

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改40
提出年月日	平成29年1月20日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

### 重大事故等対処設備について

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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. 基本設計の方針
  - 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 耐津波設計の基本方針
  - 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 原子炉格納容器内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 工場等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となる水の供給設備
  - 3.14 電源設備
  - 3.15 計装設備
  - 3.16 原子炉制御室
  - 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
  - 3.20 原子炉本体
  - 3.21 原子炉格納施設
  - 3.22 燃料貯蔵施設
  - 3.23 非常用取水設備

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（格納容器圧力逃がし装置について）

別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について

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：今回ご提出資料

### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

#### 【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 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。

(解釈)

- 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。
  - a) 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。
  - b) 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。
  - c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、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。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
  - d) 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。



### 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

#### 3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

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も、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故防止設備として、代替原子炉補機冷却系、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置、及び耐圧強化ベント系を設ける。

##### (1) 代替原子炉補機冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c)）

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も、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替原子炉補機冷却系を設ける。

代替原子炉補機冷却系は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型の熱交換器ユニット、大容量送水車(熱交換器ユニット用)等で構成する。

また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d)）

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も、炉心の著しい損傷等を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設置する。

当該設備は、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）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示し、代替格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.3.2項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

また、当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第1項 b)の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「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）」に示す。）

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、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

なお、代替原子炉補機冷却系に加えて、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を設置することにより、設置許可基準規則第48条に対する要求事項に適合させるものとするが、更なる安全性向上の観点から代替格納容器圧力逃がし装置を追って設置することにより、格納容器圧力逃がし装置に対する多

重化を図るものとする。

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d)）

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も、炉心の著しい損傷等を防止するため、耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は、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）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.4.2項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

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、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素によって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。（本運用については、「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（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、当該設備については以下の通り、設置許可基準規則解釈の第50条第1項 b) に準ずる設計とする。

- i) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、ベントガスに含まれる放射性物質量は微量である。また、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敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は「[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](#)」に記載の基準を満たしている。なお、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するために使用する際には、原則としてサプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントとすることにより、排気中に含まれる放射性物質を低減することとする。
- ii) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであり、ベントガスに含まれる可燃性ガスは微量であることからベント中に可燃限界濃度に達することはない。ただし、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するために使用する際には、ベントガスには可燃性ガスが含まれることから、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については、系統内を窒素置換しておく運用とする。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。

- iii) 当該設備を使用する際に流路となる不活性ガス系，耐圧強化ベント系，及び非常用ガス処理系の配管等は，他号炉とは共用しない。また，当該系統と他の系統・機器は通常時閉の弁にて確実に隔離することにより，他の系統・機器に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，耐圧強化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。仮に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格納容器スプレイを停止する運用とする。
- v) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁については，遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作可能な設計とする。
- vi) 当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備を介した操作エリアは原子炉建屋の二次格納施設外に設置するものとし，操作時の被ばく線量評価を行った上で，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する設計とする。
- vii) 当該設備を使用する際に流路となる配管については，ラプチャーディスクを設置しない設計とする。
- viii) 当該設備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，いずれからも排気操作を実施することができるよう設計する。

サブプレッション・チェンバからの排気では，サブプレッション・チェンバの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排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること，及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより，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) 当該設備を使用する際に流路となる配管については，フィルタ装置等を設置しない設計とする。

その他，設計基準対処施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

#### (4) 残留熱除去系

残留熱除去系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり，想定される重大事故等時においては，弁の切り替え操作によって以下の3モー

ドを使用する。

- a. 原子炉停止時冷却モード
- b. 格納容器スプレイ冷却モード
- c. サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード

原子炉停止時冷却モードについては、「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（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードについては、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

なお、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を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(6) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

(7) 格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系の空気駆動弁駆動用ポンベの整備

格納容器圧力逃がし装置並びに耐圧強化ベント系に設置される空気駆動弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側、ドライウェル側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁）については、遠隔手動弁操作設備を設置し、人力による駆動が可能な設計としているが、駆動源の多様化により操作の信頼性を向上させる目的で、これらの空気駆動弁を駆動させるための高圧窒素ガスを供給する空気駆動弁駆動用ポンベを設置する。



