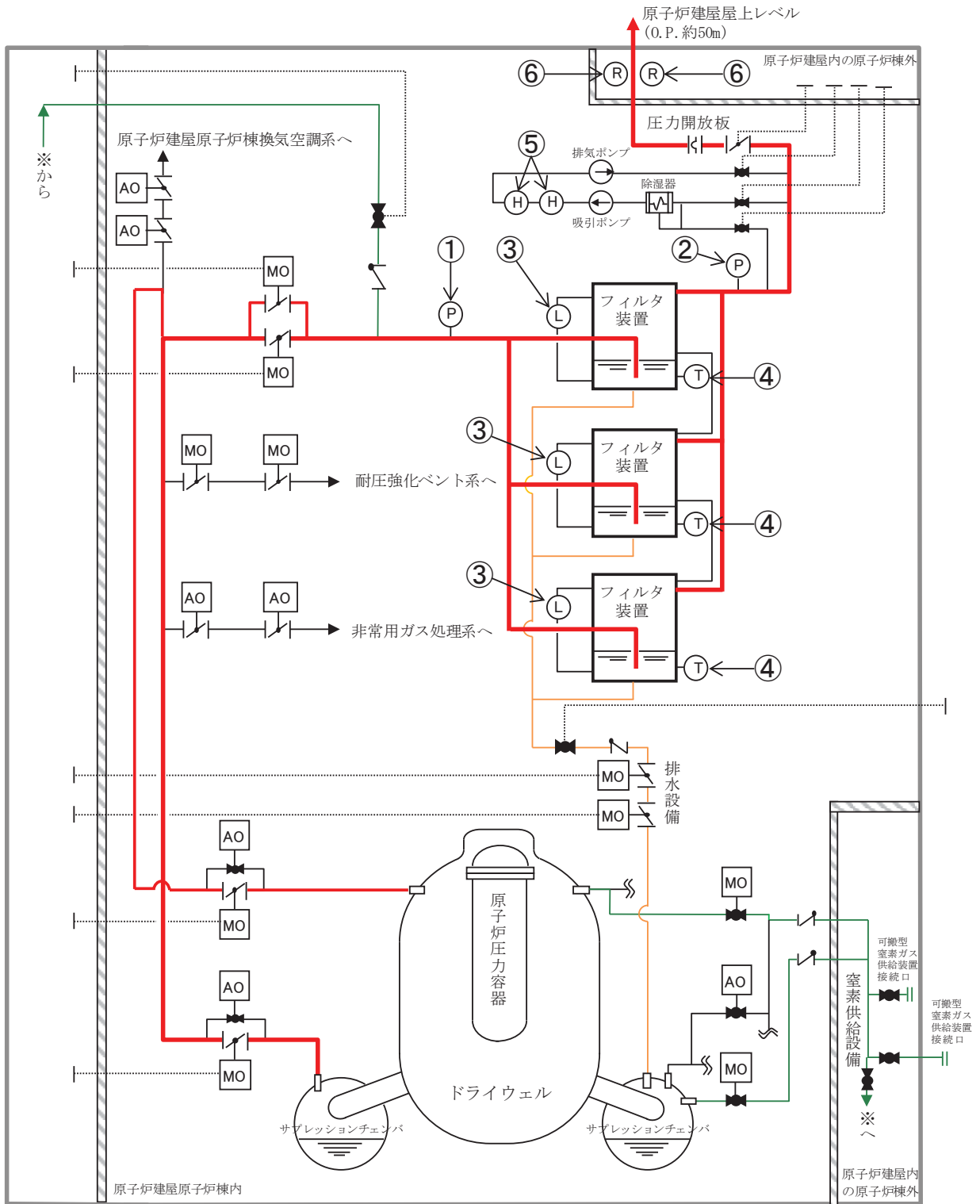
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質濃度を評価するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質から放出される γ 線を電離箱を用いて測定し、放射線量率に変換し、中央制御室等に指示及び記録す

る。指示・記録した放射線量率からフィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射性物質濃度を評価する（別紙9）。

フィルタ装置出口放射線モニタの仕様を第2.3.4.1-2表に示す。



原子炉建屋

注：図内の丸数字は第2.3.4.1-1表の監視項目の丸数字に対応する。

第2.3.4.1-1 図 計装設備系統概略図

第 2.3.4.1-1 表 計装設備の監視パラメータ

監視項目※ ¹	設置目的	計測範囲	測定範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置入口 圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa [gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室/ 緊急時対策所
②フィルタ装置出口 圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa [gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室/ 緊急時対策所
③フィルタ装置水位 (広帯域)	フィルタ装置性能維持のための水位監視			3	中央制御室/ 緊急時対策所
④フィルタ装置水温 度	フィルタ装置内の水温監視	0～200℃	系統の最高使用温度 (200℃) を監視できる範囲	3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口 水素濃度	ベント停止後の系統内の水素濃度の確認	0～30vol% 0～100vol%	格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視できる範囲	1 1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑥フィルタ装置出口 放射線モニタ	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	10 ⁻² ～ 10 ⁵ mSv/h	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (1.9 × 10 ³ mSv/h) を測定できる範囲	2	中央制御室/ 緊急時対策所

※1 監視項目の数字は第 2.3.4.1-1 図の丸数字に対応する。

※2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 2.3.4.1-2 表 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備仕様

(1) フィルタ装置出口水素濃度

種 類	熱伝導率式水素検出器
計測範囲	0～30vol%, 0～100vol%
個 数	各 1 個

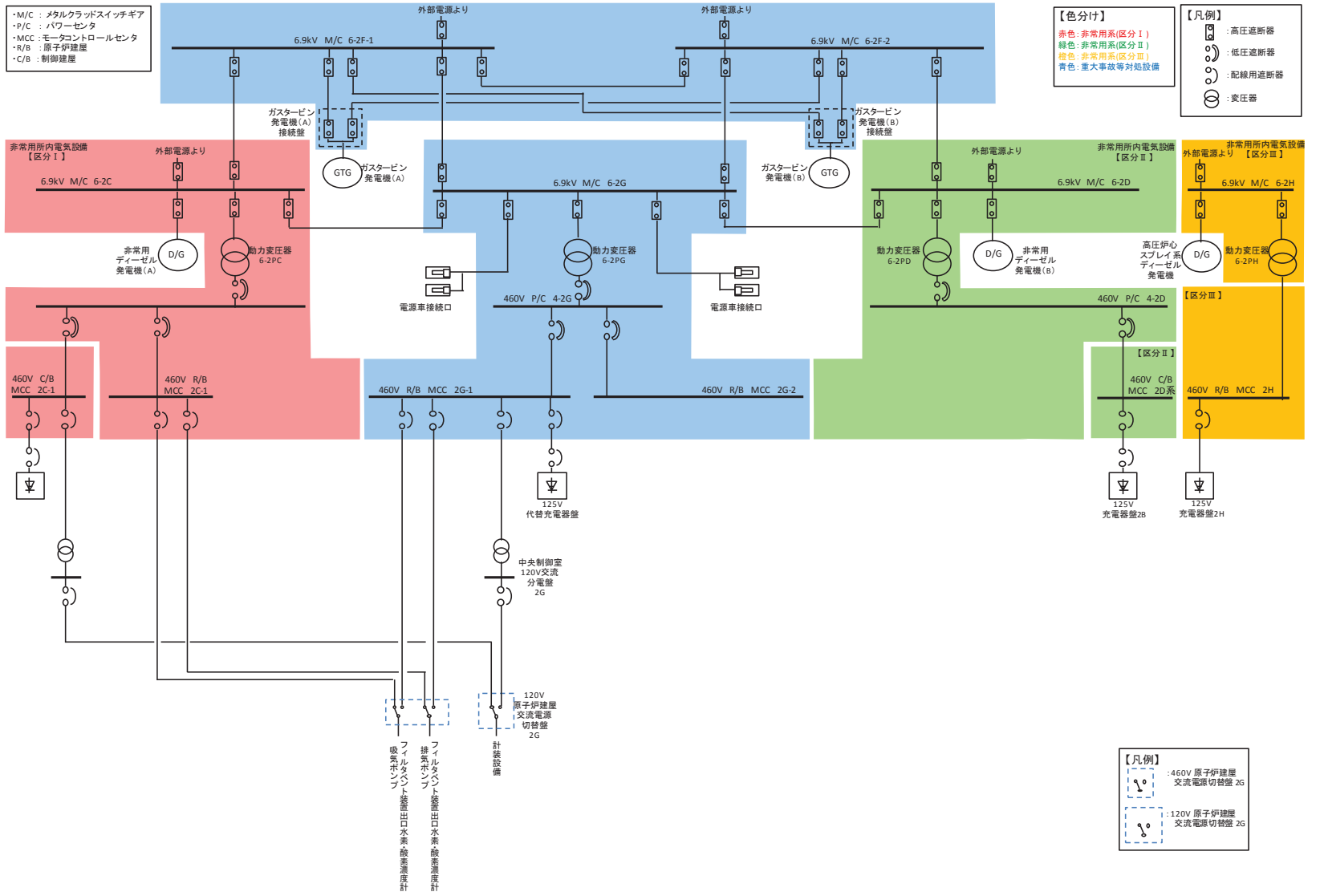
(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

種 類	電離箱
計測範囲	10^{-2} ～ 10^5 mSv/h
個 数	2 個

2.3.4.2 電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な電気作動の隔離弁及び計装設備は、全交流動力電源喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備のいずれかから受電可能な構成とする。

電源構成図を第 2.3.4.2-1～及び第 2.3.4.2-2 図に示す（別紙 10）。



第2.3.4.2-1 図 電源構成図 (交流)

2.3.4.3 給水設備

給水設備は、ベント時に、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、原子炉建屋内の原子炉棟外からフィルタ装置へ水及び薬液の補給が可能となるよう、給水配管及び接続口等で構成する。この接続口は、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び薬液補給装置を用いて水及び薬液が補給可能な設計とする。なお、水源は淡水貯水槽とする。

給水設備の主要な仕様を第 2.3.4.3-1 表に、給水設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

第 2.3.4.3-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 給水設備仕様

(1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼（JIS 材）

2.3.4.4 窒素供給設備

窒素供給設備は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行う。

窒素供給設備は、原子炉建屋内の原子炉棟外からフィルタ装置へ窒素の供給が可能となるよう、可搬型窒素ガス供給装置、窒素供給配管及び接続口等で構成する。なお、可搬型窒素ガス供給装置には発電機を搭載し、外部からの電源供給は不要な設計とする。

窒素供給設備の主要な仕様を第 2.3.4.4-1 表に、窒素供給設備の構成概略を第 2.3.4.4-1 図に、可搬型窒素ガス供給装置の構造図を第 2.3.4.4-2 図に、窒素供給設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

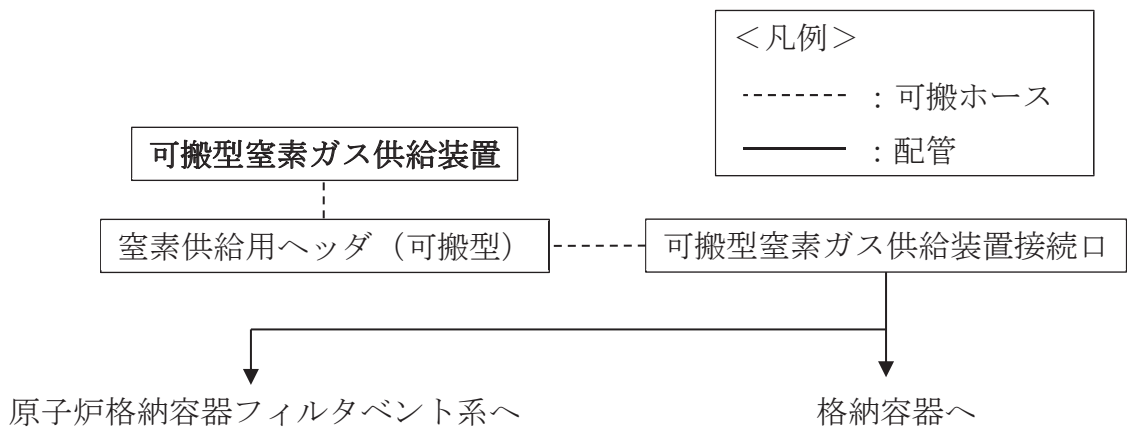
第 2.3.4.4-1 表 窒素供給設備仕様

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

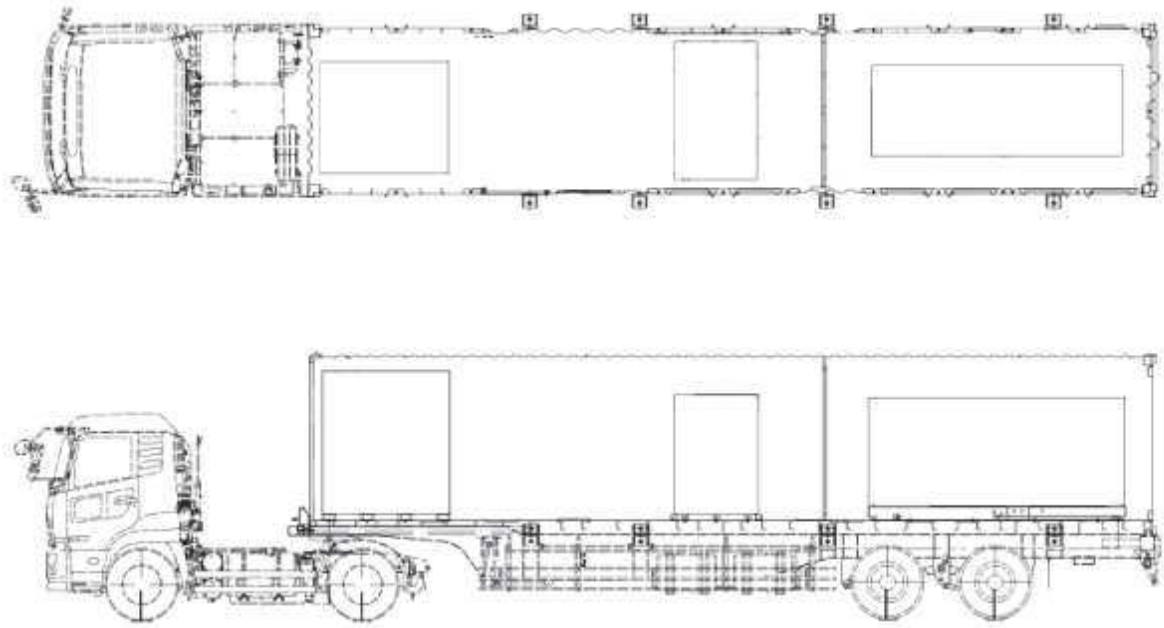
種 類	圧力変動吸着方式
容 量	約 220 m ³ /h(normal)
純 度	99.0vol%以上 (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage]
台 数	2 台 (予備 1)

(2) 配管

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (JIS 材)



第 2.3.4.4-1 図 窒素供給設備構成概略



第 2.3.4.4-2 図 可搬型窒素ガス供給装置 構造図

2.3.4.5 排水設備

排水設備は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送できるよう弁及び配管等で構成する。フィルタ装置からの排水は、排水設備に設置する弁の操作により行い、ベント後のスクラバ溶液をフィルタ装置より低い位置にあるサプレッションチェンバへ排水する。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合においても漏えいが検知可能な設計とし、また、漏えい水をサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

排水設備の主要な仕様を第 2.3.4.5-1 表に、排水設備の系統概略図を第 2.3.4-1 図に示す。

第 2.3.4.5-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系 排水設備仕様

(1) FCVS 排水移送ライン隔離弁

型 式 バタフライ弁

駆動方式 電気作動（交流）及び 遠隔手動弁操作設備

口 径 150A

(2) 配管

口 径 50A

材 質 ステンレス鋼（JIS 材）

3 フィルタ性能

3.1 放射性物質の除去原理 (別紙 11)

3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理

粒子状放射性物質の除去は、一般にフィルタ媒体の種類（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属繊維フィルタの場合は金属繊維）によらず，主に以下の3つの効果の重ね合わせと考えられる。

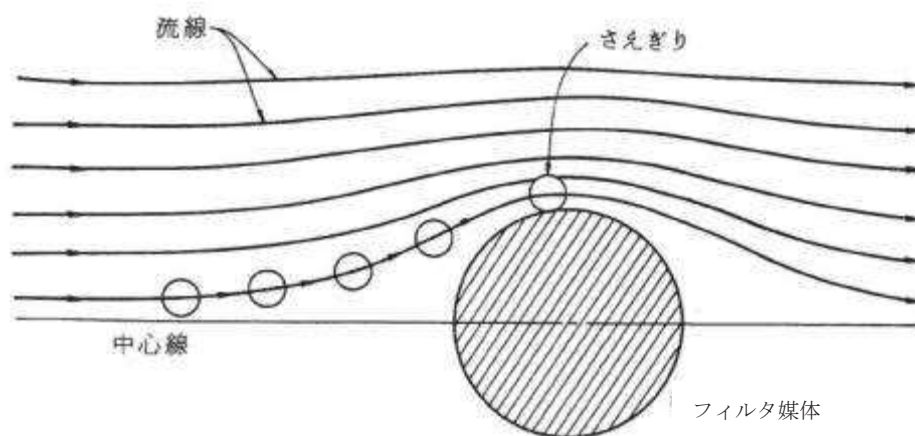
- ・ さえぎり効果：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効

それぞれの除去効果についてその特性を以下に示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は，第 3.1.1-1 図に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から 1 粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



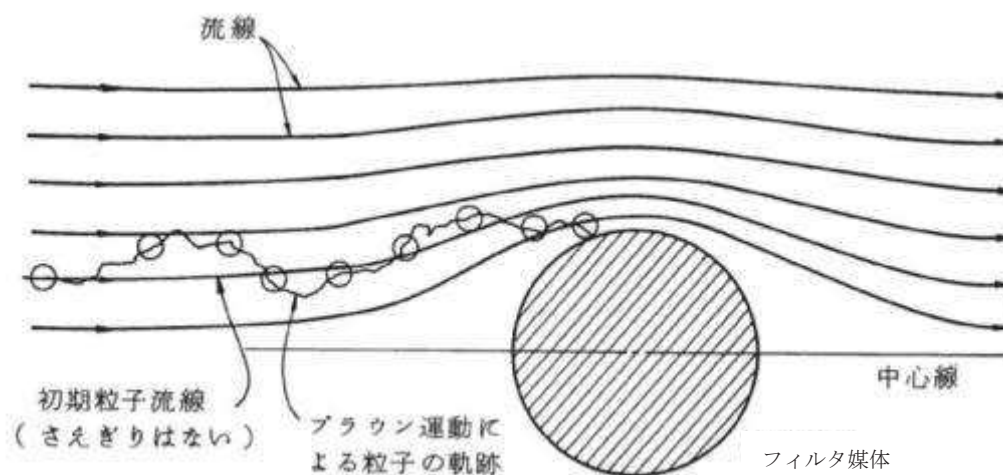
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-2 図に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



出典：W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

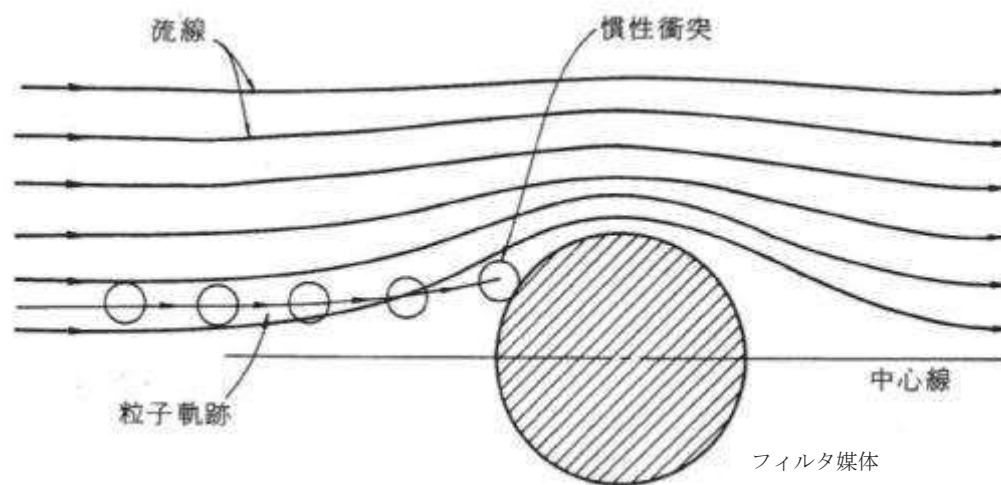
第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に变化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、

慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3. 1. 1-3 図 慣性衝突による捕集

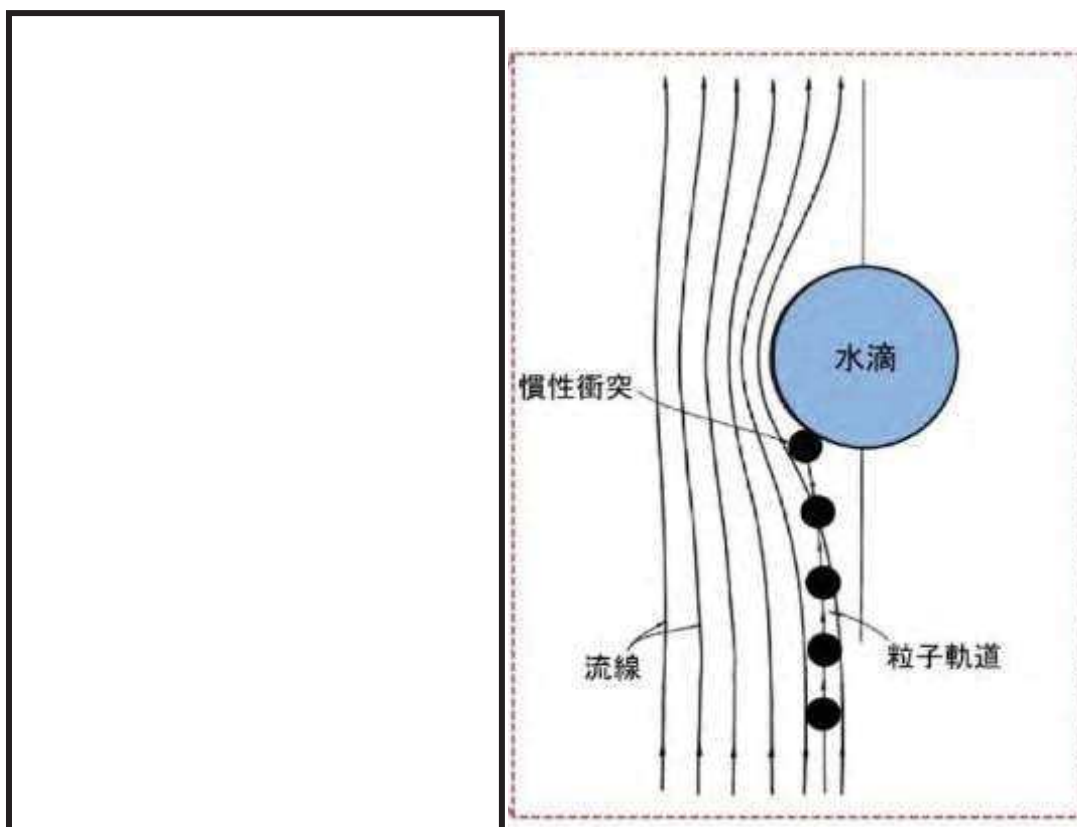
これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類により 1 つ又は複数の除去原理が効果的に機能する。そのため、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには、異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

以下に、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。

3. 1. 1. 1 ベンチュリスクラバによる粒子状放射性物質の除去

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質が水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に粒子状放射性物質をスクラバ溶液に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3.1.1.1-1 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3.1.1.1-2 図に示す。



第 3.1.1.1-1 図 ベンチュリノズルにおける除去原理

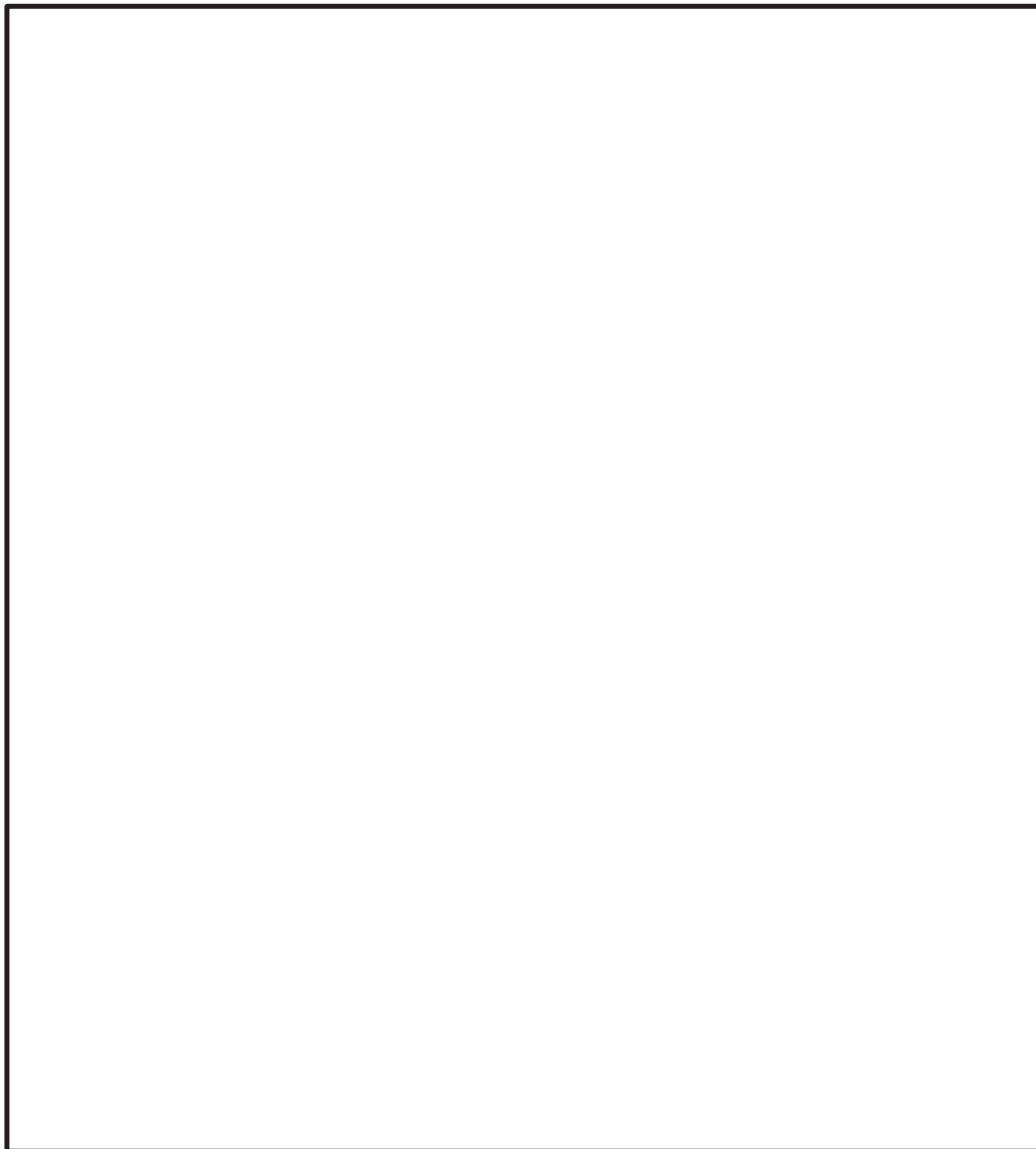


第 3.1.1.1-2 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部でガス流速 (V1) と水滴速度 (V2) の差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。したがって、慣性衝突では「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が主な影響因子である。

<補足>



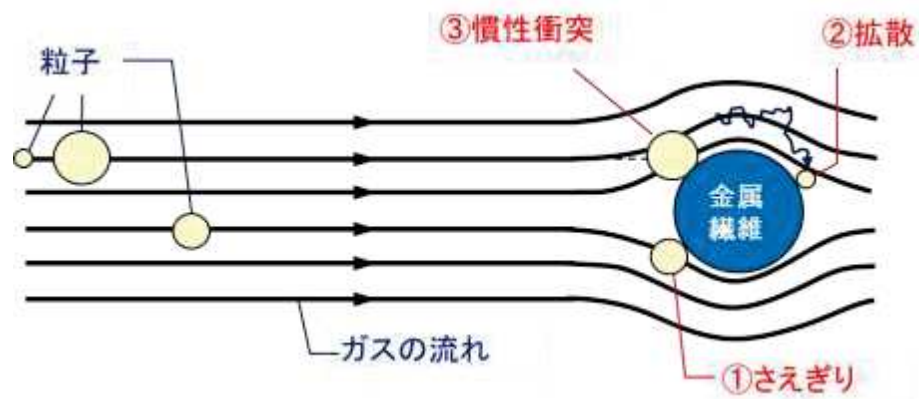
第 3.1.1.1-3 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.1.1.2 金属繊維フィルタによる粒子状放射性物質の除去

金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバの下流側に設置し、より粒径の小さい粒子状放射性物質を除去する。

金属繊維フィルタにおける除去原理は、第3.1.1.2-1図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。したがって、さえぎり、拡散、慣性衝突では「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が主な影響因子である。



第3.1.1.2-1図 金属繊維フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理（別紙12）

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）とガス状放射性よう素として無機よう素（I₂：元素状よう素）及び有機よう素（CH₃I：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内へ放出されるが、無機よう素のうち、一部は格納容器内の有機物（塗装材等）と結合し、有機よう素へ転換する。ここで、粒子状よう素については、3.1.1項により、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタによって捕集する。

以下に、ガス状放射性よう素である無機よう素及び有機よう素の除去について、ベンチュリスクラバ及び放射性よう素フィルタによる除去原理をそれぞれ示す。

3.1.2.1 ベンチュリスクラバによる無機よう素の除去（別紙26, 別紙29）

無機よう素は、


スクラバ溶液には第3.1.2.1-1表に示す薬剤を添加する。

第3.1.2.1-1表 スクラバ溶液に添加する薬剤

薬 剤	化学式	目 的

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



の添加によってスクラバ溶液中に水酸化物イオン(OH⁻)が多量に存在し、高アルカリ性となるため、化学反応式(2)によって無機よう素を捕集する。

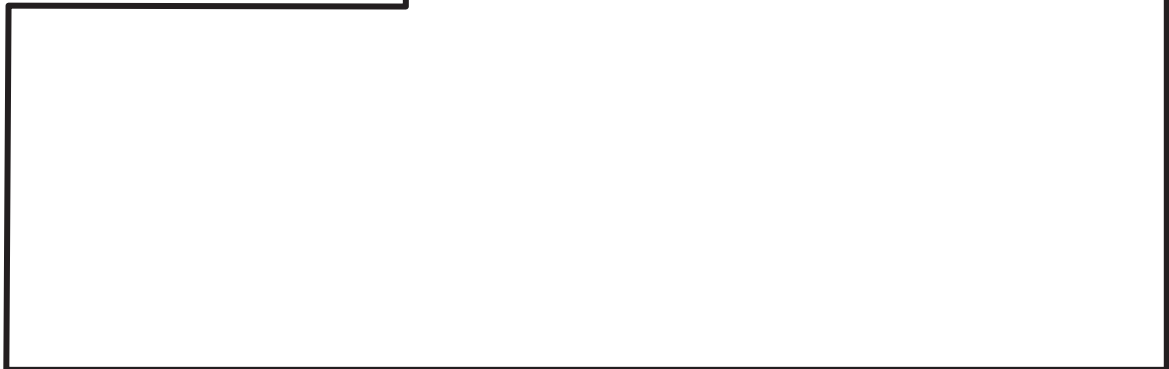


したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能に影響を与える因子としては、「スクラバ溶液の pH」が挙げられる。

なお、有機よう素は無機よう素と比較してスクラバ溶液に対して活性が低く、反応しにくい化学種であるため、ベンチュリスクラバにおける有機よう素の捕集は期待していない。

3.1.2.2 放射性よう素フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去(別紙 29, 別紙 34)

放射性よう素フィルタは



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

吸着材は、

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3.1.2.2-1 図 流量制限オリフィス前後のベントガスの流れ



第 3.1.2.2-2 図 流量制限オリフィス通過後の蒸気の状態変化（過熱度）のイメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.2 運転範囲

原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲について、第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲

項目	運転範囲
ベントガス圧力	<input type="text"/> ~ 854 kPa[gage]
ベントガス温度	<input type="text"/>
ベントガス流量	<input type="text"/>
蒸気割合	<input type="text"/>
過熱度	<input type="text"/>
エアロゾル粒径（質量中央径）	<input type="text"/>

(1) ベントガス圧力（格納容器圧力）

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が最高使用圧力（1Pd）からその 2 倍（2Pd）の範囲でベントを実施する想定としている。したがって、2Pd（= 854kPa[gage]）をベントガス圧力（格納容器圧力）の上限値とする。

また、ベント実施から長期間経過した後、格納容器圧力が十分低下した時点の圧力として、約 kPa[gage] を下限値とする。

(2) ベントガス温度

ベントガス温度の最高値は、ベントガス圧力が最高値（2Pd）の場合の飽和温度約 178℃であるが、設計条件はこれを包絡する ℃としているため、これを運転上の上限値とする。

ベントガス温度の最低値は、ベントガス圧力が最低値の場合の飽和温度約 ℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) ベントガス流量

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力を駆動源としており、ベントガス圧力に応じて蒸気を放出できる設計とする。

最大蒸気質量流量は、格納容器最高使用圧力の2倍 ($2P_d=854\text{kPa}[\text{gage}]$) でベントを実施した際の流量約 kg/s とする。

最小蒸気質量流量は、ベント実施後長期の最低ベント圧力時の流量約 kg/s とする。

(4) 蒸気割合

ベントガスの蒸気割合は、ベント条件により変化することから、蒸気 vol% から蒸気 vol% とする。

(5) 過熱度

ベントガスの放射性よう素フィルタにおける過熱度は、ベントガス圧力（格納容器圧力）、系統圧力損失、蒸気割合によって決まる。

(6) エアロゾル粒径

サプレッションチェンバからのベントを想定し、粒子状放射性物質のMMD（質量中央径）は約 μm となる。

3.3 除去性能検証試験結果（別紙 26）

3.3.1 除去性能検証試験の概要

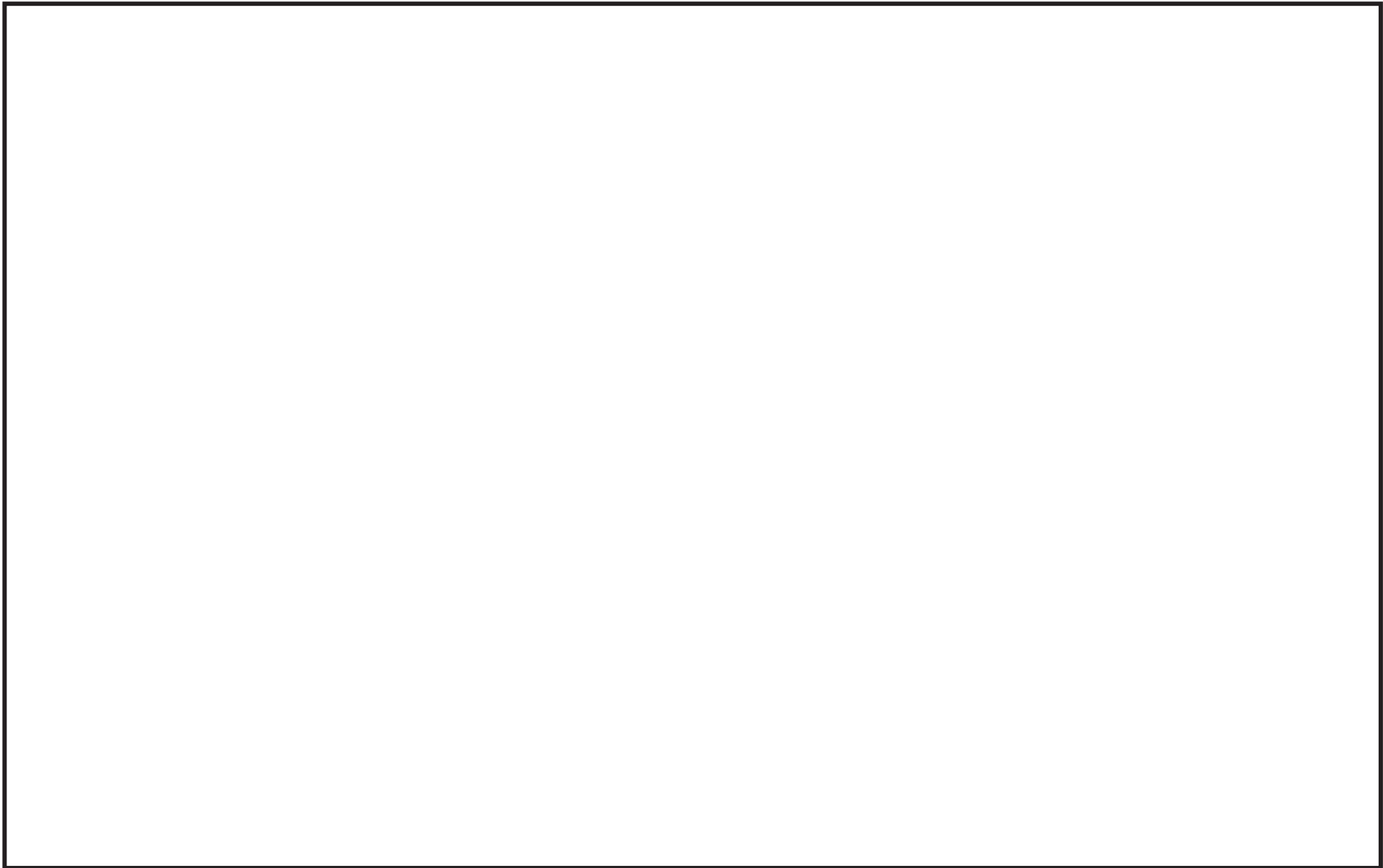
AREVA 製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(1) 粒子状放射性物質の除去性能検証試験（JAVA 試験）

1980 年代後半から 1990 年にかけて、AREVA（当時 Siemens）社はドイツのカールシュタインにある試験施設にて、海外の電力会社、ドイツ原子力安全委員会 (RSK)、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去性能検証試験を行っている。

試験装置には、実機に使用したものと同一形状のベンチュリノズル及び実機と同一仕様の金属繊維フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件、エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を第 3.3.1-1 図に、試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。





第 3.3.1-1 図 JAVA 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
蒸 気 割 合	
試験用エアロゾル	



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験（JAVA 試験）

JAVA 試験では、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験も行っている。



3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件（無機よう素）

試 験 範 囲	
圧 力	
温 度	
流 量	
pH	
試 験 用 物 質	

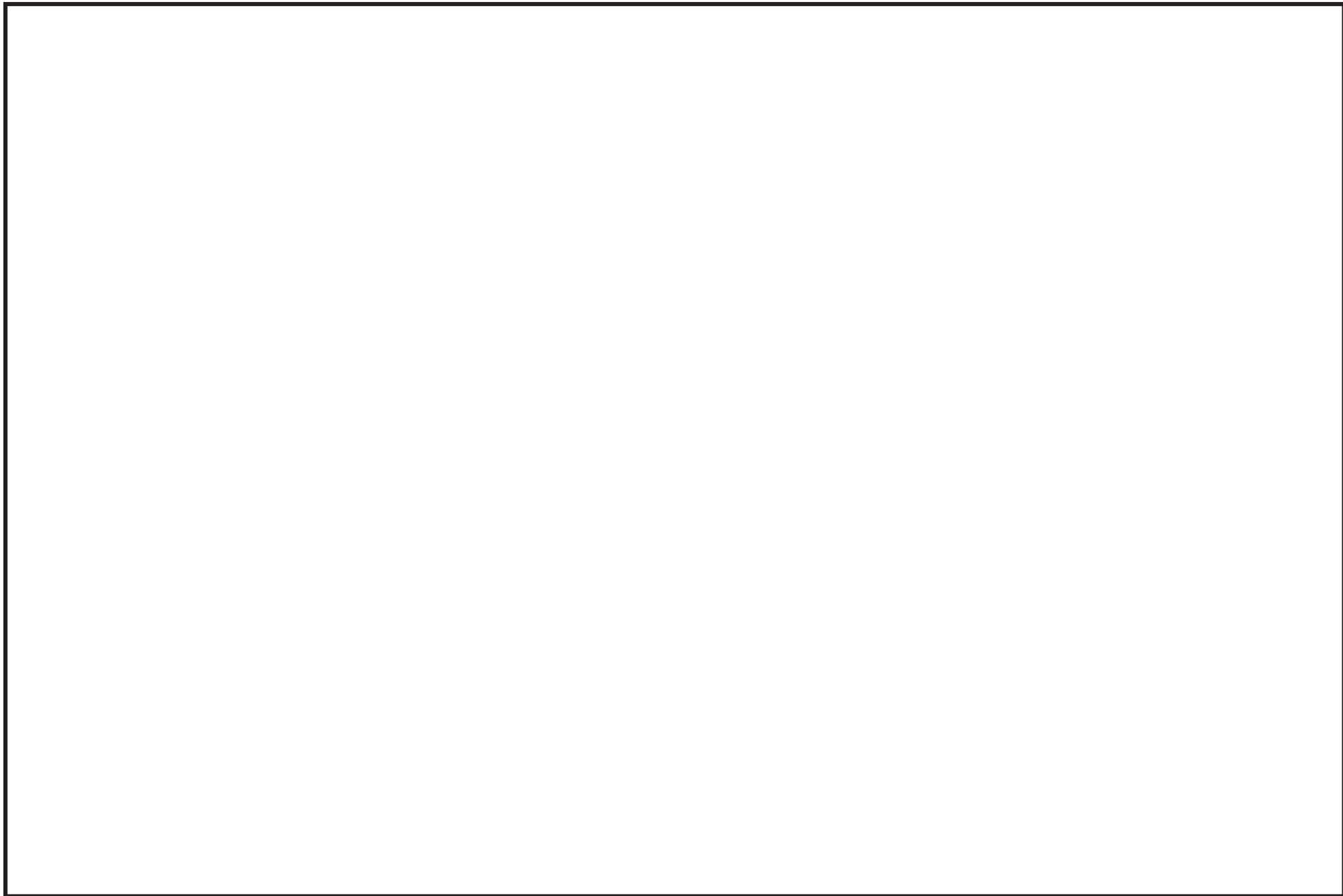
(3) よう素フィルタにおける有機よう素の除去性能検証試験（JAVA PLUS 試験）

実規模を想定した有機よう素の除去効率を測定するため、2013 年より AREVA 社にて JAVA PLUS 試験施設を使用し、よう素フィルタによる除去性能検証試験を行っている。

試験装置には、実機と同一仕様の吸着材を充填し、試験条件として、種々のパラメータ（圧力・温度・過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を第 3.3.1-3 図に、試験条件を第 3.3.1-3 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.1-3 表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
蒸 気	割 合
過 熱	度
ベ ッ ド	厚 さ
試 験 用	物 質

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果

JAVA 試験における除去性能検証試験結果を第 3.3.2-1 表～第 3.3.2-4 表に示す。粒子状放射性物質の除去原理では、3.1.1 項に示す通り、『ガス流速』と『エアロゾル粒径』が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行った。

(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量をベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算して確認した。

第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル及び金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果から試験範囲におけるガス流速の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される除去係数 DF^{*}1,000 以上を満足していることがわかる。

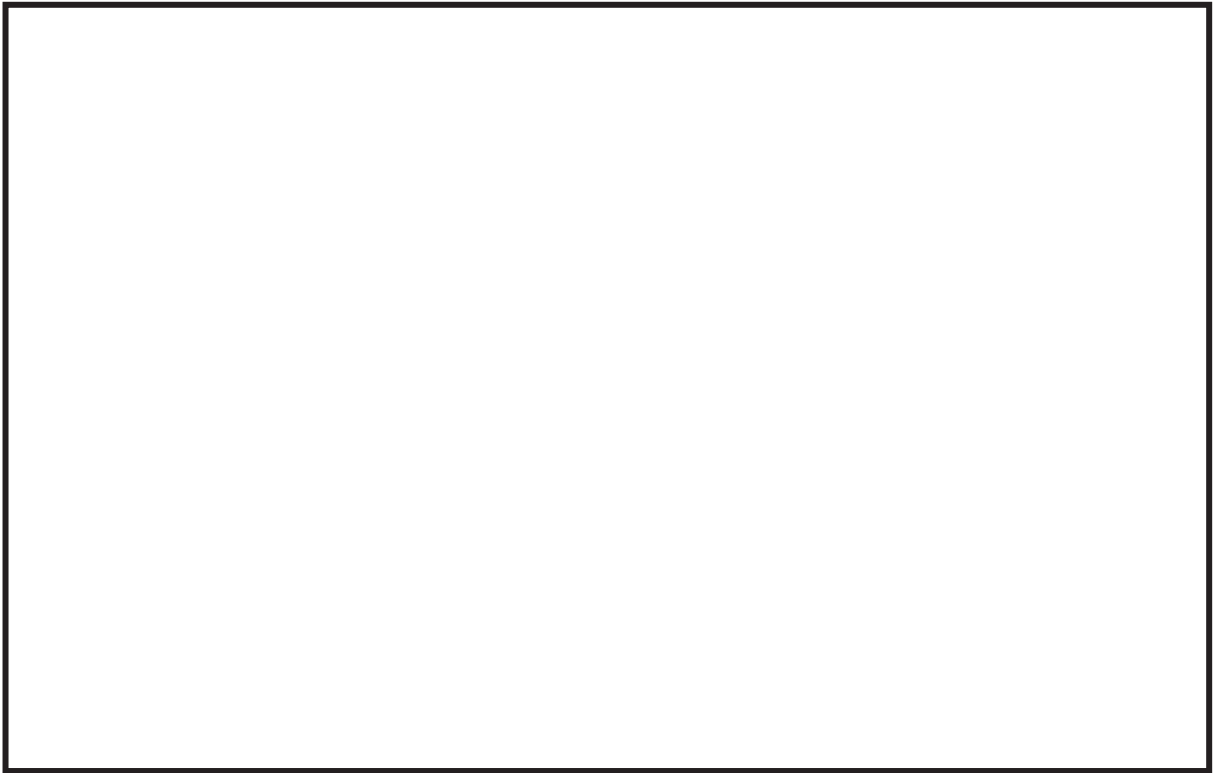
ベンチュリノズルにおけるガス流速が小さい場合は、ベンチュリノズルにおいて [] 女川原子力発電所 2 号炉の低流速側 (約 [] m/s) でも JAVA 試験結果は DF1,000 以上を満足していることから、すべての運転範囲においても要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

また、女川原子力発電所 2 号炉の金属繊維フィルタのガス流速の運転範囲は、JAVA 試験の試験範囲内であることから、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

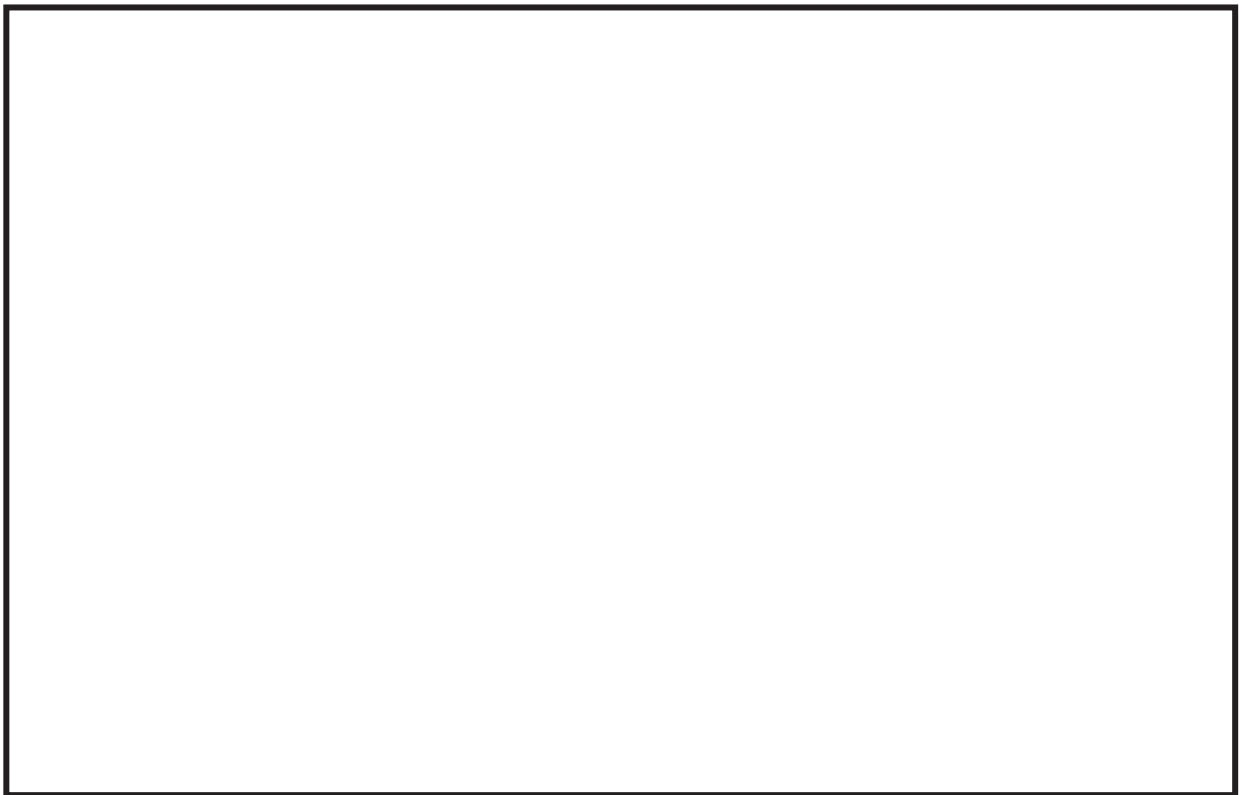
したがって、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるベントガス流速に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。

※：除去係数 DF (Decontamination Factor) と除去効率(%)の関係は以下のとおり。
除去効率(%) = $(1 - 1/DF) \times 100$

[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3.3.2-1 図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数



第 3.3.2-2 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

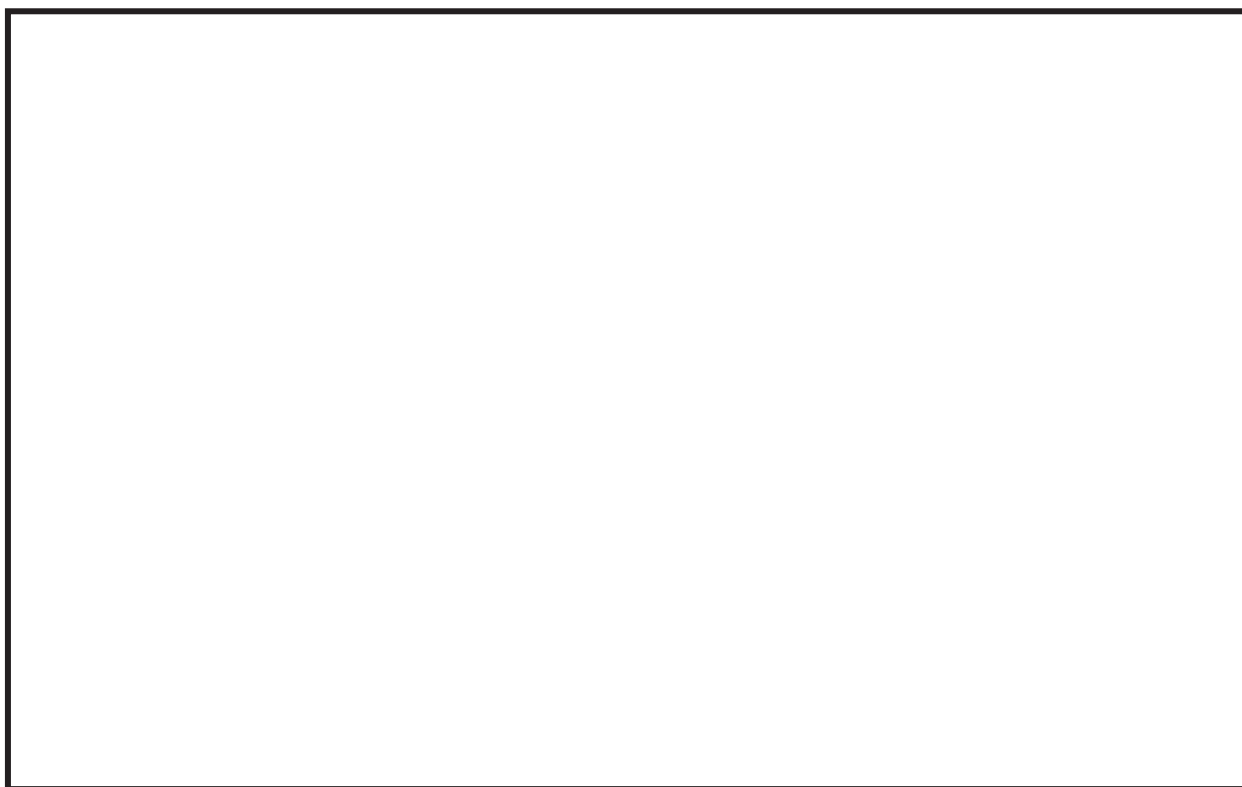
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図に試験用エアロゾル（エアロゾル粒径）に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉では、サプレッションチェンバからのベント時にフィルタ装置内に流入するエアロゾル粒径は、質量中央径（MMD）約 μm と想定され、JAVA 試験に用いたエアロゾル に比べ大きい。

を用いた JAVA 試験の結果が DF1,000 以上を満足していること、また、粒径が大きくなると除去性能は大きくなることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、想定されるエアロゾル粒径に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-3 図 粒径に対するフィルタ装置の除去係数

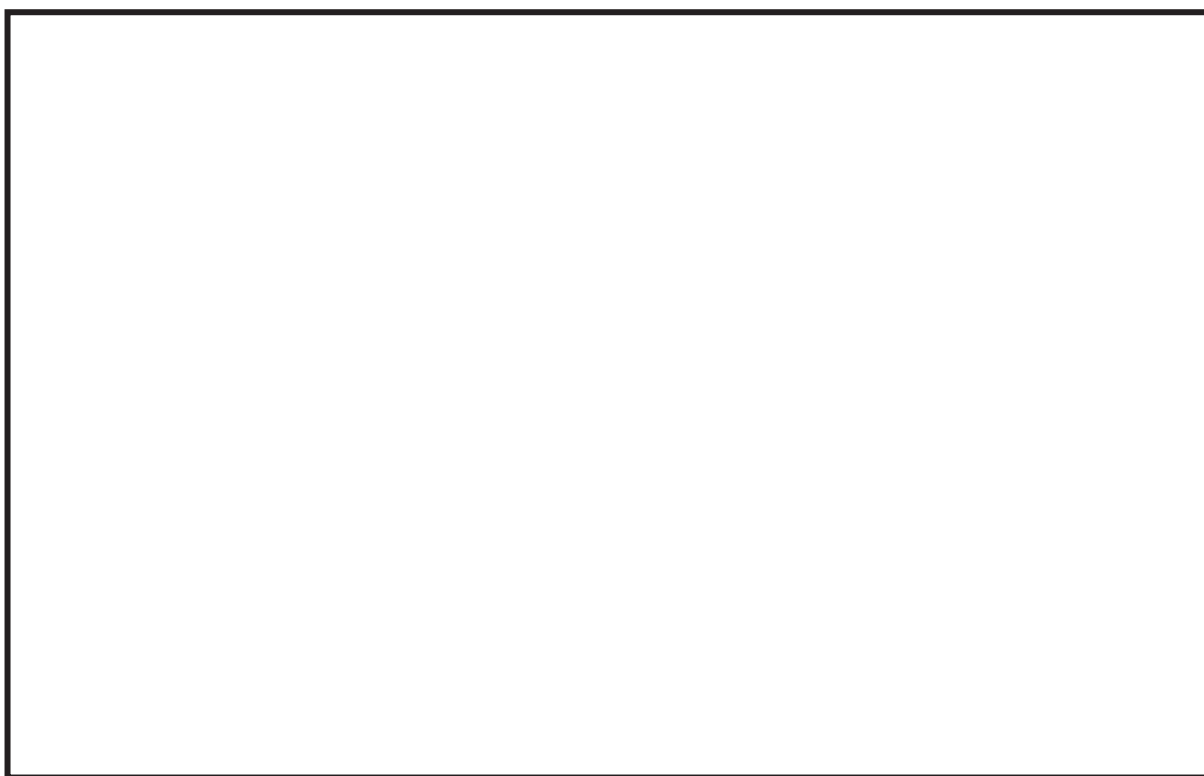
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) ガス温度

第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果からガス温度の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所2号炉のフィルタ装置に流入するベントガス温度の運転範囲は、約 °C から °C と設定している。

JAVA 試験の結果、試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることから、女川原子力発電所2号炉のフィルタ装置は、運転範囲におけるベントガス温度に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-4 図 ガス温度に対するフィルタ装置の除去係数

(4) 蒸気割合

第 3.3.2-5 図に蒸気割合に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。この結果から蒸気割合の違いによって除去性能が変化する傾向は見られておらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置に流入するベントガスの蒸気割合の運転範囲は、 vol% から vol% と設定している。

JAVA 試験の結果、試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、運転範囲におけるベントガスの蒸気割合に対し、要求される性能 DF1,000 以上を満足していると評価される。



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対するフィルタ装置の除去係数

第 3.3.2-1 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果

--

第 3.3.2-2 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果 (1/2)

--

第 3.3.2-4 表 エアロゾル 除去性能検証試験結果 (2/2)

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果 (別紙 13)

3.3.3.1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能検証試験結果

無機よう素除去効率について、JAVA 試験で得られた結果を第 3.3.3.1-1 図及び第 3.3.3.1-1 表に示す。無機よう素のスクラバ溶液への捕集は化学反応によるものであり、その反応の影響因子は、「スクラバ溶液の pH」である。試験を実施した全域にわたって DF100 以上を満足していることがわかる。

女川原子力発電所 2 号炉のスクラバ溶液は、により高アルカリ性としている。

JAVA 試験の結果、アルカリ性条件下において DF100 以上を満足していることから、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバにおける無機よう素に対し、DF100 以上を満足していると評価される。

なお、フィルタ装置全体としての無機よう素の除去性能については、3.3.3.2 項に示す。



第 3.3.3.1-1 図 JAVA 試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3.3.3.1-1 表 無機よう素除去性能検証試験結果



3.3.3.2 放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の除去性能検証試験結果

(1) 有機よう素の除去

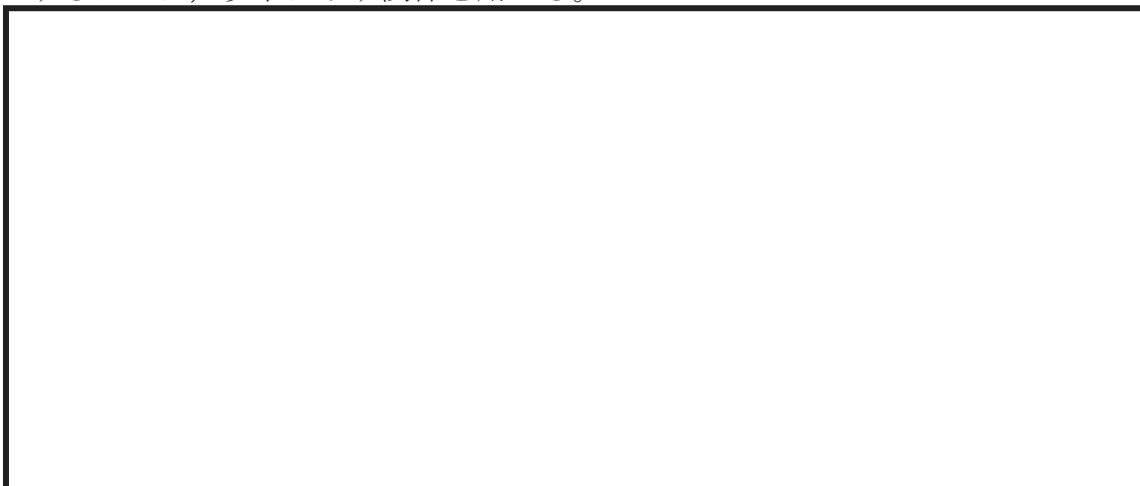
有機よう素除去効率について、JAVA PLUS 試験で得られた結果を第 3.3.3.2-1 表に示す。また、試験で得られた除去効率を過熱度で整理したものを第 3.3.3.2-1 図に示す。



第 3.3.3.2-1 図 JAVA PLUS 試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。



女川原子力発電所 2 号炉の実機条件における DF の補正值 ($DF_{\text{実機相当}}$) を過熱度で整理した結果を第 3.3.3.2-2 図に示す。この結果から、有機よう素の除去係数は運転範囲において DF50 以上を満足していると評価される。



第 3.3.3.2-2 図 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

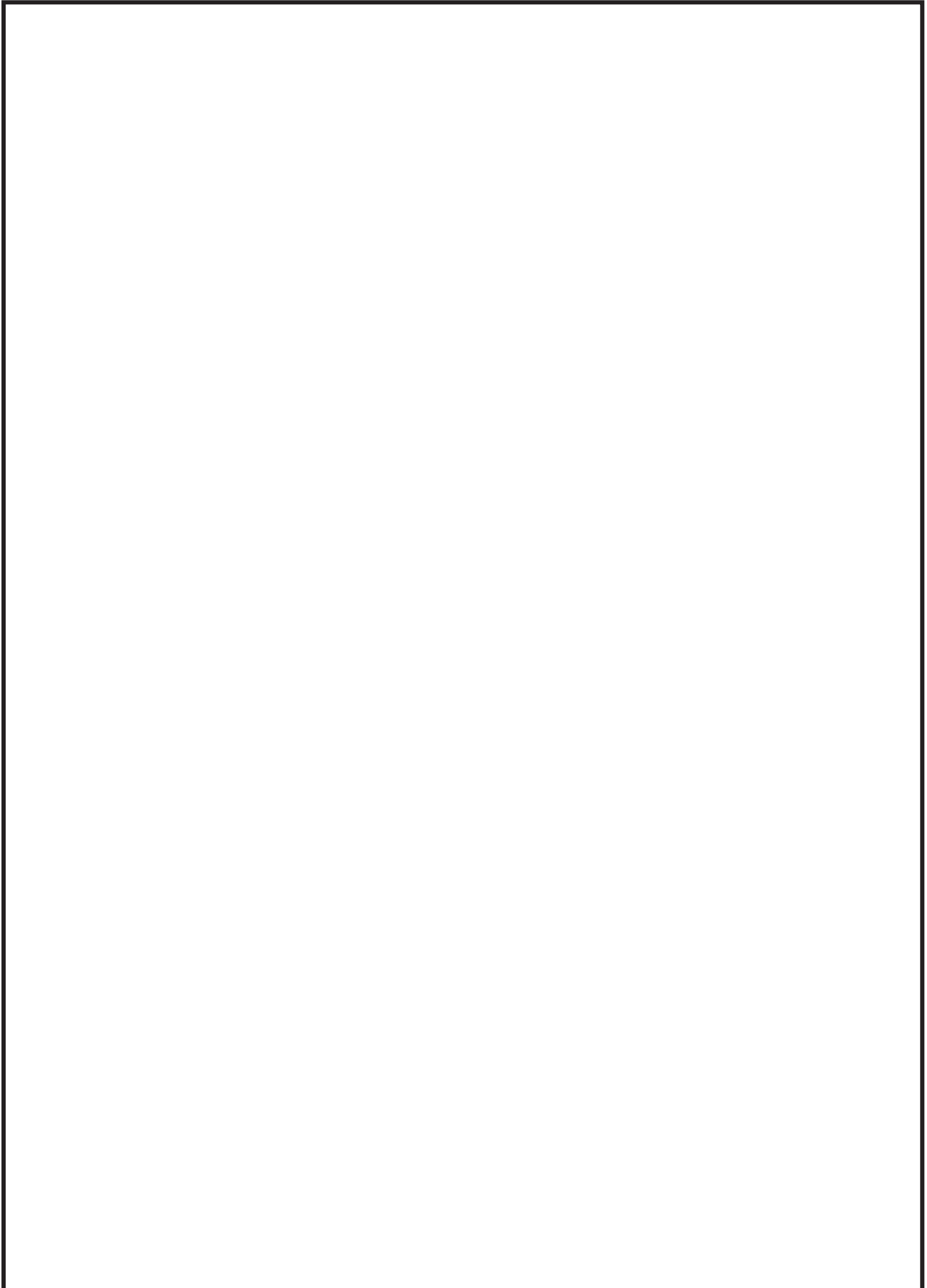
(2) 無機よう素の除去

放射性よう素フィルタでは、無機よう素も捕集される。一般的に、無機よう素は有機よう素と比較して活性が高く、反応しやすい化学種であるため、無機よう素に対しても有機よう素と同程度の DF50 以上が期待できる。

また、前段のベンチュリスクラバでは、無機よう素の DF が 100 以上であるため、フィルタ装置全体として無機よう素に対して DF500 以上の性能が期待できる。

なお、JAVA 試験においてスクラバ溶液の pH が のとき、DF500 以上の結果が得られているのに対し、女川原子力発電所 2 号炉のフィルタ装置は、系統待機時の pH が 13 以上であるため、フィルタ装置全体の除去係数は DF500 以上が期待できる。

第 3.3.3.2-1 表 有機よう素除去効率試験結果



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3.4 放射性物質除去性能のまとめ

(1) 粒子状放射性物質の除去性能

JAVA 試験結果から、フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去係数は、DF1,000 以上であることを確認した。

(2) 無機よう素の除去性能

JAVA 試験結果及び JAVA PLUS 試験結果から、フィルタ装置における無機よう素の除去係数は、DF500 以上であることを確認した。

(3) 有機よう素の除去性能

JAVA PLUS 試験結果から、フィルタ装置における有機よう素の除去係数は、DF50 以上であることを確認した。

3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響（別紙 14, 15, 16, 17）

(1) フィルタの閉塞

a. ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞

(a) 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、粒子状放射性物質に加えて、炉内構造物の過温等により発生するエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因する非放射性エアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行し閉塞することが考えられる。

(b) 影響評価

閉塞が発生することはない。

b. 金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞

(a) 想定する状態

液滴（湿分）がメインフィルタに移行し、メインフィルタが閉塞することが考えられる。

(b) 影響評価

により閉塞することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. ガス状放射性よう素による放射性よう素フィルタの飽和吸着

(a) 想定する状態

放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）で捕集するガス状放射性よう素が、銀ゼオライトの許容負荷量に達した場合に、捕集されずにフィルタ装置下流側に放出することが考えられる。

(b) 影響評価

飽和吸着に達することはない。

(2) 粒子状放射性物質の再浮遊

a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスの流れにより液滴（湿分）が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

フィルタ装置は

ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計として
いる。

b. 金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集したエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタの温度が上昇し、エアロゾルの融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスにより流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

(3) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡には温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える関係にある。したがって、ベントガスが流入すると、スクラバ溶液の温度が徐々に上昇するため、スクラバ溶液に溶存している無機よう素が揮発し、下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

スクラバ溶液は高アルカリ性水溶液であり、

無機よう素の気相中への揮発量は小さい値となる。

b. 放射性よう素フィルタにおける放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

放射性よう素フィルタにおいて捕集したよう素は、400℃以上の高温状態で数時間程度水素を通気した場合に脱離する。原子炉格納容器フィルタベント系では、炉心損傷時の水-金属反応や水の放射線分解により発生した水素が放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過するため、捕集した放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4 運用方法

4.1 格納容器ベント操作について

格納容器ベント操作は、格納容器圧力を継続監視^{*1}することにより、ベント実施タイミングを予測することが可能であり、格納容器ベントが必要になった場合（格納容器最高使用圧力到達時《炉心損傷前》、サブレーションプール水位が通常運転水位＋約 2m 到達《炉心損傷判断後^{*2}》、格納容器からの異常な漏えいによる原子炉建屋水素濃度上昇時）に速やかに発電所対策本部長が格納容器ベント実施を判断する。

- ※1 格納容器圧力計により計測できない場合は格納容器温度計により飽和温度／圧力の関係を利用して推定することができる。ドライウェル及びサブレーションチェンバに設置している合計 15 個の温度検出器は、重大事故等発生時の格納用器内の環境条件においても計測可能な設計としている。
- ※2 格納容器内雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の 10 倍を超過で判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては、原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で判断。

重大事故等時に、格納容器設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）^{*3}により漏えいを認知することができる。また、炉心損傷後であるため、格納容器内の水素ガスが漏えいしていることを原子炉建屋燃料取替床上部の原子炉建屋内水素濃度により認知することができる。さらに、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を監視することにより、実際に水素の再結合処理が行われていることを確認することができる。

原子炉建屋燃料取替床上部の水素ガス濃度が「2.3%」に到達した場合、原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、格納容器からの漏えいの影響を抑制する。

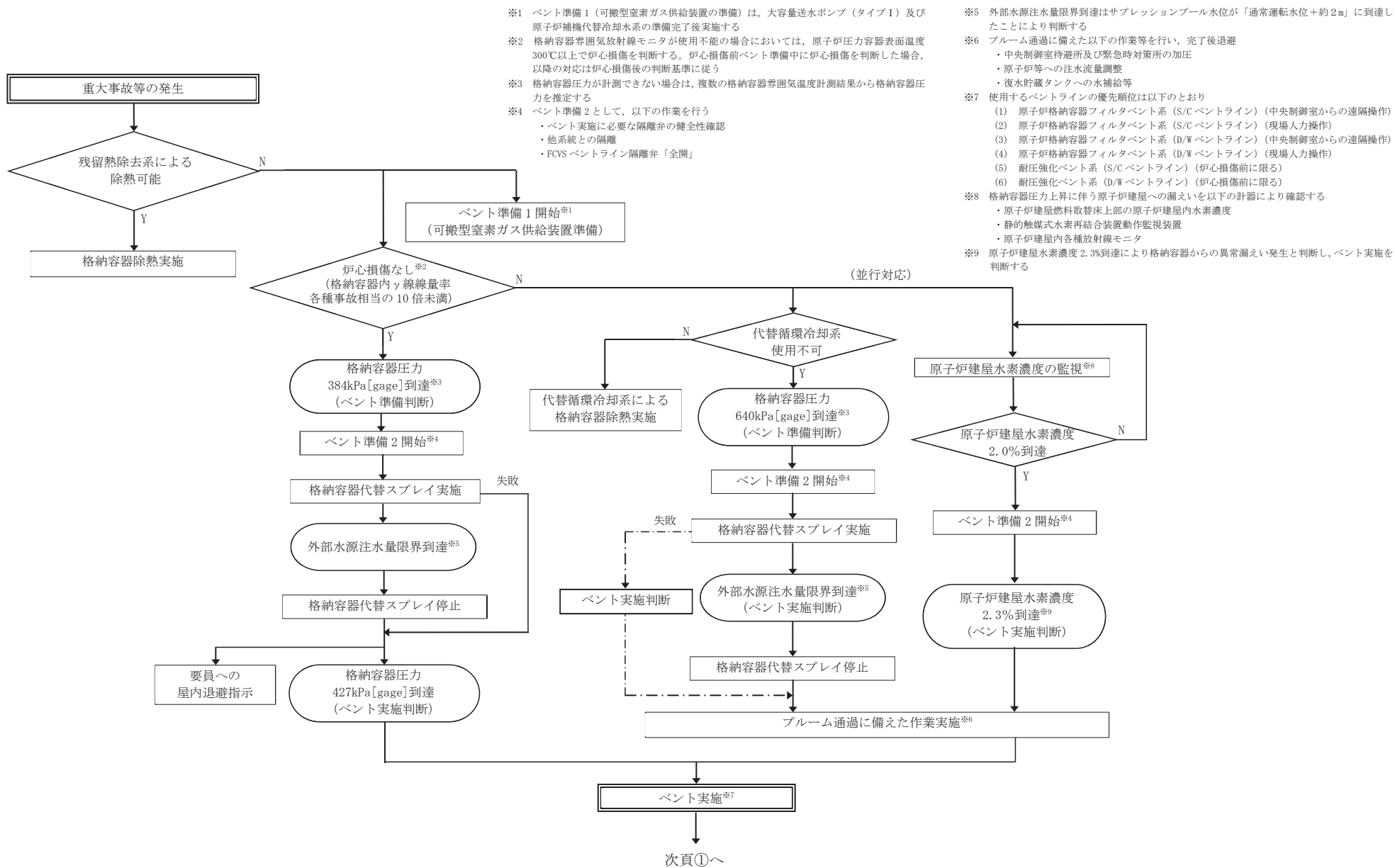
なお、格納容器からの異常な漏えいによる原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント実施について、運転手順書へ記載する。

※3 設計基準対象施設である原子炉建屋エリア放射線モニタ及び設計基準事故対処設備である燃料取替エリア放射線モニタ，原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ等でも原子炉格納容器からの漏えいを認知することが可能である。

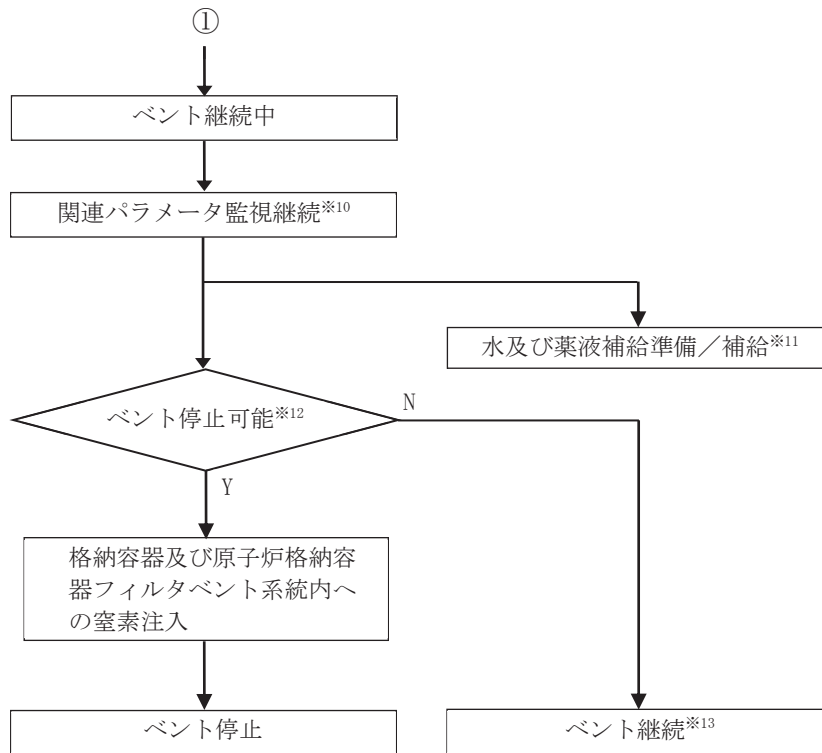
原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フローを第4.1-1図に示す。格納容器ベント操作は，格納容器圧力による格納容器ベント判断，サブプレッションプール水位による格納容器ベント判断又は格納容器からの漏えいによる原子炉建屋の水素爆発防止を目的とした格納容器ベント判断により実施することとしており，放射性物質は可能な限り格納容器内に閉じ込めることを基本とする。この間，代替設備による除熱，故障設備の復旧に努めるが，格納容器限界圧力に到達する可能性のある場合は，格納容器の破損により公衆への影響が過大にならないことを目的として格納容器ベントを実施する。格納容器ベントは，最終ヒートシンクへの熱輸送として使用するため，格納容器除熱機能等が復旧するまで継続することとしており，格納容器圧力制御のために格納容器ベントを停止／再開する操作は実施しない。

また，格納容器ベントに伴い放出される希ガスについては，原子炉格納容器フィルタベント系で除去できないことから，格納容器内に長くとどめ，放射エネルギーを可能な限り時間減衰させることが，環境中への希ガスの放出量を低減させるための有効な対策である。

そのため，格納容器圧力の上昇を抑制し，格納容器ベントの実施に至るまでの時間をできるだけ延ばすために，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイの実施や水源への補給の対策を講じている。有効性評価で想定している格納容器スプレイが実施できない場合においても，異なる残留熱除去系のラインを利用した格納容器スプレイ，原子炉への注水継続により破断口からの流出による冷却，原子炉格納容器頂部注水系による冷却等を試みる。



第 4.1-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー (1 / 2)



※10 格納容器圧力、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力等を継続して監視する

※11 フィルタ装置水位を監視し、許容最小水量 に到達する前に水をフィルタ装置へ補給する。また、水補給に合わせて薬液補給を実施する

※12 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であること、可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素封入が可能な状態であり格納容器の負圧破損防止が可能であることが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる

※13 ベントにより格納容器除熱を維持しつつ、ベント停止に必要な機器の復旧に努める

第 4.1-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー (2 / 2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.2 各事故シーケンスにおける運用方法

ベント実施のタイミングは、炉心損傷の判断前後により異なるため、有効性評価における炉心損傷防止シーケンス及び格納容器破損防止シーケンスにおける各事故シーケンスのベントタイミングについて示す（別紙 18）。

4.2.1 炉心損傷防止シーケンスにおける運用方法

炉心損傷防止シーケンスのうち、以下の 3 ケースについて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。

- ・ 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」
- ・ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における重要事故シーケンス「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」
- ・ 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」

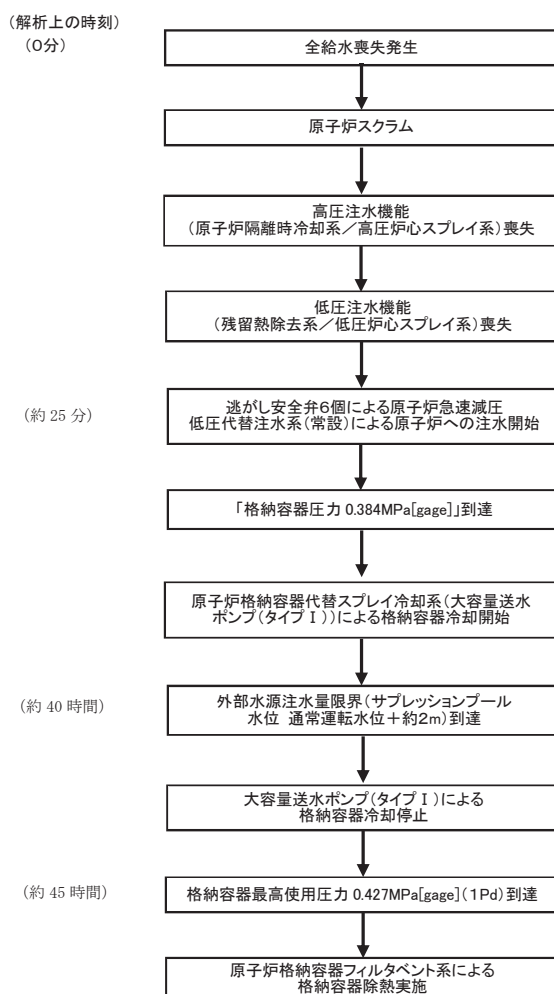
これらの 3 ケースは、格納容器圧力が 427kPa[gage] (1Pd) に到達した場合にベントを実施する。いずれのケースにおいても系統の操作方法に相違はないため、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」を代表例として記載する。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」においては、重大事故等対処設備を用いた冷却を実施することにより、炉心の著しい損傷の防止を図る。

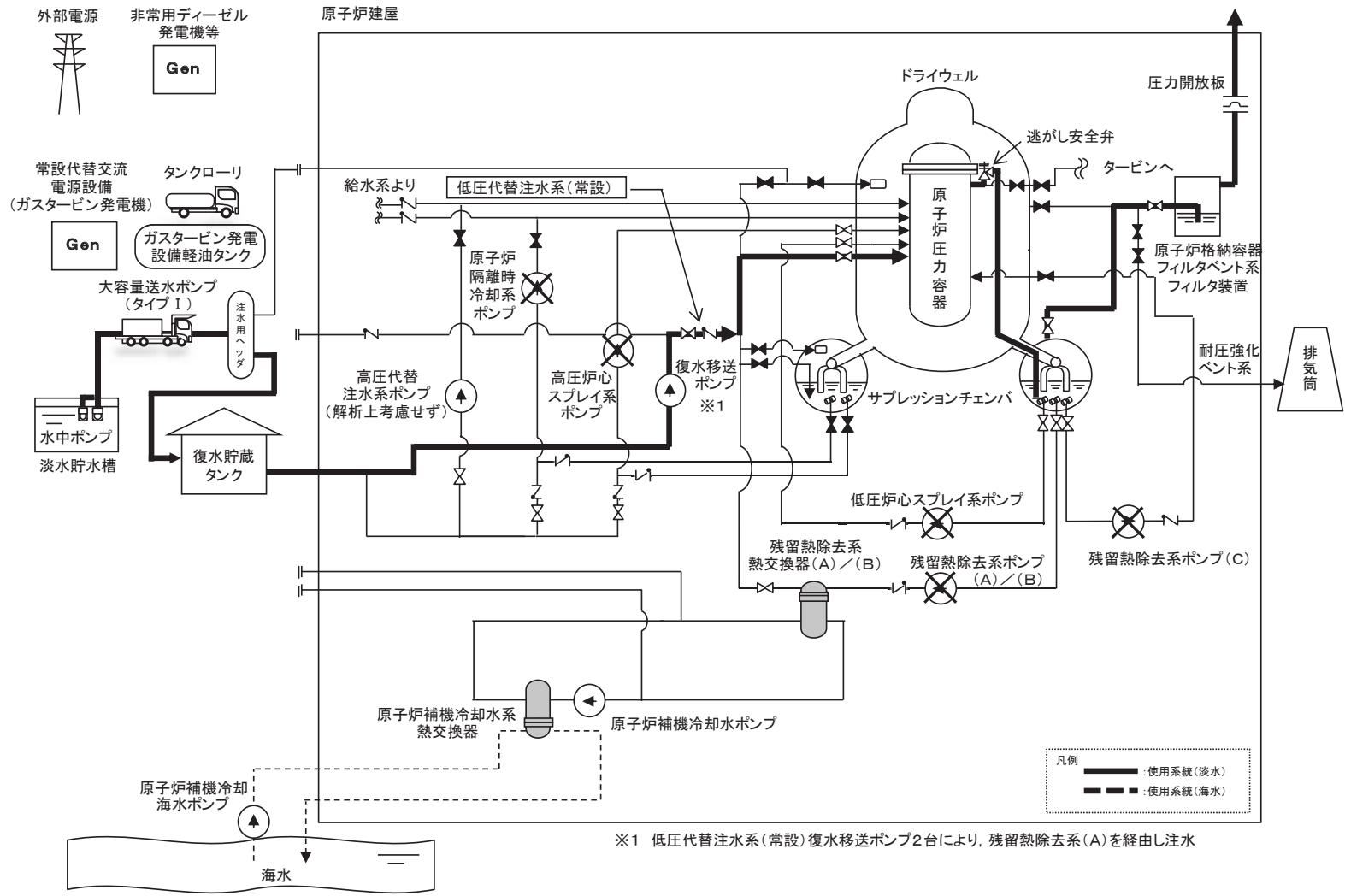
事象発生から 25 分後に手動操作により逃がし安全弁 6 個を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する。

崩壊熱除去機能が喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、事象発生から約40時間経過した時点で、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m）に到達し格納容器スプレイを停止すると、事象発生から約45時間経過した時点で最高使用圧力427kPa[gage]（1Pd）に達することから、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。格納容器ベント開始後は、格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

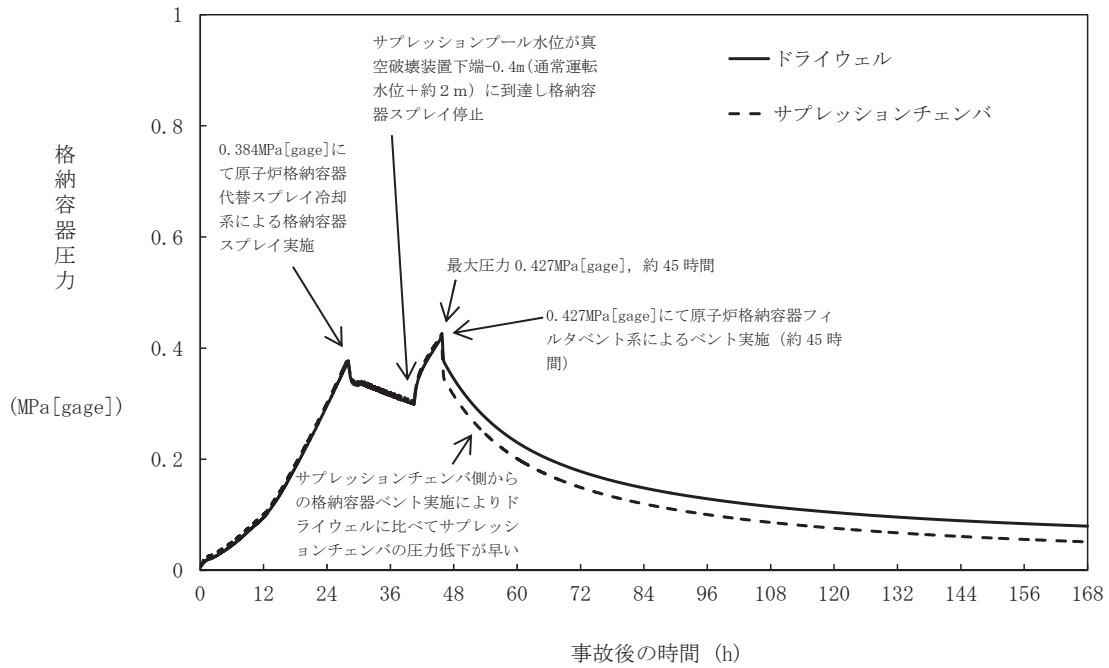
対応手順の概要を第4.2.1-1図に、系統概要図を第4.2.1-2図に示す。また、格納容器の圧力、温度の推移をそれぞれ第4.2.1-3図及び第4.2.1-4図に示す。



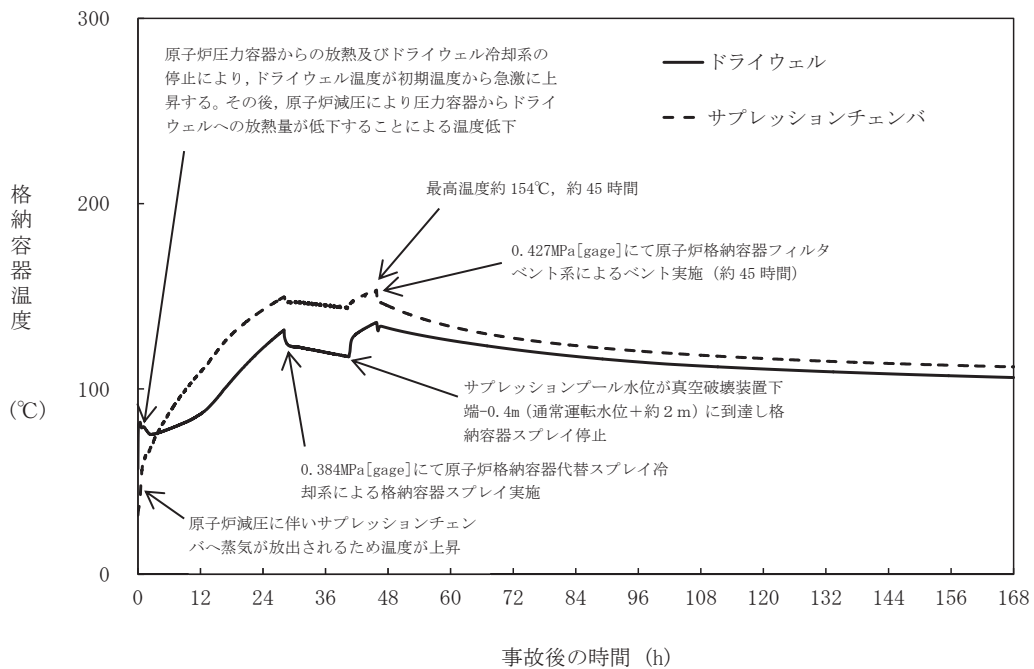
第4.2.1-1図 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における
対応手順の概要



第 4.2.1-2 図 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における系統概要図



第 4.2.1-3 図 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における格納容器圧力の推移



第 4.2.1-4 図 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」時における格納容器温度の推移

4.2.2 格納容器破損防止シーケンスにおける運用方法

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。

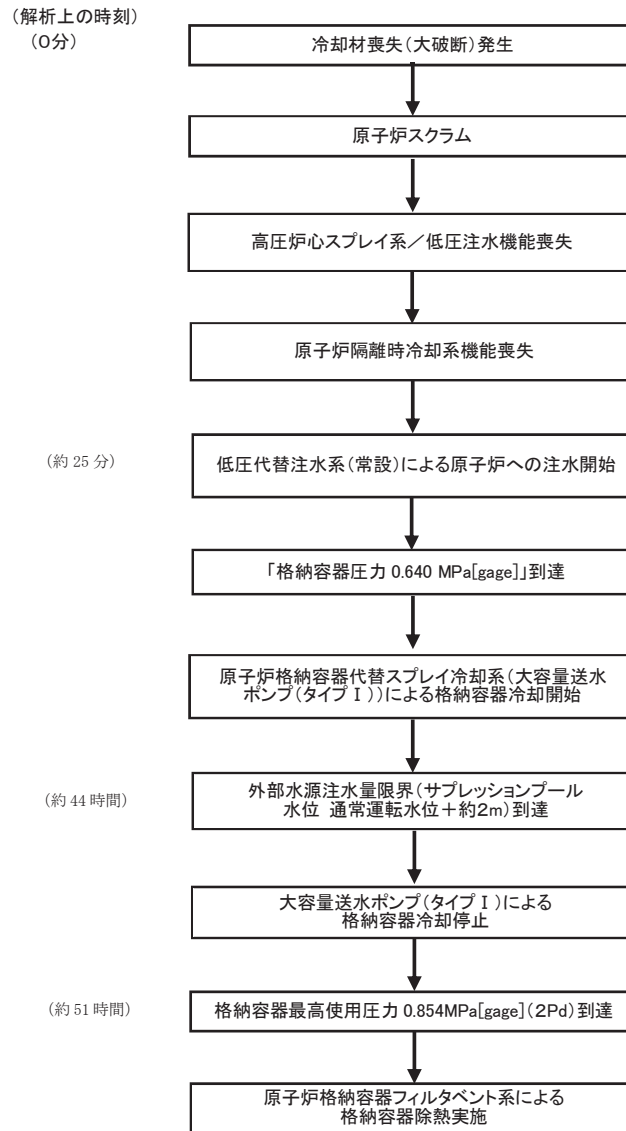
格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時においては、事象進展が早く、炉心損傷を生じるものの、原子炉圧力容器破損には至らず格納容器破損の防止を図ることができる。

事象発生後、急速な原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(727℃)に到達し、炉心損傷が開始するが、事象発生から25分経過した時点で、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水を開始する。

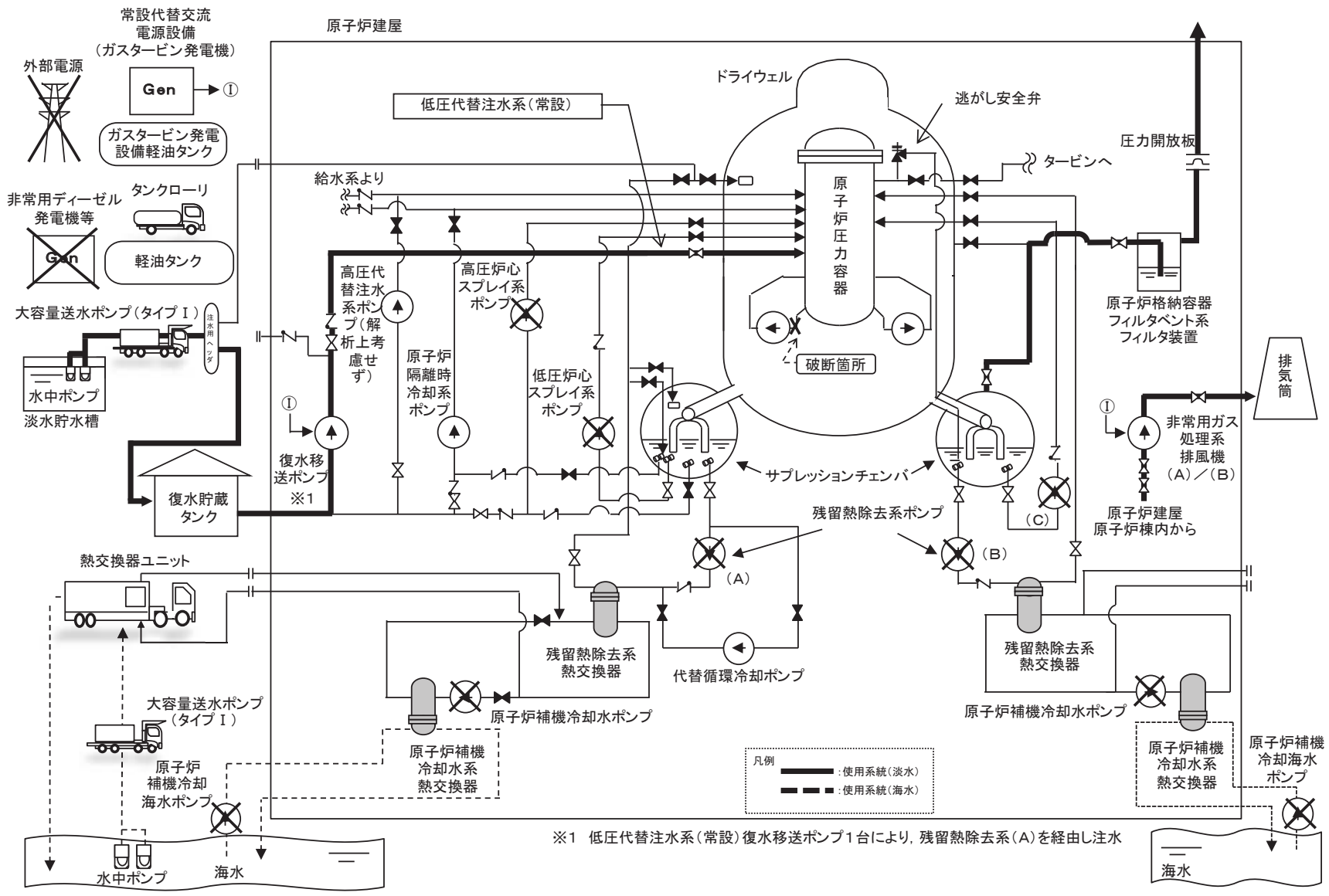
格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、事象発生から約44時間経過した時点で、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m）に到達しスプレイを停止すると、事象発生から約51時間経過した時点で限界圧力854kPa[gage]（2Pd）に達する。

限界圧力到達時点で、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント後は格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

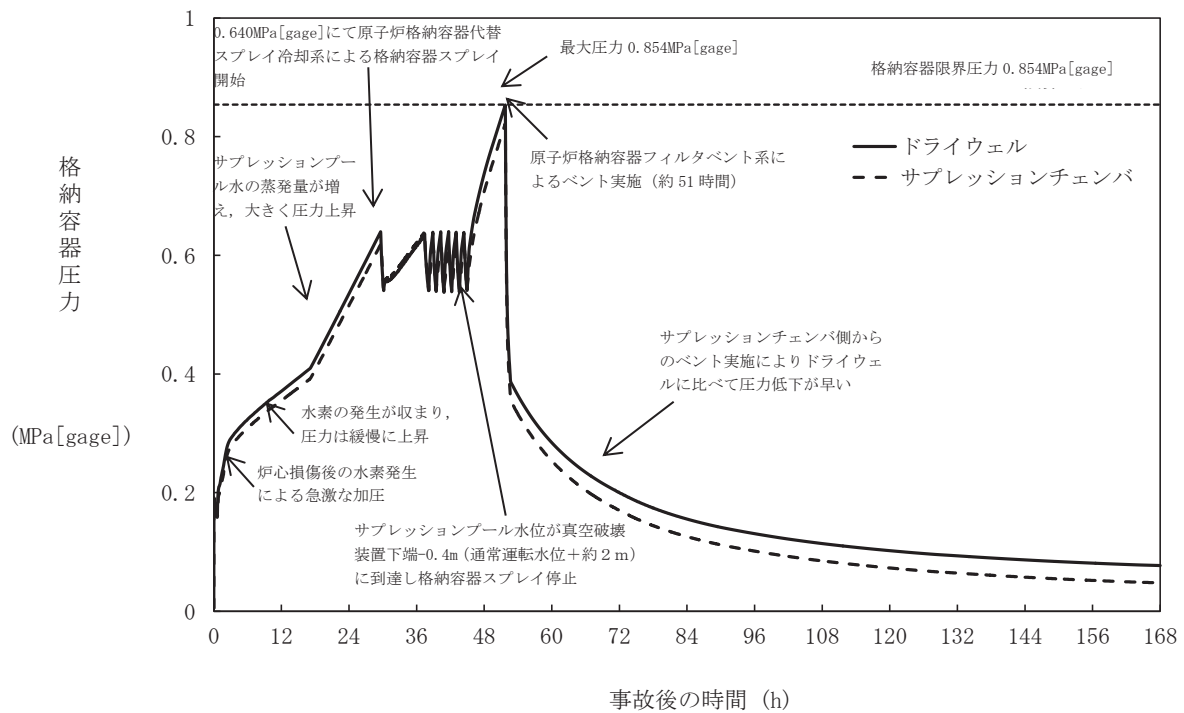
対応手順の概要を第4.2.2-1図に、系統概要図を第4.2.2-2図に示す。また、格納容器の圧力、温度の推移をそれぞれ第4.2.2-3図及び第4.2.2-4図に示す。



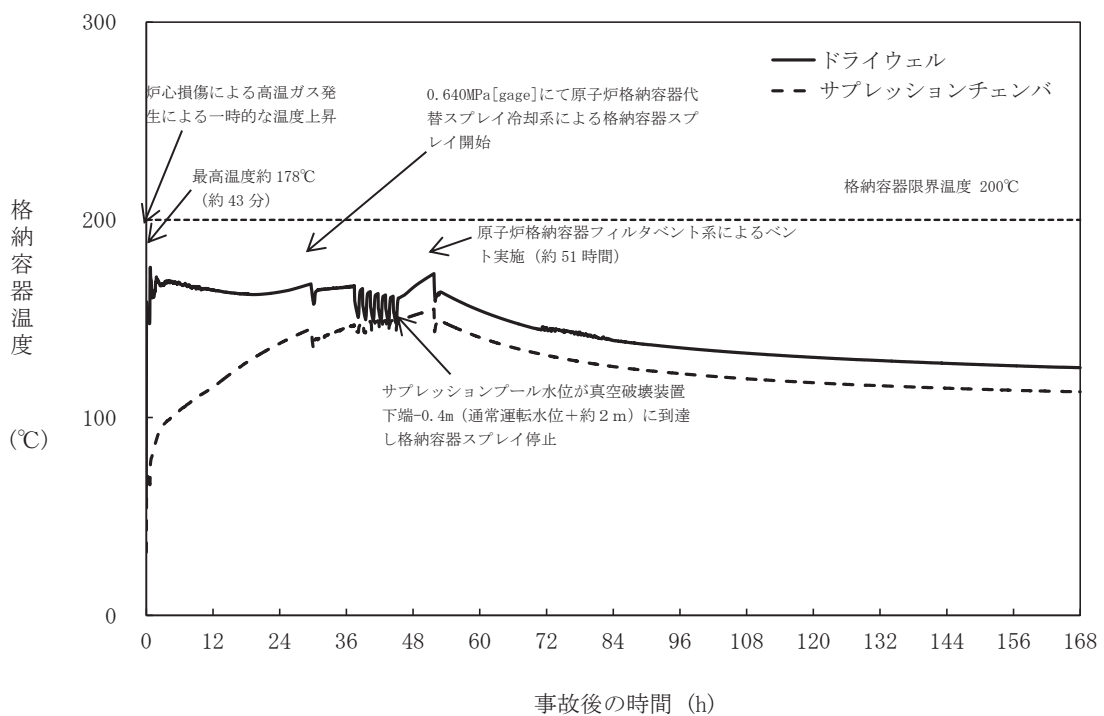
第 4.2.2-1 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における対応手順概要



第 4.2.2-2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における系統概要図



第 4. 2. 2-3 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時における格納容器圧力の推移



第 4. 2. 2-4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時における格納容器温度の推移

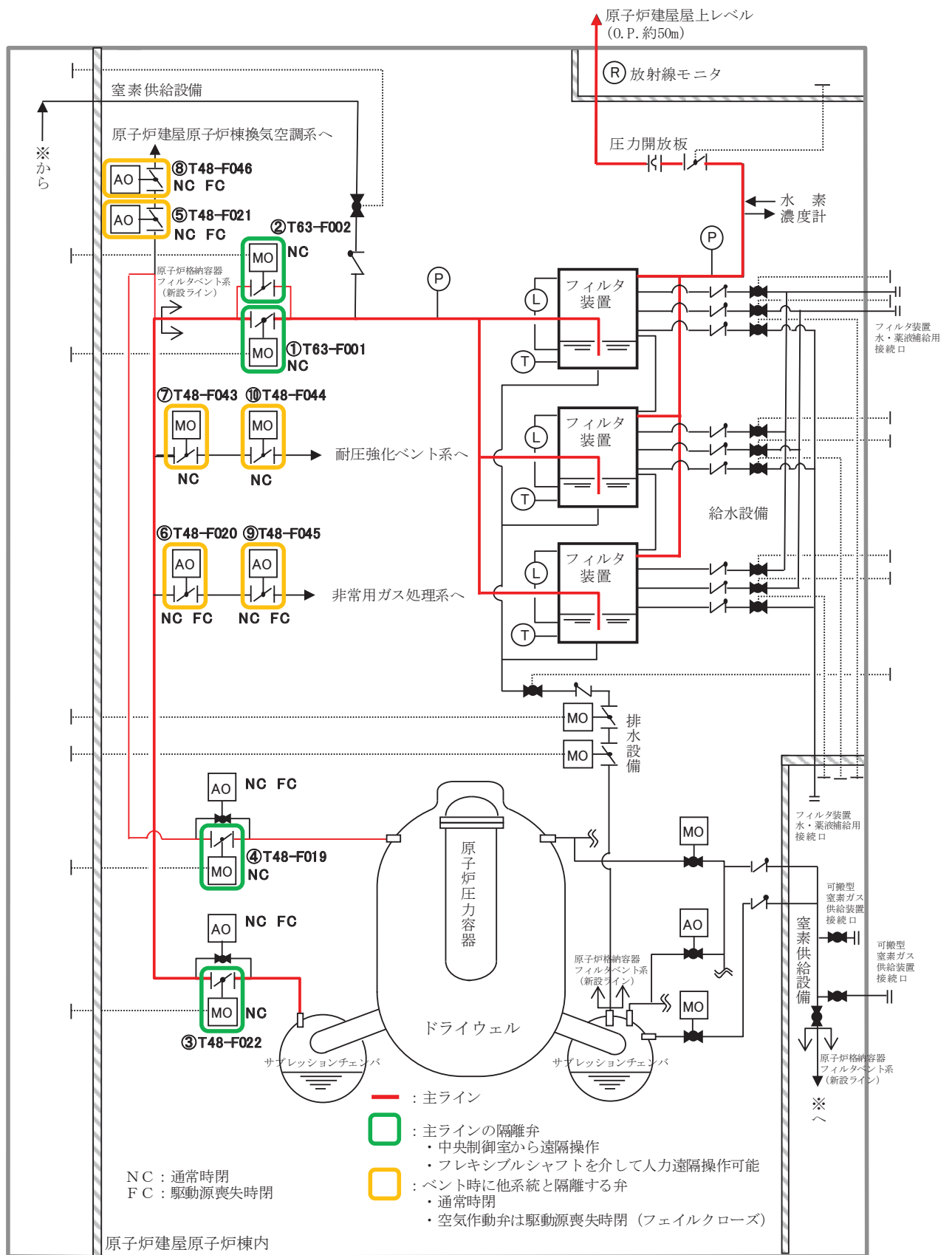
4.3 操作手順の概要（別紙 19 5 項，別紙 20，別紙 21，別紙 22）

ベントガスは，サブプレッションチェンバからフィルタ装置を経由して放出する。これにより，フィルタ装置における放射性物質の低減効果に加えサブプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待している。

また，サブプレッションチェンバからのベントラインが使用できない状況においては，ドライウェルからフィルタ装置を経由してベントガスを放出する。

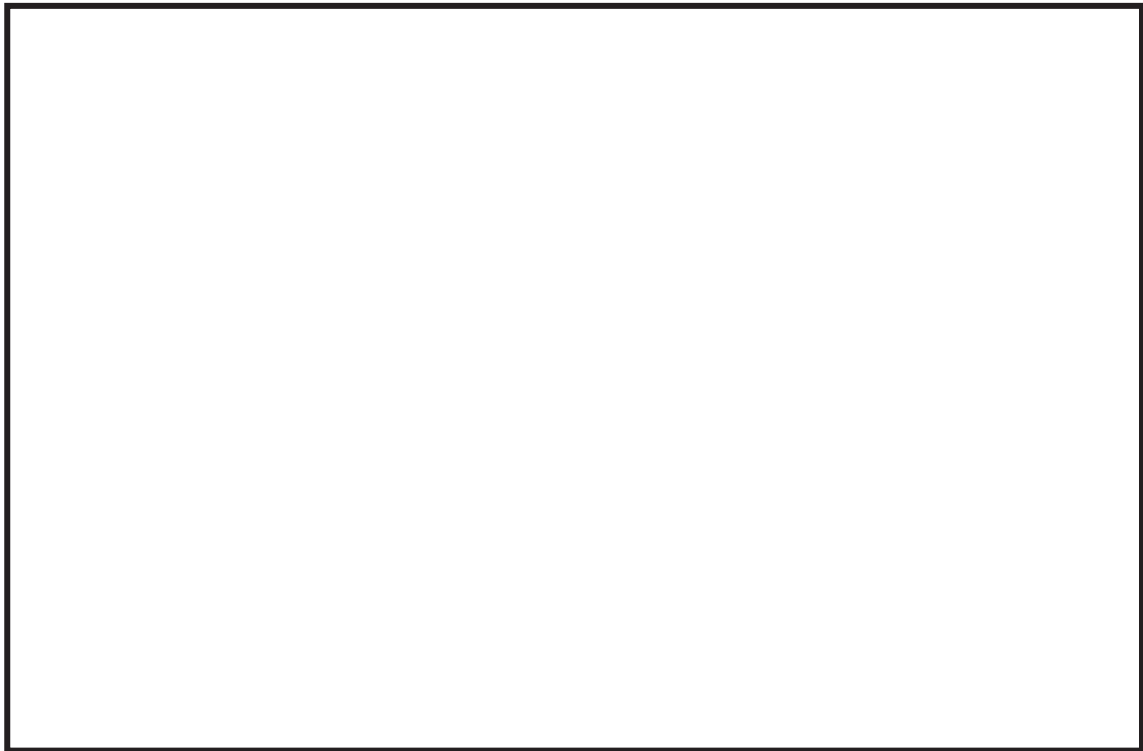
ベントガスの放出経路を第 4.3-1 図に，また，中央制御室での操作場所を第 4.3-2 図に示す。

以下，操作手順の概要を示す。これら操作手順については，運転手順書へ記載する。



原子炉建屋

第 4.3-1 図 ベントガスの放出経路



第 4.3-2 図 原子炉格納容器フィルタベント系 中央制御室操作場所

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系のベント準備及び実施の判断基準

ベント準備の判断基準を第 4.3-1 表に、ベント実施の判断基準を第 4.3-2 表に示す。

第 4.3-1 表 ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	[ベント準備 1 ^{※1}] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2 ^{※1}] 格納容器圧力 384kPa[gage] ^{※2} (0.9Pd)到達
炉心損傷判断後 ^{※3}	[ベント準備 1 ^{※1}] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2 ^{※1}] ・格納容器圧力 640kPa[gage] ^{※2} (1.5Pd)到達 ・原子炉建屋内水素濃度 2.0%到達

※1：ベント準備 1 及びベント準備 2 の詳細な作業内容については第 4.3-4 表に記載

※2：確認不能の場合は、格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定
(飽和温度：約 150°C (0.9Pd 相当)，約 167°C (1.5Pd 相当))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