### 3.5.2 重大事故等対処設備

#### 3.5.2.1 代替原子炉補機冷却系

##### 3.5.2.1.1 設備概要

代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系の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、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型の熱交換器ユニットを用いて原子炉**圧力容器**及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、除熱を行うための熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプを搭載した可搬型の「熱交換器ユニット」、海水を取水するための「**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**」で構成する。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源としたプレート式熱交換器2基と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**は、海水を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、冷却後の排水は海に戻す構成とする。また、**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**の異物混入による機能低下を防ぐために、代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

熱交換器ユニットと**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、ホースを熱交換器ユニットと建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の全体構成としては、熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより、**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**を用いて除熱された水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換した後の水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱した水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は、上記を繰り返して循環することで除熱する系統構成とする。

本系統全体の概要図を図3.5-1に、本系統に属する重大事故等対処設備を表3.5-1に示す。

本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**の**車両に搭載された**操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。



表 3.5-1 代替原子炉補機冷却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	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】
水源 （水源に関する 流路，電源設備 を含む）	—
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】 ホース【可搬】 海水貯留堰 スクリーン室 取水路
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup> （燃料補給設備 を含む。）	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」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 計測設備」で示す。

### 3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

容量	: 約 23MW/式 (海水温度 30℃において)
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /式 : 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /式
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa[gage] / 海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 50℃ 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 40℃
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
個数	: 3 <sup>※1</sup> 1 <sup>※1</sup>

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ2とする。

#### 代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 300 m <sup>3</sup> /h/台 600 m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

#### (2) 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6号及び7号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 900m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 1.25MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原動機出力	: <input type="text"/> kW
個数	: 4 <sup>※1</sup>
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ2とする。



なお、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）」、計測制御設備については「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。

### 3.5.2.1.3 多重性又は多様性、独立性、及び位置的分散の確保

代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.5-2 で示す通り多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプを原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプと位置的分散された荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、設置位置についても原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。電源については設計基準事故対処設備と独立した可搬型代替交流電源設備にて単独の系統を構成することで、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系の独立性については、表 3.5-3 で示す通り地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから、静的機器である原子炉補機冷却系の配管については、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また、動的機器である弁については、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが、定期的な点検等により健全性を確認するとともに、異なる電源を供給する設計とすること、また、必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

表 3.5-2 多様性又は多重性、位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系海水ポンプ	大容量送水車（熱交換器ユニット用） 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）
	タービン建屋地下 1 階	使用箇所：屋外 保管場所：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
水源	海水	海水（左記と取水位置が異なる）
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	可搬型代替交流電源設備
	原子炉建屋地上 1 階	屋外

表 3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する 6 号及び 7 号炉のタービン建屋と、重大事故防止設備を保管する高台は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1 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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋の接続口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、その機能が有効に発揮することができるよう、以下の表3.5-4のとおり設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する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。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うと共に、凍結対策を行う。更に、常時海水を通水する熱交換器ユニット内の一部及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(48-8-2)

表 3.5-4 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	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、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。

環境条件等	対応
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また、設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便なカップラ接続及びフランジ接続方式並びに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。

また、付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁である残留熱除去系熱交換器（A 又は B）冷却水出口弁、常用冷却水供給側分離弁（A 又は B）、常用冷却水戻り側分離弁（A 又は B）については、中央制御室でのスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。

(48-4-2～22, 48-8-2)

表 3.5-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
大容量送水車 （熱交換器ユニット用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替冷却水供給止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
常用冷却水供給側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上1階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(A) 室空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A) 冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水 出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系 ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作

(次頁へ続く)



機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上2階 (7号炉)	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(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。

代替原子炉補機冷系は、表3.5-6に示すように発電用原子炉の停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能であり、発電用原子炉の運転中には弁の動作確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の停止中の試験・検査として、熱交換器ユニットのうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。

運転性能の確認として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行う。

発電用原子炉の運転中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(48-6-2～10)



表 3.5-6 代替原子炉補機冷却系の試験・検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は取替
	外観検査	熱交換器及びポンプ外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については，原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作，代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの接続ラインの代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁，熱交換器ユニット流量調整弁を開操作し，残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお，これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作と共に，現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし，容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-2 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替えが可能である。

(48-4-2～22, 48-8-2, 48-5-2～9)

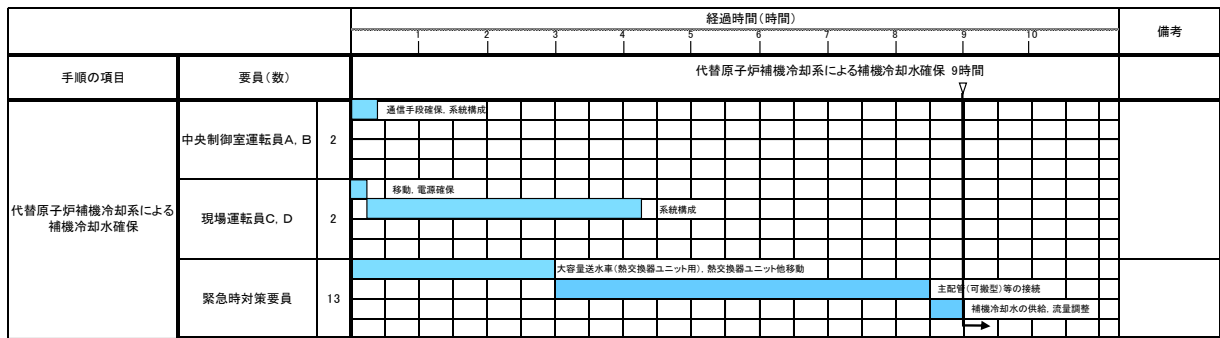


図 3.5-2 代替原子炉補機冷却系のタイムチャート\*

\*：「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. 5 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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表 3.5-7 で示す通り閉運用しておくことで、接続先の系統と分離された状態で保管する。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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、系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系と同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

(48-5-2~9)

表 3.5-7 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉

(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。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を表 3.5-8 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなる恐れが少ないため操作が可能である。

なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

(48-4-2～22, 48-8-2, 48-5-2～9)

表 3.5-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替冷却水供給止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階
格納容器雰囲気モニタラック(A) 出口弁	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室 空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(A)出 口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカ ルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
サブプレッションプール浄化系 ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サブプレッションプール浄化系 ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室 空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系ラック (B)出口弁	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	原子炉建屋地上3階(6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
格納容器内雰囲気モニタ系(B) 室 空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) モータ 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) 冷却水出 口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニ カルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サージタンク(B) 換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階(6号炉) 原子炉建屋地上 2 階(7号炉)	原子炉建屋地上 4 階(6号炉) 原子炉建屋地上 2 階(7号炉)
ホース	屋外	屋外

### 3.5.2.1.4.2 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。

代替原子炉補機冷系の可搬設備である熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うために必要な除熱量とポンプ流量を有する設計とする。

熱交換器ユニットの容量は、熱交換容量約23MWとして設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、流量900m<sup>3</sup>/hとして設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットは1セット1式使用する。保有数は1プラントあたり2セット2式で6号及び7号炉共用で4セット4式確保する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は1セット1台として使用する。保有数は1プラントあたり1セット1台で6号及び7号炉共用で4セット4台確保する。

更に熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の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として、同様の機能を有する格納容器圧力逃がし装置と多様性を持つ設計とする。

(48-7-2～15)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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っては、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。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。

また、代替原子炉補機冷系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式であるカップラ接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、6号及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(48-8-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所であ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、接続口をそれぞれ互いに異なる位置的分散された複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系A系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系B系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、6号炉についてはタービン建屋北側屋外に1箇所、タービン建屋西側屋外に1箇所、7号炉については、タービン建屋西側屋外に1箇所、タービン建屋南側屋外に1箇所設置し、位置的分散を図っている。また、残留熱除去系A系及びB系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため、原子炉補機冷却系A系及びB系でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。

なお、第50条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として代替循環冷却系を設置し、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットを使用するが、この場合は原子炉補機冷却系B系の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。代替循環冷却系の接続口の位置的分散については「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。

(48-4-22)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業にあたって、簡便なカプラ接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(48-8-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(48-9-2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 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、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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『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）

(48-10-2, 3)

(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)

(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等時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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ及び重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と表 3.5-9 で示す通り多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海水であることに対し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。

表 3.5-9 代替原子炉補機冷却系の多様性又は独立性，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		
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし 装置及び代替格納容 器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポ ンプ <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水 ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却系 海水ポンプ <タービン建屋>	—	—	大容量送水車(熱交換器ユ ニット用) <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却系 熱交換器 <タービン建屋>	—	—	熱交換器ユニット (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシ ンク	海水	大気	大気	海水
駆動方式	非常用ディーゼル 発電機 <原子炉建屋>	不要	不要	可搬型代替交流電源設備 <屋外>