※3: 格納容器内雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が各種事故(原子炉冷却材喪失)相当の10倍を超えて判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては、原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で判断。

第 4.3-2 表 ベント実施の判断基準

炉心状態	ベント実施判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) 到達
炉心損傷判断後	外部水源注水量限界 (サブプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」) 到達
	格納容器代替スプレイに失敗した場合 (1.5Pd 以下維持不可)
	原子炉建屋内水素濃度 2.3%到達

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系の運用

a. 系統待機時の確認パラメータ

原子炉格納容器フィルタベント系の待機状態においては、第 4.3-3 表のパラメータを中央制御室及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-3 表 原子炉格納容器フィルタベント系待機状態確認パラメータ

確認項目	確認目的
フィルタ装置水位	所定の性能が発揮できるよう、フィルタ装置内の水位が確保されていることを確認する。
フィルタ装置入口圧力	圧力を確認することにより、不活性状態が維持されていることを確認する。
フィルタ装置出口圧力	

b. ベント準備

(a) ベント準備判断

ベント準備判断は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、第 4.3-1 表に示すベント準備判断基準により行う。

(b) ベント準備事項

ベント準備判断により、第 4.3-4 表に示すベント準備を行う。

第 4.3-4 表 ベント準備事項及び作業内容

区分	ベント準備事項	作業内容	ベント実施後に 繰り延べ可能な作業
ベント 準備 1	可搬型窒素ガス供給 装置※4の準備	ベント停止操作にあたり、格納容器及び原子炉 格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活 性化を行うことを目的に、可搬型窒素ガス供給 装置を準備する。	○
ベント 準備 2	ベント実施に必要な隔離 弁の健全性確認	中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁操 作が可能であることを確認するため、電源が供 給されていることを弁状態表示により確認す る。(第 4.3-1 図①～④)	—
	他系統との隔離	ベント操作前に、中央制御室にて他系統(原子 炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系 及び耐圧強化ベント系)と隔離する弁が全閉と なっていることを確認する。(第 4.3-1 図⑤～ ⑩)	—
	「FCVS ベントライン隔 離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始で きるよう、ベントを行うために開操作が必要な 隔離弁 2 弁のうち、「FCVS ベントライン隔離弁」 を開操作する。(第 4.3-1 図①又は②)	—

※4：可搬型窒素ガス供給装置の準備は、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び原子炉補機代替冷却水系の設置完了後に実施する

(c) ベント準備作業の考え方

a) ベント準備 1

ベント準備 1 は可搬型窒素ガス供給装置の準備時間を考慮し、残留熱除去系による除熱機能喪失により準備作業を開始する。これはベントを停止する際に格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内の掃気及び不活性化を行う必要があることから、ベント実施判断を行う外部水源注水量限界到達前までに可搬型窒素ガス供給装置の設置作業を完了させるためである。

なお、格納容器からの異常漏えいを検知した場合等、速やかにベントを実施する必要が生じた際には、ベント実施を優先し、ベント準備 1 はプルーム通過後に行う。

原子炉格納容器フィルタベント系に関連する可搬型設備については可搬型窒素ガス供給装置のほか、フィルタ装置への水補給に使用する大容量送水ポ

ンプ（タイプ I）及びフィルタ装置への薬液補給に使用する薬液補給装置がある。これら可搬型設備の準備の考え方については以下のとおりである。

- ・ 大容量送水ポンプ（タイプ I）（フィルタ装置への水補給）

フィルタ装置への水補給が必要となるのは、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においても事象発生後 7 日後以降であり、時間余裕があることから大容量送水ポンプ（タイプ I）は、ベント開始前に準備する必要はない。

なお、フィルタ装置への水補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等と兼用のため、他用途のために準備されている場合がある。

- ・ 薬液補給装置（フィルタ装置への薬液補給）

フィルタ装置への薬液補給は、フィルタ装置への水補給と同時に実施することとしており、フィルタ装置への水補給準備と同様に時間余裕があることからベント開始前に準備する必要はない。

b) ベント準備 2

ベント準備 2 は格納容器圧力が 640kPa[gage] (1.5Pd)（炉心損傷前においては 384kPa[gage] (0.9Pd)）に到達した時点で開始する。これは、ベント実施判断を行うタイミング（炉心損傷前：格納容器圧力 427kPa[gage] 到達，炉心損傷後：サブプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」到達）までにベント準備を完了させるためである。

c. ベント実施

(a) ベント実施判断

ベント実施判断は、第 4.3-2 表に示すベント実施判断基準により行い、ベント実施判断後、炉心損傷前は格納容器圧力が 427kPa[gage] (1Pd) 到達時点

でベント操作を開始し、炉心損傷後においては格納容器圧力が 854kPa [gage] (2Pd) に到達するまでにベント操作を完了する。

なお、炉心損傷後においては、プルーム通過に備えた作業を実施し、ベントを開始する。

(b) ベント操作

FCVS ベントライン隔離弁の開操作については、ベント準備作業として操作完了していることから、ベント操作は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を開操作し、ベントを開始する。

この操作順序は、ベント開始までの間、格納容器内の放射性物質を含むガスを閉じ込める範囲が拡大することを防止し、ベント開始直前まで格納容器内にガスを閉じ込めておくことを目的としている。

具体的な弁の操作順序を以下に示す。

【操作対象弁（サブプレッションチェンバからのベント時）】

- i. FCVS ベントライン隔離弁（第 4.3-1 図 ①又は②）
（ベント準備作業として開操作完了）

- ii. S/C ベント用出口隔離弁（第 4.3-1 図 ③）

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時）】

- i. FCVS ベントライン隔離弁（第 4.3-1 図 ①又は②）
（ベント準備作業として開操作完了）

- ii. D/W ベント用出口隔離弁（第 4.3-1 図 ④）

(c) ベント開始時の確認パラメータ

ベントが開始されたことを、第 4.3-5 表のパラメータを中央制御室及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-5 表 ベント開始時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の低下により，ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置入口圧力	指示値の変動により，ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置出口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

(d) ベント放出経路の優先順位

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは，フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加えサブプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果を期待し，サブプレッションチェンバ側からのベントを基本とする。

万一，サブプレッションチェンバ側からのベント開始を確認できない場合は，サブプレッションチェンバ側からのベント機能喪失を判断後，ドライウエル側からのベントを実施する。この際，サブプレッションチェンバ側の隔離操作よりもドライウエル側からのベント開始を優先し，格納容器除熱機能の確保を図る。

なお，炉心損傷前のベントに限り，原子炉格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベント系によるベントを実施する。

(e) ベント実施判断の考え方

炉心損傷前は，格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage] (1Pd) に到達した時点でベント実施を判断する。これは格納容器代替スプレイによる格納容器冷却操作とともに，格納容器除熱機能の復旧時間及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷と判断した場合には，外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位「通常運転水位＋約 2m」）に到達した時点でベント実施を判断する。これは人力による隔離弁の操作やプルーム通過に備えた作業を考慮しても，格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了することを目

的としている。また、炉心損傷後は格納容器内に放出された希ガスの減衰のため、できる限り格納容器内に保持することを基本としており、この間、代替設備による除熱、故障設備の復旧に努めるが、格納容器限界圧力 854kPa [gage] (2Pd) に到達するような状況においては、格納容器の破損により公衆及び環境への影響が過大にならないことを目的としてベントを実施する。

なお、ベント実施判断は発電所対策本部長が行う。

格納容器からの異常な漏えいが確認された場合及び格納容器スプレイに失敗した場合のベント実施の考え方を以下に示す。

i 格納容器からの異常な漏えいが確認された場合

炉心損傷後のベントにおいては、格納容器圧力 854kPa [gage] (2Pd) 到達前であっても、格納容器から原子炉建屋への異常漏えいの徴候が見られた場合には、原子炉建屋の水素爆発防止を目的としてベント実施を判断する。

なお、格納容器からの異常漏えいは、原子炉建屋内水素濃度により判断する。

ii 格納容器代替スプレイに失敗した場合のベント

格納容器代替スプレイは、格納容器圧力が 640kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で開始する。万一、格納容器代替スプレイに失敗した場合は、人力によるベント操作を考慮しても、格納容器限界圧力 2Pd 到達までにベントを実施できるよう、速やかにベント実施を判断する。

d. ベント継続中の対応

(a) ベント継続時の確認パラメータ

ベント継続時は、第 4.3-6 表のパラメータを中央制御室、中央制御室待避所及び緊急時対策所にて確認する。

第 4.3-6 表 ベント継続時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の変動を監視し、ベントの継続状況を確認する。
格納容器温度	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口圧力	
格納容器内雰囲気放射線モニタ	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。また、蒸発による水位低下時には、水の補給を行う。

(b) ベント継続の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは、最終ヒートシンクへの熱輸送として行うため、格納容器除熱機能等が復旧するまで継続する。

また、ベント継続中においては、格納容器の負圧破損防止の観点から、格納容器スプレイ操作は実施しないものとする。

(c) ベント継続中の作業

フィルタ装置内で捕集した放射性物質の放熱により、フィルタ装置水位が「 mm (通常水位)」を下回り「 mm (許容最小水量)」に到達する前に、水及び薬液を外部接続口からフィルタ装置へ補給する。

なお、ベント継続中のフィルタ装置への水補給作業については、ベント開始後 7 日間は不要であり、以降、適宜補給を実施することとしている。また、水補給作業に合わせて薬液補給を行うこととしている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

e. ベント停止

(a) ベント停止時の確認パラメータ

ベント停止時は、第 4.3-7 表のパラメータ等により、ベント停止が可能であることを中央制御室及び緊急時対策所にて確認し、ベントを停止する。

第 4.3-7 表 ベント停止時確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	設備の復旧状況及び各指示値により、ベント停止の可否を確認する。
格納容器温度	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置出口水素濃度	

(b) ベント停止の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施することで、格納容器温度及び圧力が低下し始めるが、下記の条件を満足することにより、格納容器からの除熱を長期にわたり維持することが可能^{※5}となった場合、ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

なお、ベント停止判断は発電所対策本部長が行う。

- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能確保^{※6}
- ・ 格納容器内の水素・酸素濃度を監視可能
- ・ 格納容器の負圧破損防止及び水素・酸素濃度の上昇抑制を目的とした格納容器内への窒素封入
- ・ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧

なお、ベント停止前には、第 4.3-3 図に示すとおり、可搬型窒素ガス供給装置により格納容器に窒素を供給し、原子炉格納容器フィルタベント系から放出することにより格納容器内の水素及び水蒸気を掃気し、不活性化する。(第 4.3-3 図 ①～③)

- ※5 「格納容器からの除熱を長期にわたり維持することが可能」とは、格納容器ベント停止後の崩壊熱が除去可能であることにより確認する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を用いた残留熱除去系による格納容器除熱は設計基準事故対処設備として使用する。原子炉補機代替冷却水系で使用する熱交換器ユニットの設計熱交換量は約 20MW であり、これは約 24 時間後の格納容器の除熱効果が確認されている熱交換量である。有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」では、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による事象発生約 24 時間後からの格納容器除熱効果を示している。また、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合」では、代替循環冷却系を用いた事象発生約 24 時間後からの格納容器除熱効果を示している。
- ※6 「格納容器除熱機能確保」とは、残留熱除去系の場合は残留熱除去系ポンプを起動し系統流量が確保されること及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系を用いて残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。代替循環冷却系の場合は代替循環冷却系ポンプを起動し、原子炉への注水等により系統流量が確保されること及び原子炉補機代替冷却水系を用いて代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器に冷却水が供給されていることにより判断する。

(c) ベント停止操作

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの停止操作は、格納容器除熱機能が 1 系統のみ使用可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作又は原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて「全閉」する。（第 4.3-1 図 ③又は④）

S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を「全閉」した後も継続して可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系の掃気を行う。（第 4.3-3 図 ④, ⑤）

【操作対象弁（サプレッションチェンバからのベント時）】

- ・ S/C ベント用出口隔離弁 （第 4.3-1 図 ③）

【操作対象弁（ドライウェルからのベント時）】

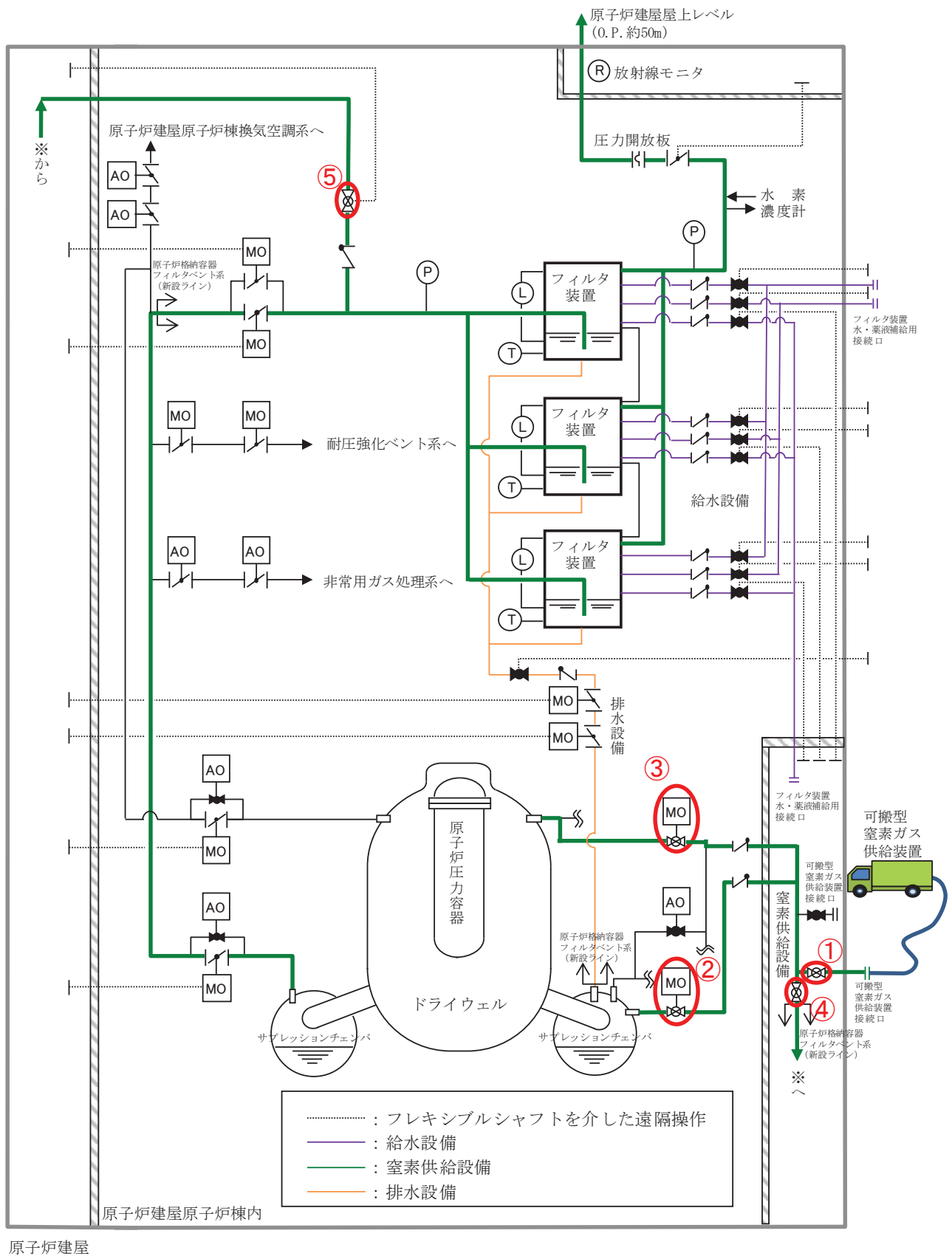
- ・ D/W ベント用出口隔離弁 （第 4.3-1 図 ④）

以降、格納容器除熱機能が更に 1 系統使用可能となり、より安定的な状態になった場合には、FCVS ベントライン隔離弁を中央制御室からの遠隔操作又は原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて「全閉」する。(第 4.3-1 図 ①又は②)

FCVS ベントライン隔離弁を「全閉」した後も継続して可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系の掃気を行う。(第 4.3-3 図 ④, ⑤)

【操作対象弁】

- ・ FCVS ベントライン隔離弁 (第 4.3-1 図 ①又は②)



第 4.3-3 図 窒素供給の系統概要図

f. ベント停止後の対応

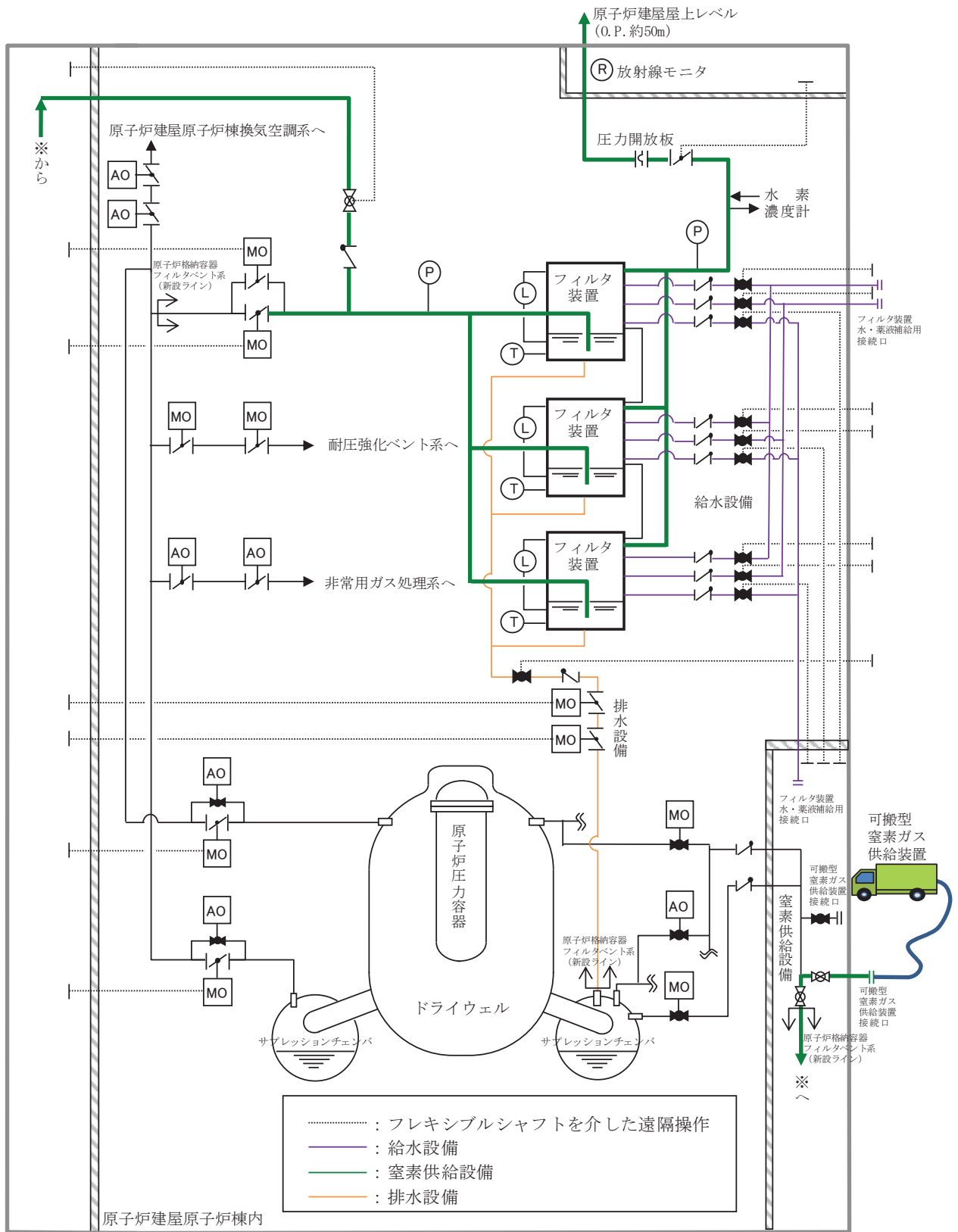
ベント停止後は、第 4.3-4 図に示すとおり、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系へ窒素を供給し、フィルタ装置内で水の放射線分解によって発生する水素を掃気することにより系統内の水素濃度を可燃限界未満に維持する。

系統内に窒素を連続的に供給することで、フィルタ装置出口側への流れが形成されるため、フィルタ装置の上流配管、フィルタ装置内及びフィルタ装置出口側の水素が滞留することはない、スクラバ水の放射線分解により発生した水素も放出口から掃気される。

なお、ベント停止後は、第 4.3-8 表のパラメータを確認する。

第 4.3-8 表 ベント停止後確認パラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	ベント停止後の格納容器パラメータに異常がないことを確認する。
格納容器温度	
格納容器内水素濃度	
格納容器内酸素濃度	
フィルタ装置入口圧力	系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口圧力	
フィルタ装置水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。また、蒸発による水位低下時には、水の補給の必要性の判断を行う。
フィルタ装置出口水素濃度	系統内での水素の発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口放射線モニタ	指示値が安定していることを監視する。



原子炉建屋

第 4.3-4 図 ベント停止後の窒素供給の系統概要図

4.4 現場における隔離弁等の操作（別紙 28）

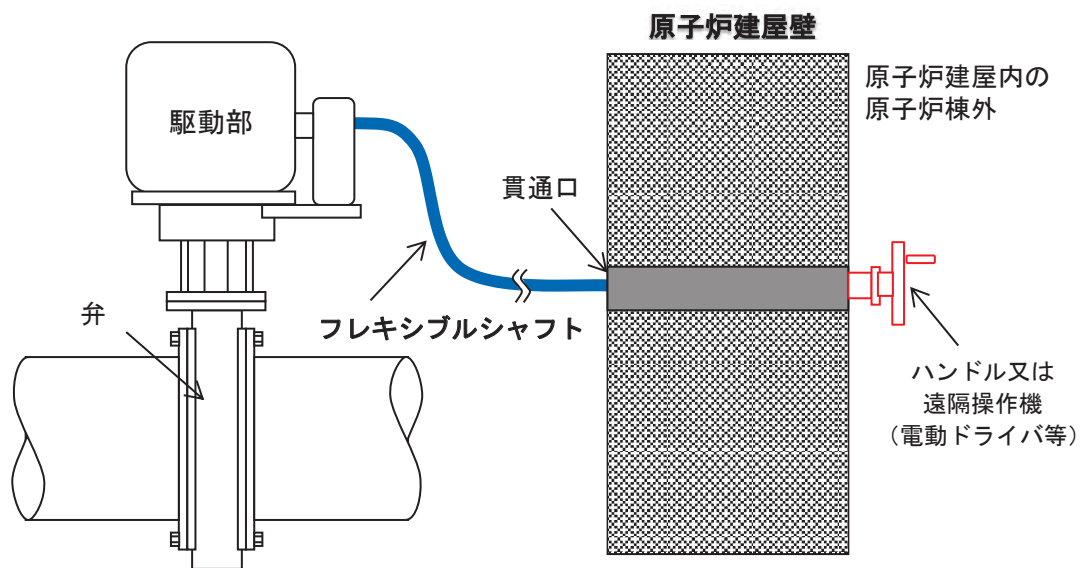
ベントに関連する現場操作の概要を以下に示す。

4.4.1 隔離弁手動操作

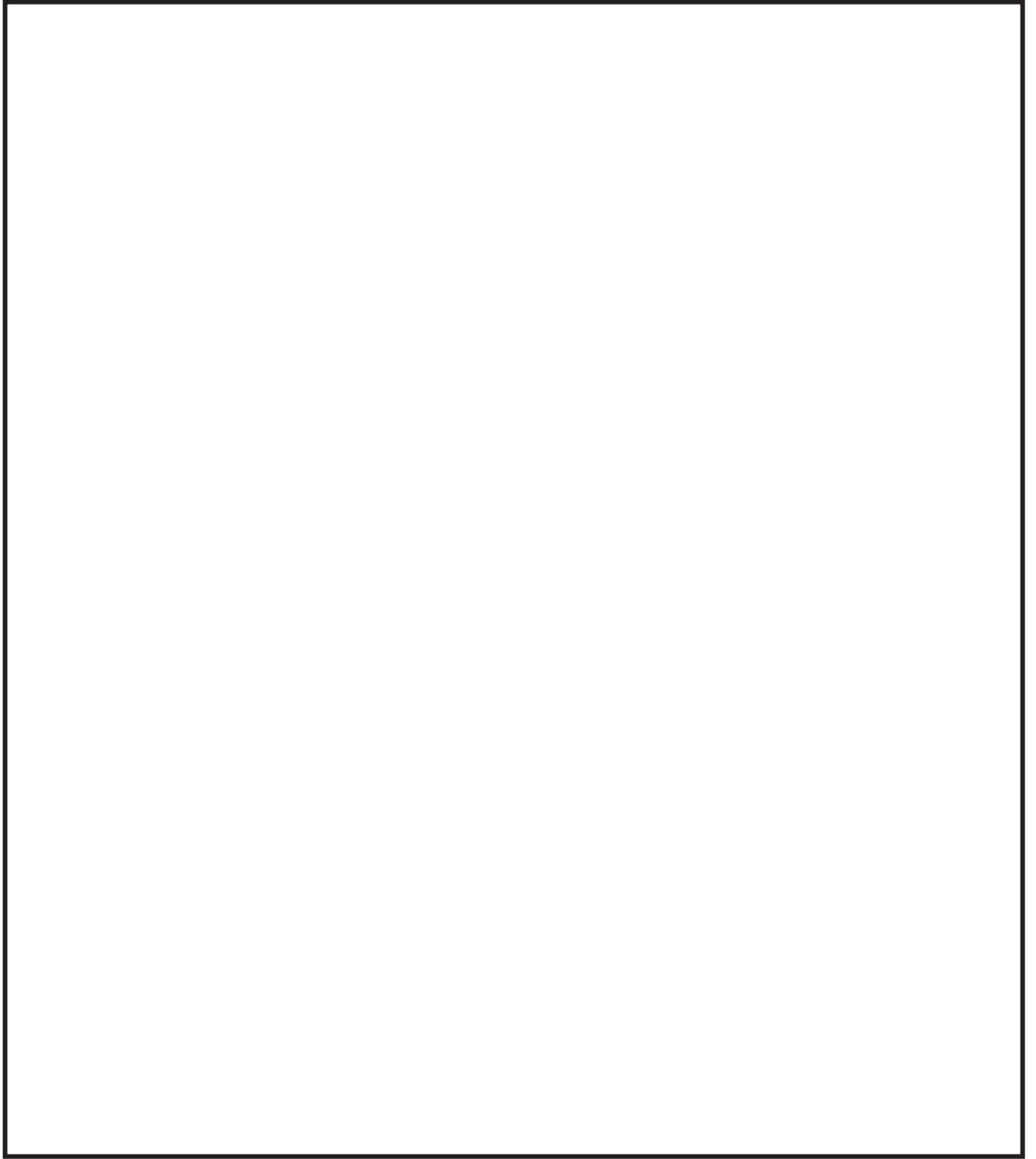
ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作する。万一、全ての電源が喪失し、ベントに必要な弁の操作が中央制御室からできない場合には、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて弁を操作する。遠隔手動弁操作設備の模式図を第 4.4.1-1 図に示す。

また、第 4.3-1 図に示すベントガスの放出経路に設置する隔離弁について、S/C 用出口隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.1-2 図に、D/W 用出口隔離弁及び FCVS ベントライン隔離弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.1-3 図に示す（別紙 19 1 項、2 項）。

炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、ベント実施時に操作する隔離弁のうち、操作することでベント開始となる格納容器側隔離弁（S/C 用出口隔離弁及び D/W 用出口隔離弁）の遠隔手動操作場所については、放射線防護対策として遮蔽を設置する設計とする。

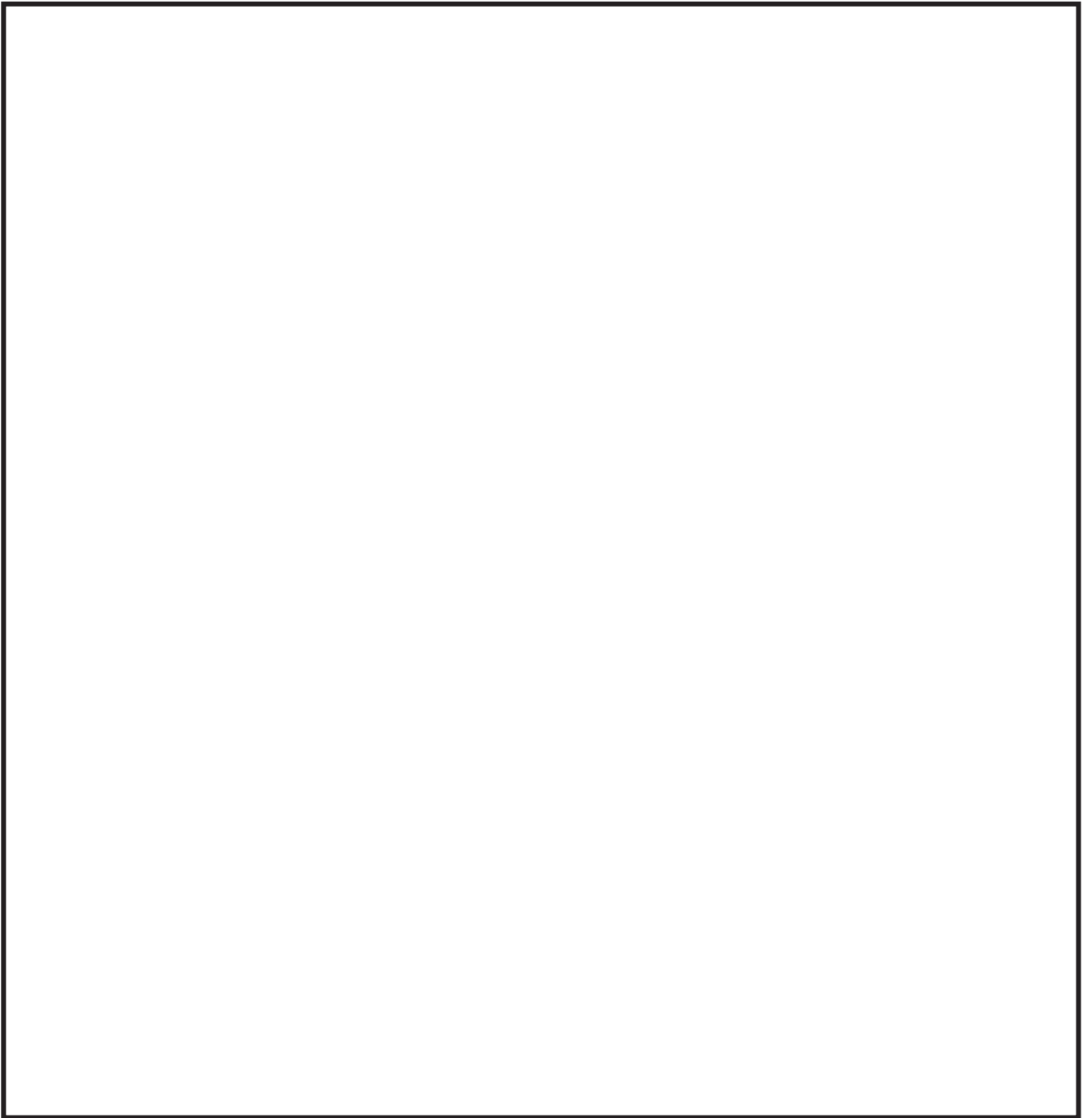


第 4.4.1-1 図 遠隔手動弁操作設備の模式図



第 4.4.1-2 図 S/C ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 4.4.1-3 図 D/W ベント用出口隔離弁及び FCVS ベントライン隔離弁 遠隔手動操作
場所

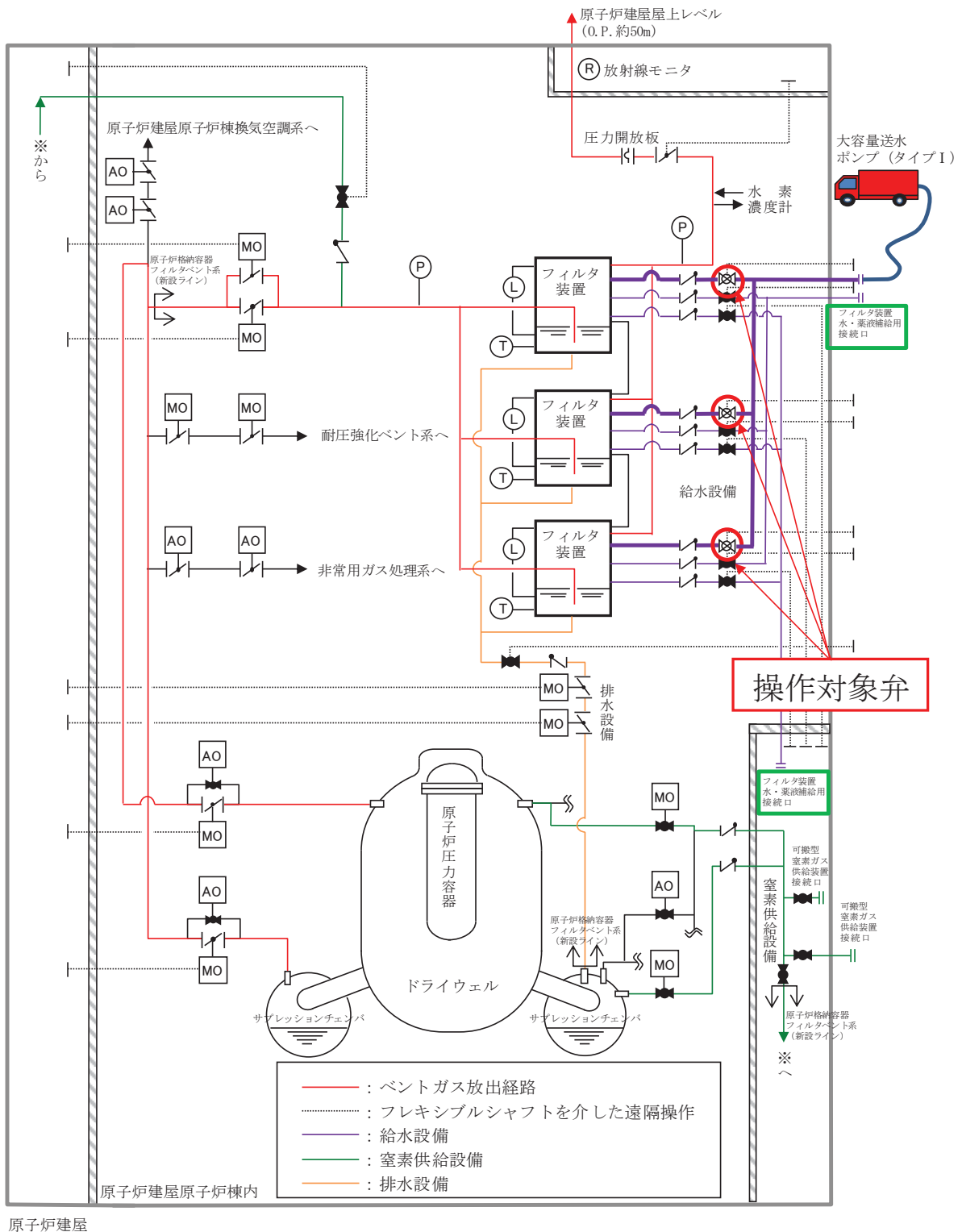
4.4.2 フィルタ装置への水等の補給

屋外又は原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する接続口に大容量送水ポンプ（タイプ I）を接続し、フィルタ装置内に水を補給する。水の補給に使用する配管に設置する弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて操作を行う。

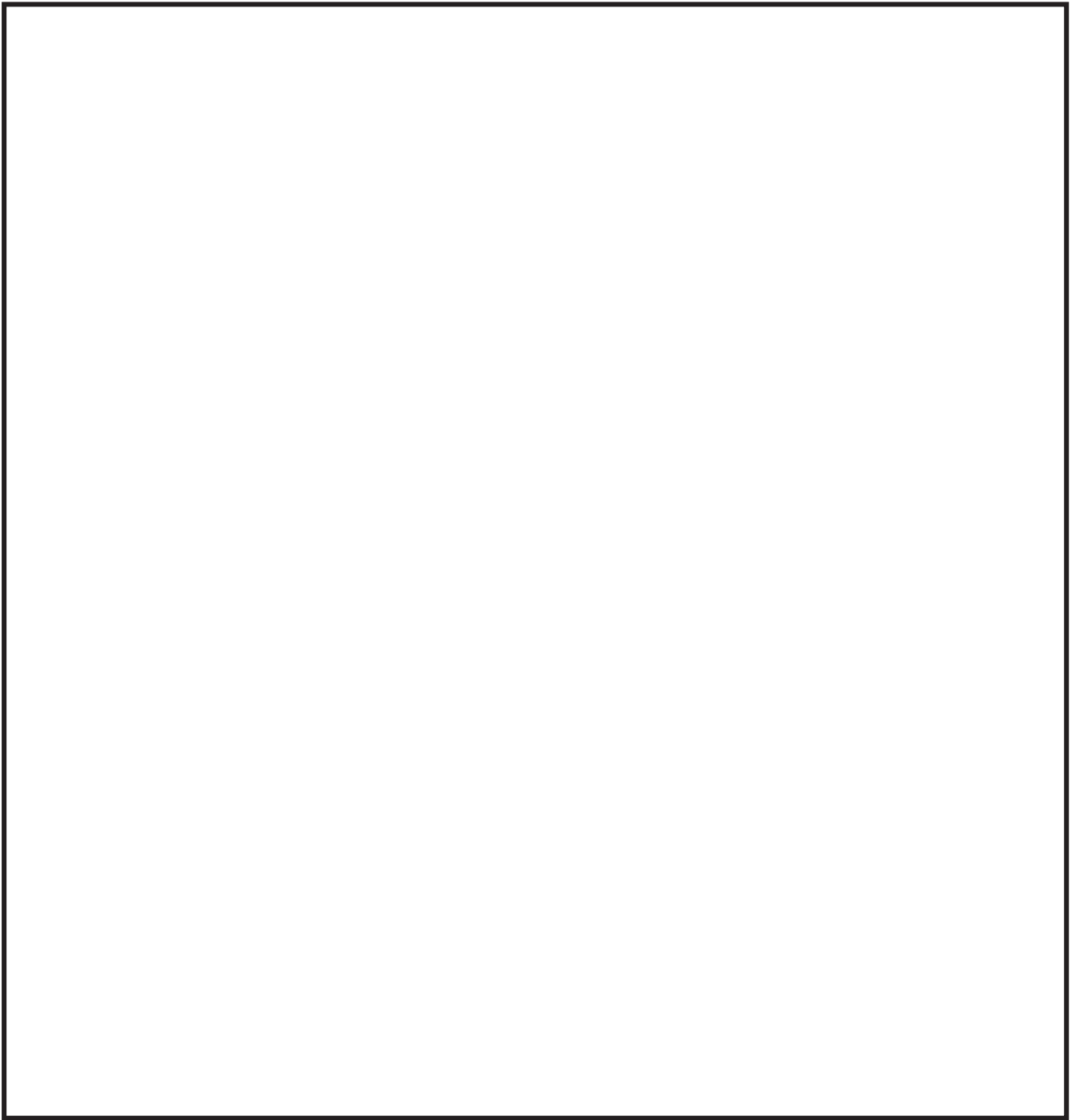
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

なお、フィルタ装置に薬液を補給する場合は、薬液補給装置を接続し、フィルタ装置内に薬液を補給する。

給水時の系統概要図を第 4.4.2-1 図に、フィルタ装置水・薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.2-2 図に示す。



第 4.4.2-1 図 給水時の系統概要図



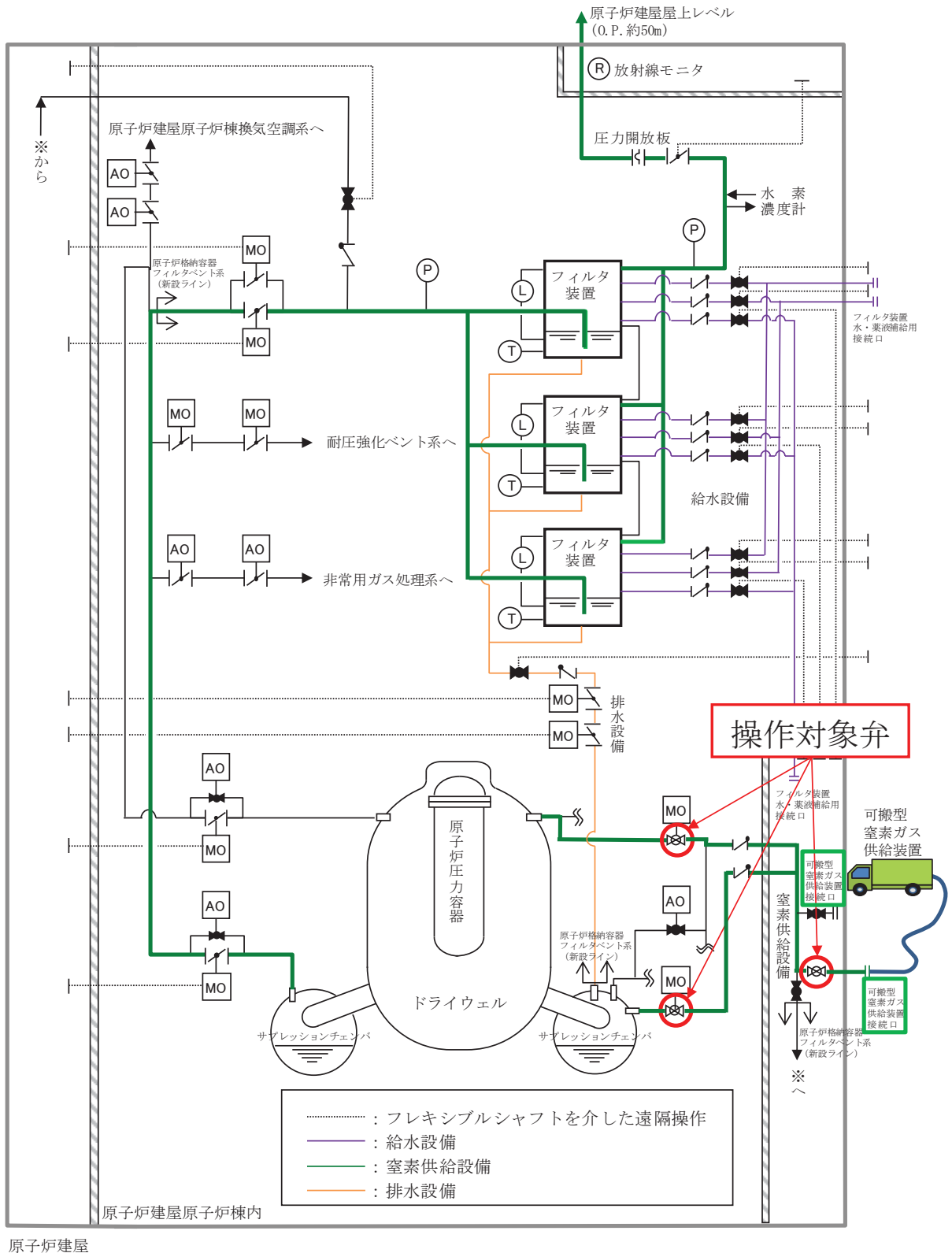
第 4. 4. 2-2 図 フィルタ装置水・薬液補給用接続口及び弁の遠隔手動操作場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

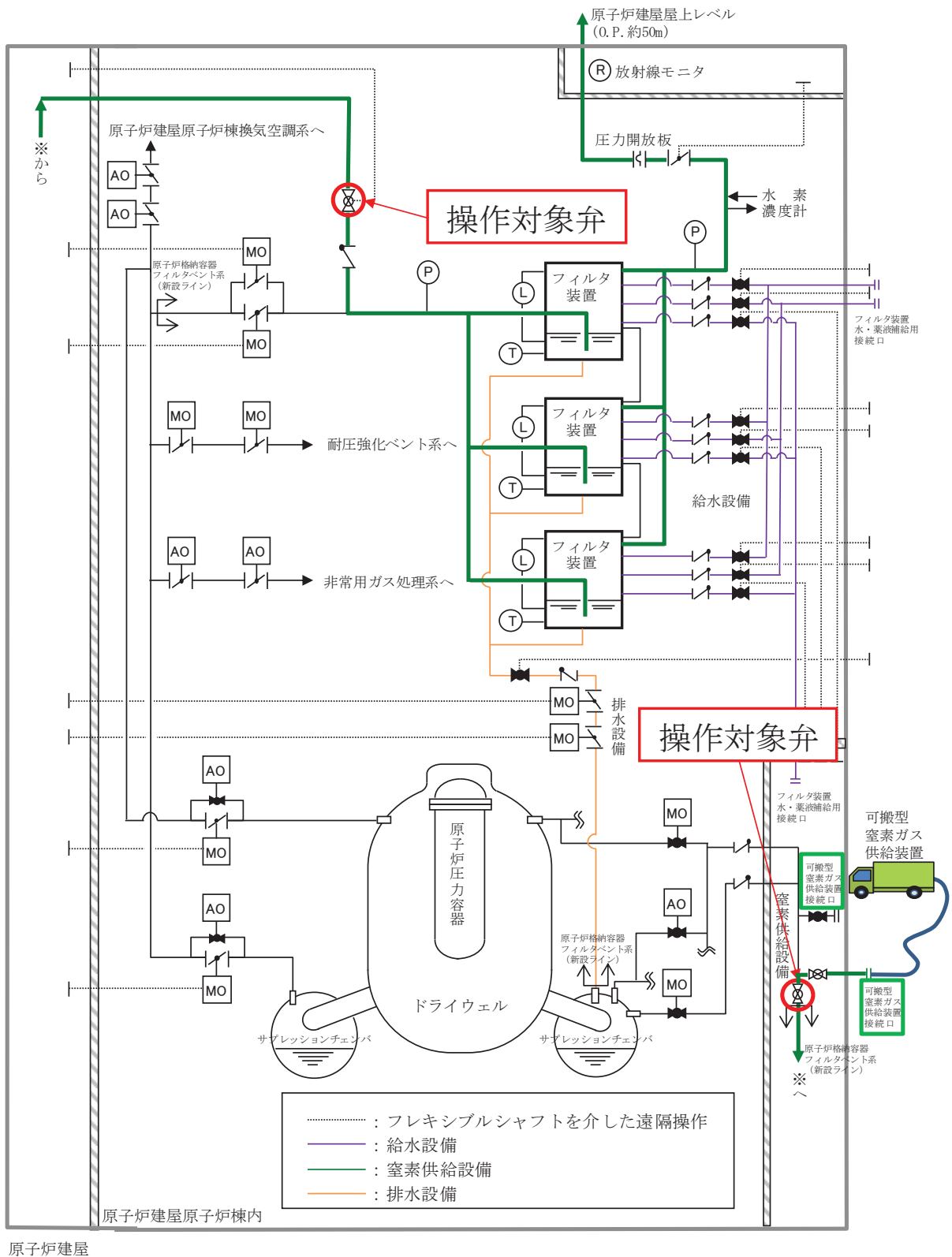
4.4.3 系統への窒素の供給

屋外及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する接続口に可搬型窒素ガス供給装置を接続し、原子炉格納容器フィルタベント系に窒素を供給する。窒素供給に使用する配管に設置する弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外から操作を行う。

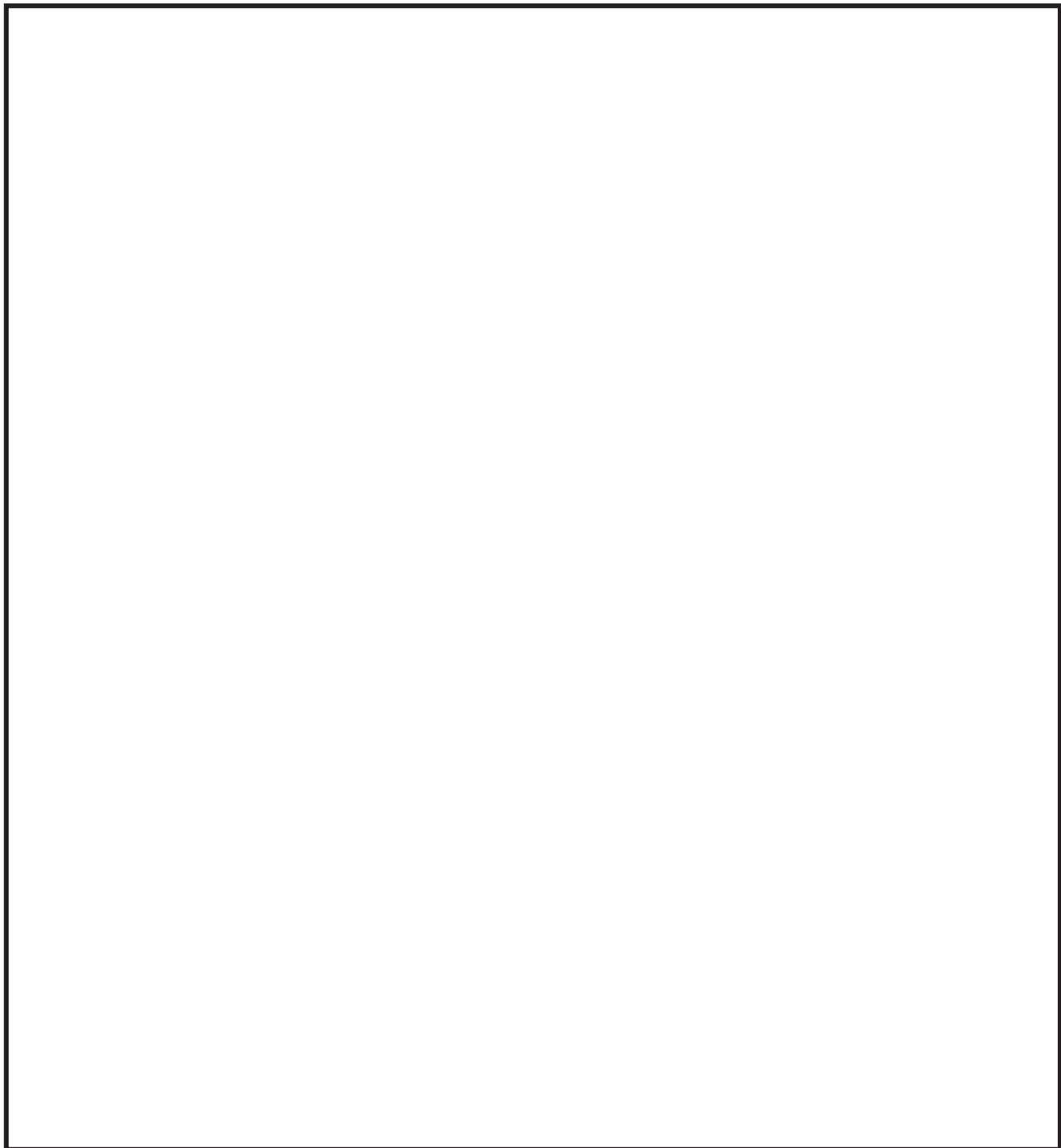
ベント停止前の窒素供給の系統概要図を第 4.4.3-1 図に、ベント停止後の窒素供給の系統概要図を第 4.4.3-2 図に、可搬型窒素ガス供給装置接続口及び弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.3-3 図に示す。



第 4. 4. 3-1 図 ベント停止前の窒素供給の系統概要図



第 4. 4. 3-2 図 ベント停止後の窒素供給の系統概要図



第 4.4.3-3 図 可搬型窒素ガス供給装置接続口及び弁の遠隔手動操作場所

4.4.4 排水操作

排水設備によりベント停止後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサブプレッションチェンバへ移送する。

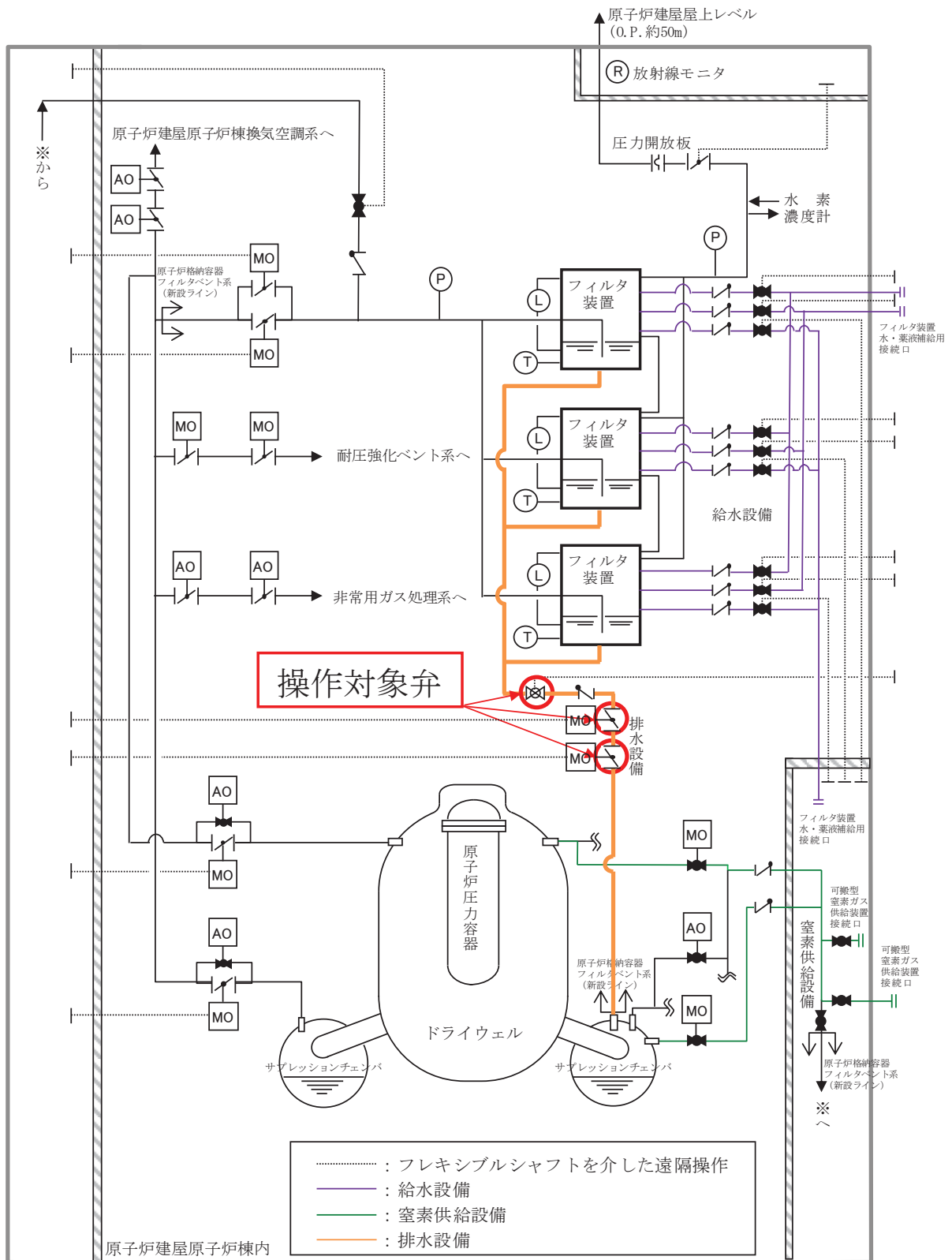
なお、ベント後に、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、床面からサブプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

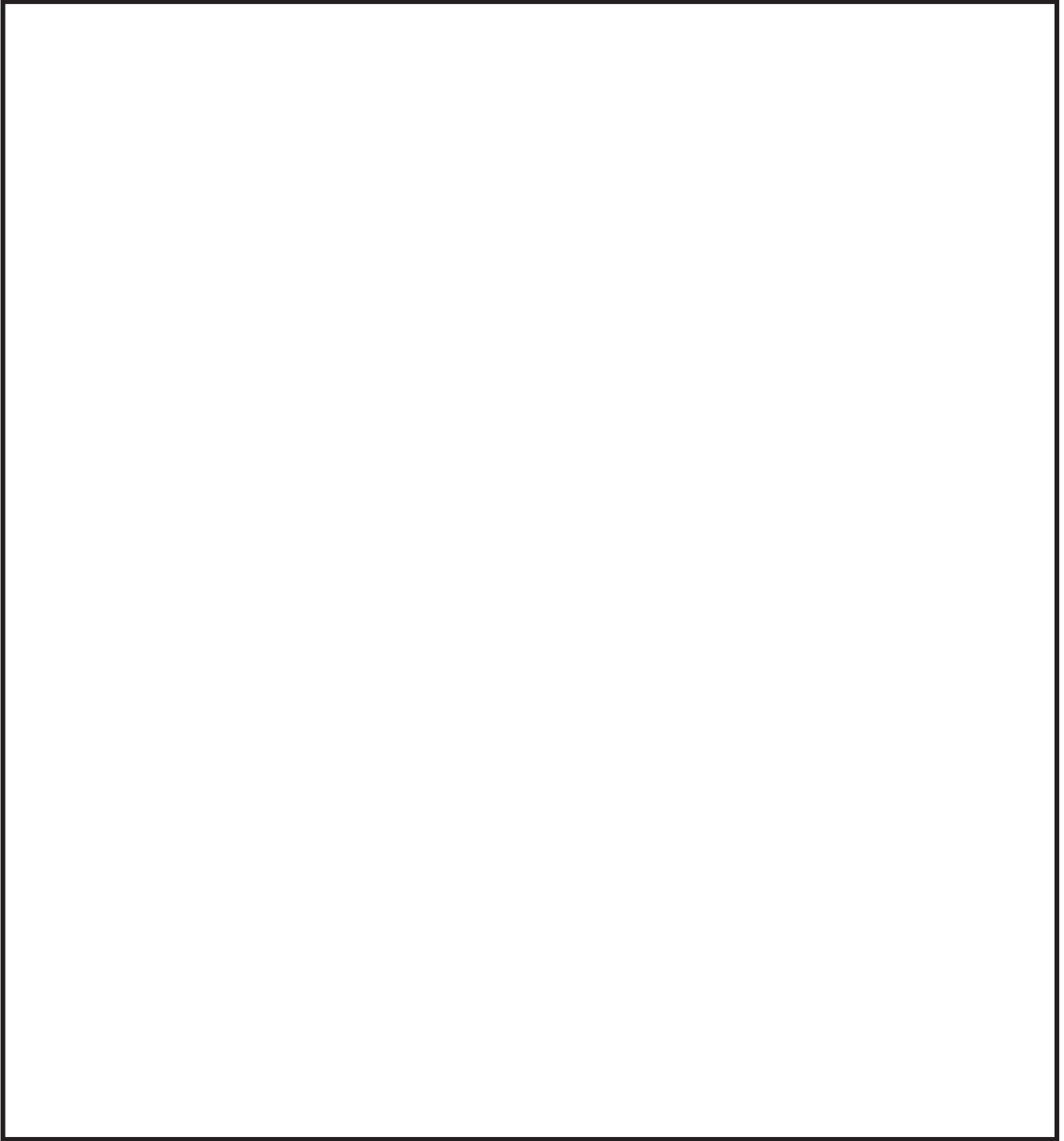
また、待機時に放射性物質を含まないスクラバ溶液等がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、サプレッションチェンバ以外へ排水可能な設計とする。

排水操作対象弁は、万一、全ての電源が喪失した場合には、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて操作を行う。

排水時の系統概要図を第 4.4.4-1 図に、排水操作対象弁の遠隔手動操作場所を第 4.4.4-2 図に示す。

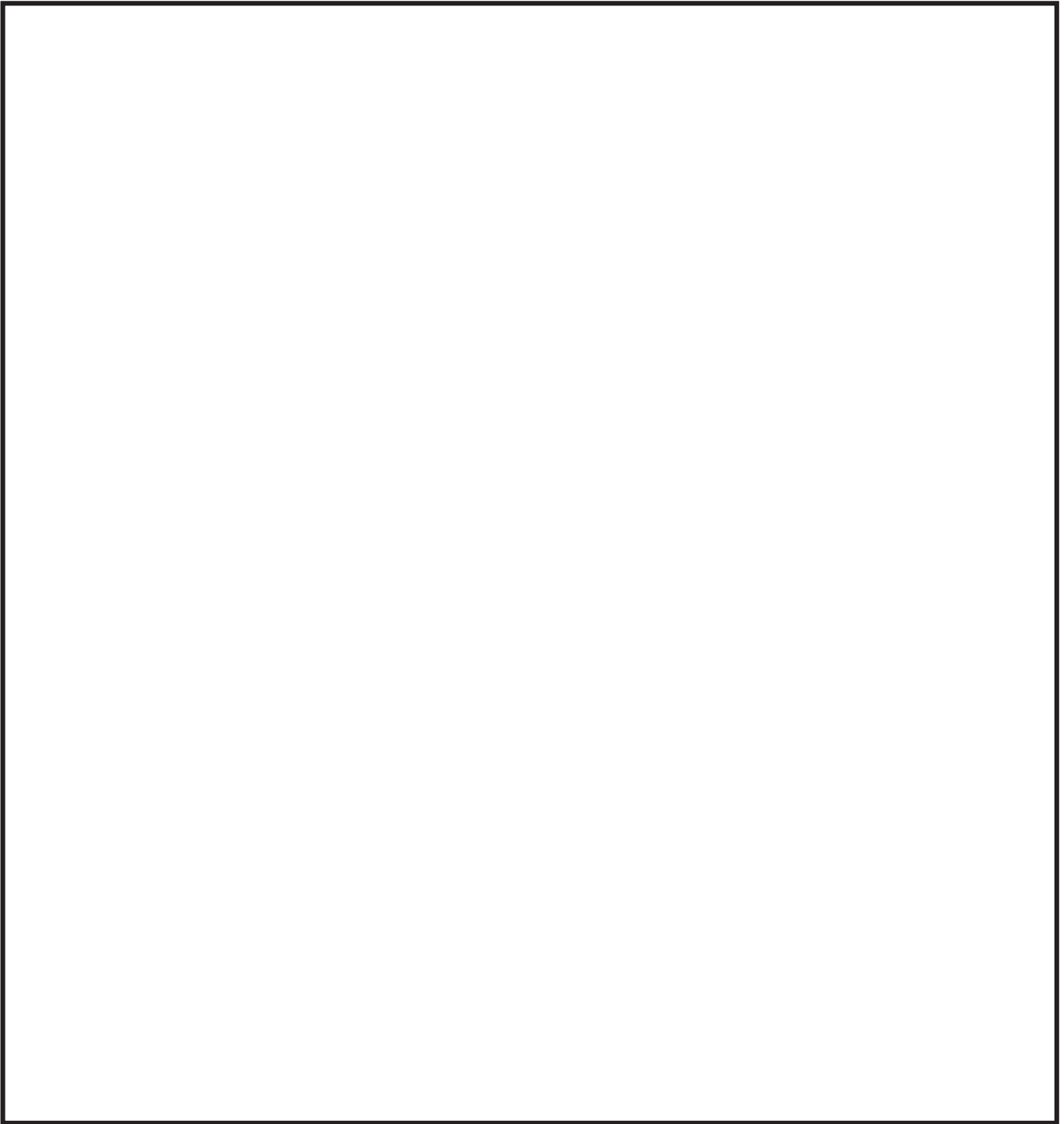


第 4. 4. 4-1 図 排水時の系統概要図



第 4. 4. 4-2 図 排水操作対象弁の遠隔手動操作場所 (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

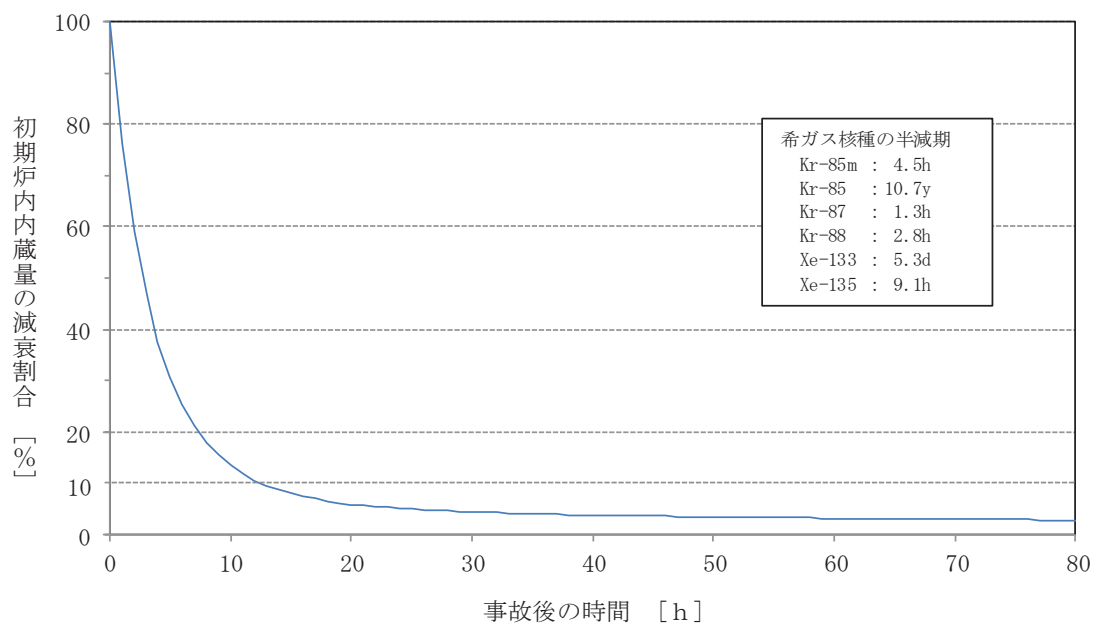


第 4.4.4-2 図 排水操作対象弁の遠隔手動操作場所 (2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4.5 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用（別紙 21，別紙 32）

原子炉格納容器フィルタベント系にて除去ができない希ガスについて，可能な限り格納容器内に保持することで，時間減衰により一般公衆の被ばくを低減することができる。初期炉内内蔵量を 100%とした場合の希ガスの減衰割合を第 4.5-1 図に示す。



第 4.5-1 図 希ガスの減衰曲線（0.5MeV 換算値）

5 設備の維持管理（別紙 30）

5.1 点検方法

a. 機械設備

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モードを考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

(a) フィルタ装置

外観点検、漏えい試験、開放点検、スクラバ溶液の pH 確認及び銀ゼオライトの吸着性能確認を実施する。

(b) 弁

分解点検、漏えい試験及び機能・性能試験を実施する。

(c) 圧力開放板

開放点検（取替え）及び漏えい試験を実施する。

(d) 配管

外観点検及び漏えい試験を実施する。

b. 電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系の電気設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モードを考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

(a) 電気作動弁駆動部

外観点検、特性試験、分解点検及び機能・性能試験を実施する。

c. 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モードを考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

- (a) フィルタ装置周り計装設備
特性試験を実施する。
- (b) フィルタ装置出口水素濃度
特性試験を実施する。
- (c) フィルタ装置出口放射線モニタ
特性試験を実施する。

6 新規制基準への適合性

6.1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合

6.1.1 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。
- ・炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- ・重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- ・残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。
- ・格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

(2) 規制基準適合性

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行う。

6.1.2 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。
- ・格納容器圧力逃がし装置を設置すること。
- ・格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
- ・格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
- ・格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
- ・また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
- ・格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- ・炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- ・ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- ・格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない

場所に接続されていること。

- ・使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。
- ・前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。
- ・第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

(2) 規制基準適合性

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、以下の要求事項を満たすものとする。

a. 放射性物質低減対策

フィルタ装置にて、排気中に含まれる粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99.8%以上、有機よう素に対して 98%以上を除去する性能を有する設計とする。

b. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

ベント時に系統内を通過する水素ガスによる爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる水素ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可

搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

なお、ベント初期に含まれるガスの組成は、ドライ条件で評価した場合でも酸素濃度が5%を下回っており、系統内で可燃限界に達することはない。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素ガスの滞留を防止する設計とする。

また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

c. 悪影響防止

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉と共用しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他系統を隔離する弁は、直列に2弁設置することで、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統及び機器を確実に隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

d. 格納容器の負圧破損防止

重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を使用しても格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器スプレイを行う場合においても、格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。

e. 隔離弁

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、隔離弁の設置場所と異なる

原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作できる設計とする。

f. 放射線防護

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作できる設計とする。また、必要に応じ遮蔽を設置する設計とする。

g. 圧力開放板

ベント時に系統内を通過する水素ガスによる爆発を防止するため、系統待機中は系統内を窒素で不活性化する。このため、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計とする。

h. 接続位置

原子炉格納容器フィルタベント系と格納容器との接続位置は、サブプレッションチェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれの経路からもベントが実施可能な設計とする。

サブプレッションチェンバからのベントでは、サブプレッションチェンバ水面からの高さを確保すること、また、ドライウエルからのベントでは、有効燃料棒上端高さよりも高い接続位置とすることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

i. 被ばく低減

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

j. 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって代替循環冷却系と同時にその機能が損なわれることがないように、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

6.1.3 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- ・水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
- ・これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

(2) 規制基準適合性

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。原子炉格納容器フィルタベント系の設置においては、以下の条件を満たす設計とする。

- a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。フィルタ装置から放出口へ至る配管には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計とする。

フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素ガスの滞留を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

排気経路にはフィルタ装置を設置することにより、ベントガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

排出経路での放射性物質濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置する設計とする。また、排出経路での水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置する設計とする。

- b. 原子炉格納容器フィルタベント系の電源は、直流については所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備より受電可能とし、交流については常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備より受電可能とし、多様性を備えた設計とする。

6.1.4 第38条（重大事故等対処施設の地盤）

(1) 規制基準要求事項

- ・重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- ・重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- ・重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- ・重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系を構成する設備は、原子炉建屋に配置する。

原子炉建屋は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置している。また、原子炉建屋を支持する地盤は、地震発生に伴い生じる地盤の変形により、当該設備の機能が損なわれるおそれがない地盤であり、変位が生ずるおそれがない地盤である。

6.1.5 第39条（地震による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

- ・常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- ・常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：基準地震動による地

震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

6.1.6 第40条（津波による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

・重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系を構成する設備は、原子炉建屋に配置する。

原子炉建屋は、基準津波による遡上波が地上部から到達又は流入しない敷地に設置している。

6.1.7 第41条（火災による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

・重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、火災により必要な機能を損なうおそれがないようにするために、

・火災発生防止

- ・火災の感知及び消火

の深層防護の概念に基づいた設計思想に従うこととし、具体的には以下のとおり火災対策の設計を行う。

- a. 発火性又は引火性物質を内包する系統は、漏えい防止対策等を行う設計とする。また、電気機器等は、系統の地絡、短絡等に起因する過電流による過熱を防止する設計とする。
- b. 実用上可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。やむを得ず油のような可燃性材料を使用する場合は、必要最低量とする。
- c. 落雷等の自然現象による火災発生を防護する設計とする。
- d. 万一の火災発生に備えて、必要な箇所に火災感知設備及び消火設備を設置する。また、火災感知設備及び消火設備は、常用電源が喪失した場合でもその機能を失わない設計とする。
- e. 火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計とする。

6.1.8 第43条（重大事故等対処設備）

(1) 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1-五、2-二、三】

a. 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処設備は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- ・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。
- ・常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 悪影響の防止

原子炉格納容器フィルタベント系には、非常用ガス処理系、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系が接続される。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、それぞれの系統と隔離する弁は直列に 2 弁設置し、流路構成することにより、取合い系統に悪影響を及ぼさない設計とする。これらのうち、原子炉格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系及び原子炉格納容器調気系を隔離する弁は、通常時、閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。また、原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系を隔離する弁は、通常時閉の電気作動弁であり、電源喪失時にはアズイズとなるため、中央制御室での閉確認が必要である。

(b) 共用の禁止

原子炉格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(c) 設計基準事故対処設備との多様性

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは、

原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で、原子炉格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第 48 条においては、重大事故防止設備と整理しており、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(2) 容量等【43 条 2 - 一】

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

b. 規制基準適合性

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱等により、スクラバ溶液は増減するが、スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて 99.9%以上確保可能な水位とする。

スクラバ溶液の薬剤濃度については、無機よう素の捕集と再揮発防止を図るため、想定されるスクラバ溶液の pH 低下要因に対しても、スクラバ溶液はアルカリ性を維持することができる十分な薬剤を保有し、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせて、99.8%以上となる設計とする。

金属繊維フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故等時に
おいて原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ
流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

放射性よう素フィルタの吸着ベッド厚さについては、ベントガスの滞留時間を
考慮し、ガス状放射性よう素の除去効率が98%以上となる設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の
妨げにならないよう、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力（差圧約
100kPa）で開放する設計とする。

(3) 環境条件等【43条1-一,六】

a. 規制基準要求事項

- ・ 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- ・ 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 環境条件及び荷重条件

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋 \square 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟内）の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また、電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備を設けることで、原子炉建屋内の原子炉棟外から操作可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、積雪の影響）による荷重を考慮する。

(b) 設置場所

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさないものとする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器のうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、電源喪失時には、操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としているため操作が可能である。また、必要に応じ遮蔽を設置する設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性【43条1-二,三,四】

a. 規制基準要求事項

- ・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- ・重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

- ・重大事故等対処設備は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 操作性

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

また、排気管に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とすることで操作が不要な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に、原子炉格納容器フィルタベント系に接続される系統との隔離のための弁（ベント用 SGTS 側隔離弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁）については、中央制御室において閉操作又は閉確認をすることが可能な設計とする。なお、非常用ガス処理系、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系には、原子炉格納容器フィルタベント系との隔離を確実にするため、通常時閉の隔離弁を直列に 2 弁設置する。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。

(b) 試験及び検査

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に開放検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放し、各部の目視点検が可能な設計とする。スクラバ溶液は、サンプリングを行い、濃度確認及び pH 確認が可能な設計とする。また、銀ゼオライトについては、サンプリングを行い、吸着性能確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、ホルダーから取外して、定期的に取り替可能な設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系において、格納容器から放出口までの主ラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。また、機能性能試験として、原子炉格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(c) 切替えの容易性

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する場合には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスをフィルタ装置に導くことが可能である。

これらの操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とし、また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

別紙 1 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件の考え方【本文 2.2】

原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件及びその考え方について、第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件

設計条件		考え方	条件の主な使用先	備考
最高使用圧力	854 kPa[gage]	格納容器が過大リークにならない限界圧力である 2Pd（格納容器の最高使用圧力 1Pd = 427kPa[gage]の 2 倍）とする。	系統の構造強度設計	添付 1
最高使用温度	200 °C	格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200 °Cとする。	系統の構造強度設計	添付 1
設計流量 (ベントガス流量)	10.0 kg/s	原子炉定格熱出力の 1%相当の飽和蒸気量 (10.0kg/s) がベント開始圧力が低いとき (1Pd) においても排出可能な設計とする。	配管口径, 流量制限オリフィス穴径の設定	添付 2
フィルタ装置内 発熱量 (崩壊熱)	370 kW	フィルタ装置に流入する放射性物質の崩壊熱 (有効性評価に基づく移行量) に対して余裕を見込み, 370kW とする。	初期保有水量, フィルタ装置寸法の設定	添付 3

原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度の設定

原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度は、次のとおり設定している。

- ・最高使用圧力：854 kPa[gage]
- ・最高使用温度：200 °C

以下にその考え方を示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の雰囲気ガスを放出し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることにより格納容器の過圧による破損を防止することを目的として設置し、その際、フィルタ装置を介して排気に含まれる放射性物質を低減させる機能を有する。

この設備の特性から、原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器からの漏えい・格納容器破損事象といったフィルタ装置をバイパスして放射性物質が放出される事象に対しては有効に機能しない。

原子炉格納容器フィルタベント系の設計においては、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでにベントを実施することにより、格納容器の健全性が維持されることを前提とした使用を想定している。

以上のことから、原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力・最高使用温度は、格納容器の限界圧力・限界温度に設定する。

設計流量（ベントガス流量）の設定

原子炉格納容器フィルタベント系の設計流量（ベントガス流量）は、10.0kg/s（格納容器圧力 1Pd = 427 kPa [gage]において）と設定している。

以下にその考え方を示す。

1. 格納容器圧力の設定

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器と大気との差圧により格納容器内で発生するベントガスを排出する。

また、ベントは、格納容器圧力が 1Pd～2Pd の間に実施する。

以上から、ベントの駆動力である格納容器と大気との差圧が小さく、ベントガスの排出がより厳しい条件においてもベントガスが排出可能なよう、ベントガス排出時の格納容器圧力を 1Pd と設定する。

2. ベントガス流量の設定

格納容器内での蒸気発生量が保守的となるよう、原子炉定格熱出力の 1%に相当する蒸気流量とする。崩壊熱が原子炉定格熱出力の 1%程度になるのは炉停止後約 2～3 時間後であり、実際のベントタイミングと比べ十分保守的な設定である。

$$W = Q \times 0.01 / (h_g - h_f)$$

W : ベントガス流量 kg/s

Q : 原子炉定格熱出力 $2,436 \times 10^3$ kW

h_g : 飽和蒸気比エンタルピー $2,750.55$ kJ/kg (1Pd において)

h_f : 冷却水比エンタルピー 251.58 kJ/kg (1Pd, 60°C において)

以上より、ベントガス流量は、10.0kg/s（格納容器圧力 1Pd において）とする。

フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）の設定

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、370 kW と設定している。

以下にその考え方を示す。

フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、その値が保守的となるよう、ベントを開始するタイミング（有効性評価では事象発生から約 43 時間以降）を原子炉停止後約 2 時間後と仮定し、その時点の原子炉の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%を基に、NUREG-1465 に基づく格納容器ソースタームを用いて評価し設定する。

以下に、フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）の評価方法を示す。

【フィルタ装置内発熱量】

$$\begin{aligned}
 &= \quad \text{【① ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\
 &\quad \times \text{【② 放射性物質の格納容器への放出割合】} \\
 &\quad \div \text{【③ 格納容器内の除去係数】} \\
 &\quad \times \text{【④ フィルタ装置に蓄積する放射性物質の崩壊熱への寄与割合】}
 \end{aligned}$$

① ベント時の原子炉の崩壊熱

原子炉の崩壊熱量が保守的に大きくなるよう、原子炉定格熱出力の 1%とする。崩壊熱が原子炉定格熱出力の 1%程度になるのは炉停止後約 2～3 時間後であり、実際のベントタイミングと比べ十分保守的な設定である。

② 放射性物質の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も高い Halogen (I) の放出割合で代表させ 61%とする。（表 1 参照）

③ 格納容器内の除去係数

海外で行われたエアロゾルの除去効果に関する評価及び実験結果（NUREG/CR-5901, NSPP エアロゾル実験 NUREG/CR-5018）に基づき、注水及び自然沈着による除去効果として、ドライウエル内の除去係数は10を適用する。

④ フィルタ装置に蓄積する放射性物質の崩壊熱への寄与割合

揮発性核種として、Halogen(I), Alkali metal(Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、NUREG-1465に基づき、それらの核種の崩壊熱への寄与割合を22%とする。（表2参照）

以上から、ドライウエルからのベントを想定した場合の原子炉定格熱出力に対する崩壊熱の割合は以下のとおり算出される。

$$0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

ここで、フィルタ装置内発熱量（崩壊熱）は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW（2,436MW × 0.015%）と設定する。

なお、有効性評価にて選定した格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の解析において、そのベントタイミングで、ベント経路を「サプレッションチェンバからのベント」から「ドライウエルからのベント」に切替えた場合の放射性物質の崩壊熱量は約 kW であり、設計値の370kWに包絡されている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 NUREG-1465に基づく格納容器ソースターム

元素グループ	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
Noble Gases ^{※1}	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metal (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※1：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表2 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ ^{※2}	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0		
Te	0.305	0.5		
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※2：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 1) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性

フィルタ装置について、最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性を評価する。

(1) 評価概要

フィルタ装置の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因として、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

フィルタ装置について、内面に圧力を受ける円筒形胴の計算上必要な厚さを求める式（参考図書）を用い、温度（フィルタ装置の各温度における材料の許容引張応力）、圧力をパラメータとして、フィルタ容器（胴部）の構造健全性が確保される温度、圧力の組合せを評価する。

(2) 評価方法

内面に圧力を受ける円筒形胴の計算上必要な厚さを求める式（参考図書）に対し、50℃から450℃の各温度における許容引張応力（参考図書）を代入し、構造健全性が確保できる圧力（以下「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = P D_i / (2 S \eta - 1.2 P)$$

ここで、

t : 胴の最小厚さ [mm]

P : 許容圧力 [MPa]

D_i : 胴の内径 2,550 [mm]

S : 各温度における材料の許容引張応力（参考図書） [MPa]

η : 長手継手の効率 η=1

(3) 評価結果

評価結果を第1図に示す。200℃における許容圧力は、であり、2Pdを超える構造健全性を有する結果が得られた。



第1図 許容温度と許容圧力

<<参考図書>>

発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005（2007 追補版を含む））年版）JSME S
NC1-2005/2007

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 2) 原子炉格納容器フィルタベント系の耐圧設計

原子炉格納容器フィルタベント系は、最高使用圧力 2Pd (854kPa[gage])、最高使用温度 200℃として設定しており、重大事故等クラス 2 機器として設計する。

なお、内部構造物であるベンチュリノズル、金属繊維フィルタについては、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験において、性能試験を実施している。JAVA PLUS 試験では、を含めた試験を行っているが、試験後にベンチュリノズルの目視検査を実施した結果、構造健全性に問題がないことを確認している。

フィルタ装置の詳細設計で考慮する荷重と応力評価の内容について第 1 表に示す。

第1表 フィルタ装置の詳細設計で考慮する荷重と応力評価の内容

部位	設計で考慮する荷重		評価方法
フィルタ装置 胴	静的荷重	内圧荷重（最高使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき、荷重に対する必要最小厚さを算出し、最小板厚を満足することを確認する。
	動的荷重	内圧荷重（最高使用圧力）、 地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次＋二次応力を算出し、耐震設計技術規程で定める許容値を満足することを確認する。
内部構造物	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価する。
		差圧荷重, 地震荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価する。
	動的荷重	水力的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて評価する。

(参考3) ベント時に発生する動的荷重の考慮

重大事故等発生時において、格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット圧力
- ② プールスウェル時の荷重
- ③ サプレッションチェンバでの蒸気凝縮時の荷重
- ④ 主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①から③は、冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、格納容器が $2P_d$ に近づいた状態で作用する荷重ではない。

また④及び⑤は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力 $2P_d$ の状態では、原子炉圧力は、冷却材喪失事故及び主蒸気逃がし安全弁による急速減圧等により、既に減圧された状態となっており、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、ベント時に同時に作用する荷重ではない。

従って、ベント時の格納容器圧力 $2P_d$ における格納容器の荷重は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要はない。

別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮【本文 2.3.1】

炉心の著しい損傷が発生した場合、金属－水反応等により大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これらを考慮し、プラント通常運転中は、原子炉格納容器フィルタベント系内に窒素を封入して不活性化を図り、水素爆発を防止する設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、窒素を供給することにより、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

(1) 系統構成

ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける。また、ベント終了時にフィルタ装置を大気から隔離する弁を設ける。

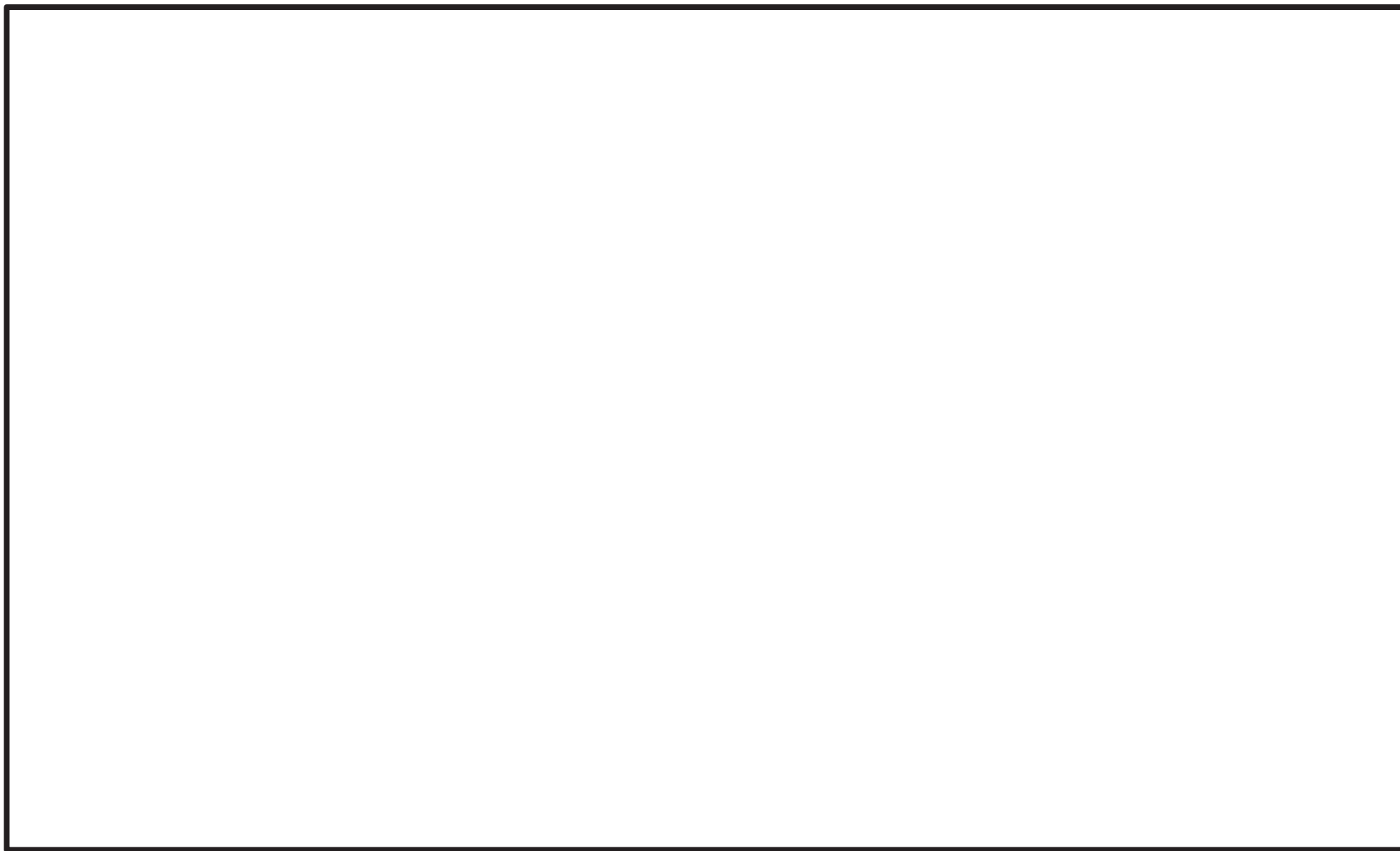
フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の水素の滞留を防止する構成とする。また、フィルタ装置上流の配管及びフィルタ装置下流の配管に繋がる枝管は、原則、下向き枝管又は水平枝管とする。上向き枝管については、不燃限界長さ以内の確認、換気限界長さ以内の確認又は爆轟が発生したとしても健全性が維持されることを確認する（参考図書）。系統の配管構成鳥瞰図を第 2-1 図及び第 2-2 図に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後、ベントガスに含まれる水素及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素が系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給し系統内の掃気及び不活性化を行う。

可搬型窒素ガス供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

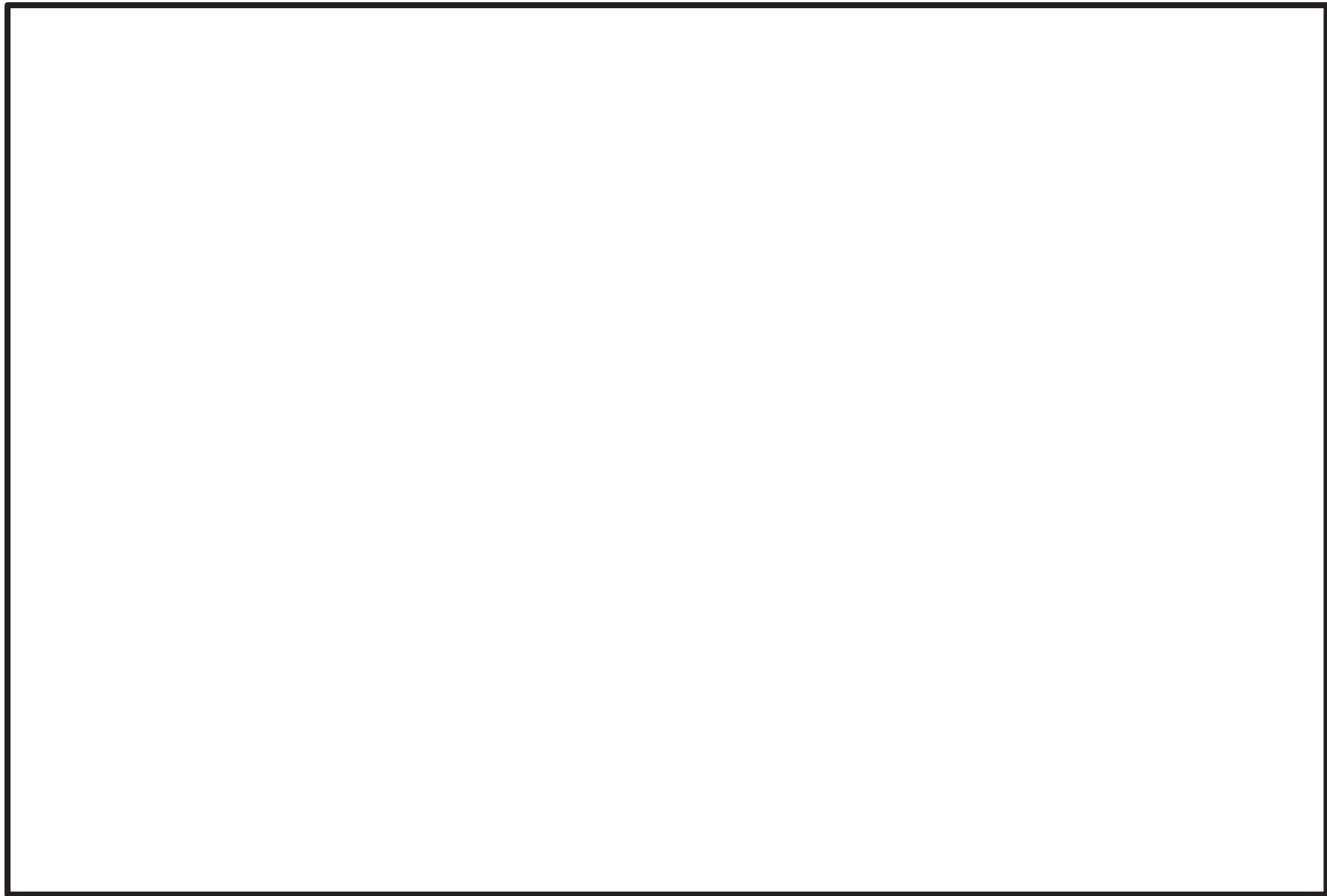
可搬型窒素ガス供給装置と接続口との接続は、フランジ接続及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。また、窒素ガスを供給する配管には、逆止弁を設置することで、逆流を防止する設計とする。

水素濃度は、窒素の供給により系統内の水素濃度が低下していることを確認するため、フィルタ装置出口配管に設置する。



第 2-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系の配管構成鳥瞰図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



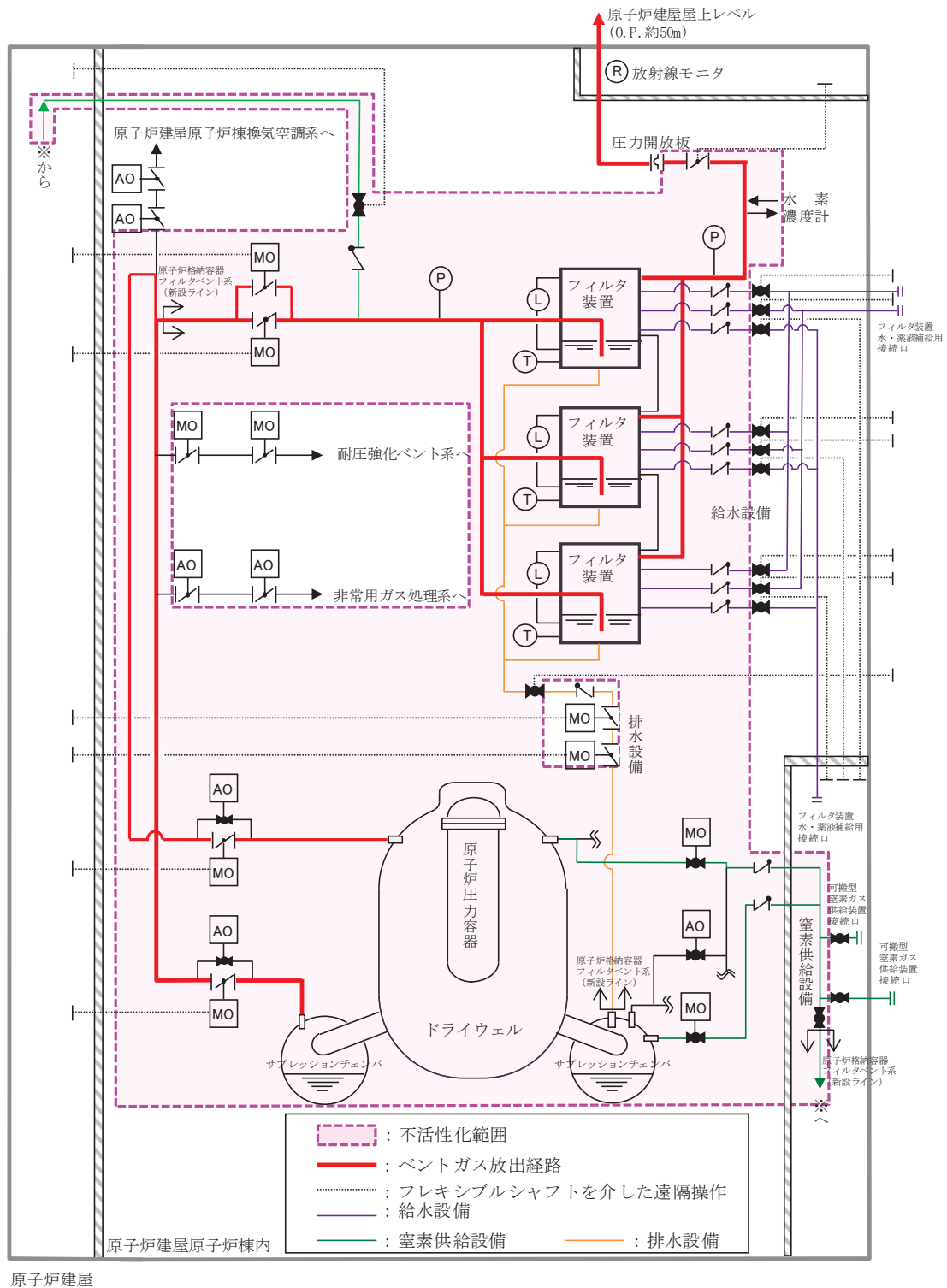
第 2-2 図 系統の配管構成鳥瞰図（フィルタ装置周り）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 各運転モードでの挙動

a. 系統待機時

プラント通常運転中は、隔離弁及び圧力開放板により系統内を不活性化する。
不活性化範囲を第 2-3 図に示す。



第 2-3 図 不活性化範囲

別紙 2-5

b. ベント開始時

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント開始直後には、格納容器内に発生する水素、水蒸気及び窒素から成るベントガスが系統内に流入する。系統待機時から系統内は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、高濃度の水素が系統内に流入しても水素爆発は発生しない。

また、蒸気が継続的に系統内に流入することにより、当初封入されていた窒素は系外に排出されるが、格納容器から系統内に流入するガスの大半は水蒸気となるため、水素爆発は発生しない。

なお、ベント実施直後は、水蒸気、窒素及び水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、水蒸気の一部はスクラバ溶液に熱を奪われ凝縮する。スクラバ溶液が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する水蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間、水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するするため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、スクラバ溶液が沸騰した後は、フィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮せず、フィルタ装置下流側の流量は維持される。従って、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しないことから、水素の逆流による爆発は発生しない。

c. ベント継続時

ベント継続時においても、格納容器内及びフィルタ装置内では、放射性物質の崩壊熱による水蒸気が継続的に発生し、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発に至ることはない。

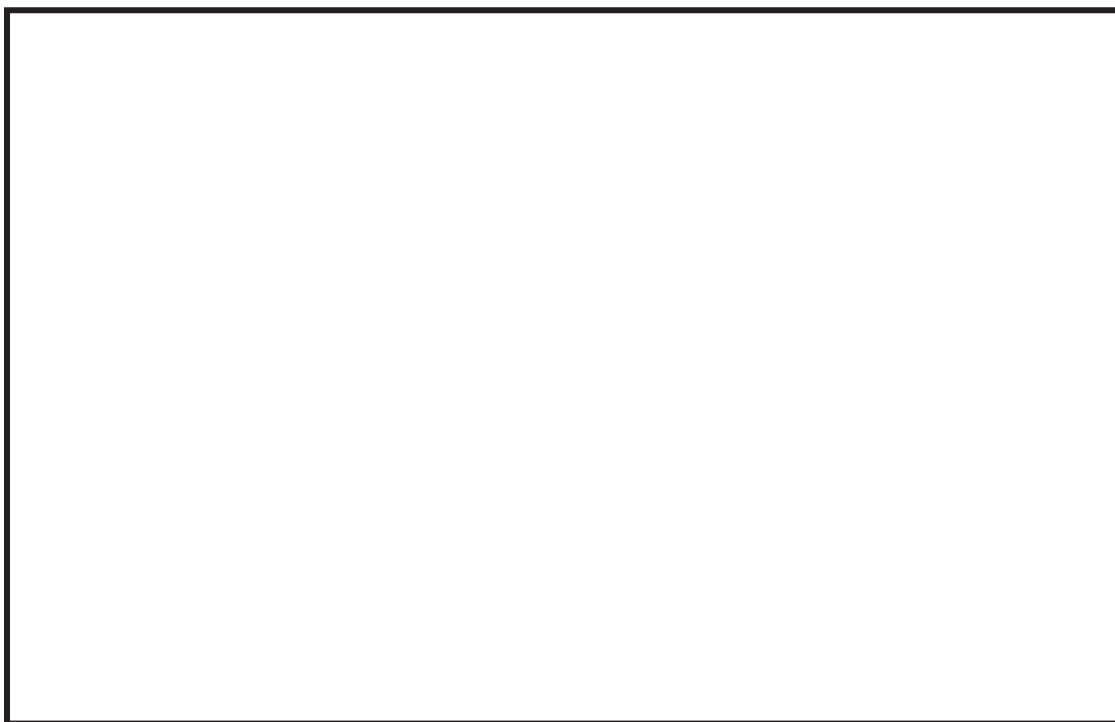
さらに、格納容器の除熱手段として残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合、ベント停止前までに格納容器内に窒素を供給し不活性化を行う。

d. ベント停止後

格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系を隔離した状態において、系統内では、フィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解により水素及び酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による水蒸気が発生する。

スクラバ溶液が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。

崩壊熱による水蒸気と水の放射線分解による水素の発生量の計算例を第 2-4 図に示す。水素濃度は水素と水蒸気の発生量の比となり、である。



第 2-4 図 水蒸気と水素の発生量の計算例（水は大気圧飽和状態）

しかしながら、スクラバ溶液の未飽和や、フィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積を考慮し、可搬型窒素ガス供給装置から系統内に窒素を供給し、フィルタ装置を経由し放出口に至る流れを作ることにより、水素を掃気し、系統内の水素濃度を可燃限界以下に維持する。

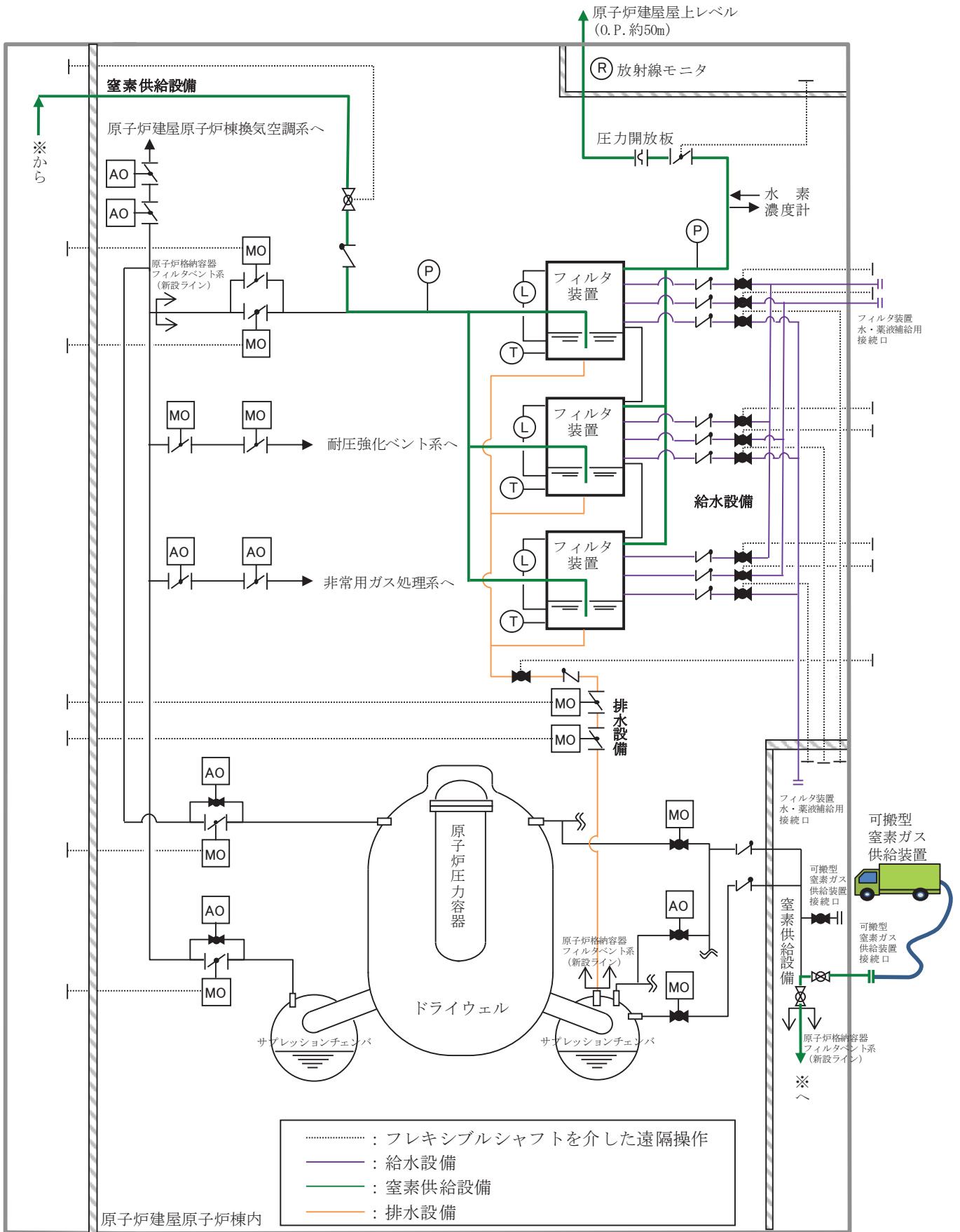
窒素供給時の流れを第 2-5 図に示す。

別紙 2-7

水素濃度は、可搬型窒素ガス供給装置による系統内の窒素の流れを考慮し、水の放射線分解によって水素が発生するフィルタ装置の下流側配管に設置し、系統内の水素濃度が十分低いことを確認する。

《参考図書》

BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版） 平成22年3月 社団法人 火力原子力発電技術協会



原子炉建屋

第2-5図 窒素供給時の流れ

別紙 2-9

(参考 1) 重大事故時に発生する可燃性ガス

重大事故時に発生する可燃性ガスとして、金属－水反応による水素、水の放射線分解による水素及び酸素、さらに、原子炉圧力容器破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生した二酸化炭素が還元されて生じる一酸化炭素が想定される。

有効性評価の格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功＋デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は1kg未満（0.1vol%未満）であり、燃焼は発生しない。また、一酸化炭素の可燃限界濃度は水素の可燃限界濃度よりも高い（12.5vol%）ことから、水素燃焼を防止する措置により、同時に一酸化炭素の燃焼を防止することが可能である。

(参考 2) 水素の滞留に対する設計上の考慮の詳細

(1) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度

原子炉格納容器フィルタベント系の各運転モード（系統待機時，ベント実施時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

a. 系統待機時

(a) 系統状態

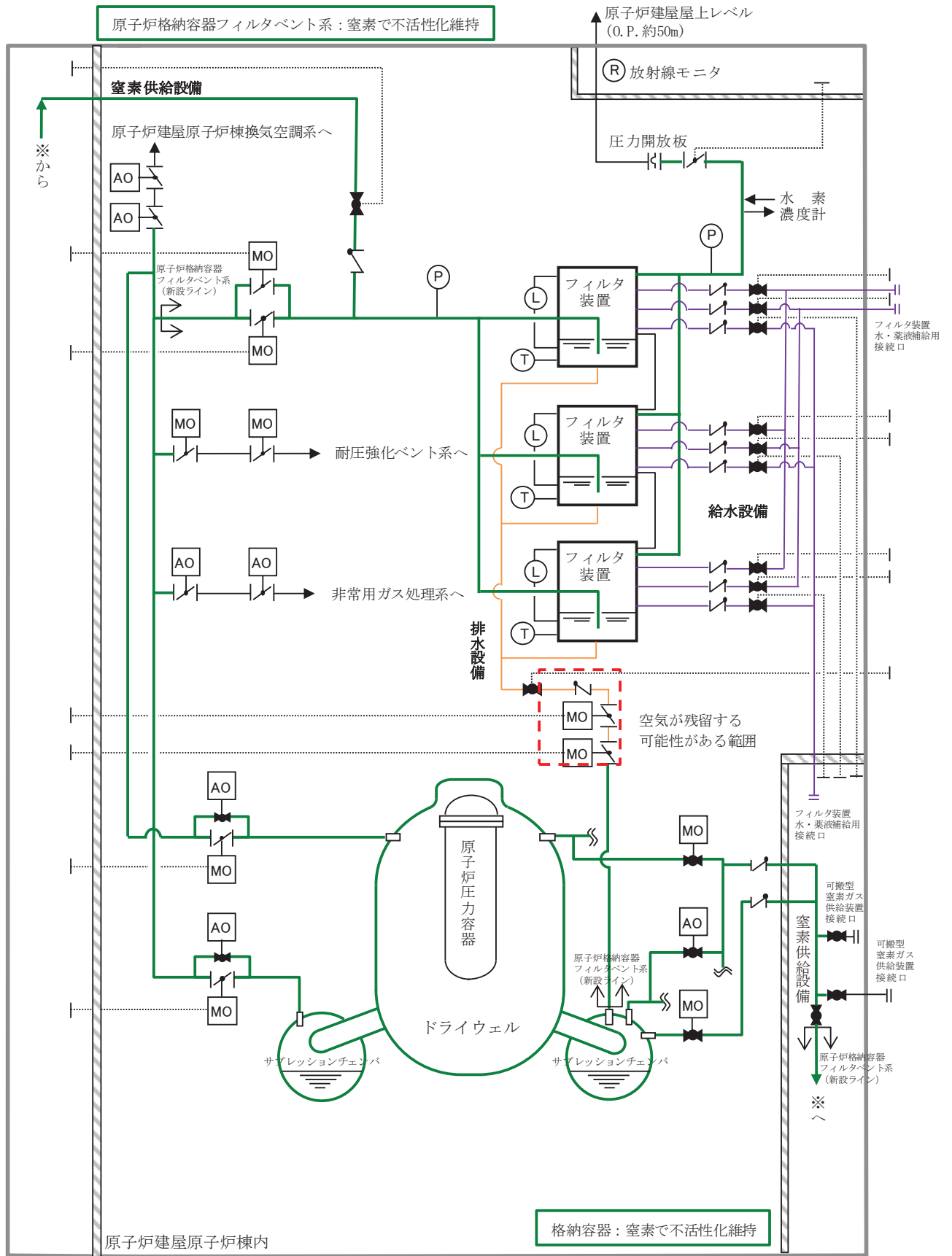
系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