<>内は設置場所を示す。

### 3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の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、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として設置するものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本システム全体の概要図を図 3.5-3 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.5-10 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「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）」で記述している。

- 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。
- 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。
- 計装設備については「3.15 計測設備（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。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）

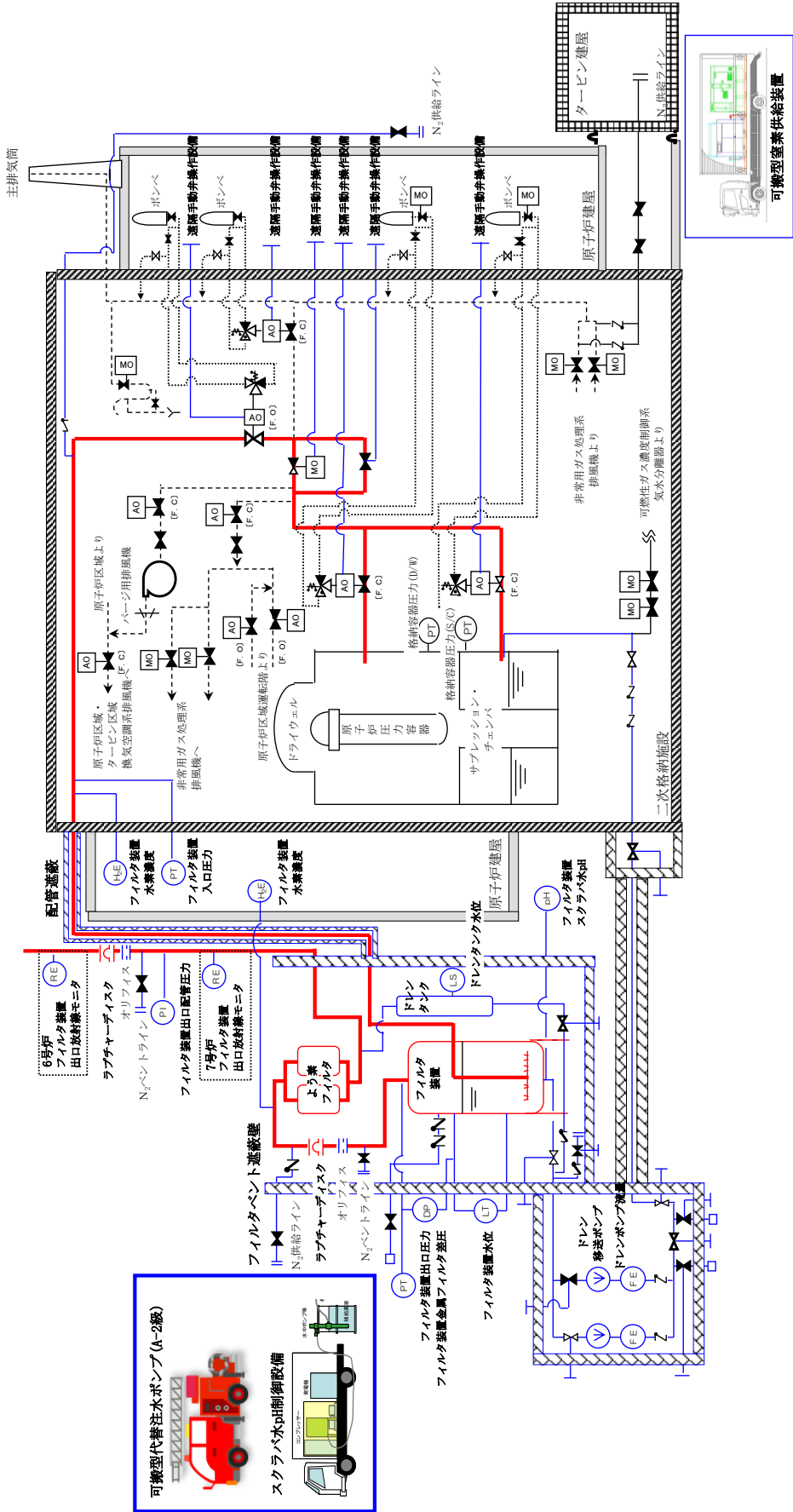


図 3.5-3 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.5-10 格納容器圧力逃がし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	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】
水源 <sup>※1</sup> (水源に関する流路, 電源設備を含む)	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁 (S/C→D/W)【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
	代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替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。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【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」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」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 計測設備」で示す。