なお，排水配管の一部に残留している空気（酸素）については，弁により隔離されている。

系統待機時の系統概要図を第1図に示す。

(b) 水素濃度

系統待機時においては，系統内への水素流入はなく，また系統内における水素発生はない。



原子炉建屋

第1図 系統待機時の系統概要図

別紙2-12

b. ベント実施時

(a) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が原子炉格納容器フィルタベント系統内に流入するとともに、ベンチュリスクラバにて捕集した放射性物質によるスクラバ溶液の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統待機時の不活性化のために封入した窒素並びに格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が放出口に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素の滞留及び蓄積は発生しない。

中長期的に格納容器内の除熱機能が復旧し、除熱を開始する場合には、水蒸気の減少によって水素濃度が上昇することを防止するため、ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置により格納容器へ窒素を供給し、不活性化することで、可燃限界に至ることを防止する。

なお、排水配管の一部に残留している空気（酸素）については、弁により隔離されている。

窒素供給時の系統概要図を第2図に示す。

(b) 水素濃度（ベント実施時）

原子炉格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から、以下の式を用いて算出する。

その結果、水素濃度は約 %となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピー} - \text{飽和水比エンタルピー}) \\ &\quad \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \end{aligned} \quad (\text{式1})$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19})^{(\text{※1})} / (6.022 \times 10^{23})^{(\text{※2})} \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \end{aligned} \quad (\text{式2})$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \quad (\text{式3})$$

Q : 崩壊熱 [MW]

※1 : 1eV = 1.602 × 10⁻¹⁹ [J]

※2 : アボガドロ数 6.022 × 10²³

水素濃度の計算条件は、重大事故等発生7日後を想定し以下のとおりとする。

- ・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として kPa [gage] とする。

・

- ・ 放射線吸収割合は とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (2706.24 - 504.68) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 2034.92Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{} / (2034.92Q + \text{}) \times 100 \\ &= \text{} \% \end{aligned}$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から、(式1)～(式3)を用いて算出する。

その結果、水素濃度は約 % となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

別紙 2-14



・放射線吸収割合は とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.34Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times \frac{\text{input}}{100} / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \text{input} \\ &= \text{input} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \frac{\text{input}}{(1985.34Q + \text{input})} \times 100 \\ &= \text{input} \% \end{aligned}$$

(c) 水素濃度（除熱機能復旧，窒素供給時）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については，窒素供給量，水素発生量の割合から，以下の式を用いて算出する。

その結果，水素濃度は約 %となる。

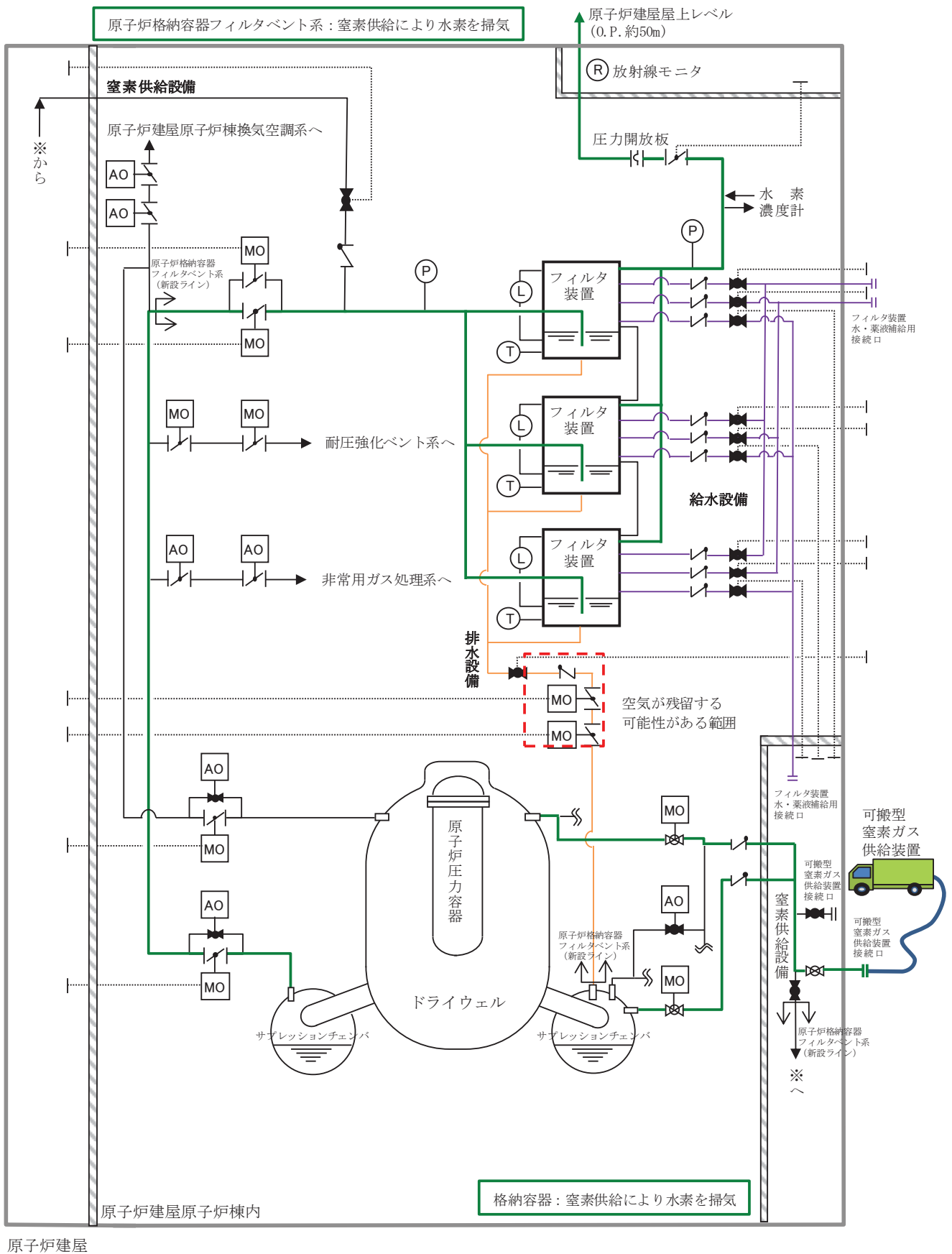
$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水素発生量} + \text{窒素供給量}) \times 100 \quad (\text{式4})$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」時を想定し，MAAP解析結果より，水素発生量は約 m³/h[normal]とする。
- ・可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m³/h[normal]であるが，保守的に窒素供給量は160m³/h[normal]とする。

$$\text{水素濃度} = \frac{\text{input}}{(\text{input} + 160)} \times 100 = \text{input} \%$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



原子炉建屋

第2図 窒素供給時の系統概要図

c. ベント停止後

(a) 系統状態

ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により発生する水素に対し、可搬型窒素ガス供給装置によりフィルタ装置の上流側から窒素を継続的に供給し、希釈・掃気する（フィルタ装置出口側への流れを形成する）ことにより、水素濃度が可燃限界に至ることを防止する。ベント停止後の系統概要図を第3図に示す。

(b) 水素濃度（ベント停止後、窒素供給時）

フィルタ装置内への窒素供給時の水素濃度については、フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から（式2）及び（式4）を用いて算出する。

その結果、水素濃度は約 %となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

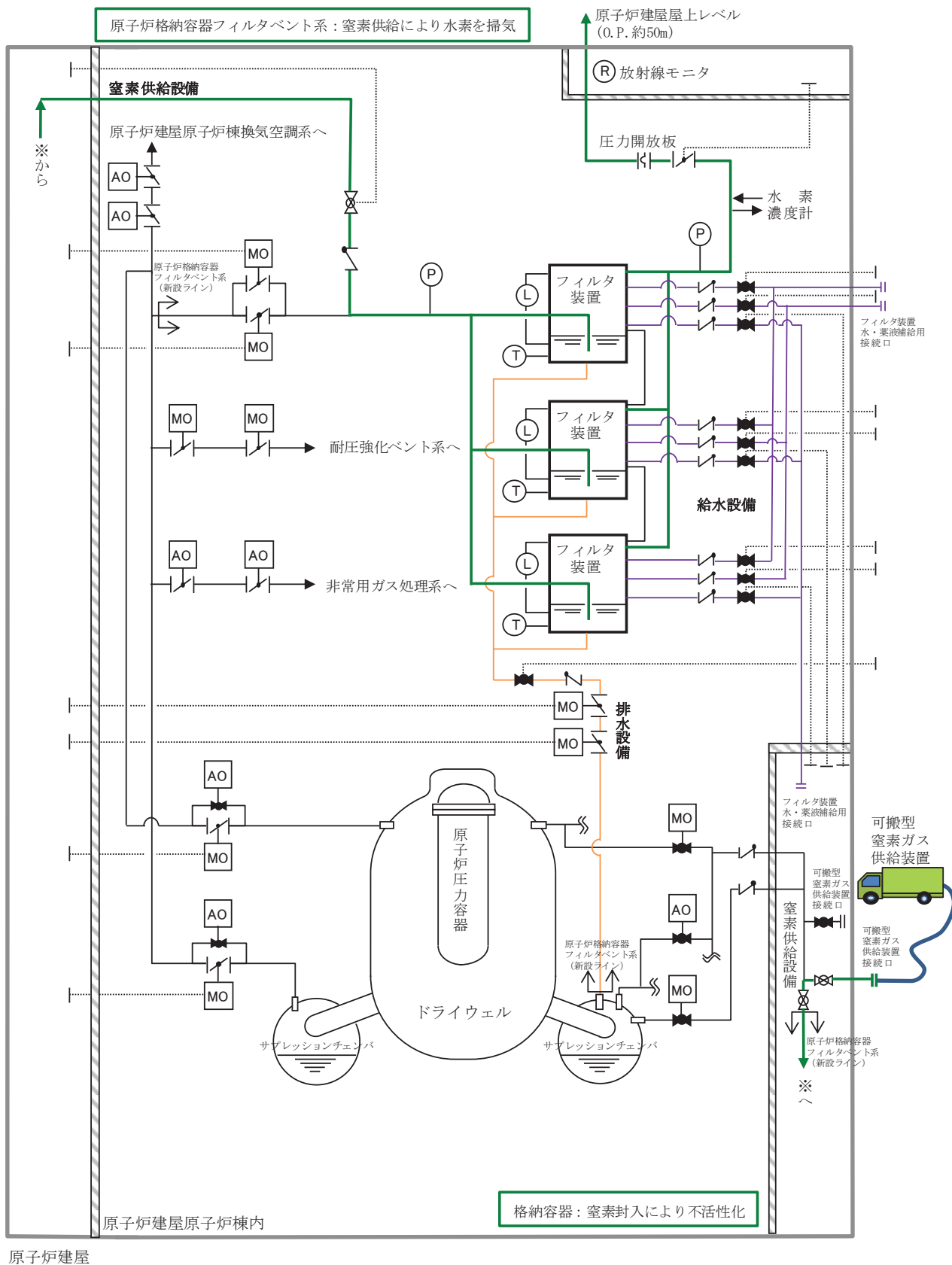
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は370kW（原子炉格納容器フィルタベント系設計条件）を想定する。
- ・放射線吸収割合は とする。
- ・可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m³/h[normal]であるが、保守的に窒素供給量は160m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.37 \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{} / (\text{} + 160) \times 100 = \text{} \%$$

別紙 2-17

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 ベント停止後の系統概要図

(2) 排水配管内の空気（酸素）の影響について

フィルタ装置内のスクラバ溶液をサプレッションチェンバに排水する場合、排水配管の一部に残留した空気（酸素）がサプレッションチェンバに流入し、サプレッションチェンバ内の酸素濃度を上昇させる可能性がある。

排水配管の一部に残留した空気（酸素）が、排水とともにサプレッションチェンバへ移行した場合について評価し、酸素濃度上昇分は0.003%未満であり、酸素の可燃限界濃度である5%に対して非常に小さいことから、問題ないことを確認した。

酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・排水配管に残留した空気（酸素）の配管は、約100m、口径50A（外径60.5mm、厚さ5.5mm）とする。
- ・排水配管内に残留した空気中の酸素割合を21%とする。
- ・サプレッションチェンバの空間体積は、最小となる外部水源注水量限界到達時の約2,200m³とする。
- ・排水配管内の空気の状態は、大気圧、10°Cとする。
- ・サプレッションチェンバの状態を、大気圧、100°C、酸素濃度C%とする。

$$\text{排水配管内の空気量} = 100 \times \pi \times ((60.5 - 5.5 \times 2) / 1000)^2 / 4$$

$$= 0.192\text{m}^3 \rightarrow \text{約 } 0.20\text{m}^3$$

$$\text{排水配管内の酸素量} = 0.20 \times 0.21$$

$$= 0.042\text{m}^3 \rightarrow \text{約 } 0.05\text{m}^3$$

$$\text{排水後にサプレッションチェンバへ流入する空気量（温度補正）}$$

$$= 0.20 \times (273.15 + 100) / (273.15 + 10)$$

$$= 0.263\text{m}^3 \rightarrow \text{約 } 0.26\text{m}^3$$

排水後にサプレッションチェンバへ流入する酸素量（温度補正）

$$=0.05 \times (273.15+100) / (273.15+10)$$

$$=0.0658\text{m}^3 \rightarrow \text{約 } 0.066\text{m}^3$$

排水前のサプレッションチェンバ内の酸素量 $=2200 \times C / 100$

$$=22C \text{ m}^3$$

排水後のサプレッションチェンバ内酸素濃度

$$= ((\text{排水後にサプレッションチェンバへ流入する酸素量}) + (\text{排水前のサプレッションチェンバ内の酸素量})) / ((\text{排水後にサプレッションチェンバへ流入する空気量}) + (\text{サプレッションチェンバの空間体積}))$$

$$= (0.066+22C) / (0.26+2200) \times 100$$

$$=0.0030+0.9999C$$

以上より、排水配管に残留した酸素がサプレッションチェンバへ流入した場合の酸素濃度上昇幅は、以下の式で求められる。

$$\text{酸素濃度上昇幅} = (\text{排水後のサプレッションチェンバ内酸素濃度}) - (\text{排水前のサプレッションチェンバ内酸素濃度})$$

$$= (0.0030+0.9999C) - C$$

$$=0.0030-0.0001C$$

$$<0.003\%$$

従って、排水配管内に溜まっている空気（酸素）がサプレッションチェンバに全て移行した場合でも、酸素濃度上昇分は最大でも0.003%未満であり、酸素の可燃限界濃度である5%に対して非常に小さいことから、問題ない。

(参考3) 主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの系統の位置関係（エレベーション）及び水素滞留

ベントを実施する際には、最初にフィルタ装置側隔離弁（外側隔離弁）、次に格納容器側隔離弁（内側隔離弁）を開操作することにより行う。また、主ラインは、原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系と弁により隔離し経路を構成する。

JANTI-NCG-01「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」において、分岐配管の取出し方向が上向きの配管を、水素が滞留する可能性のある配管として分類している。サブプレッションチェンバからのベント時及びドライウエルからのベント時において、ベントガスが流れる主ラインから他系統と隔離する弁までの配管への水素滞留の可能性について以下のとおり検討する。

(1) サプレッションチェンバからのベント時

サブプレッションチェンバからベントを実施した場合の主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図を第1図に、系統概要図を第2図に示す。

a. 原子炉建屋原子炉棟換気空調系及びドライウエル

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（T48-F021）までの分岐配管は、水平取出しであり、ドライウエルと隔離する弁（T48-F019）までの分岐配管は、水平取出し配管から分岐する下向き配管であることから水素が滞留することはない（第1図中①）。

b. 非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系

非常用ガス処理系と隔離する弁（T48-F020）及び耐圧強化ベント系と隔離する弁（T48-F043）は、主ラインから上向きに分岐する配管であることから、弁の上流から主ラインへ接続する配管を設置することにより、ベント時に水素を主ラインに連続して排出する（第1図中②及び③）。

以上から、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系に水素が滞留することはない。

(2) ドライウェルからのベント時

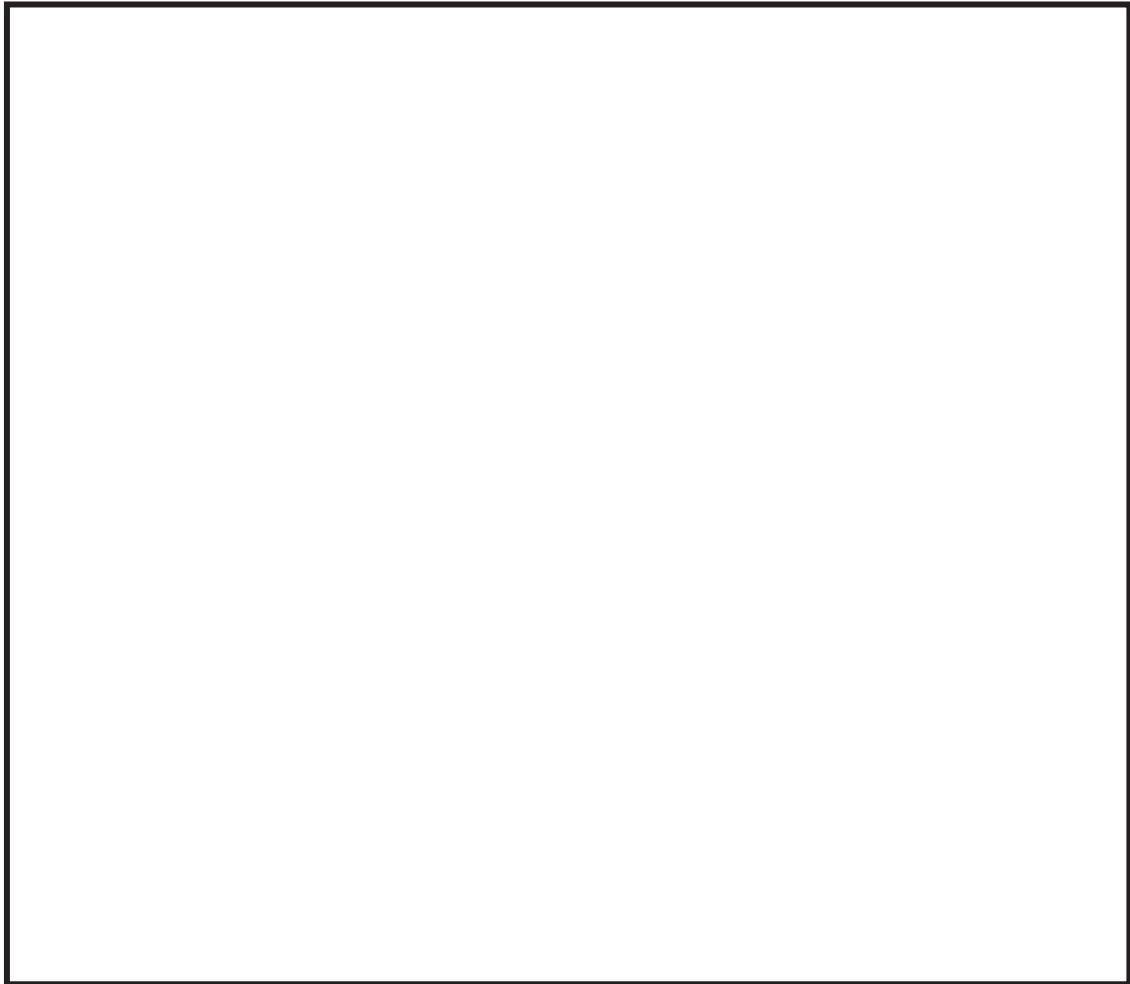
ドライウェルからベントを実施した場合の主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図を第3図に、系統概要図を第4図に示す。

a. 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

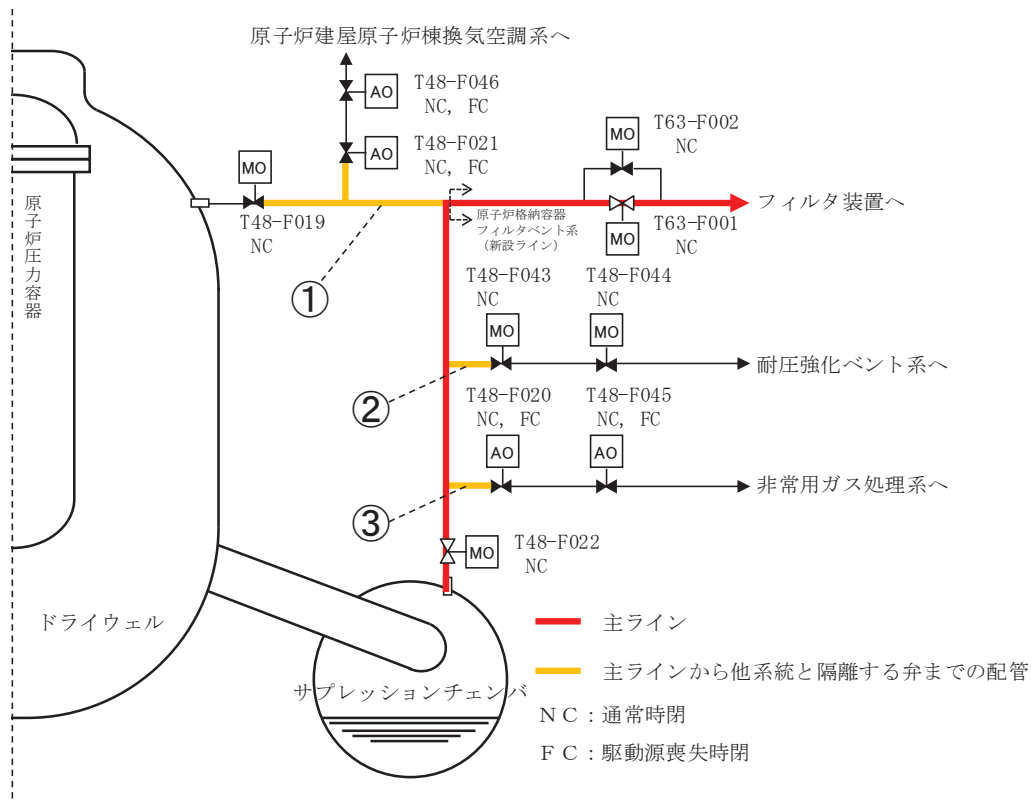
原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（T48-F021）までの分岐配管は、水平取出しであることから水素が滞留することはない（第3図中①）。

b. 非常用ガス処理系，耐圧強化ベント系及びサプレッションチェンバ

非常用ガス処理系と隔離する弁（T48-F020），耐圧強化ベント系と隔離する弁（T48-F043）及びサプレッションチェンバと隔離する弁（T48-F022）は、主ラインから下向きに分岐する配管であることから水素が滞留することはない（第4図中②）。



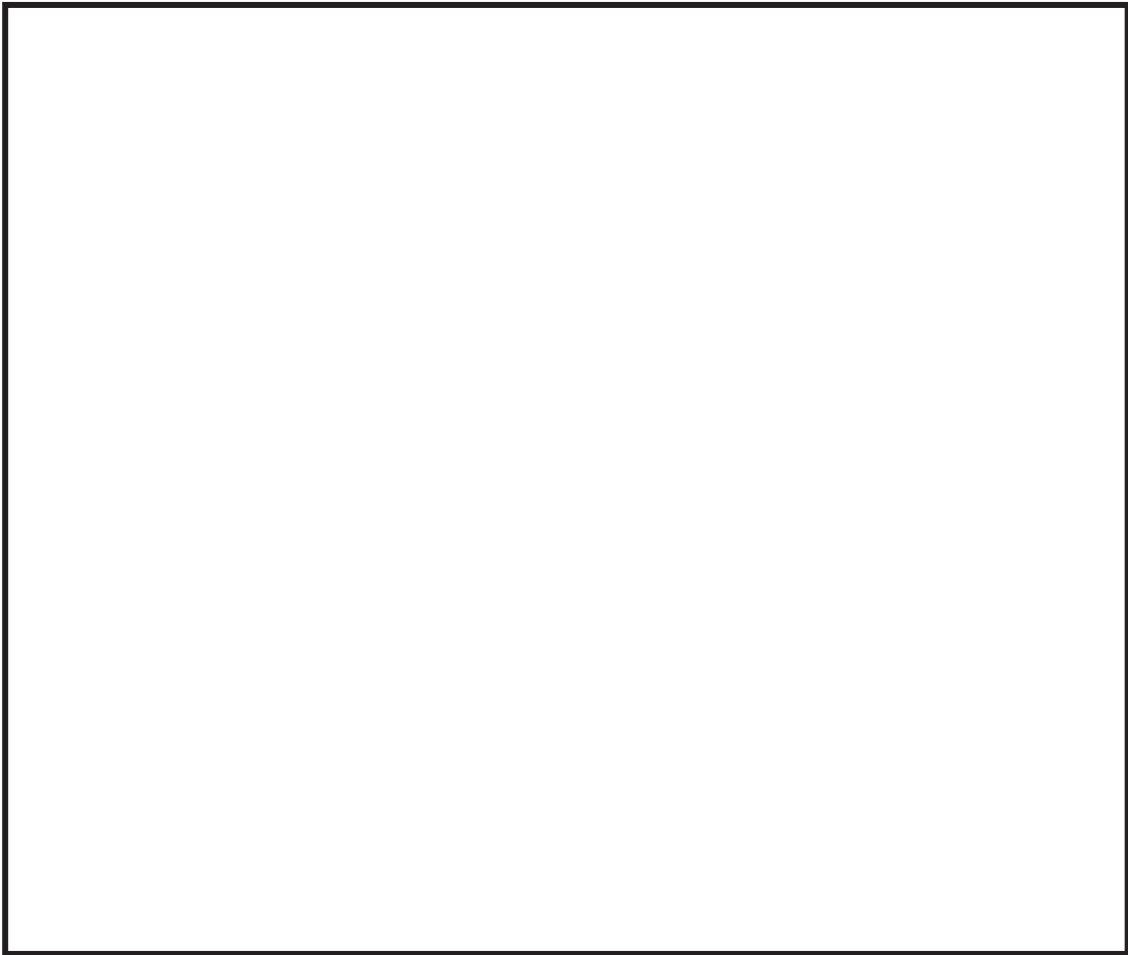
第1図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (S/Cからのベント時)



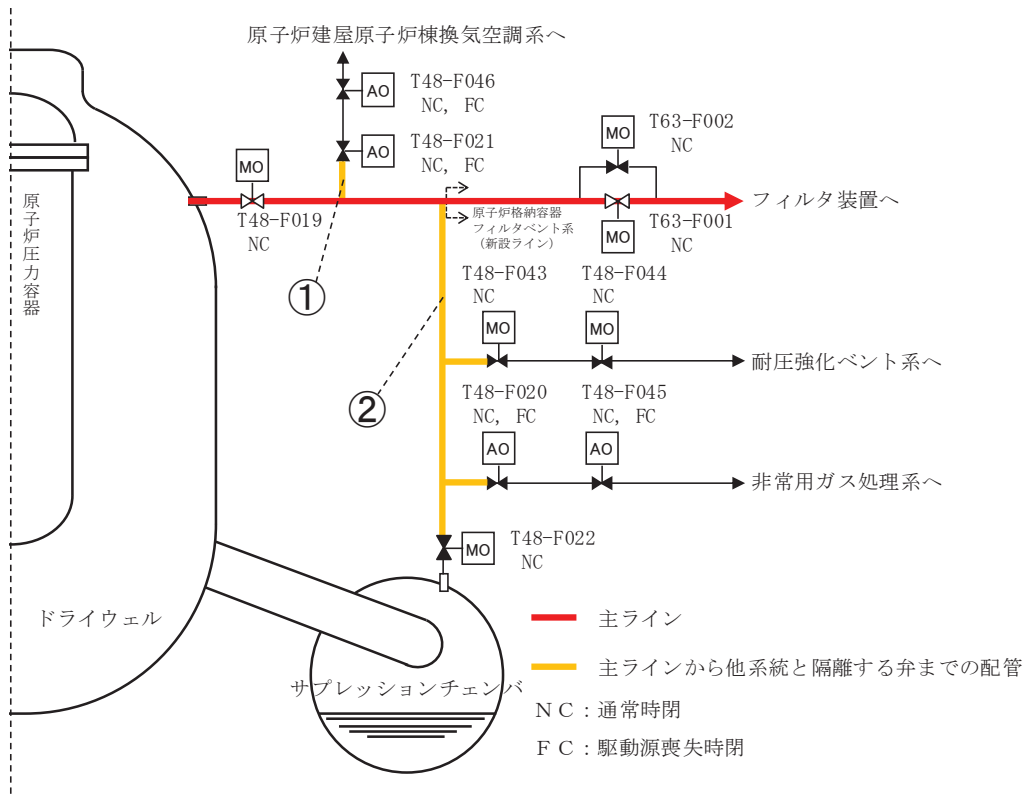
第2図 主ラインから他系統と隔離する弁までの系統概要図 (S/Cからのベント時)

別紙 2-23

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (D/Wからのベント時)



第4図 主ラインから他系統と隔離する弁までの系統概要図 (D/Wからのベント時)

別紙 2-24

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

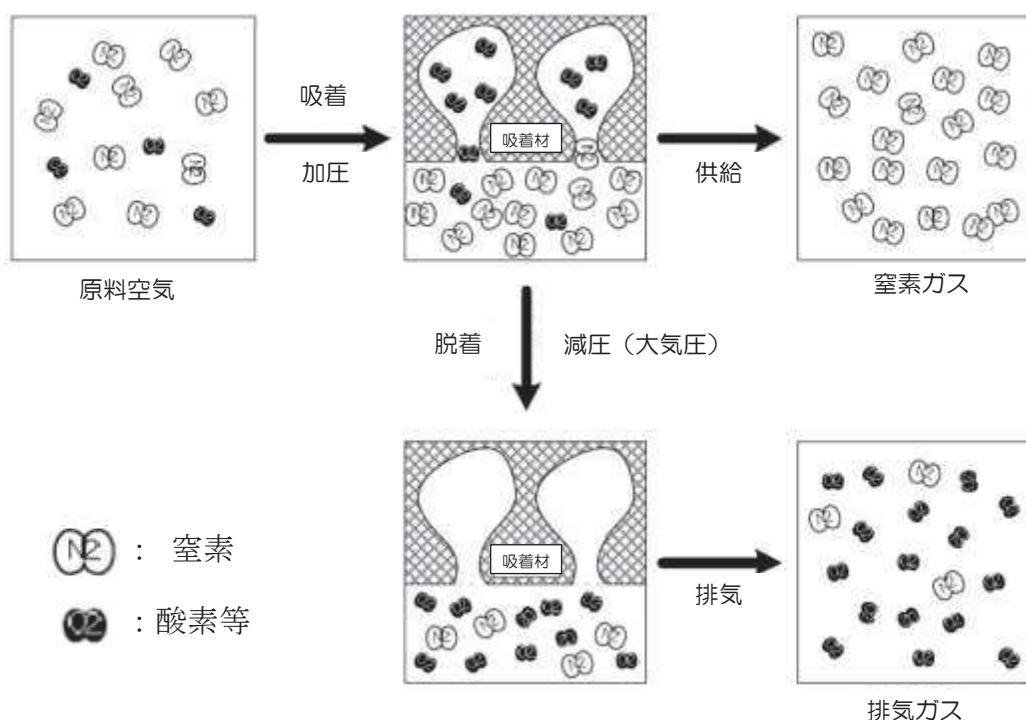
(参考 4) 可搬型窒素ガス供給装置の概要

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の原理

可搬型窒素ガス供給装置は、圧力変動吸着（PSA:Pressure Swing Adsorption）方式の窒素ガス発生装置であり、空気圧縮機（エアドライヤ付）、吸着槽、窒素ガス分離装置、制御装置等で構成される。

原料となる空気は、空気圧縮機内で加圧されエアドライヤで除湿後、吸着槽に送られる。吸着槽内には、空気から酸素等を吸着除去する吸着材が充填されており、送られてくる空気中の酸素等を吸着除去して窒素ガスの純度を上げて系統に供給する。なお、吸着された酸素等は、大気圧に減圧することにより吸着材から脱着・排気され、吸着材は酸素等を再度吸着することが可能となる。この吸脱着操作を繰り返すことにより、連続して窒素ガスを供給する。

圧力変動吸着方式による窒素ガス供給原理を第 1 図に示す。



第 1 図 圧力変動吸着方式による窒素ガスの供給原理

(2) 可搬型窒素ガス供給装置の容量設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置の容量は、以下のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持
- ② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、系統内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持

可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	約 220 m ³ /h[normal]
純度	99.0vol%以上（不活性ガス）
供給圧力	427kPa[gage]（可搬型窒素ガス供給装置出口にて）

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力、窒素供給容量の設定根拠を以下に示す。

a. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力

格納容器の圧力は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した後、速やかに低下し、長時間経過した後には 100kPa[gage]程度となる。

可搬型窒素ガス供給装置は、窒素供給によって格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage] (1Pd) 以上に加圧されることがないように、窒素の供給圧力を 427kPa[gage] に設定している。

b. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素は、サプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため、水素発生量は、サプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が

大きい事象である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、ベント開始後、ドライウェル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約 52 時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における，事故発生後約 52 時間経過時点の水素発生量を第 4 図に示す。



第 4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して，格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持できるように，160 m³/h[normal]以上と設定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

窒素供給容量は（式2）及び以下の式を用いて算出する。

$$\text{窒素供給容量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) / 0.04 \quad (\text{式5})$$

$$\text{酸素発生量} = (\text{水素発生量}) / 2 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \quad (\text{式6})$$

水素発生量の計算には以下の条件及びMAAP解析結果を適用する。

- ・除熱機能の復旧により格納容器内は冷却されており，水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量のG値は とする。
- ・放射線吸収割合は炉心部では ，原子炉格納容器では とする。
- ・放射線分解に寄与する発熱量は，MAAP解析結果より炉心部では約 [MW] ，原子炉格納容器では約 [MW] とする。

$$\begin{aligned} \text{炉心部水素発生量} &= \text{} \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{原子炉格納容器水素発生量} &= \text{} \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{合計水素発生量} &= \text{} + \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{酸素発生量} &= \text{} / 2 \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素供給容量} &= (\text{} - \text{} \times 0.04 - \text{} \times 0.04) / 0.04 \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系の不活性化範囲の空間容積を 130m^3 、不活性化範囲が空気（酸素 21%）で満たされているものとし、可搬型窒素ガス供給装置からの窒素の供給量を $220\text{m}^3/\text{h}$ 、窒素純度を 99%（酸素濃度 1%）とすると約 1.5 時間で系統の不活性化は完了する。

別紙 3 フィルタ装置及び配管の材質【本文 2.3.1, 2.3.2.2】

原子炉格納容器フィルタベント系の基本的な材料は炭素鋼とするが、使用環境を考慮し、必要な場合には炭素鋼より耐食性に優れるステンレス鋼を選定する。フィルタ装置及び配管の材質を第 3-1 図に示す。

(1) フィルタ装置

フィルタ装置内には、 及び
のスクラバ溶液（高アルカリ性）を保有することから、より耐食性に優れるステンレス鋼（SUS316L）とする。

(2) 配管

a. 格納容器からフィルタ装置入口まで／フィルタ装置出口から圧力開放板まで

系統に窒素を封入しており、腐食環境下にならないことから、炭素鋼とし、配管外面については防錆塗装を施工する。

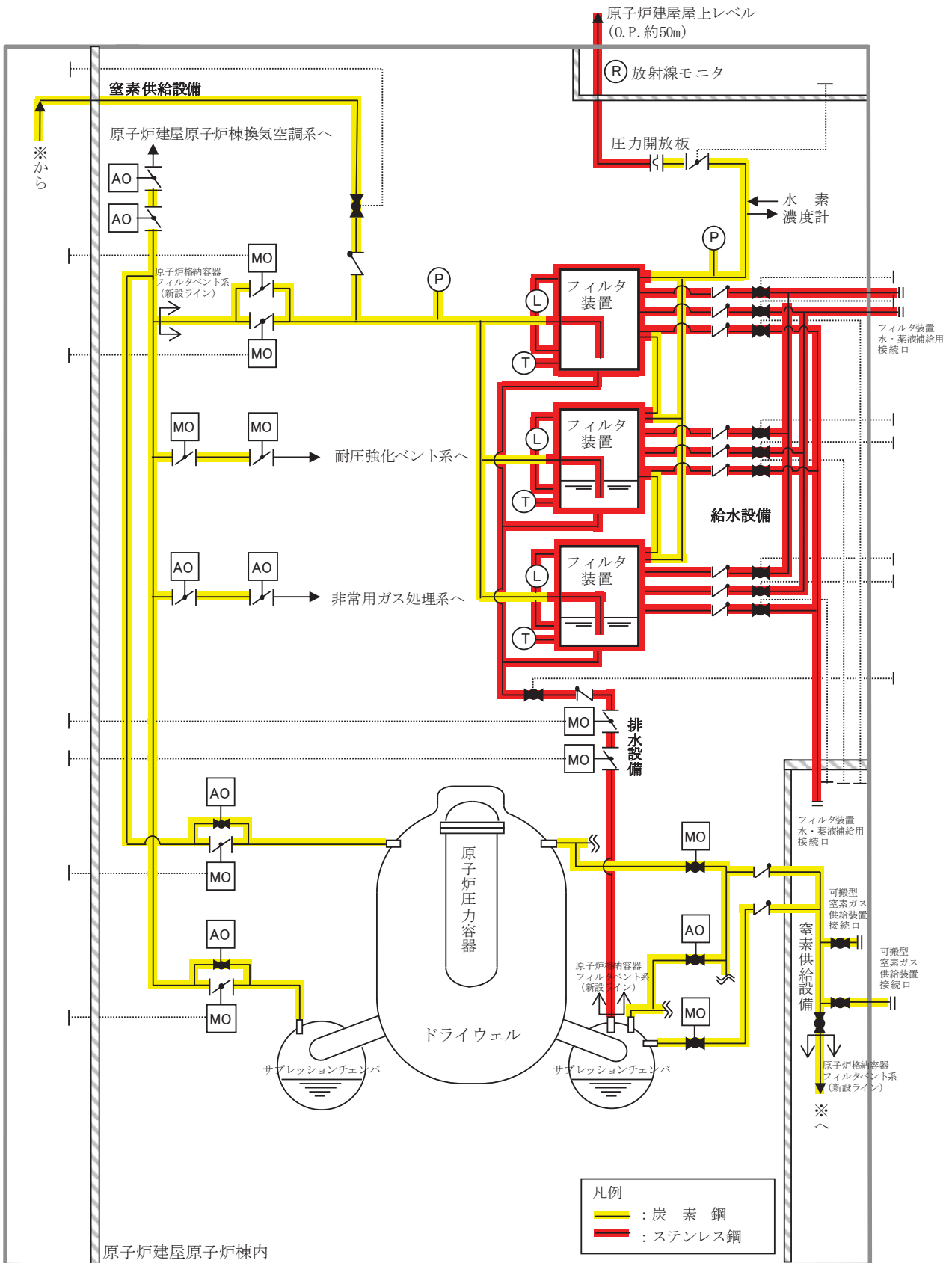
b. 圧力開放板から大気放出口まで

大気に開放しており、耐腐食の観点から、ステンレス鋼とし、屋外に敷設する配管外面については防錆塗装を施工する。

c. フィルタ装置周り給水／排水配管

通常時スクラバ溶液に接する配管及び給水／排水操作時に接液する配管については、耐食性の観点からステンレス鋼とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



原子炉建屋

第 3-1 図 フィルタ装置及び配管の材質

(参考) 原子炉格納容器フィルタベント系の材料選定に係る技術的根拠

(1) 黒鉛パッキンの妥当性

原子炉格納容器フィルタベント系に使用する弁は、グランド部とボンネット部に膨張黒鉛系のパッキン・ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性・耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン・ガスケットの材料として幅広く使用されている。原子炉格納容器フィルタベント系の弁で使用するパッキンは、最高使用温度 °C以上、最高使用圧力 MPa 以上のものを選定しており、原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件（200°C，2Pd）を満足する。黒鉛の特性として、400°C以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進み、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことによりシール性能が低下することが知られているが、原子炉格納容器フィルタベント系で使用する環境は200°C以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

また、膨張黒鉛については、メーカーによる放射線照射試験より、 Gyの照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、十分な耐放射線性も有している。

なお、飽和溶液に対しても適用可能であることから、アルカリ環境（pH7～13）において健全性を確保できる。

(2) ステンレス等構造材の選定根拠

フィルタ装置及び装置周りの給水／排水配管は、通常時接液又は使用時に接液するため、耐食性の観点からステンレス鋼(SUS316L等)を用いる。材料選定にあたって、使用環境と耐アルカリ性の観点から、以下に示すとおり種々の劣化モードを考慮した。

なお、ベント後は、スクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送し、フィルタ装置内をフラッシングすることにより、構造材の腐食を防止する運用としている。

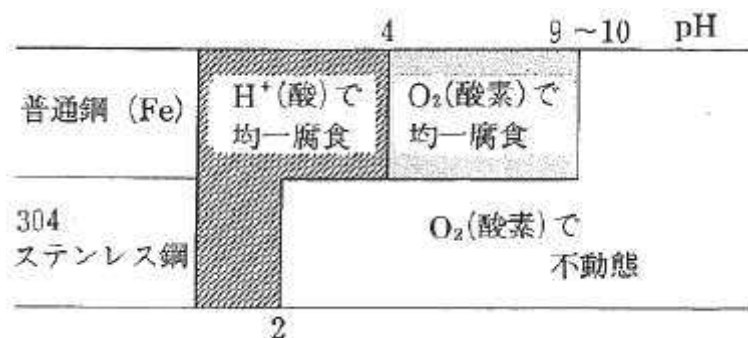
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 3-3

a. 全面腐食

- ・ 金属表面の全面にわたってほとんど同一の速度で浸食が進む腐食形態

オーステナイト系ステンレス鋼は第 1 図（参考図書 1）に示すように pH2 以上では不動態化するため、強アルカリ環境では全面腐食に対する抵抗性がある。そのため、同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等、全面腐食に対して考慮した材料を使用している。



第 1 図 大気中酸素に接する水中環境における SUS304 の腐食形態と pH の関係

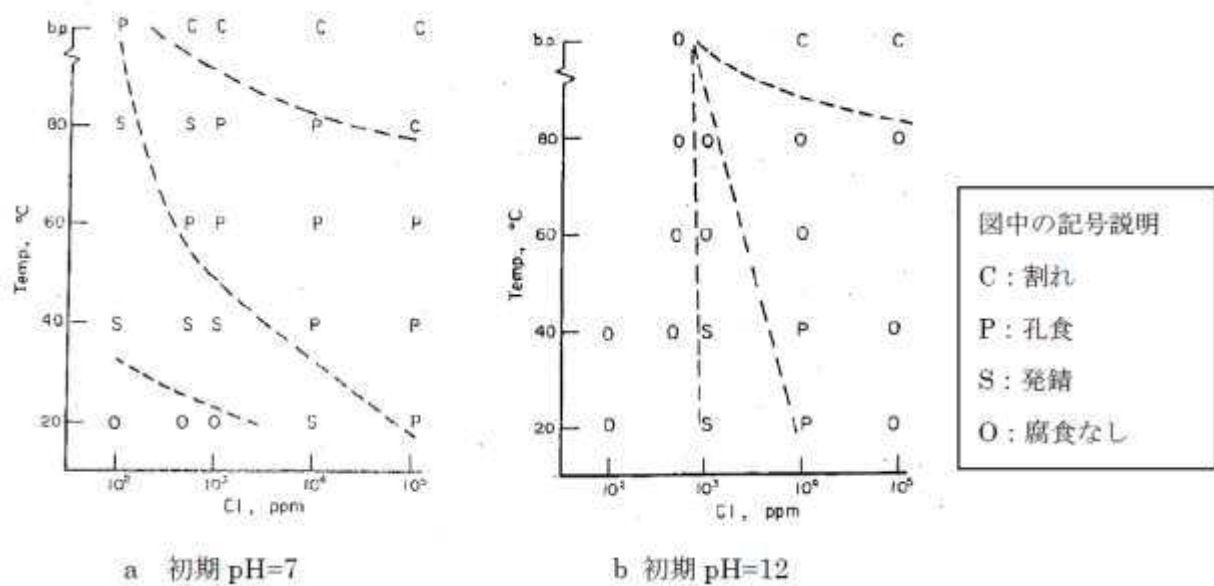
b. 孔食

- ・ 塩化物イオン等の影響で不動態皮膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態

孔食発生の領域は第 2 図（参考図書 2）に示すように、SUS304 では pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、強アルカリ環境においては孔食発生のリスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の使用材料においても同様の傾向となることから、設備の健全性を確保できる。なお、通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから、孔食発生のリスクが低い環境となっている。

- ・ 無機よう素により局部的に腐食が進行する腐食形態

無機よう素については、フィルタ装置に移行するものの、大部分がスクラバ溶液中に捕集されることから、フィルタ装置気相部における無機よう素濃度は非常に低く、滞留時間も短いため、腐食の影響は非常に小さいと考えられる。

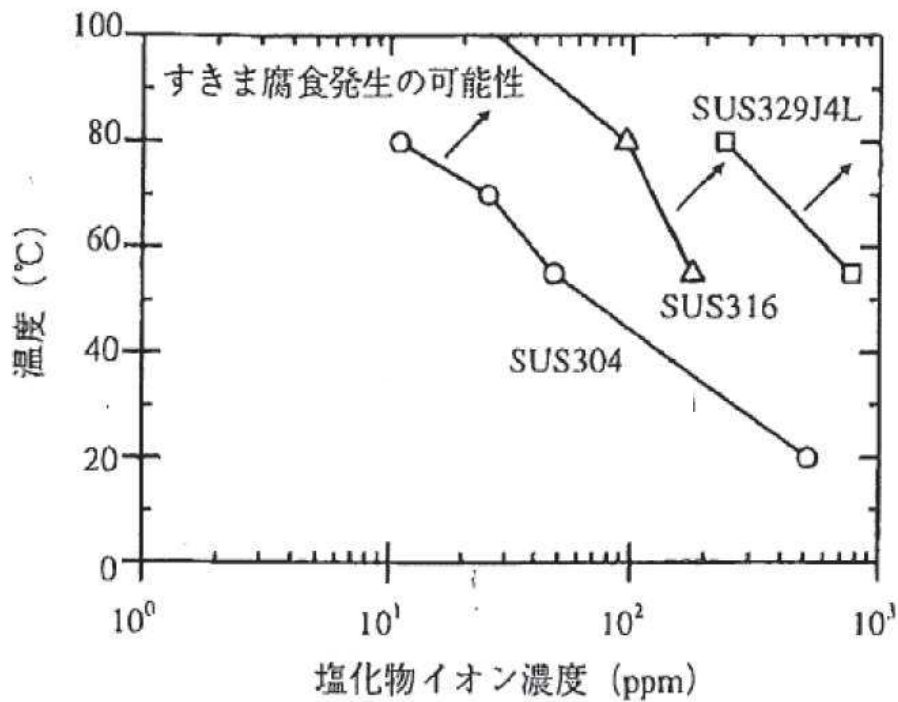


第 2 図 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

- ・ステンレス鋼表面上の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態

本劣化モードは孔食と同様の成長過程である。第 3 図（参考図書 3）に SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す。SUS316 は中性環境下で塩化物イオン濃度が低い場合は，すきま腐食の発生の可能性が低いことが分かる。アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減することが前述の第 2 図に示されており，その成長過程が同様であるすきま腐食についても，アルカリ環境では，よりすきま腐食発生の可能性が低くなると考えられる。なお，通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから，すきま腐食発生のリスクが低い環境となっている。



第3図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の関係

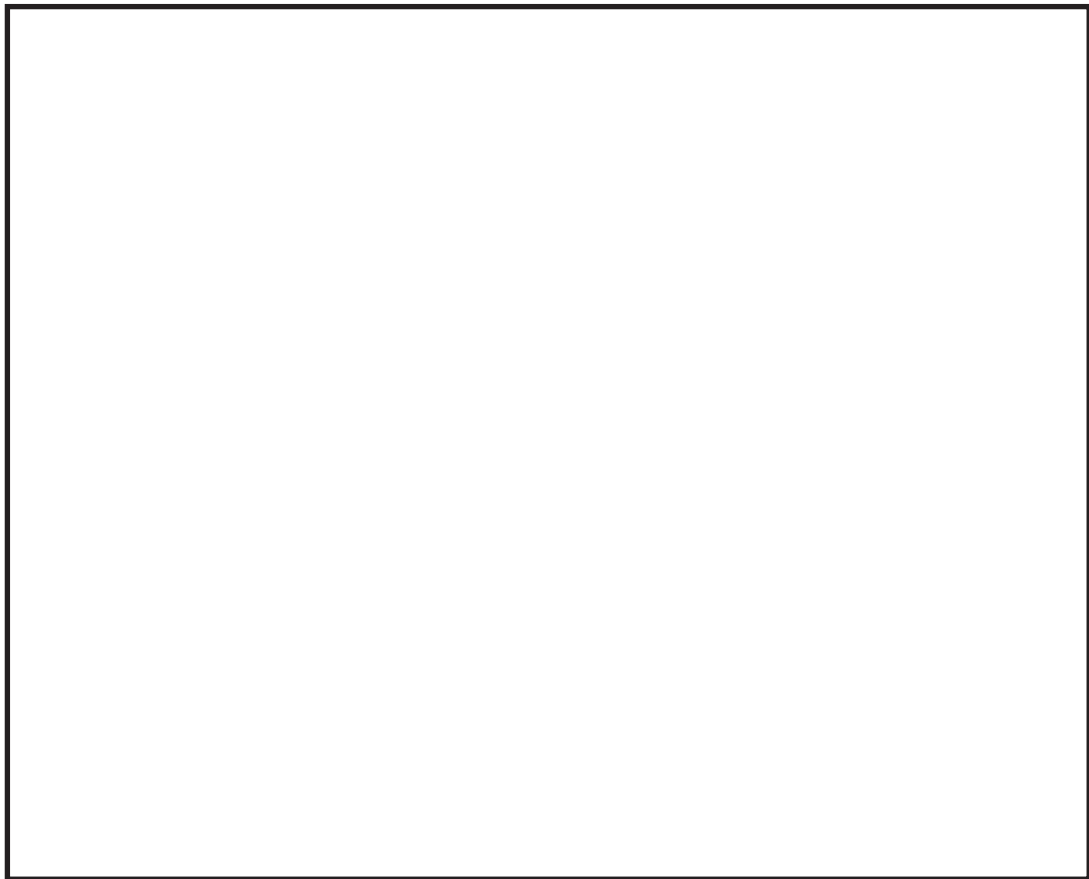
d. 応力腐食割れ (SCC)

- ・腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の3要因が重畳した場合に発生する破壊

(a) アルカリ環境における SCC

第4図(参考図書4)にSUS316のアルカリ環境におけるSCC発生限界を示す。本図は応力腐食割れ事例を収集し、各種材料のアルカリ環境におけるSCCの発生限界を求めたものである。SUS316は[]が低濃度においてはSCCへの耐性に優れていることがわかる。スクラバ溶液は、待機時には[]であり、事故時にスクラバ溶液が最低水位になった場合でも[]であること、また、SUS316L等はより耐SCC性に優れた材料であることから、使用環境(pH7~13)において設備の健全性を確保できる。

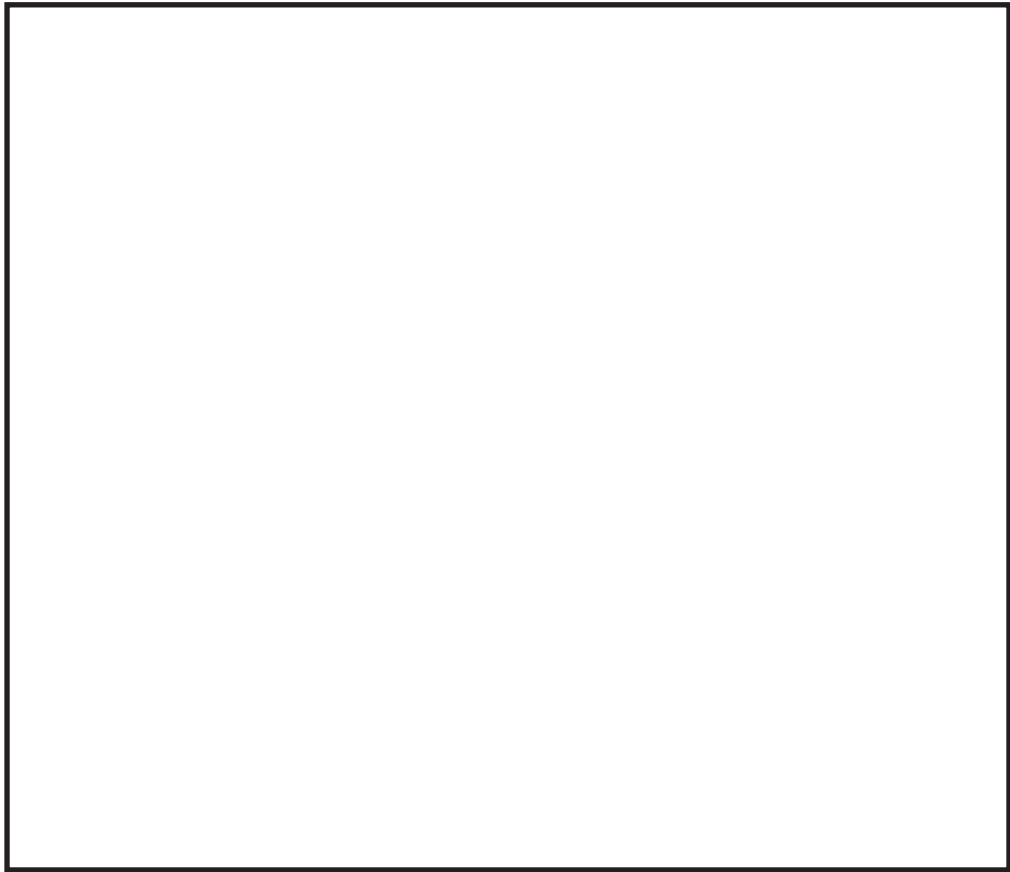
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。
別紙 3-6



第4図 SUS316の [] 溶液中の耐食性

(b) [] 環境における SCC

第5図（参考図書5）に [] 環境下における SUS304 の SSRT（低歪速度引張応力腐食割れ）試験の結果を示す。本試験における [] と [] とほぼ同じである。試験の結果、鋭敏化していない SUS304 では SCC の発生がないことが示されている。使用材料である SUS316L 等はより耐 SCC 性に優れた材料であるため、 [] が起因となる SCC に対して考慮した材料と言える。



第5図 [redacted] 水溶液中における SUS304 の SSRT 結果

(3) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

ベンチュリノズルについては, [redacted] 確

認した。

第6図に示すように, [redacted] 観察し, ベントガ

スによる影響を確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第6図 ベンチュリノズル観察部位

第7図に示すように、

ベンチュリノズル内部で液滴衝撃エロージョンが発生していないことがわかる。

なお、液滴衝撃エロージョンは、

における流速を求め、液滴衝撃エロージョンの発生について評価する。

ベンチュリノズル内の流れは、

における流速を、 \square の面積から求めると約 \square m/s であり、また、保守的に \square の投影面積から求めると約 \square m/s となる。

以上から、 \square における流速は、ステンレス鋼における液滴衝撃エロージョン発生限界流速（参考図書6）である 70m/s を下回ると考えられ、液滴衝撃エロージョンは発生しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第7図 ベンチュリノズル観察結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

《参考図書》

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of stress corrosion cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977, Vol.17
3. 宮坂松甫他, “ポンプの高信頼性と材料”, ターボ機械, 第36巻, 第9号
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告:280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中における SUS304 ステンレス鋼の SCC 挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版)
JSME S CA1-2005

別紙 4 原子炉格納容器フィルタベント系の漏えいに対する設計上の考慮【本文

2.3.1】

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置等に保有するスクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされている。フィルタ装置の設計条件を第 4-1 表に示す。また、各部位の設計上の考慮事項を第 4-2 表に示す。

第 4-1 表 フィルタ装置の設計条件

最 高 使 用 圧 力	854kPa[gage]
最 高 使 用 温 度	200℃
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟内
機 器 ク ラ ス	重大事故等クラス 2 容器
耐 震 仕 様	基準地震動 Ss にて機能維持

第 4-2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	考慮事項	
フィルタ装置	胴	<ul style="list-style-type: none"> ・高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 容器の規定を適用する。
	管台	<ul style="list-style-type: none"> ・高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 容器の規定を適用する。 ・配管の接続部は溶接構造とする。
	計装	<ul style="list-style-type: none"> ・温度計ウェルの接続部は溶接構造とする。
配管	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は，高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 配管の規定を適用する。 ・配管の接続部は溶接構造を基本とする。 ・弁，計装設備等との取合いのうち，フランジ構造の部位に対しては，温度，圧力及び放射線に対して耐性を有するシール材（黒鉛）を採用する。 	
弁	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は，耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 2 弁の規定を適用する。 ・弁グランド部に対しては，温度，圧力及び放射線に対して耐性を有するパッキン（黒鉛）を採用する。 	
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液に接する部分の材料は，高アルカリ性のスクラバ溶液が高温（200℃）環境下にあっても耐食性に優れるステンレス鋼を用いる。 ・検出部は，スクラバ溶液と直接接液しない隔膜式を採用する。 	

以上のとおり，原子炉格納容器フィルタベント系は，スクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされているが，漏えいが発生した場合には，安全機能を有する構築物，系統及び機器がその機能を失わない設計とする。また，スクラバ溶液が管理区域外へ漏えいするおそれのない設計とする。

さらに，万一，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合においても漏えいが検知可能な設計とし，また，漏えい水をサブプレッションチェーンバへ排水可能な設計とする。

(参考) フィルタ装置設置場所の漏えい対策

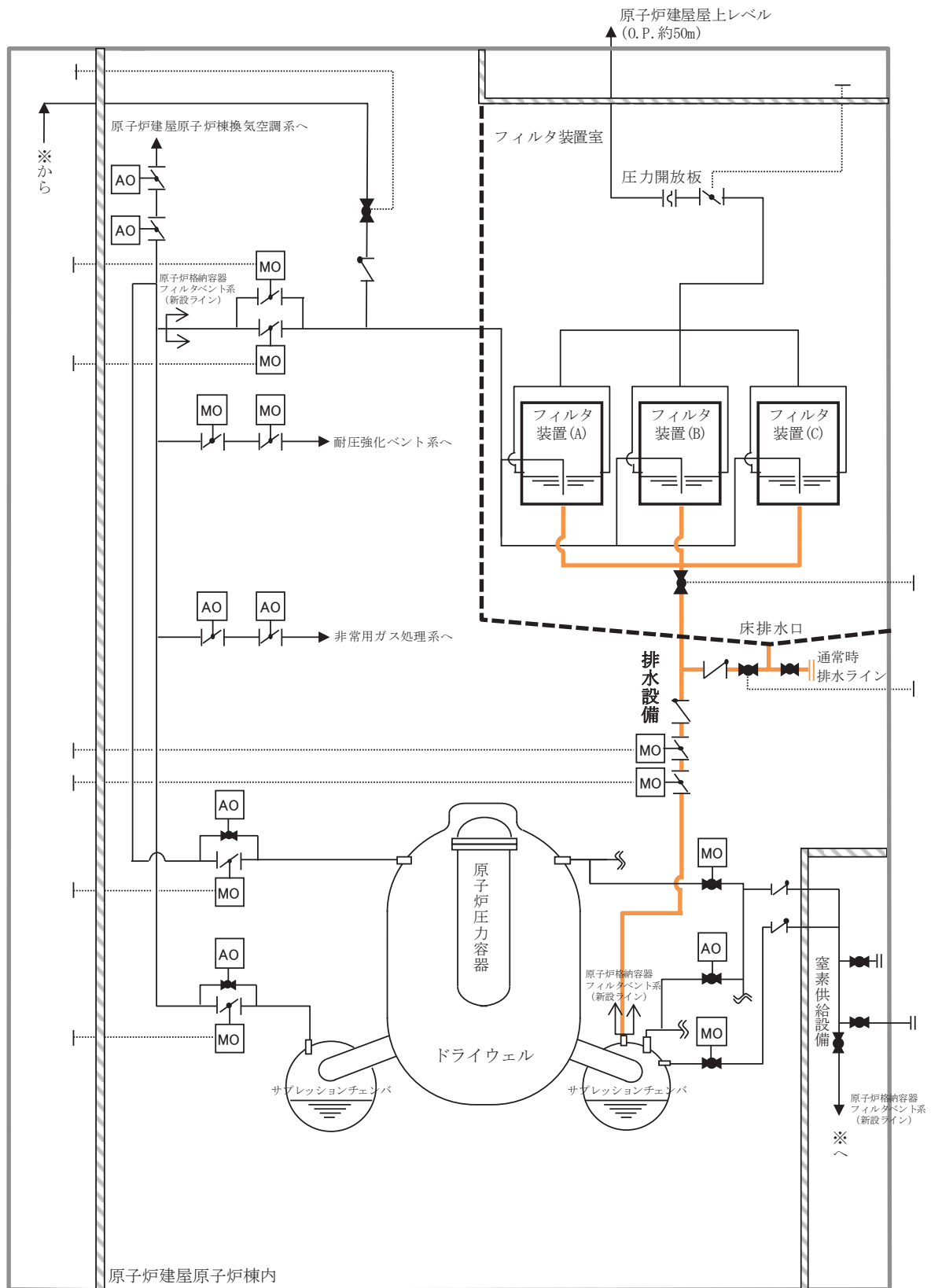
原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置に保有するスクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされているが、万一漏えいが発生した場合においても、早期の検知が可能となるようにフィルタ装置室内に漏えい検知器を設置することにより、中央制御室にて監視可能とし、また、フィルタ装置室入口扉付近に堰を設置すること等により、フィルタ装置室外への漏えいを防止する。

ベント後に放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、床面からサプレッションチェンバへ排水する。この排水ラインは、格納容器圧力が約 kPa[gage] 以下の場合に弁を開操作することにより、ポンプを用いることなく、高低差によってフィルタ装置室内の漏えい水をサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

待機時に放射性物質を含まないスクラバ溶液等がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、サプレッションチェンバ以外へ排水可能な設計とする。

なお、フィルタ装置は原子炉建屋 階のフィルタ装置室に設置することから地下水の流入の可能性はない。

原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図を第 1 図に示す。



原子炉建屋

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図

別紙 5 フィルタ装置の基数の違いによる影響【本文 2.3.2.1】

フィルタ装置 1 基（全 3 台）の構成とするため、設計上考慮する事項を以下に示す。フィルタ装置周りの系統概要を第 5-1 図に示す。

(1) 圧力損失

各フィルタ装置周りの配管の流体抵抗の差が十分小さくなるよう、配管ルートを考慮する。また、フィルタ装置の液相部は、ドレン配管の共有により水位の均衡を保ち、気相部は連通管により圧力の均衡を保つ設計とする。これらにより、各フィルタ装置周りでの配管の流体抵抗の差が十分小さくなるよう設計する。

(2) スクラバ溶液水位

フィルタ装置の液相部は、ドレン配管の共有により、各フィルタ装置の水位が同一になる設計とする。

(3) 気相部圧力

各フィルタ装置の気相部は、配管を通じて連通しており、1 つの金属繊維フィルタに過大な圧力がかからない設計とする。

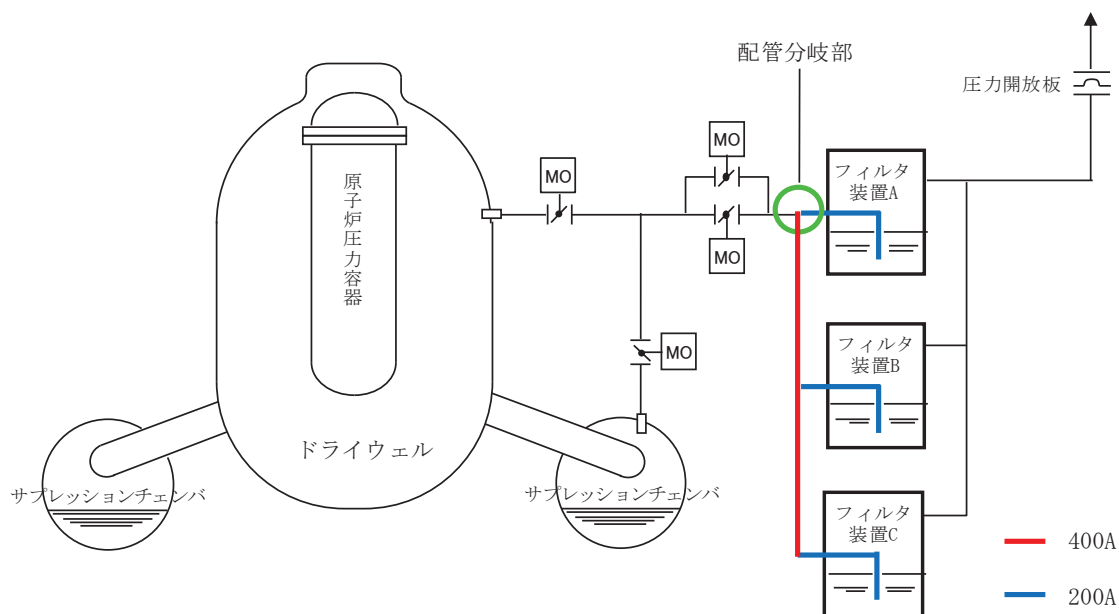


第 5-1 図 フィルタ装置周りの系統概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 1) 各フィルタ装置までの圧力損失

フィルタ装置入口側の配管構成を第 1 図に、また、配管分岐部から各フィルタ装置までの配管の圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量を第 1 表に示す。



第 1 図 フィルタ装置入口側の配管構成

第 1 表 圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量

	配管口径	配管長 (m)	曲げ 箇所数	圧力損失 (kPa)	フィルタ 装置入口 ガス流量 (m ³ /s)	フィルタ 装置入口 ガス流速 (m/s)	流量比 (%) [*]
フィルタ 装置 A	400A	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	200A						
フィルタ 装置 B	400A						
	200A						
フィルタ 装置 C	400A						
	200A						

※：フィルタ装置 A の流量を 100%としたときの値。

以上より、フィルタ装置入口ガス流量比で %程度の違いであり、フィルタ装置の除去性能に対する影響は小さいと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

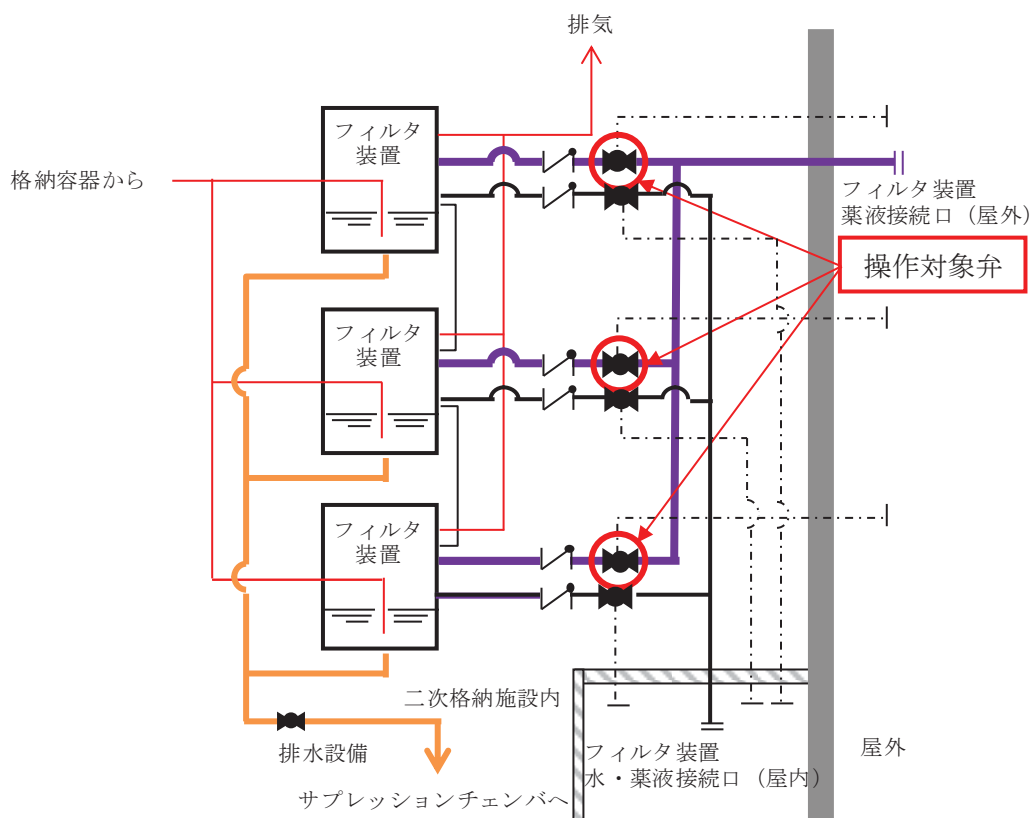
(参考 2) 薬液補給時の均一性

フィルタ装置は、屋外又は原子炉建屋内の原子炉棟外から薬液が補給可能な設計としている。

外部接続口からフィルタ装置へ至る配管は、フィルタ装置それぞれに対して補給可能な構成としており、フィルタ装置へ薬液を補給する場合、フィルタ装置 1 台毎に同量の薬液を補給する。各フィルタ装置は連通管で接続されており、補給された薬液は均一になる。

なお、スクラバ溶液は、待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した際に格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。

薬液補給ラインを第 1 図に示す。



第 1 図 薬液補給概要図

別紙 6 金属繊維フィルタのドレン配管における閉塞・逆流【本文 2.3.2.2】

金属繊維フィルタの湿分分離機構により

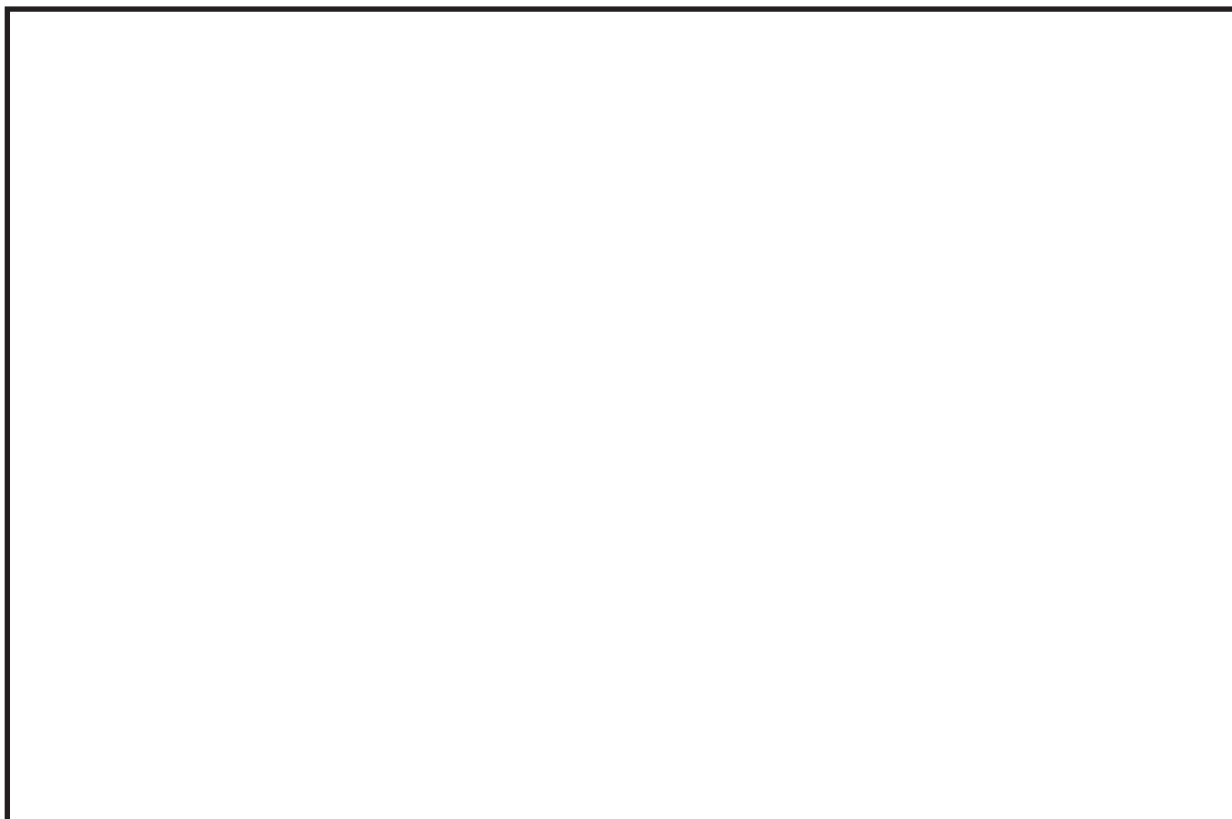
構造としている。金属

繊維フィルタのドレン配管接続部の概略図を第 6-1 図に示す。

金属繊維フィルタのドレン配管において、

ドレン配管における

閉塞及び逆流について評価する。



第 6-1 図 ドレン配管接続部の概略図

(1) ドレン配管における閉塞

金属繊維フィルタのドレン配管の [] であり、これに対してフィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径は [] と極めて小さいため、ドレン配管において閉塞の発生は考えにくい。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 6-1

(2) ドレン配管における逆流



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 6-2

別紙 7 流量制限オリフィスの設定方法【本文 2.3.2.2】

原子炉格納容器フィルタベント系では、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズルの流速を適正な条件に保持するため、金属繊維フィルタの下流側に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

(1) 流量制限オリフィスの設計手順

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が 1Pd から 2Pd(427 kPa [gage] から 854kPa [gage]) の場合においてベントを開始し、格納容器と大気との差圧により格納容器内の雰囲気ガスを大気へ放出する構成とする。このため、流量制限オリフィスの設計にあたっては、ベント時において格納容器圧力が低い状態（格納容器と大気の差圧が小さい状態）を考慮し、格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるよう以下のとおり設定する。

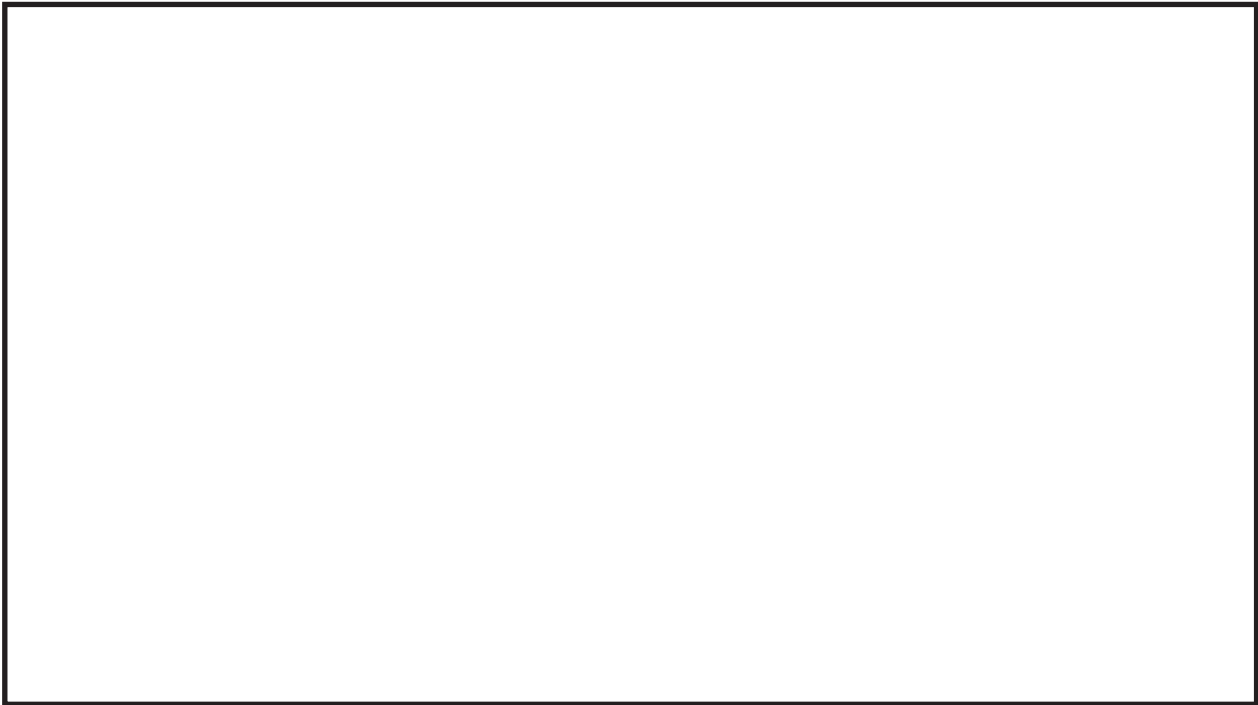
なお、格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きい格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。



この時の格納容器から大気までの圧力勾配の概要を第 7-1 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-1



第 7-1 図 圧力勾配の概要

(2) 系統の圧力計算

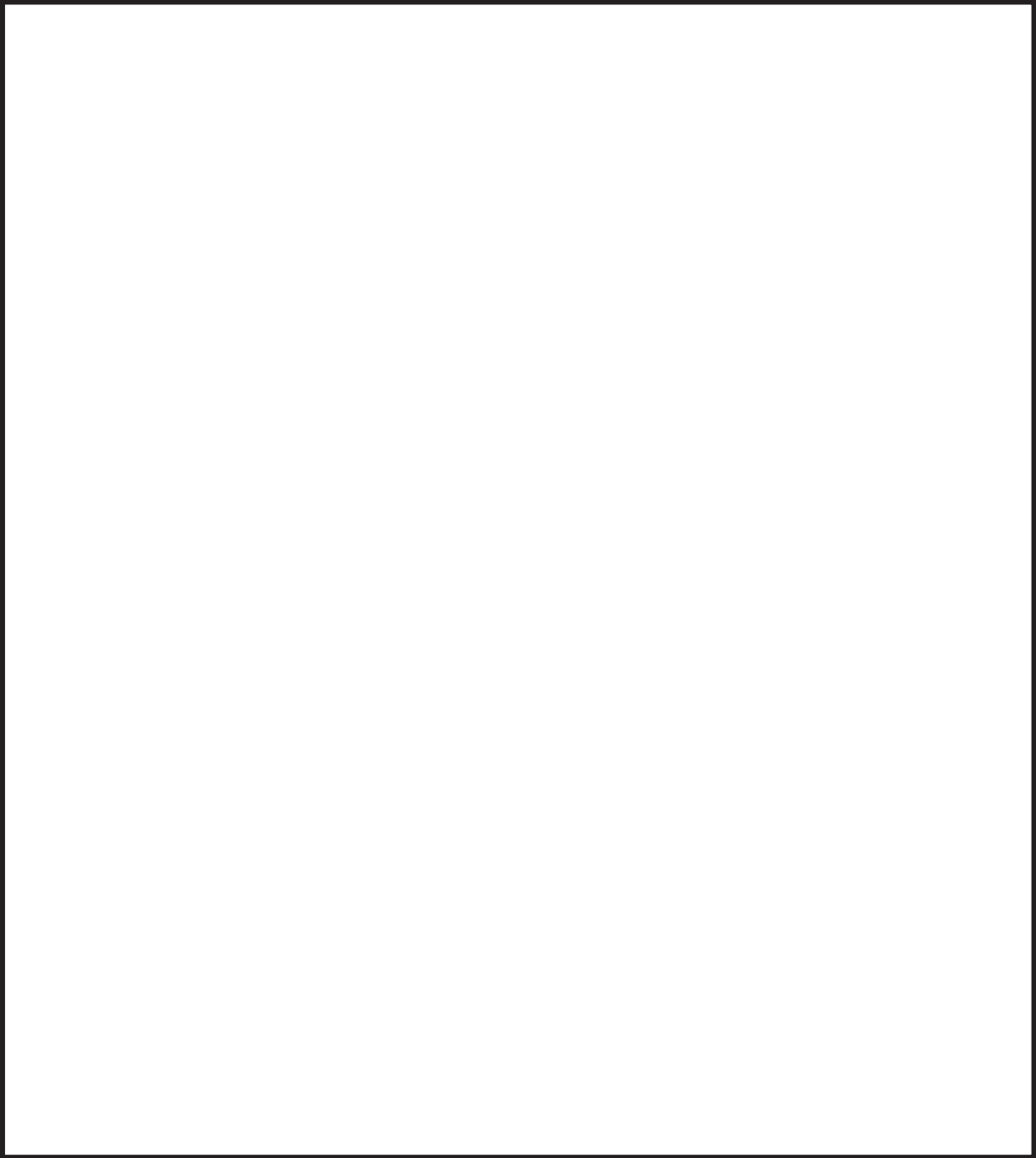
a. 流量制限オリフィス上流の圧力計算



(a) 流量制限オリフィス上流圧力の計算式



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(b) 計算結果

流量制限オリフィス上流圧力 p_i の計算結果を第 7-1 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-3

第 7-1 表 流量制限オリフィス上流圧力

--

b. 流量制限オリフィス下流の圧力計算

--

(a) 流量制限オリフィス下流圧力の計算式

--

(2) a. (a) 入口管路圧力損失と同様の方法により，管路の圧力損失を評価する。

(b) 計算結果

流量制限オリフィス下流圧力 p_a の計算結果を第 7-2 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 7-2 表 流量制限オリフィス下流圧力

--

(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定

(2) より, 格納容器圧力が 1Pd 時に原子炉格納容器フィルタベント系で崩壊熱 1% 相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流の圧力は kPa[gage], オリフィス下流の圧力は kPa[gage] である。

流量制限オリフィスは, 上記のオリフィス上流/下流の圧力条件で, 崩壊熱 1% 相当の蒸気が排出できるように, 断面積を設定する。ここで, オリフィスの上流圧力と下流圧力の関係から, 以下の式に基づいて断面積の設定を行う。

--

以上の手順でオリフィスの断面積 を設定することにより、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント開始時の排気圧力が低い 1Pd の状態においても設計流量が確実に排気できるように設計している。

(4) 格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が 1Pd～2Pd においてベント開始することとしており、格納容器圧力 1Pd において、設計流量 10.0 kg/s（原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量）を排出できるよう流量制限オリフィスの流出断面積を設定している。

フィルタ装置のエアロゾル除去性能は体積流量（流速）に依存するため、流量制限オリフィスを設置することにより、格納容器圧力の変動（ガス流量の変動）が生じても、フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定にする設計としている。

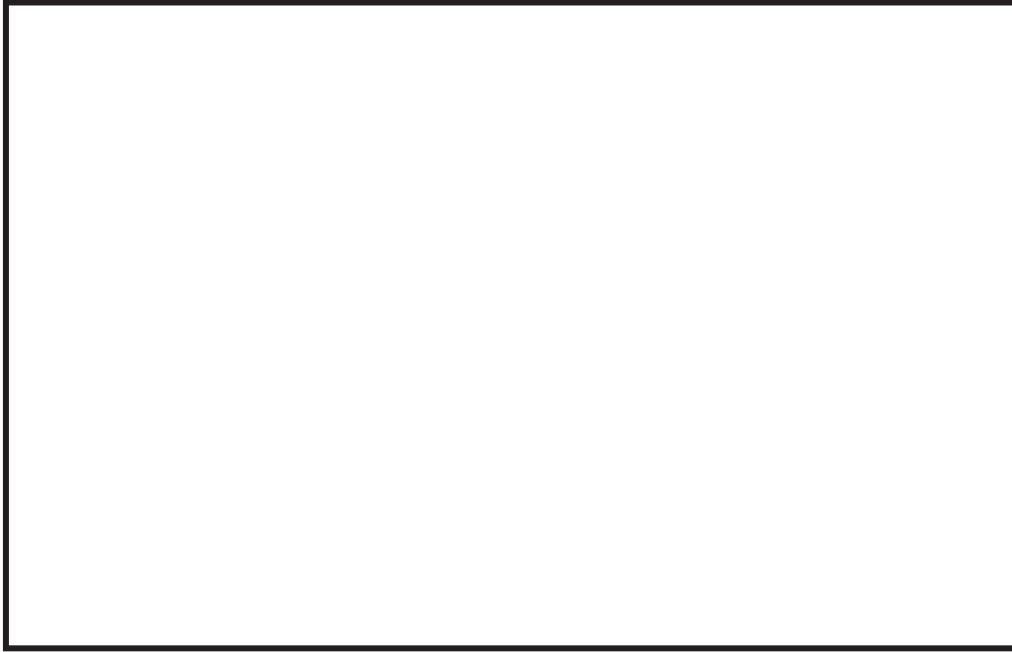
原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲である格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量を第 7-3 表及び第 7-2 図に示す。

第 7-3 表 格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

格納容器圧力 kPa[gage]	オリフィス上流 圧力損失 kPa	オリフィス下流 圧力損失 kPa	ベンチュリノズル 入口圧力 kPa[gage]	比体積 ^{※1} m ³ /kg	質量流量 kg/s (相対比) ^{※2}	体積流量 m ³ /s (相対比) ^{※2}

※1：各ベンチュリノズル入口圧力における飽和蒸気値。
 ※2：格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%としたときの値。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 7-2 図 格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 7-7

別紙 8 計装設備の考え方【本文 2.3.4.1】

原子炉格納容器フィルタベント系の系統圧力、フィルタ装置の水位及び水温度の状態を監視するため、弾性圧力検出器、差圧式水位検出器及び熱電対を設置する。また、排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視するため、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタを設置する。

これらの監視パラメータは、中央制御室等で指示及び記録が可能な設計とする。

(1) 目的

a. 系統待機時

原子炉格納容器フィルタベント系の待機時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・フィルタ装置の所定の性能に影響がないことの確認

フィルタ装置水位（狭帯域）にて、スクラバ溶液の水位が待機時の上限水位から下限水位の範囲であることを確認する。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）にて、封入した窒素圧力を継続監視することにより系統内の不活性状態を確認する。

b. ベント開始時及び継続時

原子炉格納容器フィルタベント系のベント開始時及び継続時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）にて、ベント開始により待機時の圧力から上昇した圧力が、ベント継続により格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認する。

また、フィルタ装置水温度にて、ベント開始により待機時から温度が上昇することを確認する。

- ・フィルタ装置の所定の性能に影響がないことの確認

フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位がベント時の上限水位から下限水位の範囲であることを確認する。

また、フィルタ装置 pH にて、スクラバ溶液がアルカリ性を維持していることを必要に応じて確認する。

- ・放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管内のガスに含まれる放射線性物質からのガンマ線強度を測定することにより、放射性物質濃度を評価する。

c. ベント停止後

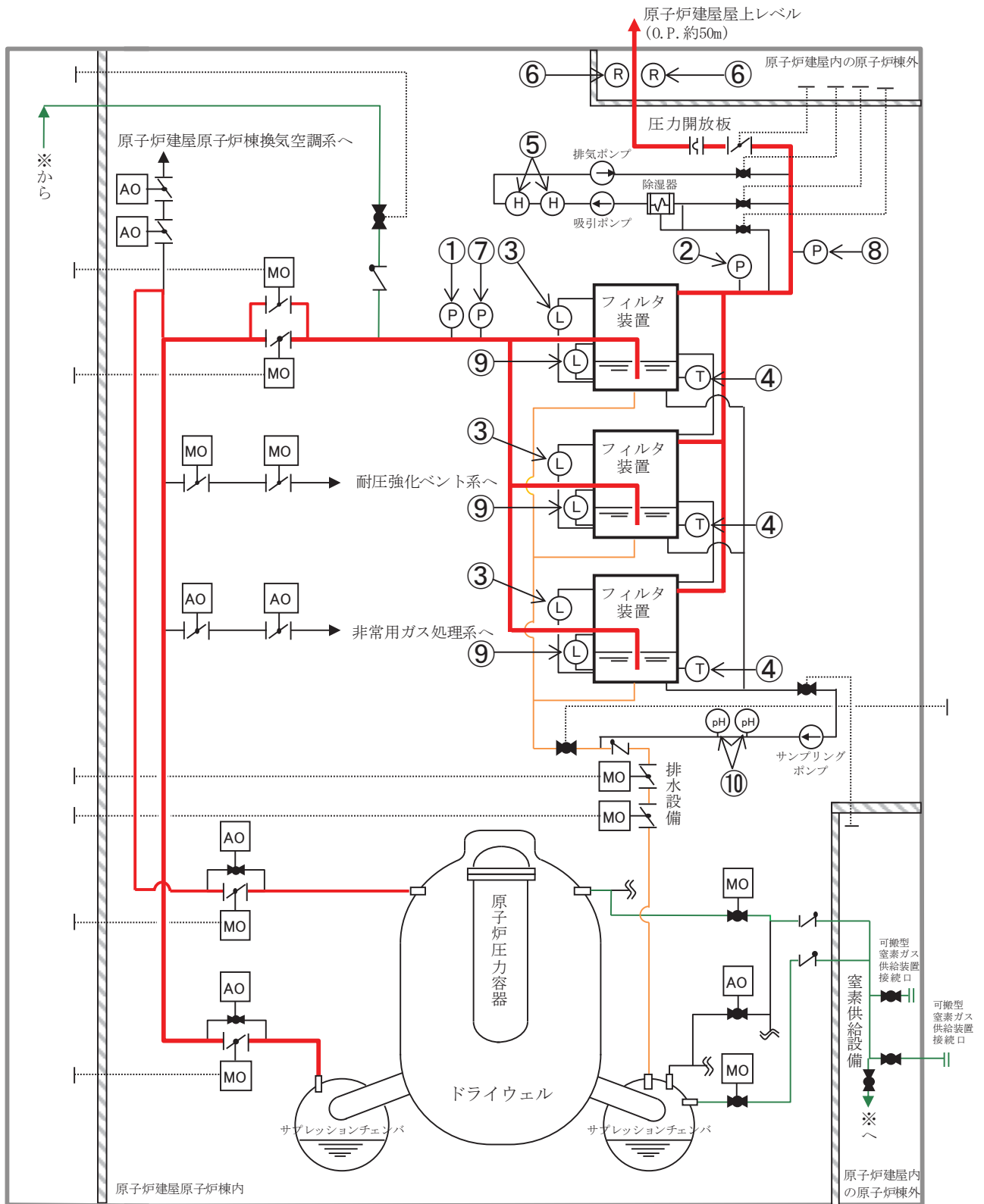
原子炉格納容器フィルタベント系のベント停止後の状態を以下のとおり確認する設計とする。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

フィルタ装置出口水素濃度にて系統内に水素ガスが滞留していないことを確認する。

(2) 計装設備の仕様

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備の系統概略図を第 8-1 図に、計装設備の監視パラメータを第 8-1 表及び第 8-2 表に示す。



原子炉建屋

注：図内の丸数字は第8-1表及び第8-2表の監視項目の丸数字に対応する。

第 8-1 図 計装設備系統概略図

第 8-1 表 計装設備の監視パラメータ（重要監視パラメータ）

監視項目※1	設置目的	計測範囲	測定範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置入口 圧力（広帯域）	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa [gage]	システムの最高使用圧力（0.854MPa [gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／ 緊急時対策所
②フィルタ装置出口 圧力（広帯域）	ベント開始時及び継続時に格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	-0.1～ 1.0MPa [gage]	システムの最高使用圧力（0.854MPa [gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室／ 緊急時対策所
③フィルタ装置水位 （広帯域）	フィルタ装置性能維持のための水位監視			3	中央制御室／ 緊急時対策所
④フィルタ装置水温 度	フィルタ装置内の水温度監視	0～200℃	システムの最高使用温度（200℃）を監視できる範囲	3	中央制御室／ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口 水素濃度	ベント停止後の系統内の水素濃度の確認	0～30vol% 0～100vol%	格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視できる範囲	1 1	中央制御室／ 緊急時対策所
⑥フィルタ装置出口 放射線モニタ	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認	10 ⁻² ～ 10 ⁵ mSv/h	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（1.9×10 ³ mSv/h）を測定できる範囲	2	中央制御室／ 緊急時対策所

※1 監視項目の数字は第 8-1 図の丸数字に対応する。

※2 基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

第 8-2 表 計装設備の監視パラメータ（重要監視パラメータ以外）

監視項目※1	設置目的	計測範囲	測定範囲の根拠	個数	監視場所
⑦フィルタ装置入口 圧力（狭帯域）	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～ 100kPa [gage]	封入した窒素圧力を監視できる範囲	1	中央制御室／ 緊急時対策所
⑧フィルタ装置出口 圧力（狭帯域）	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～ 100kPa [gage]	封入した窒素圧力を監視できる範囲	1	中央制御室／ 緊急時対策所
⑨フィルタ装置水位 （狭帯域）	系統待機時のフィルタ装置の水位監視		系統待機時のフィルタ装置の水位管理範囲を監視できる範囲	3	中央制御室／ 緊急時対策所
⑩フィルタ装置pH	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	0～14	フィルタ装置のpHを測定できる範囲	2	中央制御室／ 緊急時対策所

※1 監視項目の数字は第 8-1 図の丸数字に対応する。

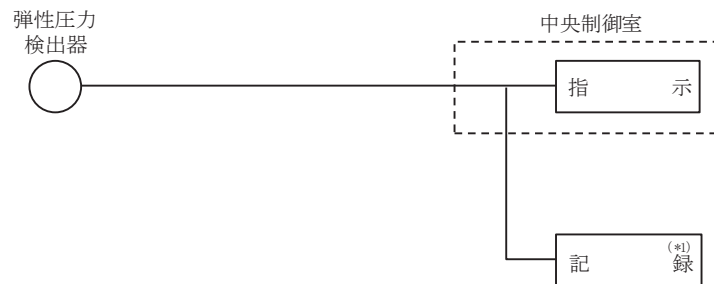
※2 基準点はフィルタ装置（本体）下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 計装設備の概略構成図

a. フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。また、「安全パラメータ表示システム」（以下、「SPDS」という。）により、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-2 図に示す。

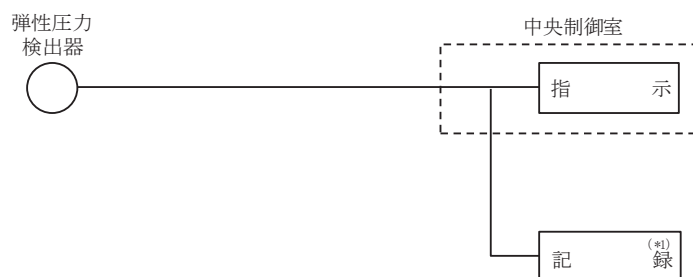


(*) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-2 図 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

b. フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDS により、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-3 図に示す。

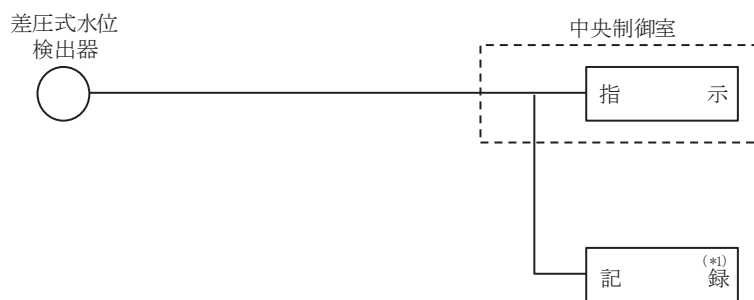


(*) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-3 図 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

c. フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は，フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDSにより，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-4図に示す。

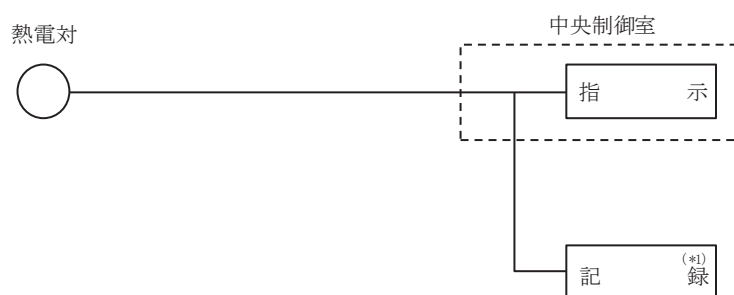


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第8-4図 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

d. フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は，フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し，記録する。また，SPDSにより，緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-5図に示す。

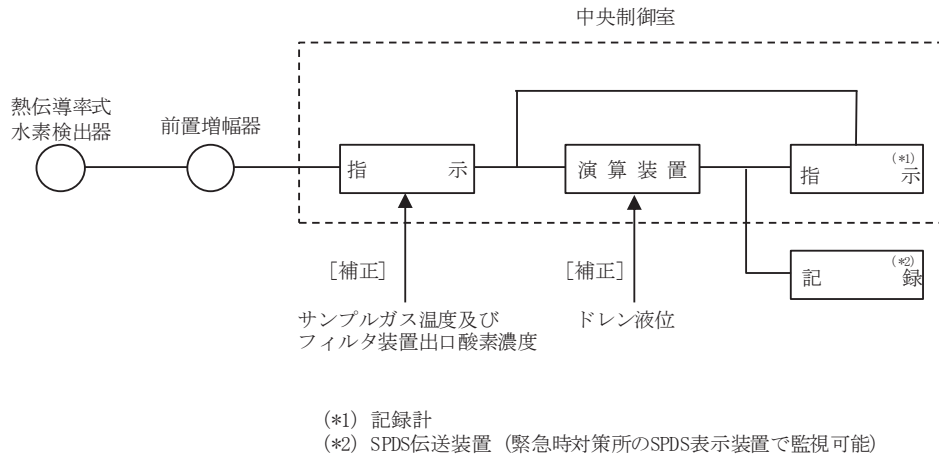


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第8-5図 フィルタ装置水温度の概略構成図

e. フィルタ装置出口水素濃度

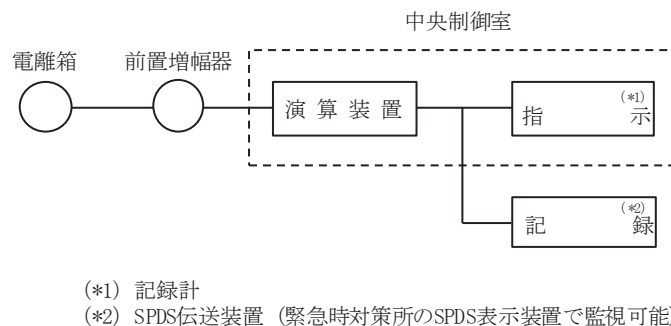
フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-6図に示す。



第8-6図 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

f. フィルタ装置出口放射線モニタ

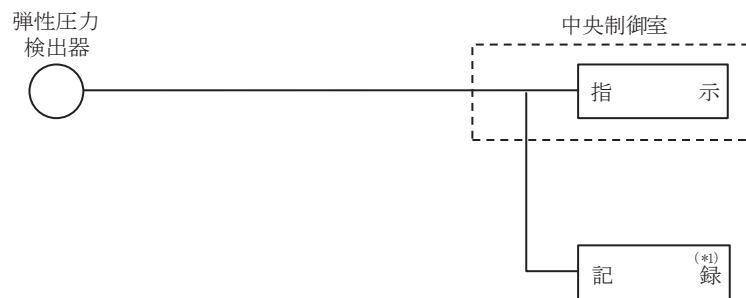
フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅され、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-7図に示す。



第8-7図 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

g. フィルタ装置入口圧力（狭帯域）

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置入口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-8図に示す。

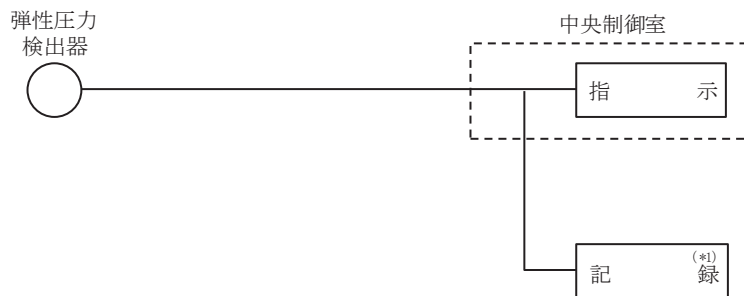


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第8-8図 フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図

h. フィルタ装置出口圧力（狭帯域）

フィルタ装置出口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置出口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第8-9図に示す。

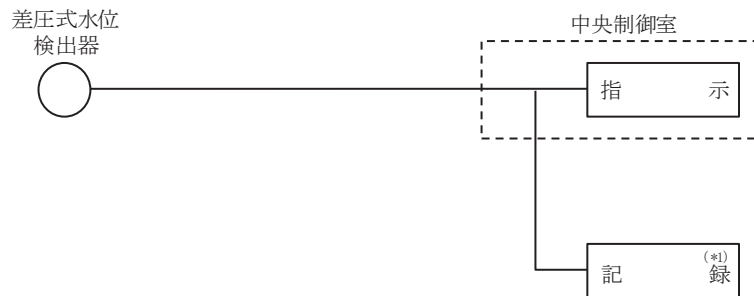


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第8-9図 フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図

i. フィルタ装置水位（狭帯域）

フィルタ装置水位（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、フィルタ装置水位（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-10 図に示す。

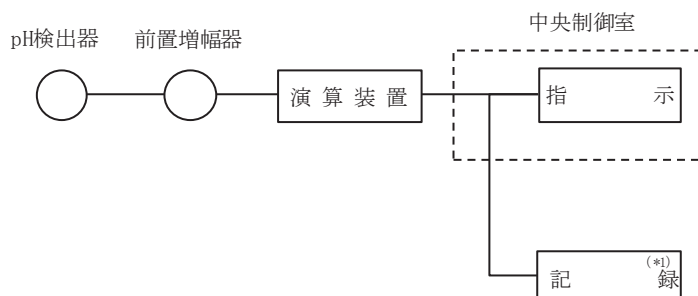


(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-10 図 フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図

j. フィルタ装置 pH

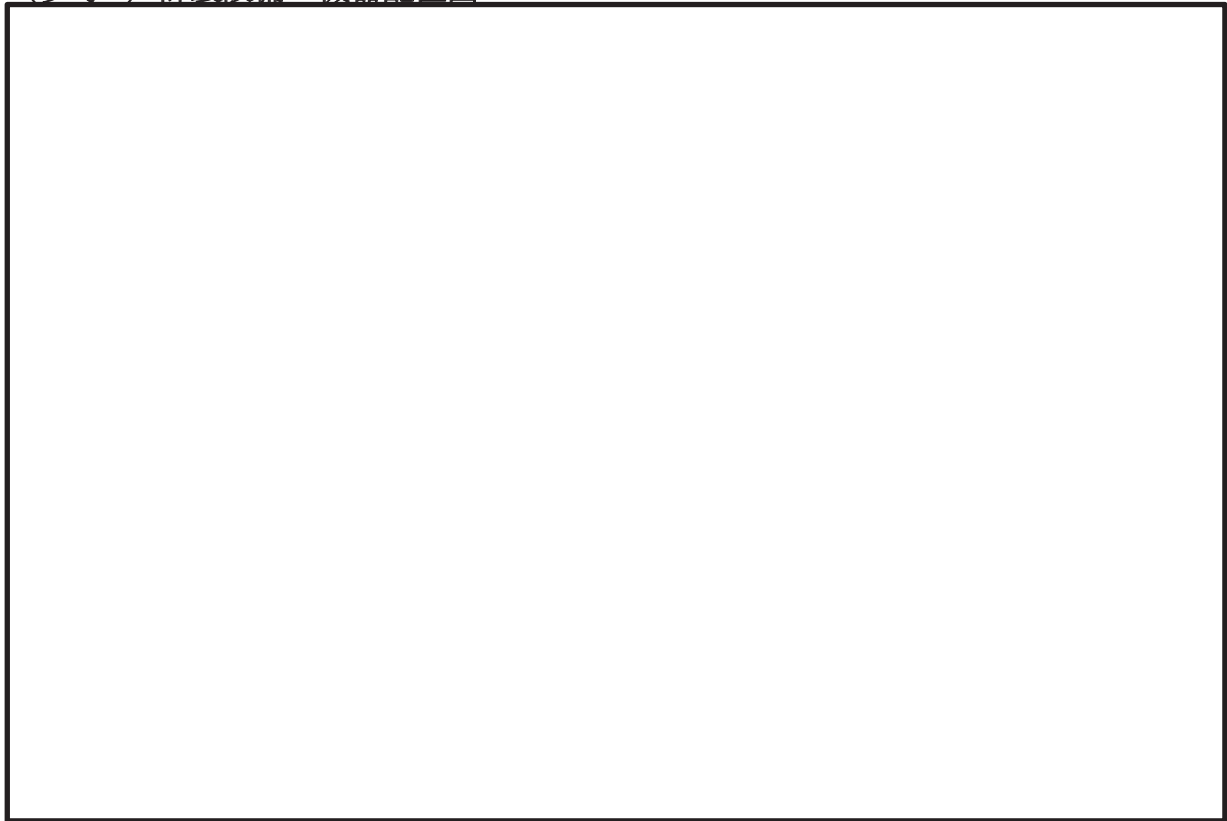
フィルタ装置 pH の検出信号は、pH 検出器にて pH を電圧信号として検出する。検出された電圧信号は前置増幅器で増幅され、演算装置にて pH 信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置 pH として中央制御室に指示し、記録する。また、SPDSにより、緊急時対策所の表示装置で監視ができる。概略構成図を第 8-11 図に示す。



(*1) SPDS伝送装置（緊急時対策所のSPDS表示装置で監視可能）

第 8-11 図 フィルタ装置 pH の概略構成図

(参考1) 計装設備の機器配置図

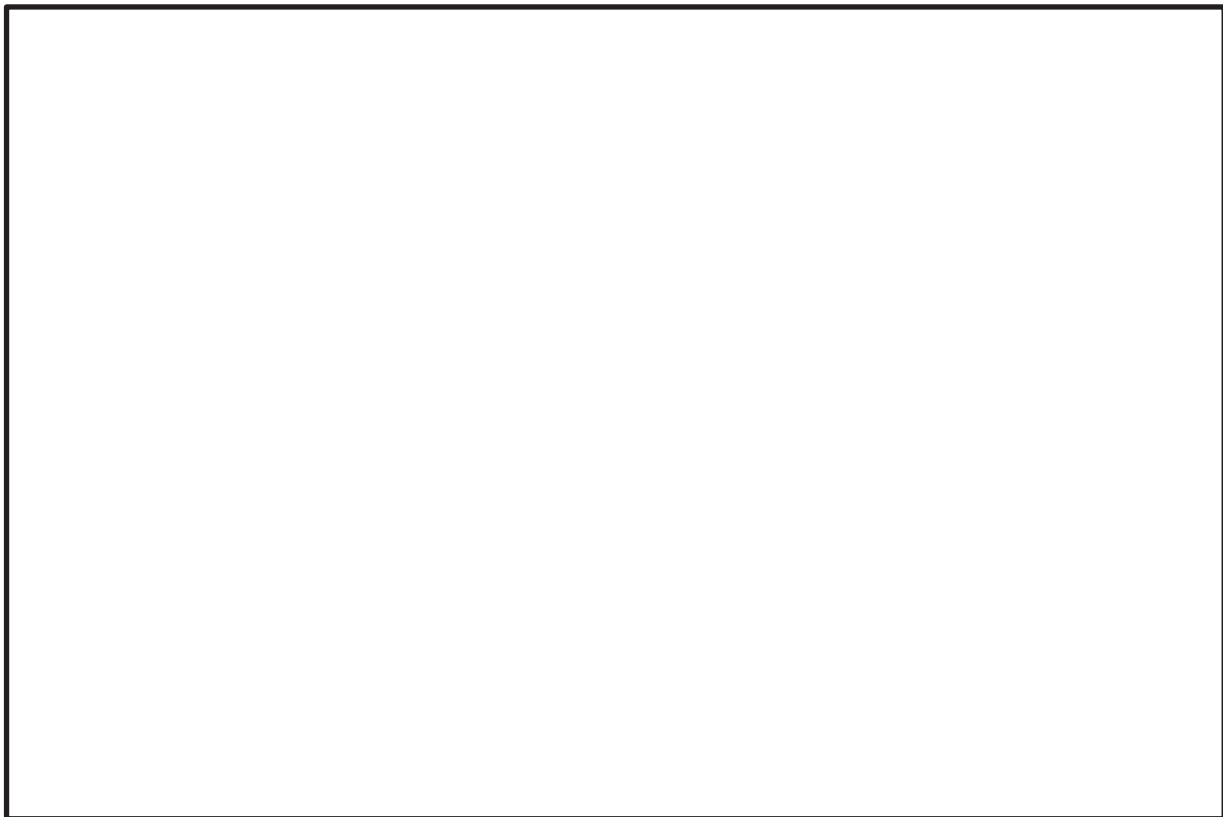


第1図 機器配置図 (原子炉建屋 [redacted] 階)