なお、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）」、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）」、計装設備については「3.15 計測設備（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。

### 3.5.2.2.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，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）と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう，表 3.5-11 に示すとおり多様性又は多重性，及び位置的分散を図った設計とする。

残留熱除去系との独立性については，表 3.5-12 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，隔離弁の電源については，常設代替交流電源より供給する設計とすることとしているが，遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については，残留熱除去系と異なり，ポンプや水源等を必要としないが，これらの系統を構成する主要設備については，残留熱除去系に対して位置的分散を図った設計とする。

なお，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系の配管及び弁と同一階に設置されているが，残留熱除去系の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより，位置的分散が図られた設計とする。

表 3.5-11 多様性又は多重性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備		
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	格納容器圧力逃がし装置	代替格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋地下3階)	不要※1	不要※2	不要※3
水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下3階			
駆動用空気	不要			
潤滑油	不要 (内包油)			
冷却水	原子炉補機冷却系 (海水)			
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 原子炉建屋地上1階			

※1 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタについては，屋外原子炉建屋東側（6号炉），屋外原子炉建屋南東側（7号炉）に設置する

※2 代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタについては，原子炉建屋東側（6号炉），原子炉建屋北東側側（7号炉）の地下ピット内に設置する

※3 耐圧強化ベント系の配管及び弁は，残留熱除去系と区画され分離されている

表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	格納容器圧力逃がし装置 代替格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。また、6 号炉及び 7 号炉のフィルタベント遮蔽壁及びフィルタベント地下ピットについては、水密構造とすることで、基準津波が内部へ到達しない構造とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	



### 3.5.2.3 代替格納容器圧力逃がし装置

#### 3.5.2.3.1 設備概要

代替格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の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、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として設置するものであり、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク等で構成する。

本系統全体の概要図を図 3.5-4 に、本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.5-13 に示す。

代替格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「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）」で記述している。

— : 重大事故等対処設備 (主要設備)  
 — : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（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。

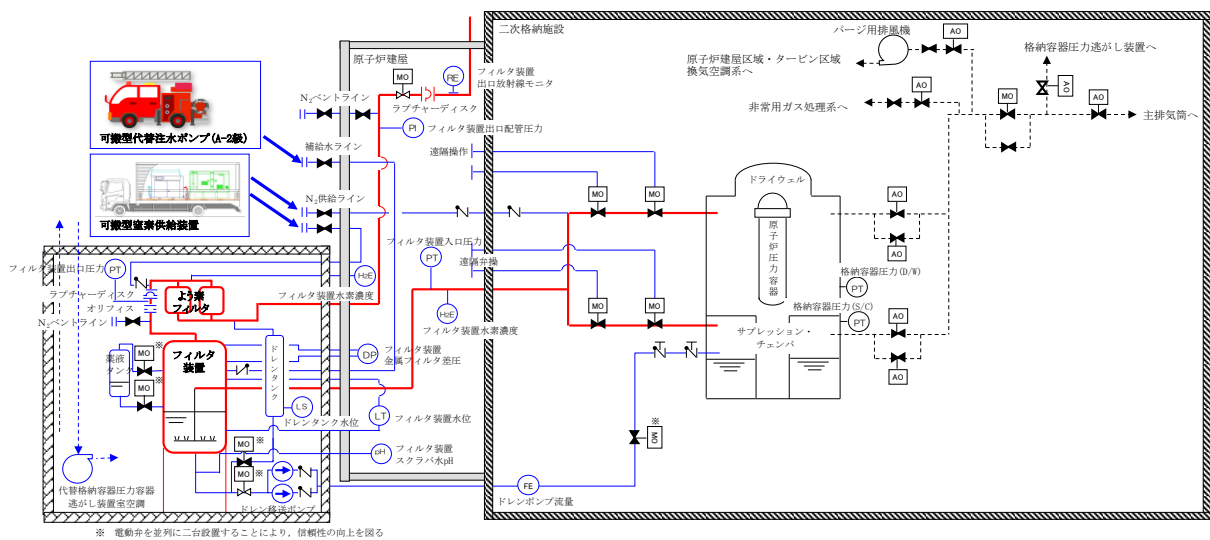


図 3.5-4 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.5-13 代替格納容器圧力逃がし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	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	代替格納容器圧力逃がし装置室空調【常設】 ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 薬液タンク【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源 <sup>*1</sup> （水源に関する流 路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 <sup>*2</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発 電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガ スタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第 二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】