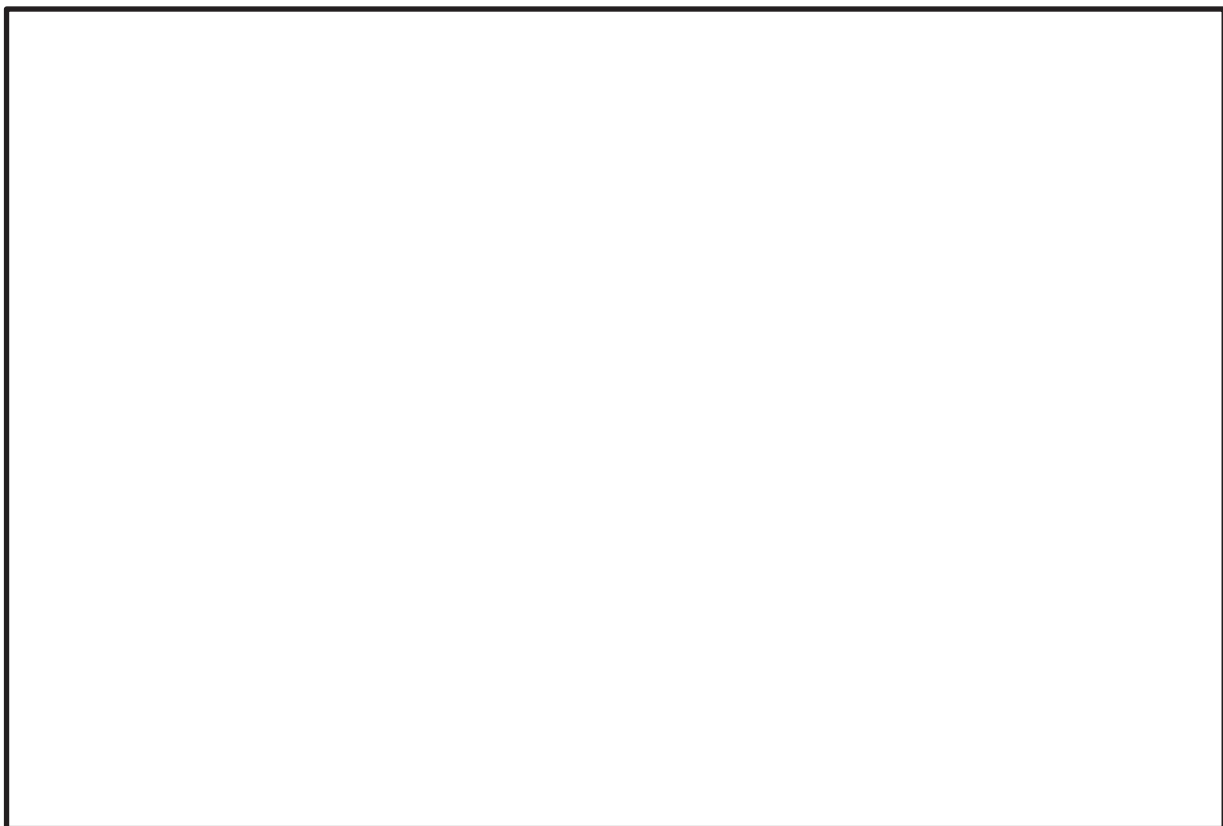


第2図 機器配置図 (原子炉建屋 [redacted] 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第3図 機器配置図（原子炉建屋[]階）



第4図 機器配置図（原子炉建屋[]階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(参考 2) 計装設備数の考え方及び計測不能となった場合の推定方法

(1) 計装設備数の考え方

重大事故等発生時に使用する計装設備は、その環境条件においても機能喪失しないよう十分配慮した設計とすることから、基本的には多重性又は多様性の考え方を適用しない。

ただし、原子炉格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視・操作に直接影響を与えるパラメータについては、多重化する設計とする。

(2) 計測不能となった場合の推定方法

計装設備が故障により計測不能になった場合、多重化している計装設備については、他チャンネルの同一計器により測定可能である。

また、単一設置の計装設備の故障等により測定ができない場合にも代替パラメータによる推定が可能である。

各監視パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第 1 表に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方

計装設備の監視は、ベントの実施により現場環境が悪化した場合でも支障がないよう、中央制御室において監視可能な設計とする。また、緊急時対策所においても監視可能な設計とする。

(4) 電源喪失時における測定及び監視

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に系統の状態を確認するために必要な監視パラメータのうち、フィルタ装置入口圧力（広帯域）、フィルタ装置出口圧力（広帯域）、フィルタ装置水位（広帯域）及びフィルタ装置水温度は、所内常設蓄電式直流電源設備等の機能喪失により計装設備の電源が喪失している場合にも可搬型計

測器により測定を行い、換算（換算表または換算式による）又は直接測定値を読み取ることで、把握することが可能である。

第1表 代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ		個数	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
フィルタ装置入口 圧力（広帯域）		1	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
フィルタ装置出口 圧力（広帯域）		1	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
フィルタ装置水位 （広帯域）		3	①フィルタ装置水位（広帯域） （他チャンネル）	①フィルタ装置水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
フィルタ装置水温度		3	①フィルタ装置水温度（他チャンネル）	①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
フィルタ 装置出口 水素濃度	0～30 vol%	1	①格納容器内水素濃度 （D/W） ①格納容器内水素濃度 （S/C）	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管を通過することから、格納容器内水素濃度（D/W）又は格納容器内水素濃度（S/C）により推定する。
	0～100 vol%	1		
フィルタ装置出口 放射線モニタ		2	①フィルタ装置出口放射線モニタ（他チャンネル）	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

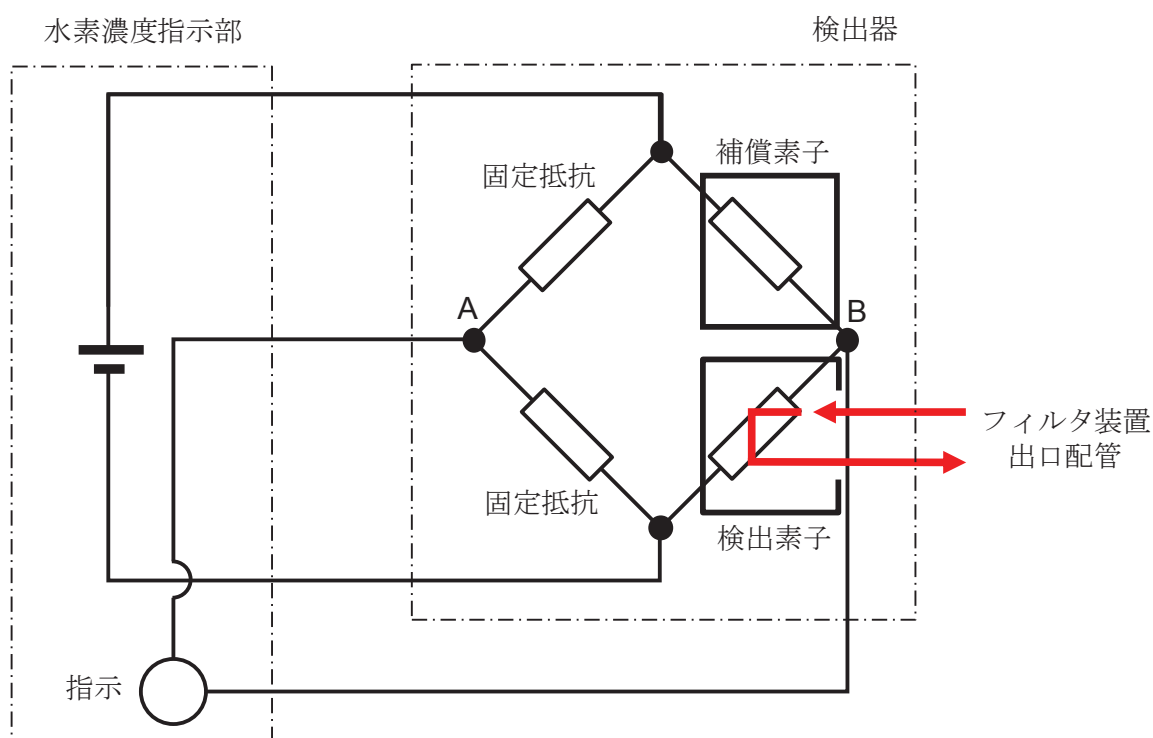
(参考 3) フィルタ装置出口水素濃度

(1) 測定原理

フィルタ装置出口水素濃度は、熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式の測定素子は、2 個の素子（検出素子と補償素子）で構成され、それぞれの素子には電流を流して自己加熱している。第 1 図に示すとおり、検出素子は測定ガスに直接さらされる測定セル内に設置し、補償素子は基準ガスである窒素が封入されたセル内に設置されている。

検出素子は、水素濃度の増減に伴う測定ガスの熱伝導率の変化により、素子の熱の奪われ方が変化し、素子の抵抗が変化する。すなわち、水素濃度が高いほど測定ガスの熱伝導率が高く、検出素子の温度が下がることとなる。一方、補償素子は水素濃度に関係がなく一定の抵抗値を示す。この検出素子と補償素子の抵抗比が測定ガスの水素濃度に対応することを利用した測定原理である。



第 1 図 水素濃度検出回路概要図

(2) 精度

水素濃度検出器は(1)で示したとおり基準ガスである窒素に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式であり、窒素に対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用している。水素の熱伝導率は、約 $0.18 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C である一方、窒素は、約 $0.02 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より 1 桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対して大きな誤差にはならない。

(3) 計測時間遅れの影響

フィルタ装置出口水素濃度は、配管内のガスをサンプリングして水素濃度を計測するため、計測の時間遅れが発生する。時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約 m
- ・サンプリング配管の内容積：約 m^3
- ・吸引ポンプの定格流量：約 m^3/min
- ・サンプリング点から水素濃度検出器のガス到達時間：約 分

上記のとおり、約 分程度の時間遅れが発生するが、フィルタ装置出口水素濃度は、ベント停止後に可搬型窒素ガス供給装置により系統内に窒素を連続的に供給している状態における水素濃度の確認であり、系統の状態変化を監視して操作等の判断を行うパラメータでないことから、計測時間遅れの影響はない。

別紙 9 ベント実施時の放射線監視測定のおえ方【本文 2.3.4.1】

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲とそのおえ方を第 9-1 表に示す。

第 9-1 表 計測範囲とそのおえ方

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関するおえ方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を測定できる範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲の上限値については、次の条件に基づいて算出するフィルタ装置出口配管の放射線量率の最大値を計測可能な設計とする。

- ・ フィルタ装置出口配管の放射線量率は、フィルタ装置で除去できない放射性希ガスからのガンマ線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は放射性希ガスで評価する。なお、想定する放射性希ガスの核種を第 9-2 表に示す。
- ・ フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。
- ・ 想定事故は炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心のサイクル末期に発生し、格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て格納容器内に移行^{※1}し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ ベント開始時間は、原子炉停止から 時間後に設定する。

※1 有効性評価で想定する炉心損傷事故の場合の MAAP 解析結果による。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第9-2表 評価上考慮する放射性希ガス核種

評価する放射性希ガス核種 ^{※2}	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Kr-89 Kr-90, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-137, Xe-138, Xe-139
----------------------------	---

※2 評価する放射性希ガス核種は、旧原子力安全委員会安全審査指針「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に記載の放射性希ガス核種を選定した。

上記の条件により求めたフィルタ装置出口配管の放射性物質濃度からフィルタ装置出口放射線モニタの設置場所における放射線量率の最大値を解析により求める。

評価結果を第9-3表に、評価モデルを第9-1図に示す。

第9-3表 フィルタ装置出口配管の放射線量率の最大値

フィルタ装置出口配管の放射線量率の最大値	
----------------------	--

フィルタ装置出口放射線モニタの測定範囲の上限 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ は、想定されるフィルタ装置出口配管の放射線量率の最大値を計測可能である。



第9-1図 評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ガンマ線）は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値であり、事前にフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と放射線量率から、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を算出することができる。

換算係数の算定過程を以下に示す。

- ① 事故時の炉心に含まれる核分裂生成物の存在量を解析で求める。
- ② 原子炉停止時からベント開始までの減衰を考慮した核種ごとの放射性希ガスを格納容器空間体積で除して、格納容器内の放射性物質濃度を算出し、これをフィルタ装置出口配管の放射性物質濃度とする。
- ③ ②で求めた放射性物質濃度をインプット条件とし配管をモデル化し、検出器設置場所での放射線量率を解析で求める。
- ④ ②で求めた放射性物質濃度を③で求めた放射線量率で除することで、換算係数を算出する。

換算係数は、炉心に含まれる核分裂生成物、格納容器内に移行する核分裂生成物の割合及びベントタイミングにより変化する。そのため、換算係数については、炉心損傷が発生する事故として、有効性評価のシナリオに従って、算定した換算係数を用いることが現実的であるため、以下の条件により換算係数を算定する。

- ・ フィルタ装置出口配管の放射線量率はフィルタ装置で除去できない放射性希ガスからのガンマ線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は放射性希ガスで評価する。なお、想定する放射性希ガスの核種を第9-2表に示す。
- ・ フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。

- ・ 想定事故は炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心のサイクル末期に発生し、格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て格納容器内に移行^{※3}し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ 原子炉停止後からのベント開始時間は有効性評価のシナリオ（格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 全交流動力電源喪失」）におけるベントタイミングの約 51 時間とする。

※3 有効性評価で想定する炉心損傷事故の場合の MAAP 解析結果による。

上記の算定条件に基づき、検出器設置場所での放射線量率 (mSv/h) , 放射性物質濃度 (Bq/cm³) 及び換算係数 ((Bq/cm³)/(mSv/h)) を算定した結果を第 9-4 表に示す。

第 9-4 表 換算係数の算定結果

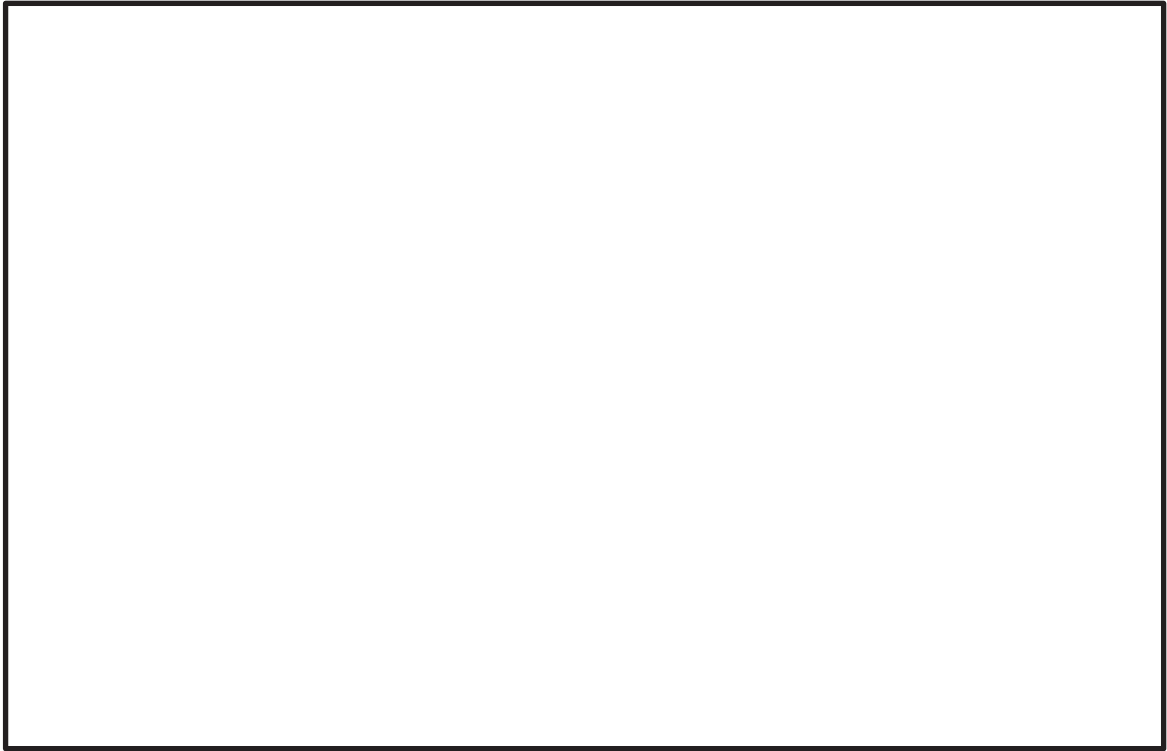
原子炉停止後からの ベント開始時間 (h)	放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	放射線量率 (mSv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³)/(mSv/h))
約 51			

第 9-4 表の換算係数は原子炉停止後から約 51 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、時間経過に伴う核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化を第 9-2 図に示す。事故時には適切な換算係数を選択することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値から放射性物質濃度を算出することができる。

なお、事故後に事故時の換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値の記録からより精度の高い放射性物質濃度を評価することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-4



第 9-2 図 ベント開始時間における換算係数

(3) フィルタ装置出口放射線モニタの設置場所

フィルタ装置出口放射線モニタの設置場所は、フィルタ装置出口配管内の放射性希ガスからのガンマ線を測定するため、フィルタ装置本体の影響を受けないように原子炉建屋 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置されるフィルタ装置本体と異なるエリアである原子炉建屋 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する。

(4) 放射性物質の放出量の把握

原子炉格納容器フィルタベント系からの放射性物質の放出量を把握するためには、上記(2)により算出したフィルタ装置出口における放射性物質濃度及びフィルタ装置出口配管における体積流量により算出することができる。フィルタ装置出口配管における体積流量は以下の方法で算出する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-5

○体積流量の算出方法

原子炉格納容器フィルタベント系ではフィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、ベンチュリノズルの体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。従って、格納容器圧力に応じて、第 9-3 図のようにフィルタ装置を流れる質量流量は変化する。この格納容器圧力に対する質量流量特性とフィルタ装置出口配管内のベントガスの比体積より体積流量を以下のように算出する。

$$V \text{ [m}^3\text{/s]} = m \text{ [kg/s]} \times \sigma \text{ [m}^3\text{/kg]}$$

V：体積流量

m：質量流量

σ ：比体積

ここで、質量流量及び比体積は以下の方法で求める。

- ① 第 9-3 図より、格納容器圧力に対応する質量流量を求める。
- ② フィルタ装置出口配管内の圧力を大気圧、温度を格納容器内圧力における飽和蒸気温度として、蒸気表より比体積 σ を求める。

原子炉格納容器フィルタベント系からの放出量は、放射性物質濃度と体積流量の積を時間で積分することにより算出することができる。



第 9-3 図 格納容器圧力と原子炉格納容器フィルタベント系系統内の質量流量の
相関図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-6

(参考 1) ガンマ線線源強度と配管の評価モデル

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲及びモニタ指示値から放射性物質濃度への換算係数を算出する場合の配管評価モデルを使用した放射線量率評価手法について以下に示す。

(1) 解析コードと配管評価モデル

放射線量率評価には、許認可解析で実績のある点減衰核積分法コード(QAD コード)を使用した。フィルタ装置出口配管とフィルタ装置出口放射線モニタの位置関係を示す評価モデルを第 9-1 図に示す。

(2) 評価方法

線源は、フィルタ装置で除去できない放射性希ガスであり、評価モデル配管内に一樣に分布しているものとし、評価対象放射性核種毎のガンマ線エネルギー、放出割合及び減衰を考慮した放射性物質濃度からフィルタ装置出口放射線モニタ設置位置での放射線量率を QAD コードで評価する。評価対象放射性核種を第 9-2 表に示す。

・配管の評価モデルの仕様

配管材質 : 鉄 (フィルタ装置出口配管の材質は SUS316L (密度 7.98 g/cm³)
であるが、鉄で評価する。)

配管密度 : 7.8 g/cm³

配管肉厚 : mm

配管長さ : m

・ガンマ線線源強度

放射性希ガス 15 核種の放射性物質濃度にガンマ線放出割合を乗じて求める。

・評価対象核種のガンマ線放出割合

ORIGEN2 コードの内蔵データを使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 評価結果

上記評価条件に基づき評価したフィルタ装置出口放射線モニタ設置位置での核種毎の放射線量率と放射性物質濃度の関係の一例(原子炉停止約 51 時間後にベントを開始した場合) を第 1 表に示す。

第 1 表 核種毎の放射線量率と放射性物質濃度の関係 (原子炉停止約 51 時間後)

評価対象放射性核種	放射性物質濃度 (希ガス) (Bq/cm ³)	放射線量率 (mSv/h)
Kr-83m		
Kr-85		
Kr-85m		
Kr-87		
Kr-88		
Kr-89		
Kr-90		
Xe-131m		
Xe-133		
Xe-133m		
Xe-135		
Xe-135m		
Xe-137		
Xe-138		
Xe-139		
合計		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 2) フィルタ装置出口放射線モニタによる計測において放射性希ガスが支配的になる期間

放射性希ガスが支配的になる期間を評価するには、放射性希ガス以外の放射性物質核種がフィルタ装置を通過する量の評価を行う必要があるが、この値は、事故の形態、放射性物質の炉心から格納容器への移行割合、格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行割合、ベント開始時間、フィルタ装置除去効率の実力値等によって変化する。

そのため、有効性評価の事故シーケンスを一例として、その想定する状態における全放射線量率に占める放射性希ガスの寄与割合をある一定の評価条件で試算する。

ベントの開始時期が原子炉停止約 51 時間後で、第 1 表に示す評価条件を使用し、第 9-1 図の評価モデルで評価した場合、全放射線量率に占める放射性希ガスの寄与率は約 82%を占めている（第 2 表参照）。

なお、ベント開始時間が遅くなる場合、放射性希ガスの半減期はよう素の半減期より相対的に短いため、放射性希ガス寄与割合は小さくなる。また、フィルタ装置の除去効率が設計値を上回る場合は、フィルタ装置を通過するよう素が少なくなるため、放射性希ガスの寄与割合は大きくなる。

ベントをした場合、格納容器に移行している放射性物質は概ね数時間でほぼ全量が放出されると想定される。その後、フィルタ装置出口放射線モニタが計測する放射線量率は、フィルタ装置出口配管に付着した放射性物質からの放射線量率を主として測定することとなる。そのため、ベント実施後、放射性希ガスが支配的な期間は数時間程度であると言える。

第1表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
想定事故シナリオ	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」	—
ベント開始時間	約 51 時間	想定事故シナリオにおけるベント開始時間
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる状態
評価対象核種	希ガス：第 9-2 表に示す 15 核種 よう素：I-131, I-132, I-133, I-134, I-135（5 核種）	希ガス，よう素以外の核種は本評価の結果に影響を与えないため
炉心損傷から格納容器への放射性物質移行量	MAAP 解析結果による	—
格納容器内でのよう素の化学形態	エアロゾル：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	無機よう素割合が多くなる Regulatory Guide 1.95
格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行量	希ガス：DF1 エアロゾル：MAAP 解析結果による 無機よう素：DF200（自然沈着） 有機よう素：DF1	—
フィルタ装置の除去性能	エアロゾル：DF1000 無機よう素：DF500 有機よう素：DF50 希ガス：DF1	フィルタ装置の設計値
ベント配管への付着	考慮せず	—

第2表 全放射線量率に占める希ガスの寄与割合

ベント開始時間	全放射線量率 (mSv/h)	希ガスの放射 線量率(mSv/h)	よう素の放射 線量率(mSv/h)	希ガスの寄 与割合
原子炉停止から 約 51 時間後				82%

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-10

(参考 3) フィルタ装置を通過した放射性物質のフィルタ装置出口配管への付着影響

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口の配管外側からの計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。フィルタ装置出口放射線モニタの計測値は、ベント中はフィルタ装置出口配管内を通過する放射性物質からの放射線量率及び配管内に付着した放射性物質からの放射線量率を、ベント終了後はフィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の放射線量率を測定することとなる。そのため、ベント終了後の指示値から配管付着影響分を評価して、ベント中の指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

フィルタ装置出口配管への放射性物質付着量の定量評価は、フィルタ装置を通過する放射性物質量の評価が必要であり、参考 2 に記載したとおり、その値は事故形態により変化する。そのため、参考 2 の第 1 表の条件及びフィルタ装置下流配管への放射性物質付着率を「エアロゾル及び無機よう素の通過量に対して 100m あたり 10%付着」として評価する。

上記条件において第 9-1 図のモデルで評価した場合、配管内への付着による最終的な付着影響は約 mSv/h (ただし、ベント実施後の放射性物質の減衰は考慮していない) と評価できる。この値は、ベント時の放射性希ガスの想定放射線量率の約 14%であるが、ベント開始直後は配管付着影響がない状態であること、また、ベント終了後のフィルタ装置出口放射線モニタ指示値から配管付着分を適切に考慮することで、フィルタ装置出口放射線モニタによるフィルタ装置出口配管での放射性物質濃度を評価することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 9-11

(参考 4) 放射線計測によるフィルタ装置の除去係数及び放射性物質の捕集量の把握

フィルタ装置出口放射線モニタの計測値は、事故の形態、放射性物質の炉心から格納容器への移行割合、格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への移行割合、格納容器ベント開始時間、フィルタ装置の除去効率の実力値などによって変化するため、フィルタ装置の除去係数 (DF) を把握することは不可能である。

従って、事故時のフィルタ装置の除去性能は、除去性能検証試験に基づき設計された原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置水位が想定する運転範囲内で変動していることを監視することによって把握するものとする。

別紙 10 電源構成の考え方【本文 2.3.4.2】

(1) 電源システムの構成

原子炉格納容器フィルタベント系に必要な電気作動弁及び計装設備の電源構成は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源から受電可能な構成とする。

a. 所内常設蓄電式直流電源設備

本システムは、全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「125V 蓄電池 2A」及び「125V 蓄電池 2B」並びに交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「125V 充電器盤 2A」及び「125V 充電器盤 2B」で構成する。

全交流動力電源喪失から 1 時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

なお、交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に、交流電源を 125V 充電器盤 2A 及び 125V 蓄電池 2A 並びに 125V 充電器盤 2B 及び 125V 蓄電池 2B を経由して 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 並びに 125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで、電力を供給する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備を兼ねた設備であり、同じく設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系用直流電源設備を含めて、位置的分散及び区画された部屋にそれぞれ設置することにより物理的分離を図り、共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。

b. 常設代替交流電源設備

本系統は、ガスタービン機関及び発電機を搭載した「ガスタービン発電機」、ガスタービン発電機の燃料を保管する「ガスタービン発電設備軽油タンク」及びガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電機に燃料を補給する「ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「ガスタービン発電機接続盤」，「緊急用高圧母線 2F 系」，「緊急用高圧母線 2G 系」および「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非常用高圧母線 2C 系」，「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

外部電源の喪失時にガスタービン発電機を自動起動し，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に，非常用高圧母線 2C 系，非常用高圧母線 2D 系及び緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。なお，ガスタービン発電機は，中央制御室からの遠隔操作も可能な設計とする。

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及びその燃料移送系並びに高圧炉心スプレイ系用交流電源設備及びその燃料移送系に対して，多様性及び位置的分散を図り，共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

c. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備の電気系統は，ディーゼル機関及び発電機を搭載した「電源車」，電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋 \square)」及び「電源車接続口(原子炉建屋 \square)」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」及び「緊急用動力変圧器 2G 系」並びに電源供給先である「非常用高圧母線 2C 系」，「非常用高圧母線 2D 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

可搬型代替交流電源設備の燃料移送系は、燃料を保管する「軽油タンク」及び「ガスタービン発電設備軽油タンク」並びに軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクから電源車まで燃料を運搬する「タンクローリ」で構成する。

電源車を非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系又は緊急用低圧母線 2G 系に接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、共通要因によって、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用交流電源設備又は重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

d. 可搬型代替直流電源設備

本系統は、直流設備に電源供給を行う常設代替直流電源設備である「125V 代替蓄電池」及び代替所内電気設備から受電した交流電源を直流電源に変換する「125V 代替充電器盤」並びに代替所内電気設備に電源供給を行う可搬型代替交流電源設備である「電源車」，「軽油タンク」，「ガスタービン発電設備軽油タンク」及び「タンクローリ」並びに電源車を接続する「電源車接続口(原子炉建屋 \square)」及び「電源車接続口(原子炉建屋 \square)」並びに代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用高圧母線 2G 系」，「緊急用動力変圧器 2G 系」及び「緊急用低圧母線 2G 系」で構成する。

電源車を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池を経由し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 に接続することで、電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備及び高圧炉心スプレイ系用直流電源設備に対して、多様性及び位置的分散を図り、共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 事故時の操作性

a. 所内常設蓄電式直流電源設備

所内常設蓄電式直流電源設備は、全交流動力電源喪失から 1 時間後までは、操作が不要な設計とする。全交流動力電源喪失から 1 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、中央制御室にて容易に操作可能な設計とし、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切離しを行う遮断器は、現場にて容易に操作可能な設計とする。ガスタービン発電機及び緊急性の高い電源設備は、中央制御室からの操作を可能とする。

b. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備の操作に必要な非常用所内電気設備の各遮断器については、中央制御室にて容易に操作可能な設計とする。

c. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備の操作に必要な電源車、代替所内電気設備の各遮断器、非常用所内電気設備の各遮断器及び燃料移送系の各機器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

d. 可搬型代替直流電源設備

可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統は、操作に必要な 125V 直流主母線盤 2A-1、125V 直流主母線盤 2B-1、125V 直流電源切替盤 2A 及び 125V 直流電源切替盤 2B の各遮断器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

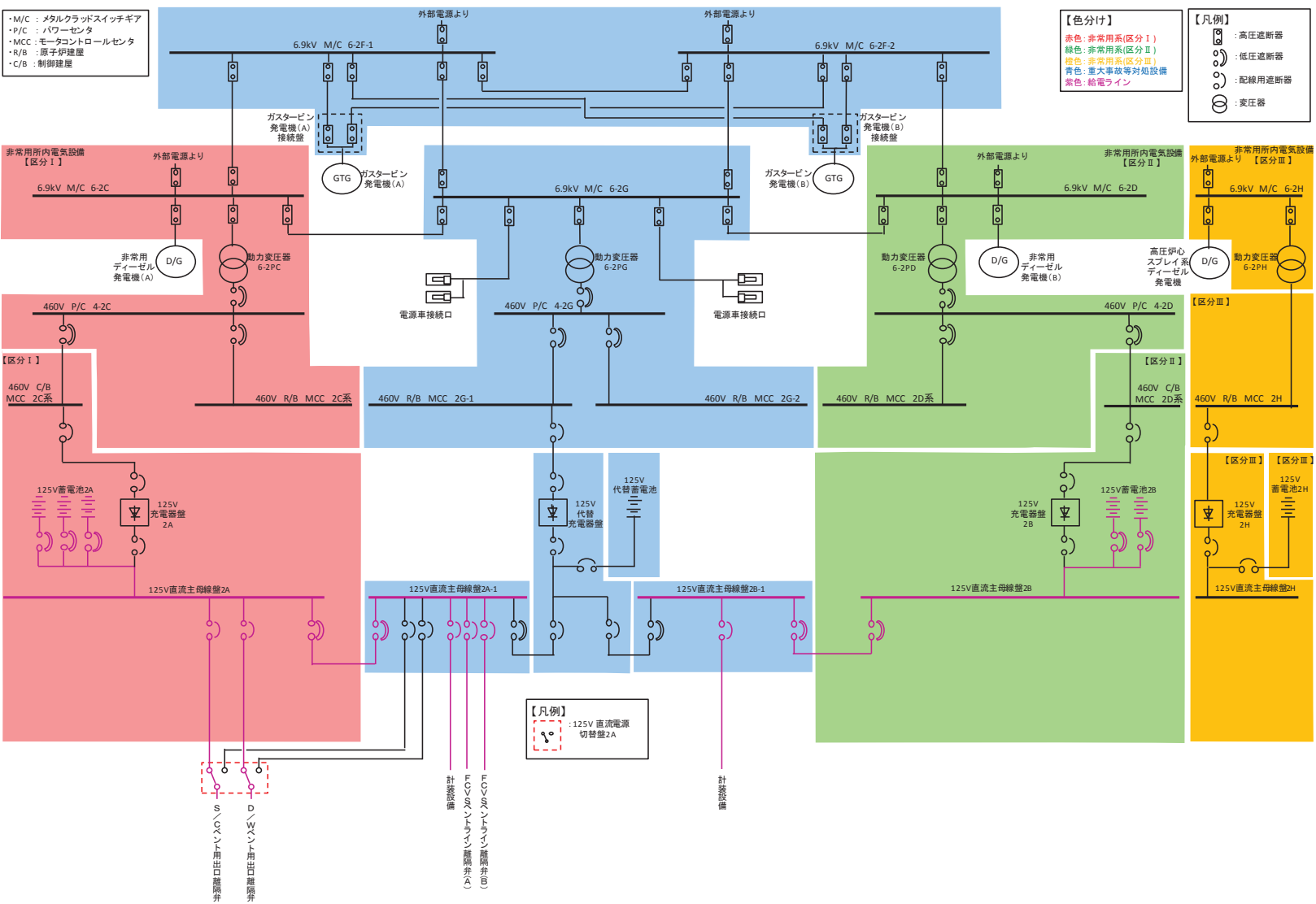
可搬型代替直流電源設備のうち電源車及び代替所内電気設備の各遮断器及び燃料移送系の各機器については、中央制御室及び現場にて容易に操作可能な設計とする。

(3) 電源種別毎の電源供給範囲及び負荷一覧

a. 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B (所内常設蓄電式直流電源設備) による電源供給範囲

125V 蓄電池 2A の設備容量は 8,000Ah, 125V 蓄電池 2B の設備容量は 6,000Ah とし, 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-1 図に, 負荷一覧を第 10-1~2 表に示す。



第10-1図 125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B
 (所内常設蓄電式直流電源設備)による電源供給範囲

第 10-1 表 125V 蓄電池 2A による

原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (直流)	備考
1	S/C ベント用出口隔離弁		
2	D/W ベント用出口隔離弁		
3	FCVS ベントライン隔離弁 (A)		
4	FCVS ベントライン隔離弁 (B)		
5	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)		
6	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)		
7	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)		
8	フィルタ装置水位 (広帯域)		
9	フィルタ装置水温度		
	合 計	300A*1	

*1 : 125V 蓄電池 2A の設備容量は 8,000Ah とし、負荷の電源容量 300A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である 218Ah に対して十分な容量とする。

第 10-2 表 125V 蓄電池 2B による

原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (直流)	備考
1	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)		
	合 計		

*1 : 125V 蓄電池 2B の設備容量は 6,000Ah とし、負荷の電源容量 2A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である 1.5Ah に対して十分な容量とする。

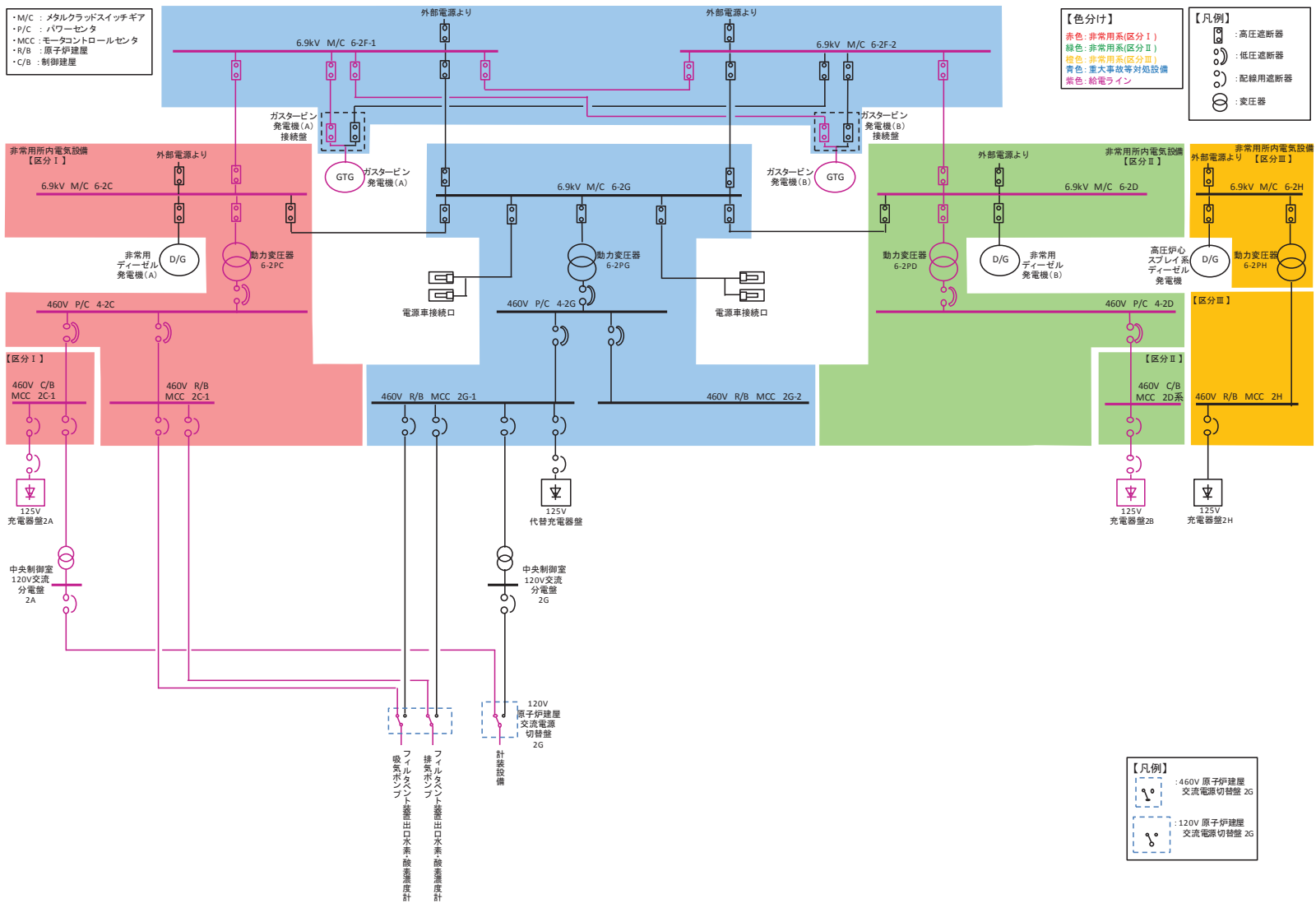
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）による電源供給範囲

ガスタービン発電機の設備容量は常用連続運用仕様で約 6,066kW（約 3,033kW×2 台）とし、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-2～3 図に、負荷一覧を第 10-3 表に示す。

第 10-2 図 ガスタービン発電機 (常設代替交流電源設備) による電源供給範囲 (交流)



第 10-3 表 ガスタービン発電機による

原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ	約 12kW*	
2	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ		
3	フィルタ装置出口水素濃度		
4	S/C ベント用出口隔離弁		
5	D/W ベント用出口隔離弁		
6	FCVS ベントライン隔離弁 (A)		
7	FCVS ベントライン隔離弁 (B)		
8	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)		
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)		
10	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)		
11	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)		
12	フィルタ装置水位 (広帯域)		
13	フィルタ装置水温度		
	合 計	約 12kW*	

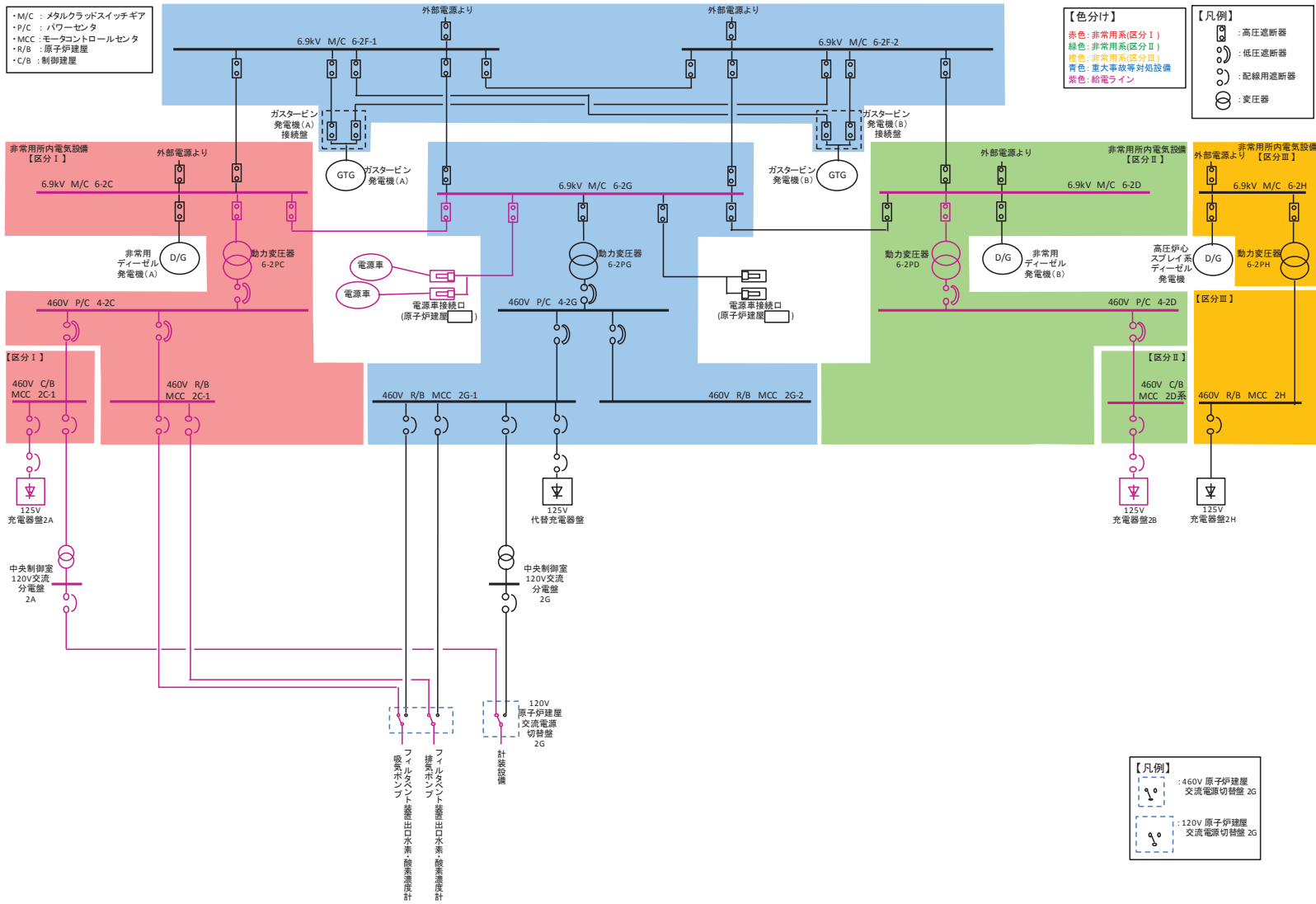
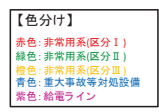
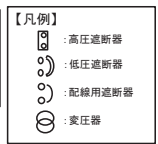
*: ガスタービン発電機の設備容量は、非常用短時間仕様は 7, 200kW および常用連続運用仕様は約 6, 066kW とし、負荷の電源容量約 12kW に対して十分な容量とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. 電源車（可搬型代替交流電源設備）による電源供給範囲

電源車の設備容量は 680kW（340kW×2 台）とし，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

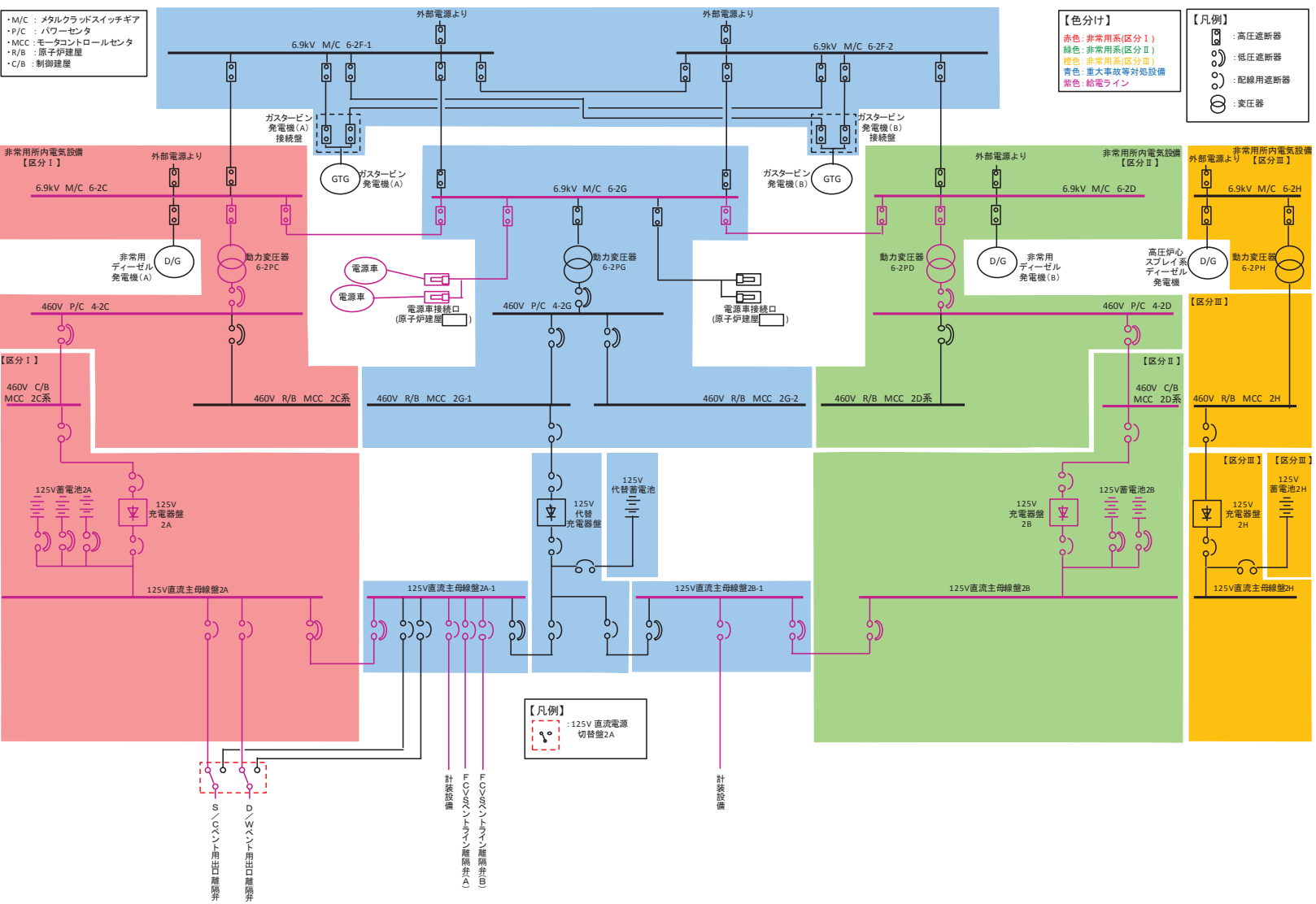
電源供給範囲を第 10-4～5 図に，負荷一覧を第 10-4 表に示す。



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

第 10-4 図 電源車 (可搬型代替交流電源設備) による電源供給範囲 (交流)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 10-5 図 電源車 (可搬型代替交流電源設備) による電源供給範囲 (直流)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 10-4 表 電源車による原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	備考
1	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計 吸引ポンプ		
2	フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計 排気ポンプ		
3	フィルタ装置出口水素濃度		
4	S/C ベント用出口隔離弁		
5	D/W ベント用出口隔離弁		
6	FCVS ベントライン隔離弁 (A)		
7	FCVS ベントライン隔離弁 (B)		
8	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)		
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)		
10	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)		
11	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)		
12	フィルタ装置水位 (広帯域)		
13	フィルタ装置水温度		
	合 計	約 12kW*	

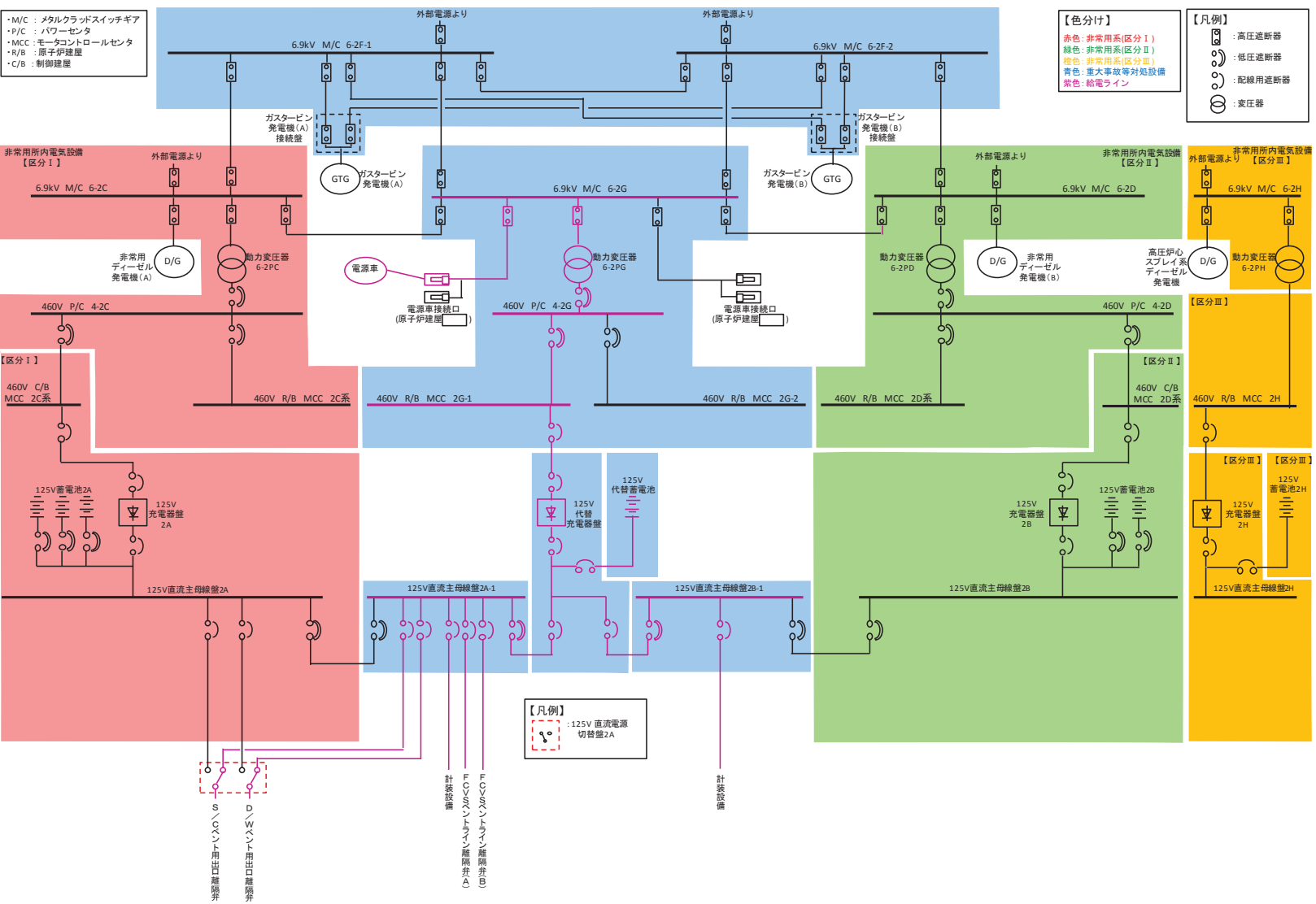
*： 電源車の設備容量は 680kW とし，負荷の電源容量約 12kW に対して十分な容量とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

d. 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤と電源車の組合せ（可搬型代替直流電源設備）による電源供給範囲

電源車(設備容量 340kW)を代替所内電気設備並びに 125V 代替充電器盤（設備容量約 105kW）及び 125V 代替蓄電池を経由し，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備に給電可能とする。

電源供給範囲を第 10-7 図に，負荷一覧を第 10-6 表に示す。



第10-7図 125V 代替蓄電池及び125V 代替充電器盤と電源車の組合せ
 (可搬型代替直流電源設備) による電源供給範囲

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 10-6 表 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤と電源車の組合せによる

原子炉格納容器フィルタベント系使用に係る負荷一覧

	負荷	電源容量 (交流)	電源容量 (直流)	備考
1	S/C ベント用出口隔離弁			
2	D/W ベント用出口隔離弁			
3	FCVS ベントライン隔離弁 (A)			
4	FCVS ベントライン隔離弁 (B)			
5	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)			
6	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)			
7	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)			
8	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)			
9	フィルタ装置水位 (広帯域)			
10	フィルタ装置水温度			
合 計		約 8kW*1	302A*2	

*1 : 電源車の設備容量は 340kW, 125V 代替充電器盤の設備容量は約 105kW とし, 負荷の電源容量約 8kW に対して十分な容量とする。

*2 : 125V 代替蓄電池は設備容量 2,000Ah とし, 負荷の電源容量 302A を電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法 SBA S 0601 2014」に基づき算出した値である 219Ah に対して十分な容量とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

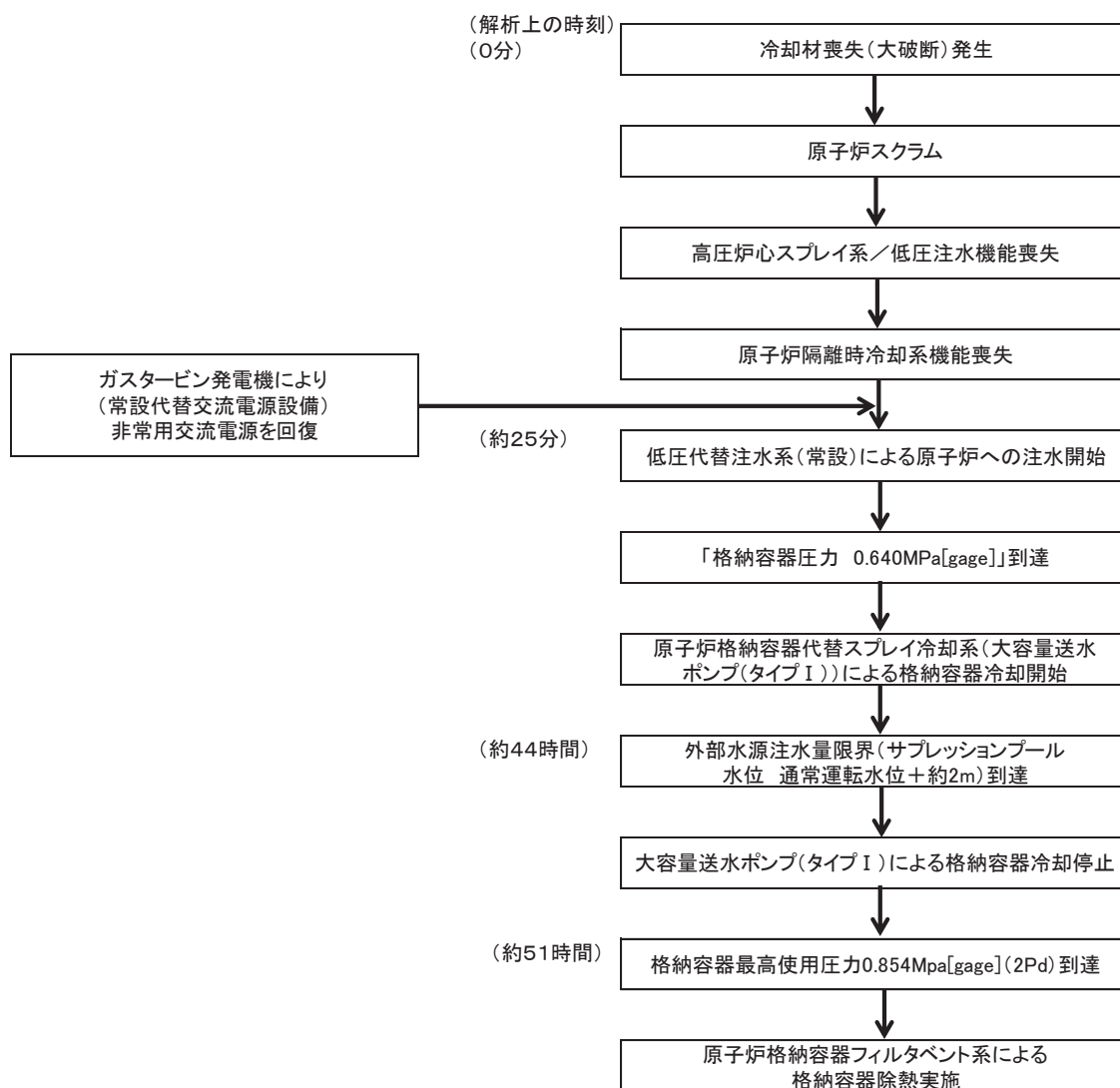
(4) 電源の運用方法

有効性評価シナリオのうち、原子炉格納容器フィルタベント系を用いるシナリオは4ケースとなる。

- ・事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」
- ・事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗」
- ・事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」
- ・格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」

各シナリオのうち、ベントを実施するタイミングは、炉心損傷しない場合で約 43 時間後、炉心損傷する場合で約 51 時間後となる。

この中で、代表として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における対応手順概要を第 10-7 図に示す。



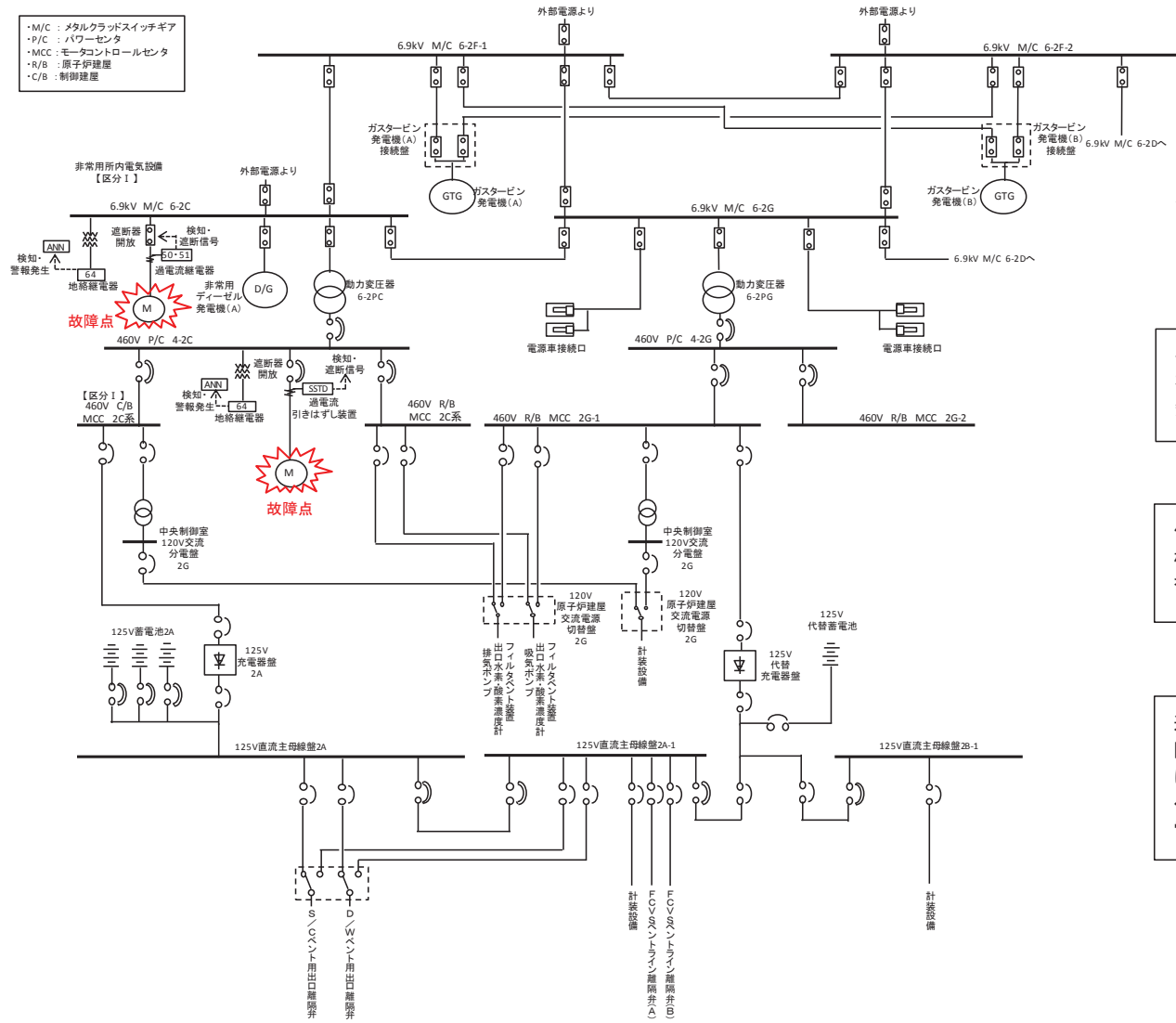
第 10-7 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環系を使用できない場合）」時における対応手順概要

本シナリオでは，ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）により，非常用交流電源を約 15 分で回復し，原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備へ給電可能となる。

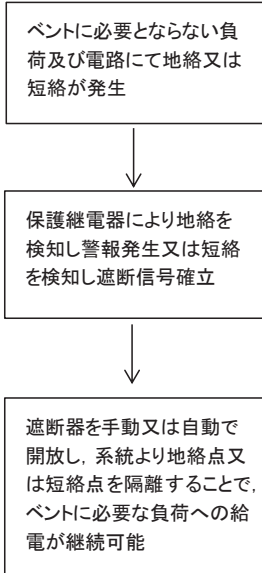
(5) 電源設備の地絡・短絡対策

電源設備には原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備とは別の負荷にて、地絡又は短絡が発生した際にも、その影響が原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に必要な電気作動の隔離弁及び計装設備へ波及しないように、保護継電器を設け、地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。地絡又は短絡の検知及び系統隔離の概要を第10-8 図に示す。

第 10-8 図 電源設備の地絡・短絡対策

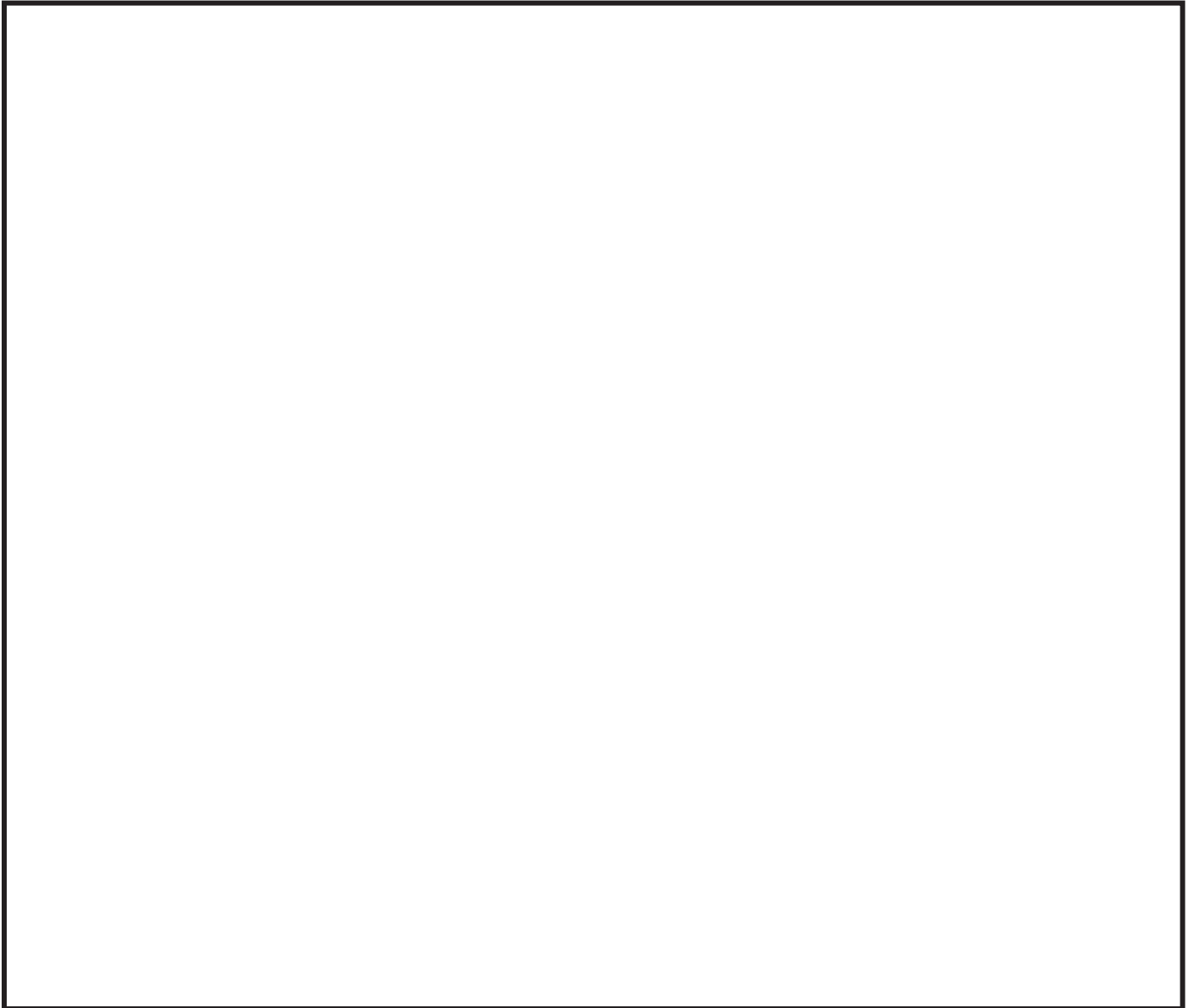


＜電源設備における
故障点隔離の流れ＞



別紙 11 フィルタ装置の各構成要素における機能等の説明【本文 3.1】

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属繊維フィルタ及び③放射性よう素フィルタの3つのセクションで構成しており、これらを組み合わせることで所定の除去効率を達成する。フィルタ装置の機能模式図を第 11-1 図に示す。



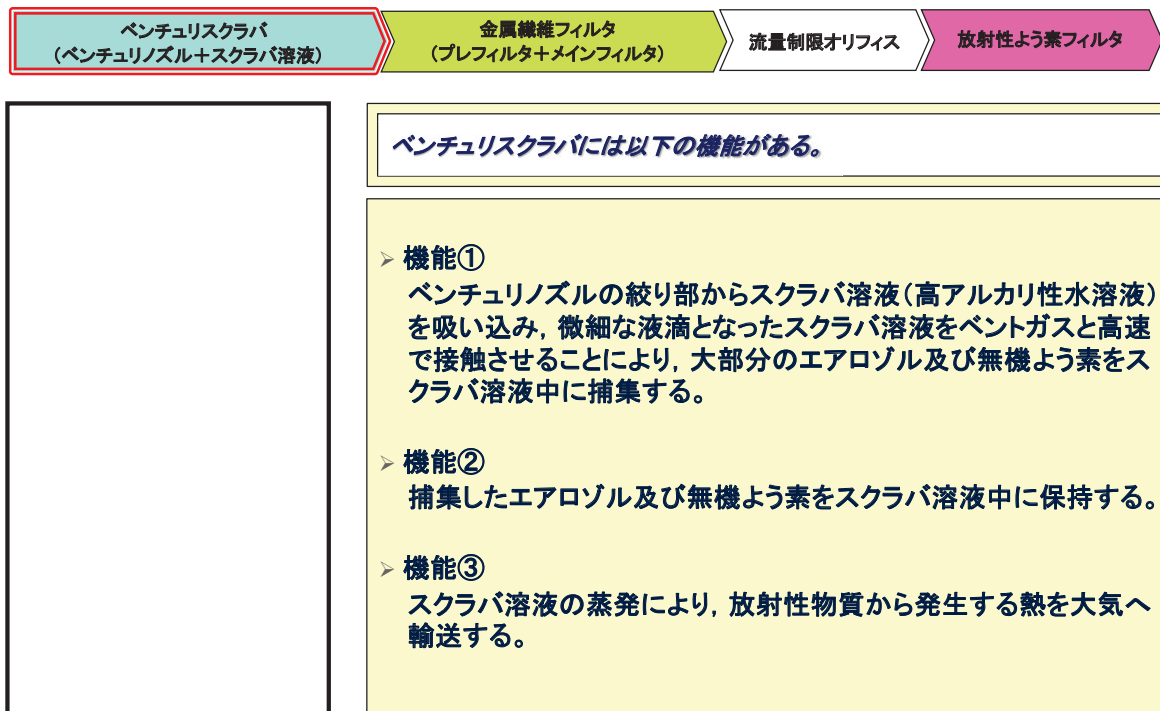
第 11-1 図 フィルタ装置の機能模式図

各構成要素における機能等の説明を第 11-2 図から第 11-15 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 11-1

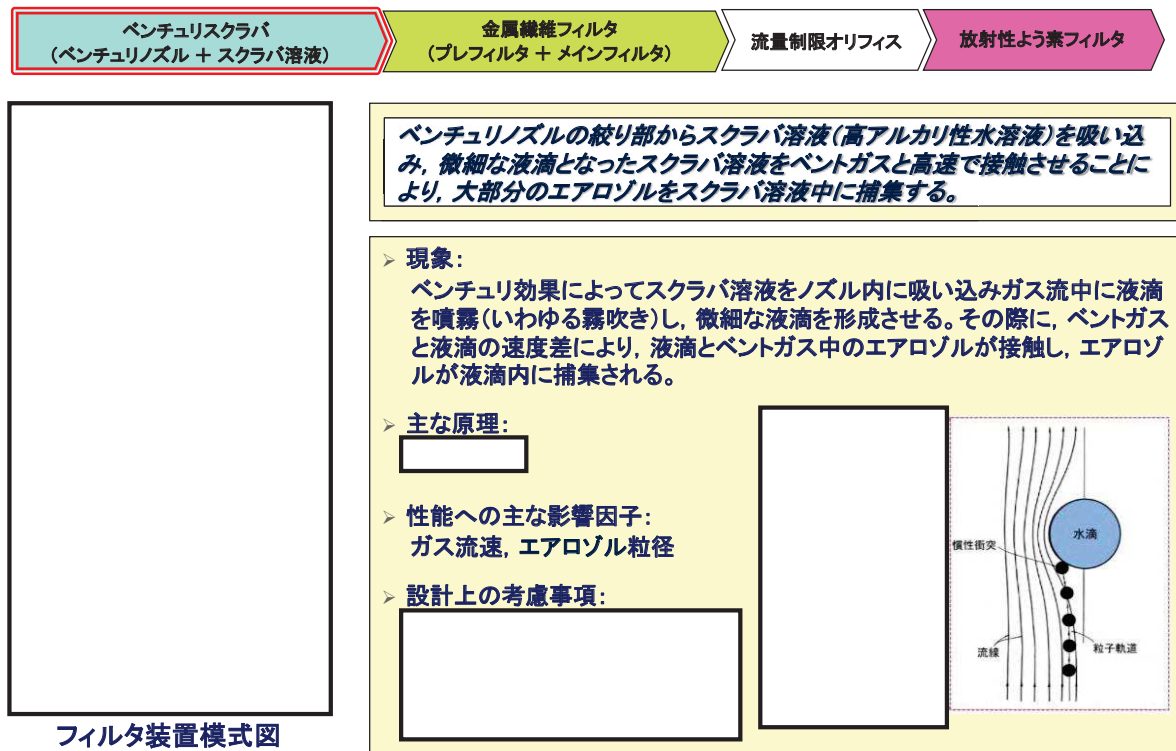
ベンチュリスクラバの機能



フィルタ装置模式図

第11-2図 ベンチュリスクラバの機能

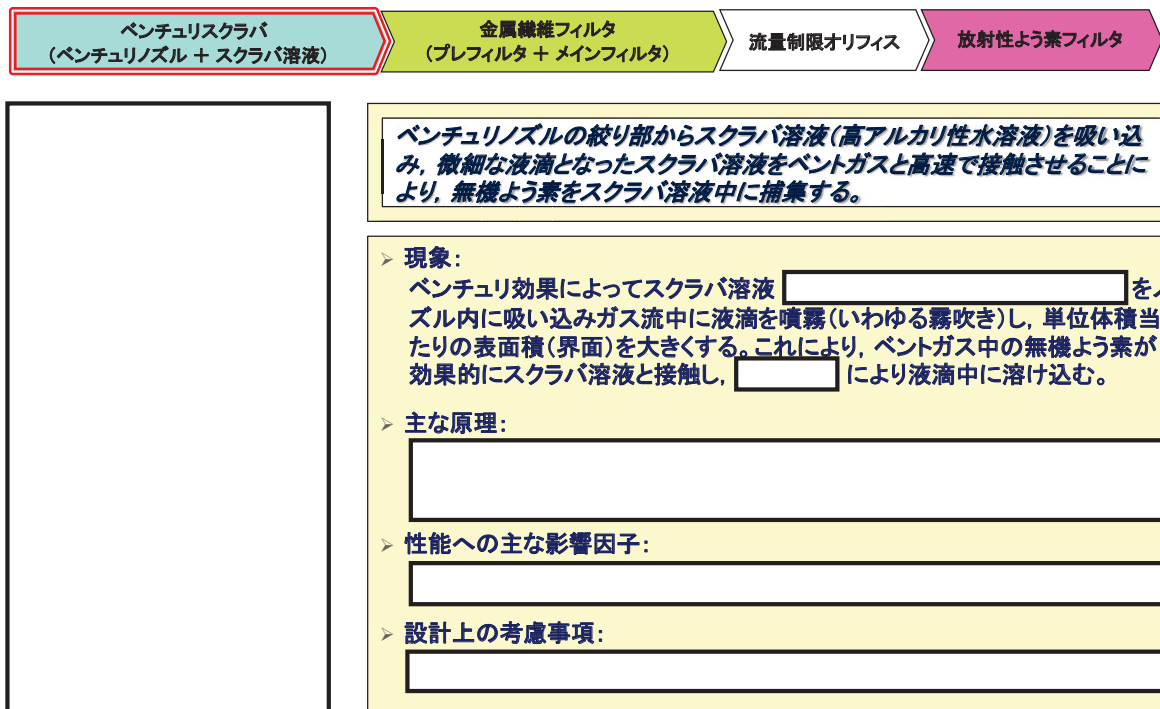
ベンチュリスクラバの機能①(エアロゾルの捕集)



フィルタ装置模式図

第11-3図 ベンチュリスクラバの機能① (エアロゾルの捕集)

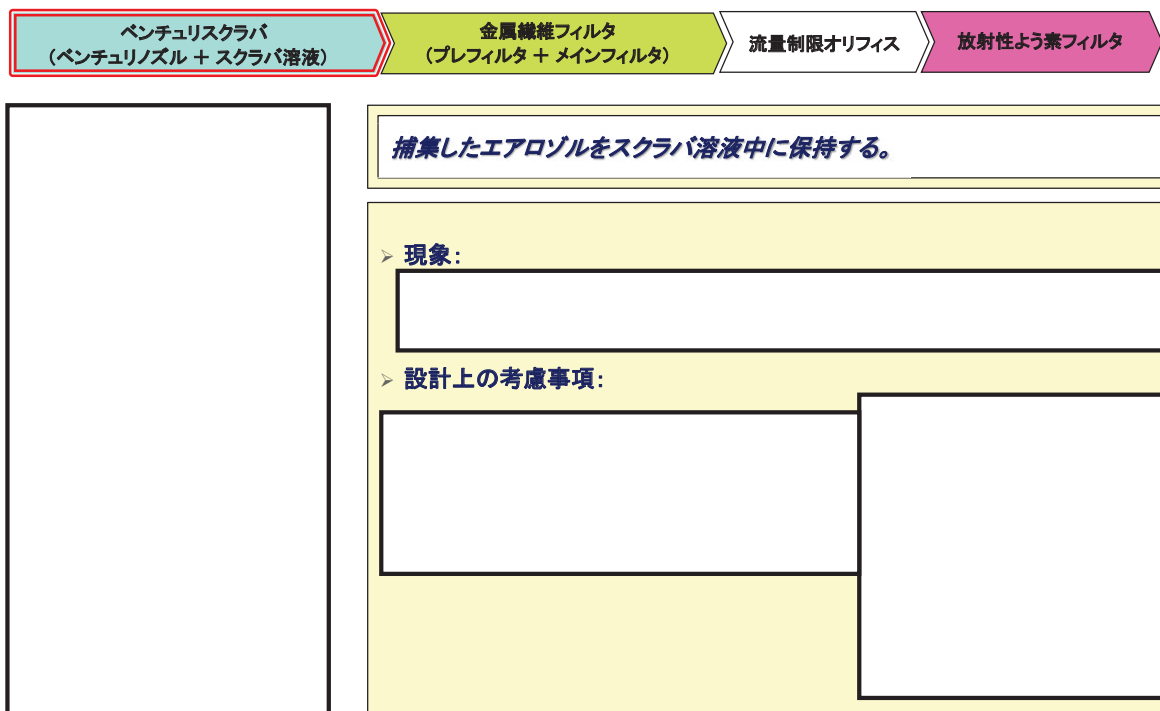
ベンチュリスクラバの機能①(無機よう素の捕集)



フィルタ装置模式図

第11-4図 ベンチュリスクラバの機能① (無機よう素の捕集)

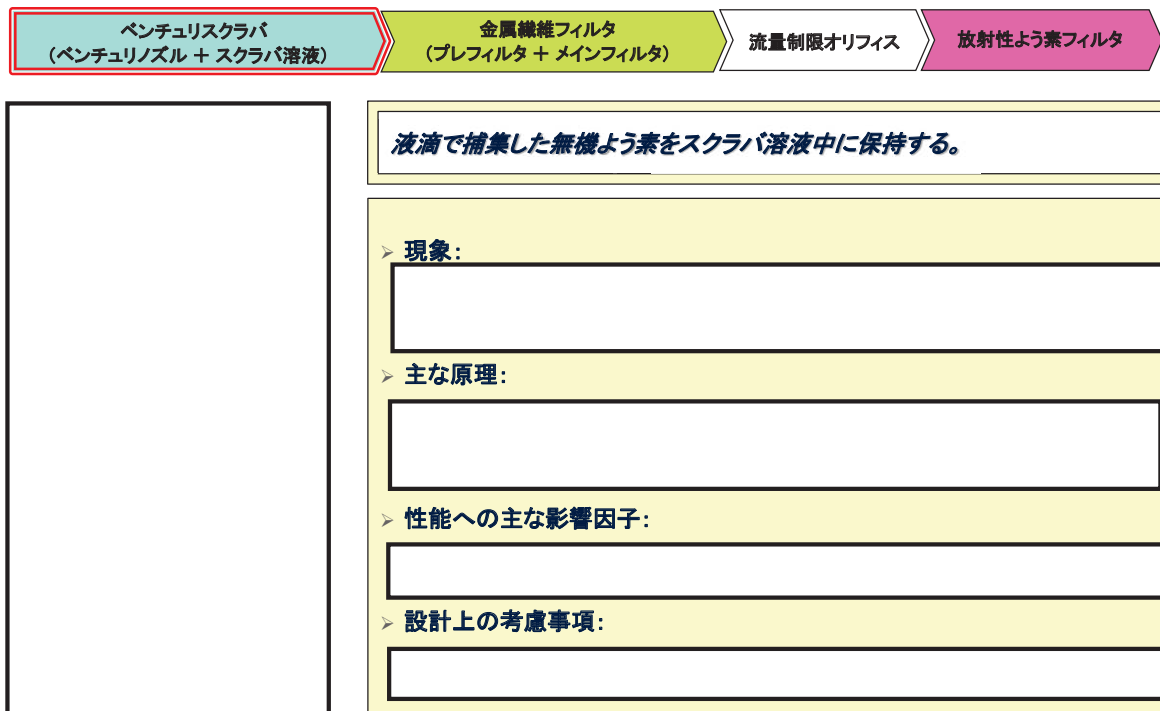
ベンチュリスクラバの機能②(エアロゾルの保持)



フィルタ装置模式図

第11-5図 ベンチュリスクラバの機能② (エアロゾルの保持)

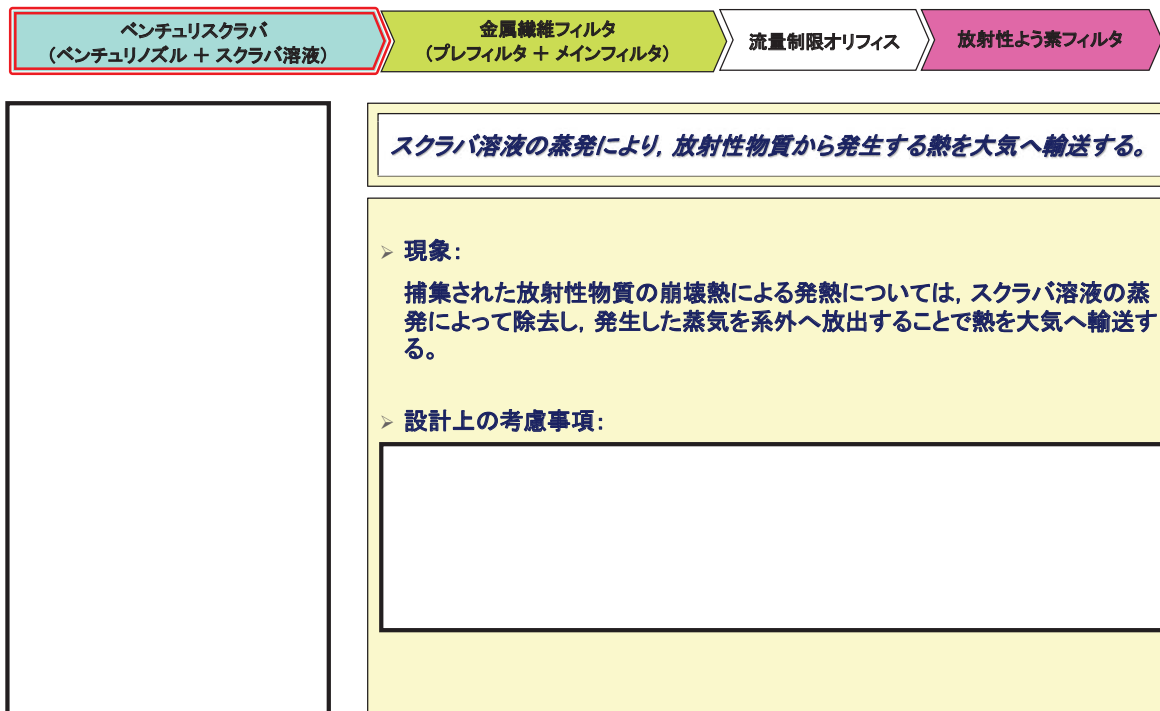
ベンチュリスクラバの機能②(無機よう素の保持)



フィルタ装置模式図

第11-6図 ベンチュリスクラバの機能② (無機よう素の保持)

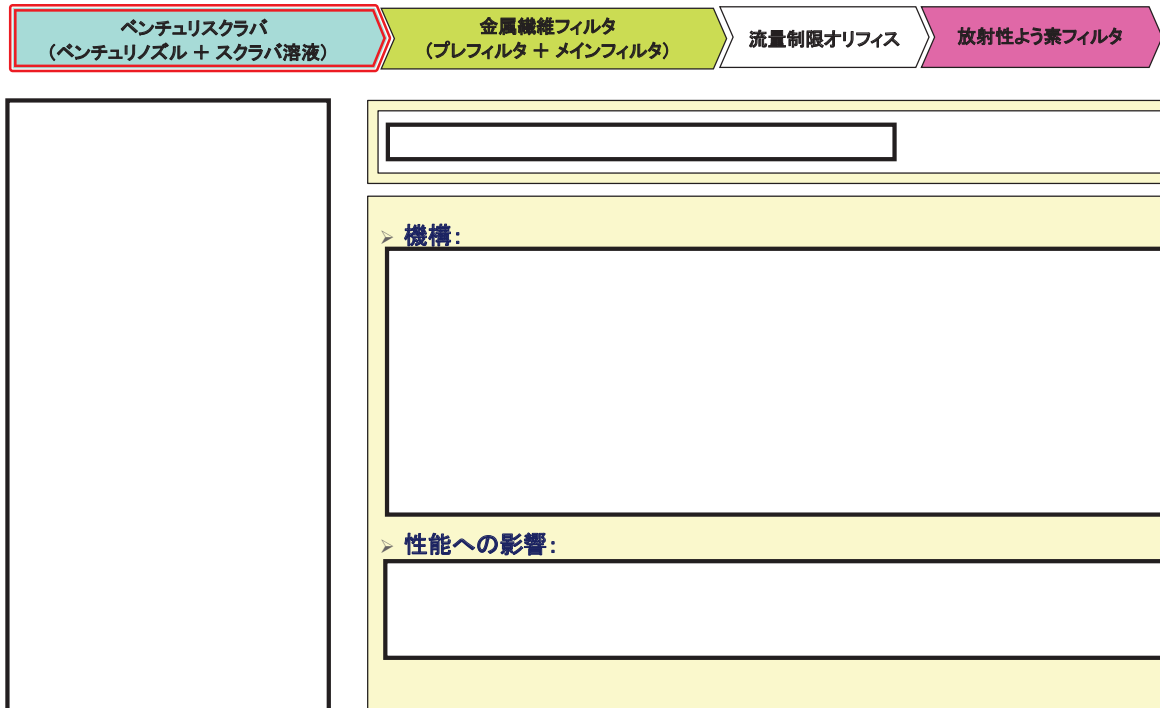
ベンチュリスクラバの機能③(崩壊熱の除去)



フィルタ装置模式図

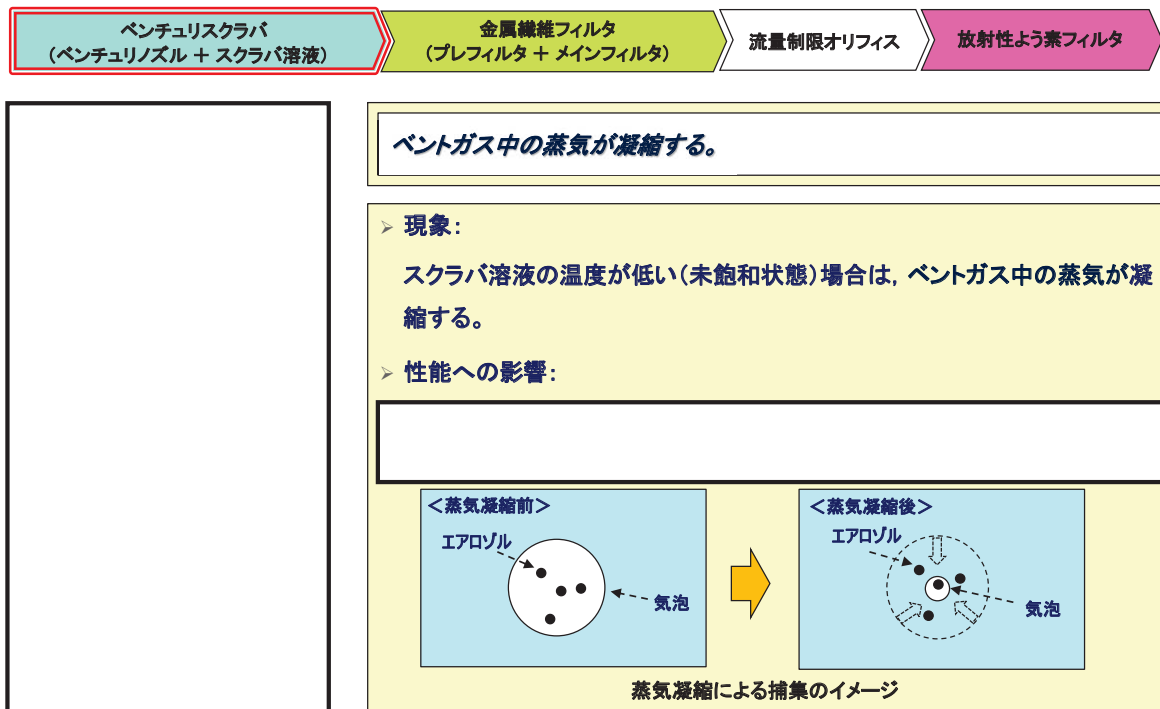
第11-7図 ベンチュリスクラバの機能③ (崩壊熱の除去)

多孔板



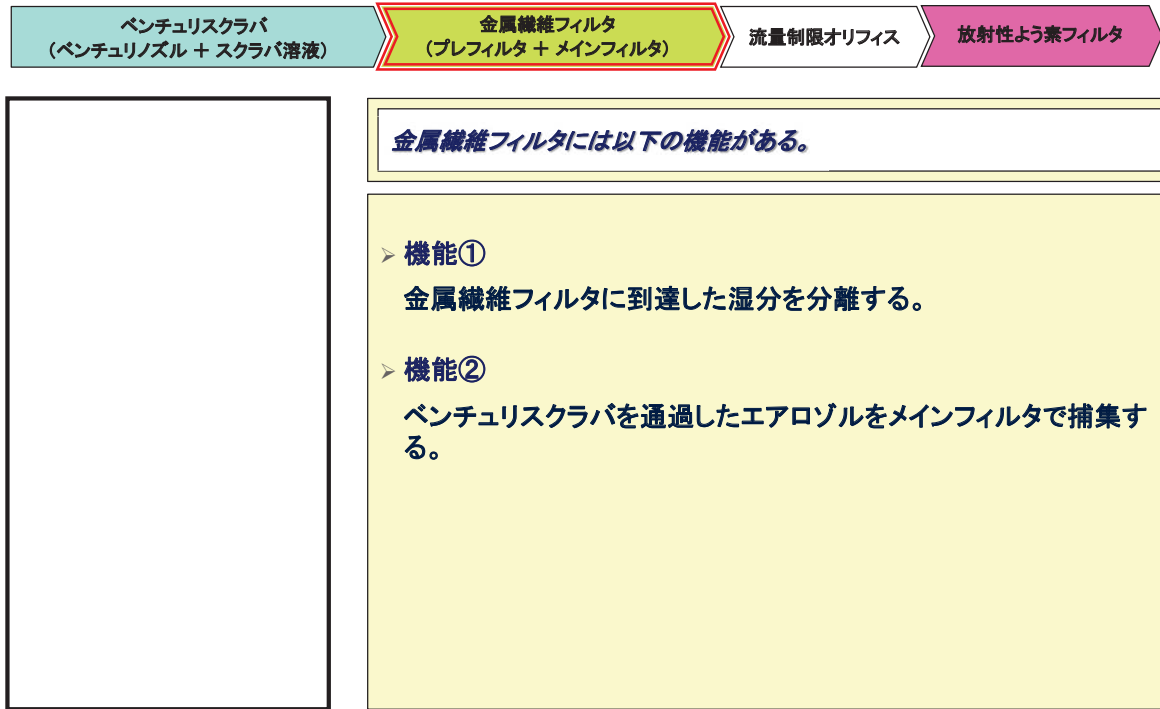
第11-8図 多孔板

ベンチュリスクラバにおける現象(蒸気凝縮)



第11-9図 ベンチュリスクラバにおける現象 (蒸気凝縮)

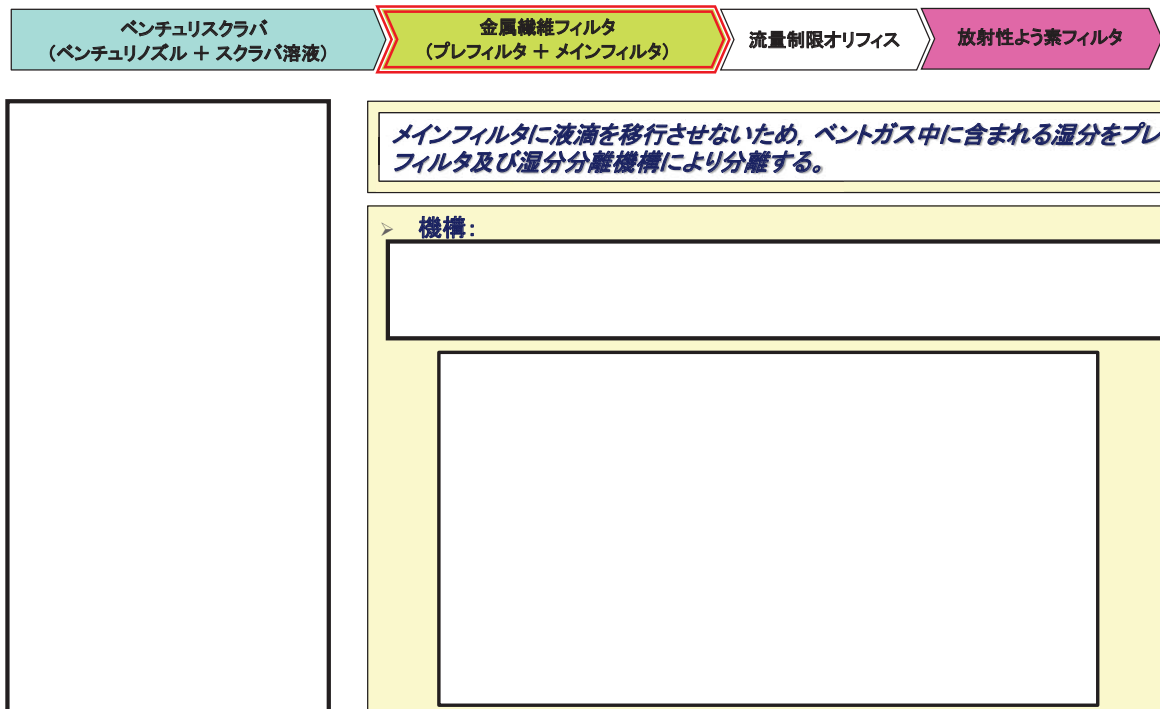
金属繊維フィルタの機能



フィルタ装置模式図

第11-10図 金属繊維フィルタの機能

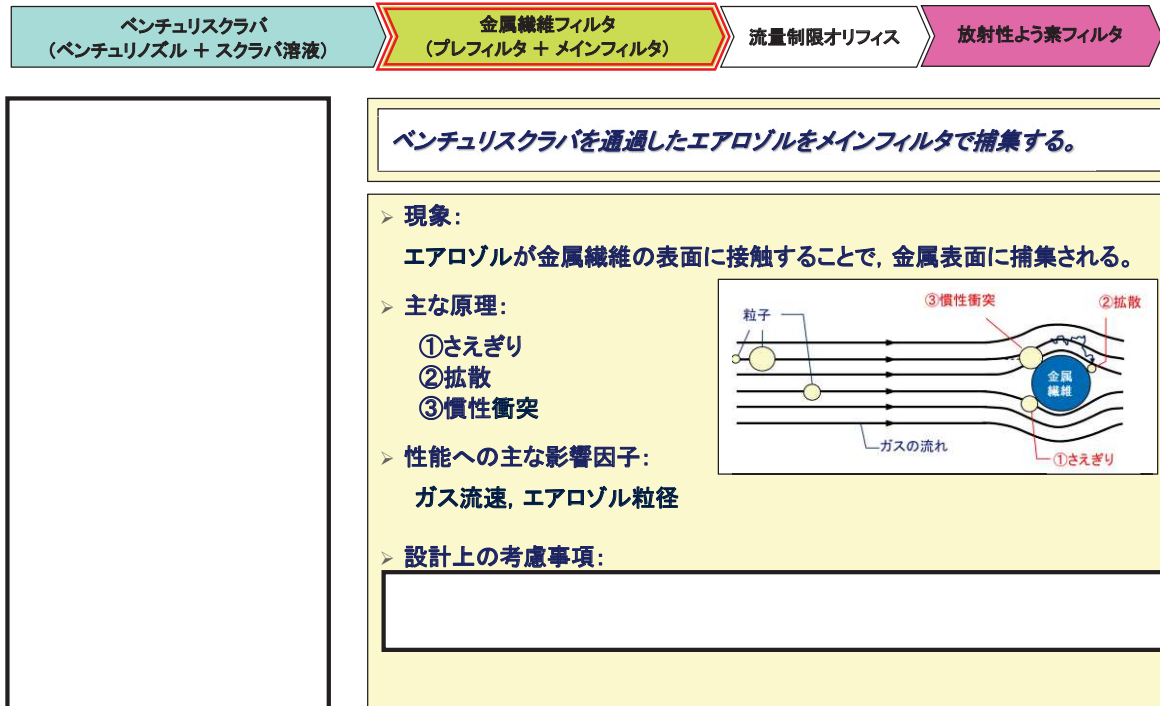
金属繊維フィルタの機能①(湿分分離)



フィルタ装置模式図

第11-11図 金属繊維フィルタの機能① (湿分分離)

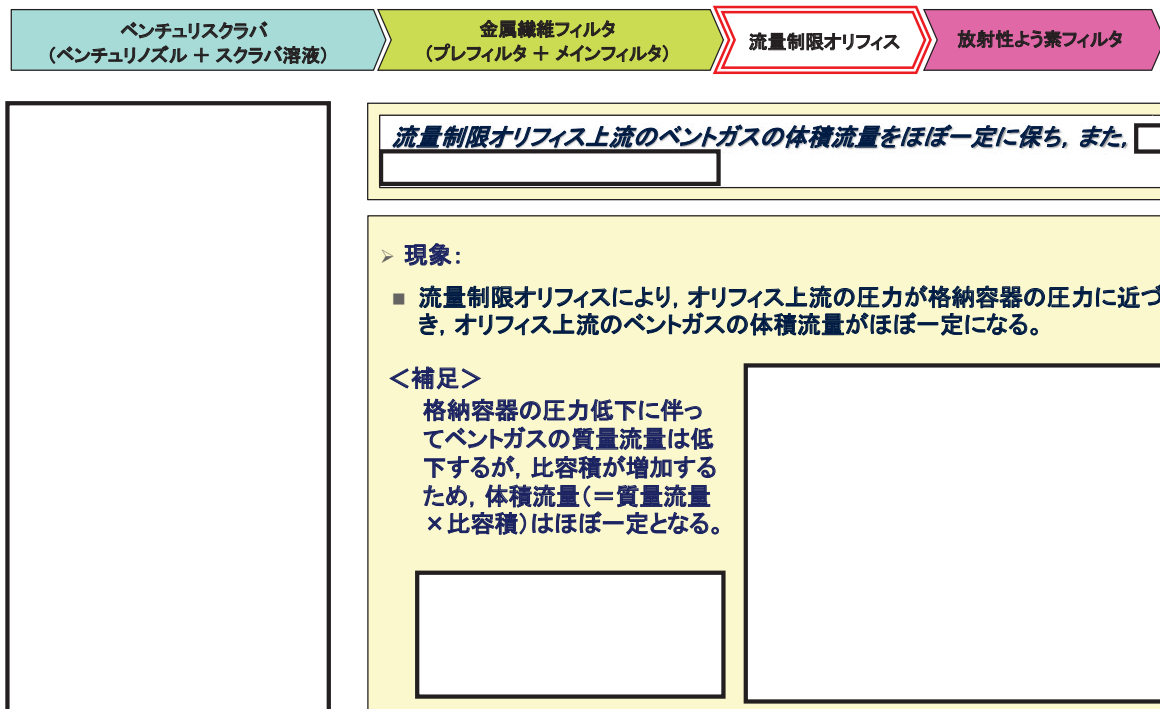
金属繊維フィルタの機能②(エアロゾルの捕集)



フィルタ装置模式図

第11-12図 金属繊維フィルタの機能② (エアロゾルの捕集)

流量制限オリフィス



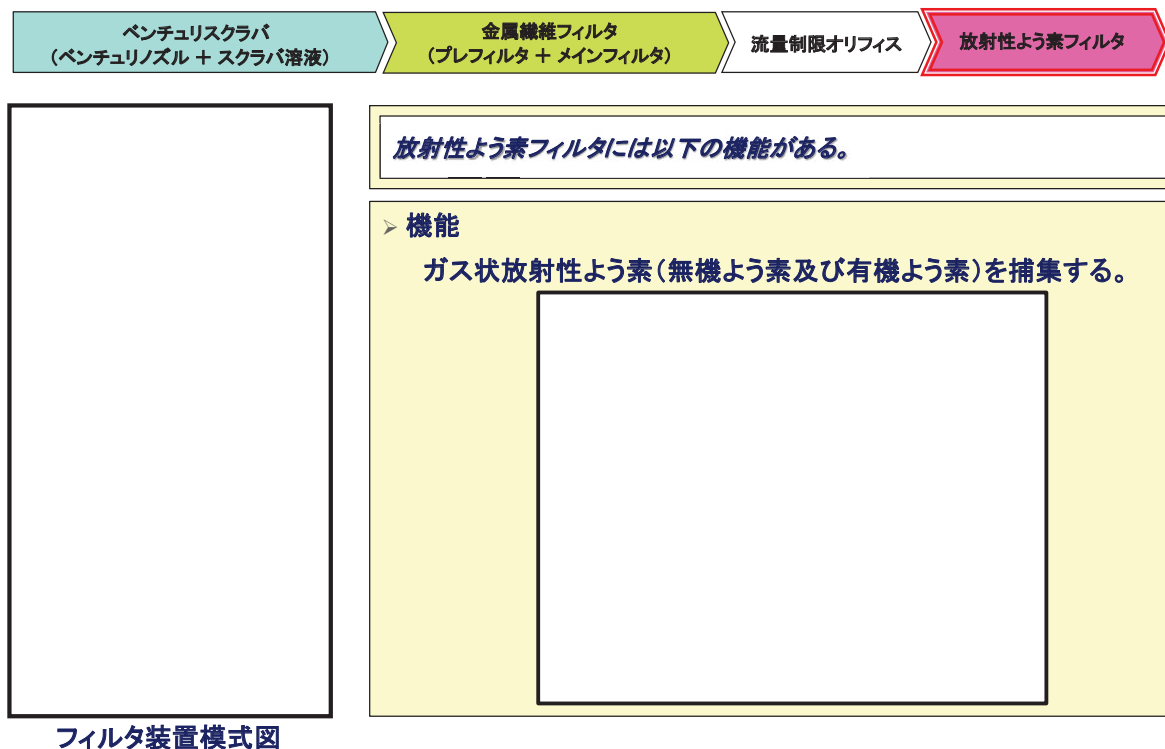
フィルタ装置模式図

第11-13図 流量制限オリフィス

別紙 11-7

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

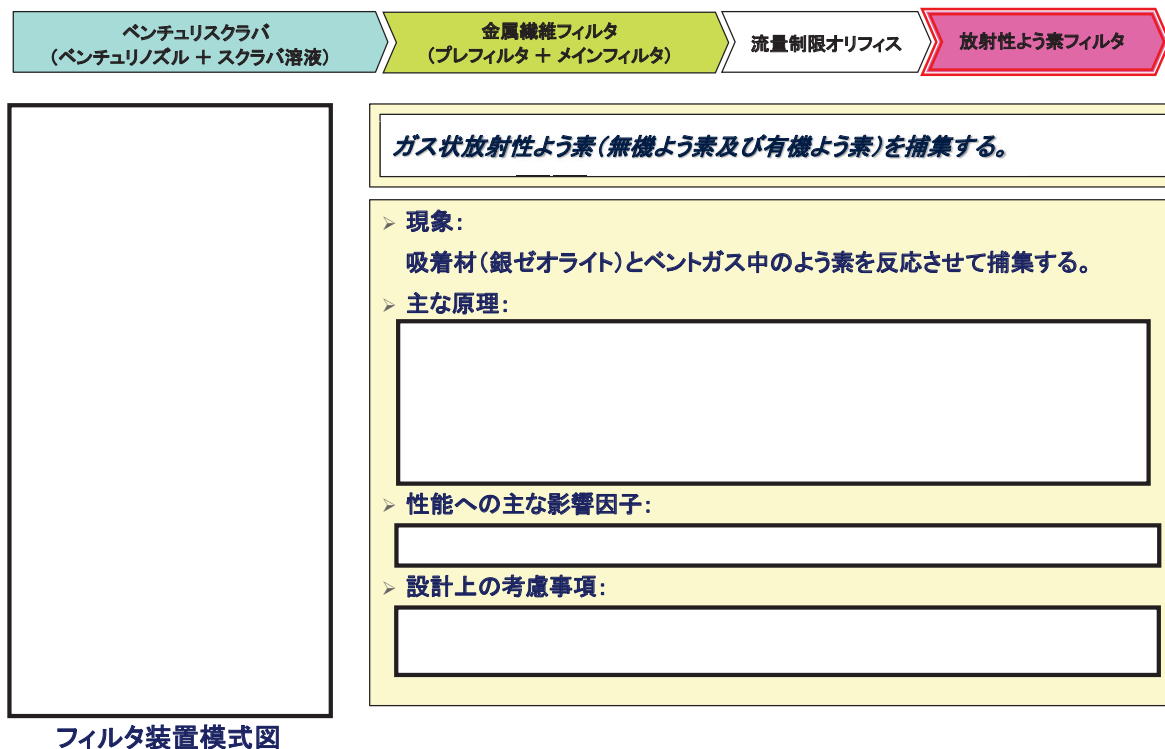
放射性よう素フィルタの機能



フィルタ装置模式図

第11-14図 放射性よう素フィルタの機能

放射性よう素フィルタの機能(よう素の捕集)



フィルタ装置模式図

第11-15図 放射性よう素フィルタの機能 (よう素の捕集)

(参考) ベント時のスウェリングによる放射性よう素フィルタの性能への影響

放射性よう素フィルタの除去性能への影響因子としてベントガスの「滞留時間」及び「過熱度」が挙げられる。

スクラバ溶液のスウェリングは、「滞留時間」に影響を与える事象でないこと、「過熱度」に対してプラスの影響を与え得る事象であることから、フィルタ性能へ悪影響を与えるものではない。

① 「滞留時間」への影響

スウェリングは、ベンチュリスクラバにおける事象であり、放射性よう素フィルタでのベントガスの「滞留時間」に影響を与えない。

② 「過熱度」への影響

過熱度は、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの温度と飽和温度との差であり、放射性よう素フィルタの除去性能に対しては大きいことが望ましい。

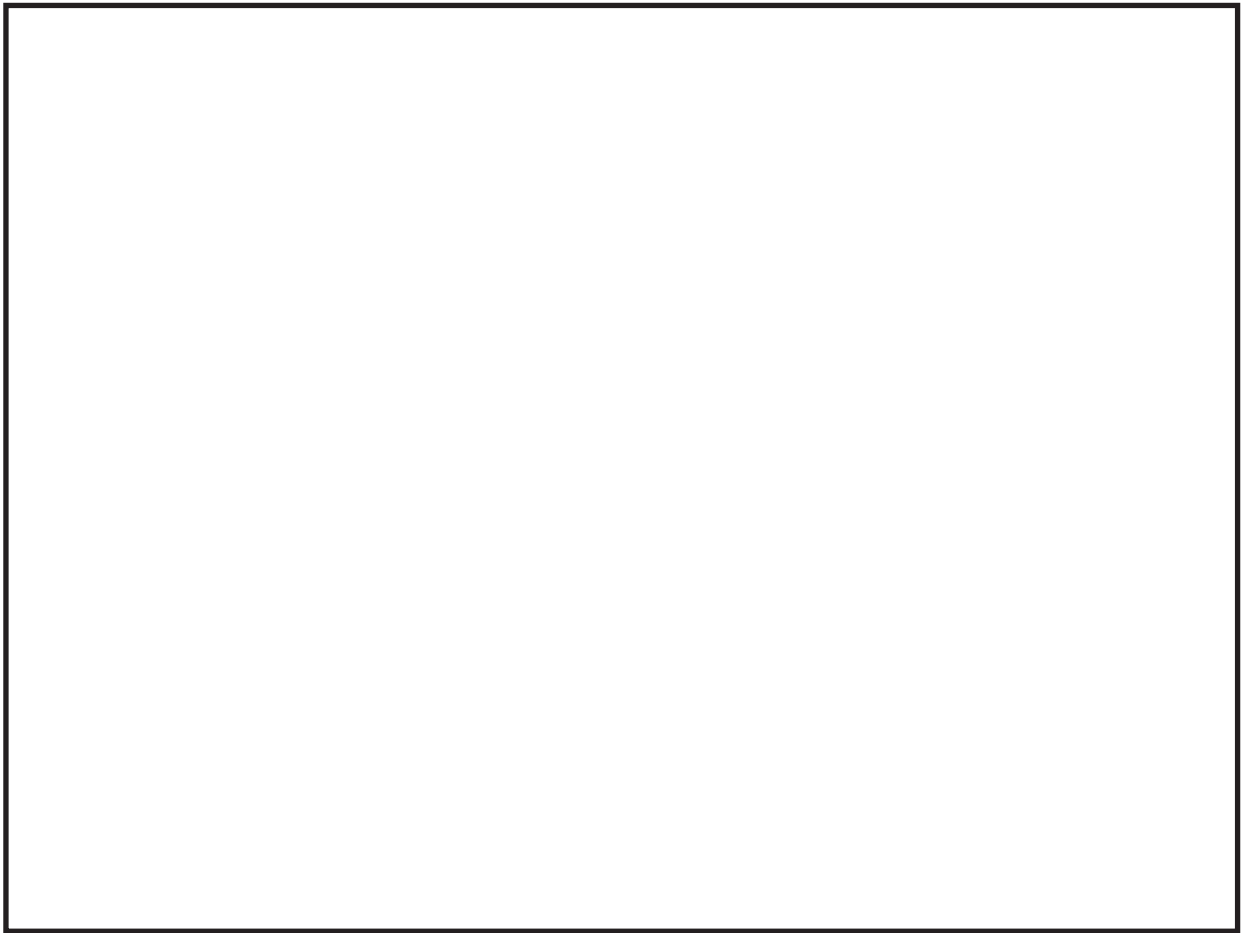
一体型のフィルタ装置では、

放射性よう素フィルタ内のベ

ントガスへの入熱（ベントガス温度の低下抑制）が見込まれることから、より大きな過熱度が期待できる。

なお、JAVA PLUS 試験では、

保守的な条件で試験が実施されている。



第1図 フィルタ装置内のガスの流れと温度

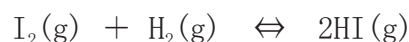
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 11-10

別紙 12 格納容器内における有機よう素の発生メカニズム【本文 3.1.2】

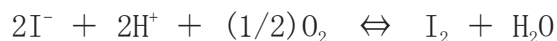
(1) 格納容器内へ放出されるよう素の挙動

重大事故時に溶融炉心から格納容器内へ放出されるよう素は、以下に示す反応が支配的であるとされている（参考図書 1）。



TMI 事故以降のソースターム研究により、よう素は、上記の反応により、主に粒子状よう素（CsI）の形態で格納容器に移行し、一部が、元素状よう素（I₂）及びよう化水素（HI）の形態で格納容器に移行すると考えられる。

また、粒子状よう素の CsI は、可溶性であり、格納容器内で発生する蒸気の移行に伴い、サプレッションチェンバのプール水中によう素イオン（I⁻）として溶存する。サプレッションチェンバのプール水中に溶存したよう素イオン（I⁻）は、以下に示す反応により、元素状よう素（I₂）となる（参考図書 1）。



(2) 有機よう素の発生メカニズム

上記の反応により生成された元素状よう素（I₂）は、サプレッションチェンバのプール水中で有機不純物と反応し、気相に移行した元素状よう素（I₂）は、格納容器内表面の有機物を含む塗装材と反応することで、有機よう素は生成されたと考えられている（参考図書 1）。

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2007)1 “STATE OF THE ART REPORT ON IODINE CHEMISTRY “, 23-Feb-2007

別紙 13 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた放射性よう素フィルタの設計【本文 3.3.3】

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は、流量制限オリフィス下流に設置する放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過する際の化学反応にて捕集する。

実機の放射性よう素フィルタの設計において、除去係数と滞留時間の関係式、JAVA PLUS 試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから、JAVA PLUS 試験結果の実機への適用性について、以下にまとめた。

(1) 放射性よう素フィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は、流量制限オリフィス下流に設置する放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過する際の化学反応にて捕集する。

放射性よう素フィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は、総括物質移動係数 K を用いて以下のように表せる。（参考図書 1, 2）

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K (C - C^*) \quad \dots \dots \dots \text{(式 1)}$$

- γ : 吸着材充填密度
- q : よう素吸着量
- K : 総括物質移動係数
- C : よう素濃度
- C^* : よう素平均濃度

ここで、化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$ とみなし、式 1 は以下のように表せる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = KC \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

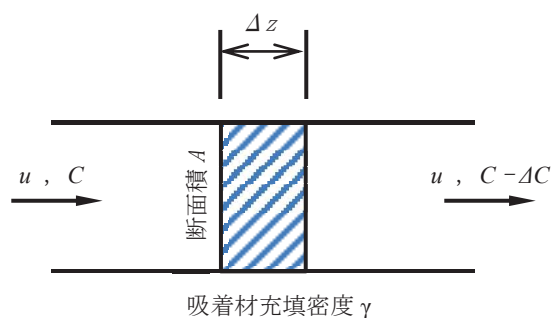
(2) 除去係数と滞留時間

ガス状放射性よう素が、放射性よう素フィルタを通過する際の物質収支は、吸着材の微小ベッド厚さ Δz に対して、単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる。(参考図書3)

放射性よう素フィルタ通過前後における物質収支のイメージを第13-1図に示す。

$$-u A \Delta t \Delta C = \gamma A \Delta z \Delta q \quad \dots \dots \dots \text{(式 3)}$$

- u : ガス流速
- A : ガス通過断面積
- Δt : 単位時間
- ΔC : よう素濃度
- γ : 吸着材充填密度
- Δz : ベッド厚さ
- Δq : 単位質量あたりのよう素吸着量



第13-1図 放射性よう素フィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで、左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量、右辺は放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素量を表す。 $\Delta z = u \Delta t$ より、両辺を $A \Delta t \Delta z$ で除し、微小変化を $\Delta \rightarrow \partial$ とすると、式3は以下のとおり表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial t} = \gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots \text{(式 4)}$$

式4に式2を代入すると、以下となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots \text{(式5)}$$

式5を積分し、 C_0 を初期よう素濃度とすると、以下となる。

$$\frac{\text{Log}\left(\frac{C_0}{C}\right)}{t} = \frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots \text{(式6)}$$

式6は、放射性よう素フィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また、放射性よう素フィルタの厚さが一定であることを考慮すると、除去係数が放射性よう素フィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

(3) 除去係数とベントガス条件

放射性よう素フィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として、ベントガスの流速以外に、過熱度、蒸気割合、絶対温度、絶対圧力が考えられることから、これらの条件が式6の総括物質移動係数 K へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果により評価する。

a. 蒸気割合、絶対温度及び過熱度の影響



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 13-1 表 蒸気割合, 絶対温度及び過熱度が総括物質移動係数 K に与える影響

--

b. 絶対圧力及び過熱度の影響

--

第 13-2 表 絶対圧力及び過熱度が総括物質移動係数 K に与える影響 (I)

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-4

第 13-3 表 絶対圧力及び過熱度が総括物質移動係数 K に与える影響 (II)

--

c. まとめ

ベントガス条件（過熱度，蒸気割合，絶対温度，絶対圧力）が，総括物質移動係数 K へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果に基づき評価した結果，総括物質移動係数 K が過熱度に依存することを確認した。なお，蒸気割合，絶対温度，絶対圧力は，放射性よう素フィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり，これらのベントガス条件が総括物質移動係数 K に与える影響は，過熱度による影響に帰着するものと考えられる。

以上から，放射性よう素フィルタの除去性能の評価や設計においては，式 6 に示される滞留時間，ベントガスの過熱度への考慮が重要である。

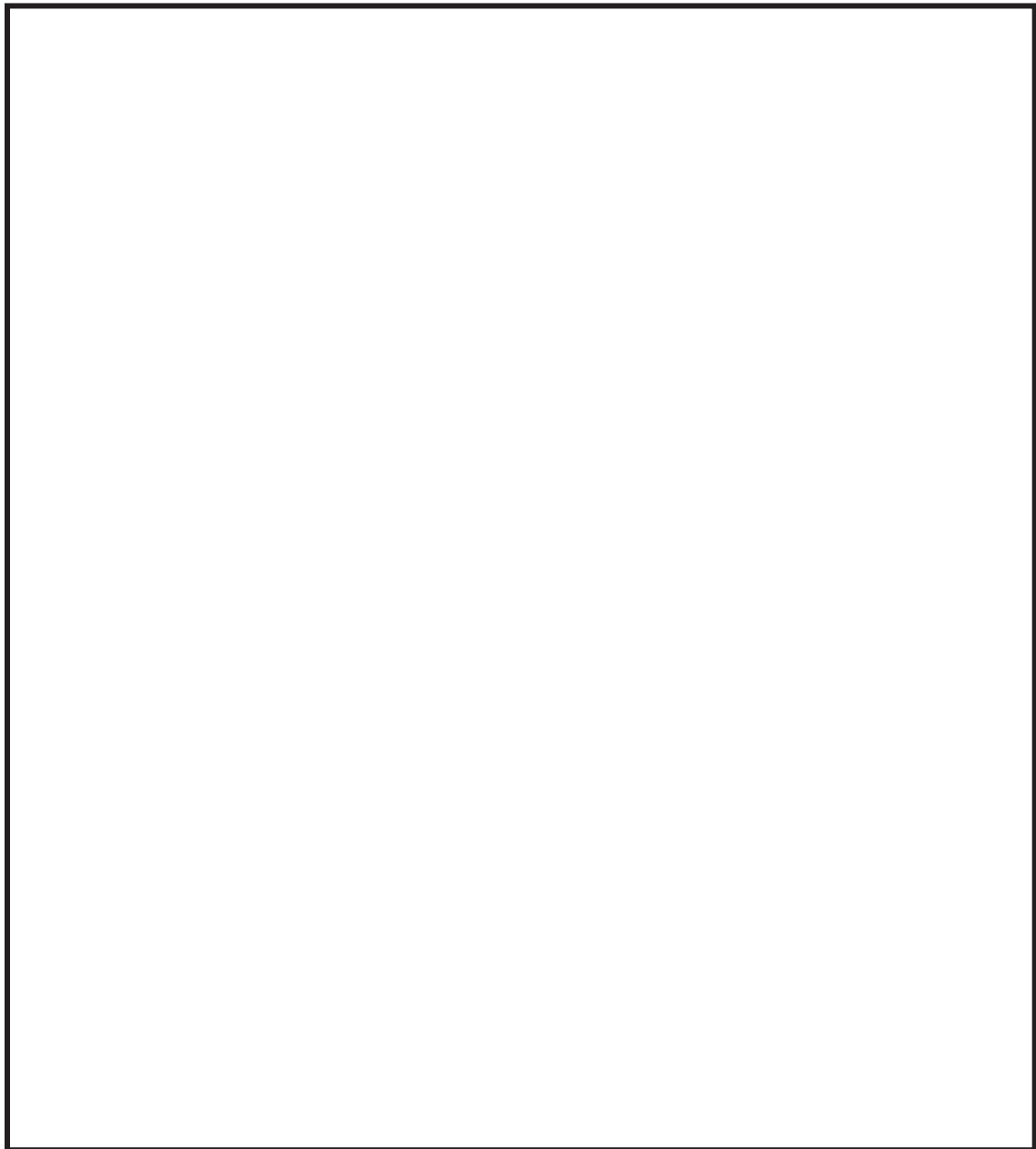
(4) JAVA PLUS 試験結果の実機への適用

放射性よう素フィルタの設計（必要ベッド厚の設計）においては，式 6 と JAVA PLUS 試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い，実機の過熱度の運転範囲について，式 7 の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し，銀ゼオライトの必要ベッド厚さを設定する。

上記のとおり設計した女川 2 号炉の放射性よう素フィルタの有機よう素除去係数を第 13-2 図に示す。

過熱度の運転範囲全域において，要求する除去係数 (DF50 以上) を満足している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 13-2 図 放射性よう素フィルタの有機よう素除去係数(女川原子力発電所 2 号炉)

<<参考図書>>

1. 佐藤 忠正等 (北海道大学) 充填層における吸着速度について, 1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について, 1978年9月 (明治大学工学部研究報告)
3. 竹内 「吸着分離－入門から操作設計まで」 (2000年)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-6

(参考) 有機よう素に対する除去効率の不確かさ

JAVA PLUS 試験における除去係数 (DF) の誤差は、個々の測定装置 (よう素濃度計、質量流量調整器、温度計、圧力計等) の誤差を考慮し、誤差伝播式により算出した結果、約 % と評価している。また、要求する除去係数 (DF=50) の場合の滞留時間の誤差は、 を考慮し、誤差伝播式により算出した結果、約 % と評価しており、実機的设计においては、 を考慮した滞留時間により吸着ベッド厚さを決定している。

なお、JAVA PLUS 試験結果を女川 2 号炉の実機条件に補正した結果 (第 13-2 図) から、運転範囲において DF が最小となる場合でも の性能が得られる結果であり、また、約 % の JAVA PLUS 試験の測定誤差を考慮しても、要求する DF=50 に裕度をもった設計であることから、試験データの不確かさを考慮した上で、要求する性能を達成する設計としている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 13-7

別紙 14 ベントガス中のエアロゾル特性の想定条件【本文 3.4】

(1) エアロゾルが発生するシーケンス

原子炉格納容器フィルタベント系使用時には、非放射性核種を含む核分裂生成物、構造材に由来するエアロゾル、希ガス並びにガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）がフィルタ装置に流入する。

エアロゾルの発生する格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の概要を以下に示す。

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、炉心溶融に至るが、復水移送ポンプ 1 台を用いた低圧代替注水系（常設）による注水によって、原子炉压力容器破損に至ることなく、水位は回復し、炉心は再冠水する。

格納容器内に放出される蒸気により、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、事象発生から約 44 時間経過した時点で、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2m））に到達しスプレイを停止すると、事象発生から約 51 時間経過した時点で限界圧力 854kPa[gage]（2Pd）に達する。

限界圧力到達時点で、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント後は格納容器内の圧力及び温度は抑制される。

(2) エアロゾルの種類及び流入量

発生するエアロゾルの種類及びフィルタ装置に流入するエアロゾル重量を第 14-1 表に示す。

なお、ベント時は、サブプレッションチェンバからのベントを基本としているが、ここでは、ドライウェルからのベントとした場合の流入量も合わせて示す。

(3) エアロゾル特性の想定条件の保守性

a. 炉心状態の想定

フィルタ装置に流入するエアロゾルを評価するにあたり、炉心状態は平衡炉心のサイクル末期を想定している。

以下の(a)，(b)に示すとおり、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

(a) 炉内の核分裂生成物内蔵量

エアロゾルとして放出される核分裂生成物の発生量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。

平衡炉心のサイクル末期の燃焼度は、初装荷炉心並びに取替炉心等の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心のサイクル末期の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する。

(b) 崩壊熱

平衡炉心のサイクル末期では、燃焼度が大きく、核分裂生成物の量及び崩壊熱が大きいことから、その他の炉心状態の崩壊熱を包絡する。このため、崩壊熱を大きく想定することによって、事象の進展が早くなることから、放出割合が大きくなり、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する。

b. 評価に用いる格納容器からの放出割合

フィルタ装置に流入するエアロゾル重量は、事故直後の炉内内蔵量と、格納容器からの放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量は、ORIGEN コードを用いて評価した核種毎の重量に基づき評価している。

格納容器からの放出割合については、MAAP コードを用いて評価しており、格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の核種グループに分類し、放出割合を核種グループ毎に評価している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時の MAAP 解析による格納容器からの放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後）を第 14-2 表に示す。

なお、以下に示すとおり、第 14-2 表に示す格納容器からの放出割合は、フィルタ装置に流入するエアロゾル重量の評価に使用していない。

第 14-2 表によると、高揮発性核種（CsI や CsOH）の放出割合（ 10^{-6} オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい（ 10^{-5} オーダー）という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることがわかっている。

第 14-3 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、第 14-4 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{*1}、希ガスが高温で燃料からほぼ

全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチノイドの放出挙動評価のための研究 (JAEA-Review 2013-034, 2013年12月)」

第14-2表の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAPコードの開発元であるEPRIからも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。

・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については、炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けないものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合におけるフィルタ装置に流入するエアロゾル重量を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 14-5 表に示す。

また、各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方法を以下に示す。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループは、MAAP 解析の結果から得られた放出割合を使用する。

なお、セシウムの放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合、及び、I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉内内蔵量より、以下の式を用いて計算する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

ここで、

- $F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合
- $F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合
- $F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合
- M_I : 停止直後の I 元素の炉内内蔵量
- M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉内内蔵量
- W_I : I の原子量
- W_{Cs} : Cs の原子量

(b) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合、希ガスグループの放出割合及び NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一^{*2}とし、セシウムの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。第 14-6 表に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{NobleGass}(T) \times \gamma_i / \gamma_{Cs} \times F_{Cs}(168h) / F_{NobleGass}(168h)$$

ここで、

- $F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の核種グループの放出割合
- $F_{Noble Gass}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合
- γ_i : NUREG-1465 における i 番目の核種グループの格納容器への放出割合
- γ_{Cs} : NUREG-1465 におけるセシウムに相当する核種グループの格納容器への放出割合

※2 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外はほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

第 14-1 表 フィルタ装置に流入するエアロゾル重量

核種グループ	エアロゾル重量 (kg) ※1	
	サプレッションチェンバ からのベント	ドライウエル からのベント
CsI		
CsOH		
TeO ₂		
SrO		
MoO ₂		
BaO		
La ₂ O ₃		
CeO ₂		
Sb		
Te ₂		
UO ₂		
コンクリート/構造材 を含む総量		

※1：非放射性核種も含む

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 14-8

第 14-2 表 MAAP 解析による放出割合の評価結果

核種グループ		格納容器からの放出割合	
		サプレッションチェンバ からのベント	ドライウエル からのベント
高揮 発性 核種	希ガス	9.8E-01	9.8E-01
	CsI	2.8E-06	1.3E-03
	CsOH	2.4E-06	1.2E-03
中・ 低揮 発性 核種	TeO ₂	2.1E-06	1.2E-03
	SrO	4.7E-05	1.8E-02
	MoO ₂	3.2E-06	1.8E-03
	BaO	1.9E-05	8.6E-03
	La ₂ O ₃	3.5E-05	1.2E-02
	CeO ₂	3.5E-05	1.2E-02
	Sb	5.1E-06	2.1E-03
	Te ₂	0.0E+00	0.0E+00
	UO ₂	0.0E+00	0.0E+00

第 14-3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

核種	(単位：%)								
	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵² Eu	⁸⁹ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまいました。したがって、ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考えます。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡辺 慎祐，井上 康，梶田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32(1990), No. 4)

第 14-4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】+1 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】+1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】+1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サービス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24
核 種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	6.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：東京電力ホームページ <http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>

別紙2 土壌ガンマ線核種分析結果

別紙 14-10

389

第 14-5 表 原子炉格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル重量を評価する際に使用する放出割合

核種グループ		格納容器からの放出割合	
		サプレッションチェンバからのベント	ドライウエルからのベント
高揮発性核種	希ガス	9.8E-01	9.8E-01
	CsI	2.8E-06	1.3E-03
	CsOH	2.4E-06	1.2E-03
中・低揮発性核種	TeO ₂	4.8E-07	2.4E-04
	SrO	2.0E-07	9.3E-05
	MoO ₂	2.4E-08	1.2E-05
	BaO	2.0E-07	9.3E-05
	La ₂ O ₃	2.0E-09	9.3E-07
	CeO ₂	4.8E-09	2.4E-06
	Sb	4.8E-07	2.4E-04
	Te ₂	0.0E+00	0.0E+00
	UO ₂	0.0E+00	0.0E+00

第 14-6 表 NUREG-1465 における格納容器への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※ 「Gap Release」と「Early In-Vessel」の値の和を使用

別紙 15 金属繊維フィルタの液滴（湿分）による閉塞【本文 3.4】

金属繊維フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、

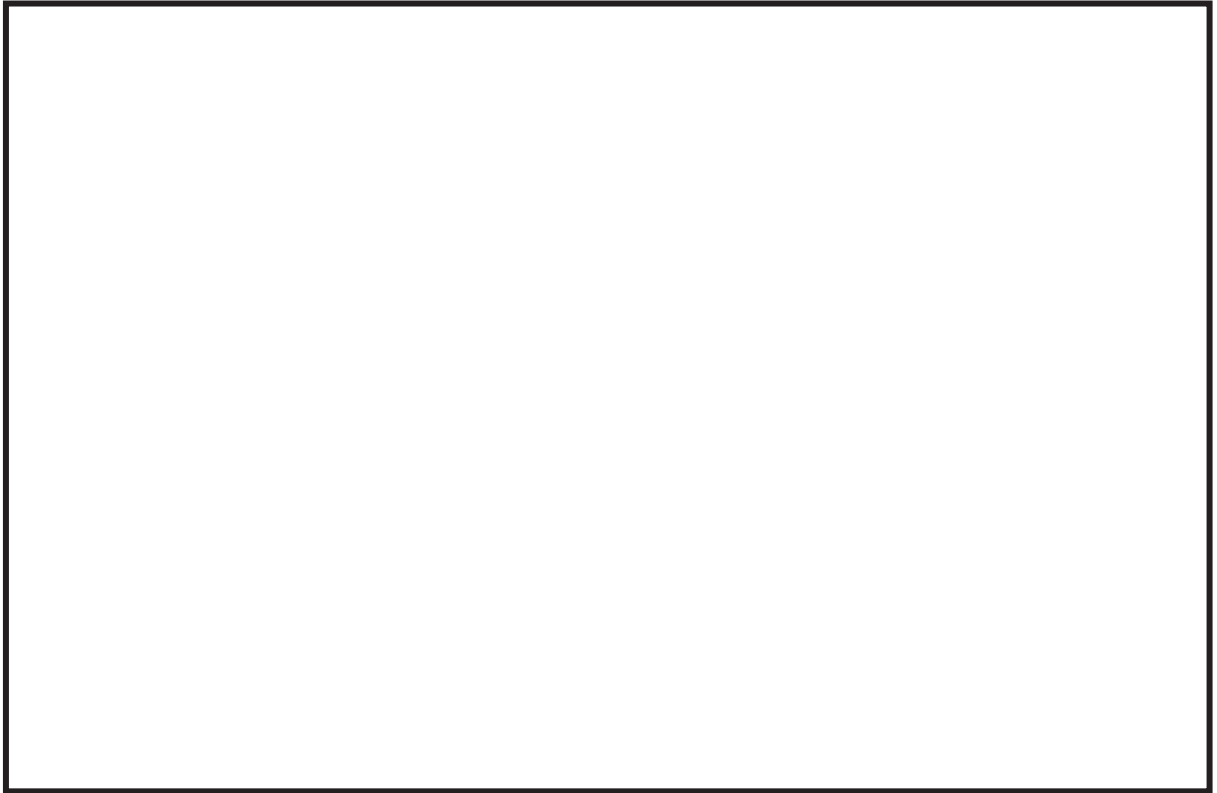
液滴を分離する機能は、低流速では低下することが懸念される。

一方、JAVA 試験の結果からは、金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は
運転範囲を下回る低速範囲

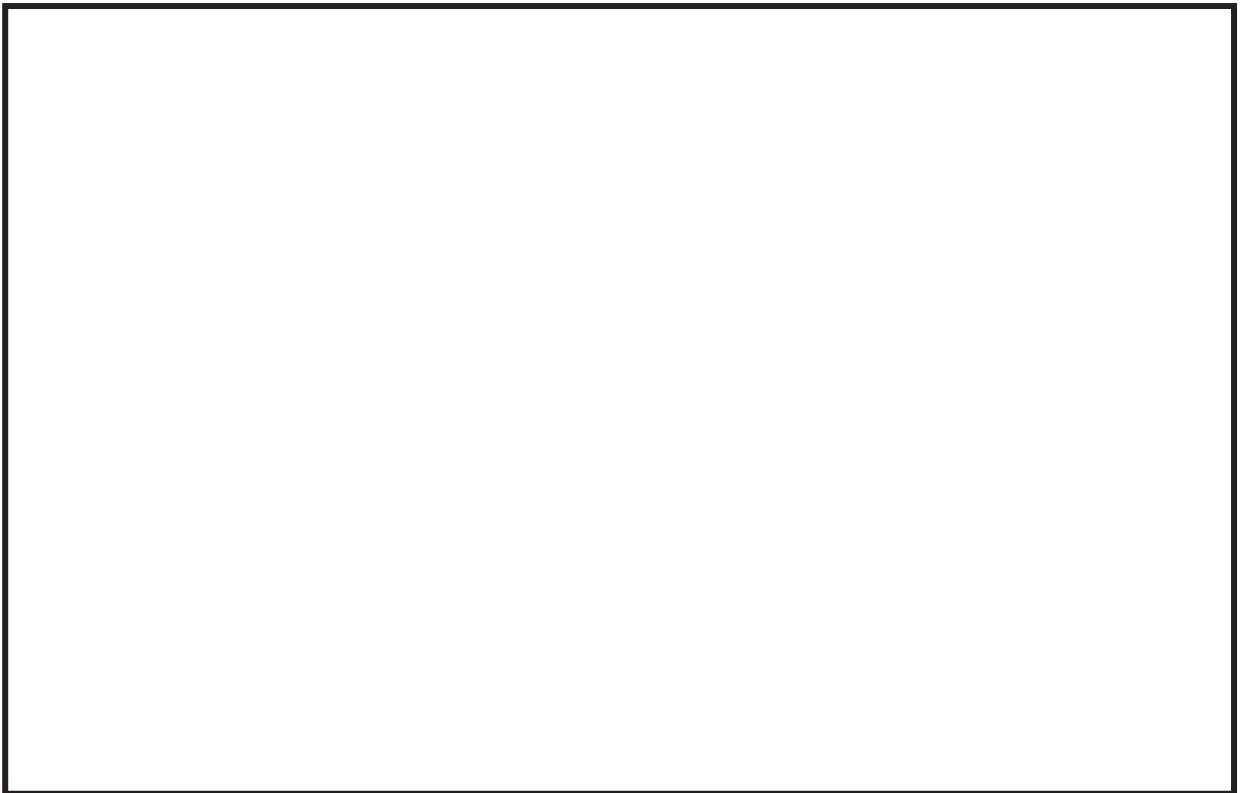
においても低下していない（第 15-1 図, 第 15-2 図）。

以上から、と考
えられ、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 15-1 図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数



第 15-2 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 15-2

別紙 16 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞【本文 3.4】

(フィルタ装置の継続使用を考慮した場合の影響)

原子炉格納容器フィルタベント系を継続使用する際、フィルタ装置にて捕集した粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊及びフィルタの閉塞について考慮する必要がある。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバにて捕集したエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内の放射性物質濃度は徐々に上昇する。このため、ベンチュリスクラバでは、沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスの流れにより、発生する細かい液滴にスクラバ溶液中に捕集されていたエアロゾルが内包され再浮遊することにより、フィルタ装置下流側に放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価

フィルタ装置は、ベンチュリスクラバの後段に金属繊維フィルタを設置している。この金属繊維フィルタには、



される。

従って、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。

b. 金属繊維フィルタ

(a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集したエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスにより流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルが放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価

① 金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能は試験結果から を示している。このことから、

② 蒸気条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を閉じた場合を想定し、蒸気量はスクラバ溶液に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気量とし、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

・比熱@100°C飽和蒸気 = 2.077 kJ/kg/°C

・蒸発潜熱@100°C飽和蒸気 = 2,256 kJ/kg

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-2

③ 評価結果

金属繊維フィルタに移行したエアロゾルの崩壊熱により、

以上から、金属繊維フィルタの上昇温度は約 °C となる。

なお、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量に関わらず、金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まる。

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因する非放射性エアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し閉塞する可能性について考慮する。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタでの閉塞の可能性について評価した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-3

(a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルにおける狭隘部は□であり、狭隘部を通過するガスの流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒径は極めて小さく、ガス流速からも閉塞することは考えにくい。

以上のことから、ベンチュリノズルの閉塞の可能性はない。

(b) 金属繊維フィルタ

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、金属繊維フィルタに捕集される。この金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量と金属繊維フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞の発生がないことを確認した。

① 金属繊維フィルタの許容負荷量

金属繊維フィルタ単体でエアロゾルを捕集した場合、□g/m²まで有意な差圧の上昇はなく、□g/m²まで金属繊維フィルタの機能が確保できることが確認されている。

② エアロゾル重量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象の解析結果から、格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量を第 16-1 表に示す。

金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合□を考慮すると、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル重量は約□gとなる。

第 16-1 表 想定されるエアロゾル重量

格納容器破損モード	エアロゾル重量
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。
別紙 16-4

③ 評価結果

金属繊維フィルタの総面積は、 \square m²であり、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量は、約 \square g であることから、金属繊維フィルタの負荷量は、約 \square g/m²となる。

以上より、金属繊維フィルタの負荷量は許容負荷量 (\square g/m²) に対して十分小さいため、閉塞が発生することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-5

(参考 1) フィルタ装置に流入するエアロゾル総量の想定条件

事故時に格納容器内に発生するエアロゾルは、燃料から発生する核分裂生成物エアロゾル及び格納容器内構造物と熔融燃料の接触により発生する構造物エアロゾルから構成される。エアロゾル重量について、ベンチュリスクラバへの蓄積、スクラバ溶液の粘性への影響、金属繊維フィルタの閉塞の評価等、フィルタ装置へ流入するエアロゾル量を用いた評価を行う際の想定条件を以下にまとめた。

(1) 核分裂生成物エアロゾルの種類及びフィルタ装置への流入量

核分裂生成物エアロゾルとして放出される可能性のある核分裂生成物の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなるため、フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は、炉心状態として燃焼度が大きい平衡炉心のサイクル末期を想定する。

核分裂生成物エアロゾルの各核種グループの格納容器への移行割合は、NUREG-1465 (参考図書 1) Table 3.12 に記載されている。フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は、Table 3.12 に示される 4 つの事象 (「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」) 各々の放出割合の合計として求める。

有効性評価における想定事故シナリオでは、サプレッションチェンバからのベントを実施することとしているが、フィルタ装置に流入する核分裂生成物エアロゾルを評価する際は、同じシナリオにおけるドライウエルからのベントの場合を想定する。なお、格納容器における DF は、沈着等を考慮して 10 とする。

以上の想定条件に基づき、核分裂生成物エアロゾル量を計算すると、フィルタ装置へ移行する量は約 28kg となる。第 1 表にフィルタ装置へ移行する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果を示す。

第1表 フィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果

核種グループ	代表化学形態	炉心内蔵量 (kg) ※1	格納容器への放出割合(-)※2	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 (kg) ※3
Noble gases※4	Xe, Kr			
Halogens	CsI			
Alkali metals	CsOH			
Te	TeO ₂ , Sb			
Ba, Sr	BaO, SrO			
Noble metals	MoO ₂			
Ce	CeO ₂			
La	La ₂ O ₃			

※1：ORIGEN2による平衡炉心サイクル末期の計算値。

※2：NUREG-1465 Table3.12記載の4つの事象（「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」）の合計値。

※3：ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器でのDFを10とする。

※4：希ガスはフィルタ装置に蓄積しないため、計算から除外する。

(2) エアロゾル総量

構造材エアロゾルの発生量はアクシデントマネジメントにより大きく異なることが知られている。海外の知見としては、スウェーデンのフィルタベント設計において核分裂生成物エアロゾルを20kgと設定しているのに対し、構造材エアロゾルを含む全量としては90kgと設定し、構造材エアロゾルを含むことで4.5倍の量としている例がある。また、ドイツのRSK勧告では、BWRに対して30kgのエアロゾル重量を規定している。

以上の知見を踏まえ、エアロゾル総量を150kgとする。

なお、破損等により格納容器内に漂った断熱材については、格納容器スプレイ及び自然沈着等の効果により格納容器内に落下することから、フィルタ装置には流入しない。

《参考図書》

1. NUREG-1465 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-7

(参考2) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの蓄積

フィルタ装置底部へのエアロゾルの蓄積によるベンチュリノズル吸込み部，金属繊維フィルタドレン吐出部，排水配管吸込部（液相部連通管）の閉塞の可能性について評価する。

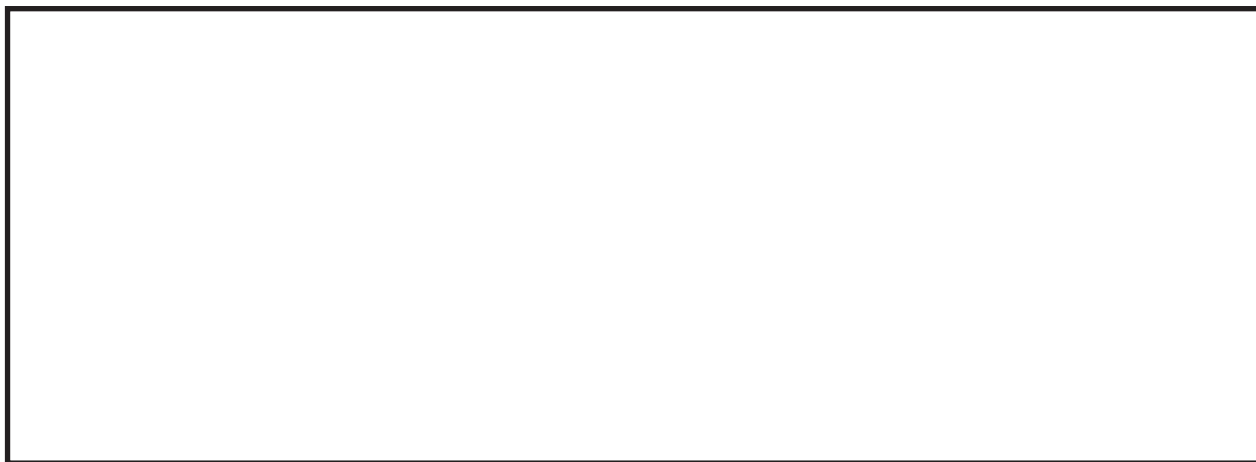
(1) エアロゾルの密度および体積

重大事故時に想定されるエアロゾルは，CsI，CsOH，TeO₂等の混合物となり，密度は約4g/cm³となる。

フィルタ装置に流入するエアロゾルの体積は，エアロゾル量(150kg)と，エアロゾルの密度4g/cm³から， $3.75 \times 10^7 \text{mm}^3$ となり，フィルタ装置1台あたり $1.25 \times 10^7 \text{mm}^3$ となる。MCCIが発生した場合においては，コンクリート成分を含むエアロゾルが発生し，エアロゾル密度が低下することが考えられる。ここで，エアロゾルの体積を大きく見積もるため，コンクリートの密度2.4g/cm³を適用した場合，エアロゾル150kgの体積は $6.25 \times 10^7 \text{mm}^3$ となり，フィルタ装置1台あたり $2.1 \times 10^7 \text{mm}^3$ のエアロゾルが流入する。

(2) フィルタ装置底部の形状等

フィルタ装置底部には，ベンチュリノズル吸込み部，金属繊維フィルタドレン吐出部，排水配管吸込部（液相部連通管）が配置されている。フィルタ装置底部の断面模式図を第1図に示す。



第1図 フィルタ装置底部の断面模式図

(3) エアロゾル蓄積量の評価

エアロゾルの蓄積による閉塞の可能性について、最下端にある排水配管吸込部（液相部連通管）までの蓄積量を用いて評価する。第1図より、排水配管吸込部（液相部連通管）は容器中心から約 mm、フィルタ装置の底面から約 mm の高さの位置にある。楕円状の鏡板底面に対して円錐状にエアロゾルが蓄積すると仮定し、排水配管吸込部（液相部連通管）下端までの容積を算出した結果を以下に示す。

$$\cdot \text{ 下端までの容積} = (\pi \times \text{}) / 3 \doteq \text{} \text{ mm}^3$$

ここで、エアロゾル（150kg）の体積を大きく見積もるため、密度を 2.4g/cm^3 とした場合、フィルタ装置1台あたりのエアロゾル蓄積量が $2.1 \times 10^7 \text{mm}^3$ （フィルタ装置底面から高さ約70mm以下に相当）となり、排水配管吸込部（液相部連通管）までの容積 以下であることから、閉塞が生じる可能性はない。

(4) ベンチュリノズル内部への付着による影響（JAVA試験結果）

JAVA試験におけるエアロゾル負荷の試験結果から
 のベンチュリスクラバのエアロゾル許容量があり、ベンチュリノズル内部にエアロゾルが付着することによる閉塞が発生することはないと評価できる。JAVA試験結果から求められるエアロゾル許容負荷量を第1表に示す。

別紙 16-9

第1表 JAVA 試験から求められるエアロゾル許容負荷量

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 16-10

(参考3) 金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞

想定するエアロゾル全量 (150kg) がフィルタ装置に流入し、金属繊維フィルタへの負荷が増加した際の性能への影響について評価した。

(1) 金属繊維フィルタの負荷量

金属繊維フィルタは、エアロゾルを供給した場合、 g/m²まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり、 g/m²まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属繊維フィルタの機能が確保できることがAREVA社により検証されている。

(2) 金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量

フィルタ装置へ移行するエアロゾル量(150kg)に対して、金属繊維フィルタ (総面積 m²) へのエアロゾル移行量は、ベンチュリスクラバから金属繊維フィルタへ移行するエアロゾルの割合 を考慮すると、約 g/m² となる。

$$\begin{aligned} \text{(金属繊維フィルタへのエアロゾル移行量)} &= 150,000\text{g} \div 100 \div \text{ m}^2 \\ &= \text{約 g/m}^2 \end{aligned}$$

(3) 評価結果

金属繊維フィルタの閉塞のリスクが

金属繊維フィルタのエアロゾルによる閉塞が生じる可能性はない。

なお、エアロゾルが局所的に金属繊維フィルタに沈着した場合、エアロゾルは沈着していない部分へ流れやすくなり、均一化されていくと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 4) スクラバ溶液の粘性の変化

フィルタ装置の設計において想定する、格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量

核種グループ	代表化学形態	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 (kg)	溶解性	
Halogens	CsI		可溶性	
Alkali metals	CsOH		可溶性	
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性	
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性	
Noble metals	MoO ₂		不溶性	
Ce	CeO ₂		不溶性	
La	La ₂ O ₃		不溶性	
構造材	SiO ₂ , K ₂ O 等		大半は不溶性	
	合計		150	-

(1) 可溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため、移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 1）。

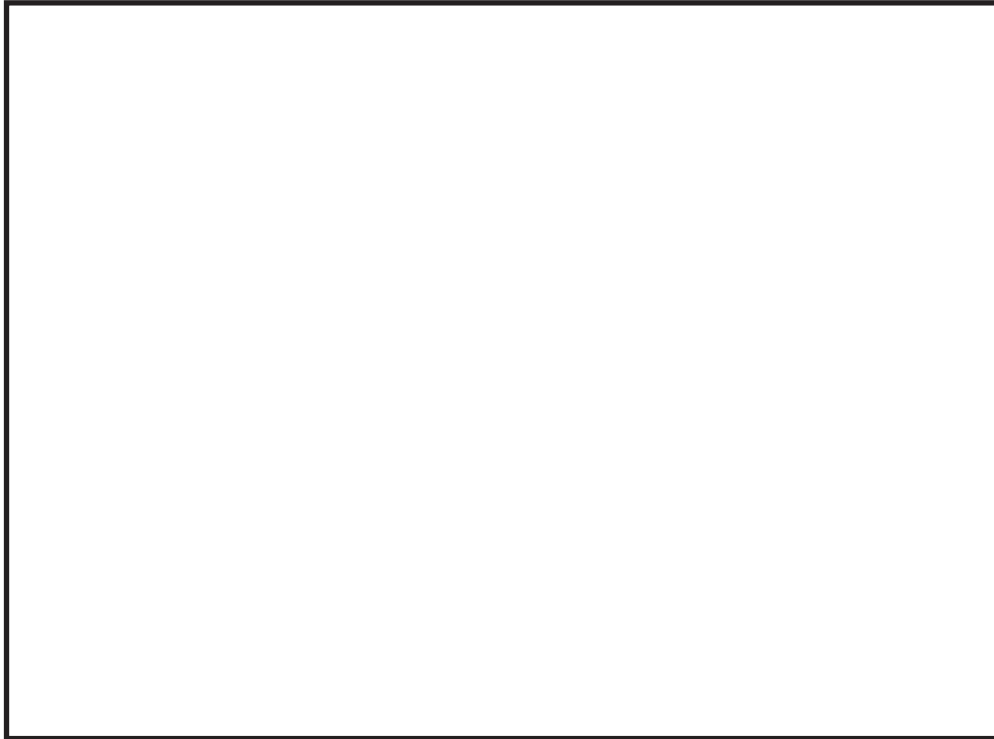
ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、, K⁺, Cs⁺があり、主な陰イオンには、OH⁻, Cl⁻, Br⁻, I⁻, CO₃²⁻, HCO₃⁻, SO₄²⁻がある。これらのイオンのうち水和しやすく、粘性率の増加に最も強く寄与するイオンは、陽イオンでは陰イオンでは OH⁻であると考えられる。また、水和しにくく粘性率の減少に寄与するイオンは陽イオンが Cs⁺であり、陰イオンが I⁻であると考えられる（参考図書 2, 3）。

従って、フィルタ装置の粘性率は、エアロゾルをとして評価したとき最も増加し、よう化セシウム (CsI) として評価したときには減少する。とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1

別紙 16-12

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図に示す。



第1図 よう化セシウム (CsI) 濃度と粘性率の関係

(: 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

以上のことから、保守的にスクラバ溶液の粘性率変化が大きくなる
 が 150kg 溶解したと仮定し、エアロゾル流入前後のスクラバ溶液の濃度及び粘性率の変化を評価する。また、濃度が高いほど粘性率の変化が大きいため、許容最小水量の約 t で評価する。評価の結果は以下のとおり。

① スクラバ溶液の初期濃度：約 mol/l

(待機時に薬剤として 及び を保有しており、それぞれの濃度は であるが、
 も粘性率変化への寄与が大きくなる として評価する。)

② 流入エアロゾルによる濃度変化：約 mol/l

(150kg が溶解した場合の濃度変化は、
 $150 \times 10^3 / (\text{input} \times \text{input} \times 10^3) = \text{input} \text{ [mol/l]}$ となる。)

別紙 16-13

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

③ エアロゾル流入後のスクラバ溶液の濃度：約 mol/l (=①+②)

よって、第1図よりスクラバ溶液の濃度が約 mol/l から約 mol/l まで変化するときの粘性率の変化は約 mPa・s である。

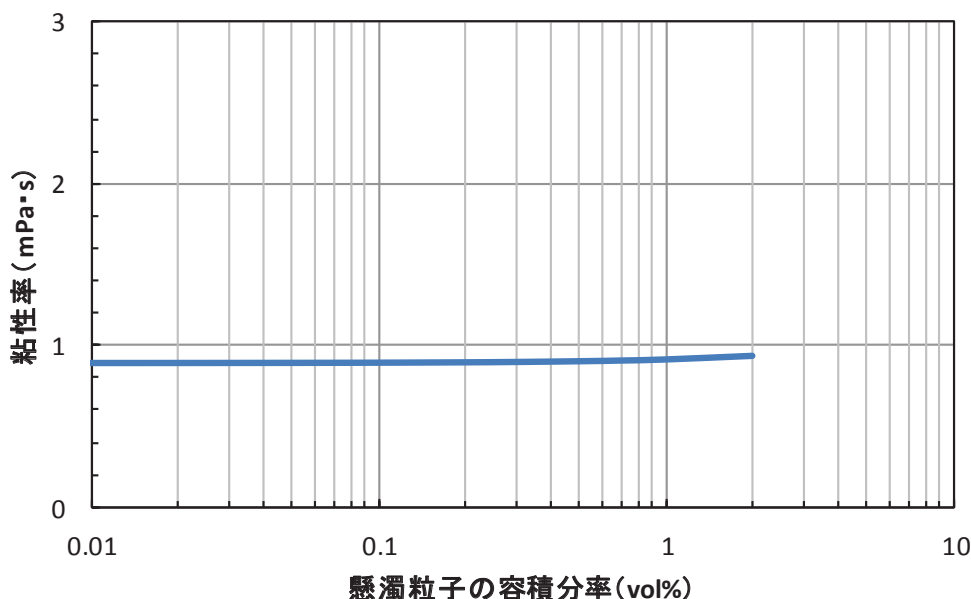
(2) 懸濁粒子濃度が粘性に及ぼす影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書2）。

$$\frac{\eta}{\eta_0} - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η ：懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 ：分散溶媒の粘性、 ϕ ：懸濁粒子の容積分率を示す。上記の式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す。

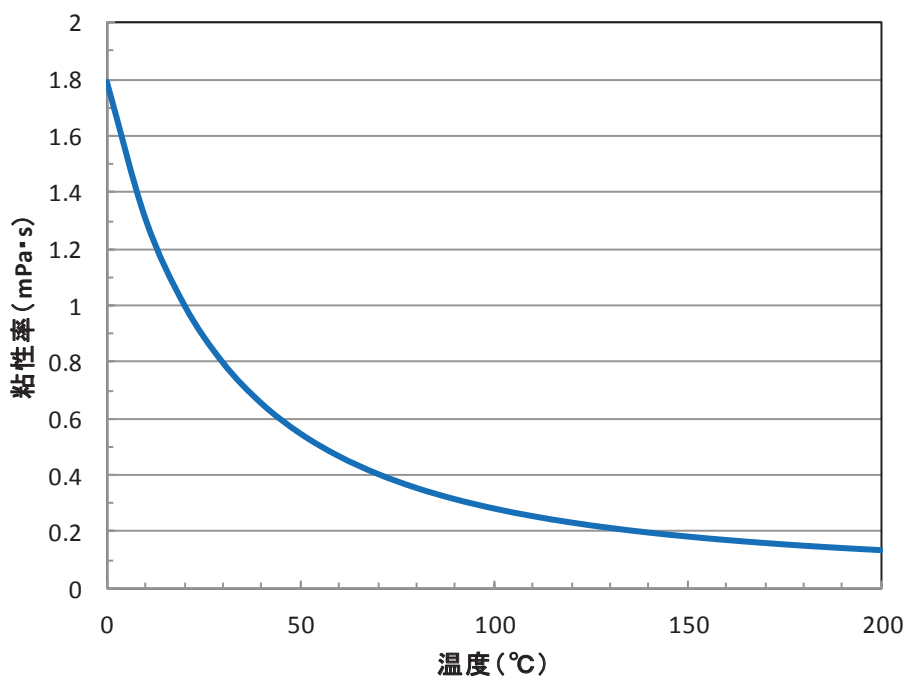
フィルタ装置へ流入するエアロゾル 150kg が、密度の小さいエアロゾルであるMCCIで発生するコンクリート密度 g/cm³ の懸濁粒子としてスクラバ溶液中に存在するものと仮定すると、容積分率は約 vol%（許容最小水量約 t の場合）となり、第2図より、粘性率の変化はほとんどない。



第2図 懸濁粒子成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

第3図に、水の粘性率の温度依存性を示す（参考図書6）。水の粘性率は温度の影響を大きく受けるが、JAVA 試験結果では、有意な除去係数の温度依存性は確認されていないことから、温度変化による粘性の変化が除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

(4) まとめ

エアロゾルによる粘性率の変化は、水の温度変化による粘性率の変化に比べ小さいこと、また、JAVA 試験結果では、有意な除去係数の温度依存性は確認されないことから、粘性率の変化による影響はないと考えられる。

《参考図書》

1. 上平恒, 『水の分子工学』
2. 化学便覧改訂5版基礎編Ⅱ
3. 横山晴彦, 田端正明 『錯体の溶液化学』
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ($M^+=Na^+, K^+, Li^+, Cs^+, (CH_3)_4N^+$) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58(4), 619-625(1936)
6. 日本機械学会 蒸気表<1999>

別紙 17 ガス状放射性よう素の再揮発, 放射性よう素フィルタの飽和吸着【本文 3.4】

(フィルタ装置の継続使用を考慮した場合の影響)

原子炉格納容器フィルタベント系を継続使用する際、フィルタ装置にて捕集したガス状放射性よう素の再揮発及び放射性よう素フィルタの飽和吸着について考慮する必要がある。

(1) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡には温度依存性があり、温度の上昇に伴い液相から気相に移行する無機よう素が増える関係にある。

フィルタ装置を継続使用すると、フィルタ装置に流入するベントガスによりスクラバ溶液の温度が徐々に上昇する。このため、スクラバ溶液の温度上昇により、溶存している無機よう素が揮発し、フィルタ装置下流側に放出される可能性について考慮する。

(b) 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性について、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

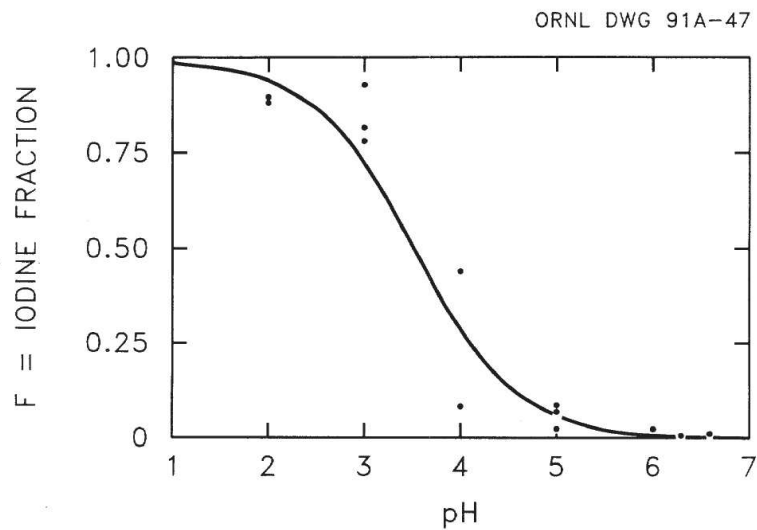
NUREG/CR-5732 によると、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果を組み合わさったものであることが示されており、この知見を踏まえ、JAVA 試験結果における温度依存性を確認する。

① 液相中における無機よう素 (I₂) とよう化物イオン (I⁻) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素 (I₂) とよう化物イオン (I⁻) の存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

ここで[I₂]及び[I⁻]は、無機よう素 (I₂) 及びよう化物イオン (I⁻) の濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存し、pH に対して第 17-1 図の関係を持つ。



第 17-1 図 液相中における I₂ と I⁻ の平衡と pH の関係

② 液相中と気相中の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中における無機よう素 (I₂(aq)) と気相中における無機よう素 (I₂(g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]} \quad P: \text{気液分配係数}$$

ここで[I₂(aq)]及び[I₂(g)]は、液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

上式で示す気液分配係数は、気相と液相の物質の移動のしやすさをあらわす指標であり、溶解度及び蒸気圧に支配されるものであり、格納容器と近い環境下にあるフィルタ装置においても NUREG/CR-5732 は適用可能である。

③ 評価結果

気液界面（スクラバ溶液水面）における無機よう素の平衡については、前記②の温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える（以下、「気液分配係数の影響」という。）ため、スクラバ溶液における無機よう素の除去係数に影響（除去係数の低下）を与え得る。

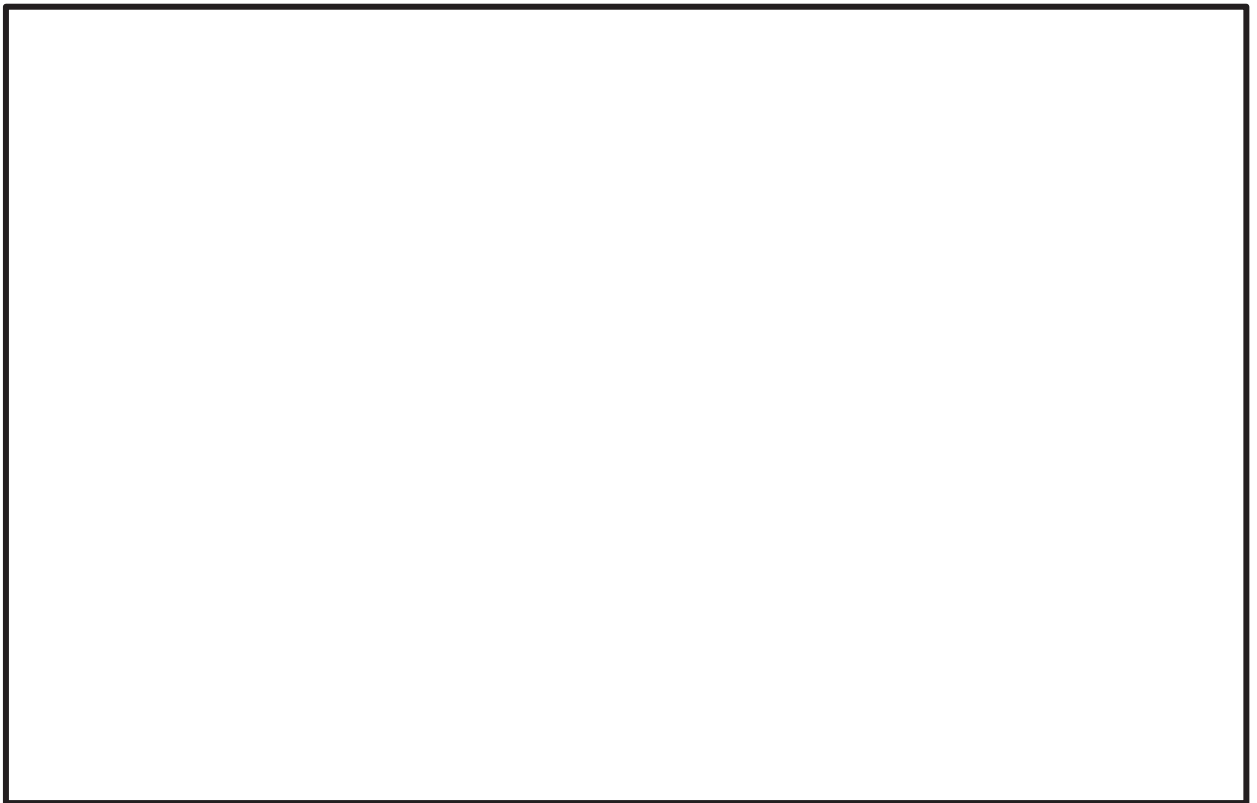
しかしながら、アルカリ性環境下においては、①よりスクラバ溶液中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ溶液の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。

JAVA 試験では、気液分配係数の影響を受けやすい高温状態の試験で除去係数が 100 以上であることが確認されており、また、有意な除去係数の温度依存性も確認できない。

JAVA 試験で得られた結果を第 17-1 表に、温度に対する除去係数の関係を第 17-2 図に示す。

第 17-1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）

--



第 17-2 図 無機よう素の除去係数と温度の関係（図中の数値は pH）

フィルタ装置のスクラバ溶液は、高アルカリ性水溶液であり溶液中に無機よう素として溶存する量が極めて少ないことから、スクラバ溶液の温度が高い状態でも無機よう素の気相中への揮発量は小さい値となる。

以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでの無機よう素の再揮発に対して考慮した設計としている。

b. 放射性よう素フィルタ

(a) 想定する状態

放射性よう素フィルタにおいて捕集したよう素は、400℃以上の高温状態で数時間程度水素を通気した場合に脱離する。

原子炉格納容器フィルタベント系では、炉心損傷時の水－金属反応や水の放射線分解により発生した水素が放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）を通過するため、捕集した放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えら

れる。これらのガス状放射性よう素がフィルタ装置下流側に放出する可能性について考慮する。

(b) 影響評価

よう化銀からの銀再生方法として、高温水素により、よう素を還元し銀を再生することが知られており、そのプロセスで下記に示す反応式により、よう素が脱離する。



上記反応式は、400～500℃で生じることが示されている（参考図書2）が、放射性よう素フィルタに捕集された放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント終了後は窒素供給設備により系統内に供給する窒素等により冷却される。

以下に、ベント終了後の放射性よう素フィルタの上昇温度について評価した。

① 窒素ガス供給量及び物性値

圧力、温度条件については、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・ 窒素ガス供給量 = 220 m³/h(normal)

- ・ 比熱@100℃窒素 = 1.043 kJ/kg/℃

② 放射性よう素フィルタへのよう素移行割合及び崩壊熱量

格納容器内で生成されるよう素は、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素の化学形態をとり、有機よう素以外は、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング、格納容器スプレー等により捕集されるが、有機よう素については、格納容器内での低減効果は小さい。よって、格納容器内で生成される有機よう素の全量が放射性よう素フィルタに移行すると想定し、捕集される有機よう素の発熱による上昇温度を評価する。

また、無機よう素については、格納容器及びフィルタ装置のベンチュリスクラバで捕集されるが、放射性よう素フィルタでも捕集されるため、有機よう素と同様に発熱による上昇温度を評価する。

i. 放射性よう素フィルタ内での有機よう素の崩壊熱量

- ・ 炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値 (約 MW)

- ・ 格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465(参考図書 3)に示されるよう素の放出割合の合計値とし、炉内内蔵量の 61%が格納容器に放出されるものとする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 4) に示される有機よう素生成割合とし、4%とする。

- ・ 有機よう素の移行量

$$\text{} \times 0.61 \times 0.04 = \text{約 kW}$$

ここで、ベント終了後に窒素供給設備により系統内に窒素を供給する際(事故後 7 日時点)のよう素の減衰を考慮すると、崩壊熱量は約 1/50 程度になる。

従って、事故後 7 日時点における放射性よう素フィルタ内の崩壊熱量は、約 kW となる。

ii. 放射性よう素フィルタ内での無機よう素の崩壊熱量

- ・ 炉内内蔵量：約 MW (有機よう素と同様)

- ・ 格納容器へのよう素放出割合：61% (有機よう素と同様)

- ・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 4) に示される無機よう素生成割合とし、91%とする。

別紙 17-6

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・格納容器内の除去

自然沈着，サプレッションプールによるスクラビングによる除去効果として，DF10 とする。

- ・フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として，DF

とする。

- ・無機よう素の移行量

$$\text{} \times 0.61 \times 0.91 \times 0.10 \times 0.01 = \text{約 kW}$$

ここで，ベント終了後に窒素供給設備により系統内に窒素を供給する際（事故後7日時点）のよう素の減衰を考慮すると，崩壊熱量は約1/50程度になる。

従って，事故後7日時点における放射性よう素フィルタ内の崩壊熱量は，約 kW となる。

以上から，放射性よう素フィルタで捕集される放射性よう素による発熱量は，約 kW となる。

③ 評価結果

放射性よう素フィルタに捕集したよう素の崩壊熱量により，

以上から，放射性よう素フィルタの上昇温度は約 °C となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

放射性よう素フィルタに流入する窒素の温度を 100℃とした場合、ベント実施後の放射性よう素フィルタの温度上昇を考慮しても ℃以下であることから、よう素の脱離が起こるような温度（400℃以上）に対し十分低く抑えることが可能である。

以上のとおり、フィルタ装置は、放射性よう素フィルタでのガス状放射性よう素の再揮発に対して考慮した設計としている。

(2) 放射性よう素フィルタの飽和吸着

a. 想定する状態

放射性よう素フィルタ（吸着材：銀ゼオライト）で捕集するガス状放射性よう素が、銀ゼオライトの許容負荷量に達した場合に、捕集されずにフィルタ装置下流側に放出する可能性について考慮する。

b. 影響評価

格納容器から放射性よう素フィルタへ移行するガス状放射性よう素量と放射性よう素フィルタの許容負荷量を比較し、ガス状放射性よう素が捕集されずにフィルタ装置下流側へ放出される可能性を評価する。

原子炉停止時の炉内内蔵量（全よう素重量）のうち、格納容器へ放出される割合を考慮し、有機よう素及び無機よう素の割合を設定し、放射性よう素フィルタへのよう素の移行量を評価した。

(a) 放射性よう素フィルタへの有機よう素移行割合及び移行量

・炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし、平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値（約 kg）

・格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465(参考図書 3)に示されるよう素の放出割合の合計値とし、炉内内蔵量の 61%が格納容器に放出されるものとする。

別紙 17-8

- ・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195（参考図書4）に示される有機よう素生成割合として4%とする。

- ・よう素及びよう化メチルの分子量

よう素 (I) の分子量は 126.9, よう化メチル (CH₃I) の分子量は 141.9 である。

- ・有機よう素の移行量

$$\boxed{} \times 0.61 \times 0.04 \times (141.9 / 126.9) = \text{約} \boxed{} \text{ g}$$

(b) 放射性よう素フィルタへの無機よう素移行割合及び移行量

- ・炉内内蔵量：約 $\boxed{}$ kg（有機よう素と同様）

- ・格納容器へのよう素放出割合：61%（有機よう素と同様）

- ・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195（参考図書4）に示される無機よう素生成割合とし、91%とする。

- ・格納容器内の除去

自然沈着，サプレッションプールによるスクラビングによる除去効果として，DF10 とする。

- ・フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として，DF $\boxed{}$ とする。

- ・よう素及びよう化メチルの分子量

よう素 (I) の分子量は 126.9, よう化メチル (CH₃I) の分子量は 141.9 である。

- ・無機よう素の移行量（有機よう素 (CH₃I) 相当量）

$$\boxed{} \times 0.61 \times 0.91 \times (1/10) \times (1/\boxed{}) \times (141.9 / 126.9) = \text{約} \boxed{} \text{ g}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-9

(c) 放射性よう素フィルタの許容負荷量

JAVA PLUS 試験において、

この検証試験中、性能の劣化は確認

されていない。

JAVA PLUS 試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量を第 17-2 表に示す。

第 17-2 表 JAVA PLUS 試験の銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量

項目	重量
銀ゼオライト充填量	
有機よう素注入量	

女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量は、約 kg であることから、第 17-2 表に示す JAVA PLUS 試験における銀ゼオライトの充填量との比から、有機よう素 (CH_3I) の性能の劣化が確認されない量を許容負荷量と仮定すると約 kg となる。

女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量と許容負荷量を第 17-3 表に示す。

第 17-3 表 女川原子力発電所 2 号炉の銀ゼオライトの充填量と許容負荷量

項目 (女川 2 号炉条件)	重量
銀ゼオライト充填量	
許容負荷量	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(d) 評価結果

女川原子力発電所 2 号炉における有機よう素の許容負荷量は、第 17-3 表に示す約 kg であるのに対し、放射性よう素フィルタへの有機よう素及び無機よう素の移行量は である。従って、ガス状放射性よう素が捕集されずにフィルタ装置下流側へ放出される可能性は極めて小さい。

以上のおり、フィルタ装置は、放射性よう素フィルタの飽和吸着に対して考慮した設計としている。

《参考図書》

1. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
3. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, Feb. 1995
4. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 17-11

(参考) 事故時における有機よう素の生成割合

有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4%を仮定している。

(1) 放射線場および非放射線場における有機よう素の生成割合

有機よう素の生成に関して、WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、非放射線場及び放射線場での元素状よう素 (I_2) とメタン (CH_4) との反応による有機よう素 (CH_3I) の生成割合について、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づき、その生成割合を提案している。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記の WASH-1233 の実験結果を再度評価し直し、WASH-1233 で示される有機よう素の生成割合は、有機よう素の生成に導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的とされている。(第1表参照)

第1表 元素状よう素から有機よう素の生成割合

	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、元素状よう素から生成される、有機よう素の生成割合として、WASH-1233 で示される 3.2% (合計) に基づき決定しているものの、有機よう素の生成反応のみを考慮し、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

(2) 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pH とよう素の存在割合について、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見が示されており、pH 調整が実施されている場合と pH 調整が実施されていない場合それぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して複数のプラントに対するよう素の発生量の評価を行っている。pH 調整が実施されている場合の結果を第 2 表に、pH 調整が実施されていない場合の結果を第 3 表に示す。

BWR プラント (Grand Gulf, Peach Bottom) では、重大事故時において、pH 調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 2 表 重大事故時に pH 調整を実施した場合のよう素の化学形態

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第3表 重大事故時に pH 調整を実施しない場合のよう素の化学形態

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ⁻ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

従って、有機よう素の生成割合に、Regulatory Guide 1.195 に示される 4%を仮定することで、有機よう素の発生量は保守性を有するものとなり、原子炉格納容器フィルタメント系の設計値の設定に Regulatory Guide 1.195 を用いることは妥当である。

別紙 18 ベントタイミングに係る外部水源からの注水量【本文 4.2】

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは、外部水源からの格納容器への注水量によらず、格納容器圧力が以下の圧力に到達した時点で実施することとしている。

炉心損傷前：最高使用圧力（最高使用圧力 427kPa[gage]）

炉心損傷後：限界圧力（最高使用圧力 427kPa[gage] の 2 倍である 854kPa[gage]）

一方で、外部水源からの格納容器への注水量に対し、原子炉格納容器フィルタベント系への影響を考慮し、外部水源注水量限界をサプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2m）と定めている。

(1) ベントタイミングについて（炉心損傷後）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」に対して、格納容器の健全性を維持するための重大事故対策において、格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりである。

- ① 格納容器雰囲気を冷却しベントタイミングを遅延するため、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを間欠して行うことにより、格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage] の 1.5 倍である 640kPa[gage] 以下に制御する。外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2m））に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
- ② 格納容器圧力が限界圧力に到達した時点で、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

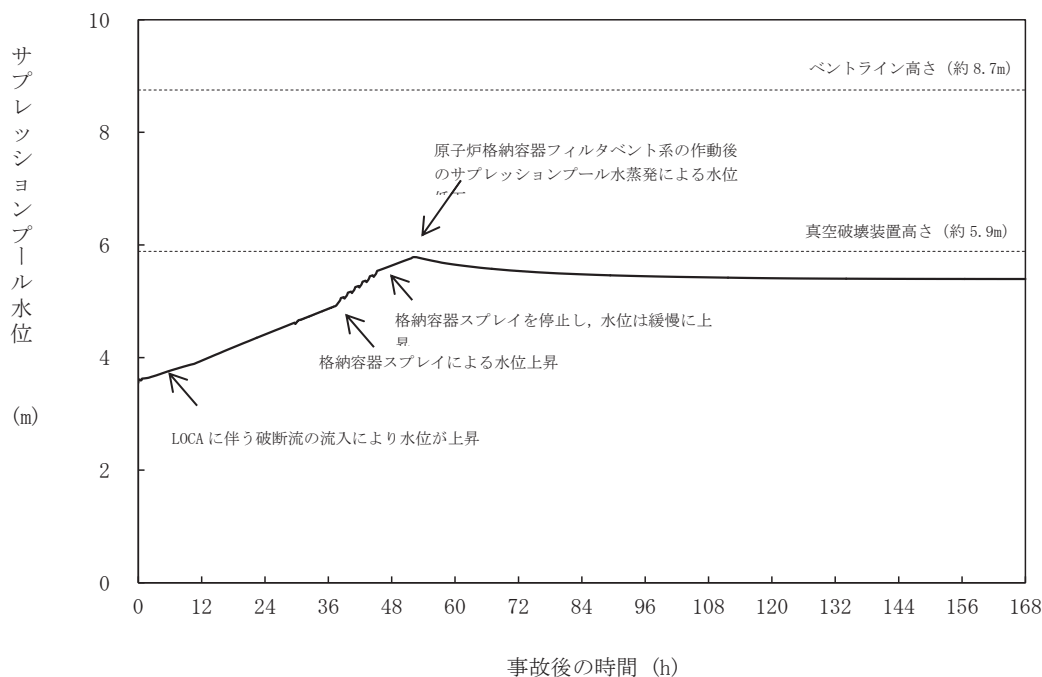
(参考 1) 格納容器破損モードにおけるサブプレッションチェンバのプール水位の挙動

(1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」

事象発生から約 29 時間経過した時点で格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達するため格納容器スプレイを間欠的に実施する。その後、事象発生から約 44 時間経過した時点で、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端 -0.4m（通常運転水位+約 2m））に到達することから格納容器スプレイを停止する。

事象発生から約 51 時間経過した時点で格納容器圧力が限界圧力に達することから、原子炉格納容器フィルタベント系によるサブプレッションチェンバからのベントを行う。

サブプレッションチェンバのプール水位の推移を第 1 図に示す。第 1 図に示すとおり、ベント時のサブプレッションチェンバのプール水位は、約 5.8m であり、ベントライン（約 8.7m）に対して余裕がある。



第 1 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時におけるサブプレッションチェンバのプール水位の推移

(参考 2) 外部水源注水量限界到達以降の格納容器内の水の挙動

格納容器内へ外部水源を用いた注水を行った場合の格納容器内の水の挙動を、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を例に、以下に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバからのベント開始時には、外部水源注水量限界までの注水量のみならず、以下の水が加わる可能性がある。

- 外部水源注水量限界到達時に原子炉圧力容器に含まれている冷却水^{※1}：最大約 290m³（通常水位）
- 外部水源注水量限界到達からベントまでの期間における原子炉への注水量：約 240m³

※1 評価を厳しくするため、仮想的に水量として取り扱う

外部水源注水量限界到達時の注水量にこれらの水が加わる場合においても、ベント開始時のサプレッションプール水位の上昇は約 6.0m であり、サプレッションチェンバの圧力が降下することによるサプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰による水位上昇約 0.1m を加えても、約 6.1m^{※2}であるため、ベントライン（約 8.7m）に対して低く、ベントラインが水没することはない。また、この時点でプール水面からベントラインまでの空間体積は 2,200m³程度を有している。

なお、ほう酸水注入系を使用する場合には、ほう酸水が原子炉圧力容器を經由して格納容器に流入する可能性があるが、流入量は約 20m³であり、サプレッションプール水位の上昇に与える影響は小さく、ほぼ変化はない。

※2 現実的にはサブプレッションプールの下部には水頭圧がかかるため全体が沸騰することはないことから、サブプレッションプール水位は約 6.1m より低くなると考えられる

＜サブプレッションプール水位上昇評価＞

減圧沸騰時のボイド率からサブプレッションプール水位の上昇分を求める。

サブプレッションプール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率 α は、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。

$$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$$

j_g : サブプレッションプール表面での見かけ蒸気速度 (3.3×10^{-3} [m/s])

V_g : ドリフト速度 (0.225 [m/s])

C_0 : 分布定数 (1.0)

よって、平均ボイド率 α を求めると、約 0.014 となる。

以上より、減圧沸騰によりサブプレッションプール水位は約 1.4% 体積膨張する。ベント実施時のサブプレッションプール水位は約 6.0m に対して、減圧沸騰により約 0.1m 上昇し、約 6.1m となる。

別紙 19 原子炉格納容器フィルタベント系の主ライン及び弁の構成【本文 2.3.1】

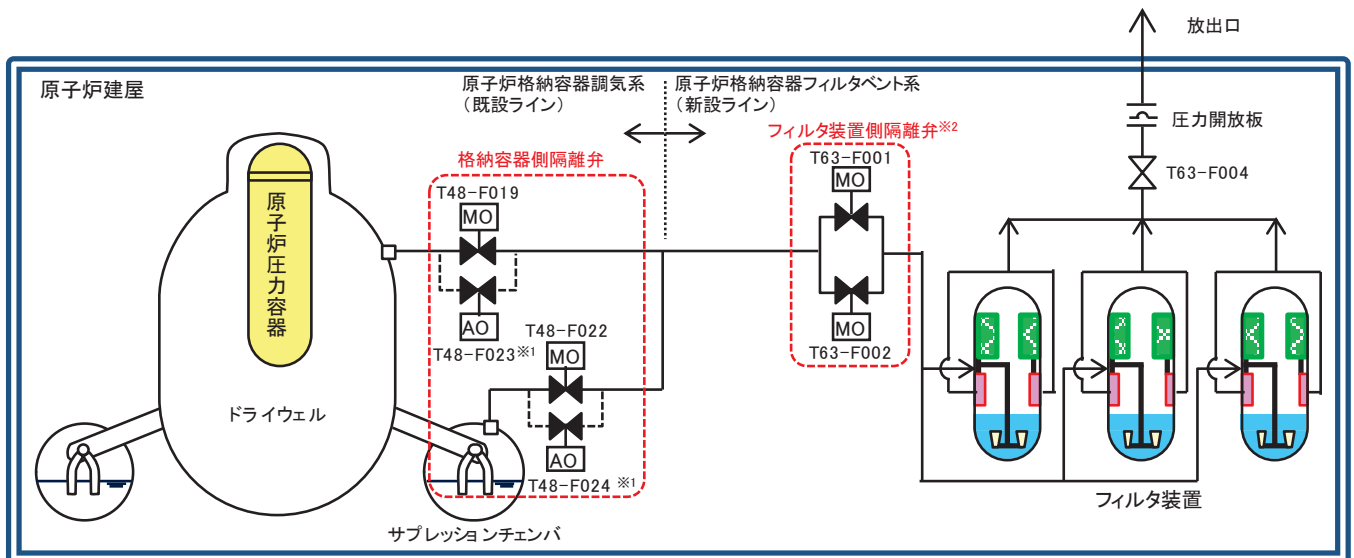
1. 主ラインの構成

1.1 主ラインの構成及び設計の意図

原子炉格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも溶融炉心、水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設ける。2つの排気経路は、格納容器側の原子炉格納容器調気系隔離弁下流で合流し、並列に設置するフィルタ装置側の隔離弁を経てフィルタ装置に接続する。フィルタ装置側の隔離弁は、多重化することで、確実に排気経路を構成する。

フィルタ装置から大気開放端へ至る配管には、ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離するための弁を設ける。また、その下流には圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内に不活性ガス（窒素）を封入した状態で待機する際の大気との隔壁とする。なお、当該圧力開放板は、排気の妨げにならないよう格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放するよう設定する。

主ラインの概略図を第 19-1 図に示す。



※1：T48-F023 及び T48-F024 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径（50A）の弁であり、原子炉格納容器フィルタベント系の経路としては期待しない。

※2：100%容量のフィルタ装置側隔離弁及び配管を並列に設置する。

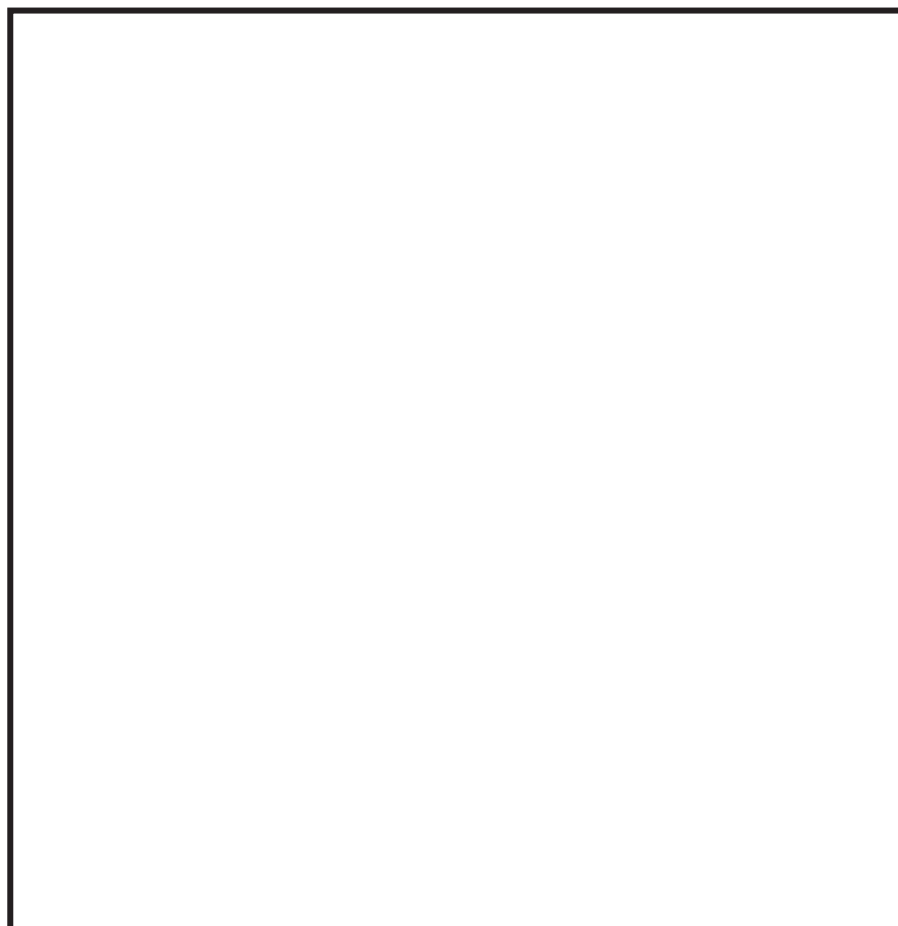
第 19-1 図 主ラインの概略図

1.2 主ラインの隔離弁の設置位置

主ラインの隔離弁は、格納容器バウンダリを小さくするため、格納容器の貫通部から近接した箇所である原子炉建屋原子炉棟内に設置する。また、事故後の環境条件を考慮した設計としており、ベント時においても弁の健全性は確保される。

主ラインの隔離弁は、遠隔手動弁操作設備を設けることで、放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉棟外から操作することができるようにする。

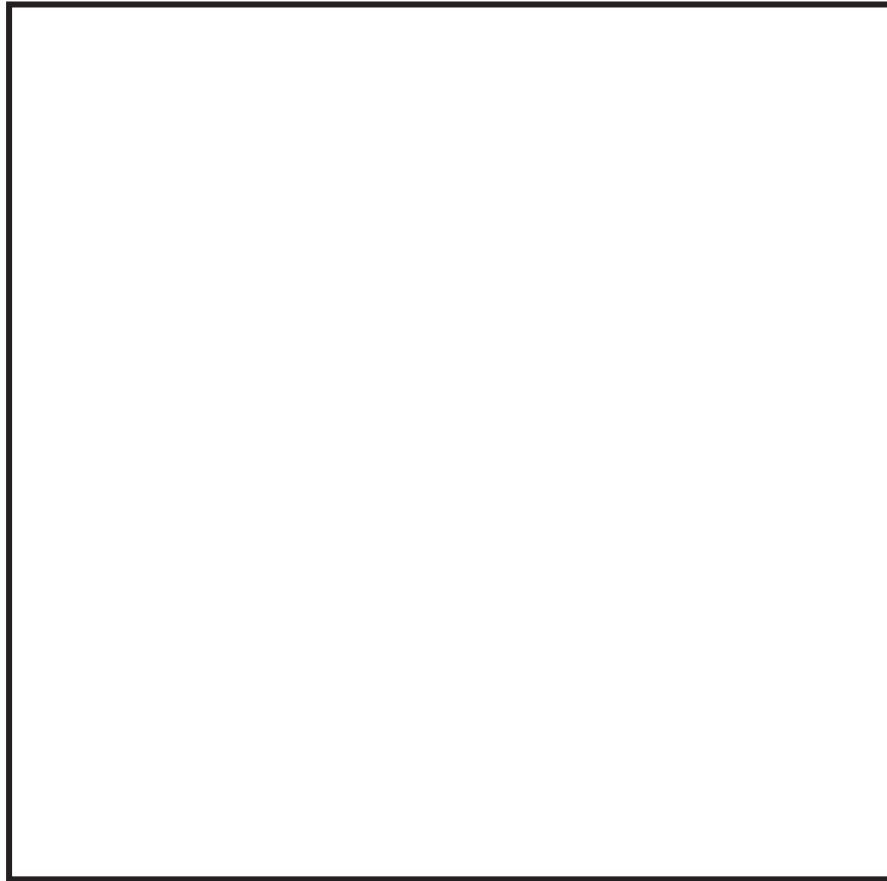
主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置を第 19-2 図から第 19-5 図に示す。



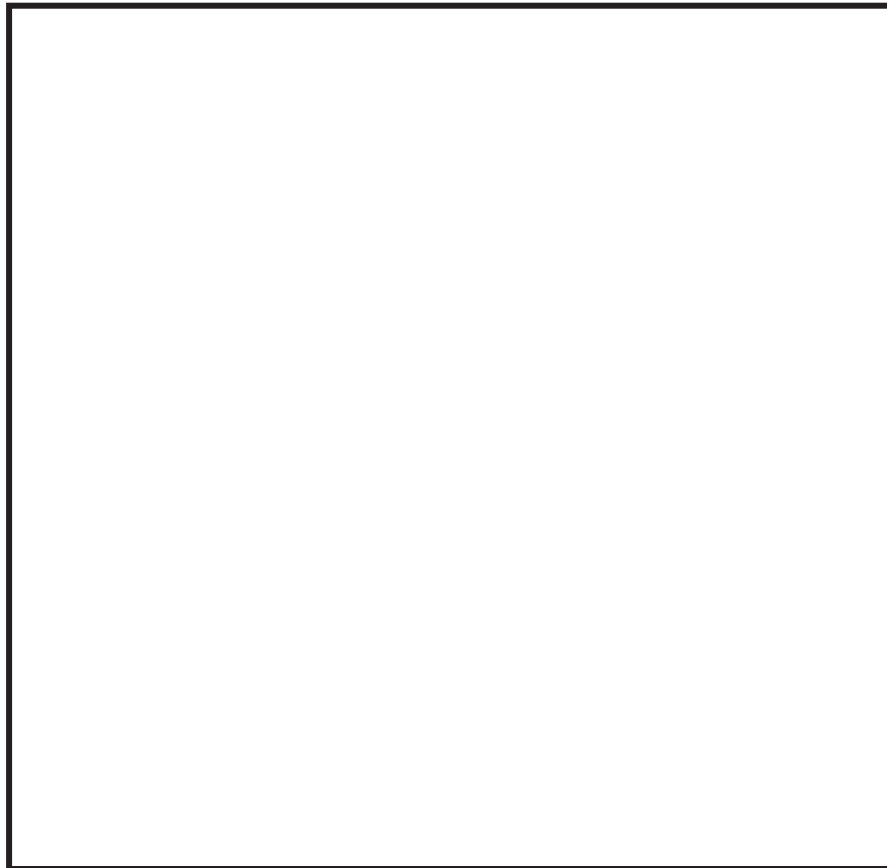
第 19-2 図 主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 1）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 19-2



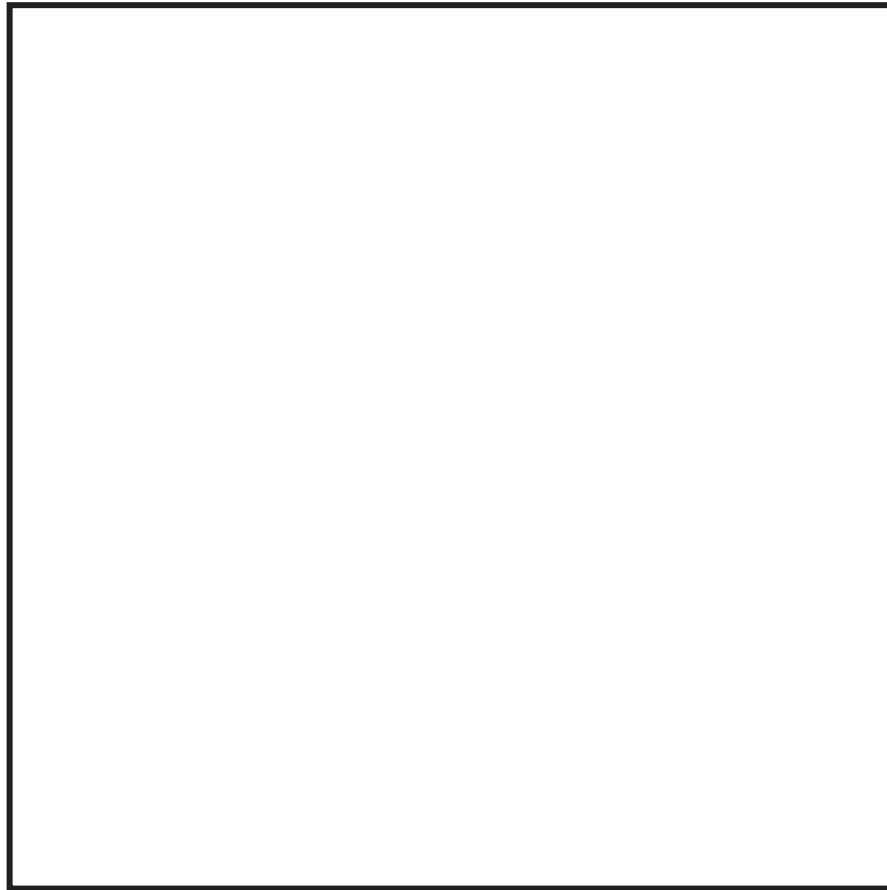
第 19-3 図 主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 2）



第 19-4 図 主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 3）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 19-3



第 19-5 図 主ラインの隔離弁の設置位置及び人力遠隔操作位置（その 4）

1.3 開の確実性，隔離の確実性

主ラインの隔離弁は，通常時閉運用の電気作動弁であり，全交流動力電源喪失時においても閉状態が維持され，また，格納容器隔離信号による自動閉止インターロック又は通常時閉キーロック付の操作スイッチにより，確実に格納容器バウンダリを維持する。

格納容器からのベントは，これらの弁を開操作することにより行い，全交流動力電源喪失時においても，重大事故等に対処するための電源から受電し，中央制御室から遠隔操作する。さらに，人力により遠隔で操作する機構を設けることで，放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉棟外から操作することができ，操作方法に多様性を持たせ，確実に操作が行えるようにする。

残留熱除去系による除熱機能の復旧等から，ベントを停止する場合には，主ラインの隔離弁を閉操作することにより，格納容器を隔離する。

別紙 19-4

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離するための弁は、通常時開運用の手動弁であり、原子炉建屋内の原子炉棟外から人力により遠隔で操作する。

2. 主ライン上の主な弁及び設計の意図

2.1 主ライン上の主な弁の仕様

主ライン上の主な弁の仕様を第 19-1 表に示す。

第 19-1 表 主ライン上の主な弁の仕様

弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002	T63-F004	
弁名称	D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁 (A)	FCVS ベントライン 隔離弁 (B)	フィルタ装置 出口弁	
設置場所	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	
型式	バタフライ弁					
駆動方式	電気作動 (直流) 及び遠隔手動弁操作設備				遠隔手動弁操作設備	
通常時 開閉状態	閉, フェイルアズイズ				開	
ベント時 開閉状態	開又は閉 (ベント経路 (サプレッションチェンバ又はドライウエル) による)				開	
ベント終了後 開閉状態	閉				開又は閉	
操作 場所	電源 あり	中央制御室				原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋の原子 炉棟外)
	電源 なし	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋の原子 炉棟外)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋の原子 炉棟外)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋の原子 炉棟外)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> 階 (原子炉建屋の原子 炉棟外)	

2.2 設計の意図

ベント開始時に操作する隔離弁は、通常時閉で重大事故時に開操作が必要であり、遠隔手動弁操作設備が設置可能である電気作動弁を採用する。

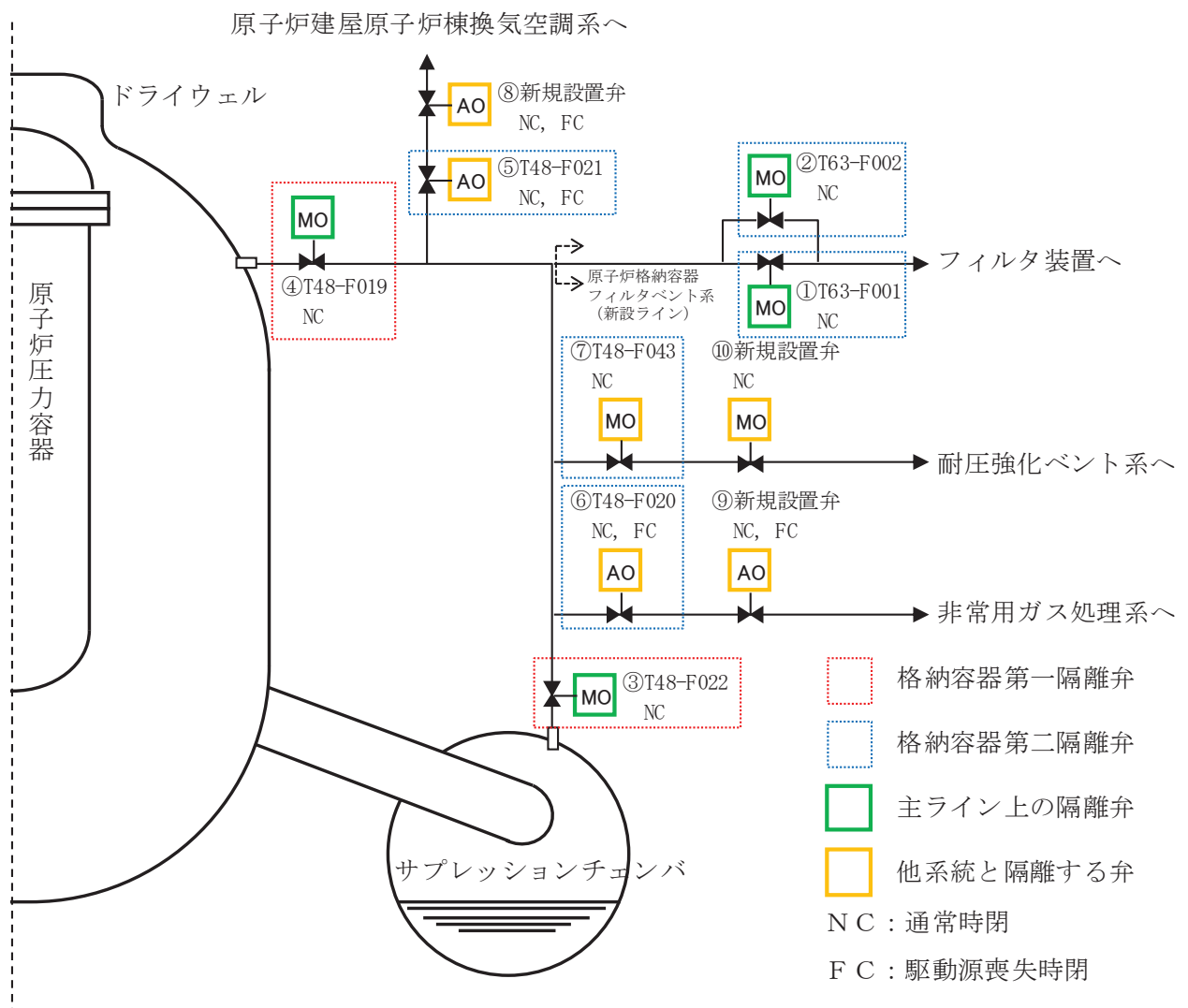
なお、空気作動弁は、設計時に駆動源が喪失した場合の動作を選択 (フェイルオープン、フェイルクローズ) できるものの、駆動源として作動空気と電気の両方を必要とし、また、遠隔手動弁操作設備の設置が困難である。一方、電気作動

弁は、開度調整が可能であり、駆動源が喪失した場合、その時点の開閉状態を維持（フェイルアズイズ）し、また、遠隔手動弁操作設備の設置が可能である。

3. 他系統と隔離する弁及び設計の意図

原子炉格納容器フィルタベント系の他系統への分岐位置を第 19-6 図に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器第一隔離弁（第 19-6 図中③、④）と原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系のそれぞれの隔離弁（格納容器第二隔離弁、第 19-6 図中⑤、⑥、⑦）の間の配管から分岐し、原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系と配管を共用する。



第 19-6 図 原子炉格納容器フィルタベント系 他系統への分岐位置

ベントを実施する際には、他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と弁により隔離し経路を構成する。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、通常時閉運用の電気作動弁を選定する。これらの弁は、通常時閉運用の格納容器第二隔離弁であり、事故時には放射性物質が格納容器外へ流出することを防止するため、格納容器隔離信号による自動閉止インターロックにより確実に格納容器バウンダリを維持する。

なお、万一これらの格納容器第二隔離弁からのベントガスの漏えいを考慮し、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

他系統と隔離する弁の仕様を第 19-2 表に、他系統と隔離する弁を含めた原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要を第 19-7 図に示す。

(1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（第 19-2 表中①）は、通常時閉運用の空気作動弁であり、駆動源喪失時にはフェイルクローズにより閉状態が維持される。さらに、万一原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し、空気作動弁（第 19-2 表中④）を新規設置する。

(2) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系と隔離する弁（第 19-2 表中②）は、通常時閉運用の空気作動弁であり、駆動源喪失時にはフェイルクローズにより閉状態が維持される。さらに、万一非常用ガス処理系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し、空気作動弁（第 19-2 表中⑤）を新規設置する。

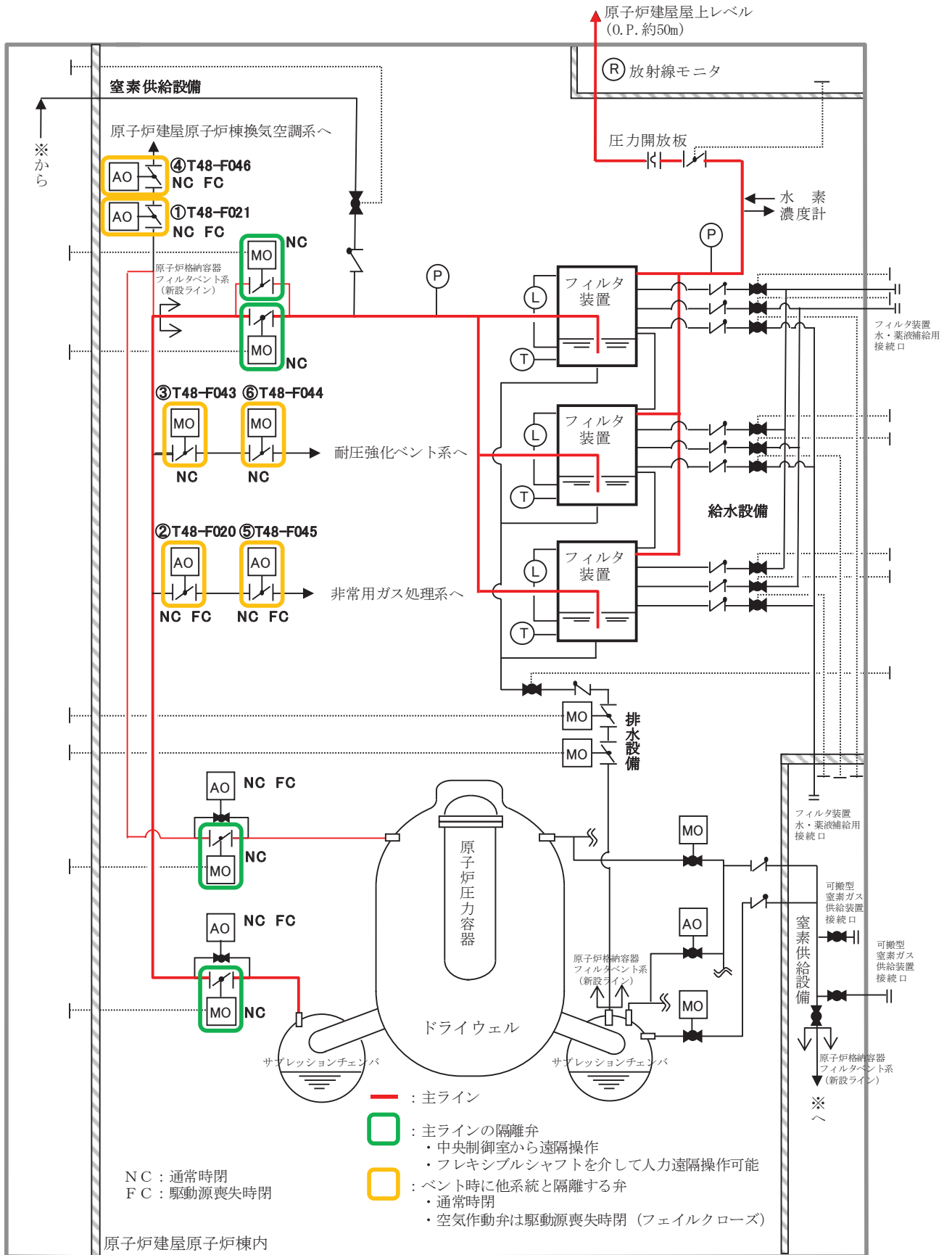
(3) 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系と隔離する弁（第 19-2 表中③）は、通常時閉運用の電気作動弁であり、駆動源喪失時には閉状態が維持される。さらに、万一耐圧強化ベント系と隔離する弁からのベントガスの漏えいを考慮し、電気作動弁（第 19-2 表中⑥）を新規設置する。

第 19-2 表 他系統と隔離する弁の仕様

接続する系統	原子炉建屋原子炉棟換気空調系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベント系	
	ベント用 HVAC 側隔離弁	ベント用 HVAC 側止め弁	ベント用 SGTS 側隔離弁	ベント用 SGTS 側止め弁	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
弁番号	①T48-F021	④T48-F046	②T48-F020	⑤T48-F045	③T48-F043	⑥T48-F044
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動				電気作動（交流）	
通常時開閉状態	閉，フェイルクローズ				閉，フェイルアズイズ	
ベント時開閉状態	閉					
ベント終了後開閉状態	閉					

※：弁番号の丸数字は、第 19-6 図に対応する。



原子炉建屋

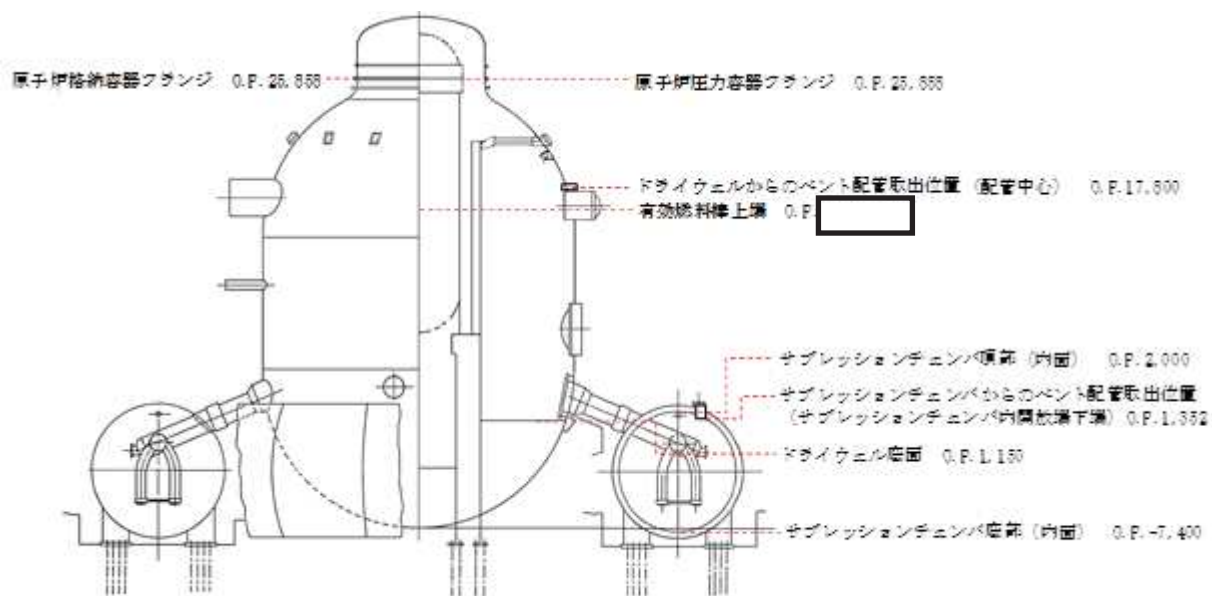
第 19-7 図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要

別紙 19-9

4. 格納容器からの取り出し位置及び設計の意図

格納容器からのベント配管の取り出し位置等を第 19-8 図に示す。

格納容器からのベント配管取り出し位置は、ドライウェル及びサブプレッションチェンバのできるだけ高い位置にある既設の大口径配管を利用する。

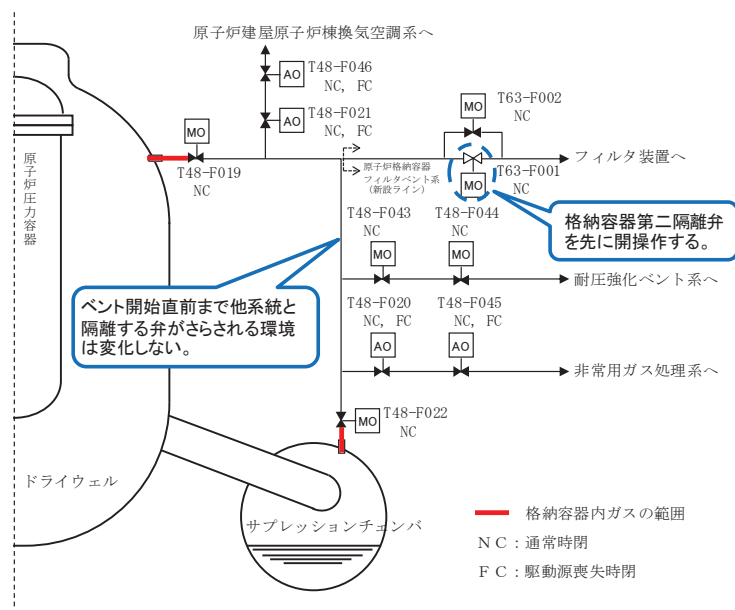


第 19-8 図 格納容器からの取り出し位置等

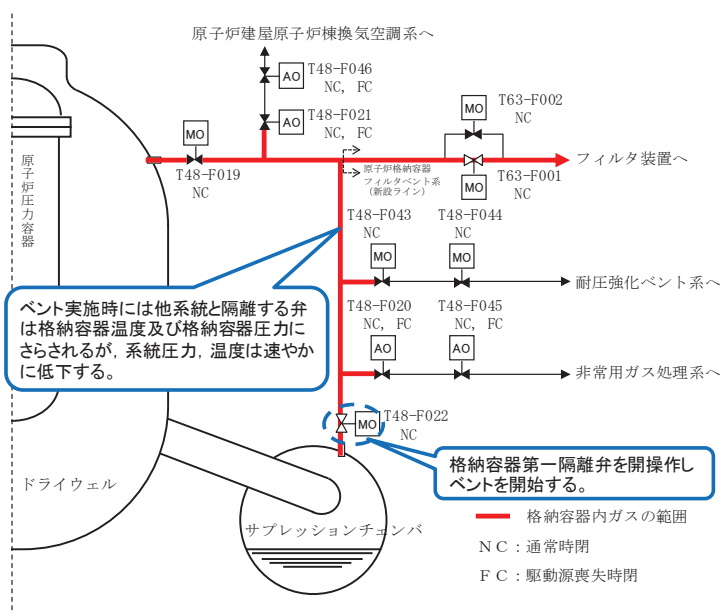
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

5. ベント実施時の弁操作順序及び設計の意図

ベント実施時には、最初にフィルタ装置側隔離弁（格納容器第二隔離弁），次に格納容器側隔離弁（格納容器第一隔離弁）を開操作することにより、ベントを開始するまで、格納容器内の放射性物質を含むガス（最大で 2Pd, 178°C（2Pd における飽和蒸気温度））を格納容器内に閉じ込めておく。フィルタ装置側隔離弁開操作後の系統状態を第 19-9 図に、ベント実施時の系統状態を第 19-10 図に示す。



第 19-9 図 フィルタ装置側隔離弁開操作後の系統状態



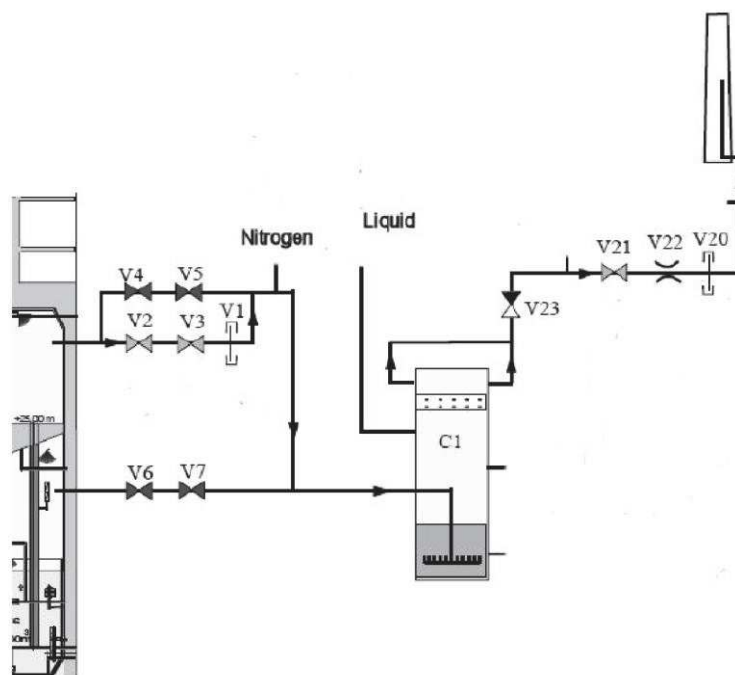
第 19-10 図 ベント実施時の系統状態

(参考 1) 諸外国における弁構成

フィルタベント設備を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

1. フィンランド

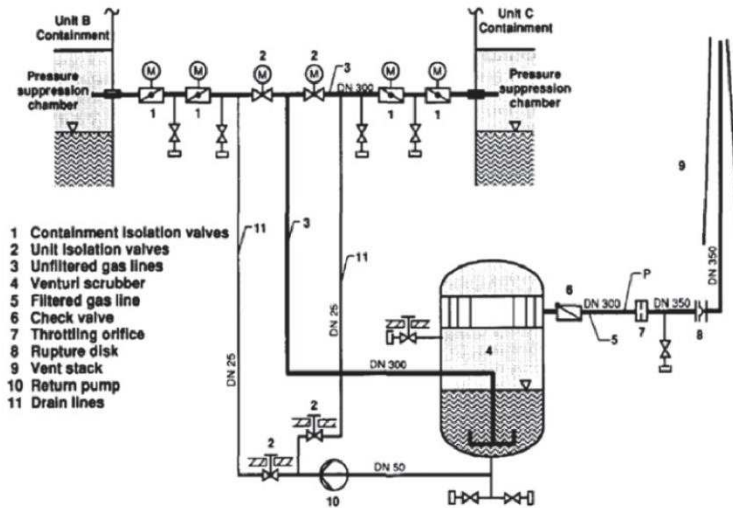
フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。ドライウエルのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、ドライウエルのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。



第1図 フィルタベント設備概略系統図（フィンランド）

2. ドイツ

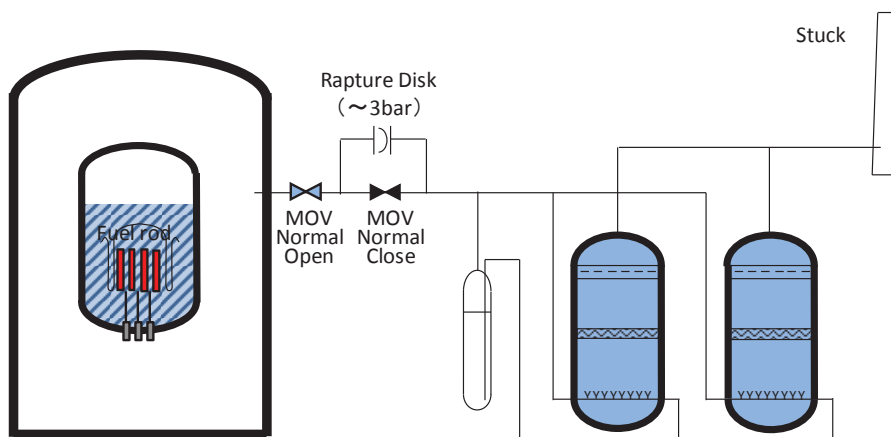
ドイツのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第2図に示す。フィルタベント設備は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 フィルタベント設備概略系統図（ドイツ）

3. スイス

スイスのBWRプラントに設置されているフィルタベント設備の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。



第3図 フィルタベント設備概略系統図（スイス）

- (参考資料)
- OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting (2014)
 - INP013-02 Benchmarking Emergency Countermeasures and Mitigation Strategies