（次頁へ続く）

	<p>AM用動力変圧器【常設】  AM用MCC【常設】  AM用切替盤【常設】  AM用操作盤【常設】  非常用高圧母線C系【常設】  非常用高圧母線D系【常設】  常設代替直流電源設備  AM用直流125V蓄電池【常設】  AM用直流125V充電器【常設】  可搬型直流電源設備  電源車【可搬】  AM用直流125V充電器【常設】  軽油タンク【常設】  タンクローリ(4kL)【可搬】  上記常設代替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。  常設代替交流電源設備  可搬型代替交流電源設備</p>
計装設備 <sup>※3</sup>	<p>フィルタ装置水位【常設】  フィルタ装置入口圧力【常設】  フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】  フィルタ装置水素濃度【常設】  フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】  フィルタ装置スクラバ水pH【常設】  ドライウエル雰囲気温度【常設】  サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】  格納容器内圧力(D/W)【常設】  格納容器内圧力(S/C)【常設】</p>

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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」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 計測設備」で示す。

### 3.5.2.3.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保

代替格納容器圧力逃がし装置の多重性又は多様性及び独立性，及び位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保」で示す。

### 3.5.2.4 耐圧強化ベント系

#### 3.5.2.4.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として設置するものである。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内の雰囲気ガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

本システムは配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒（内筒）を通して大気へ放出する。

本システム全体の概要図を図 3.5-5 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.5-14 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

- ・ 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。
- ・ 計装設備については「3.15 計測設備（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。