(参考 2) ベント実施に伴う隔離弁の健全性

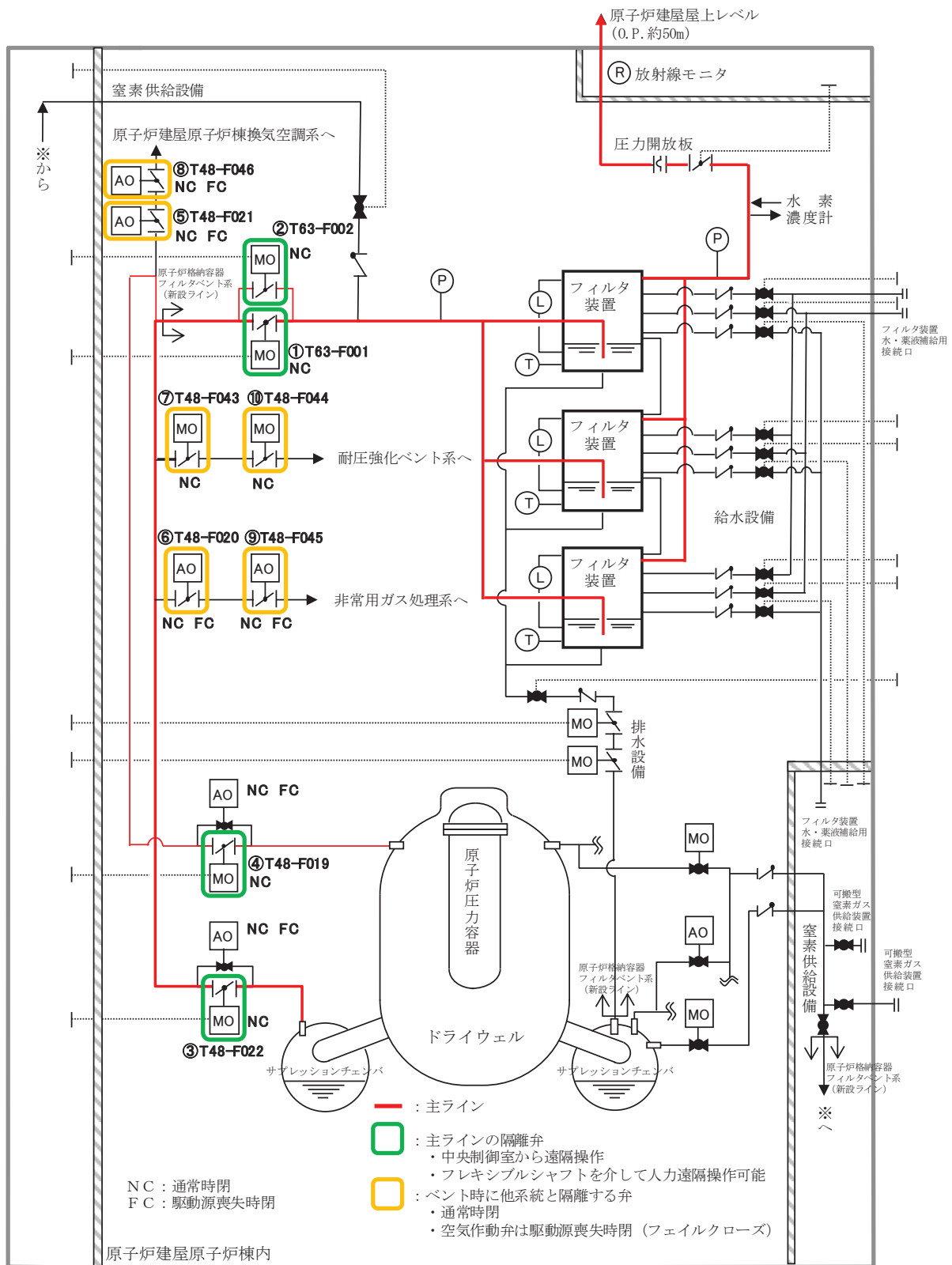
1. 主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁

サプレッションチェンバからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は、第 1 図に示す①又は②及び③，ドライウエルからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は、第 1 図に示す①又は②及び④であり，それぞれ主ライン上に設置している。ベント終了後は，格納容器を再隔離するため，ベント開始時に開操作した主ライン上の隔離弁の閉操作を行う。

ベントを行う際には，原子炉格納容器フィルタベント系は，第 1 図に示す⑤～⑩の隔離弁により他系統と隔離し系統構成する。

主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁は，ベント実施に伴い設計条件である 200℃，2Pd の環境にさらされる。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要を第 1 図に，主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様を第 1 表に示す。



原子炉建屋

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要

第1表 主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様

	主ライン上の隔離弁				他系統との隔離弁					
弁番号※1	① T63-F001	② T63-F002	③ T48-F022	④ T48-F019	⑤ T48-F021	⑧ T48-F046	⑥ T48-F020	⑨ T48-F045	⑦ T48-F043	⑩ T48-F044
型式	バタフライ弁									
口径	400A		600A				300A			
駆動方式	電気作動（直流）及び遠隔手動弁操作設備				空気作動				電気作動（交流）	
シート材質	メタル				改良 EPDM					
通常時 開閉状態	・閉 ・フェイルアズイズ				・閉 ・フェイルクローズ				・閉 ・フェイルアズイズ	
ベント時 開閉状態	開又は閉※2				閉					
ベント終了後 開閉状態	閉									

※1：弁番号の丸番号は、第1図に対応する。

※2：ベントの経路（サプレッションチェンバ又はドライウエル）による。

2. 隔離弁の健全性

第1図に示す①～⑦の隔離弁については、「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料（原子炉格納容器限界温度・限界圧力）」（平成27年3月3日）において、200℃、2Pdの環境下における健全性を評価している。なお、第1図に示す⑧～⑩の隔離弁は、第1図に示す⑤～⑦に示す隔離弁と同仕様であり、同様の評価結果となる。

(1) 隔離機能

主ライン上の隔離弁はシート材質がメタルであり、ベント前後における隔離機能について問題ない。また、他系統との隔離弁はシート材質が改良EPDM材であり高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した圧縮永久ひずみ試験及び蒸気加熱漏えい試験結果により、隔離機能について問題ないことを確認している。

(2) 耐圧機能

隔離弁の耐圧機能については、圧力クラスが1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、耐圧機能が維持されることを確認している。

(参考)「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認

補足説明資料（原子炉格納容器限界温度・限界圧力）」（平成27年3月3日）抜粋

2.8 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁は、非金属材料シール材を使用しており、200℃、2Pd の環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。

また、200℃、2Pd の環境下における弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける原子炉格納容器隔離弁の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁について、シール能力及び延性破壊を評価する。

なお、上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。

- ・弁の呼び圧力は、各配管のラインの設計圧力に応じて、レーティング設計に基づき適切に選定されており、200℃、2Pd を考慮した場合においても、耐圧性上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシール部には、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。

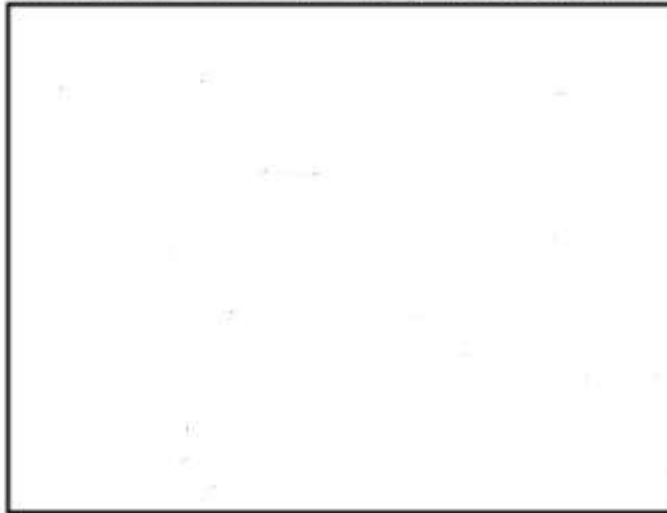
補足 19-200

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー及び評価対象リストを添付
2.8-1に示す。

2.8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

(1) 評価部位

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造を、第2.8.1-1図に示す。



第2.8.1-1図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造

(2) 評価方針

a. 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部にEPDM材を使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部については、より耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。改良EPDM材は、200℃、2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験及び実機相当の蒸気加熱漏えい試験を実施し、シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

補足 19-201

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 19-19

(3) 評価

a. 隔離機能

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。また、蒸気加熱漏えい試験の結果、弁シート部からの漏えいはなくシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を第2.8.1-1表に、蒸気加熱漏えい試験の結果を第2.8.1-2表に示す。

第2.8.1-1表 圧縮永久ひずみ試験*1結果

試験温度	200 ℃
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %

*1: JIS K6262 に従い実施

*2: 3 試験片の平均値 (, ,)

第2.8.1-2表 蒸気加熱漏えい試験結果

試験圧力	0.85MPa 以上
試験温度	200 ℃
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験時間	168 h
漏えい有無	無

補足 19-202

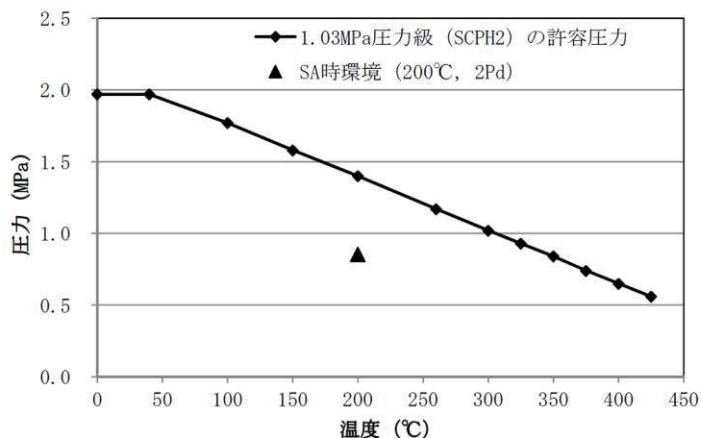
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 19-20

b. 耐圧機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第2.8.1-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第2.8.1-2図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の温度－許容圧力

(4) 評価結果

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の隔離機能については、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果及び蒸気加熱漏えい試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

また、原子炉格納容器調気系バタフライ弁の耐圧機能については、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器調気系バタフライ弁は200℃、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

補足 19-203

(参考3) 他系統と隔離する弁の運用上の影響

他系統と隔離する弁は、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントと同時に開操作することはない。他系統と隔離する弁は、以下の状況において開操作する。

原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図を第1図に示す。

(1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（第1図中⑤，⑧）は、通常運転時の格納容器圧力の調整を行う際に開操作する弁であり、重大事故時に使用する原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

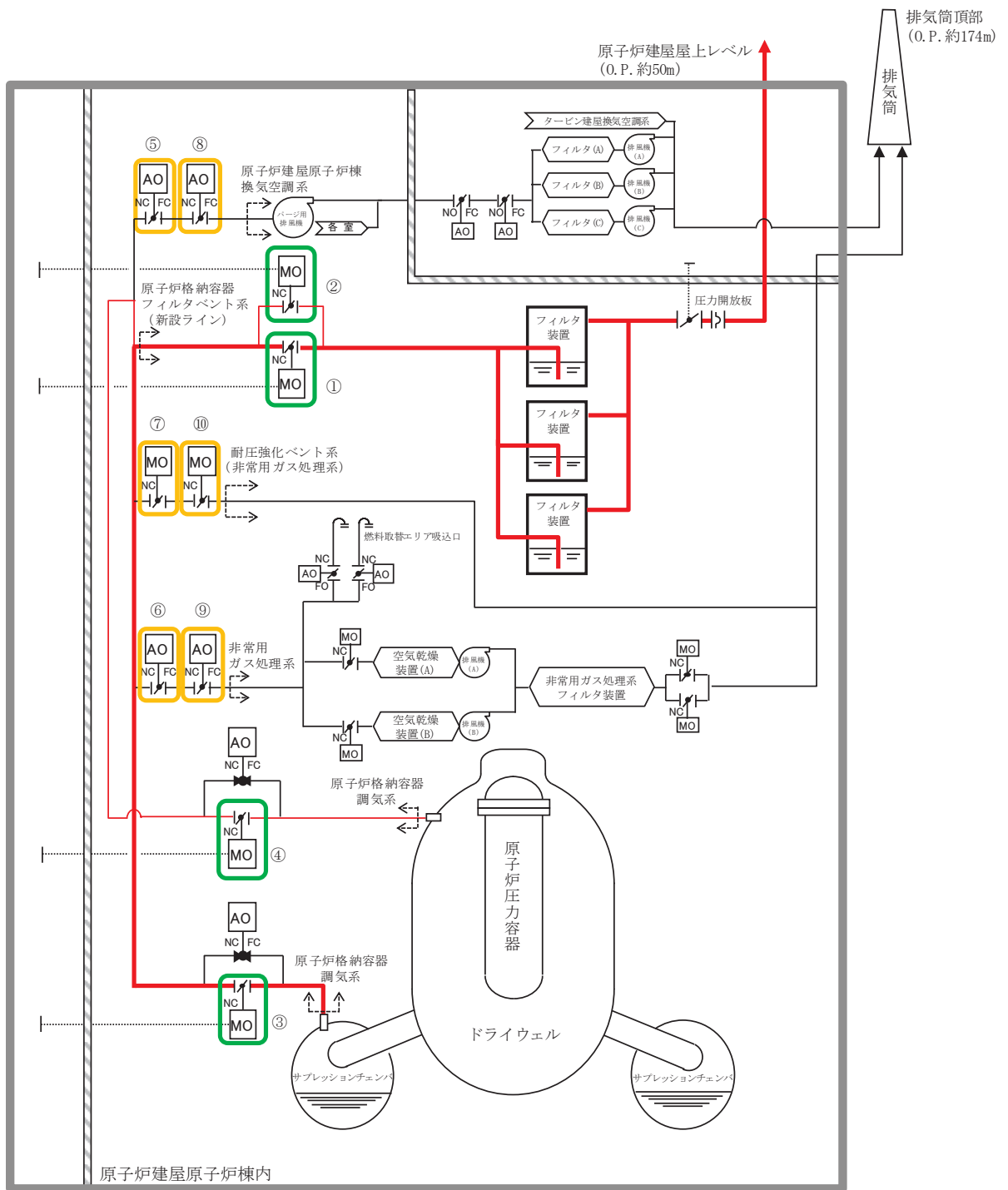
(2) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系と隔離する弁（第1図中⑥，⑨）は、窒素又は空気の漏えいにより格納容器圧力が上昇した場合、プラント停止後に開操作する弁であり、原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

また、非常用ガス処理系は、事故時に自動起動し、原子炉建屋原子炉棟内の空気をフィルタを通して排気筒へ導くことにより、格納容器から漏えいした放射性物質を除去するとともに、原子炉建屋の負圧を維持する。この場合、非常用ガス処理系と原子炉格納容器フィルタベント系は独立しており、非常用ガス処理系と隔離する弁（第1図中⑥，⑨）は全閉状態が維持される。

(3) 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系と隔離する弁（第1図中⑦，⑩）は、炉心損傷前、かつ、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントが実施できない場合に開操作する弁であり、原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。



原子炉建屋

<凡例>	: 主ラインの隔離弁
: ベントガス放出経路	: ベント時に他系統と隔離する弁
: フレキシブルシャフトを介した遠隔操作	NC : 通常時間
: 系統の区分	NO : 通常時間
	FC : 駆動源喪失時間
	FO : 駆動源喪失時間

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図

(参考 4) 耐圧強化ベント系と隔離する弁の閉操作

耐圧強化ベント系と隔離する弁は、通常時閉運用の電気作動弁である。

当該弁は、炉心の著しい損傷前において、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントが使用できない場合に、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合に開操作する。

従って、当該弁を開操作するのは、耐圧強化ベント系によるベントを行っている際、原子炉格納容器フィルタベント系が復旧し使用可能となった場合が想定される。

このように、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施する際に、当該弁が閉状態でない場合には閉操作し、原子炉格納容器フィルタベント系の流路を構成する必要がある。

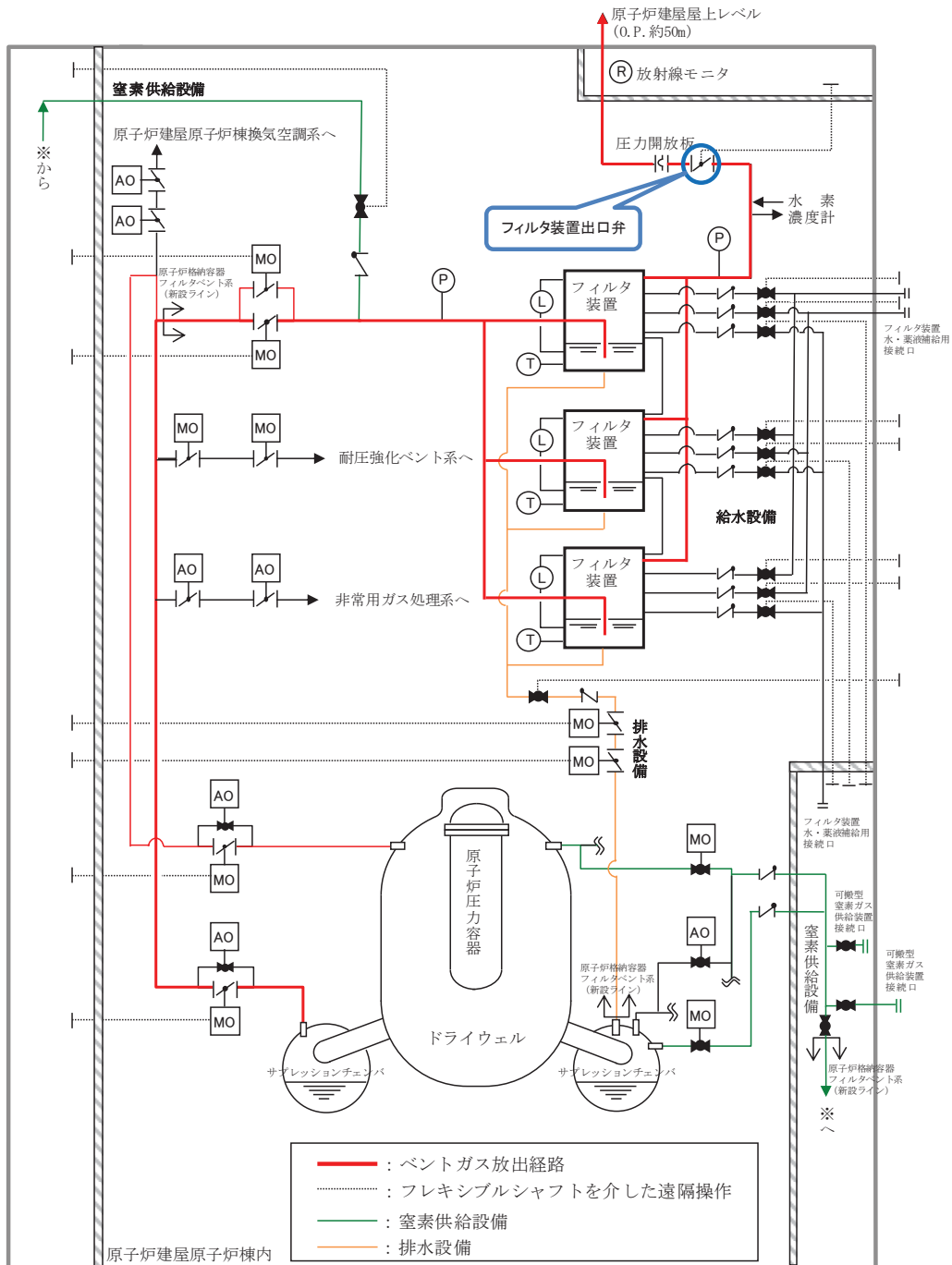
当該弁の電源は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源であるガスタービン発電機から給電が可能であり、中央制御室から遠隔で閉操作が可能である。

炉心の著しい損傷前において、格納容器中に放出される放射エネルギーは、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時において燃料から追加放出される放射能と同程度と仮定することができる。この仮定のもとでのドライウェル及びサブプレッションチェンバ内の線量率は最大で約 1Sv/h となるが、当該弁の設置位置は原子炉建屋原子炉棟内にあり、格納容器を囲む約 190cm のコンクリートで遮蔽されているため、コンクリートによる減衰を考慮すると、操作場所における線量は通常運転時と同程度と推定できる。

従って、万一、中央制御室から遠隔操作ができない場合には、当該弁の設置場所で手動による閉操作が可能である。

(参考5) 圧力開放板の上流側にある弁の設置目的及び運用

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を第1図に示す。フィルタ装置出口から圧力開放板の間にフィルタ装置出口弁を設置する。この弁は通常「開」運用であり、中央制御室にて開閉状態の監視が可能である。以下に、フィルタ装置出口弁の設置目的及び運用について示す。



原子炉建屋

第1図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成

(1) ベント終了後の大気との隔離

ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離することを目的として設置する。

ベント停止後に可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系に窒素を供給し、放射性物質を含むスクラバ溶液をサブプレッションチェンバへ移送が完了した後に弁を閉止する。なお、弁の閉止は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を介して人力にて行う。

(2) プラント起動前における窒素置換

プラント起動前における原子炉格納容器フィルタベント系統内の窒素置換の際に弁を閉止することにより圧力開放板を隔離し、系統内の圧力が破裂設定圧力を超えた場合でも圧力開放板が作動することを防止する。

別紙 20 ベント準備及び実施の時間余裕【本文 4.3】

(1) ベント準備及び実施の判断基準

ベント準備の判断基準を第 20-1 表に、ベント実施の判断基準を第 20-2 表に示す。

第 20-1 表 ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	[ベント準備 1] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2] 格納容器圧力 384kPa[gage] ^{※1} (0.9Pd) 到達
炉心損傷判断後 ^{※2}	[ベント準備 1] 残留熱除去系による除熱機能喪失
	[ベント準備 2] ・ 格納容器圧力 640kPa[gage] ^{※1} (1.5Pd) 到達 ・ 原子炉建屋内水素濃度 2.0% 到達

※1：確認不能の場合は、格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定（飽和温度：約 150℃ (0.9Pd 相当)，約 167℃ (1.5Pd 相当)）

※2：格納容器内雰囲気放射線モニタのγ線線量率が各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の 10 倍を超過で判断。格納容器雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては、原子炉圧力容器表面温度 300℃ 以上で判断。

第 20-2 表 ベント実施の判断基準

炉心状態	ベント実施判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) 到達
炉心損傷判断後	外部水源注水量限界（サプレッションプール水位「通常運転水位+約 2m」）到達
	格納容器代替スプレイに失敗した場合 (1.5Pd 以下維持不可)
	原子炉建屋内水素濃度 2.3% 到達

(2) ベント準備の時間余裕

ベント準備は、ベントの停止に必要な可搬型窒素ガス供給装置の設置を行うベント準備 1 と、ベントラインの系統構成を行うベント準備 2 を行うが、それぞれ第 20-1 表に示す判断基準により開始する。

ベント準備については、有効性評価の各評価事故シーケンスにおいて、ベント実施判断を行うタイミング（炉心損傷前：格納容器圧力 427kPa[gage]到達，炉心損傷後：サブレーションプール水位「通常運転水位＋約 2m」到達）までに余裕をもって完了できる（ベント準備の完了からベント実施判断を行うまでの時間余裕が最も短い事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗」時においても約 5 時間の時間余裕を確保している）。

(3) ベント実施の時間余裕

ベント実施の時間余裕は、ベント操作が完了（人力の場合）※する時間と有効性評価の解析上ベントを行う格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでの時間との差をいう。以下にベント実施の時間余裕を示す。

なお、炉心損傷前ベントについては格納容器圧力が 427kPa[gage]到達時点からベントを実施するが、遠隔操作に失敗した場合の人力操作時間を考慮しても、格納容器の限界圧力は 854kPa[gage]であり、格納容器の健全性という点では問題とならない。したがって、ベント実施の時間余裕は格納容器限界圧力 2Pd までの時間余裕が短い格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」について評価する。

※ ベント操作時間が最長となる現場での人力操作を想定。

隔離弁の遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に要する時間を第 20-3 表に示す。時間余裕の評価については、モックアップ試験結果に余裕を見込んだ有効性評価適用値で評価を行う。

第 20-3 表 ベント実施に必要な隔離弁操作時間

	FCVS ベントライン隔離弁 (ベント準備 2 で開操作)				格納容器一次隔離弁 (ベント実施判断後開操作)			
弁番号	T63-F001		T63-F002		T48-F019		T48-F022	
口径	400A		400A		600A		600A	
操作所要 時間	モック アップ 試験 ^{※1} ベース	有効性 評価 適用値 ^{※2}	モック アップ 試験 ^{※1} ベース	有効性 評価 適用値 ^{※2}	モック アップ 試験 ^{※1} ベース	有効性 評価 適用値 ^{※2}	モック アップ 試験 ^{※1} ベース	有効性 評価 適用値 ^{※2}
	約 36 分	1.0 時間	約 36 分	1.0 時間	約 54 分	1.5 時間	約 54 分	1.5 時間

※1 想定される現場環境を踏まえ、モックアップ試験においては、防護服、全面マスク及びゴム手袋を装備し弁操作を実施

※2 操作現場までの移動時間（訓練実績：約 4 分）及び時間余裕を考慮し設定

炉心損傷後ベントを実施する有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時の、ベント実施の時間余裕を第 20-4 表に示す。（第 20-1 図参照）

第 20-4 表に示すとおり、格納容器圧力 2Pd 到達時間（事象発生約 51 時間後）に対して、ベント操作は事象発生約 47 時間後までに完了させることが可能であることから、十分な時間余裕を確保している。

第 20-4 表 炉心損傷後ベント実施の時間余裕

格納容器破損モード	ベント実施判断	ベント操作 完了時間 ^{※1} (人力の場合)	2Pd 到達時間	ベント実施の 時間余裕
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過 圧・過温破損）（代替循 環冷却系を使用できな い場合）	約 44 時間	約 47 時間	約 51 時間	約 4 時間

※1 ベント操作が完了するまでの時間にはプルーム通過に備えた作業の所要時間等を含む

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)												備考			
作業項目	実施場所・必要人員数			作業の内容	29h	31h	33h	35h	37h	39h	41h	43h	45h	47h	49h	51h			
	責任者	発電課長	1人		運転操作指揮														
	指揮者	発電副長	1人		運転操作指揮														
	連絡連絡者	緊急時対応本部要員	6人		中央制御室連絡 発電所外部連絡														
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)			重大事故等対応要員														
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 A	-	-	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベント/バウナリ構成及び格納容器二次隔離弁操作) ・放射線防護装備準備/整備	5分														
	2人 B, D	-	-		1時間	余裕時間											中央操作不能時は現場操作		
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 A	-	-	・中央制御室待避所加圧 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (格納容器一次隔離弁操作) ・放射線防護装備準備/整備 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作) (格納容器一次隔離弁操作)	10分	中央制御室待避所加圧													
	1人 B	-	-		5分												サブレーションチェーンベント用出口隔離弁		
	2人 A, E	-	-		20分														
	1.5時間	余裕時間											中央操作不能時は現場操作						
低圧代替注水系(常設)注水操作	1人 C	-	-	・低圧代替注水系(常設)による水位制御	適宜実施												5分	注水継続	
減ば(低減操作)	1人 C	-	-	・中央制御室換気空調系モード切り替え	適宜少量外気取入モード												10分	事故時運転モード	
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	-	-	2人 H, J	・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成、冷却開始(供欠運転)	5分	適宜実施													
	1人 A	-	-		5分	適宜実施													
代替注水等確保	-	-	1人 G	・大容量送水ポンプ(タイプ1)監視	10分	適宜実施											10分	大容量送水ポンプ(タイプ1)停止	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	-	-	2人 H, I	・復水貯蔵タンク補給	5分	適宜実施											5分	復水貯蔵タンク補給停止	水源管理までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	6人 A~F	・原子炉補機代替冷却水系準備 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続) ・熱交換器ユニットの起動、監視	適宜実施												20分	運転継続	事象発生19時間後設置完了
	-	-	3人 D~F		適宜実施												20分	運転継続	
燃料補給	-	-	2人 L, M	・大容量送水ポンプ(タイプ1)へ給油 ・原子炉補機代替冷却水系へ給油	適宜実施												適宜時間	大容量送水ポンプ(タイプ1)停止	
	-	-	2人 L, M		適宜実施												適宜時間	大容量送水ポンプ(タイプ1)停止	

第 20-1 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」時における作業と所要時間

(参考 1) 炉心損傷の判断根拠

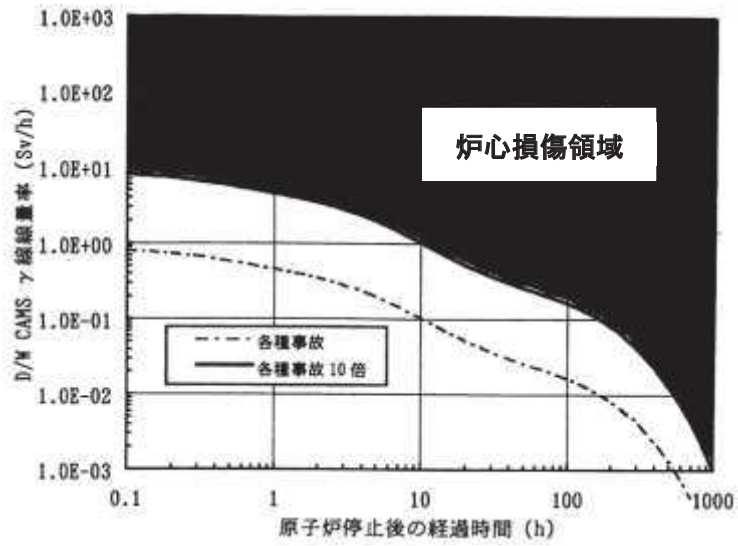
ドライウエル又はサプレッションチェンバ内の γ 線線量率の状況を確認し、設計基準事故（追加放出）の γ 線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷の判断としている。

炉心損傷開始の判断基準は、設計基準事故時の格納容器内雰囲気放射線モニタ γ 線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方、基準を高めを設定すると判定が遅れることが懸念されるため、高すぎる設定値は判断基準として適さない。

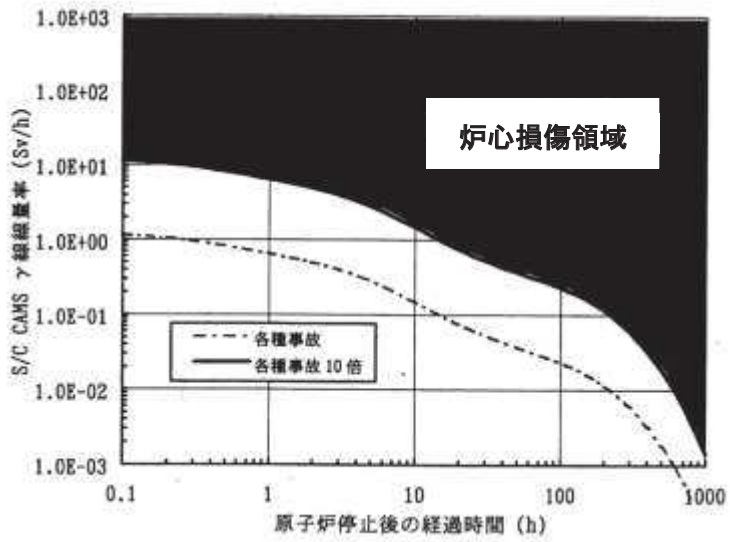
炉心損傷開始の判断は、上述のとおり格納容器内雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が設計基準事故（追加放出）の10倍を超えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が格納容器内に放出された場合の γ 線線量率よりも低い、余裕のある値となっている。

上記より炉心損傷判断としては、設計基準事故を越える事象について、設計基準事故の γ 線線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として、設計基準事故（追加放出）の10倍を判断目安としている。

炉心損傷の判断基準を第1図及び第2図に示す。



第1図 ドライウェルにおける γ 線線量率



第2図 サプレッションチェンバにおける γ 線線量率

(参考2) ベント実施に必要なパラメータ及びベント実施判断の考え方

(1) ベント実施に必要なパラメータ

ベントの実施は、原則として格納容器圧力を基準に判断するが、格納容器圧力以外も格納容器内外のパラメータを同時に監視することとしている。監視に必要なパラメータを以下に示す。

a. 格納容器内パラメータ

(a) 格納容器圧力

格納容器圧力を計測する弾性圧力検出器は、ドライウエル圧力の計測とし1個、サブプレッションチェンバ圧力の計測として1個が原子炉建屋原子炉棟内に設置されており、重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境条件においても計測可能な設計としている。

(b) 格納容器内雰囲気温度

格納容器圧力が計測できない場合、又は格納容器圧力を補完するパラメータとして、複数の格納容器内の雰囲気温度を監視することとしている。

格納容器内の雰囲気温度を計測する温度検出器（熱電対）は、ドライウエルに55個、サブプレッションチェンバに4個設置されており、各所に分散して配置されることにより格納容器内全体の雰囲気温度を監視することができる。

このうち、ドライウエル11個、サブプレッションチェンバ4個の合計15個の温度検出器（熱電対）については、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な設計としている。また、ドライウエルに設置される温度検出器（熱電対）は、機器ハッチ部等の格納容器のシール部付近、ペDESTALに設置されている。

ドライウエル及びサブプレッションチェンバに設置された合計15個の温度検出器（熱電対）の設置箇所を第1図に示す。

b. 格納容器外パラメータ

格納容器の健全性については、重大事故等発生時の環境条件においても圧力計

及び温度計により判断できるが、不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合を想定し、格納容器からの漏えいを検知する手段として、以下の計器を合わせて監視することとしている。監視パラメーター一覧を第1表に示す。

- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

(2) ベント実施判断の考え方について

炉心損傷判断後におけるベント実施判断の考え方は、以下の4ケースに分類され整理される。①においては有効性評価の範囲で想定できるベント判断の考え方であり、②、③及び④においては、格納容器圧力が計測できない場合や格納容器の限界圧力に到達する前の格納容器の漏えいを想定していることから、有効性評価のマネジメントを超えた不測事態におけるベント判断となるが、柔軟な事故対応ができるよう手順を整備している。

- ① 格納容器圧力によるベント判断
- ② 格納容器温度によるベント判断（格納容器圧力が計測できない場合）
- ③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

① 格納容器圧力によるベント判断

ベントの実施により、格納容器圧力を低下させ、格納容器内の可燃性ガスを排出するため、格納容器圧力を監視するとともに、格納容器圧力が限界圧力に到達する前にベントを実施するため、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位＋約2m）到達によりベントを判断する。

② 格納容器温度によるベント判断（格納容器圧力が計測できない場合）

格納容器圧力が計測できない場合は、格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力

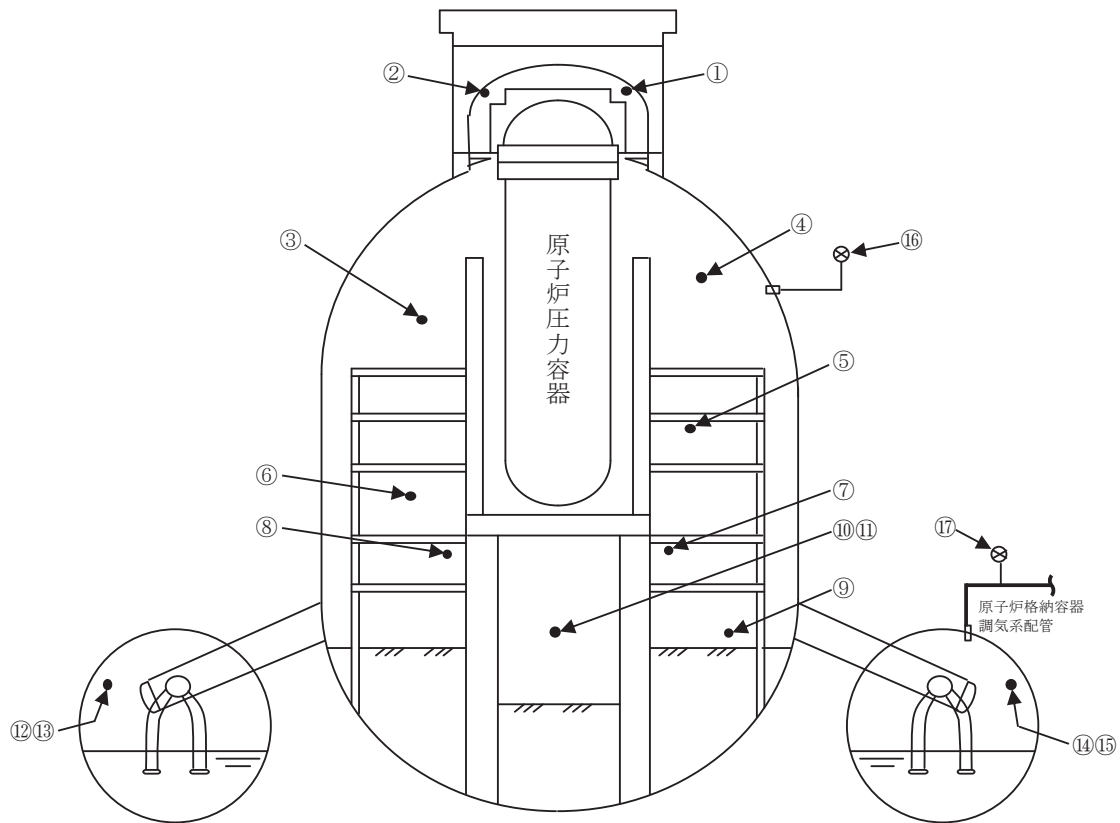
を推定する。格納容器内が飽和状態の場合、温度と圧力は一意的な関係となるため、格納容器温度を計測すれば、その時の格納容器圧力を推定することができる。

圧力と飽和温度の関係を、第2図に示す。

格納容器内雰囲気温度は、(1)で述べたように複数点について重大事故等時において計測できる設計としているが、格納容器内の雰囲気温度には局所性があり、単一の温度計測結果のみに基づきベントを実施すると不要なベント実施に繋がる可能性があるため、複数の温度計測結果に基づき、ベント実施を判断する。

③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

炉心損傷後のベント運用に関しては、格納容器圧力が限界圧力以下であっても、不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合も想定する。このような場合については、非管理放出及び異常漏えいを抑制し、環境影響を緩和する観点から、ベントを実施することとしている。ベント実施について、(1)で示した漏えいに関する複数のパラメータの兆候により判断する。



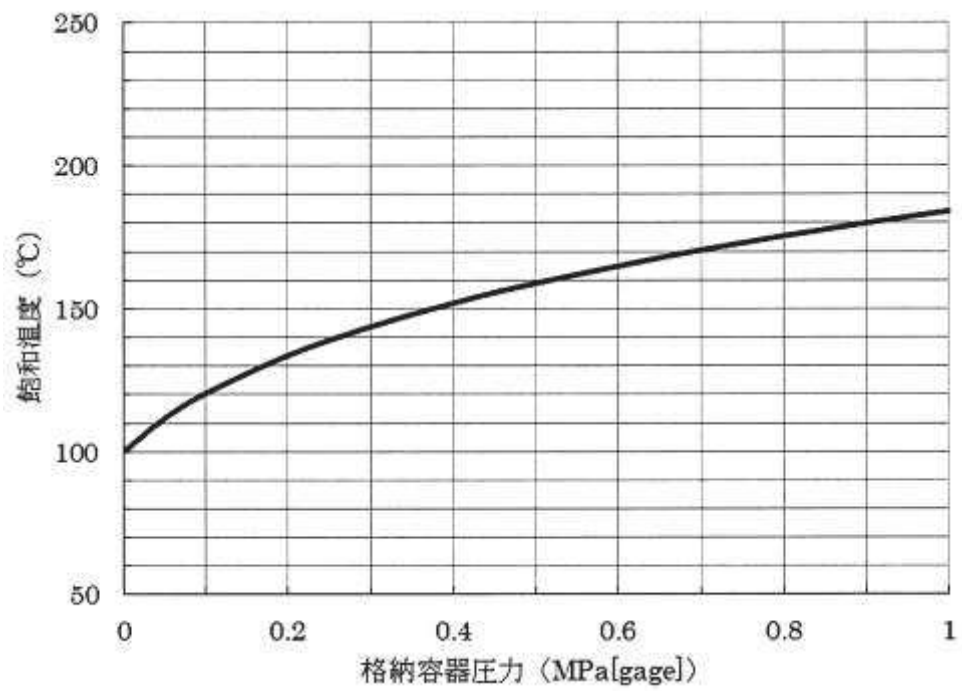
番号	名称	設置高さ	測定範囲
①	ドライウェルフランジ部 (0°) 周辺温度		0~300℃
②	ドライウェルフランジ部 (180°) 周辺温度		0~300℃
③	SRV 搬出入口上部周辺温度		0~300℃
④	所員用エアロック上部周囲温度		0~300℃
⑤	電気用ペネ部 (45°) 周辺温度		0~300℃
⑥	電気用ペネ部 (225°) 周辺温度		0~300℃
⑦	機器搬出入口ハッチ下部 (315°) 周辺温度		0~300℃
⑧	機器搬出入口ハッチ下部 (135°) 周辺温度		0~300℃
⑨	制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度		0~300℃
⑩⑪	ペDESTAL内 (90°) 周辺温度 ペDESTAL内 (270°) 周辺温度		0~300℃
⑫⑬ ⑭⑮	圧力抑制室内空気温度※1		0~300℃
⑯	ドライウェル圧力		0~1 MPa[abs]
⑰	圧力抑制室圧力		0~1 MPa[abs]

※1:圧力抑制室の0°，90°，180°，270° 付近に設置

※2:検出点高さ

第1図 格納容器雰囲気温度の測定点及び格納容器圧力の設置箇所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第2図 圧力と飽和温度の関係

第1表 格納容器外（原子炉建屋）監視パラメーター一覧

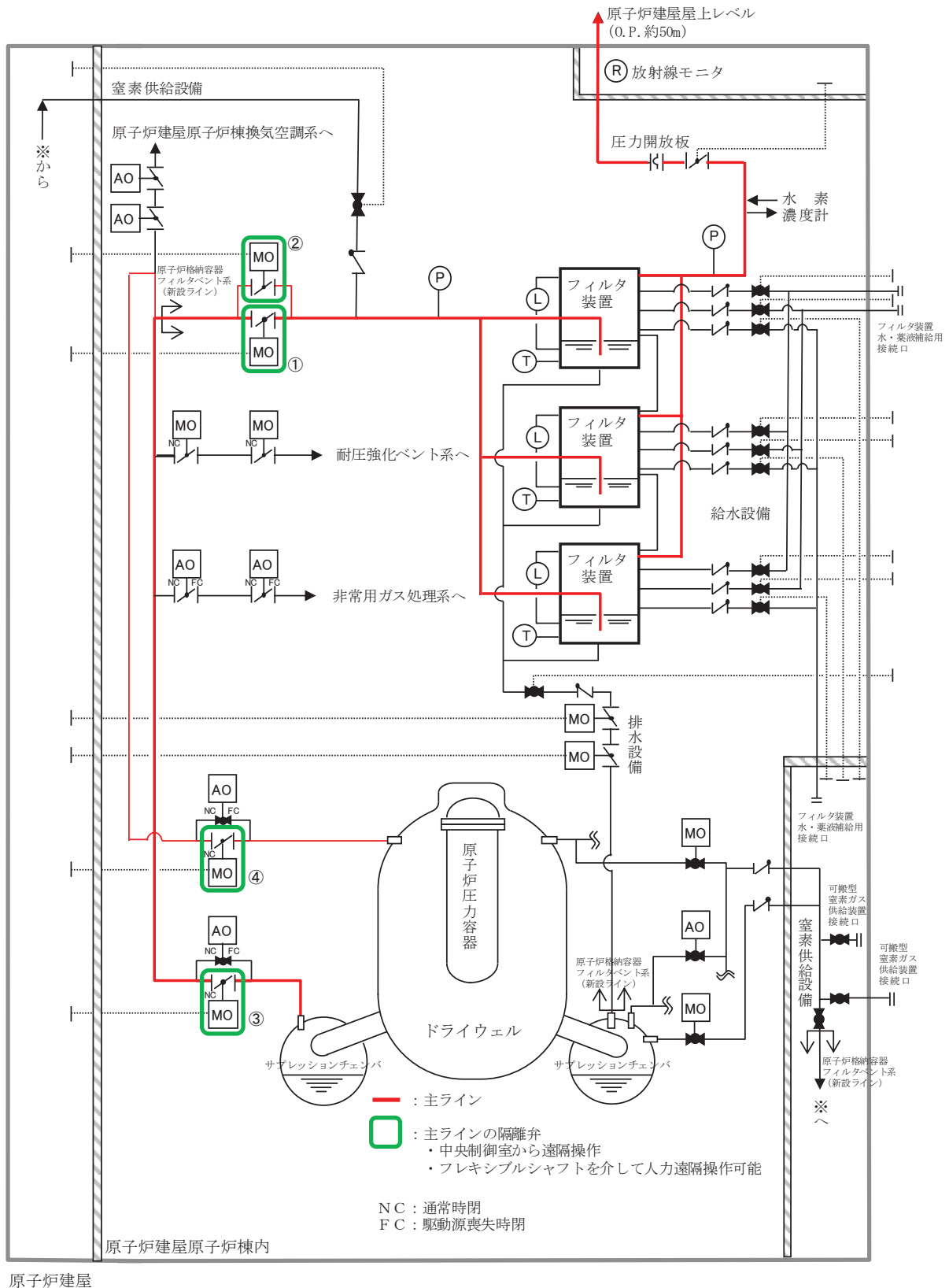
破損想定場所	エリア名称	エリア放射線モニタ		原子炉建屋温度		原子炉建屋内計装		非常用ガス処理系計装	
		No	名称	No	名称	No	名称	No	名称
D/W トップヘッド	オペレーティング フロア	1	3F RPVヘッド置場付近	-	-	1	原子炉建屋内水素濃度	1	非常用ガス処理系放射線 モニタ
		2	3F 新燃料貯蔵庫付近			2	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	2	
		3	3F 燃料交換フロア (H)						
		4	3F 燃料交換フロア (L)						
		5	3F 南西側オペレーティングフロア						
		6	3F 南東側オペレーティングフロア						
		7	3F 使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ (高線量, 低線量)						
所員用 エアロック	所員用エアロック 及びSRV搬出入口 のフロア	8	1F 大物搬入口付近	1	RHR熱交 (A) 室漏えい 検出 (周囲温度)	1	原子炉建屋内水素濃度	-	-
		9	1F エレベータ出入口付近	2	RHR熱交 (B) 室漏えい 検出 (周囲温度)				
		10	1F バルブラッピング室						
		11	1F 南側出入口付近						
機器搬入用 ハッチ	機器搬入用の フロア	12	B1F CRD補修室	3	R/B主蒸気管漏えい 検出 (周囲温度)	1	原子炉建屋内水素濃度	-	-
		13	B1F CRD水圧制御ユニット [A]						
		14	B1F CRD水圧制御ユニット [B]						
		15	B1F エレベータ出入口付近						
		16	B1F TIP装置室						
		17	B1F TIP駆動装置室						
		18	B1F 原子炉水サンプリングラック室						
		19	B1F CUW F/D制御盤付近						

(参考 3) ベント前における隔離弁の健全性確認方法

中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁の操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。(第 1 図①～④)

なお、ベントに必要な隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電可能である。

また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作により隔離弁の開操作を行うが、万一、弁が開動作しない場合でも、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により、格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでにベント操作を完了する。



第1図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成概要図

(参考 4) 隔離弁の手動操作及び隔離弁の健全性

炉心損傷を判断した場合には、フィルタ装置にて除去できない希ガスを可能な限り格納容器内に保持するが、格納容器圧力が限界圧力である 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベントを実施することとしている。

ベント実施に必要な隔離弁の操作は、中央制御室から遠隔にて操作可能だが、人力による隔離弁の操作やプルーム通過に備えた作業を考慮しても、格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了することができるよう、外部水源注水量限界到達で行うこととしている。

炉心損傷を判断した場合にベントを実施する有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の評価事故シーケンスである「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時においても、格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了することができる。（第 1 図）

また、格納容器は、第 1 表（「重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料（原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果）」（平成 27 年 3 月 3 日 資料 2-2 第 4.1-1 表）再掲）に示すとおり、200℃、2Pd の環境下における構造健全性及び機能維持を確認した。

第1表 格納容器の構造健全性及びシール部の機能維持評価結果

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.4Pd ~ 6.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	一般部	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	ドライウェル基部	既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価	□ MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	ベント管ベローズ	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	□ (疲労累積係数)	1以下
ドライウェル主フランジ	フランジ及び締付ボルト	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約3.9Pd ~ 4.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約 □ mm (開口量)	許容開口量 (□ mm) 以下
機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	代表プラントのペネトレーション構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd ~ 4.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約7.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	約 □ Pd (許容圧力 (座屈圧力))	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (変形量 (開口量))	許容変形量 (□ mm) 以下

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
所員用エアロック	扉及び隔壁	既工認の評価値を用いて、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約 <input type="text"/> Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約8.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	扉のシール部	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変形量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	<input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 (<input type="text"/> mm) 以下
	扉以外のシール部	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐性あり (改良EPDM材) ・250℃ (PEEK材)	200℃以上
逃がし安全弁搬出入口	円筒胴及び鏡板	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約19.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ及びヒンジボルト	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	<input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 (<input type="text"/> mm) 以下
配管貫通部	貫通配管	代表配管について、設計・建設規格(PPC-3530)を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格(PPB-3535)に準拠し、疲労累積係数を評価	0.0036 (疲労累積係数)	1以下
	貫通部	代表配管について、設計・建設規格(PPC-3530)を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格(PPB-3535)に準拠し、疲労累積係数を評価	311MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	スリーブ	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約37.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
		設計・建設規格(PVE-3612)を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約20.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	端板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約11.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
配管貫通部（フランジ部）	ボルト締付平板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約 <input type="text"/> Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ	JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生組合せ応力を評価	<input type="text"/> MPa	292MPa以下
	締付ボルト	JIS B 8265-2003を適用し、200℃、2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価	<input type="text"/> mm ² (所要総断面積)	総断面積 <input type="text"/> mm ² 以下
	シール部	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約 <input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 (<input type="text"/> mm) 以下
配管貫通部（閉止板）	閉止板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約10.8Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
配管貫通部（伸縮継手）	伸縮継手	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、疲労累積係数を評価	0.1067 (疲労累積係数)	1以下
配管貫通部（短管）	短管	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約25.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価	—	—
	アダプタ	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約30.4Pd ・低電圧：約37.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	ヘッド	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約33.7Pd ・低電圧：約69.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	モジュール	電共研及び NUPEC の原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	漏えいなし	気密性を維持すること
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	約3.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール材	PEEK 材の材料特性、改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	・200℃で耐性あり（改良EPDM材） ・250℃（PEEK材） ・漏えいなし	200℃以上 シール機能維持

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考5) ベント停止について

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施することで、格納容器温度及び圧力が低下するが、下記の条件を満足することによりベントを停止することが可能となる。

〈ベント停止条件〉

- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能確保
- ・ 格納容器内の水素・酸素濃度を監視可能
- ・ 格納容器内の水素・酸素濃度の上昇抑制及び負圧破損防止を目的とした格納容器内への窒素封入（パージ）
- ・ これらの安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧

格納容器ベントの停止に際しては、除熱開始後の格納容器負圧破損防止及び可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に、格納容器ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置による格納容器への窒素ガス注入を開始する。

残留熱除去系等のサプレッションプールを水源とする注水設備による原子炉注水へ切り替えた後、格納容器ベントを停止する。

格納容器ベント停止後、窒素ガス注入により格納容器圧力を所定の圧力まで昇圧したうえで残留熱除去系等による格納容器除熱を開始することにより、原子炉及び格納容器の安定状態を長期にわたり維持することができる。

ベント停止のために必要な機能及びそれらの機能を備えた設備について、第1表に示す。

第1表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系 	格納容器内の熱を原子炉補機冷却水系又は原子炉補機代替冷却水系へ輸送するとともに、格納容器内における循環冷却を行う。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系含む）又は原子炉補機代替冷却水系 	格納容器内の熱を最終ヒートシンクである海へ輸送する。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型窒素ガス供給装置 	格納容器内の除熱に伴い水蒸気が凝縮し、格納容器が負圧になることを防止する。
格納容器内水素・酸素濃度の制御（炉心損傷がある場合）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型窒素ガス供給装置 	格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系内を掃気し、不活性化を行う。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内雰囲気水素濃度 ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度 	格納容器内の水素及び酸素濃度を監視する。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内水素濃度 	格納容器内の水素濃度を監視する。
電源供給	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源 	格納容器除熱及び格納容器内で発生する水素及び酸素濃度の制御を継続するための電力を供給する。

(参考6) 各操作の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電気作動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

(2) 作業場所

サプレッションチェンバ側からのベント：原子炉建屋 階, 階
(原子炉建屋内の原子炉棟外)

ドライウェル側からのベント：原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、サプレッションチェンバ側からのベント及びドライウェル側からのベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：2時間50分（訓練実績等）

(4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

別紙 20-22

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11^{*}名（現場運転員 2 名^{*}及び重大事故等対応要員 9 名）

想定時間：6 時間 25 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）

により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

別紙 20-24

操作性 : 大容量送水ポンプ (タイプ I) からのホースの接続は、汎用の合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ (携帯) により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話 (固定)、衛星電話 (携帯)、トランシーバ (固定) 及びトランシーバ (携帯) を用いることにより、円滑な連絡が可能である。

3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

(1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続

a. 操作概要

格納容器ベント停止後において，スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い，当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズのうち，可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：5時間（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから，夜間においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受話器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ (携帯) により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続後、窒素供給弁を操作し、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーージを実施する。

また、原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパーージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため、フィルタ装置出口水素濃度の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージのうち、フィルタ装置の窒素ガスパーージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 15 分 (訓練実績等)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 20-27

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（自給式呼吸器，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

3. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

(1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4※名（現場運転員2名※及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：3時間50分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）

により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

別紙 20-29

操作性 : 薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

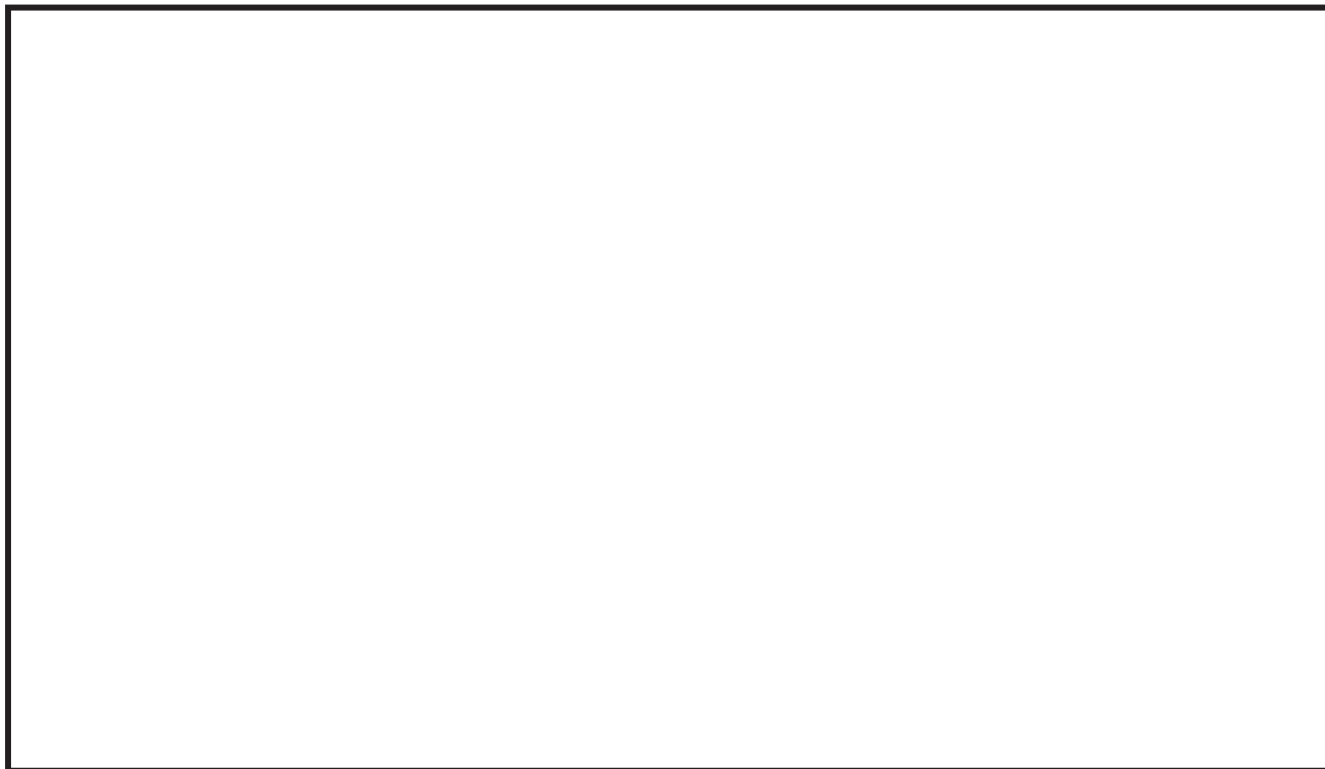
連絡手段 : 通常連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び送受信器 (ページング) を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ (携帯) により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(参考7) サプレッションチェンバ側からのベントに失敗した場合の対応

格納容器ベント操作において格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバ側）の開操作に失敗した場合は、格納容器第一隔離弁（ドライウエル側）の開操作を実施する。

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における評価事故シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定する。格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作場所から格納容器第一隔離弁（ドライウエル側）の操作場所への移動時間（5分）及び格納容器第一隔離弁（ドライウエル側）の現場での人力による開操作時間を考慮しても、格納容器圧力が 854kPa [gage]に到達するまでに格納容器ベントを実施することが可能である。操作現場の移動について第1図に示す。

格納容器圧力が 854kPa [gage]に到達するまでに格納容器ベントを開始することが可能であるため、本対応における格納容器内パラメータの推移は、有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」で示している解析結果（格納容器圧力 854kPa [gage]到達で格納容器ベント実施）に包絡される。



第1図. 格納容器第一隔離弁操作場所移動

格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバ側）の現場操作場所は，原子炉建屋内の原子炉棟外□階であり，格納容器第一隔離弁（ドライウエル側）の現場操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外□階である。

格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバ側）から格納容器第一隔離弁（ドライウエル側）への現場移動は，近傍の階段室から1フロア移動する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(参考 8) 格納容器ベント判断の考え方について

重大事故時において、格納容器ベント判断は早期に実施するべきか、それとも可能な限り遅らせて判断するべきなのか、それぞれについて考察する。

早期に格納容器ベント判断を行う仮定として、格納容器最高使用圧力 427kPa [gage] (以下「1Pd」という) を用い、可能な限り遅らせる場合は格納容器限界圧力 854kPa [gage] (以下「2Pd」という) 近傍として考察する。

まず、格納容器最高使用圧力である 1Pd を超えた場合に格納容器ベントを判断する場合であるが、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の例では、格納容器スプレイによる格納容器冷却に期待しない場合、事象発生後約 18 時間で 1Pd に到達することとなる。放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくは、原子炉停止後からの時間が短いため影響は大きい。また、故障設備の復旧時間が短くなることから、格納容器ベントに至る可能性が高い。

一方、格納容器限界圧力である 2Pd 近傍（格納容器スプレイを考慮しない場合の 2Pd 到達時間：約 40 時間後）で格納容器ベントを判断する場合、放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくは 1Pd に比べ低くすることができる。また、故障設備の復旧時間が長くなることから、格納容器ベントを回避できる可能性がある。

さらに、格納容器スプレイによる格納容器冷却に期待し、ベント判断を可能な限り遅らせる（格納容器スプレイを考慮した場合の 2Pd 到達時間：約 51 時間後）ことにより、放射性物質の環境への放出及び格納容器ベント操作時の被ばくの点で有利であり、故障設備の復旧時間を確保することで格納容器ベントそのものを回避できる可能性が高くなる。

なお、故障設備の復旧見通しが立たない場合でも、格納容器内での放射性物質の時間減衰を期待するとともに、異なる除熱手段の確保を可能な限り努力し、操作時間余裕を確保した上で 2Pd に到達しないように格納容器ベントの判断を行う。

別紙 21 原子炉格納容器フィルタベント系運用について【本文 4.3】

1. 原子炉格納容器フィルタベント系運用に係る作業環境等について

ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業項目及び作業環境を以下に示す。

また、ベントに係る作業場所を第 21-1 図に、ベントを実施する有効性評価の評価事故シーケンスにおける作業と所要時間を第 21-2 図及び第 21-3 図に示す。

(1) ベント準備

a. 作業項目

ベント準備として第 21-1 表に示す作業を行う。

第 21-1 表 ベント準備の作業項目及び作業内容

区分	ベント準備事項	作業内容	ベント実施後に 繰り延べ可能な 作業
ベント 準備 1	可搬型窒素ガス供給装置 ^{※1} の準備	ベント停止操作にあたり、格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬型窒素ガス供給装置を準備する。	○
ベント 準備 2	ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。	—
	他系統との隔離	ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。	—
	「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始できるよう、ベントを行うために開操作が必要な隔離弁 2 弁のうち、「FCVS ベントライン隔離弁」を開操作する。	—

※1：可搬型窒素ガス供給装置の準備は、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び原子炉補機代替冷却水系の設置完了後に実施する

b. 作業の成立性

ベント準備における作業項目、作業環境等を第 21-2 表に示す。

ベント準備作業は、ベント実施前に行う作業であり、放射線量等の作業環境を考慮しても、実施可能である。

第 21-2 表 ベント準備における作業項目、作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
可搬型窒素ガス供給装置の準備	屋外	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度*1 【炉心損傷後】 37mSv	車両付属の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また、これらの手段は、マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度*1 【炉心損傷後】 66mSv/7 日	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—
他系統との隔離						
「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作（中央制御室からの遠隔操作の場合）						

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作（現場での人力操作の場合）	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 0.012mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスラート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また、これらの手段は、自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外においても1.1mSv程度であり、作業が可能な線量。

(2) ベント実施

a. 作業項目

ベント実施にあたり、第21-3表に示す作業を行う。

第21-3表 ベント実施時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
待避準備	プルーム通過に備え、中央制御室待避所へ待避するために必要となる待避所の加圧操作等を行う。
水源及び燃料確保	プルーム通過に備え、緊急時対策所へ待避する前に、復水貯蔵タンクへの水補給及び原子炉補機代替冷却水系への燃料補給を行う。
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作	ベントを開始するために、中央制御室から以下の弁の開操作を行う。 ・S/C ベント用出口隔離弁 又は D/W ベント用出口隔離弁 万一、中央制御室にて隔離弁の開操作ができない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いて人力による開操作を行う。

b. 作業の成立性

ベント実施時における作業項目、作業環境等を第21-4表に示す。

ベント実施時の作業は、炉心損傷後ベント実施後の放射線量等の作業環境を考慮しても、実施可能である。

第 21-4 表 ベント実施時における作業項目，作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
待避準備	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作 (中央制御室からの遠隔操作の場合)			【炉心損傷後】 66mSv/7 日			
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」の開操作 (現場での人力操作の場合)	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 S/C 側 65mSv D/W 側 43mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また、これらの手段は、自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
水源確保	屋外	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 68mSv	車両付属の作業用照明，ヘッドライト，懐中電灯により夜間における作業性を確保している		通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また、これらの手段は、マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
燃料確保			【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 32mSv			

※1：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である，全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外においても1.1mSv程度であり，作業が可能な線量。

(3) ベント継続中

a. 作業項目

ベント継続中においては、第 21-5 表に示す作業を行う。

第 21-5 表 ベント継続中の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
フィルタ装置への水及び薬液補給	フィルタ装置へ水及び薬液の補給が必要となった場合に、水及び薬液を外部接続口からフィルタ装置へ補給する。

b. 作業の成立性

ベント継続中における作業項目、作業環境等を第 21-6 表に示す。

ベント継続中の作業は、炉心損傷後ベントによるプルーム通過後の放射線量等の作業環境を考慮しても、実施可能である。

なお、プルーム通過期間中には、現場での作業はない。

第 21-6 表 ベント継続中における作業項目、作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
フィルタ装置への水及び薬液補給（準備含む）	屋外	— （屋外での操作）	<p>【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度※1</p> <p>【炉心損傷後】 W/W ベント後 43mSv D/W ベント後 43mSv</p>	車両付属の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセスマルトップ上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー（携帯）により緊急時対策本部へ連絡することが可能である。また、これらの手段は、マスク等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

※1：設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍（追加放出相当の 10 倍）である、全燃料の 1% 程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外においても 1.1mSv 程度であり、作業が可能な線量。

(4) ベント停止

a. 作業項目

ベント停止においては、第 21-7 表に示す作業を行う。

第 21-7 表 ベント停止時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
窒素供給操作	ベント停止前には、可搬型窒素ガス供給装置により格納容器に窒素を供給し、原子炉格納容器フィルタベント系から放出することにより格納容器内の水素及び蒸気を掃気し、不活性化する。 ベント停止後は、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系へ窒素を供給し、フィルタ装置内で水の放射線分解によって発生する水素を掃気することにより系統内の水素濃度を可燃限界以下に維持する。
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作	ベントを停止するために、中央制御室から以下の弁の閉操作を行う。 ・ S/C ベント用出口隔離弁 又は D/W ベント用出口隔離弁 ・ FCVS ベントライン隔離弁 万一、中央制御室にて隔離弁の閉操作ができない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いて人力による閉操作を行う。

b. 作業の成立性

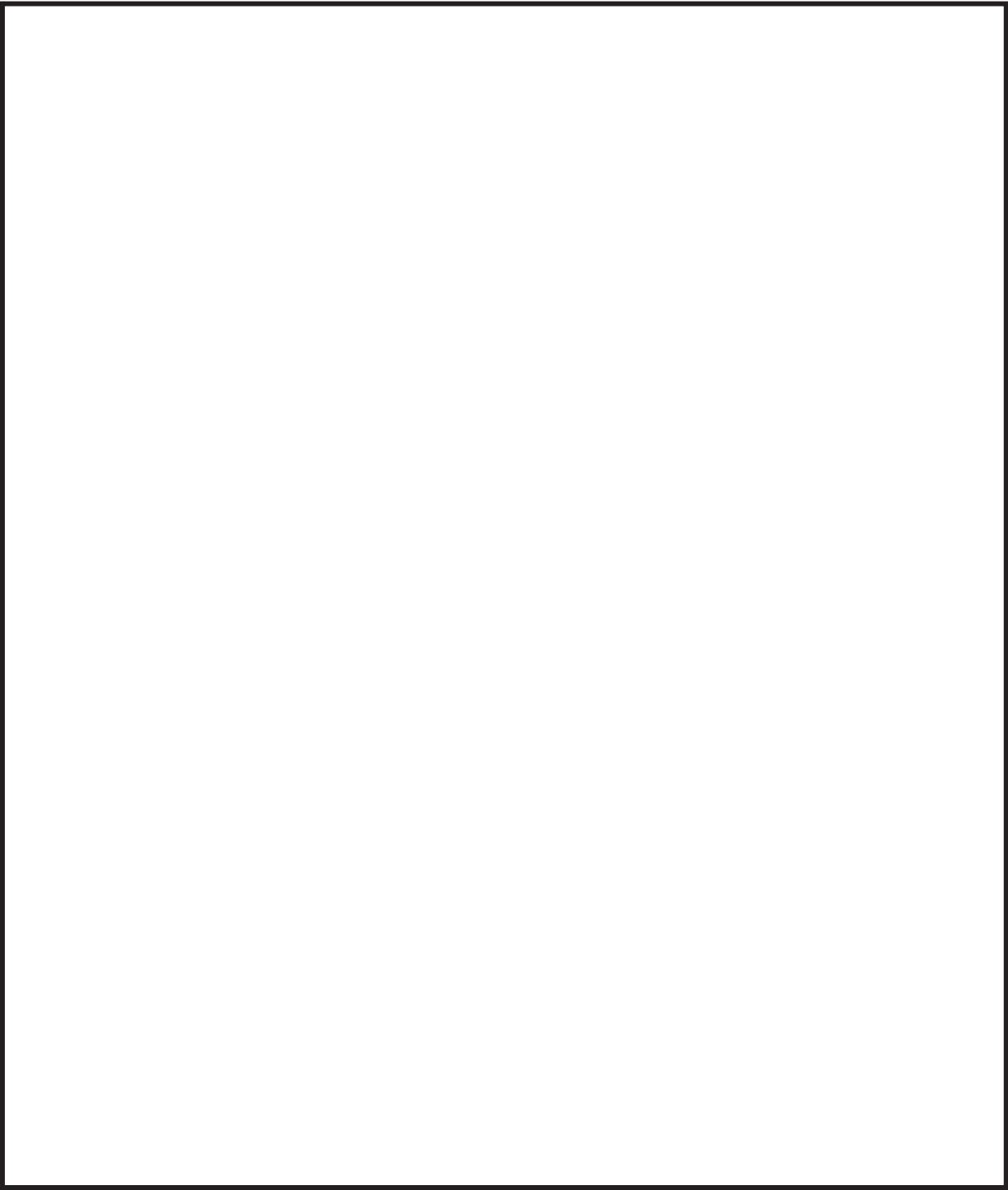
ベント停止における作業項目、作業環境等を第 21-8 表に示す。

ベントの停止は、炉心損傷後ベント実施後の放射線量等の作業環境を考慮しても、実施可能である。

第 21-8 表 ベント停止における作業項目，作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	アクセス性	
窒素供給操作	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	<p>【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度^{※1}</p> <p>【炉心損傷後】 W/W ベント後 0.20mSv D/W ベント後 0.21mSv</p>	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作（中央制御室からの遠隔操作の場合）	中央制御室	通常原子炉運転中と同程度	<p>【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度^{※1}</p> <p>【炉心損傷後】 66mSv/7 日</p>	中央制御室の全照明が消灯した場合には，ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—
「S/C ベント用出口隔離弁」又は「D/W ベント用出口隔離弁」及び「FCVS ベントライン隔離弁」の閉操作（現場での人力操作の場合）	原子炉建屋内の原子炉棟外	通常原子炉運転中と同程度	<p>【炉心損傷前】 通常原子炉運転中と同程度^{※1}</p> <p>【炉心損傷後】 W/W ベント後 FCVS 側 0.53mSv S/C 側 0.77mSv D/W ベント後 FCVS 側 0.54mSv D/W 側 0.79mSv</p>	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。また，これらの手段は，自給式呼吸器等を着用した場合でも通話性に問題ないことを確認している

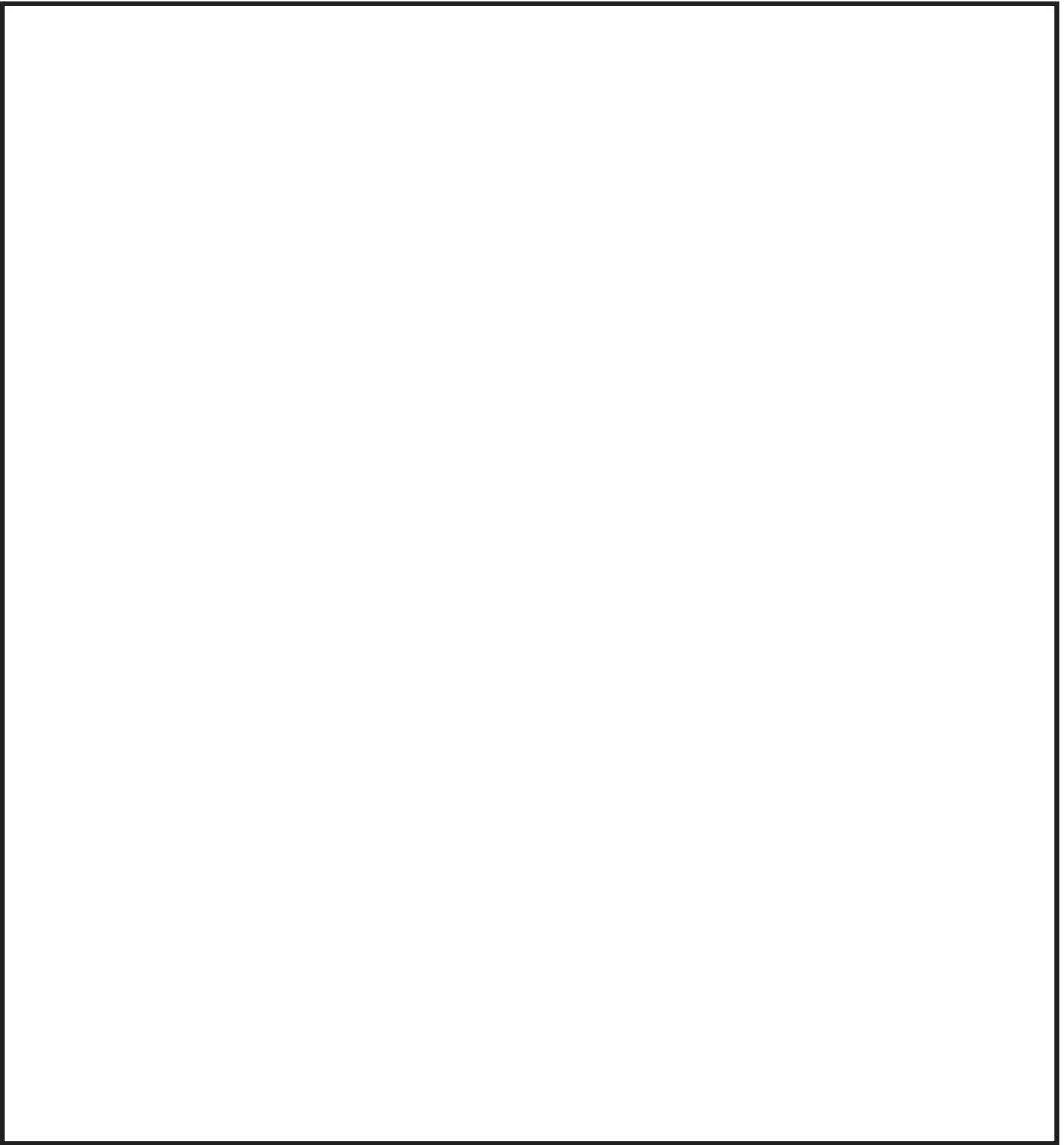
※1：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である，全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも，屋外においても1.1mSv程度であり，作業が可能な線量。



第 21-1 図 ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業場所 (1/3)

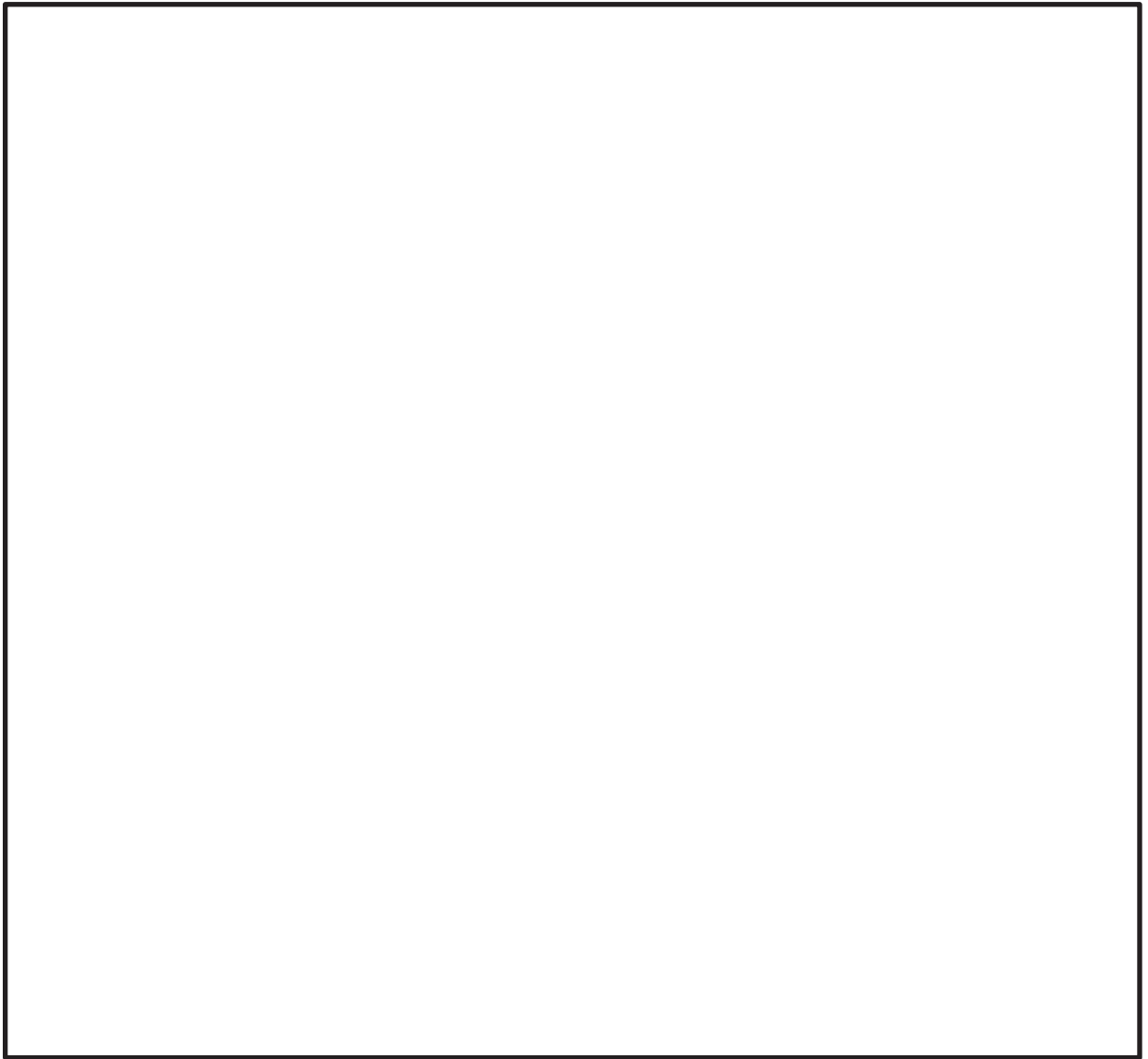
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 21-8



第 21-1 図 ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業場所 (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 21-1 図 ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業場所 (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 21-10

必要な要員と作業項目				経過時間				備考					
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	23h	25h	41h	43h	45h	47h			
	責任者	発電課長	1人		運転操作指揮 緊急時対策本部連絡	約23時間 格納容器圧力0.334MPa[gage] (0.9Pd)到達 ベント準備2判断 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却開始 約25時間 ベント準備完了 約41時間 外部水源注水量限界到達 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却停止							
	指揮者	発電副長	1人		運転操作指揮								
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	6人		中央制御室連絡 発電所外部連絡								
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	2人		重大事故等対応要員								
代替注水等確保	-	-	9人 A~I	-大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続	適宜実施					運送	事象発生10時間後設置完了		
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 A	-	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(格納容器ベントバラングリ構成及び格納容器二次隔離弁操作)	5分						原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁		
	-	2人 B,D	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(格納容器二次隔離弁操作)	1時間						中央操作不能時は現場操作 放射線防護装備準備含む		
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 B	-	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(格納容器一次隔離弁操作)					5分		サブレーションチェンバベント用出口隔離弁		
	-	2人 A,E	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作)(格納容器一次隔離弁操作)					1.5時間		中央操作不能時は現場操作 放射線防護装備準備含む		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	-	-	2人 B,C	-大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成	5分								
	1人 B	-	-	-大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成、冷却開始(間欠運転)	5分	適宜実施							

第 21-2 図 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」時における作業と所要時間

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)												備考							
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	29h	31h	33h	35h	37h	39h	41h	43h	45h	47h	49h	51h							
	責任者	発電課長	1人		運転操作指揮																		
	指揮者	発電副長	1人		緊急時対策本部連絡																		
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	6人		中央制御室連絡 発電所外部連絡																		
				運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員																	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人	-	-	-	5分																		
	B	-	-	-	20分																		
	-	2人	B,D	-	1時間	余裕時間										中央操作不能時は現場操作							
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人	-	-	-					10分	中央制御室待避所加圧													
	B	-	-	-	5分													サブレーションチェンバベント用出口隔離弁					
	A	-	-	-	20分											余裕時間	中央操作不能時は現場操作						
低圧代替注水系(常設)注水操作	1人	C	-	-	適宜実施				5分	注水継続													
被ばく低減操作	1人	C	-	-	適宜少量外気取入モード				10分	事故時運転モード													
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	-	-	-	2人	H,I	-	-	-	-	5分													
代替注水等確保	-	-	-	1人	G	-	-	-	-	10分	適宜実施										注水継続	大容量送水ポンプ(タイプ1)停止	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	-	-	-	2人	H,I	-	-	-	-	5分	適宜実施										注水継続	復水貯蔵タンク補給停止	水源管理までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	-	6人	A~F	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							
	-	-	-	3人	D~F	-	-	-	-	-	20分	適宜実施										注水継続	運転継続
燃料補給	-	-	-	2人	LM	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							

第 21-3 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時における作業と所要時間

2. ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業の線量影響評価

ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業は, 放射線環境下での作業となることから, 成立性を確認するために, 各作業場所における線量影響を評価する。

(1) 評価経路

ベントの準備, 実施, 継続, 停止作業において, ベント前であれば原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線と格納容器から大気中に漏えいした放射性物質からの線量の影響を受ける。また, ベント後は, ベントに伴い放出された放射性物質による放射線下の作業となり, ベント前の被ばく経路に加え, ベントにより大気中に放出された放射性物質と, フィルタ装置及び配管に付着した放射性物質の線量の影響を受けることになる。評価経路について第 21-11 表に示す。

(2) 評価地点

ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業場所は第 21-4 図のとおりである。

(3) 評価条件

ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業の線量影響の評価条件を第 21-12 表～第 21-15 表に示す。

(4) 評価結果

ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業時の線量影響の評価結果を第 21-16 表及び第 21-17 表に示す。なお, 原子炉建屋内における作業においては, 自給式呼吸器を着用するため, 内部被ばくは考慮していない。

第 21-11 表 放射性物質による線量影響評価経路

評価経路	評価内容	準備		実施			継続中	停止	
		窒素供給準備	FCVS 側隔離弁 ^{※1}	水源確保	燃料確保	S/C 又は D/W 隔離弁 ^{※2}	水・薬液補給(準備含む)	窒素供給	隔離弁 ^{※1,2}
		屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内
①原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	原子炉建屋から大気中に漏えいした放射性物質による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に放出された放射性物質による実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○
③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	原子炉建屋から漏えいし地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○
④操作場所(室内)に取り込まれた放射性物質による被ばく	操作場所に取り込まれた放射性物質(原子炉格納容器から漏えいしたもの)による実効線量	—	○	—	—	○	—	○	○
	操作場所に取り込まれた放射性物質(ベントに伴い環境中に放出されたもの)による実効線量	—	—	—	—	○	—	○	○
⑤フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	ベント時にフィルタ装置及び配管内を通過する希ガス及び付着する放射性物質からのガンマ線による実効線量	—	—	—	—	○	○	○	○

※1 FCVS ベントライン隔離弁

※2 S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁

第 21-12 表 放射性物質の大気中への放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	格納容器破損モードの中で、事象 進展が最も厳しい事故シーケ ンスを選定
原子炉熱出力	2,436MWt	定格熱出力
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R. G. 1. 195 ^{※1} に基づき設定
格納容器等への 無機よう素の沈着速度	9.0×10^{-4} (1/s) (DF200 まで)	CSE 実験 ^{※2} に基づき設定
格納容器からの漏えい率	～1.0Pd：0.9%/day 1.0～1.5Pd：1.1%/day 1.5～2.0Pd：1.3%/day	AEC の評価式 ^{※3} に基づき設定
格納容器の漏えい孔に おける捕集係数	粒子状物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	格納容器の漏えい孔での捕集効 率を考慮しない
サプレッションチェンバプール 水による無機よう素の除染係数	5	SRP6. 5. 5 ^{※4} に基づき設定
原子炉建屋の換気率	・原子炉建屋負圧維持期間以外： 無限大[回/日] ・原子炉建屋負圧維持期間：非常 用ガス処理系を用いた場合の 設計換気率 0.5[回/日]により 屋外に放出	非常用ガス処理系により負圧維 持していない期間は原子炉建屋 内に放射性物質が保持されない ものとし、非常用ガス処理系に より負圧維持している期間は非常 用ガス処理系を用いた場合の設 計換気率を基に設定
フィルタ装置による除染係数	粒子状放射性物質：1000 無機よう素：500 有機よう素：50	設計値
放射性物質の自然減衰	考慮する	放出までの自然減衰を考慮

※1：Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

※2：R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment,” Nucl. Technol. Vol. 10, p499-519(1971)

※3：ORNL-NSTC-26, Safety standards, Criteria, And Guides For The Design, Location, Construction, And Operation Of Reactors, 1966, U. S. AEC

※4：Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev. 1, 3/2007

第 21-13 表 放射性物質の大気拡散の評価条件（1 / 2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という。）に示されたとおり設定
気象データ	女川原子力発電所における 1 年間の気象データ（2012. 1～2012. 12）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風（地上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象資料を使用
放出箇所	原子炉建屋からの放出：ブローアウトパネル	放出箇所を考慮し設定
	非常用ガス処理系からの放出：排気筒	
	格納容器ベント：原子炉格納容器フィルタベント系放出端	
実効放出継続時間	原子炉建屋からの放出：1 時間	「気象指針」に基づき設定
	非常用ガス処理系からの放出：1 時間	
	格納容器ベント：1 時間	
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	「気象指針」に基づき設定
建屋の影響	考慮する	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき、建屋の影響を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	2 号炉原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業場所	設計に基づき設定（第 21-4 図参照）

第 21-13 表 放射性物質の大気拡散の評価条件 (2 / 2)

項 目		評 価 条 件	選 定 理 由
着目方位	水, 薬液, 窒素供給 (屋外), 水源確保 及び燃料 確保	原子炉建屋からの放出: 9 方位 WSW~NNW~ENE	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に従い設定 隔離弁操作場所は放出点が巻き込みを考慮する建屋の拡散領域内にあるため, 放出点が評価点の風上となる 180° を対象とした (第 21-4 図参照)
		非常用ガス処理系からの放出: 1 方位 ENE	
		格納容器ベント: 9 方位 WSW~NNW~ENE	
	隔離弁 ^{※1} 操作	原子炉建屋からの放出: 9 方位 WNW~NNE~ESE	
		非常用ガス処理系からの放出: 1 方位 E	
		格納容器ベント: 9 方位 NNE~ESE~SSW	
	窒素供給 (屋内)	原子炉建屋からの放出: 9 方位 WSW~NNW~ENE	
		非常用ガス処理系からの放出: 1 方位 E	
		格納容器ベント: 9 方位 NW~NE~SE	
建屋投影面積		2,050m ²	風向に垂直な投影面積のうち最も小さいものを設定
形状係数		1/2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づき設定

※1: FCVS ベントライン隔離弁, S/C ベント用出口隔離弁, D/W ベント用出口隔離弁

第 21-14 表 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく
呼吸率	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71 に基づき, 成人活動時の呼吸率を設定
全面マスク	炉心損傷後の作業時に着用 (DF=50)	運用に合わせて設定
自給式呼吸器	現場での隔離弁 ^{※1} 開操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁開操作時に着用する運用に合わせて設定
タングステンベスト	鉛2mm相当の遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価 【不均等被ばくの評価式】 $H_{EE} = 0.11H_a + 0.89H_b$ H _{EE} : 外部被ばくの実効線量 H _a : タングステンベストによる遮蔽効果を考慮しない実効線量 H _b : タングステンベストによる遮蔽効果を考慮した実効線量	炉心損傷後の S/C ベント用出口隔離弁及び D/W ベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また, 不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針 (平成 11 年 4 月)」より設定。
地表への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮して設定
配管内, フィルタ装置内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状放射性物質 : 10%/100m	NUREG/CR-4551 を参照し, 付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して, 配管内面への沈着割合を設定。配管 100m あたり, 配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【フィルタ装置内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 100% 粒子状放射性物質 : 100%	フィルタ装置内の線源強度を保守的に見積もるために, 設計上フィルタで除去できる放射性物質については, フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお, フィルタ装置への流入量の評価にあたっては, 配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。

※1 : S/C ベント用出口隔離弁, D/W ベント用出口隔離弁

別紙 21-18

第 21-15 表 ベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業場所の評価条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価点	ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業場所	設計に基づき設定 (第 21-4 図参照)
空間容積	FCVS ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所: 1,860m ³	設計値
	S/C ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所: 1,540m ³	
	PSA 窒素供給ライン元弁 遠隔手動操作場所: 1,840m ³	
遮蔽厚さ		設計値
隔離弁操作場所への 空気流入率	無限大[回/日]	瞬時に屋外と同等の雰囲気になるものとして設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 21-16 表 W/Wベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業時における線量影響評価結果

[単位 : mSv]

項 目	準備		実施			継続中	停止		
	窒素供給準備	FCVS 側隔離弁 ^{※1}	水源確保	燃料確保	S/C 側隔離弁 ^{※2}	水・薬液補給(準備含む)	窒素供給	FCVS 側隔離弁 ^{※1}	S/C 側隔離弁 ^{※2}
	屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内	屋内
① 原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	約 1.9	約 2.0×10^{-3}	約 2.4	約 1.1	約 1.9×10^{-4}	約 2.9×10^{-1}	約 3.0×10^{-4}	約 7.9×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{-1}	約 3.5×10^{-6}	約 1.6×10^{-1}	約 7.5×10^{-2}	約 3.3×10^{-6}	約 1.6	約 8.0×10^{-7}	約 2.1×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 35	約 2.2×10^{-4}	約 66	約 31	約 2.3×10^{-4}	約 16	約 4.6×10^{-5}	約 1.2×10^{-4}	約 1.8×10^{-4}
④ 操作場所(室内)に取り込まれた放射性物質による被ばく ^{※3}	—	約 9.1×10^{-3}	—	—	約 65	—	約 2.6×10^{-2}	約 6.5×10^{-2}	約 9.3×10^{-2}
⑤ フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	—	—	—	—	約 1.4×10^{-4}	約 25	約 1.8×10^{-1}	約 4.7×10^{-1}	約 6.8×10^{-1}
合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 37	約 0.012	約 68	約 32	約 65	約 43	約 0.20	約 0.53	約 0.77

※1 : FCVS ベントライン隔離弁

※2 : S/C ベント用出口隔離弁

第 21-17 表 D/Wベントの準備, 実施, 継続, 停止に係る作業時における線量影響評価結果

[単位 : mSv]

項 目	準備		実施			継続中	停止		
	窒素供給準備	FCVS 側隔離弁 ^{※1}	水源確保	燃料確保	D/W 側隔離弁 ^{※2}	水・薬液補給(準備含む)	窒素供給	FCVS 側隔離弁 ^{※1}	D/W 側隔離弁 ^{※2}
	屋外	屋内	屋外	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内	屋内
① 原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	約 1.9	約 2.0×10^{-3}	約 2.4	約 1.1	約 1.9×10^{-4}	約 2.9×10^{-1}	約 3.1×10^{-4}	約 8.2×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{-1}	約 3.5×10^{-6}	約 1.6×10^{-1}	約 7.5×10^{-2}	約 2.1×10^{-2}	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^{-7}	約 4.0×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 35	約 2.2×10^{-4}	約 66	約 31	約 2.2×10^{-4}	約 17	約 4.7×10^{-5}	約 1.3×10^{-4}	約 1.8×10^{-4}
④ 操作場所(室内)に取り込まれた放射性物質による被ばく ^{※3}	—	約 9.1×10^{-3}	—	—	約 42	—	約 4.0×10^{-3}	約 1.1×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}
⑤ フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	—	—	—	—	約 4.0×10^{-2}	約 25	約 2.0×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}
合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 37	約 0.012	約 68	約 32	約 43	約 43	約 0.21	約 0.54	約 0.79

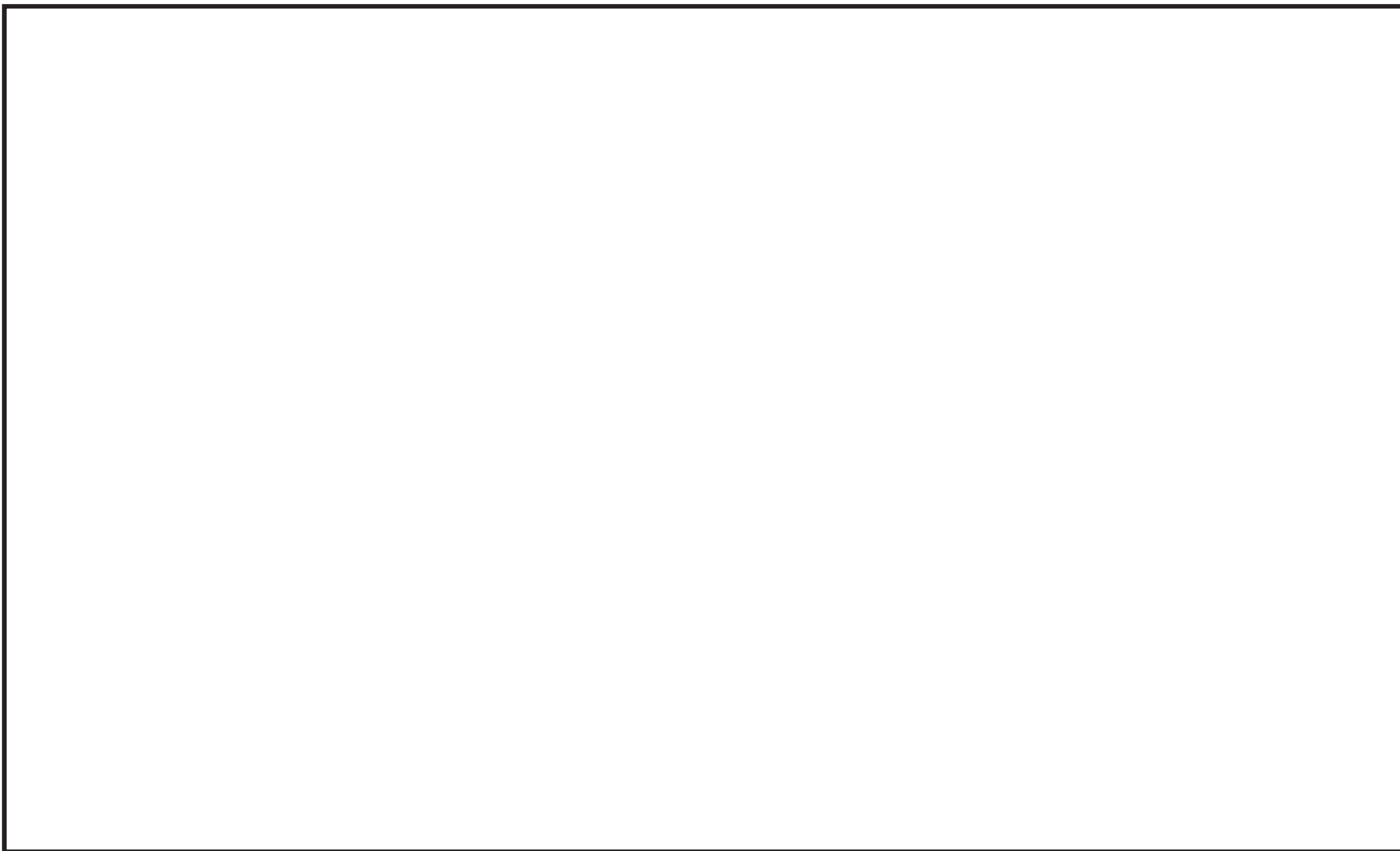
※1 : FCVS ベントライン隔離弁

※2 : D/W ベント用出口隔離弁



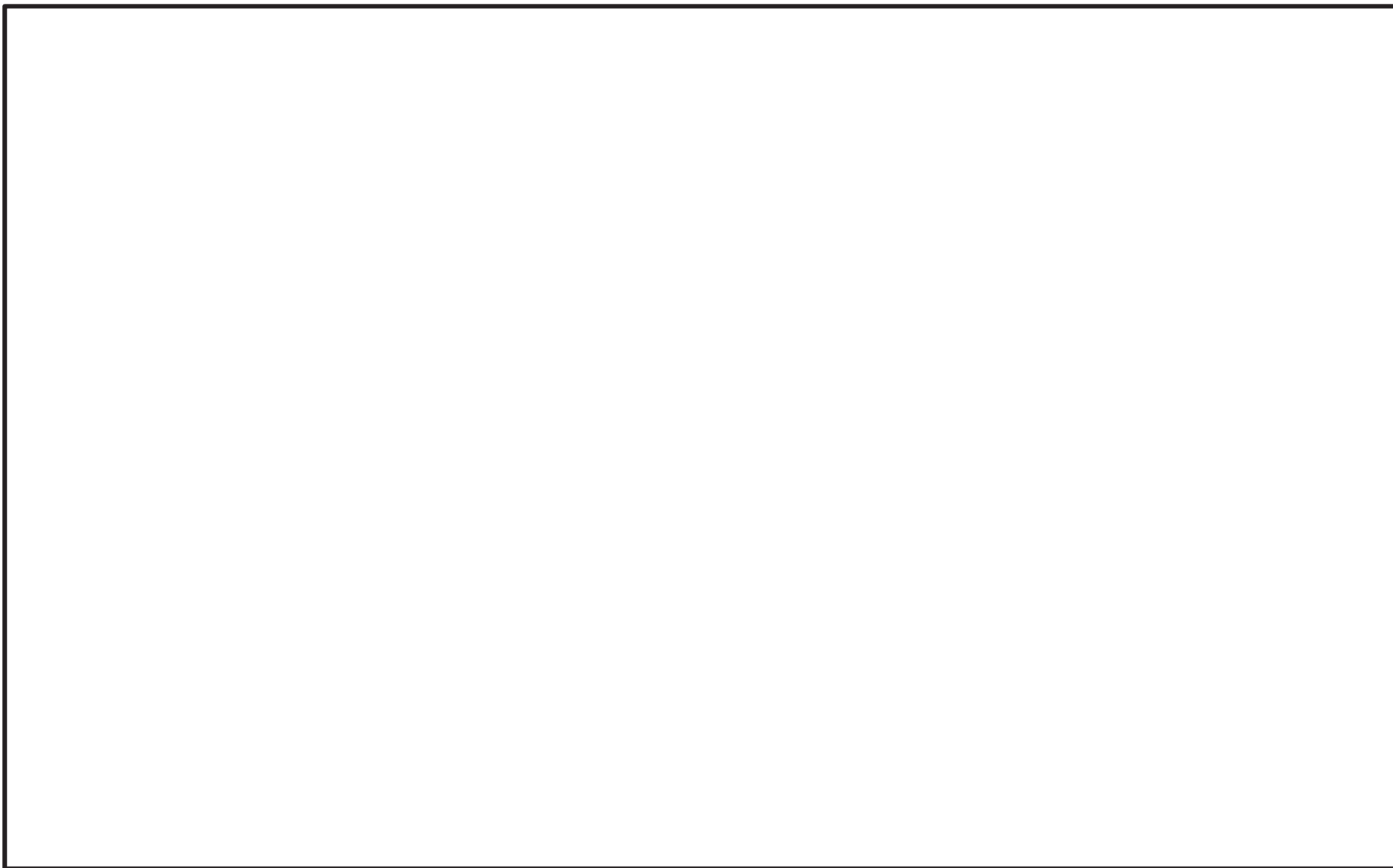
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（水, 薬液, 窒素の供給, 水源確保, 燃料補給—格納容器ベント）（1/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



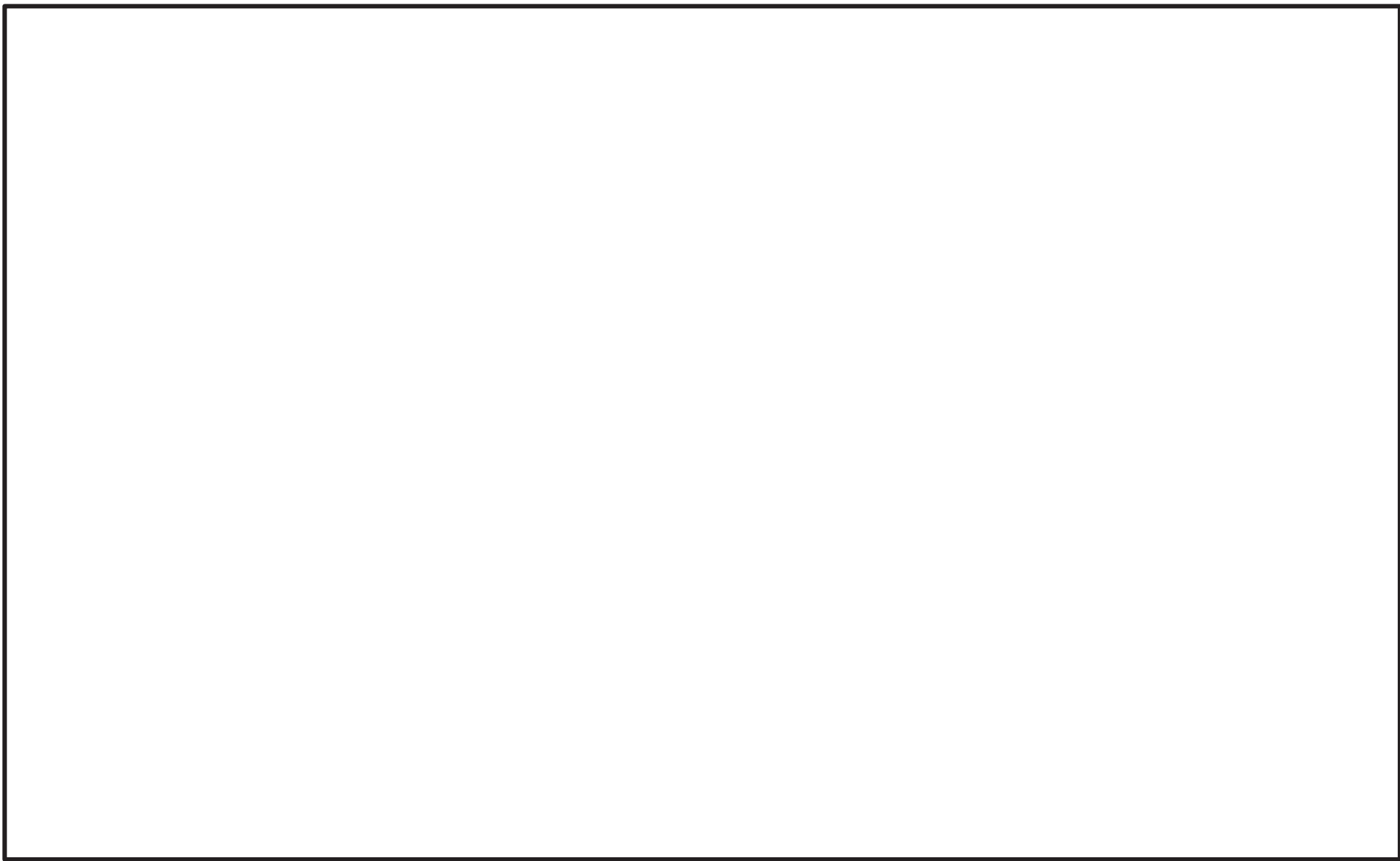
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位
(水, 薬液, 窒素の供給, 水源確保, 燃料補給—原子炉建屋ブローアウトパネル) (2/9)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



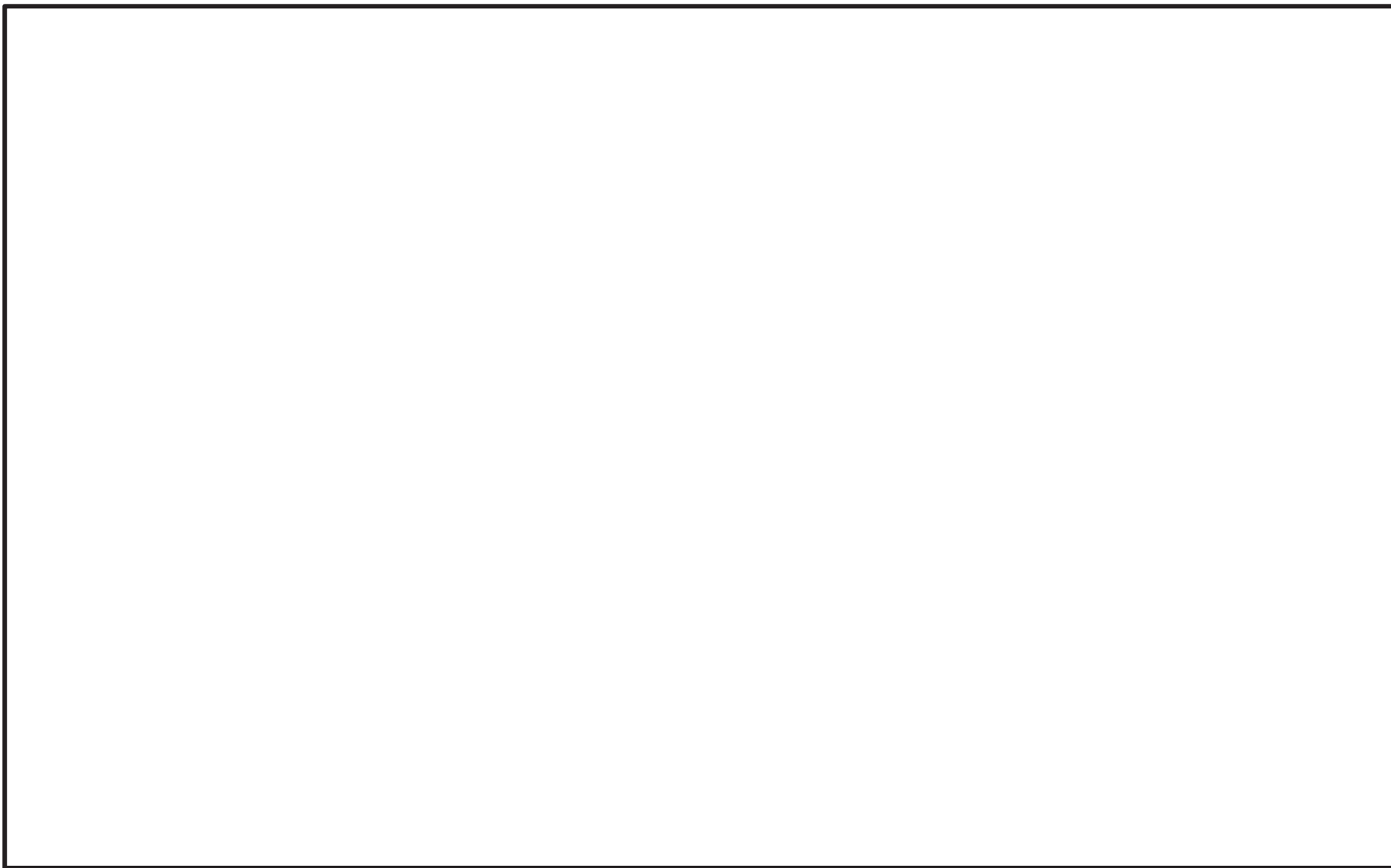
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（水, 薬液, 窒素の供給, 水源確保, 燃料補給－排気筒）（3/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



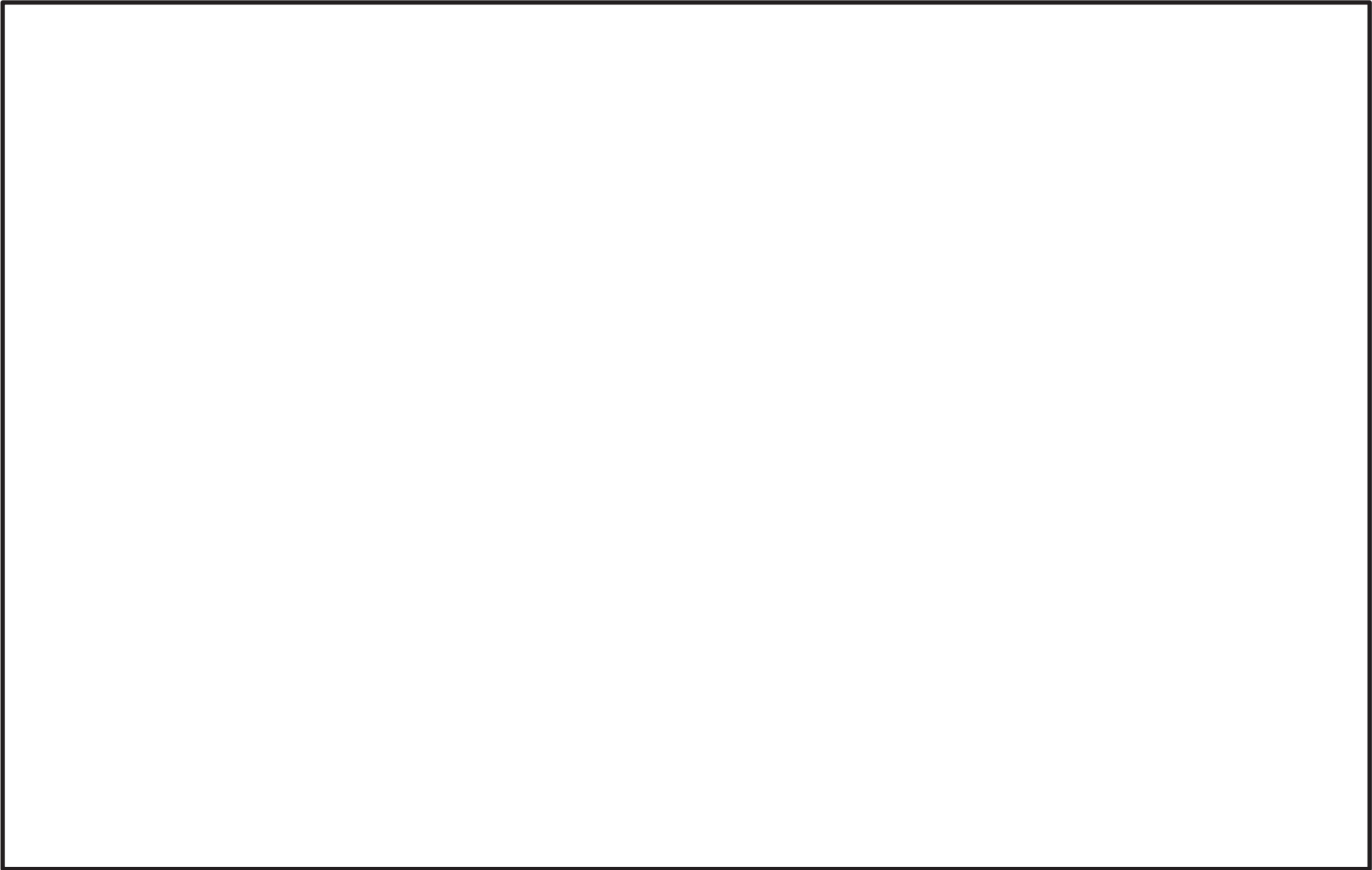
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（隔離弁操作一格納容器ベント）（4/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