— : 重大事故等対処設備（主要設備）  
 — : 重大事故等対処設備（附属設備等）

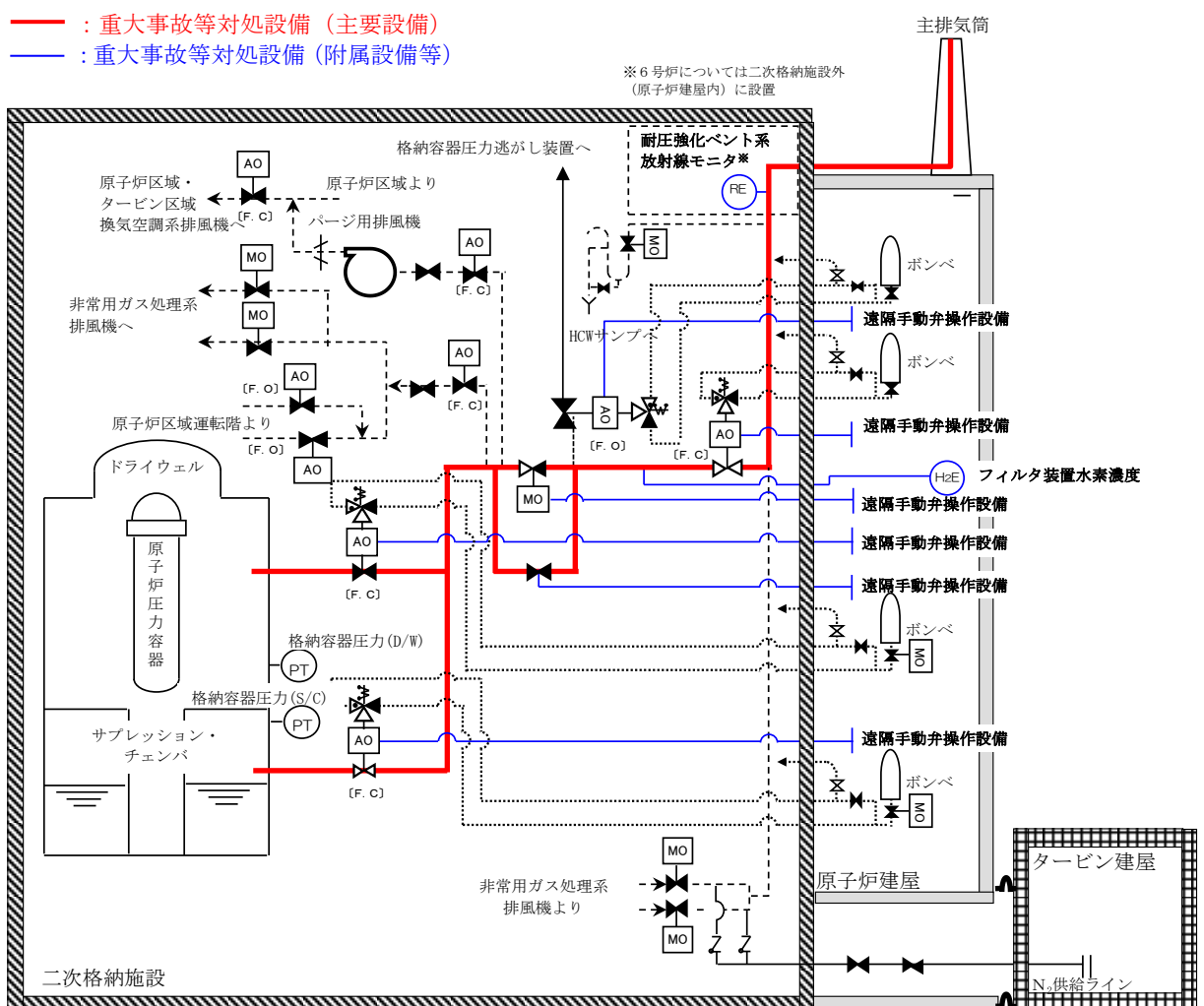


図 3.5-5 耐圧強化ベント系 系統概要図

表 3.5-14 耐圧強化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	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W) 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W) 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】
注水先	—
電源設備 <sup>*1</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
	可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替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。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>※2</sup>	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 <sup>※3</sup>

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備」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 計測設備」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については、設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

#### 3.5.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

##### (1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）

最高使用圧力	: 620kPa [gage]
最高使用温度	: 171℃
容量	: 約 15.8kg/s
取付箇所	: 原子炉建屋内

なお、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）」、計装設備については「3.15 計測設備（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。

#### 3.5.2.4.3 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性，独立性，及び位置的分散の確保」で示す。



### 3.5.2.4.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.5.2.4.4.1 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。

耐圧強化ベント系を構成する機器は、二次格納施設内に設置されている設備であることから、**想定される重大事故等時**における二次格納施設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**、以下の表3.5-15に示す設計とする。

(48-4-23～31)

表 3.5-15 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	二次格納施設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	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
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	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は、重大事故等が発生した場合の二次格納施設内の環境を考慮し、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、**操作可能なように**、原子炉建屋の二次格納施設外より**遠隔手動弁操作設備**を介しての人力操作が可能な設計とする。

##### (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。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（電動駆動弁及び空気駆動弁）については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。表 3.5-16 に操作対象機器を示す。

これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(48-4-23～31, 48-5-10～11)

表 3.5-16 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	手動操作
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※
		6号炉：原子炉建屋地上3階 (二次格納施設内) 7号炉：原子炉建屋地上4階 (二次格納施設内)	手動操作

※ 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。

耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から主排気筒（内筒）までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁については、**発電用原子炉の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。** **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放出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。**

(48-6-11～13)

表 3.5-17 耐圧強化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	漏えい確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

### (4) 切り替えの容易性（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。

耐圧強化ベント系については本来の用途以外の用途には使用しない。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時において

でも遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、ベントガスを非常用ガス処理系配管を經由して主排気筒（内筒）へ導くことが可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。

これにより、図 3.5-6 及び図 3.5-7 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-23～31, 48-5-10～11)

手順の項目		要員(数)	経過時間(分)																	備考		
			10	20	30	40	50	55	175	180	190	200										
			180分 減圧及び除熱開始																			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・電源確認			系統構成																電源を復旧しながら系統構成を行う
	現場運転員C, D	2	移動・電源確保			系統構成																
			→ 原子炉格納容器ベント開始																			
			※系統構成 ※																			

※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は、約 60 分で可能である。

手順の項目		要員(数)	経過時間(分)												備考
			10	20	30	35	130	135	140	150					
			135分 減圧及び除熱開始												
耐圧強化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)(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・計器電源確認												
	現場運転員C, D	2	移動・系統構成										原子炉格納容器ベント開始		
	現場運転員E, F	2	移動・系統構成												