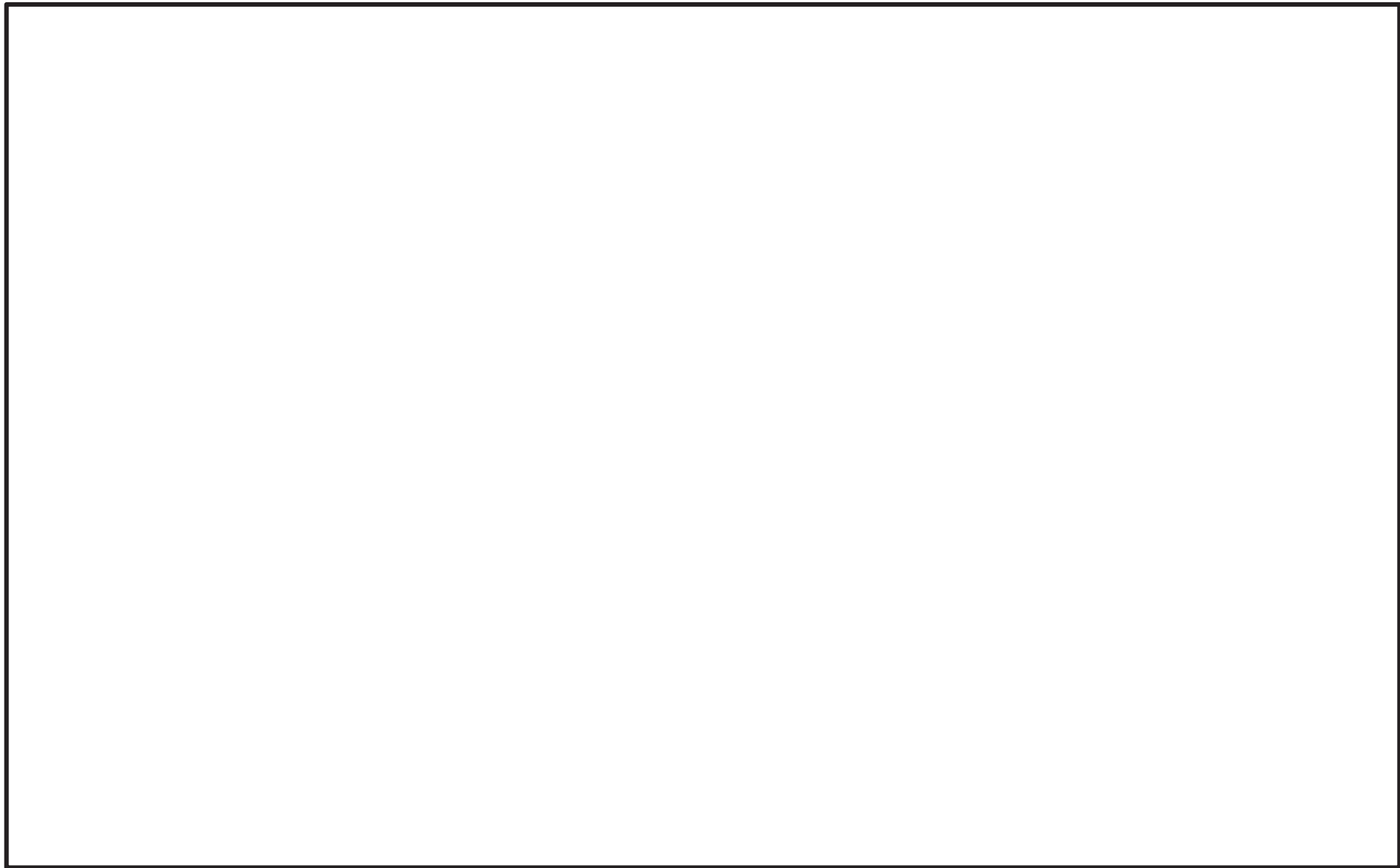
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（隔離弁操作－原子炉建屋ブローアウトパネル）（5/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



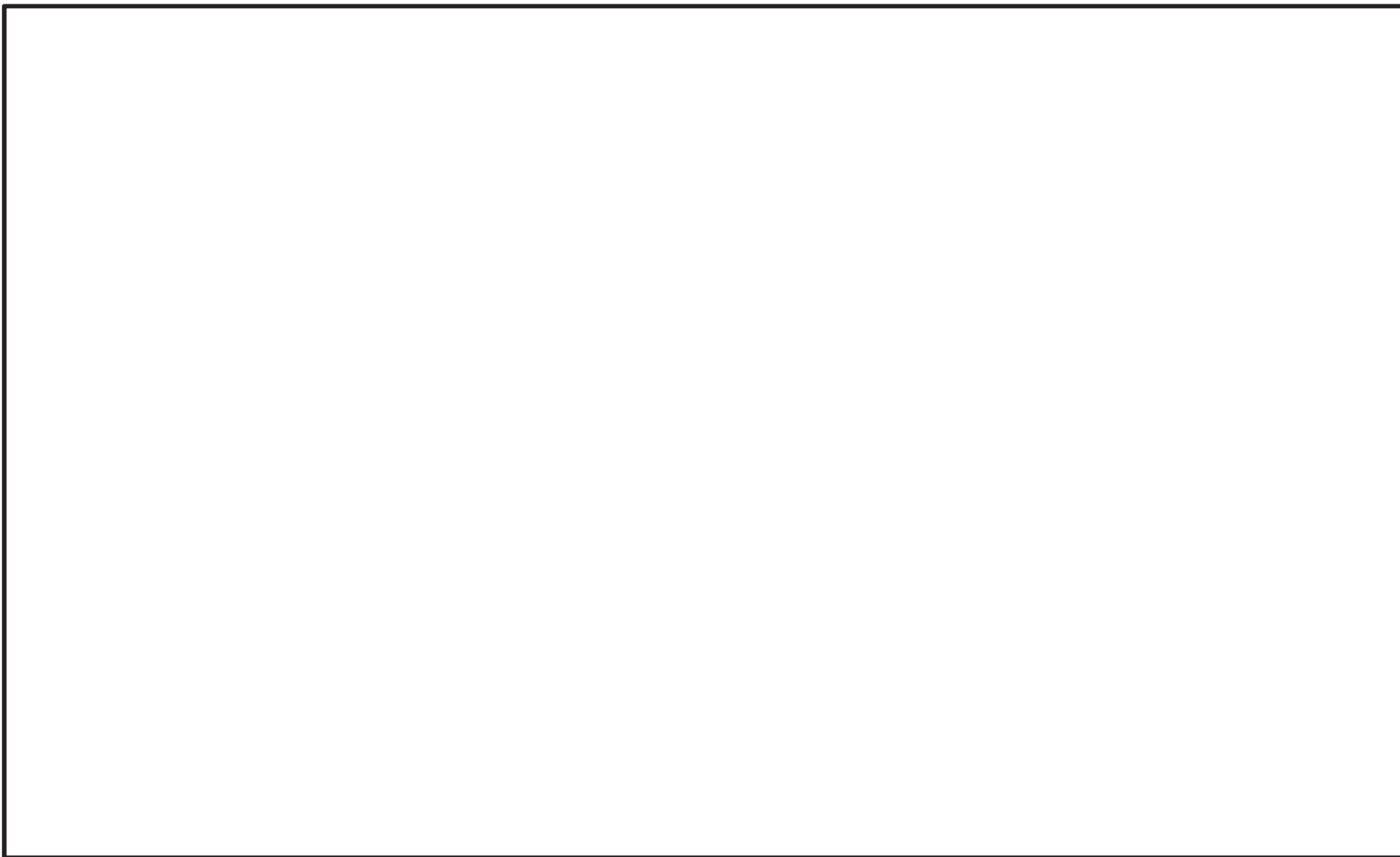
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（隔離弁操作－排気筒）（6/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



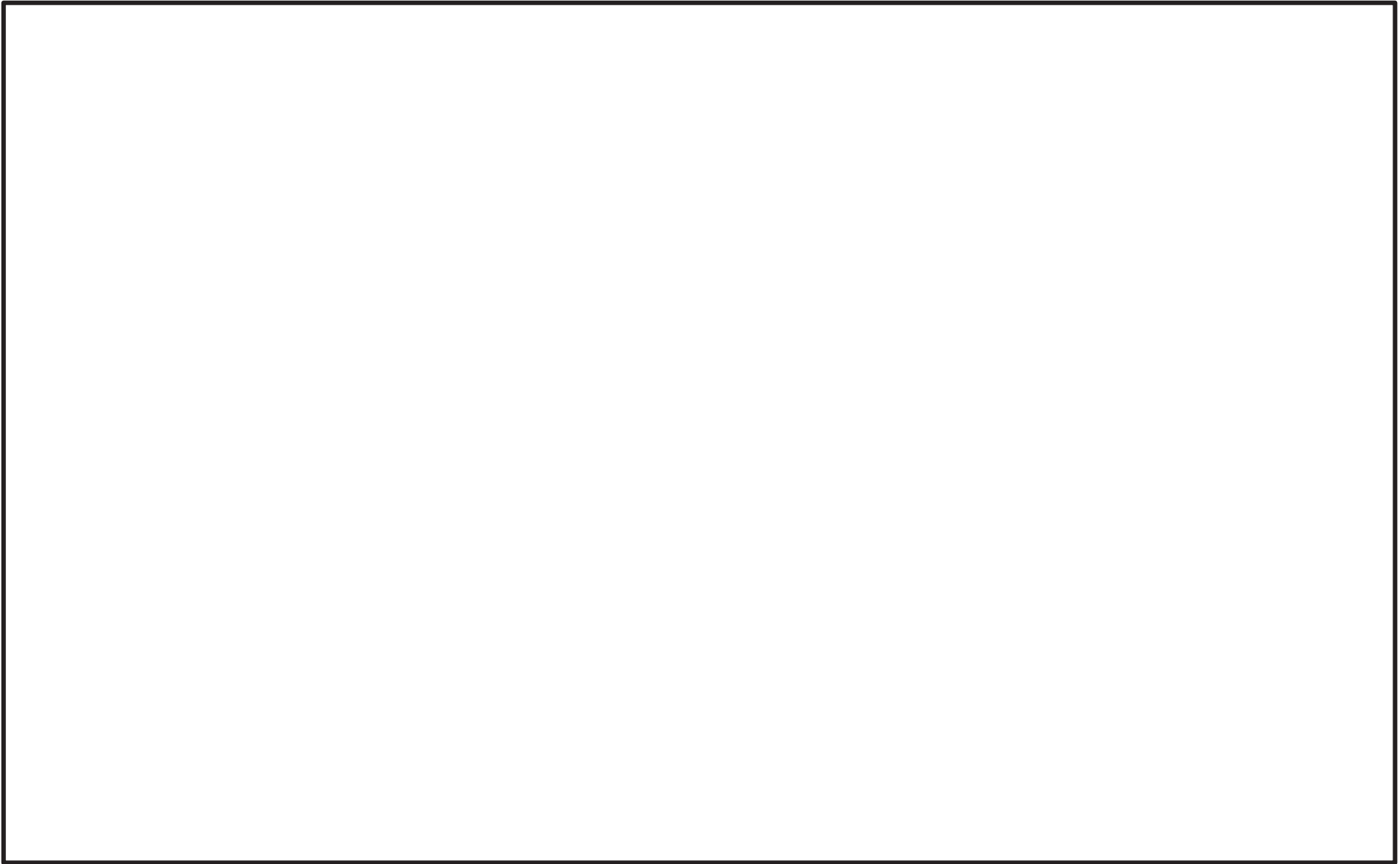
第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（窒素供給ライン弁操作—格納容器ベント）（7/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（窒素供給ライン弁操作—原子炉建屋ブローアウトパネル）（8/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 21-4 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（窒素供給ライン弁操作－排気筒）（9/9）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 22 格納容器スプレイに失敗した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実現性【本文 4.3】

炉心損傷判断後、格納容器破損防止を目的とした格納容器スプレイは、格納容器圧力が 640kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で開始する。

万一、格納容器スプレイに失敗した場合であっても、以下のとおり、格納容器の限界圧力 854kPa [gage] (2Pd) 到達までにベントの実施が可能である。

有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、仮に、格納容器圧力が 1.5Pd に到達したにもかかわらず格納容器スプレイに失敗した場合、格納容器圧力はその後も上昇を続け、第 22-1 図に示すとおり 1.5Pd 到達から約 11 時間後に 2Pd に到達する。

この状況においては、ベント実施判断は、格納容器スプレイ失敗を確認した時点で行い、第 22-1 表に示す準備及びプルーム通過に備えた作業を実施し、ベントを開始する。

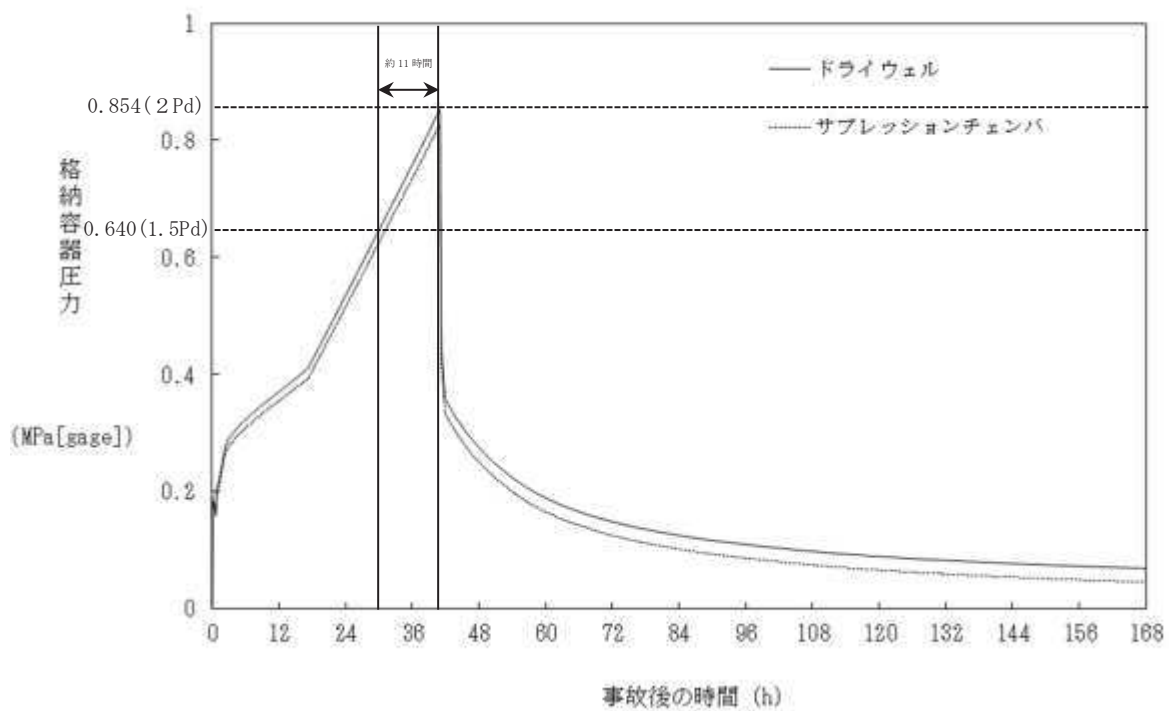
なお、ベント停止に必要な可搬型窒素ガス供給装置の設置は、ベント実施前に行うことを基本としているが、この場合はベント実施を優先するため、プルーム通過後に実施する。

このような対応により、ベント実施判断からベント操作完了までに必要な時間は、第 22-2 図に示すとおり、ベント弁の人力操作を考慮したとしても約 4 時間と評価しており、限界圧力到達までにベントの実施が可能である。

第 22-1 表 ベント準備の作業項目及び作業内容

区分	ベント準備事項	作業内容	ベント実施後に 繰り延べ可能な作 業
ベント準備 1	可搬型窒素ガス供給装置 ^{※1} の準備	ベント停止操作にあたり，格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に，可搬型窒素ガス供給装置を準備する。	○
ベント準備 2	ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	中央制御室にて，ベント実施に必要な隔離弁操作が可能であることを確認するため，電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。	—
	他系統との隔離	ベント操作前に，中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。	—
	「FCVS ベントライン隔離弁」の開操作	ベント実施判断後に速やかにベントを開始できるように，ベントを行うために開操作が必要な隔離弁 2 弁のうち，「FCVS ベントライン隔離弁」を開操作する。	—

※1：可搬型窒素ガス供給装置の準備は，大容量送水ポンプ（タイプ I）及び原子炉補機代替冷却水系の設置完了後に実施する



第 22-1 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における格納容器圧力の推移

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)							備考		
				29h	30h	31h	32h	33h	34h	40h			
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	▽約29時間 格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達 ベント準備2判断 ▽原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却失敗 ベント実施判断 ▽ベント準備完了 中央制御室待避所加圧開始 ▽中央制御室待避所加圧確認 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱開始 ▽約40時間 格納容器圧力0.854MPa[gage](2Pd)到達								
	責任者	発電課長	1人		運転操作指揮 緊急時対策本部連絡								
	指揮者	発電副長	1人		運転操作指揮								
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	6人		中央制御室連絡 発電所外部連絡								
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員									
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 B	-	-	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベントバンドリ構成及び格納容器二次隔離弁操作) ・放射線防護装備準備/装備	5分	20分							
	-	2人 B,D	-	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(格納容器二次隔離弁操作)	1時間							中央操作不能時は現場操作	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	1人 B	-	-	・中央制御室待避所加圧	10分							中央制御室待避所加圧	
	1人 A	-	-	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (格納容器一次隔離弁操作)	5分							サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁	
	-	2人 A,E	-	・放射線防護装備準備/装備	20分								
	-	-	-	・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作)(格納容器一次隔離弁操作)	15時間					余裕時間		中央操作不能時は現場操作	
低圧代替注水系(常設)注水操作	1人 C	-	-	・低圧代替注水系(常設)による水位制御	5分							注水継続	
被ばく低減操作	1人 C	-	-	・中央制御室換気空調系モード切り替え	10分							隔離運転モード	
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却	-	-	2人 H,I	・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成	5分								
	1人 A	-	-	・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 失敗	5分								
代替注水等確保	-	-	1人 G	・大容量送水ポンプ(タイプ1)監視	10分							大容量送水ポンプ(タイプ1)停止	事象発生10時間後設置完了
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	-	-	2人 H,I	・復水貯蔵タンク補給	5分							復水貯蔵タンク補給停止	水源管理値までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	6人 A~F	・原子炉補機代替冷却水系準備 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続)									事象発生19時間後設置完了
	-	-	3人 D~F	・熱交換器ユニットの起動、監視	20分							運転継続	
燃料補給	-	-	2人 L,M	・大容量送水ポンプ(タイプ1)へ給油									大容量送水ポンプ(タイプ1)停止
	-	-	-	・原子炉補機代替冷却水系へ給油	20分								

第 22-2 図 格納容器スプレイに失敗した場合のベント実施に必要な作業と所要時間

(格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」)

別紙 23 炉心損傷前の敷地境界外における線量影響評価【本文 4.3】

炉心損傷前の敷地境界外における線量影響については、「女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価について 2.6 LOCA時注水機能喪失」（平成 28 年 7 月 12 日）にて説明しており、敷地境界外で 5mSv を下回ることを確認している。

（参考）「女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価について
2.6.2 (4) b」（平成 28 年 7 月 12 日）抜粋

サブプレッションチェンバのラインを経由した場合の原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の敷地境界外での実効線量の評価結果は、約 8.0×10^{-2} mSv であり、ドライウエルのラインを経由した場合の敷地境界外での実効線量の評価結果は、約 1.4×10^{-1} mSv であり、5mSv を下回る。また、耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界外での実効線量の評価結果は、サブプレッションチェンバのラインを経由した場合は約 7.9×10^{-2} mSv であり、ドライウエルのラインを経由した場合は約 3.4×10^{-1} mSv であり、5mSv を下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(参考) 「女川原子力発電所 2号炉 重大事故等対策の有効性評価について

添付資料 2.6.2 敷地境界外の実効線量について (平成 28 年 7 月 12 日) 抜粋

添付資料 2.6.2

敷地境界外の実効線量評価について

表 1 主要解析条件 (放出放射能評価条件) (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
評価事象	中小破断 LOCA	原子炉格納容器フィルタベント系を介した放出時期が最も早い事故シーケンスを選定	2.2.1 (6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界外の実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと (発生事故当たり概ね 5mSv 以下) を確認する。	
原子炉熱出力	2,436MWt	「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」という) に従い設定	2.2.2 (1) 原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。	
事故発生時の冷却材中のよう素濃度	全希ガス漏えい率	1.11×10^{10} Bq/s	運転上許容される最大値 (運転実績に基づく値)	2.2.2 (2) 炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。
	冷却材保有量	2.0×10^8 g	設計値	2.2.2 (3) a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
	原子炉冷却材浄化系流量	1.97×10^4 g/s	設計値	
	主蒸気流量	1.32×10^6 g/s	設計値	
	原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(以下、「線量目標値評価指針」という) に従い設定	—
	よう素の主蒸気中への移行割合	2%	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という) に従い設定	—

添付 2.6.2-1

表1 主要解析条件（放出放射能評価条件）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
燃料棒からの追加放出量	I-131の追加放出量	3.7×10^{17} Bq	安全評価審査指針に従い設定	—
	その他よう素の放出量	I-131の平衡組成として評価		
	希ガスの放出量	I-131の平衡組成とし、よう素の2倍として評価		
	運転時間	2000日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた値	2.2.2 (2) 炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。
	よう素の化学形態	有機よう素：4% 無機よう素：96%	安全評価審査指針に従い設定	—
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	安全評価審査指針に従い設定	—	
原子炉圧力容器からサブプレッションチェンバへ放出される放射性物質の割合	希ガス：100% 有機よう素：100% 無機よう素：崩壊熱相当の蒸気の発生に伴って放出			
サブプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数 ²⁾	5	SRP6.5.5に基づき設定	2.2.2 (3) a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。	
原子炉格納容器フィルタペント系フィルタ装置による除染係数	無機よう素：500 有機よう素：50	設計値		
ペント開始時間	43時間	有効性評価の結果	—	
核分裂生成物の自然減衰	考慮する	ペント開始までの自然減衰を考慮	—	

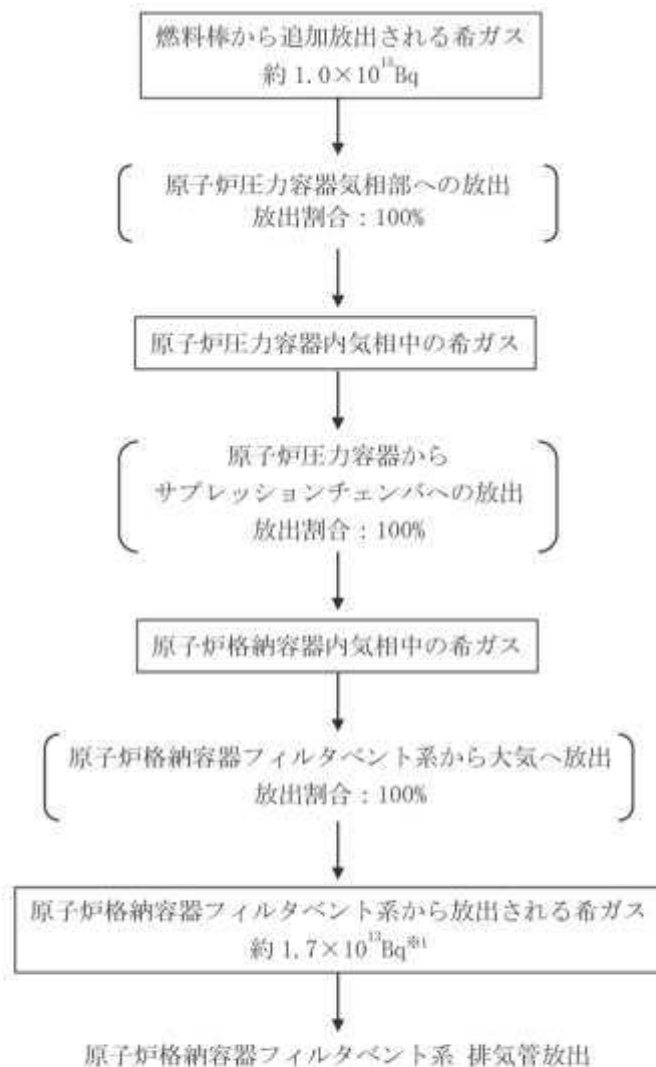
※ドライウェルのラインを経由する場合は除染効果を期待しない

添付2.6.2-2

表2 大気拡散係数の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～12月)	F分布検定により代表性が確認された気象データ	—
実効放出継続時間	1時間	保守的に設定	—
放出源高さ	地上放出 (0m)		—

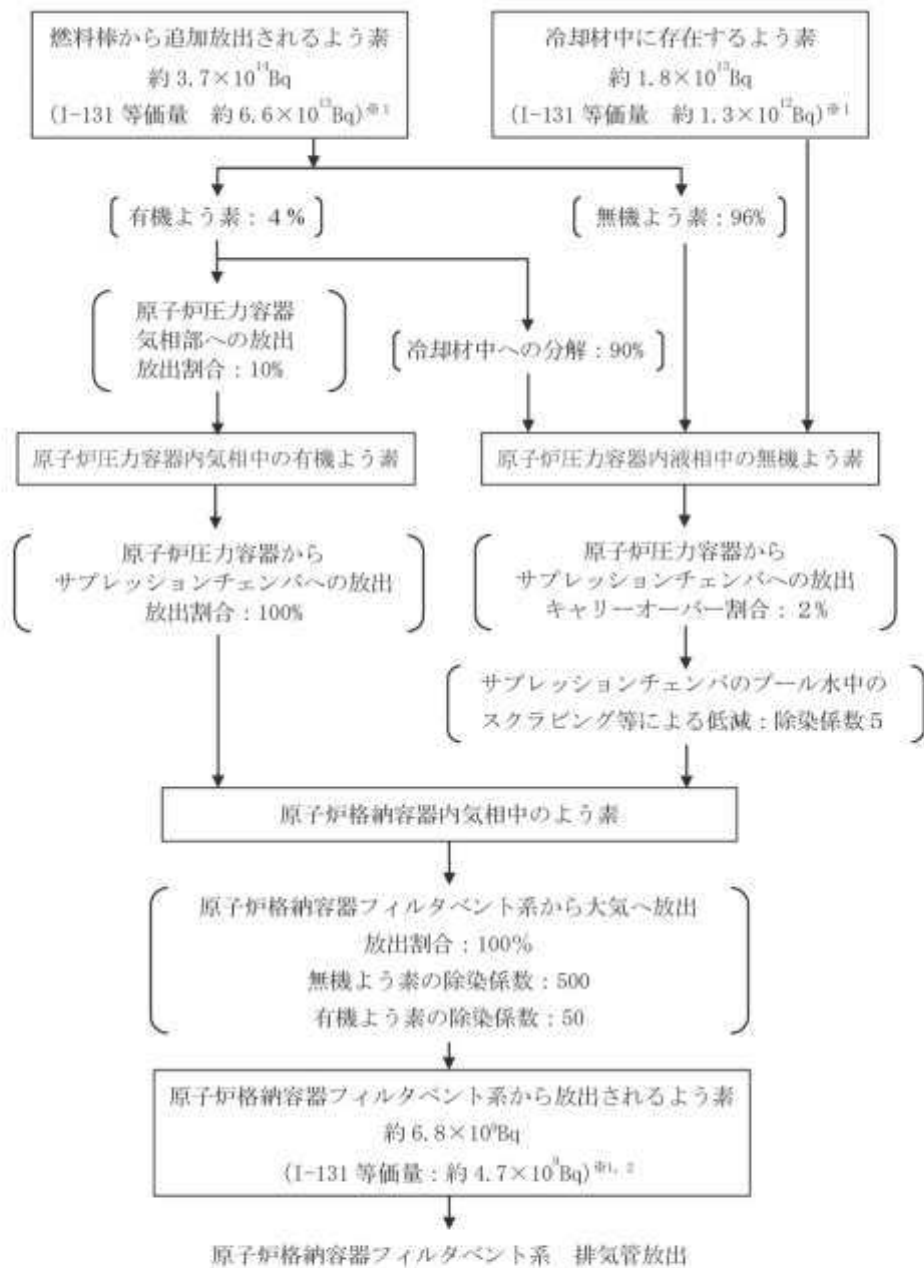
添付2.6.2-3



※1：ベント開始（事象発生43時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図1 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の放射性希ガスの大気放出過程
(γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)

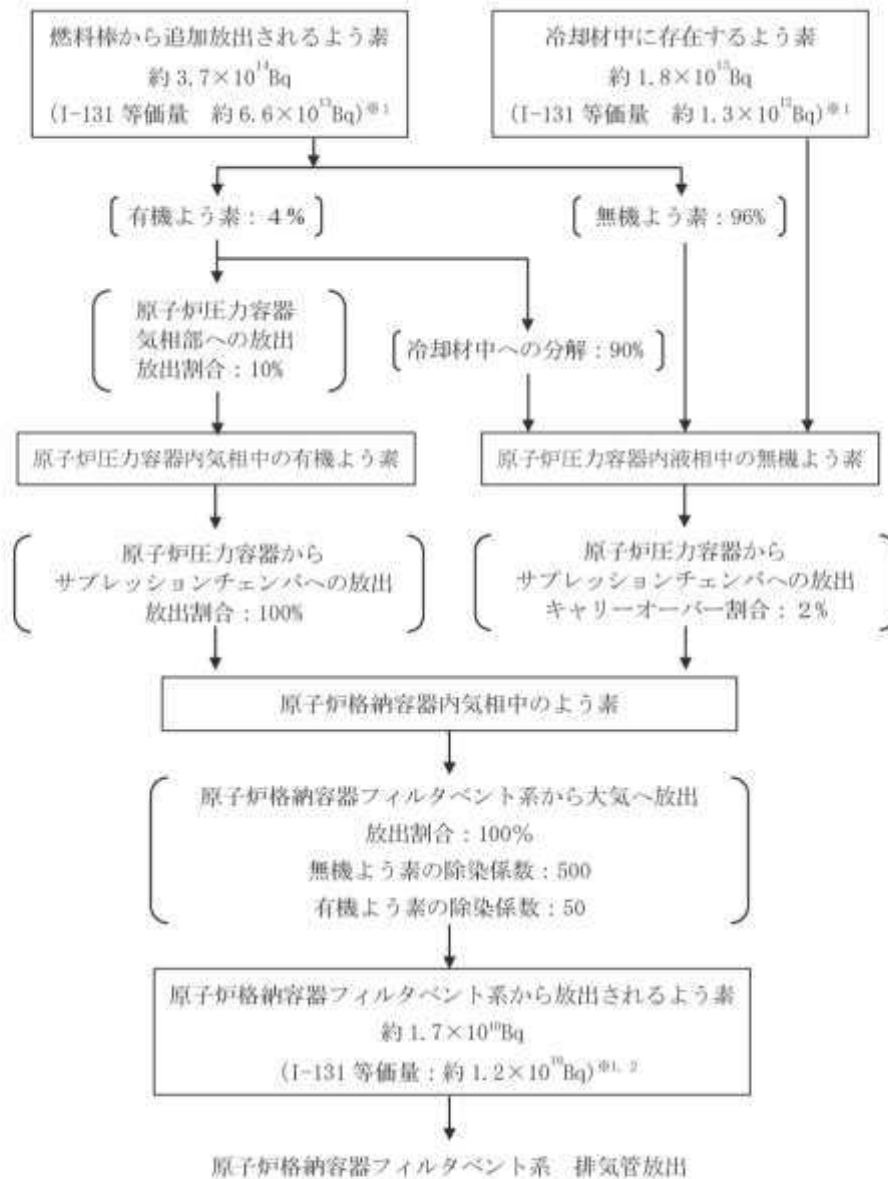
添付2.6.2-4



※1：内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素（小児実効線量係数換算）
 ※2：ベント開始（事象発生 43 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 2-1 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の放射性よう素の大気放出過程（サブプレッションチェンバ経由）

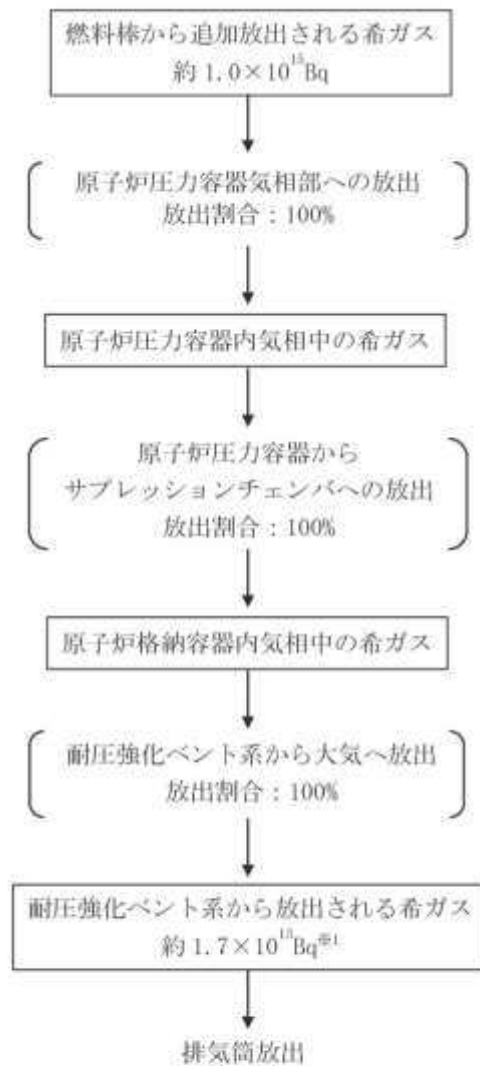
添付 2. 6. 2-5



※1：内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素（小児実効線量係数換算）
 ※2：ベント開始（事象発生43時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 2-2 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時の放射性よう素の大気放出過程（ドライウェル経由）

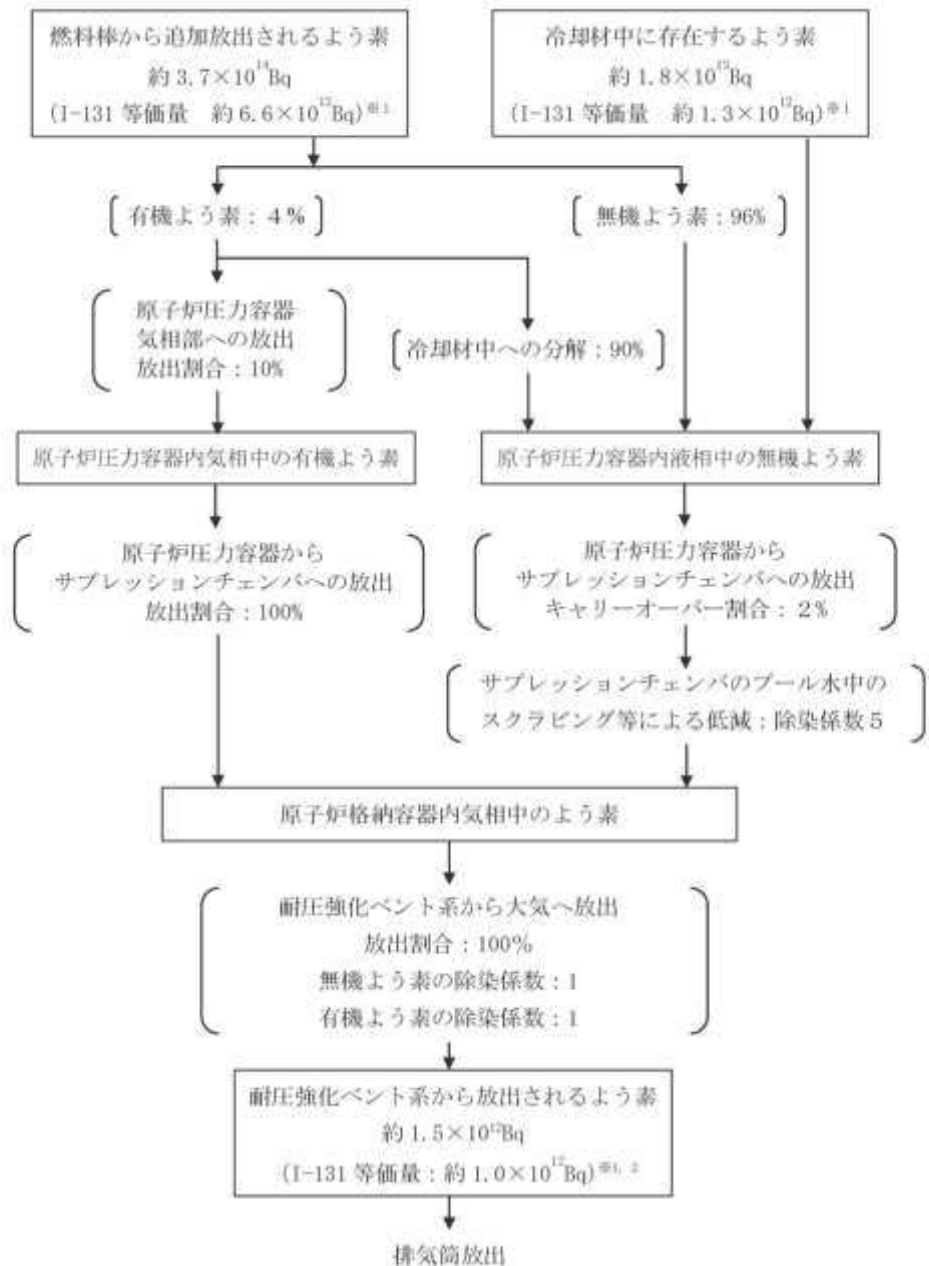
添付 2.6.2-6



※1：ベント開始（事象発生 43 時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 3 耐圧強化ベント系によるベント時の放射性希ガスの大気放出過程
（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）

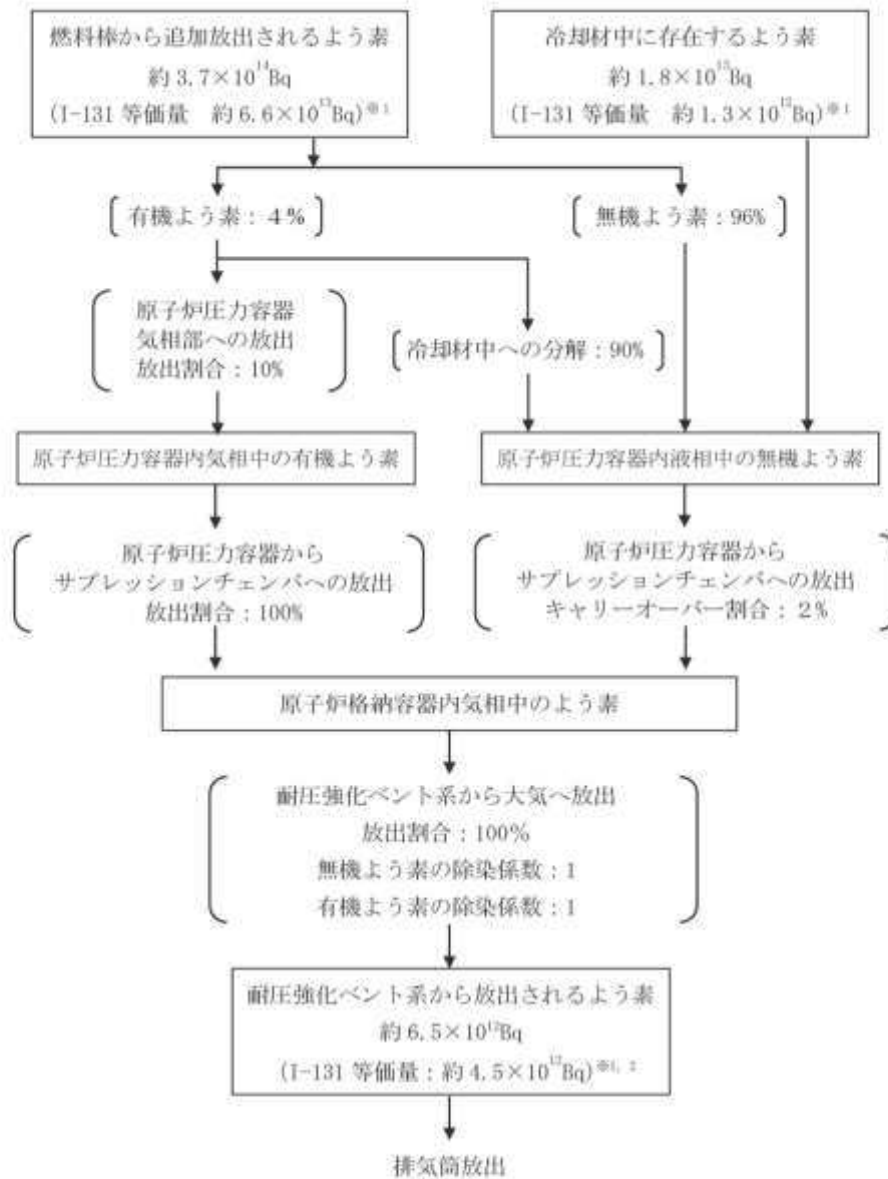
添付 2.6.2-7



※1：内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素（小児実効線量係数換算）
 ※2：ベント開始（事象発生43時間）までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図4-1 耐圧強化ベント系によるベント時の放射性よう素の大气放出過程（サブプレッションチェンバ経由）

添付 2.6.2-8



※1 : 内部被ばくによる実効線量評価に用いるよう素 (小児実効線量係数換算)
 ※2 : ベント開始 (事象発生 43 時間) までの放射性物質の自然減衰を考慮する。

図 4-2 耐圧強化ベント系によるベント時の放射性よう素の大気放出過程 (ドライウェル経由)

添付 2.6.2-9

- 【事象の概要】
1. 中小破断LOCAが発生するが、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水は継続され、炉心冠水を維持する。
 2. 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサブプレッションチェンバに移行する。
 3. 中小破断LOCA発生から約43時間後、格納容器圧力0.427MPa[gage]に到達する前に格納容器ベントを実施する。

【評価結果】
 敷地境界外での実効線量は5mSvを下回る。

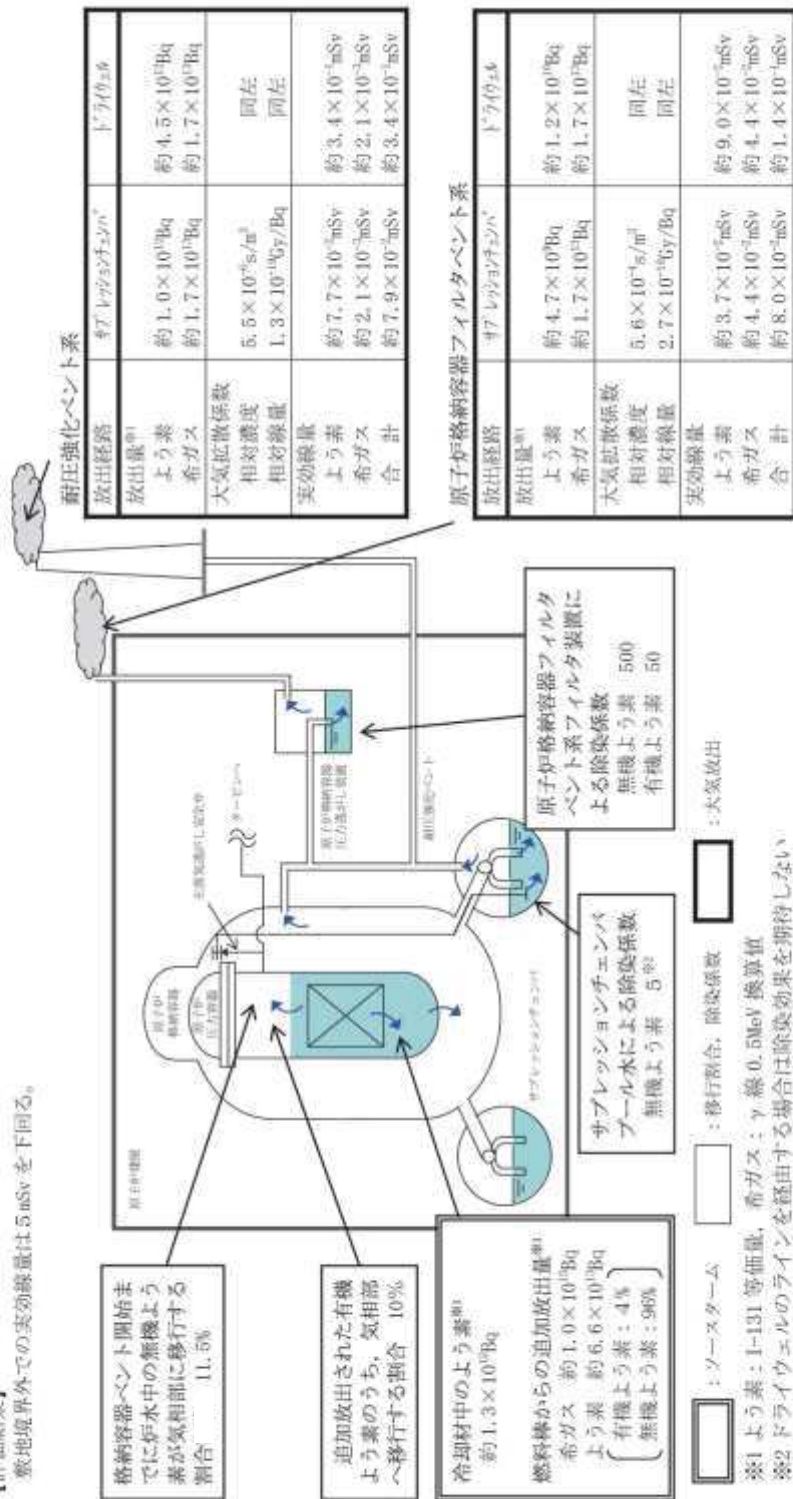


図5 核分裂生成物の放出経路

添付 2.6.2-10

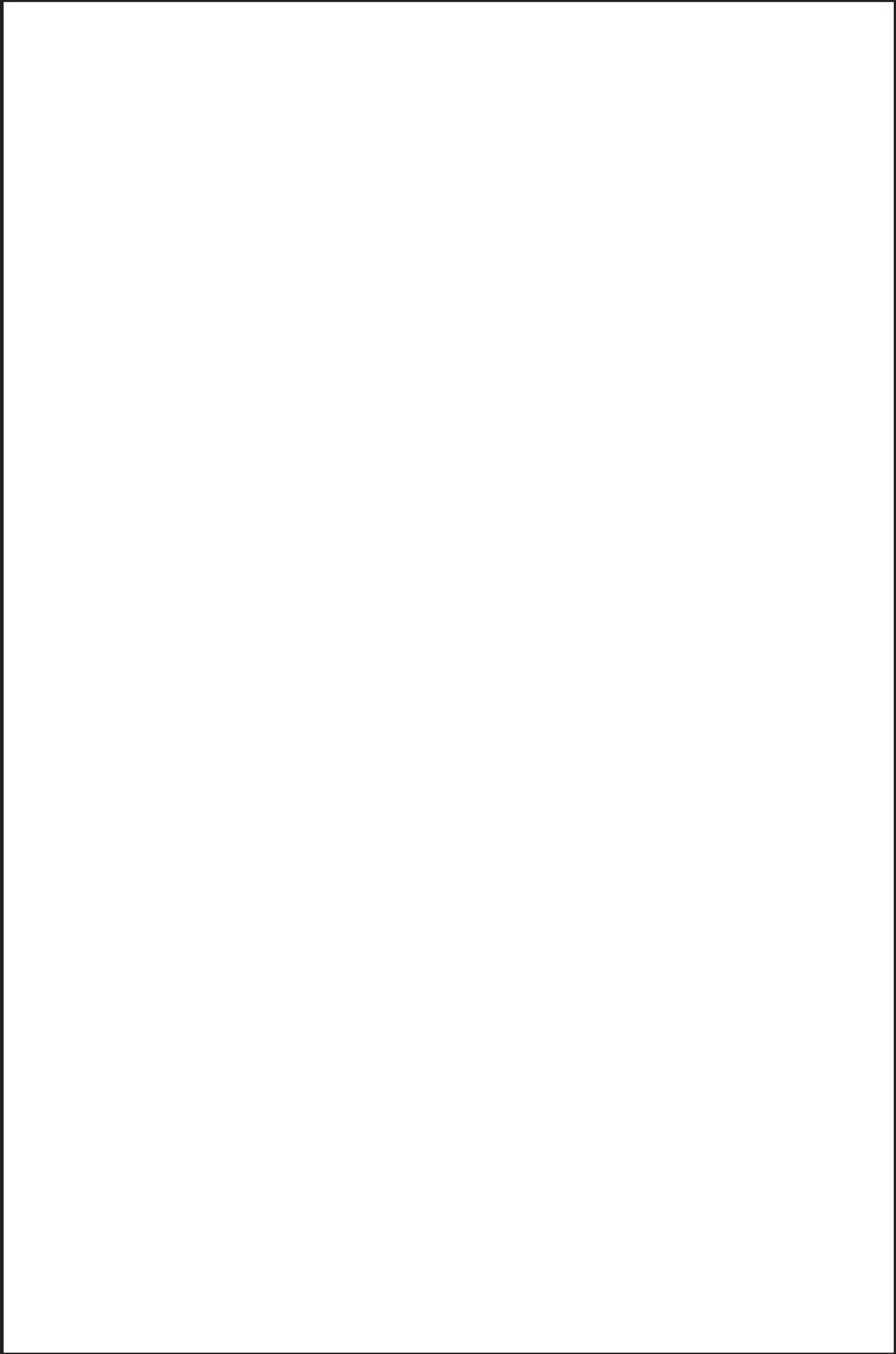
別紙 24 スクラバ溶液の保有水量の設定根拠【本文 2.1, 2.3.2.1】

1. ベント開始後24時間以上補給操作が不要となる水量（許容最小水量の確認）

ベント開始後24時間以上、運転員等による補給操作が不要となる水量（許容最小水量）は、24時間後であってもベンチュリスクラバにおける除去性能を確保することができる水量、すなわち、24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となる水量である。

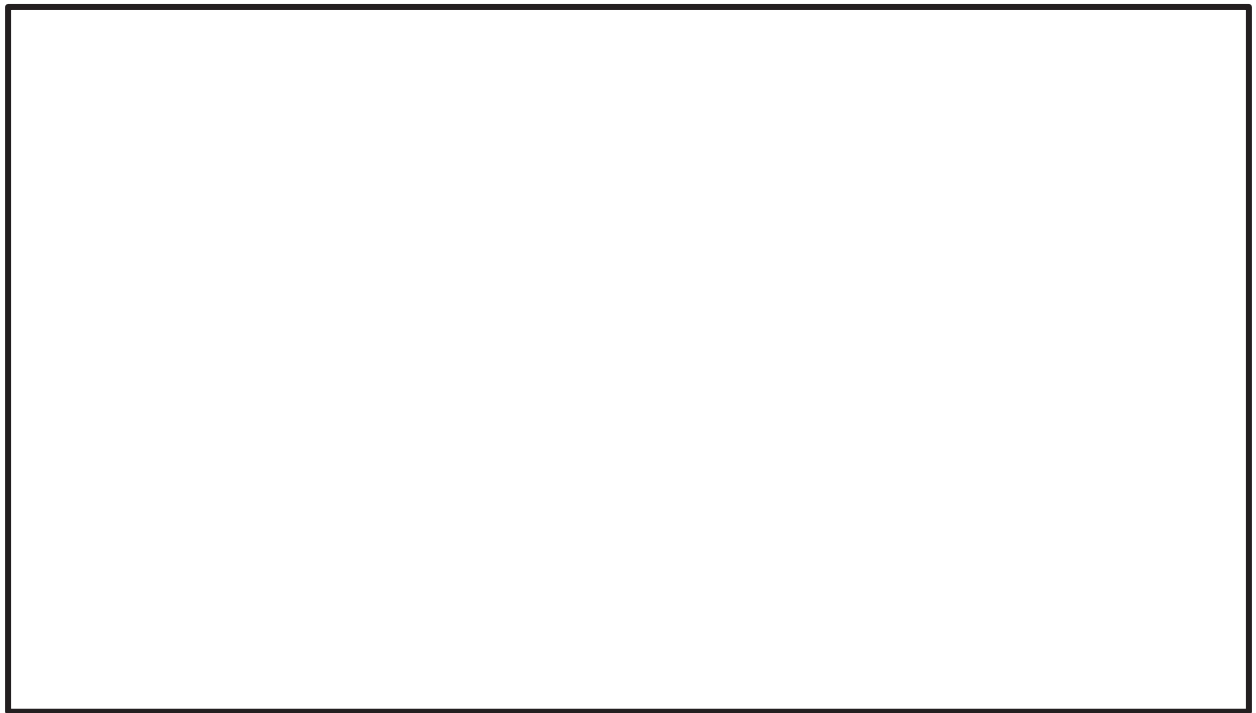
ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱及びベントガスの保有エネルギーによるスクラバ溶液の蒸発によりスクラバ溶液が増減することから、これらを考慮し初期水量を約 t とした。以下にその妥当性を示す。



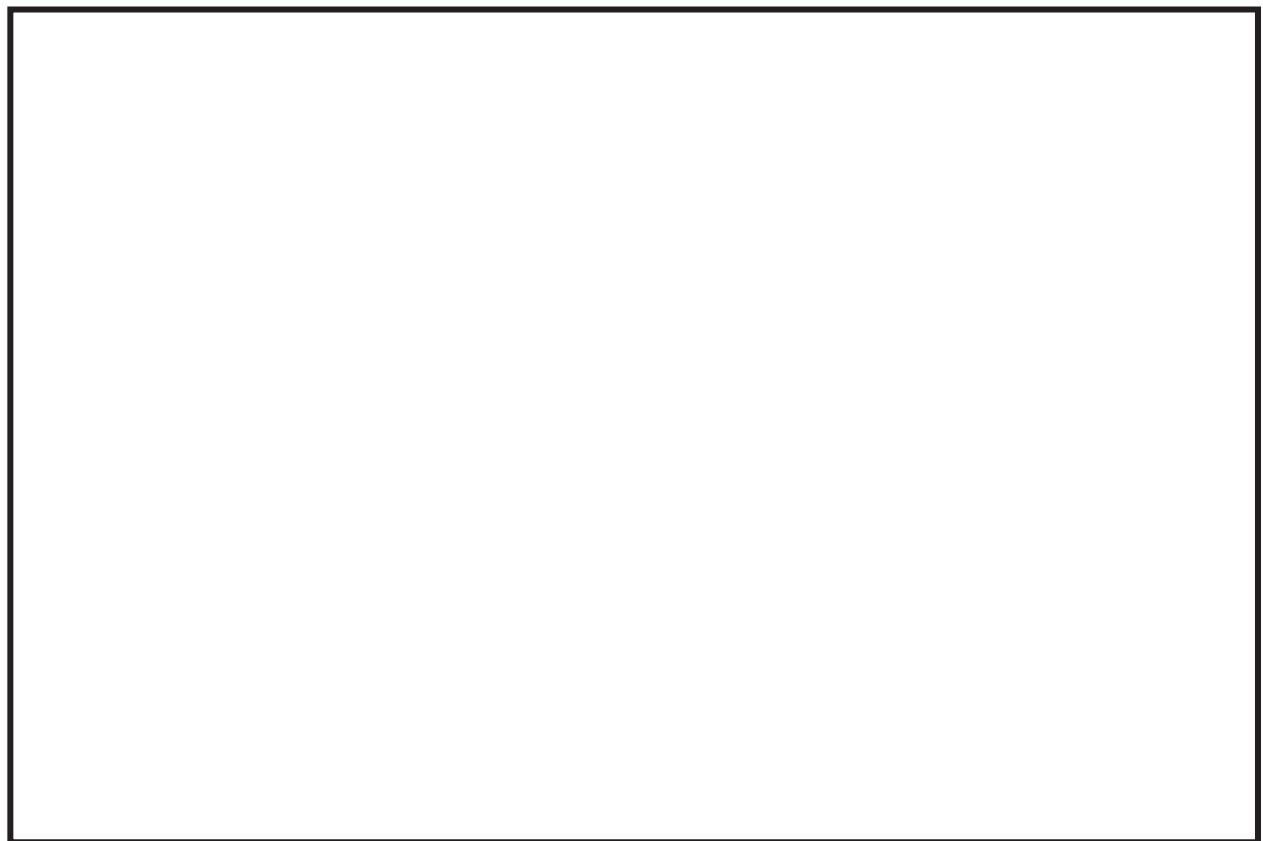


別紙 24-2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



となる。ベンチュリノズル頂部高さの水量が約 t であることから、24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となるため、初期水量約 t は妥当である。



第24-1図 フィルタ装置水位の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-3

第 24-1 表 ベント時における物性値

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

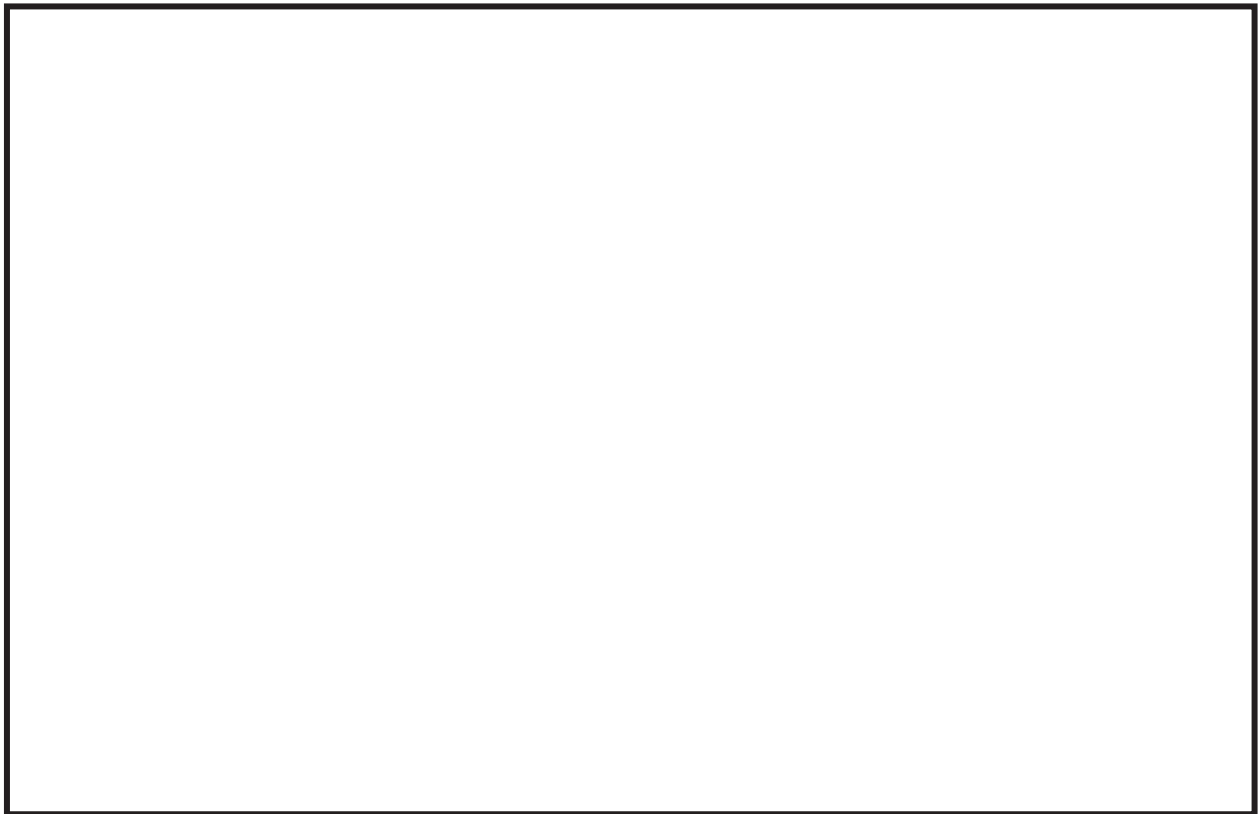
別紙 24-4

2. 許容最大初期水量の確認

ベント時には、ベントガス中に含まれる蒸気の凝縮によりスクラバ溶液が増加する。凝縮量が最大となるのは、2Pdベント時であり、その凝縮量を考慮しても許容最大水量^{*}を超えないように初期水量を設定する必要がある。これらを考慮し初期水量を約 tとし最大水量を評価する。以下にその妥当性を示す。

※：金属繊維フィルタ下端位置から約 mmの空間を確保する水量（約 t）。

ベントガス中の蒸気凝縮によるスクラバ溶液の増加量は、約 tとなる。内訳は以下のとおり。

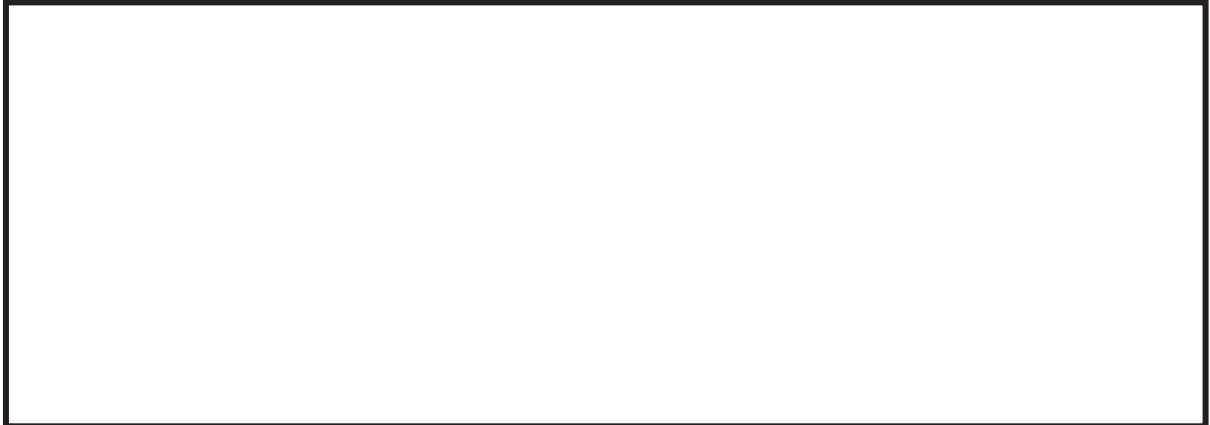


以上より、凝縮量が最大となる2Pdベント時を考慮してもフィルタ装置の保有水量が許容最大水量（26.30t）を超えないことから、ベント実施時の排水は不要である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考 1) 最大水量計算の保守性

(1) 上限水位設定の保守性



(2) 水量計算の保守性

設計最大水量の評価は、飽和温度が高いほど蒸気の凝縮量が大きくなることから、保守的に時間経過による原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下を考慮せず、飽和温度が高くなる想定としている。実際には、ベント開始とともに原子炉格納容器フィルタベント系の圧力はすぐに低下し、飽和温度も低下する。

以下に原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下を考慮した蒸気の凝縮量の詳細について示す。





ここで、原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下に伴う凝縮量の変化について、スクラバ溶液が飽和温度に達するまでの時間を 秒 とすると、有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」における格納容器圧力は kPa[gage]まで低下する。原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下に伴う凝縮量の変化について第1表に示す。

第1表 原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下に伴う凝縮量の変化

格納容器圧力		<input type="text"/>
①	飽和水比エンタルピー [kJ/kg]	
	潜熱 [kJ/kg]	
	凝縮量 [t]	
②	フィルタ装置温度 [°C]	
	潜熱 [kJ/kg]	
	凝縮量 [t]	
③	配管温度 [°C]	
	潜熱 [kJ/kg]	
	凝縮量 [t]	
合計凝縮量 [t]		
最大水量 [t]		
水位 [mm]*		

※：上限水位は、 mm

第1表より、保守的に求めた最大水位 mm に対し、現実的に求めた最大水位は mm であり、上限水位に対し余裕がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考2) ベント中の水位挙動

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時におけるスクラバ溶液の水位挙動を第1図に示す。

第1図より、フィルタ装置への事象発生後168時間以内の水補給は不要である。



第1図 スクラバ溶液の水位挙動

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考3) スロッシングによる影響評価



地震の発生に伴い、スクラバ溶液がスロッシングすることによる金属繊維フィルタへの影響を評価する。

スロッシングによる波高を求める方法として、速度ポテンシャル法を用いる。速度ポテンシャル法による振動数 f 及びスロッシング波高 η は以下の式となる。

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} \cdot g \cdot \tanh(1.841 \cdot \frac{H}{R})} \quad \dots \dots \dots \text{(式1)}$$

$$\eta = 0.837 \frac{R}{g} \cdot \alpha_1 \quad \dots \dots \dots \text{(式2)}$$

ここで、

R : 容器半径 (内径) mm

H : 水位 mm

η : スロッシング波高 [mm]

g : 重力加速度 9,806.65mm/s²

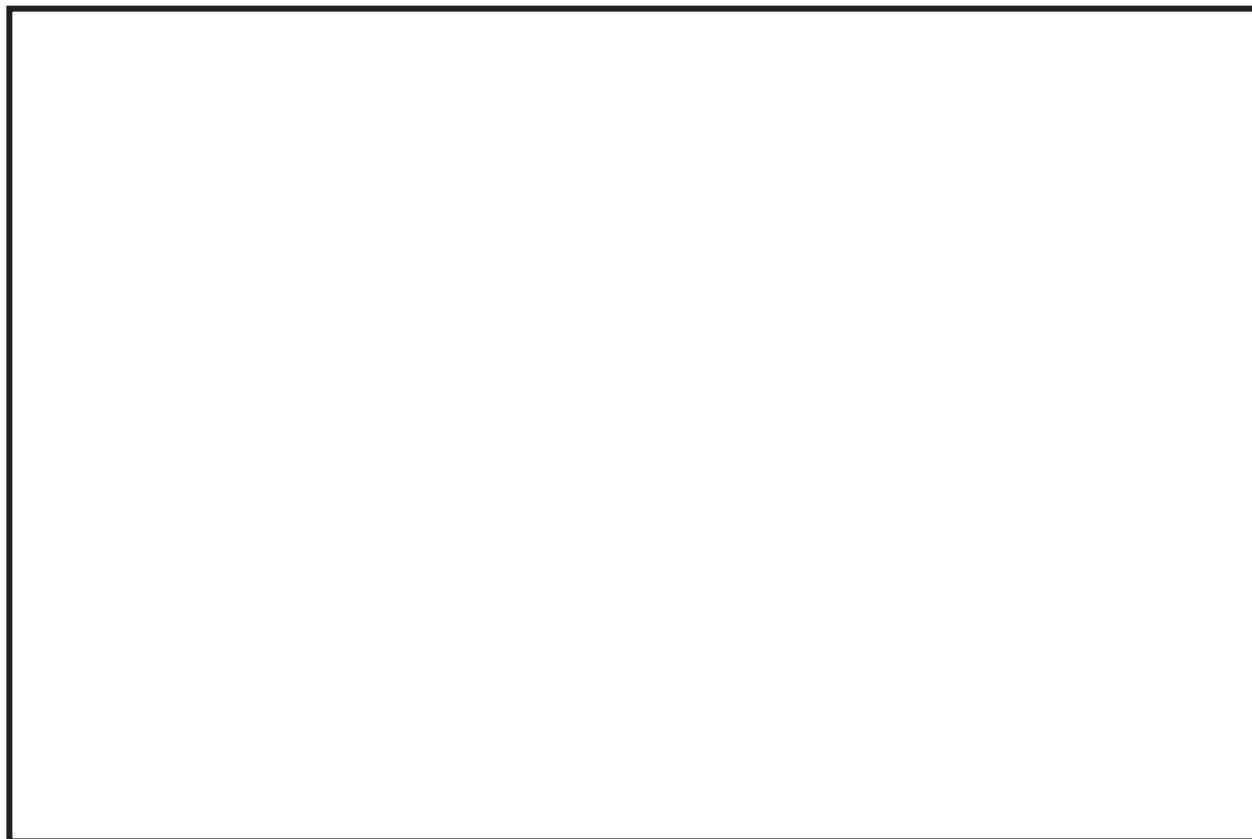
α_1 : 基準地震動Ssにおける1次の固有周期に対する加速度スペクトル

であることから、式1に代入すると振動数 f は、 $f = \text{ sec}^{-1}$ となる。よって、固有周期 t は、 $t = 1/f = \text{ sec}$ となる。このときの加速度スペクトル α_1 は、基準地震動Ssの床応答スペクトル (暫定) から、

$\alpha_1 = \text{ mm/s}^2$ であるから、式2より波高は $\eta = \text{ mm}$ となる。

フィルタ装置の待機時における保有水量は、 tであり、その水位は mmである。このときの速度ポテンシャル法によるスロッシング波高 $\eta = \text{ mm}$ であることから、スロッシングの最大波高は mmとなる。

よって、スロッシングによる波高を考慮しても、金属繊維フィルタ下端 (mm)
未満であり、金属繊維フィルタ上部の開口部から内部にスクラバ溶液が流入すること
はなく、金属繊維フィルタに影響を及ぼさない。



第1図 スロッシング時のフィルタ装置水位

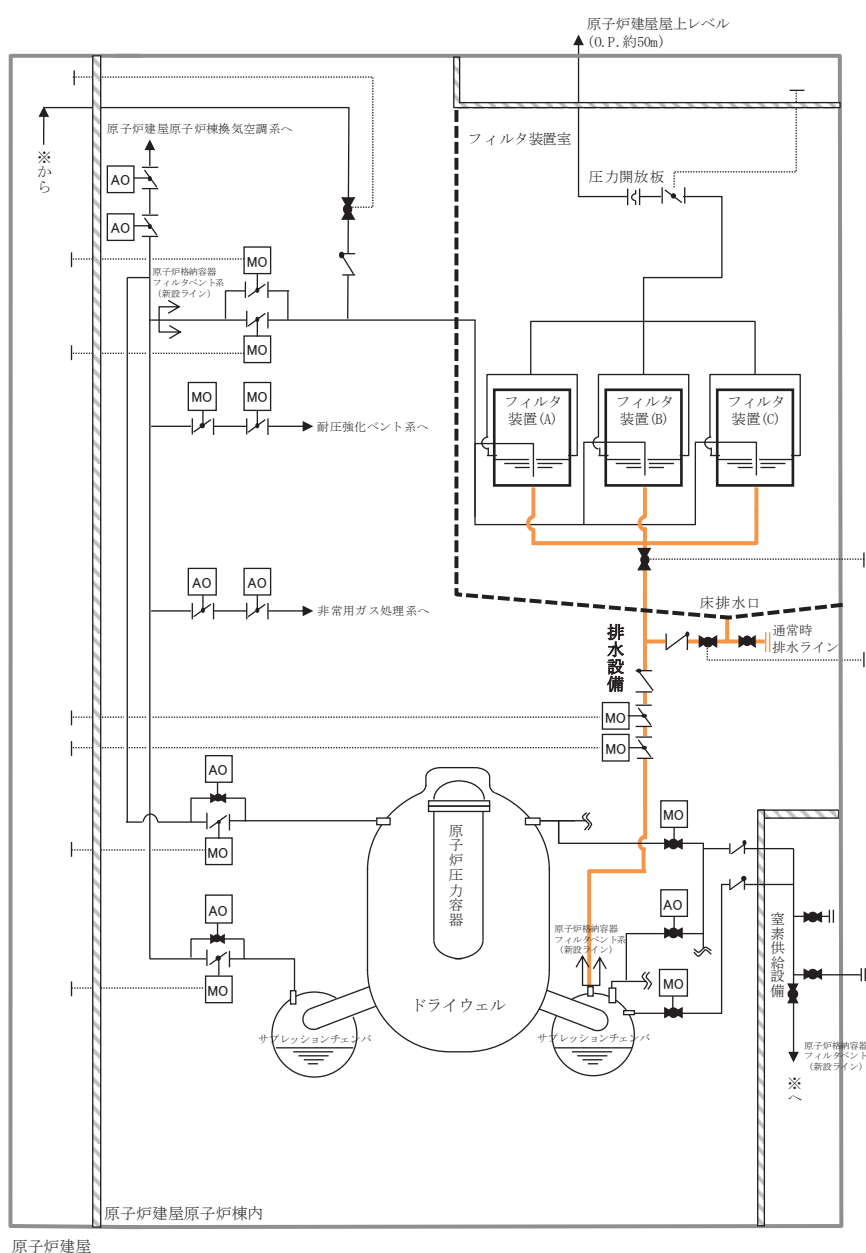
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 24-11

(参考4) 排水設備

排水設備は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサブプレッションチェンバに移送できるよう弁、配管等で構成する。フィルタ装置からの排水は、排水設備に設置する弁の操作により行い、格納容器圧力が約 kPa[gage]*以下の場合にポンプを用いることなく、高低差によってサブプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。第1図に排水設備の概要を示す。

※：格納容器圧力、フィルタ装置圧力及びフィルタ装置からサブプレッションチェンバまでの水頭差から算出。



第1図 排水設備の概要

別紙 24-12

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25 スクラバ溶液の pH 管理【本文 3. 1. 2. 1】

(1) 重大事故時に格納容器内で発生する酸の量

NUREG-5950 において、重大事故時に格納容器内で発生する主な酸として、塩化水素、硝酸、二酸化炭素、よう化水素及びほう酸が挙げられている。格納容器内で発生する酸性移行物質を以下に示す。

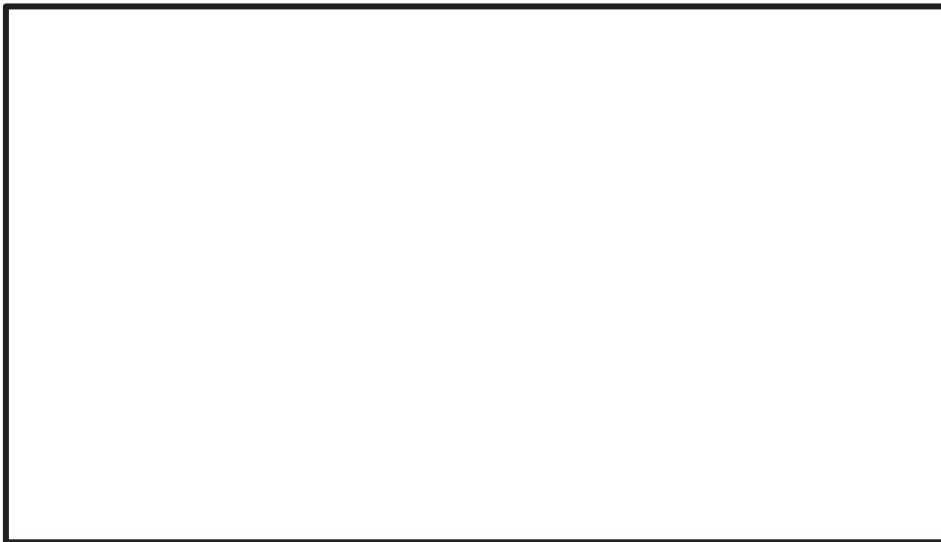
- ①格納容器内ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素
- ②サプレッションチェンバプール水中の溶存窒素の放射線分解により発生する硝酸
- ③MCCI により発生する二酸化炭素
- ④燃料から放出されるよう化水素
- ⑤ほう酸水注入系を使用した際のほう酸

このうち、④は発生量が少なく、また、塩基として放出される水酸化セシウムと比較し少ないことから評価に含めない。⑤は五ほう酸ナトリウム溶液として弱アルカリ性であり、評価に含めない。従って①～③について評価する。

また、スクラバ溶液に含まれる は、分解の際にスクラバ溶液の塩基を消費することからこの量についても評価する。

a. ケーブルに起因する酸の量

格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て格納容器内に放出されると仮定すると、酸の量は約 mol となる。調査した結果を第 25-1 図に示す。



第 25-1 図 格納容器内のケーブルに起因する酸の量

b. サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量について評価した。放射線分解によって格納容器内で発生する硝酸の量は、事象発生後 7 日間の積算吸収線量で約 mol となる。

c. MCCI により発生する酸の量

格納容器内には玄武岩系のコンクリート^{*1}を使用していることから、MCCI により発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価におけるコンクリートの侵食約 cm に対して余裕をみた cm のコンクリートの侵食を想定し、発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値約 mol から、MCCI により発生する酸の量を約 mol^{*2} として評価する。

※1：コンクリートの組成例は以下のとおり。

成分	玄武岩系コンクリート（重量%）
SiO ₂	54.84
TiO ₂ , MnO, MgO	7.21
CaO	8.82
Na ₂ O	1.80
K ₂ O	5.39
Fe ₂ O ₃	6.26
Al ₂ O ₃	8.32
Cr ₂ O ₃	0.00
CO ₂	1.50
H ₂ O（自由水，結合水）	5.86

※2：二酸化炭素は二価の酸のため、2 倍の物質質量とした。

d. スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる [] は、酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており、分解される [] の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。

[]

ここでは、待機時のスクラバ溶液に含まれる [] は、約 [] molが、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、全量が分解したと仮定すると、 [] の分解による塩基減少量は、約 [] molとなる。

(2) フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に格納容器内で発生した酸は、格納容器内の自然沈着、格納容器スプレイ、サプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため、フィルタ装置への移行量は減少する。

二酸化炭素については弱酸であり、また、水に溶解しても揮発するため、酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に、これらの影響を考慮せず、発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとする。ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の [] の量は、 [] mol 以上である。

[]

(3) スクラバ溶液の管理

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため、待機時のスクラバ溶液には 14,990 [] mol 以上の [] が必要であり、その濃度は約 [] wt% (待機時水量 [] t) となる。

[]

以上から、保守的にスクラバ溶液の初期濃度を [] 以上とする。

スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した際に格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができるため、ベント中のpH監視は不要である。

スクラバ溶液の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・スクラバ溶液が通常水位であることを確認する。
- ・定期的にサンプリングし、性状を確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラバ溶液の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水及び薬液を補給する。薬液の補給量は、初期に保有していた [] [] 及び [] の分解により消費される [] [] とする。

なお、フィルタ装置の性能維持を確認するため、スクラバ溶液のpHを監視するフィルタ装置pHを設置する。

《参考図書》

1. Iodine Evolution and pH Control (NUREG/CR-5950 ORNL/TM-12242)

[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考) 女川原子力発電所 2 号炉 格納容器内ケーブル量調査

pH 低下に寄与する塩化水素等の酸の量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設時及び定期検査時の配線表により調査するとともに、ケーブルに含有される塩素等について確認した。

《格納容器内のケーブル量調査フロー》

①建設時及び定期検査時の配線表より、格納容器内の布設ケーブルを抽出

↓

②抽出された布設ケーブルより、線種、サイズ、芯数毎に、長さを集計

↓

③集計されたケーブル長さ及びケーブルの単位長さ当たりの塩素, 臭素, 硫黄, 窒素の含有量より、発生する酸の量を算出

以上により、集計した結果を第 1 表に示す。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果 (1/2)

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果 (2/2)

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 25-7

別紙 26 除去性能検証試験結果の適用性【本文 3.3】

1. スケール適用性

(1) JAVA 試験

JAVA試験は、ドイツのカールシュタインにある大規模な試験施設で実施された。JAVA試験では、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験フィルタ装置は、高さ約 m，直径約 mの容器の中に、実機と同一形状のベンチュリノズル と、実機と同一仕様の金属繊維フィルタ（表面積約 m²）を内蔵している。

実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA 試験・ACE 試験）の比較を第 26-1 図に示す。



第 26-1 図 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA 試験・ACE 試験）の比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ACE 試験

ACE試験は、米国EPRI（電力研究所）が中心となって行ったACEシビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能試験が実施された。

試験フィルタ装置は、高さ約 m、直径約 mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル と、実機と同構造の金属繊維フィルタを内蔵している。

ACE試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI及びAREVAの知的財産（Intellectual Property）として開示が不可能であることから、実機への模擬性が確認できないため、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

(3) JAVA PLUS試験

実機を想定した有機よう素の除去効率を測定するため、2013年よりAREVAにてJAVA PLUS試験施設を使用し、よう素フィルタによる除去性能検証試験を行っている。

試験フィルタ装置内には、実機と同仕様の吸着材である銀ゼオライト（ベッド厚さ約 mm）を設置して、有機よう素の除去性能試験を実施している。

(4) 試験装置のスケール性（JAVA試験，JAVA PLUS試験）

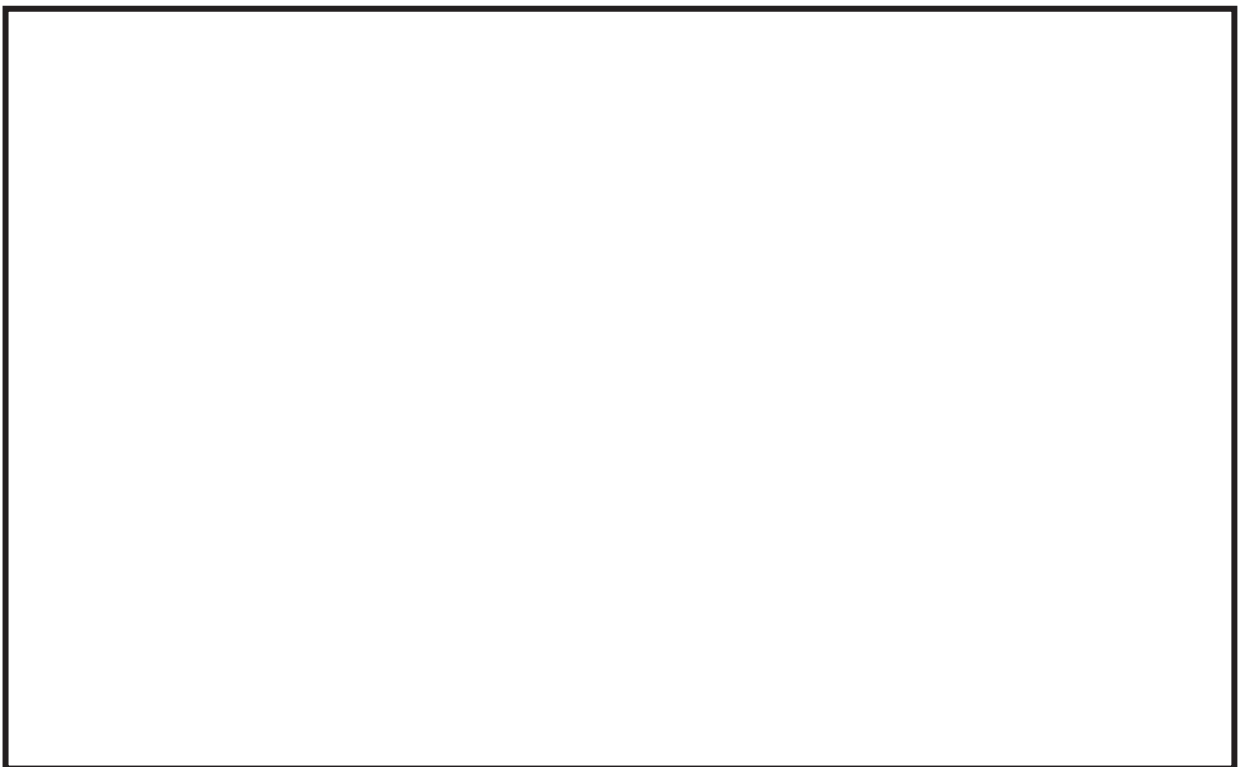
試験フィルタ装置内のガスの流れは、装置の ベンチュリノズルを經由し、 金属繊維フィルタ、その後段に設置された放射性よう素フィルタ（JAVA PLUS試験のみ）であり、実機と同様であることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。また、試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は、実際に想定されるエアロゾル粒径を包絡しており、圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件は、実際に想定される条件を包絡していることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-2

実機のベンチュリノズルの個数 は、ベンチュリノズルの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属繊維フィルタの表面積 は、金属繊維フィルタの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。

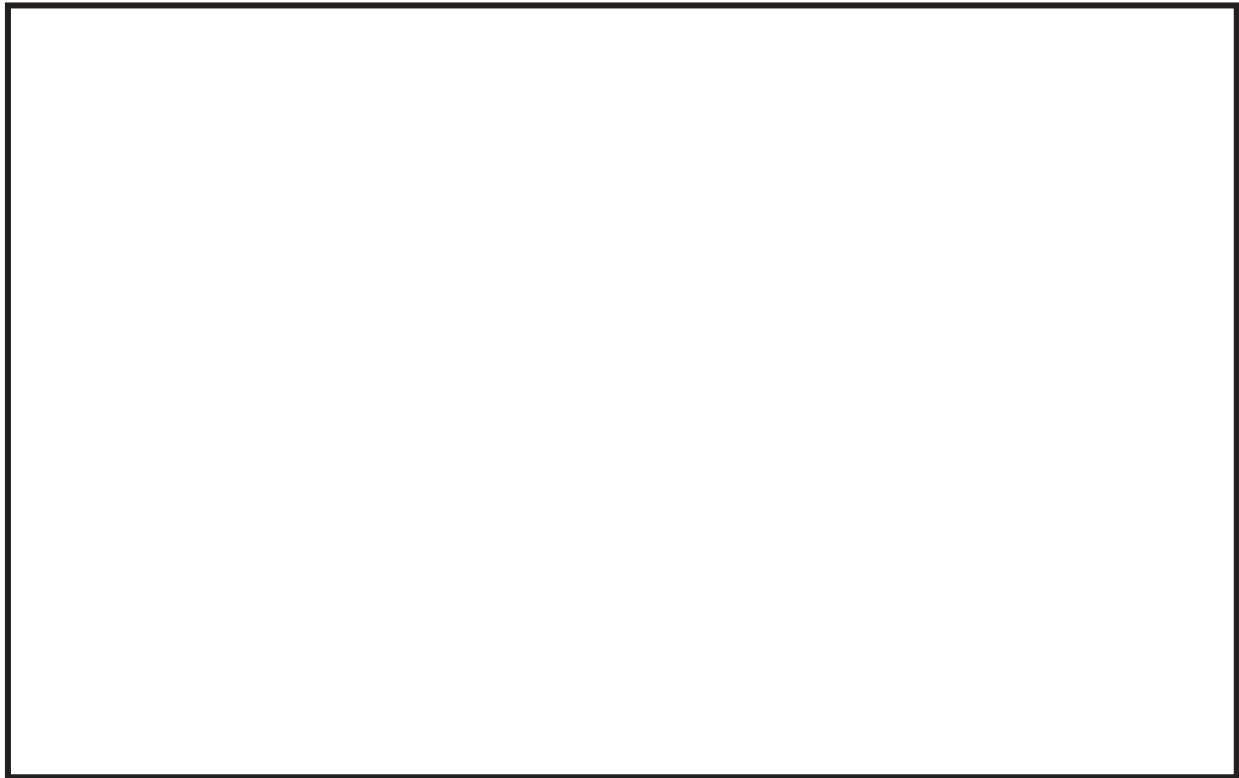
ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第26-2図に、金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第26-3図に示す。



第26-2図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-3



第 26-3 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

JAVA PLUS 試験に用いられた銀ゼオライトについては、ベッド厚さが約 mm であり、実機よりも薄いですが、JAVA PLUS試験で得られた試験結果に基づき実機のベッド厚さを決めることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

女川原子力発電所2号炉では、同一仕様のフィルタ装置を3台設置する。格納容器からのベントガスは、均等に分配されるように設計しており、また、個々のフィルタ装置はJAVA試験及びJAVA PLUS試験で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計していることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

第 26-1 表に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。

なお、実機に設置するベンチュリノズル、金属繊維フィルタ及び銀ゼオライトの性能試験は ISO9001 を取得している AREVA 社が実施し、その性能試験結果から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同等の性能を有していることを保証している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-4

第 26-1 表 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性

構成要素		相違			適用性
		有無	JAVA 等	実機	
全体構成 (基数を含む)		有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> 試験フィルタ装置内のガスの流れは、装置の [] ベンチュリノズルを經由し、 [] 金属繊維フィルタ、その後段に設置された放射性よう素フィルタ（JAVA PLUS のみ）であり、実機と同様である。 女川原子力発電所 2 号炉では、同一仕様のフィルタ装置を 3 台設置し、格納容器からのベントガスは、均等に分配されるように設計しており、また、個々のフィルタ装置は試験フィルタ装置で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計している。
容器	高さ	有	約 [] m	約 6.2 m	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置の高さが異なることで、空間部の容積が異なるが、ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ、除去効率に対する寄与は小さいため、高さの違いによる影響はない。
	直径	有	約 [] m	約 2.6 m	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置の直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ、除去効率に対する寄与は小さいため、直径の違いによる影響はない。
ベンチュリ ノズル	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同一形状のベンチュリノズルを使用している。
	個数 (スロート部 断面積)	有	[]	[] 個	<ul style="list-style-type: none"> 実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。
金属繊維 フィルタ	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同一仕様（繊維径、充填密度）の金属繊維フィルタを使用している。
	表面積	有	約 [] m ²	[] m ²	<ul style="list-style-type: none"> 実機の金属繊維フィルタの表面積は、金属繊維フィルタの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラバ 溶液	薬剤	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機の pH は、試験で確認された範囲内となるように設定している。
	水位	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> ベンチュリノズル頂部まで水位があればよいため、水位の違いによる影響はない。
放射性 よう素 フィルタ	吸着材	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同一仕様の吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有	約 [] mm	約 [] mm	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置の銀ゼオライトのベッド厚さは、実機よりも薄いですが、試験で得られた結果に基づき実機のベッド厚さ（滞留時間）を設定していることから、銀ゼオライトのベッド厚さによる影響はない。
	配置	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置のよう素フィルタは、容器外に設置されているのに対し、実機の放射性よう素フィルタは、容器内に配置されており、試験装置よりも放熱が少なく過熱度が得られやすいため問題ない。

※：適用性の欄に相違内容を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-5

2. 除去性能検証試験（JAVA 試験）におけるエアロゾルの粒径分布の妥当性

(1) JAVA 試験における粒径分布

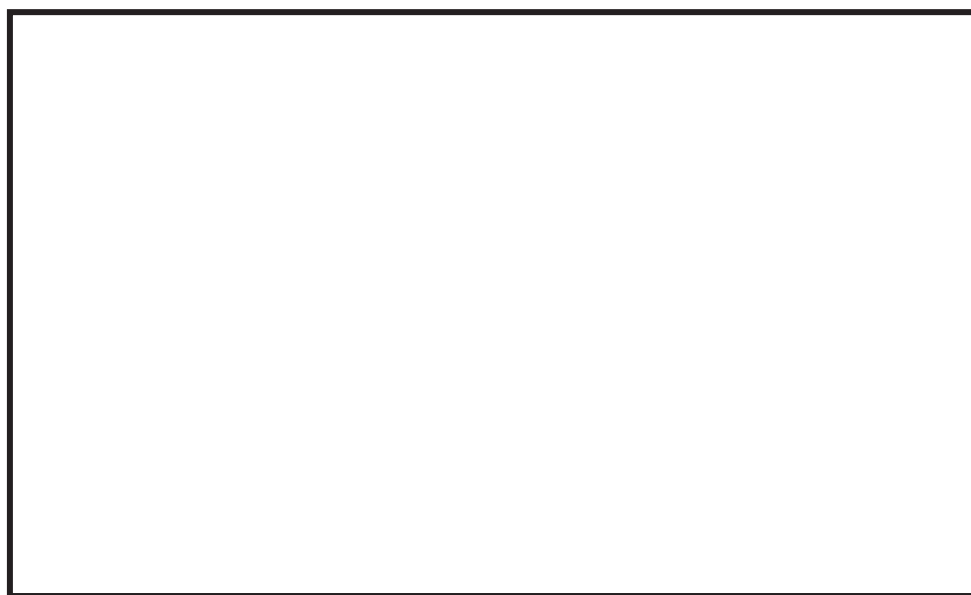
JAVA 試験においては、を試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。



JAVA試験に用いられた試験用エアロゾルは、JAVA試験装置のフィルタ装置入口の配管部からサンプリングしたエアロゾルを、を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、

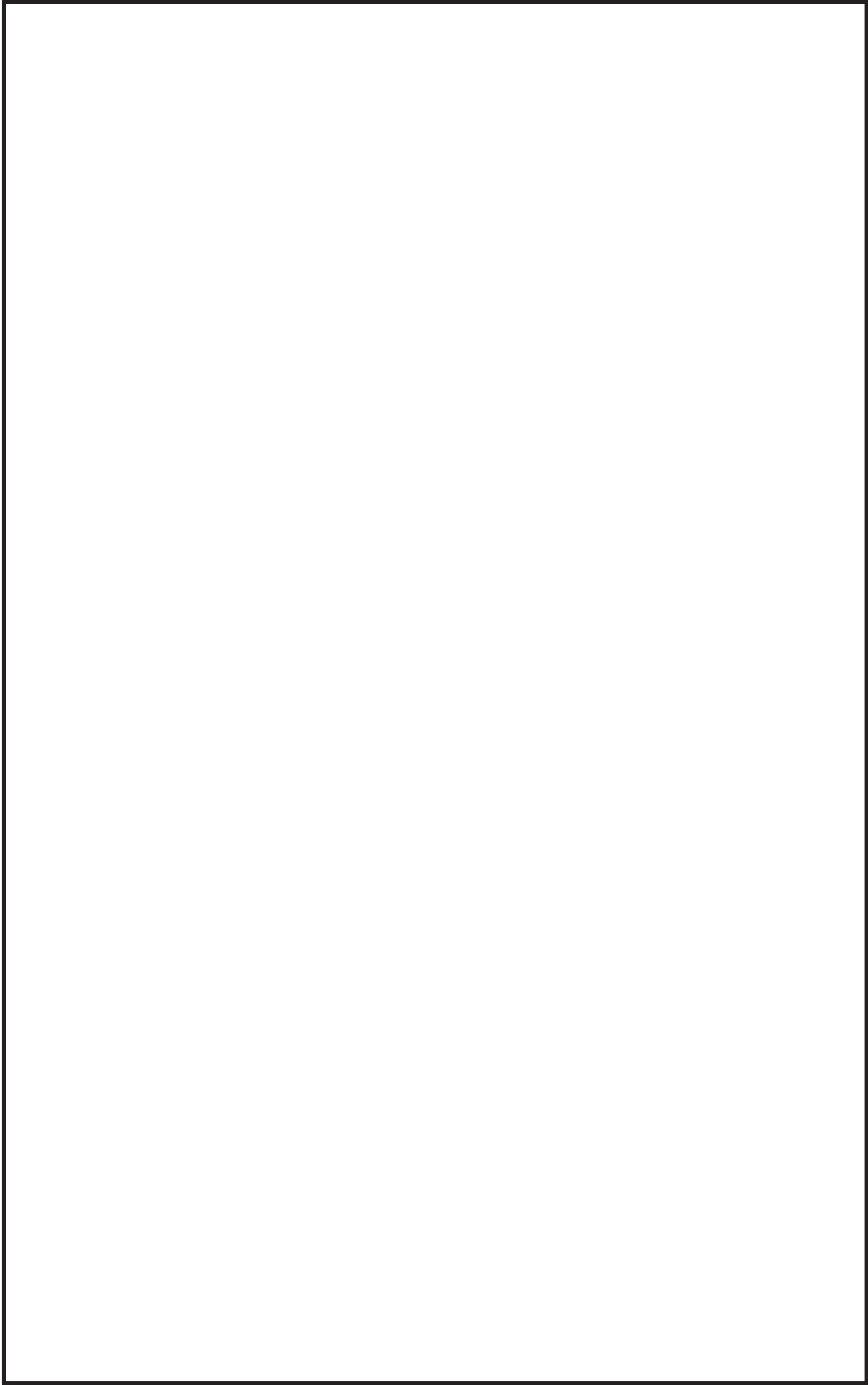


試験用エアロゾルの粒径分布を第26-4図に、JAVA試験装置のサンプリングラインを第26-5図に示す。



第 26-4 図 試験用エアロゾルの粒径分布

別紙 26-6



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

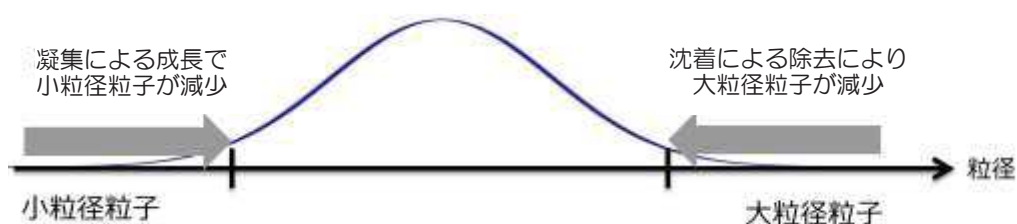
(2) 粒径分布と除去係数 (DF) の関係

エアロゾルの粒径は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果といった除去メカニズムにより粒径分布の幅が限定される。

a. エアロゾルの粒径分布の形成

(a) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書1）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを第26-6図に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

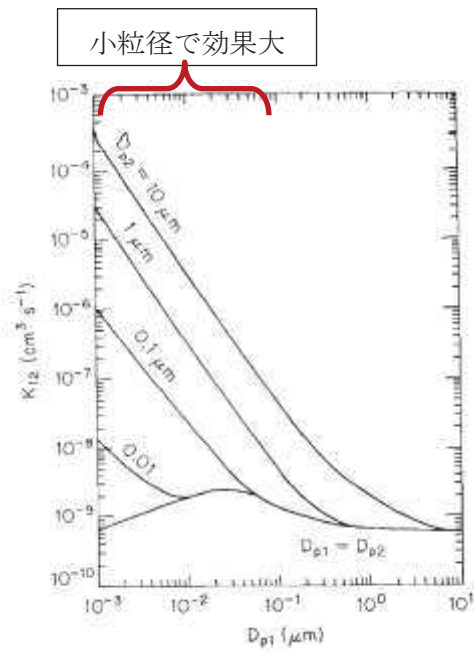


第26-6図 エアロゾルの粒径分布形成のイメージ

i. 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第26-7図に示す。

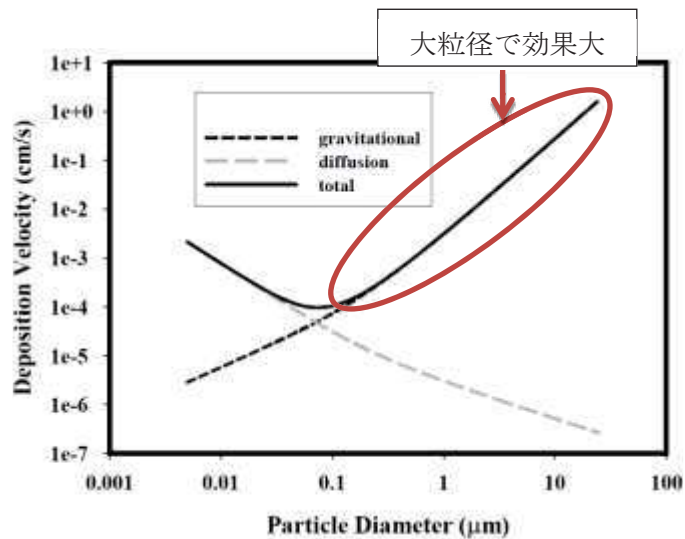
横軸は粒径 (D_{p1})，縦軸はブラウン運動による凝集係数 (Brownian coagulation coefficient) を表しており、凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径 (D_{p2}) により変化するため、 D_{p2} の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。 $D_{p2} > D_{p1}$ の場合、 D_{p1} が小さくなるほど凝集係数は大きくなる。



第 26-7 図 凝集効果の例 (参考図書 2)

ii. 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。沈着効果の例を第 26-8 図に示す。



第 26-8 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

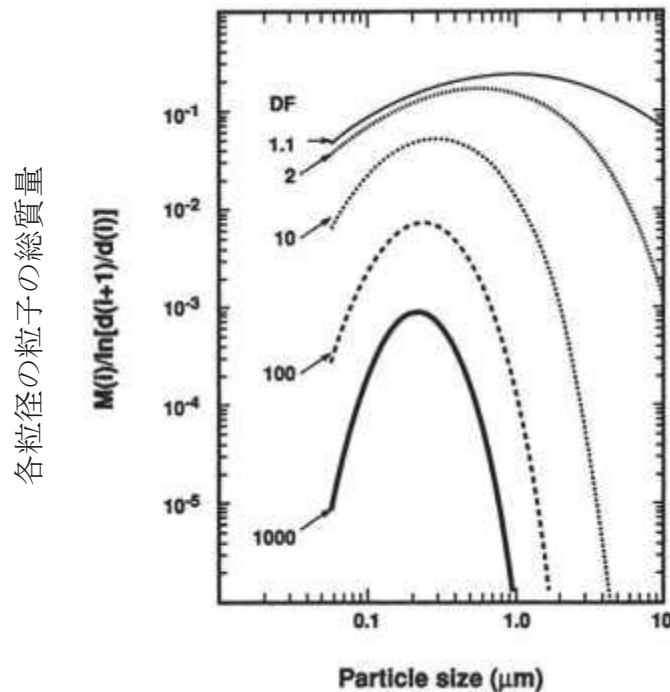
(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では、格納容器スプレー効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に、格納容器スプレー効果及びサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果について示す。

i. 格納容器スプレー効果

格納容器スプレーでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

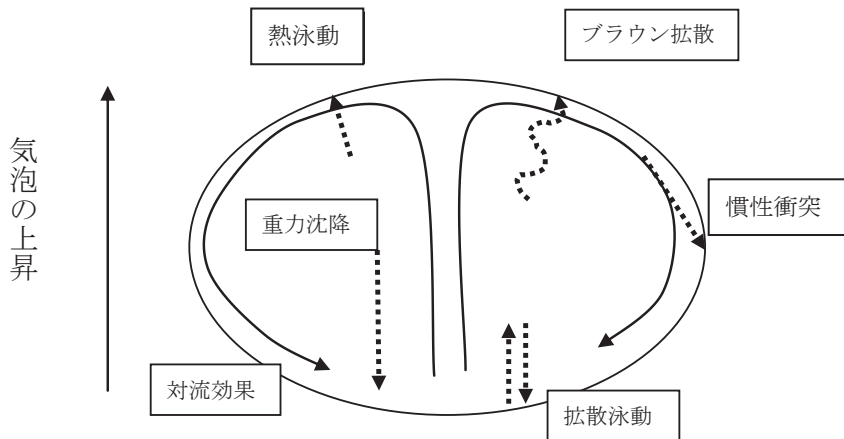
格納容器スプレーを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を第26-9図に示す。初期の段階（DF=1.1）では、エアロゾル粒径は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布となっているが、格納容器スプレーを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も狭くなる。



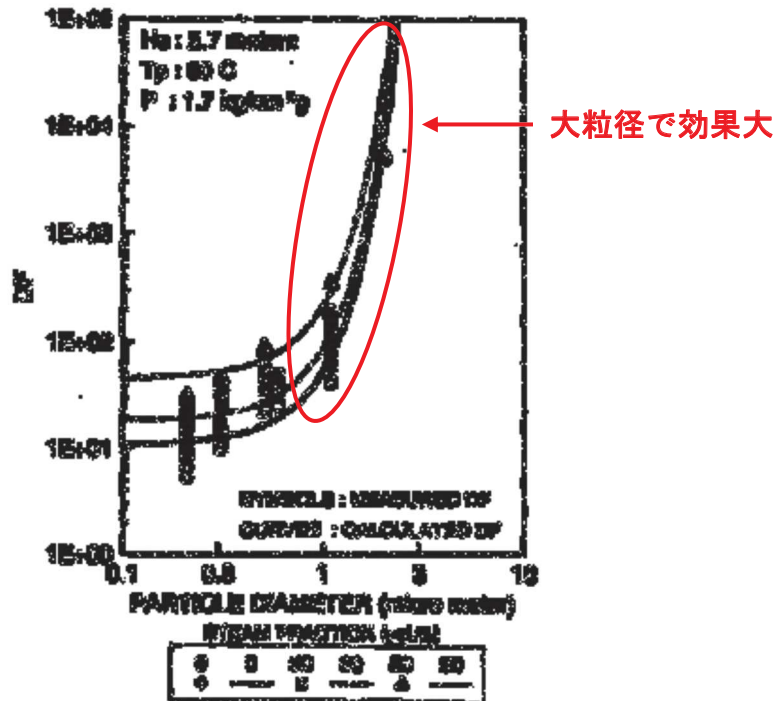
第26-9図 格納容器スプレー継続による格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化（参考図書1）

ii. サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果

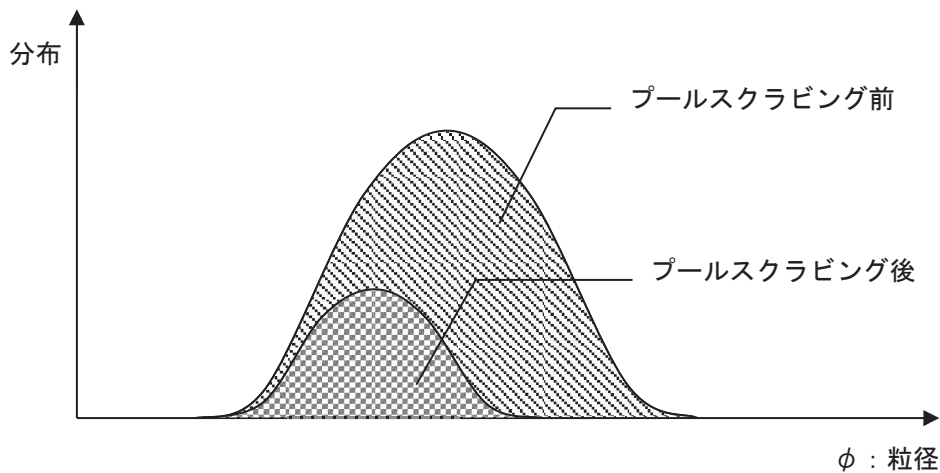
サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第 26-10 図に示すような種々の除去メカニズムが働く。気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降及び慣性衝突が支配的となるため、粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を第 26-11 図に、プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージを第 26-12 図に示す。



第 26-10 図 プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理



第26-11図 プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例 (参考図書3)



第 26-12 図 プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

b. エアロゾル粒径の除去性能への影響

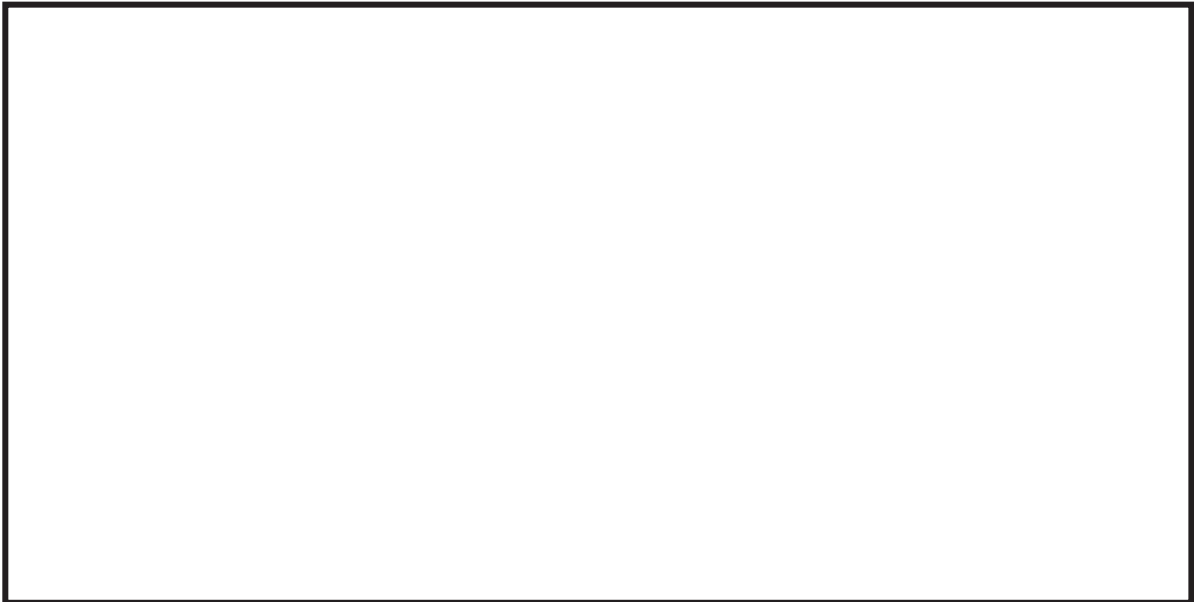
除去係数 (DF) は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比で表される。

1つのエアロゾルを考えた場合、エアロゾル重量は粒径の3乗に比例するため、粒径が2倍になれば重量は8倍 ($=2^3$ 倍) となる。つまり、流入したエアロゾルの粒径が大きいほど高いDFが期待できる。

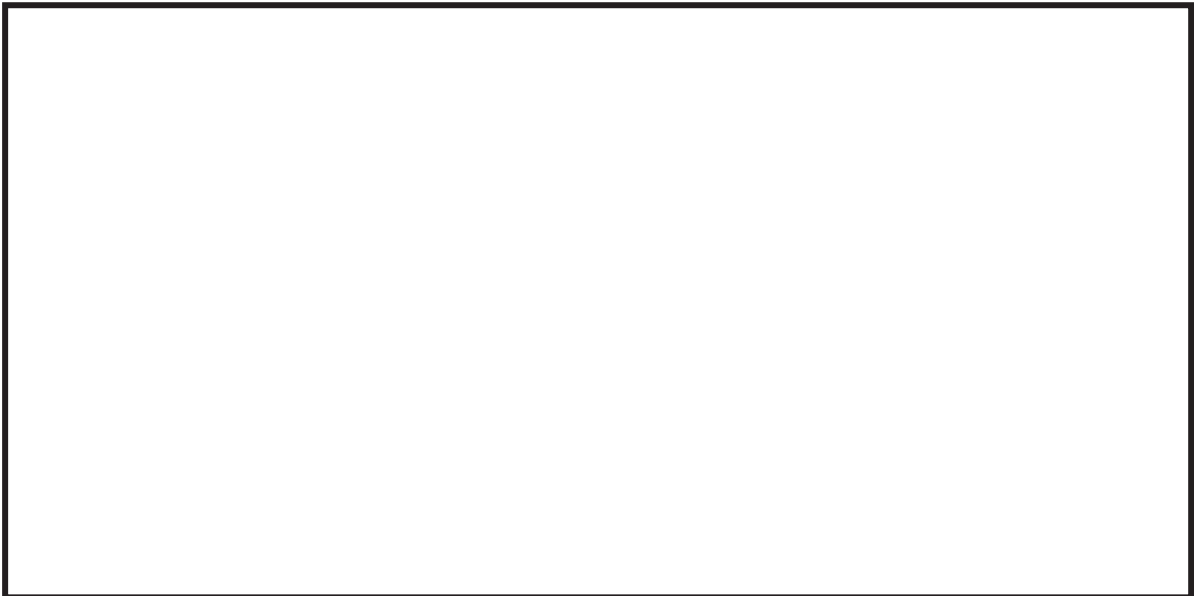
(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらのエアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を第26-13図及び第26-14図に示す。

第 26-13 図より、使用した試験用エアロゾルにて、MAAPにより想定される粒径分布の全域を包絡できていることから、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、第 26-13 図及び第 26-14 図よりサプレッションチェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。



第26-13図 想定粒径分布（サプレッションチェンバからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較



第26-14図 想定粒径分布（ドライウエルからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 26-13

3. エアロゾルの密度による DF への影響

(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去効率

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラバ溶液の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書1において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots \dots \dots (式1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots \dots \dots (式2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \dots \dots \dots (式3)$$

$$K = \frac{2 \tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C \rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18 \mu d_d} \dots \dots \dots (式4)$$

ここで、

- | | |
|-------------------|--------------------|
| P_t : 透過率 | τ_p : 緩和時間 |
| V^* : 液滴通過ガス体積 | A_d : 液滴面積 |
| V_g : ガス体積 | K : 慣性パラメータ |
| V_L : 液滴体積 | C : すべり補正係数 |
| Q_g : ガス体積流量 | μ : ガス粘性係数 |
| Q_L : 液滴体積流量 | ρ_p : エアロゾル密度 |
| η_d : 捕集効率係数 | d_p : エアロゾル粒径 |
| u_g : ガス速度 | d_d : 液滴径 |
| u_d : 液滴速度 | |

これらから、透過率 P_t (DFの逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

式4で表される慣性パラメータ K は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・ガス速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

(2) 重大事故時に想定するエアロゾルの密度の違いによる影響

a. 重大事故時に想定するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG-1465に記載されている割合を用いて計算したエアロゾル密度は g/cm³ となる。

第26-2表に格納容器内の状態とエアロゾル密度を示す。

第26-2表 格納容器内の状態とエアロゾルの密度

代表化合物	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -Vessel	Ex -Vessel	Late-In -Vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb [※]		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO [※]		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)	-					

※：複数の代表化合物をもつグループでは、各化合物の平均値を使用した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり。（参考図書2, 3, 4, 5, 6）

CsI : 4.5 g/cm ³	SrO : 5.1 g/cm ³
CsOH : 3.7 g/cm ³	MoO ₂ : 6.4 g/cm ³
TeO ₂ : 5.7 g/cm ³	CeO ₂ : 7.3 g/cm ³
Sb : 6.7 g/cm ³	La ₂ O ₃ : 6.2 g/cm ³
BaO : 6.0 g/cm ³	

b. エアロゾル密度の違いによる影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。

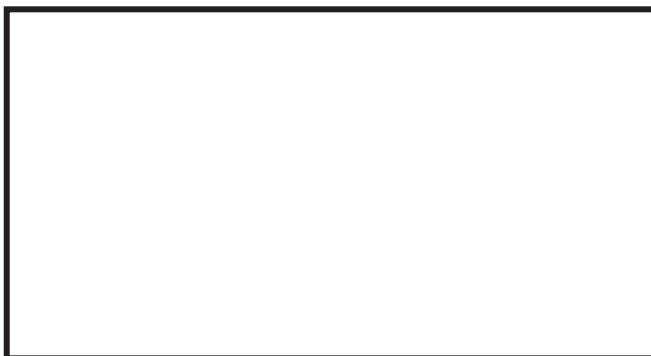
エアロゾル密度は、a項のとおり約 g/cm³ 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} \doteq \text{$$

$$K_1 \doteq \text{$$

$$K_2 \doteq \text{$$

ここで、



とした。この結果から、密度の違い に対して捕集効率係数の変化 は非常に小さく、密度の違いが除去効率に及ぼす影響は非常に小さいと評価できる。これは、AREVA製のフィルタ装置においては、ベンチュリノズ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では、速度差が支配的になるためと考えられる。

(3) 試験用エアロゾルと重大事故時に想定されるエアロゾル密度の比較

a. JAVA試験の試験用エアロゾル

JAVA試験に使用した試験用エアロゾル [] は、重大事故時に想定されるエアロゾルを模擬する試験用エアロゾルとして選ばれており、RSK（ドイツ規制機関）の合意が得られたものである。

重大事故時の主要なエアロゾルは、CsI, CsOH, TeO₂の混合物（密度の平均：

[] と想定される。

JAVA試験の試験用エアロゾル [] は、重大事故時に想定されるエアロゾルの密度を包絡しており、重大事故時においても必要なDFを有することが期待できる。

b. 空気力学的中央径による比較

エアロゾルの粒径の表現方法の一つに、空気力学的中央径という概念がある。これは、様々な密度の粒子を同じ空気力学的特性を持つ密度1g/cm³の粒径に規格化したものであり、空気力学的中央径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示す。

質量中央径（MMD）と空気力学的中央径（AMMD）は以下の関係がある。

$$AMMD = \sqrt{\rho} MMD$$

JAVA試験で使用している3種類の試験用エアロゾルの空気力学的中央径は第26-3表のとおりであり、その範囲は約 [] μm である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第26-3表 JAVA試験の試験用エアロゾルの空気力学的中央径（参考図書2，6）

試験エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度 (ρ)	空気力学的中央径 (AMMD)

一方，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径は第26-4表のとおりであり，サプレッションチェンバからのベントで約 μm の範囲となる。

第26-4表 重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径

想定エアロゾル (サプレッションチェンバからのベント)	質量中央径 (MMD)	密度 (ρ)	空気力学的中央径 (AMMD)
CsI		約 4.5g/cm^3	
CsOH		約 3.7g/cm^3	
TeO ₂		約 5.7g/cm^3	

以上から，JAVA試験で使用している試験用エアロゾルの空気力学的中央径は，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径の分布範囲を包絡しており，重大事故時においても，必要なDFを有することが期待できる。

(4) まとめ

AREVA製のフィルタ装置においては，ベンチュリノズルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから，重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲 ($3.7\sim 7.3\text{g/cm}^3$) では，フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく，その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)，空気力学的中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらず，必要なDFを有することが期待できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke

(参考) 各構成要素における除去性能

AREVA 製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）及び金属繊維フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するように設計されている。

JAVA 試験においても、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタを組み合わせた試験装置を用いることにより、試験装置全体として試験用エアロゾルに対し DF1,000 以上であることを確認している。

なお、JAVA 試験の一部において、ベンチュリスクラバにおける DF を評価しており、試験用エアロゾルに対し DF 以上となることを確認している。JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける DF を表 1 に示す。

表 1 JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける DF

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 27 外部水源注水量限界到達時にベントを開始した場合の作業場所の線量影響

格納容器ベントの開始時間は、解析上では 2Pd 到達時に放出するものとして扱っているが、実際の運用上は外部水源注水量限界到達に伴いベント実施を判断し、プルーム通過に備えた作業後にベントを開始することとしているため、解析上の想定時間よりも早く放出される可能性がある。ここでは、ベント開始時間が早くなったときの作業被ばくの増加量と作業の成立性について評価した。

想定シナリオは、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とする。

第 27-1 表に 2Pd 到達時にベントを開始した場合の放出放射エネルギーの評価結果を、第 27-2 表にベント実施以降で最も線量影響が大きい作業の線量評価結果を示す。ベント時に大気中に放出される放射性物質の大部分は希ガス類とよう素類であることが第 27-1 表から読み取れる。

希ガスは格納容器内に留めて時間減衰させることで、環境中への放出量を低減させている。よう素に関しては、ベント開始が外部水源注水量限界到達と同時にあったとしても、格納容器内の自然沈着やスプレイによる除去効果を既に受けているため、格納容器の気中に存在するよう素は十分に減衰している。なお、線量評価において有機よう素については格納容器内での沈着の効果は見込まないとして取り扱っている。従って、外部水源注水量限界到達と同時にベントする場合と格納容器圧力が 2Pd に到達するまで保持した場合の違いは、希ガス同様、よう素自身が放射性崩壊によって減衰する効果に限定される。

そのため、ベント開始が早まることで時間減衰の効果が得られない分、大気放出量が増加すると考えられることから、希ガス及びよう素のベント放出量について、格納容器圧力を 2Pd まで保持した場合（事故発生後約 51 時間）に対する外部水源注水量限界到達時点（事故発生後約 44 時間）の時間減衰効果を評価した（第 27-3 表）。

評価の結果、外部水源注水量限界到達時の放出量は、格納容器圧力を 2Pd まで保持した場合に比べ、希ガスは約 16%、よう素は約 15%増加するに留まる。

従って、外部水源注水量限界に到達し格納容器圧力が 2Pd になるのを待たずにベントを開始したとしても、作業の成立性には影響しない。

第 27-1 表 作業時被ばく評価に係る停止時炉内内蔵量及び放出量（7 日間積算値）

核種グループ	停止時炉内内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋からの漏えい	格納容器ベント
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 9.3×10^{16}	約 4.3×10^{18}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 1.5×10^{15}	約 1.7×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 5.9×10^{10}	約 8.4×10^8
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{10}	約 5.5×10^8
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.3×10^{10}	約 5.4×10^8
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 5.0×10^9	約 1.1×10^8
La 類	約 4.1×10^{19}	約 9.6×10^8	約 1.8×10^7
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.4×10^9	約 6.4×10^7

第 27-2 表 被ばく評価結果

[単位：mSv/h]

評価経路	格納容器ベント実施時	格納容器ベント実施後
	ベント遠隔手動操作	燃料補給
	屋内	屋外
① 原子炉建屋原子炉棟内からのガンマ線による被ばく	約 1.1×10^{-5}	約 4.8×10^{-2}
② 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^{-6}	約 2.6×10^{-1}
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.4×10^{-4}	約 2.7×10^0
④ 操作場所(室内)に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.8×10^1	—
⑤ 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置及び配管からのガンマ線による被ばく	約 9.0×10^{-5}	約 4.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.8×10^1	約 7.1×10^0

第 27-3 表 希ガス及びよう素の時間減衰効果 (7日間積算)

	①格納容器圧力を 2Pd まで保持した場合	②外部水源注水量限界到達時点	②/①比
事故発生後からベント開始までの経過時間	約 51 時間	約 44 時間	—
希ガス放出量 ^{※1}	約 4.92×10^{17} Bq	約 5.71×10^{17} Bq	1.16
よう素放出量 ^{※1}	約 1.51×10^{15} Bq	約 1.73×10^{15} Bq	1.15

※1 ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値

別紙 28 ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋内の原子炉棟外からの操作性及び操作位置【本文 4.4】

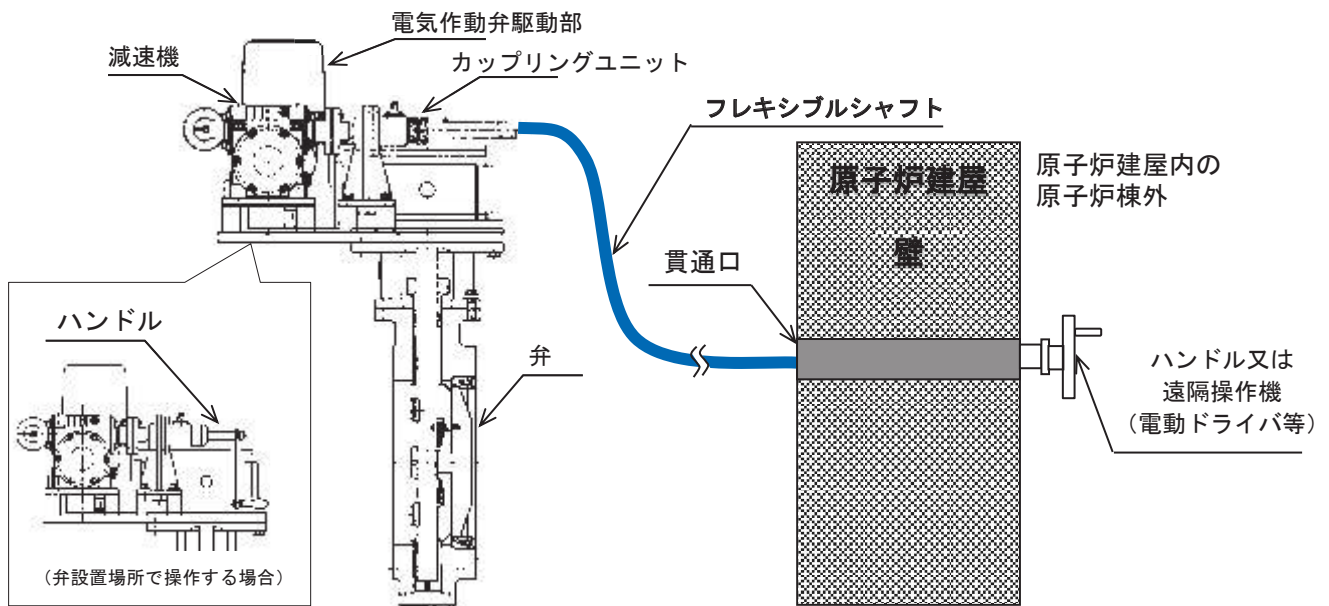
ベント開始時に操作する隔離弁は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が行える設計としている。さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋内の原子炉棟外からの人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が行える設計としている。

(1) 遠隔手動弁操作設備の概要

フレキシブルシャフトは、弁の操作軸に接続し、原子炉建屋内の原子炉棟外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作機を取り付けて人力で操作する。フレキシブルシャフトの内部はピアノ線を縄のように編み込んだ形状の線になっており、直線に限らずトルクを伝達可能な構造とする。操作に必要なトルクは、容易に回転できるように設計する。なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能とする。

遠隔手動弁操作設備の模式図を第 28-1 図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様について第 28-1 表に示す。

炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、ベント実施時に操作する隔離弁のうち、操作することでベント開始となる格納容器側隔離弁（S/C 用出口隔離弁及び D/W 用出口隔離弁）の遠隔弁手動操作場所については、放射線防護対策として遮蔽を設置する設計とする。



第 28-1 図 遠隔手動弁操作設備の模式図

第 28-1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備の仕様

	格納容器側隔離弁		フィルタ装置側隔離弁	
	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁番号	T48-F019	T48-F022	T63-F001	T63-F002
弁名称	D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁 (A)	FCVS ベントライン 隔離弁 (B)
フレキシブル シャフト長さ	約 21 m	約 27 m	約 19 m	約 18 m
ハンドル部 操作トルク*	約 8 N・m	約 7 N・m	約 2 N・m	約 2 N・m
ハンドル 回転数*	約 4,800 回	約 4,800 回	約 3,800 回	約 3,800 回

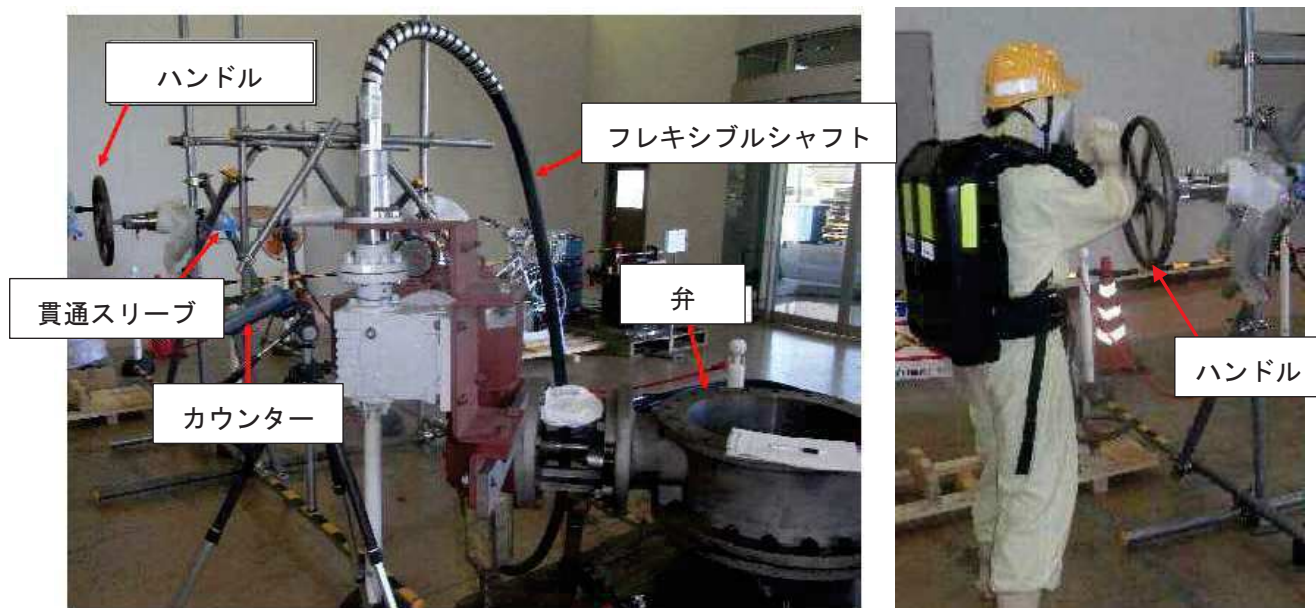
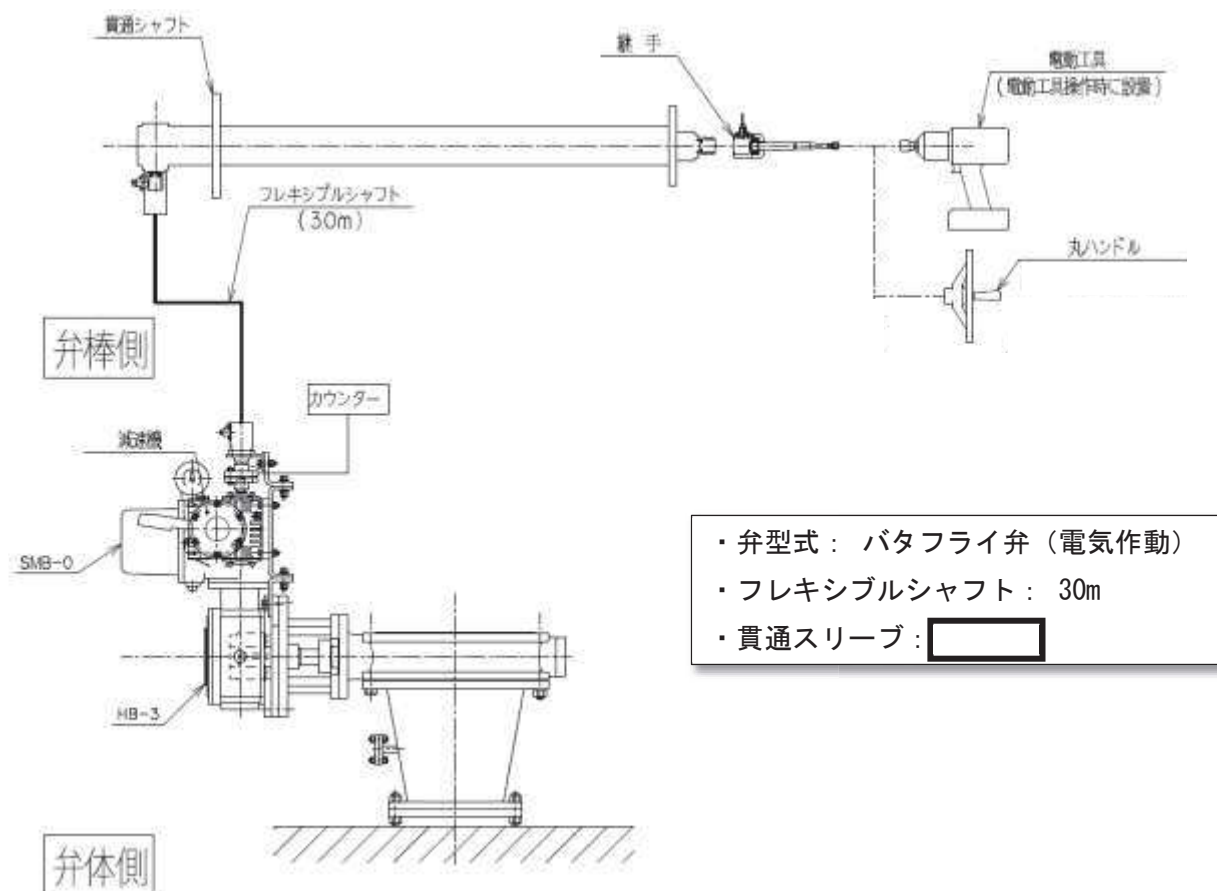
(2) 遠隔手動操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作設備の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 28-2 図に示す。

モックアップ試験の結果、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、3N・m のハンドル部操作トルクにおいて 105 回/分以上の速度、9N・m のハンドル部操作トルクにおいて 88 回/分以上の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第 28-2 表に示す。

モックアップ試験においては、防護服、全面マスク及びゴム手袋を装備し、操作員 2 名が交替しながら弁操作を実施した。

なお、試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 28-3 表に示す。



第 28-2 図 モックアップ試験の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 28-3

第28-2表 モックアップ試験の結果（人力操作）

項目	確認結果	
	ハンドル部操作トルク	3 N・m
ハンドル接続に要した時間	10 秒	10 秒
回転数	3,800 回	4,800 回
ハンドル操作時間	35 分 23 秒	53 分 19 秒
ハンドル操作速度	105 回/分以上	88 回/分以上
備 考	2名が交替で実施 (防護服等着用)	2名が交替で実施 (防護服等着用)

第 28-3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁番号	格納容器側隔離弁		フィルタ装置側隔離弁	
		T48-F019	T48-F022	T63-F001
弁名称	D/W ベント用 出口隔離弁	S/C ベント用 出口隔離弁	FCVS ベントライン 隔離弁 (A)	FCVS ベントライン 隔離弁 (B)
ハンドル 操作時間	約 54 分	約 54 分	約 36 分	約 36 分

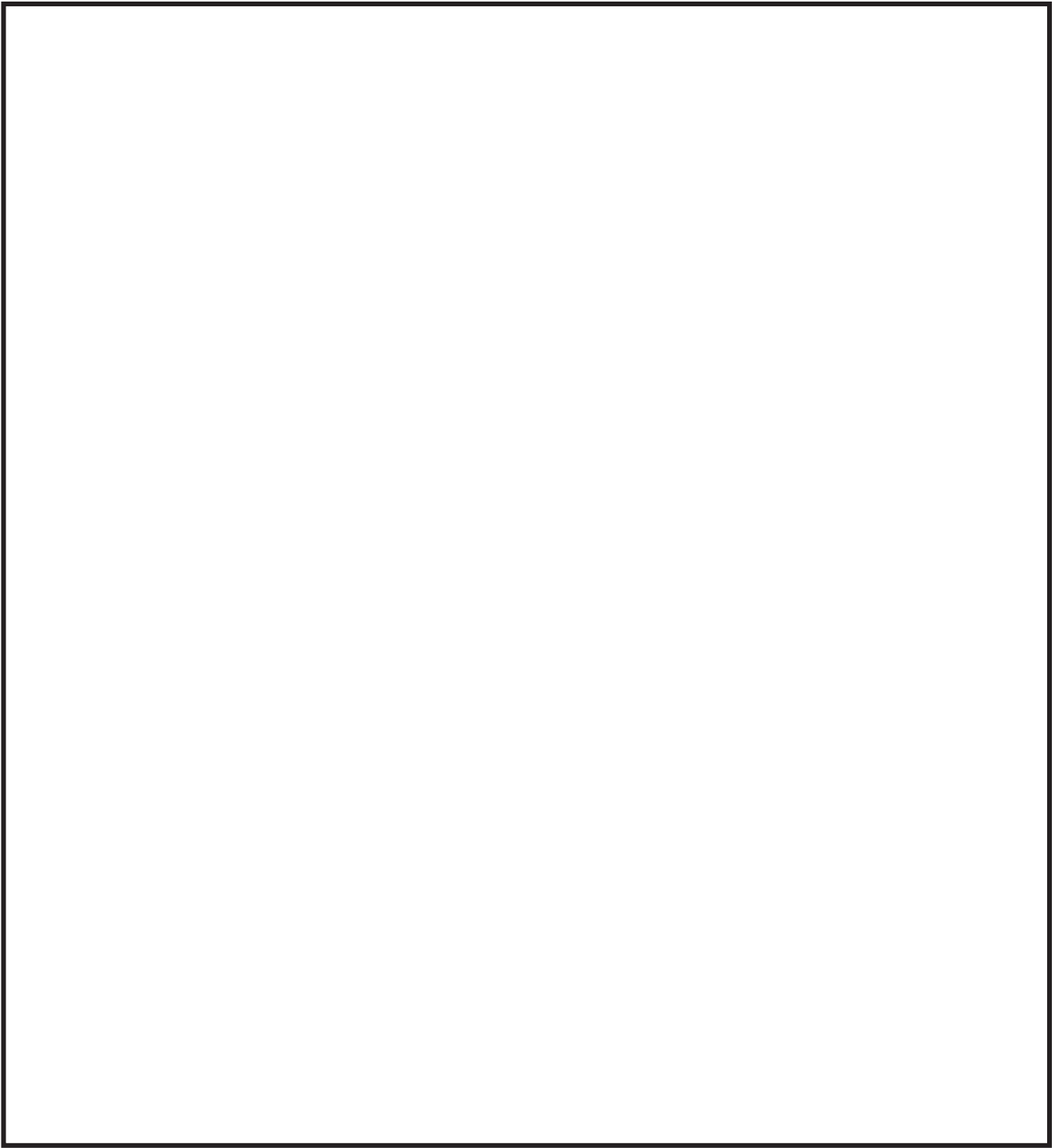
(3) 現場での操作性

ベントに必要な隔離弁を人力にて操作する際は、原子炉建屋内の原子炉棟外の操作場所から遠隔手動弁操作設備を用いて操作する。

操作場所の線量は、フィルタ装置等からの直接線、ベントにより大気中へ放出された放射性物質によるクラウドシャイン線、操作場所に取り込まれた放射性物質による内部及び外部被ばく線量等を考慮して評価した結果、約 65mSv となる（セルフエアセットの着用を考慮）。

実際の操作にあたっては、現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることがないように管理を行う。

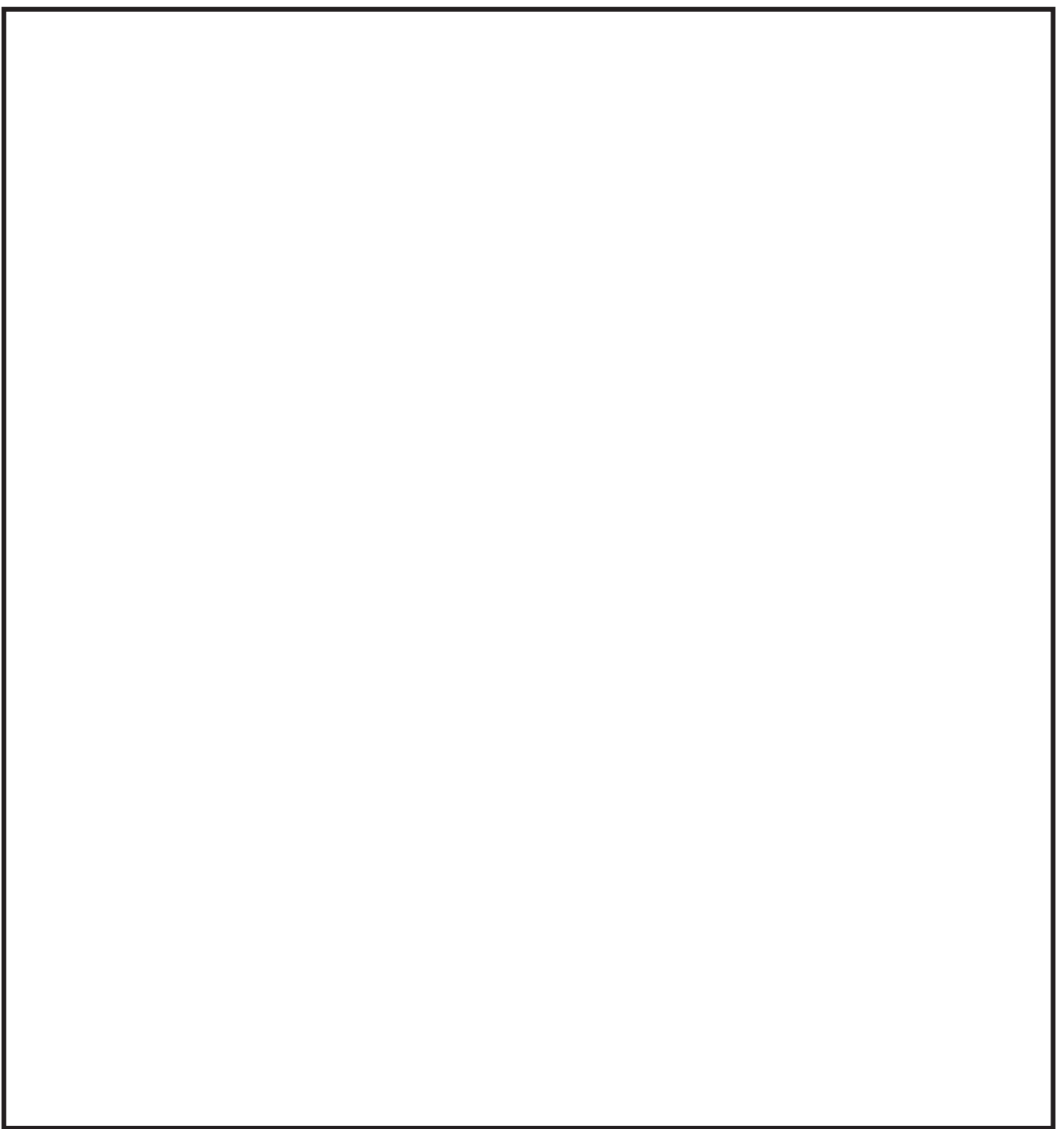
隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所を第 28-3 図から第 28-6 図に示す。



第 28-3 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

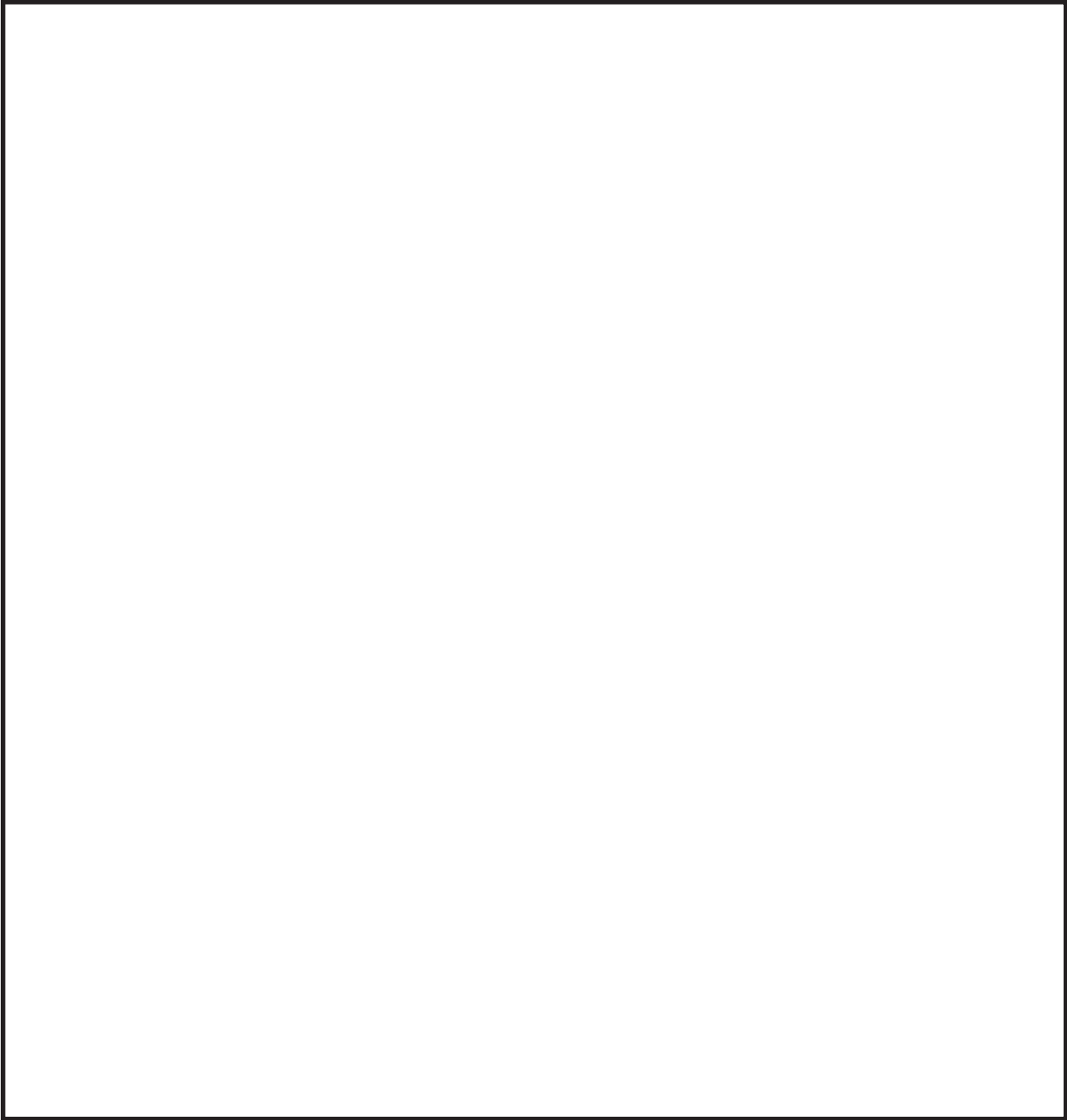
別紙 28-5



第28-4図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

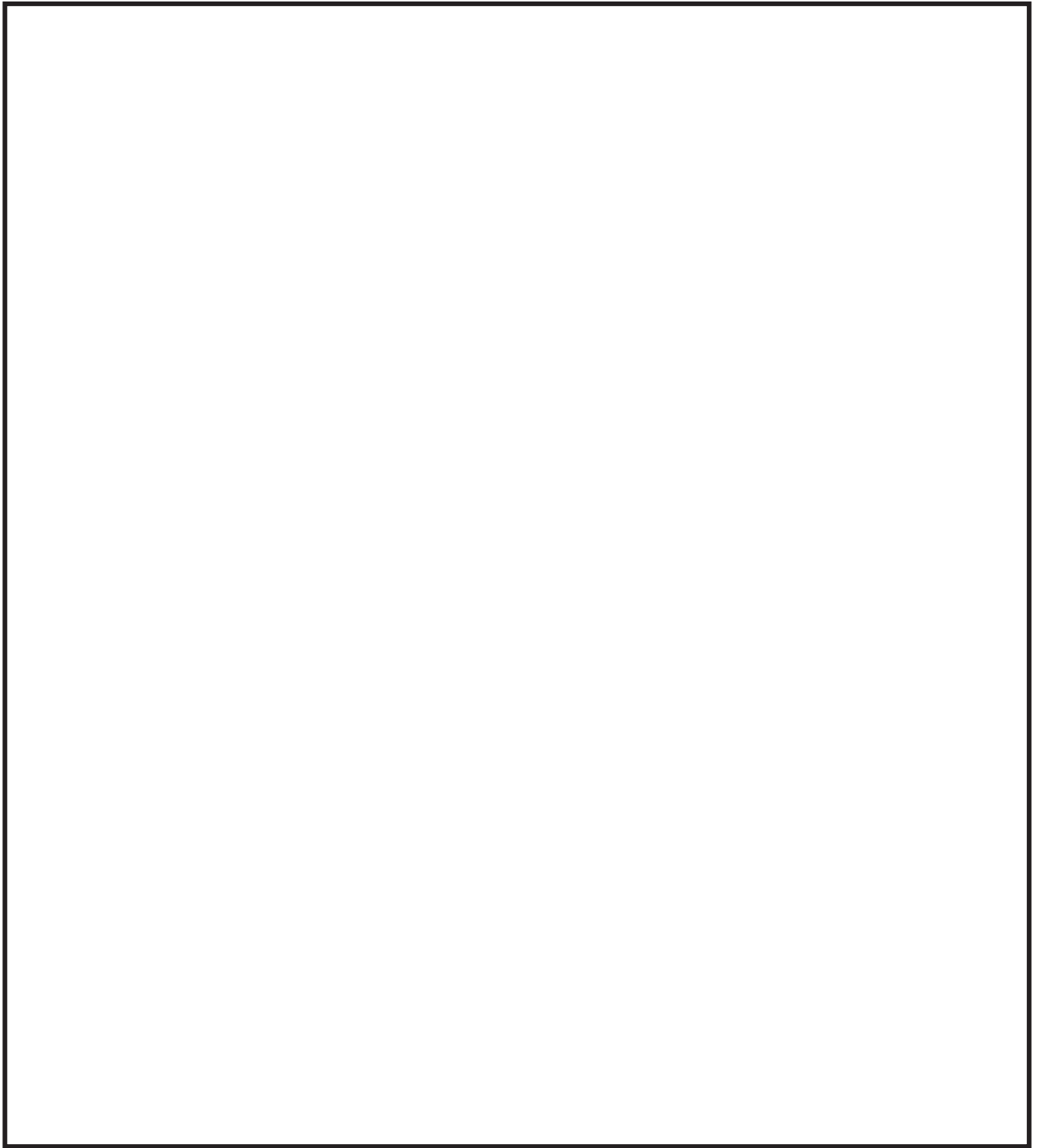
別紙 28-6



第 28-5 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所(原子炉建屋 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 28-7



第 28-6 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所（原子炉建屋 階

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 28-8

(参考 1) フレキシブルシャフト接続状態における弁操作のメカニズム

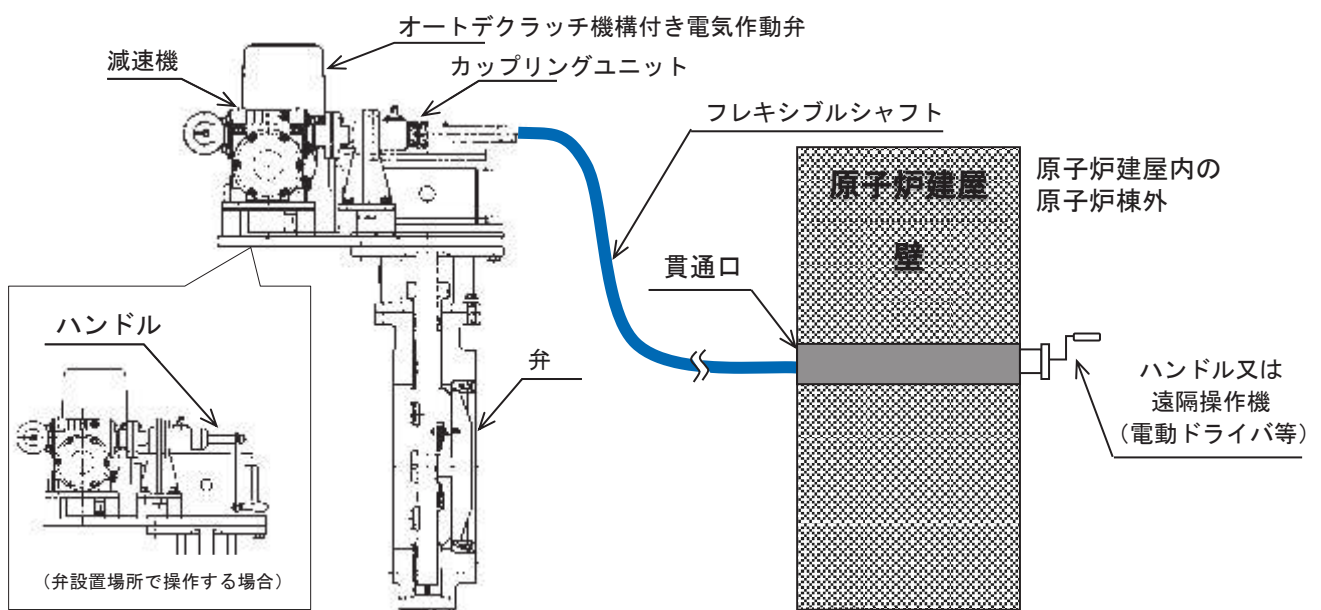
フレキシブルシャフトが接続されている隔離弁は、通常状態においては電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作によって、モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。

人力操作の際は、弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い、フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。

なお、手動操作時に電源が復旧した際は、モータの起動により電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作が可能となる。

遠隔手動弁操作設備の模式図を第 1 図に示す。弁操作場所（原子炉建屋原子炉棟外）でのトルクは、フレキシブルシャフト、カップリングユニット及び減速機を介してオートデクラッチ機構付き電気作動弁に伝達される。

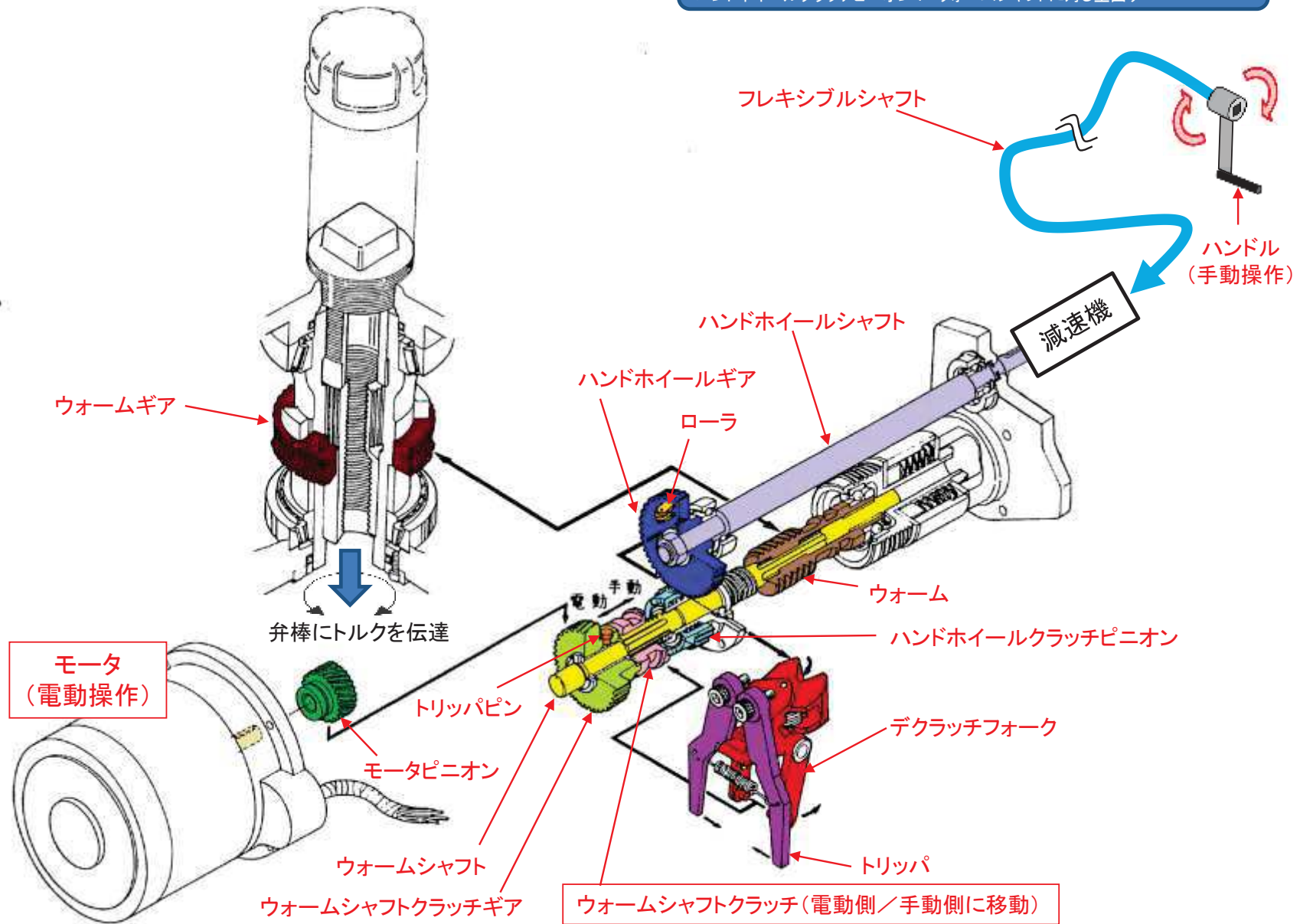
オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を第 2 図に、電動操作、手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を第 3 図から第 6 図に示す。



第 1 図 遠隔手動弁操作設備の模式図

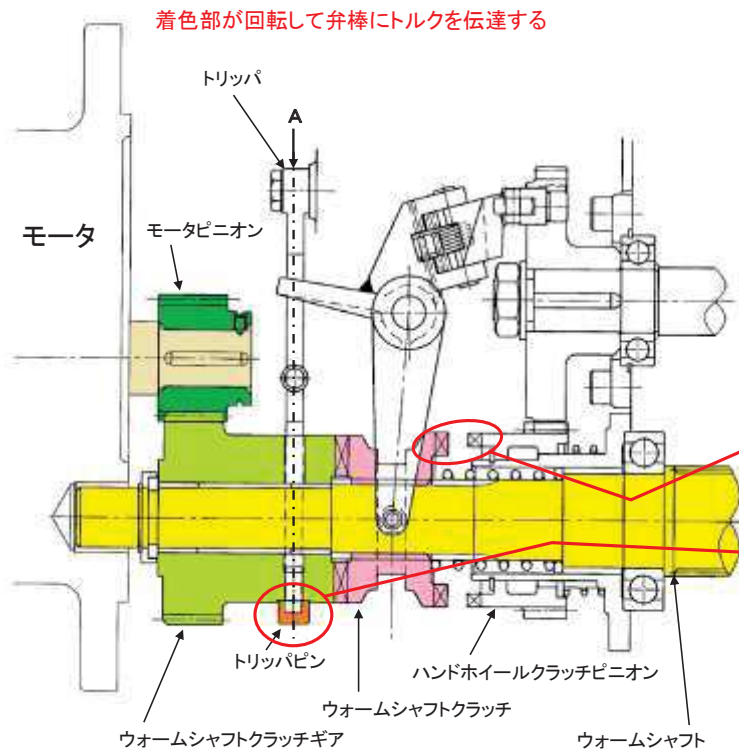
オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要

ウォームシャフトクラッチ : ウォームシャフトと共に回転(トルク伝達)
 ウォームシャフトクラッチギア : ウォームシャフトに対し空回り
 ハンドホイールクラッチピニオン : ウォームシャフトに対し空回り



第2図 オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要

電動操作時(通常状態)



<トルクの伝達経路>
 モータ
 ↓
 モータピニオン
 ↓
 ウォームシャフトクラッチギア
 ↓
 ウォームシャフトクラッチ
 ↓
 ウォームシャフト
 ↓
 ウォーム、ウォームギア、弁棒

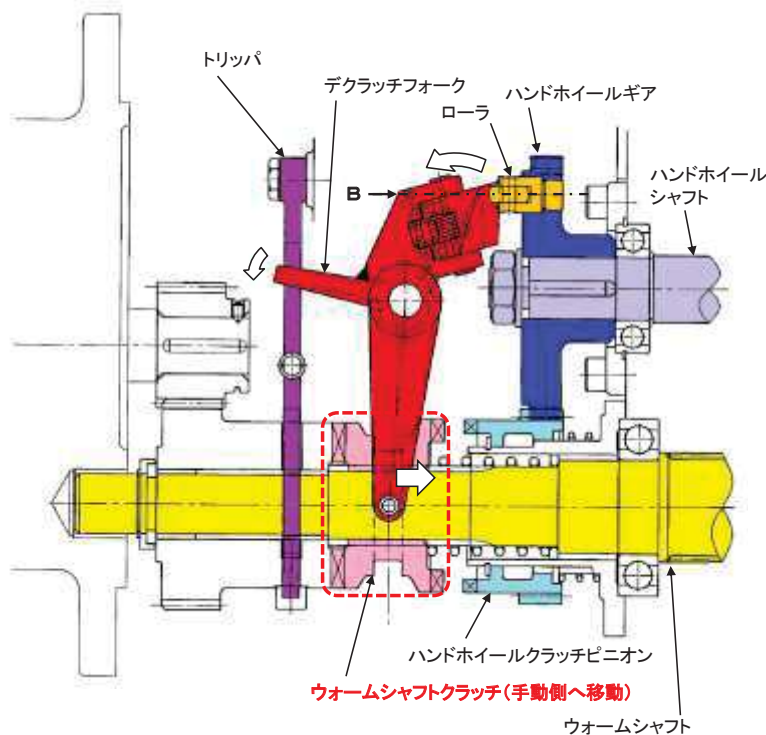
ウォームシャフトクラッチが、バネによりウォームシャフトクラッチギア側に保持され、ハンドホイールクラッチピニオンとかみ合っていないため、手動操作機構側にトルクは伝達しない。

トリッパが開いた状態のため、トリッパピンはトリッパに当たらずに回転する。



第3図 弁駆動部の状態 (電動操作時 (通常状態))

通常状態から手動操作位置への切替え(オートデクラッチ)



<オートデクラッチの仕組み>
 ハンドホイールギアと一緒に回転するローラがデクラッチフォークを押す。



ウォームシャフトクラッチが手動操作側へ移動してハンドホイールクラッチピニオンとかみ合うことにより、弁棒にトルクを伝達する。

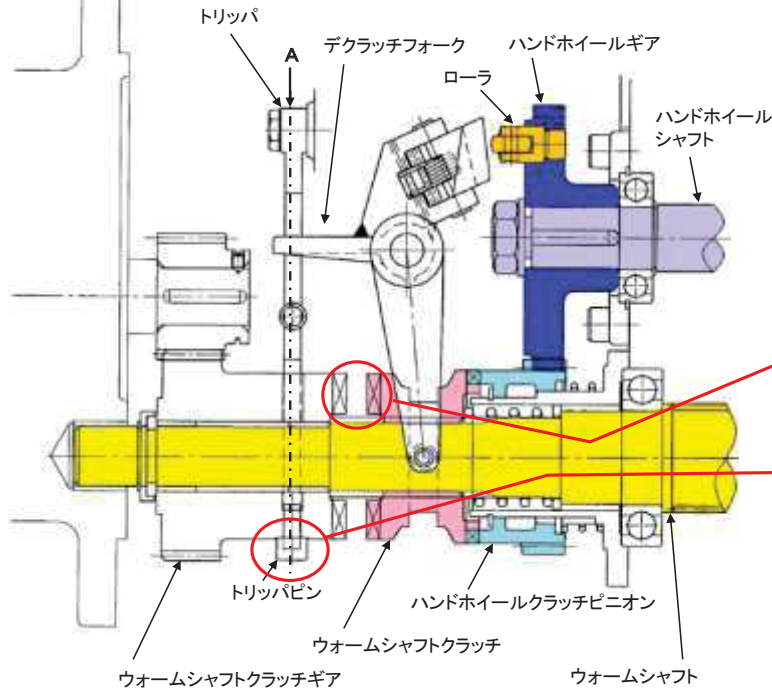
デクラッチフォークのトリッパと接触していた部分が下がり、バネによりトリッパが閉じることにより、ウォームシャフトクラッチが手動操作位置で保持される。



第4図 弁駆動部の状態 (電動から手動への切替え時 (オートデクラッチ))

手動操作時

着色部が回転して弁棒にトルクを伝達する



<トルクの伝達経路>
 フレキシブルシャフト、減速機
 ↓
 ハンドホイールシャフト
 ↓
 ハンドホイールギア
 ↓
 ハンドホイールクラッチピニオン
 ↓
 ウォームシャフトクラッチ
 ↓
 ウォームシャフト
 ↓
 ウォーム、ウォームギア、弁棒

ウォームシャフトクラッチとウォームシャフトクラッチギアがかみ合っていないため、電動操作機構側にトルクは伝達しない。

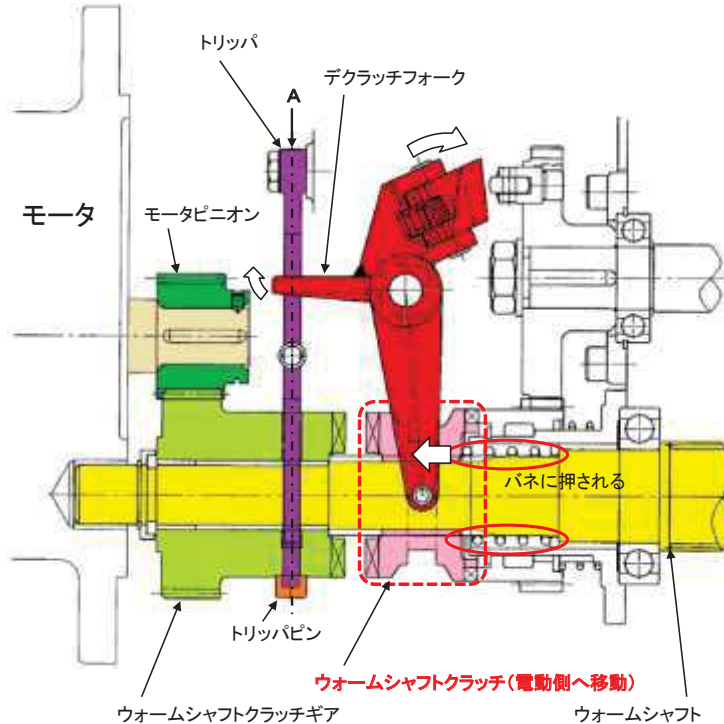
バネによりトリッパが閉じることで、デクラッチフォーク及びウォームシャフトクラッチが手動操作位置で保持される



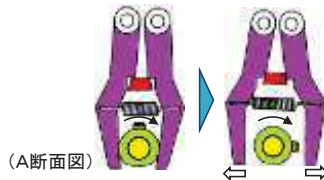
(A断面図)

第5図 弁駆動部の状態（手動操作時）

手動操作位置から電動操作位置への自動復帰



<自動復帰の仕組み>
 モータのトルクがウォームシャフトクラッチギアに伝わり、トリッパピンが回転してトリッパを広げる。



(A断面図)

↓
 バネによりウォームシャフトクラッチが電動側へ移動し、ウォームシャフトクラッチギアとかみ合うとともに、デクラッチフォークがトリッパを開いた状態で保持される。

↓
 トリッパが開いた状態のため、トリッパピンはトリッパに当たらず回転する。

第6図 弁駆動部の状態（手動から電動への切替え時（自動復帰））

(参考 2) 補助ツールによる操作性

ベントに必要な隔離弁を操作する場合の補助ツールとして、汎用の電動ドライバを用いた場合の操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の結果、電動ドライバによるフレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第 28-4 表に示す。

第28-4表 モックアップ試験の結果（電動ドライバ）

項目	確認結果	
電動ドライバ仕様		
ハンドル部操作トルク	3 N・m	9 N・m
接続時間想定	10 秒	10 秒
回転数	3,800 回	4,800 回
ハンドル操作時間	9 分 29 秒	12 分 28 秒
結果	約10分で操作可能	約13分で操作可能

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29 化学反応による発熱等の影響【本文 2.3.2.2】

(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱量の評価

a. エアロゾルの化学反応による発熱

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは、核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。ここでは、フィルタ装置の設計において想定するエアロゾル全量 (150kg) について、最も反応熱が大きくなる [] で代表した場合の化学反応による発熱量を計算する。

ベンチュリスクラバに捕集された [] の化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kJ) = \frac{\text{[] の量}(g)}{\text{[] 分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \dots\dots (式 1)$$

ここで、

- [] の量 : 150 kg
- [] 分子量 : [] g/mol

とする。ベンチュリスクラバにおける [] の反応熱は、以下により [] kJ/mol である。

[]

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書 1)。

[]

式 1 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

• 発熱量 ≒ [] kJ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。
別紙 29-1

b. 無機よう素の化学反応による発熱

無機よう素がベンチュリスクラバに捕集されるとき化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kJ) = \frac{\text{無機よう素の量}(g)}{\text{無機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \cdots \cdots (\text{式 2})$$

ここで、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

・ 炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値 (約 kg) とする。

・ 格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465 (参考図書 2) に示されるよう素の放出割合の合計値とし、炉内内蔵量の 61% が格納容器に放出されるものとする。

・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に示される無機よう素生成割合として 91% とする。

・ 格納容器内の除去

自然沈着, サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果として, DF10 とする。

上記を考慮し、算出された無機よう素の量を以下に示す。

- ・ 無機よう素 (I_2) の量 : $\times 0.61 \times 0.91 \times 0.1 \div$ g
- ・ 無機よう素 (I_2) 分子量 := 253.8 g/mol

また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応熱は、以下により

となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピーは以下の値である(参考図書 1)。



式 2 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・ 発熱量 \doteq kJ

c. 発熱量の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は、最も反応熱が大きくなる保守的な場合であり、 kJ となる。これは、設計条件としている崩壊熱における 24 時間分の積算値 kJ に対して約 % であり水位挙動への影響は小さい。

(2) 放射性よう素フィルタにおける化学反応熱量の評価

a. 有機よう素の化学反応による発熱

有機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるとき化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kW) = \frac{\text{有機よう素の量}(g)}{\text{有機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \div \text{有機よう素の全量が反応する時間}(s) \dots\dots (式 3)$$

ここで、放射性よう素フィルタに流入する有機よう素の量について、以下のとおり設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・ 炉内内蔵量：約 kg ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器へのよう素放出割合：61% ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に示される有機よう素生成割合として 4%とする。

- ・ よう素重量から有機よう素重量への補正

よう素 (I) の分子量 126.9 g/mol 及びよう化メチル (CH₃I) の分子量 141.9 g/mol から、 $141.9/126.9 \div 1.12$ である。

上記を考慮し、算出された有機よう素の量を以下に示す。

$$\cdot \text{有機よう素 (CH}_3\text{I) の量} = \text{} \times 0.61 \times 0.04 \times 1.12 \div \text{} \text{ g}$$

また、放射性よう素フィルタにおける有機よう素の反応熱は、以下により

kJ/mol となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書 1)。

ここで、有機よう素の全量が で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え、式 3 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

$$\cdot \text{発熱量} \div \text{} \text{ kW}$$

b. 無機よう素の化学反応による吸熱

無機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるとき化学反応による吸熱量

別紙 29-4

は、以下の式により求められる。

$$\text{吸熱量}(kW) = \frac{\text{無機よう素の量}(g)}{\text{無機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \cdot \cdot \cdot \cdot \text{(式 4)}$$

無機よう素の全量が反応する時間(s)

ここで、放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

- ・ 炉内内蔵量：約 kg ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器へのよう素放出割合：61% ((1)b. と同様))
- ・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合：91% ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器内の除去：DF10 ((1)b. と同様)
- ・ フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として、DF とする。

上記を考慮し、算出された無機よう素の量を以下に示す。

- ・ 無機よう素 (I₂) の量： × 0.61 × 0.91 × 0.1 × ÷ g
- ・ 無機よう素 (I₂) 分子量 := 253.8 g/mol

また、放射性よう素フィルタにおける無機よう素の反応熱は、以下により

となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書 1)。

ここで、無機よう素の全量が [] で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え、式 4 にそれぞれの値を代入し、計算結果を以下に示す。

・ 吸熱量 \doteq [] kW

c. 上昇温度の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は [] kW となる。

このときの上昇温度を以下より求める。

$$\text{上昇温度}(\text{°C}) = \frac{\text{放射性よう素フィルタ内の発熱量}(kW)}{\text{比熱}(kJ/kg/\text{°C}) \cdot \text{ベントガス流量}(kg/s)} \dots\dots (式 5)$$

ここで、放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

- ・ 比熱 (100°C飽和蒸気) = 2.077 kJ/kg/°C
- ・ ベントガス流量 = [] kg/s

式 5 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・ 上昇温度 \doteq [] °C

以上から、放射性よう素フィルタにおける化学反応による上昇温度は [] であるため問題ない。

(3) 放射性よう素フィルタにおける化学反応生成物の影響

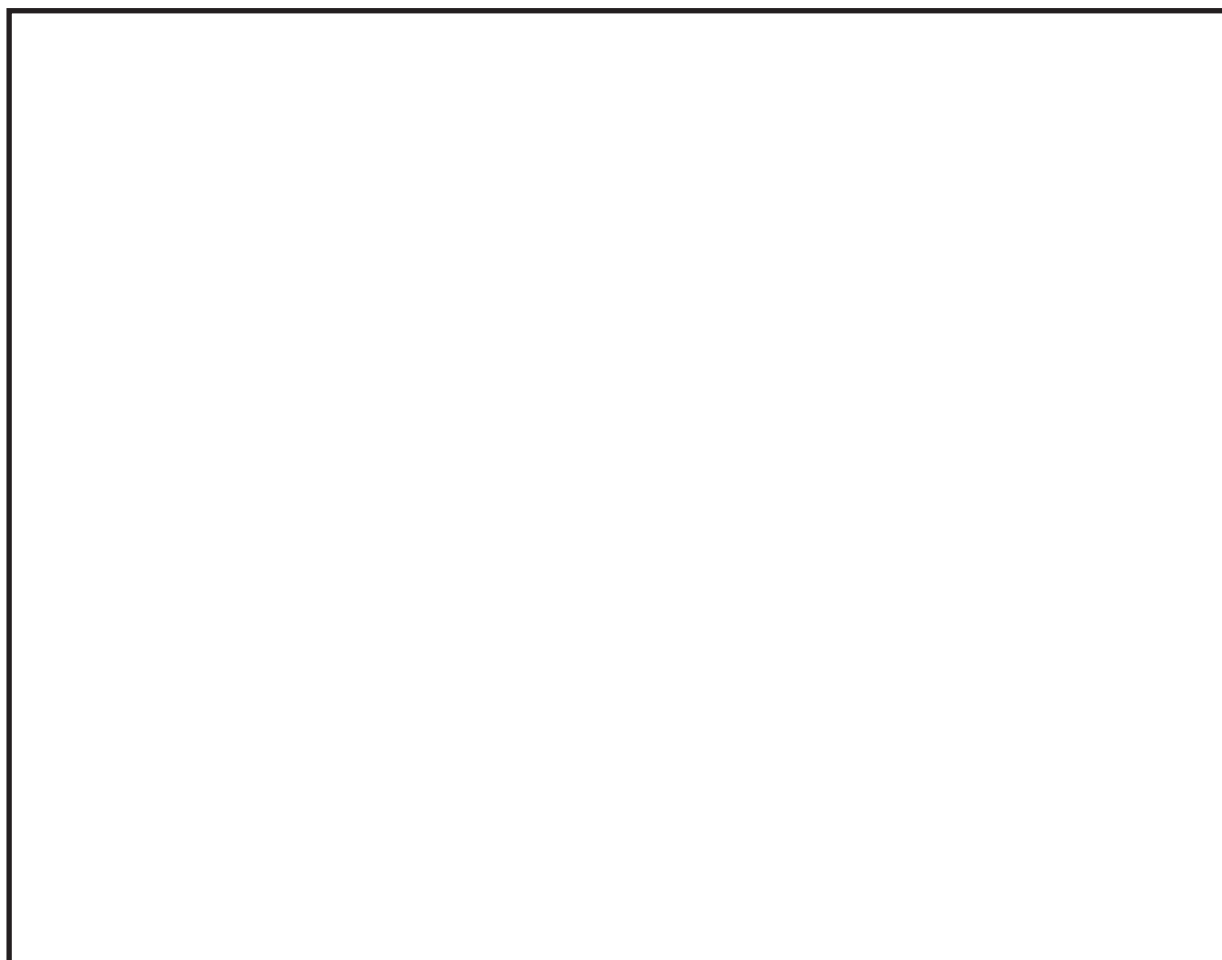
放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の化学反応は以下のとおりである。

[]

放射性よう素フィルタには [] が用いられており、有機よう素 (CH_3I) が流入すると、 [] が生成する。

[] するため、格納容器内で発生する

有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。



《参考図書》

1. 化学便覧基礎編Ⅱ改訂4版
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants
Feb. 1995”
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological
consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 29-7

別紙 30 原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検【本文 5】

機器の故障を未然に防止するために行う予防保全の方式には、時間基準保全及び状態基準保全がある。

原子炉格納容器フィルタベント系の設備は、女川原子力発電所における現状保全の実績を参考に、設置環境や動作に対する故障、劣化モード等を考慮した適切な周期、点検内容をあらかじめ定める時間基準保全を行う。

なお、状態基準保全は、機器の運転中の状態監視又は傾向監視によって、故障及び劣化モードに対応した状態監視データを採取及び評価することが可能で、故障の兆候を捉えられる場合に選定するものである。

現状保全の実績を参考にできない機器としては、フィルタ装置が挙げられる。

フィルタ装置及び内部構造物は、耐食性に優れるステンレス鋼（SUS316L 等）を選定しているが、念のため、設置後初回の定期検査において内部確認を行った上で、適切な周期を設定する。

スクラバ溶液については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約 15 年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないと考えられるが、定期的にサンプリングし性状を確認する。

放射性よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）については、窒素封入により不活性化することから性状に有意な変化はないと考えられるが、定期的にサンプリングし性状を確認する。

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備、電気設備、計装設備の点検項目及び点検内容を第 30-1 表から第 30-3 表に示す。

第 30-1 表 機械設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置 ・ベンチュリノズル ・スクラバ溶液 ・金属繊維フィルタ ・放射性よう素フィルタ ・流量制限オリフィス	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	本体からの漏えい有無確認
	開放点検	各部の目視確認
	サンプリング試験 (スクラバ溶液)	濃度確認, pH 確認
	サンプリング試験 (銀ゼオライト)	吸着性能確認
弁	分解点検	各部の目視確認, 消耗品の取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
	機能・性能試験	開閉試験
圧力開放板	開放点検	各部の目視確認, 取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
配管	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認

第 30-2 表 電気設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
電気作動弁駆動部	外観点検	各部の目視確認
	特性試験	絶縁抵抗測定
	分解点検	各部の点検手入れ及び消耗品取替
	機能・性能試験	開閉試験及びスイッチの動作確認

第 30-3 表 計装設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置入口／出口圧力	特性試験	計器校正
フィルタ装置水位	特性試験	計器校正
フィルタ装置水温度	特性試験	絶縁抵抗測定, 温度確認及び計器校正
フィルタ装置出口水素濃度	特性試験	基準ガス校正及び計器校正
フィルタ装置出口放射線モニタ	特性試験	線源校正及び計器校正

(参考 1) 圧力開放板の信頼性

排気配管に設置している圧力開放板の破裂設定圧力は、ベント開始時の格納容器圧力(427~854kPa[gage])に対して、十分に低い圧力で破裂するよう 100kPa(差圧)に設定する。

設置する圧力開放板は、複数製作しロット管理を行い、第 1 表に示す気密試験、耐背圧試験及び破裂試験により健全性を確認したロットから採用する。

ベント時に、圧力開放板が動作した場合は、格納容器圧力が低下するため、動作したことを確認できる。また、圧力開放板の下流側に設置するフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が変動するため、動作したことを確認できる。さらに、フィルタ装置出口圧力が一旦上昇し、その後低下するため、圧力開放板が動作したことを確認できる。

第 1 表 圧力開放板試験内容

試験項目	試験内容	試験枚数	判定基準
気密試験	試験圧力を常用圧力による最大差圧 63kPa まで加圧保持(10 分間以上)し、漏えいの有無を圧力計の降下により確認する。	2 枚	圧力降下がないこと
耐背圧試験	ディスク入口側(凹部)を大気圧とし、出口側(凸部)より加圧し、試験圧力 128kPa を加圧保持(1 分以上)し、ディスクのリーク及び破壊有無を確認する。	2 枚 ^{※1}	漏えい、変形等の異常のないこと。
破裂試験	ディスク出口側(凸部)を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側(凹部)より加圧する。	3 枚以上 ^{※2}	破裂圧力が 90~110kPa の範囲内であること。

※1：気密試験に使用した 2 枚にて実施。

※2：気密試験、耐背圧試験に使用した 2 枚を含む計 3 枚以上にて実施

(参考2) 漏えい試験方法の考え方

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置，圧力開放板，弁及び配管については，漏えい試験を行う。漏えい試験は，常温にて窒素又は空気により系統内を加圧し，有意な漏えいがないことを確認する。

漏えい試験に窒素又は空気を用いることは，ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質の分子量が窒素又は空気より大きいことから妥当と考える。なお，ベント継続中に他系統へベントガスが漏えいしないよう，他系統と隔離する弁を二重に設置している。

また，原子炉格納容器フィルタベント系は，最高使用温度（200℃）を考慮した設計としており，最高使用温度以下であればバウンダリ機能が喪失することはない。従って，常温で有意な漏えいがないことを確認することにより，最高使用温度でも機能が維持されることが確認できるものとする。なお，原子炉圧力容器の漏えい試験では，通常運転温度約 280℃に対し，180℃以上低い温度（100℃以下）で漏えい確認を実施している。

別紙 31 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響【本文 2.3】

フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、ベントガスによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

【ケース 1】

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、さらに配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

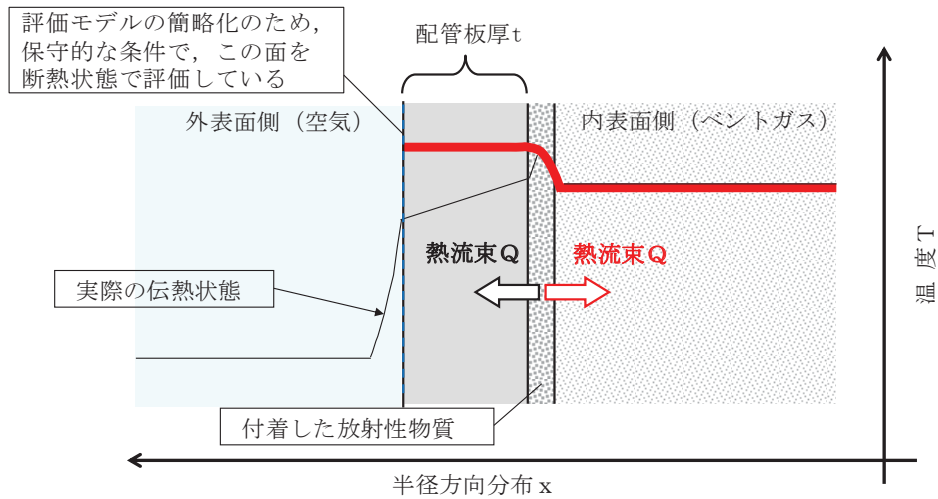
【ケース 2】

ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内のベントガスの流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

【ケース 1】として、第 31-1 図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガスの流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱が発生している。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース 1】の温度評価条件を第 31-1 表に示す。

なお、ベントガス温度については、第 31-2 図に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が最大となる 171℃として評価する。

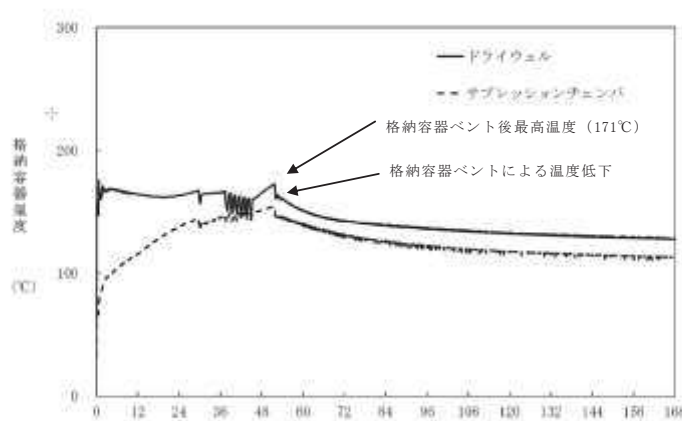


注：実際の伝熱状態は — で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

第 31-1 図 配管内表面の温度評価 (イメージ)

第 31-1 表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 1】

項目	条件
格納容器より流入する崩壊熱量	<input type="text"/> kW
配管内発熱割合 (放射性物質付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	200A, 8.2mm (Sch40)
配管熱流束	<input type="text"/> W/m ²
質量流量	<input type="text"/> kg/s (ベント 1 ヶ月後の蒸気流量)
ベントガス温度	171°C



第 31-2 図 事故シーケンスグループ雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合) 時における格納容器雰囲気温度の推移

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 31-2

格納容器より流入する崩壊熱量は、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における重要事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」でのドライウェルからのベント時の \square kW とし、配管内面に付着する放射性物質割合は、10%/100m を用いる。評価にあたっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後1ヶ月の蒸気流量である \square kg/s を用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内面の温度上昇は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \quad \dots \text{式(1)}$$

ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

q : 配管熱流束 (W/m²)

h : 配管内表面の熱伝達率 (W/(m²·K))

$$h = Nu \times k / d \quad \dots \text{式(2)}$$

Nu : ヌッセルト数

k : 水蒸気の熱伝導率 (0.034 (W/(m·K))) (1999 日本機械学会 蒸気表)

d : 水力等価直径 (m)

ここで、 Nu を算出するにあたり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した (式(3))。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \quad \dots \text{式(3)}$$

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数 (1.132 ; 保守的に 171°C の飽和蒸気 の値を設定)

(1999 日本機械学会 蒸気表)

$$Re = v \times d / \nu \quad \dots \text{式(4)}$$

v : 流速 (約 9.8 (m/s) ; 質量流量から換算)

d : 水力等価直径 (m)

ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 3.49×10^{-6} (m²/s))

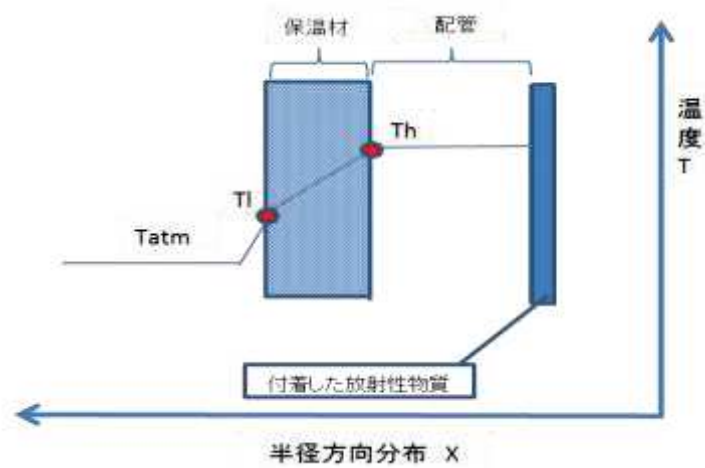
(1999 日本機械学会 蒸気表)

これより、配管内面の温度上昇は 0.018°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は 171°C以下であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200°Cを下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース 2】として、第 31-3 図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガスの流れがないものとし、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は 8.2mm であり、炭素鋼の熱伝導率が 50W/(m・K)程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、保温材外表面温度を評価する。

【ケース 2】の温度評価条件を第 31-2 表に示す。

なお、評価条件については、【ケース 1】と同様に事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における重要事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」でのドライウェルからのベント時を想定する。



第 31-3 図 配管内表面の温度評価 (イメージ)

第 31-2 表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 2】

項目	条件
格納容器より流入する崩壊熱量	<input type="text"/> kW
配管内発熱割合 (放射性物質付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	200A, 8.2mm (sch40)
配管熱流束	<input type="text"/> W/m ²
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率* ¹)
環境温度	100°C

* 1 : JIS ハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$Th = qL / \lambda + Tl \quad \dots \text{式 (5)}$$

Th : 配管外表面温度 (°C)

Tl : 保温材外表面温度 (°C)

q : 熱流束 (W/m²)

L : 保温材厚さ (m) (0.050m)

λ : 保温材熱伝導率 (W/mK)

(5.35E-2@100°C JIS ハンドブック 6-1 配管 I)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 31-5

$$Tl = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(6)}$$

h_{se} : 保温材外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

T_{atm} : 環境温度 (°C)

この式(5)(6)における, q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

Q : 単位長さあたりの配管内面での発熱量 (W/m)

S : 単位長さあたりの配管内表面積 (m²/m)

h_r : 放射による保温材外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

h_{cv} : 対流による保温材外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(Tl + 273.15)^4 - (T_{atm} + 273.15)^4}{Tl - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$$

ε : 保温材外表面放射率 (0.22)

(アルミニウム板 JIS ハンドブック 6-1 配管 I)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10⁻⁸ (W/(m²·K⁴)))

h_{cv} については, JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 附属書 E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における, 垂直管 (Nusselt の式) 及び水平管 (Wamsler, Hinlein の式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる h_{cv} を比較し, 小さい方の値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 2.56 \times (Tl - T_{atm})^{0.25} \quad ((Tl - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 3.61 + 0.094 \times (Tl - T_{atm}) \quad ((Tl - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式(11)}$$

$$h_{cv} \text{ (水平管)} = 1.19 \times \left(\frac{Tl - T_{atm}}{D_0} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

D_0 : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約 104℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501 において、適用範囲が -180°C ～ 1000°C となっており、適用に対して問題ないことを確認している。

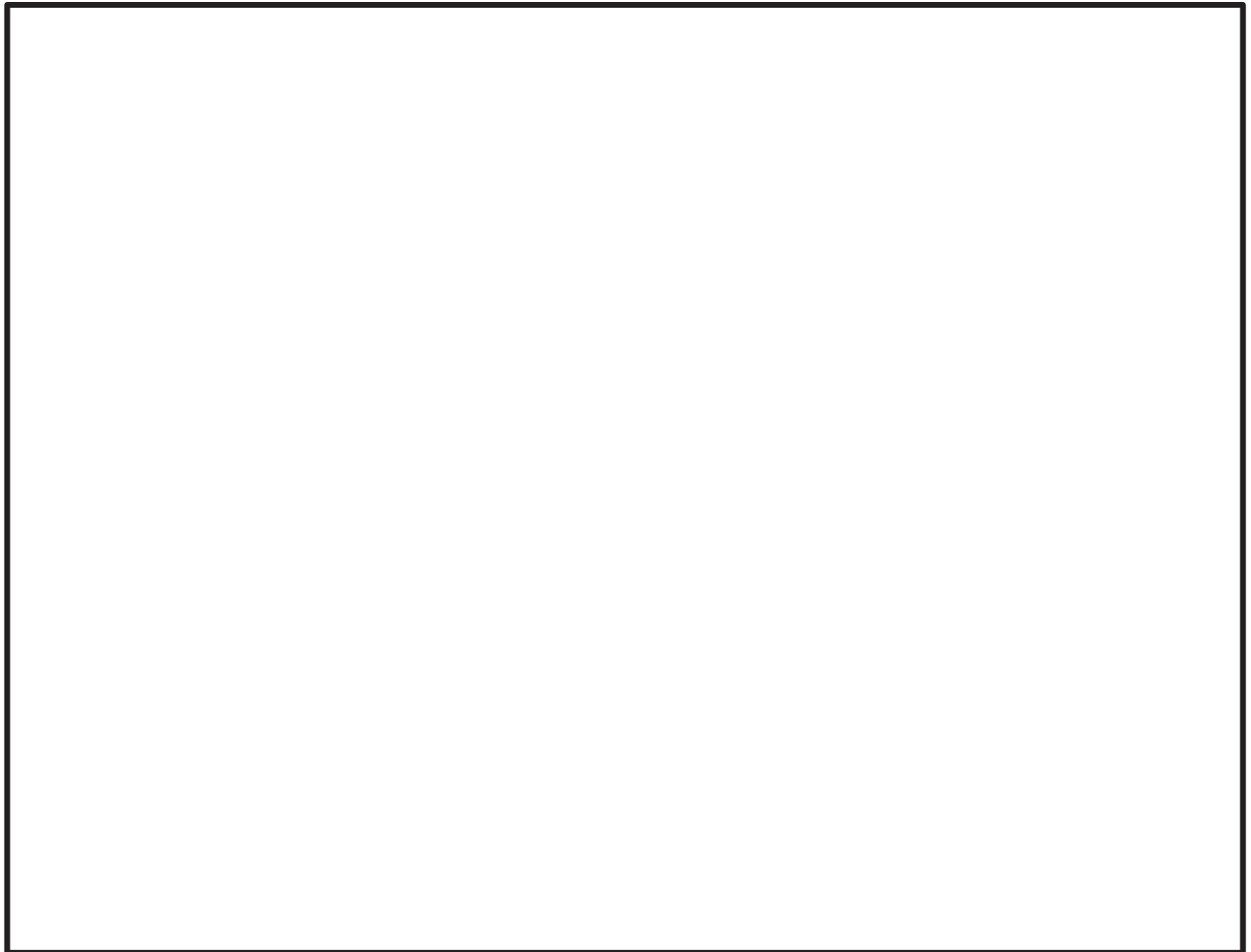
また、管外径等の寸法にかかる制約条件は規定されていない。

別紙 32 放出位置，放出時間の違いによる検討結果【本文 2.1】

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）と排気筒（地上高約 160m）から放出する場合の放射性物質の拡散影響及び放出時間の違いによる影響に関する検討結果を以下に示す。

(1) 放出位置

原子炉格納容器フィルタベント系は，ベントガスを原子炉建屋屋上に設ける排気管を通して放出する。放出位置を第 32-1 図に示す。



第 32-1 図 放出位置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 32-1

(2) 放出位置の違いに対する検討結果

女川原子力発電所で設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気管は、水素滞留防止のためフィルタ装置から大気開放端まで上り勾配とする必要があり、原子炉建屋 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置するフィルタ装置から地下を經由する配管敷設ができない。系統の頑健性確保の観点から、配管の長さを極力短くし、また、放出位置を可能な限り高所とし大気拡散の効果を得るという観点から、排気管を原子炉建屋屋上に敷設することとしている。

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）からの放出と、排気筒（地上高約 160m）からの放出を仮定した場合の、敷地境界外における大気拡散係数の比較を第 32-1 表に示す。

第 32-1 表 放出位置別の大気拡散係数の比較

放出位置		原子炉建屋屋上	排気筒	
放出高さ		地上高約 36m	地上高約 65m ^{※2}	地上高約 160m
中央値 ^{※1}	相対濃度 (s/m ³)	2.7×10^{-5}	1.6×10^{-6}	3.6×10^{-7}
	相対線量 (Gy/Bq)	4.3×10^{-19}	6.8×10^{-20}	3.1×10^{-20}
97%値	相対濃度 (s/m ³)	6.4×10^{-5}	5.5×10^{-6}	1.5×10^{-6}
	相対線量 (Gy/Bq)	1.1×10^{-18}	1.3×10^{-19}	7.3×10^{-20}

※1：陸側方位の中央値。

※2：事故時における有効高さ。

ここでの評価は、発電所敷地内外の地形を考慮していない。地形の特徴を踏まえた放出位置の違いによる影響を確認するため、以下の評価コード及び評価条件を用いて拡散影響を評価した。女川原子力発電所の位置及び敷地境界における標高を第 32-2 図に示す。

a. 評価コード

地形影響を考慮した敷地境界外における拡散影響を評価するにあたり、地形影響が考慮できる 3次元移流拡散評価コード（AREDES）を用いた。

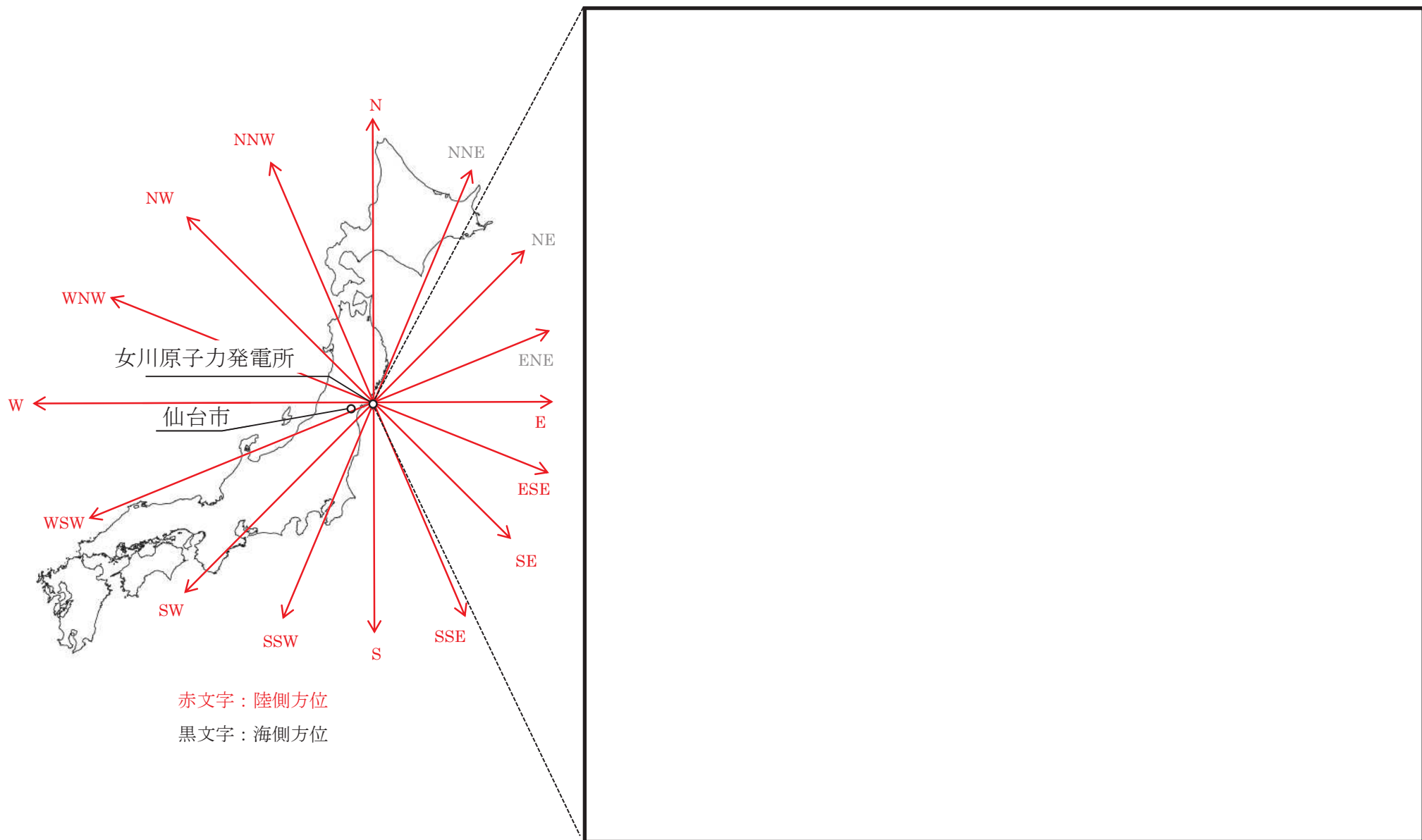
別紙 32-2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

なお、AREDES は屋外におけるトレーサ拡散実験のシミュレーション計算による検証（参考図書 1）及び緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）との比較検証（参考図書 2）により妥当性の確認が行われている。

b. 評価条件

放出位置を変更することによる拡散影響を明確にするため、気象条件（風向，風速，大気安定度）が一定であるとして評価した。主な評価条件を第 32-2 表に示す。



第 32-2 図 女川原子力発電所の位置及び敷地境界高さ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第 32-2 表 AREDES を用いた拡散影響評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	・格納容器破損モードの中で、 放出影響の観点から結果が 厳しくなる事故シーケンス
解析コード	AREDES	・周辺地形*を考慮 〔※「数値地図 50m メッシュ (標高)」(国土地理院, 平成 13 年 5 月 1 日発行)〕
気象データ	女川原子力発電所における 1 年間の気象データ (2012 年 1 月~2012 年 12 月)	・至近 10 年間の気象観測結果 による検定を行い、代表性を 確認済
風速	地上高 10m : 1.6m/s 地上高 71m : 4.4m/s	・使用した気象データの中央値
風向	S, SSE, SE, ESE, E, ENE, NE NNE, N, NNW, NW, WNW, W	・地形の影響を考慮することか ら、陸側の全風向を選定
大気安定度	D (中立)	・最も出現頻度の高い大気安定 度
放出位置	原子炉格納容器フィルタベン ト系の放出端 ・原子炉建屋屋上 (地上高約 36m) ・排気筒 (地上高約 160m) 原子炉建屋からの漏えい ・原子炉建屋 BOP (地上高約 0m)	・放出経路毎に放出高さを設定
評価地点	放出場所を中心とし、敷地境界 及び 5km 地点	・距離に対する依存性を確認す るため、敷地境界及び 5km 地 点を選定

c. 評価結果

放出位置の違いによる拡散影響の評価結果を第 32-3 表に示す。ここでは、放出位置の違いによる影響を明確にするため、原子炉建屋屋上（地上高約 36m）から放出した場合の評価値を 1 に規格化した相対値を示す。敷地境界での相対値は約 0.25～約 0.68、5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.95 という結果になった。方位毎の相対値を第 32-3 図に示す。

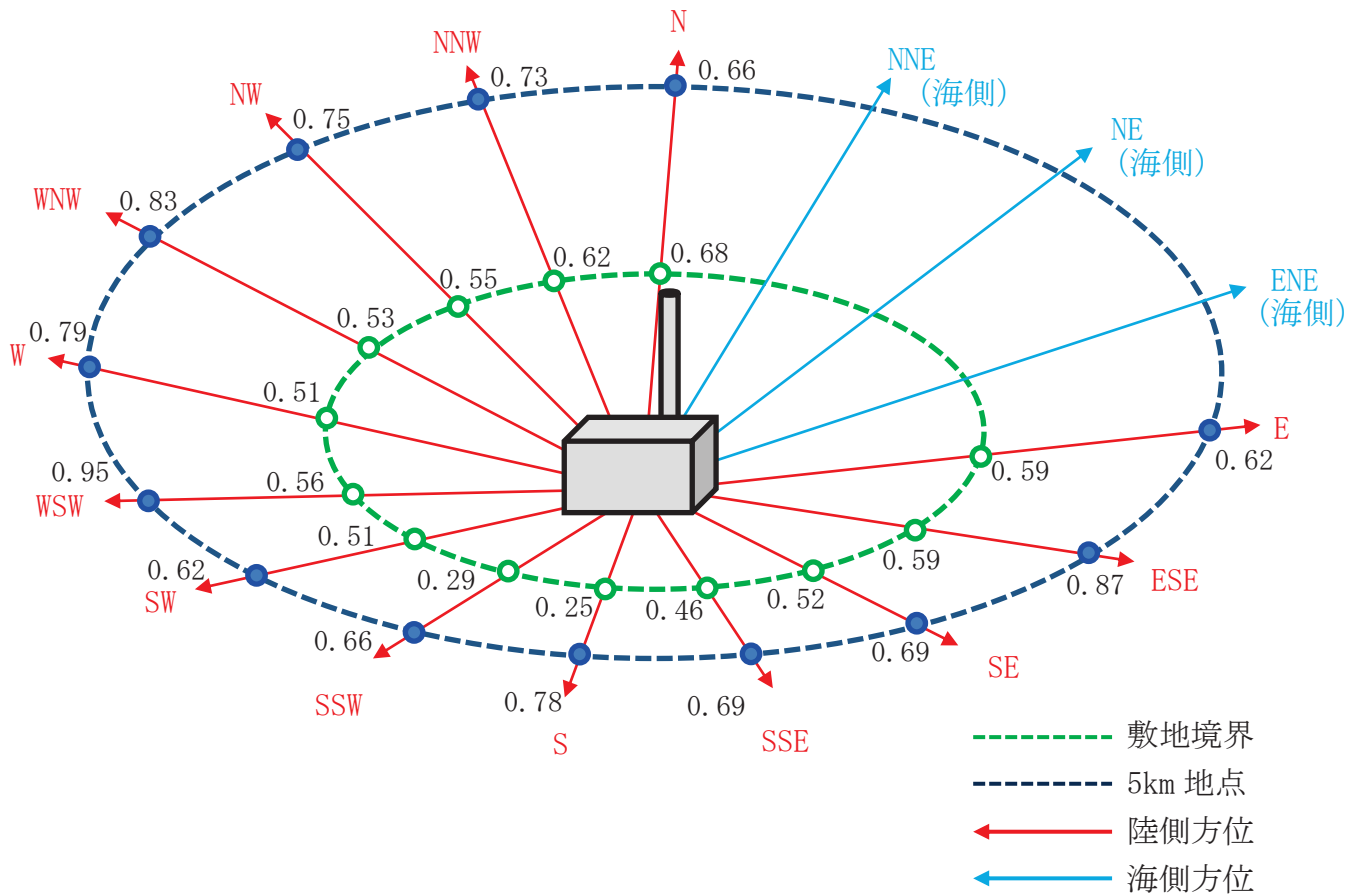
なお、放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第 32-4 図に示す。

また、第 32-5 図の風配図に示すとおり、風向出現頻度は上位 3 風向で 3 割～4 割を占め、そのうち 1 つは海側へ吹く風となっている。このとき、陸側へ向かう風向（W, WNW, NW）に着目した場合の敷地境界での相対値は約 0.52～約 0.59、5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.87 である。これは、卓越した風向においても全陸側方位の傾向と同様であった。

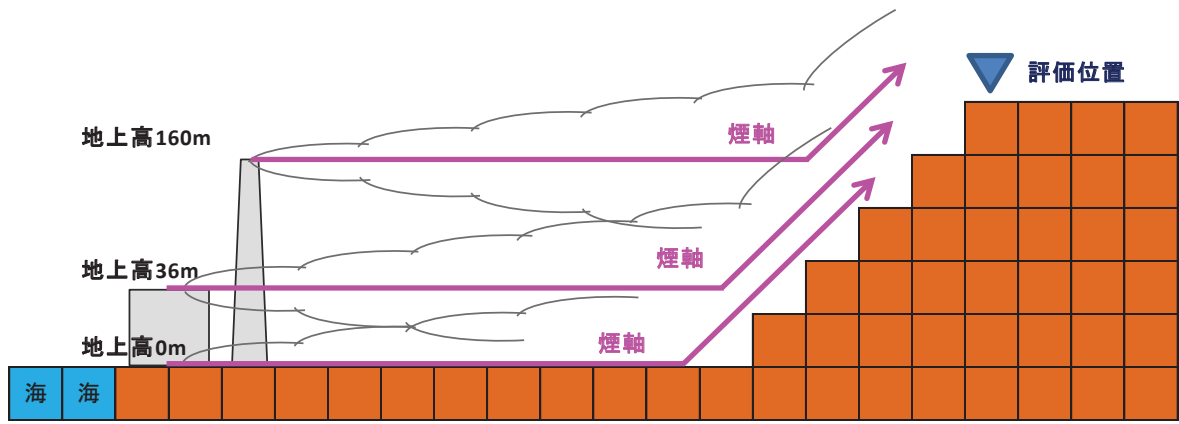
以上のように、放出位置の違いによる影響は限定的であることが確認できた。

第 32-3 表 放出位置の違いによる拡散影響の評価結果

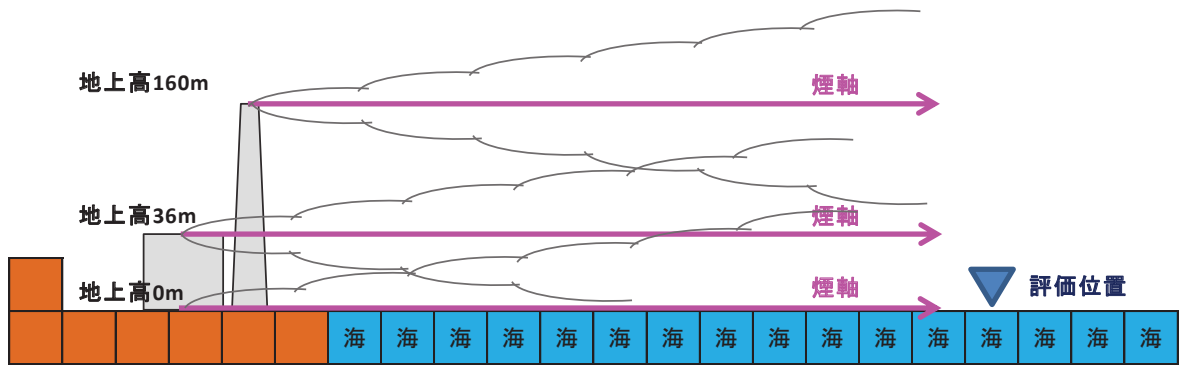
放出位置	敷地境界	5km 地点
原子炉建屋屋上 (地上高約 36m)	1	1
排気筒 (地上高約 160m)	約 0.25～約 0.68	約 0.62～約 0.95



第 32-3 図 放出位置の違いによる拡散影響の評価結果 (方位毎の相対値)



(陸側に放出した場合)

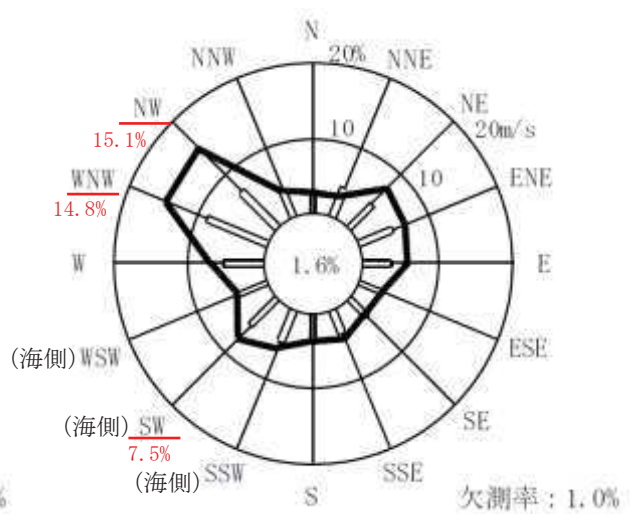
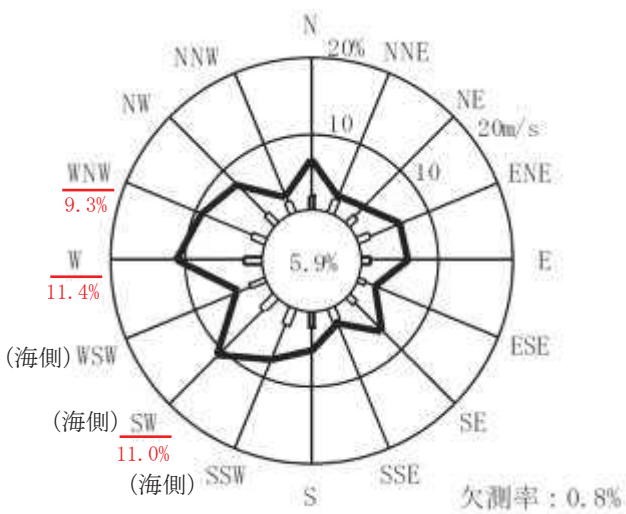


(海側に放出した場合)

第 32-4 図 放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係のイメージ

露場 (地上高 10m)

鉄塔 (地上高 71m)



注) 1. 風向出現頻度(%)
平均風速(m/s)
2. 小円内の数字は静穏の頻度(%)

第 32-5 図 女川原子力発電所敷地の風配図 (2012 年 1 月~12 月)

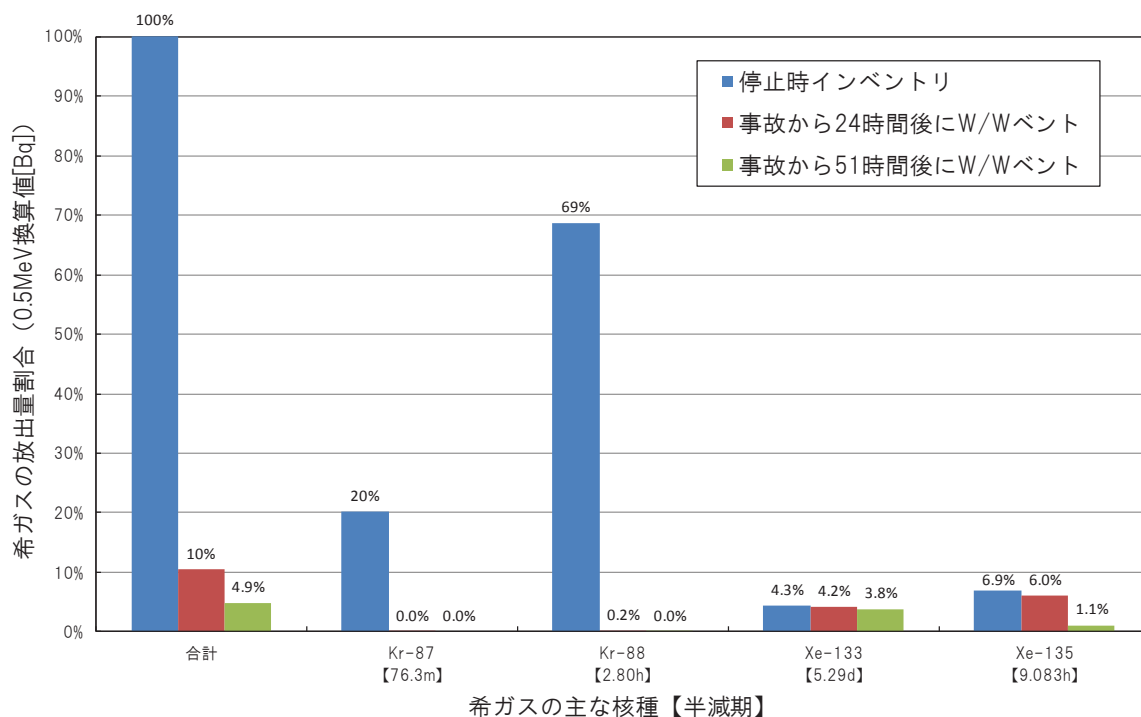
別紙 32-8

(3) 放出時間の違いに対する検討結果

放出時間を遅くすることで、フィルタ装置にて除去できない希ガスは、格納容器内に保持されるため、時間減衰により一般公衆の被ばくを低減することができる。

(第 32-6 図参照)

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、限界圧力 854kPa[gage] (2Pd) に達した時点（事象発生から約51時間）でベントすることとしており、希ガスは十分に減衰されている。



第 32-6 図 希ガスの放出量割合 (0.5MeV 換算値)

《参考図書》

1. Suzuki, N., K. Sugai, K. Hayashi, M. Suzuki, H. Suwa, Y. Kato, F. H. Liu and S. Kodama, 2000: Construction of System for Environmental Emergency Dose. Proceedings of 10th International Congress of the International Radiation Protection Association, P-4b-226, 9pp., Hiroshima, Japan.
2. Suzuki, M and Y. Yoshida, 2008: Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents, Proceedings of 12th International Conference on Harmonization within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, 0_P2-04, 5pp., Cavtat, Croatia

別紙 33 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針について【本文 6.1.5】

1. 配管設計における荷重の組み合わせと応力評価について

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベント中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力（200℃，2Pd）における荷重条件を「供用状態 A」及び「供用状態 B」として、クラス 2 機器として各部にかかる応力が許容応力状態以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることとしている。従って、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態 D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第 33-1 表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力		
D+Pd+Mb	$1.5 \cdot Sh$	$S_a(C)$	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D+Pd+(Ma)+Mb	$1.8 \cdot Sh$	$S_a(d)$	—		設計・建設規格 PPC-3520(2) PPC-3530(1)
D+Pd+(Ma)+Ss	$0.9 \cdot Su$	S _s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が $2 \cdot S_y$ 以下であれば疲労解析は不要		D (IVAS)	JEAG4601第3種管の許容応力/ 第3種管の許容応力の解説

【各記号の注釈】

- D：自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- Pd：内圧応力
- Ma：その他の短期的機械的荷重による応力（当該設備においては対象外）
- Mb：二次応力（熱応力）

- S a (c) : 一次＋二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含まない場合)
S a (d) : 一次＋二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含む場合)
S h : 最高使用温度における材料規格Part3 第1 章 表3 に定める値
S s : 基準地震動 S s により定まる地震力
S u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9 に規定される値

なお、当該設計における荷重の組み合わせと許容限界としては、原子力発電所震設計技術指針 (重要度分類・許容応力編JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987 及び JEAG4601-1991 追補版) (日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59 年9 月, 昭和62 年8 月及び平成3 年6 月) 及び発電用原子力設備規格 (設計・建設規格JSME SNC1-2005(2007 追補版含む) (日本機械学会 2005 年9 月, 2007 年9 月) に準拠したものである。

別紙 34 放射性よう素フィルタ吸着材(銀ゼオライト)の劣化について【本文 3.1.2.2】

フィルタ装置内に設置している放射性よう素フィルタには、を塗布した吸着材(銀ゼオライト)が充填されており、との化学反応で有機よう素を除去する設計としている。

プラント運転中等の原子炉格納容器フィルタベント系の待機時は、フィルタ装置内がスクラバ溶液によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは飽和蒸気的环境下で保管される。この保管状況下において、湿分による銀ゼオライトの除去性能への影響を確認する試験として、密閉容器内にスクラバ溶液と銀ゼオライトを保管し、6ヶ月後及び15ヵ月後の除去効率の測定を実施した。試験条件を第34-1表に、試験結果を第34-2表に示す。

第34-1表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	適用性

第 34-2 表 試験結果

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 ヶ月後	15 ヶ月後

第 34-2 表より、6 ヶ月後及び 15 ヶ月後における有機よう素の除去効率は、性能基準 を満たしており、湿分による影響はなく、性能は維持可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 34-2