図 3.5-6 耐圧強化ベント系による除熱 (W/W ベント) のタイムチャート\*

		経過時間(分)																		備考	
		10	20	30	40	50	55	...		175	180	190	200								
手順の項目	要員(数)	180分 減圧及び除熱開始																			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・電源確認			系統構成												電源を復旧しながら系統構成を行う			
		2	移動・電源確保						系統構成						原子炉格納容器ベント開始						
	現場運転員C, D	2	移動・電源確保						系統構成												
		2							系統構成 ※												

※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は、約60分で可能である。

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	35	...		130	135	140	150							
手順の項目	要員(数)	135分 減圧及び除熱開始																
耐圧強化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)(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保・計器電源確認															原子炉格納容器ベント開始
		2	移動・系統構成															
	現場運転員C, D	2	移動・系統構成															
		2	移動・系統構成															

図 3.5-7 耐圧強化ベント系による除熱(D/Wベント)のタイムチャート\*

\* : 「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1.5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。

耐圧強化ベント系は、不活性ガス系、非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.5-18 の通り、不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント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。格納容器圧力逃がし装置については、通常時は使用しない系統であるため、系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。また、耐圧強化ベント系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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。

一方で、重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための隔離境界箇所は、表 3.5-19 の通りである。

非常用ガス処理系(非常用ガス処理系排風機入口側)、及び換気空調系との接続箇所は、一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており、それぞれの系統を隔

離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気駆動弁と通常時閉の手動弁であり，万が一，弁座からシートパスがあったとしても，ベントガスが他系統へ回り込むことを防止し，悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側），及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開，電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため，耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は，通常時閉の電動駆動弁であるが，非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため，電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると，中央制御室での閉確認が必要である。また，排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。

これらの弁によって他系統と隔離する弁は直列に2弁ずつ設置されているものではないが，炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用した際には，二次隔離弁の開度を調整開とする手順とすることで，当該弁の弁座シート部にかかる系統内圧力を低減させ，水素ガスが他系統へ回り込むことを防止し，悪影響を及ぼさない設計とする。

(48-5-10～11)

表 3.5-18 他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
格納容器圧力逃がし装置※	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開

※ 格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等対処設備であり，通常時は使用しない系統である。

表 3.5-19 他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系 排風機入口側）	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系フィ ルタ装置出口側）	第一隔離弁 （フィルタ装置 出口隔離弁 A/B）	電動駆動	通常時閉 （自動起動インター ロック有）
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 （フィルタ装置入口弁※）	空気駆動	通常時開 電源喪失時開
原子炉建屋内	第一隔離弁 （非常用ガス処理系 U シール隔離弁）	電動駆動	通常時開

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



(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。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-20 に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について、炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては、想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから、操作が可能である。一方、炉心損傷後に耐圧強化ベントを実施する場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接接近して行うことは困難である。電源喪失時でなければ中央制御室にて当該弁の操作を行うこととするが、電源喪失時には遠隔手動弁操作設備を経由して二次格納施設外にて操作を行うことが可能な設計とする。また、二次格納施設内に設置されている高線量配管に対して二次格納施設壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。

(48-4-23～31, 48-5-10～11)

表 3.5-20 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サブレーション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	6 号炉：原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内) 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階 (二次格納施設内)	中央制御室



### 3.5.2.4.4.1 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。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の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、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から除熱をするため、原子炉定格熱出力の1%に相当する15.8kg/sの蒸気流量を排気することができる設計とする。

原子炉定格熱出力の1%とは、原子炉停止から2～3時間後に相当する出力である。一方、有効性評価シナリオにおいて、炉心損傷前のベント開始は、原子炉停止後約16時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器の蒸気発生量は、耐圧強化ベント系の設計流量である15.8kg/sよりも小さいことから、耐圧強化ベント系を用いて、原子炉格納容器から除熱することは可能である。

また、耐圧強化ベント系を炉心損傷前に使用する場合は、原子炉格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の620kPa[gage]とする。

また、耐圧強化ベント系の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の171℃とする。

(48-7-16～17)

#### (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。

耐圧強化ベント系は、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) 設計基準事故対象設備との多様性（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。

耐圧強化ベント系は、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）とは構成機器を共用していないため、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能が失われることはない。また、耐圧強化ベント系は原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器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。

(表 3.5-11, 12)

### 3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

#### 3.5.3.1 原子炉補機冷却系

##### 3.5.3.1.1 設備概要

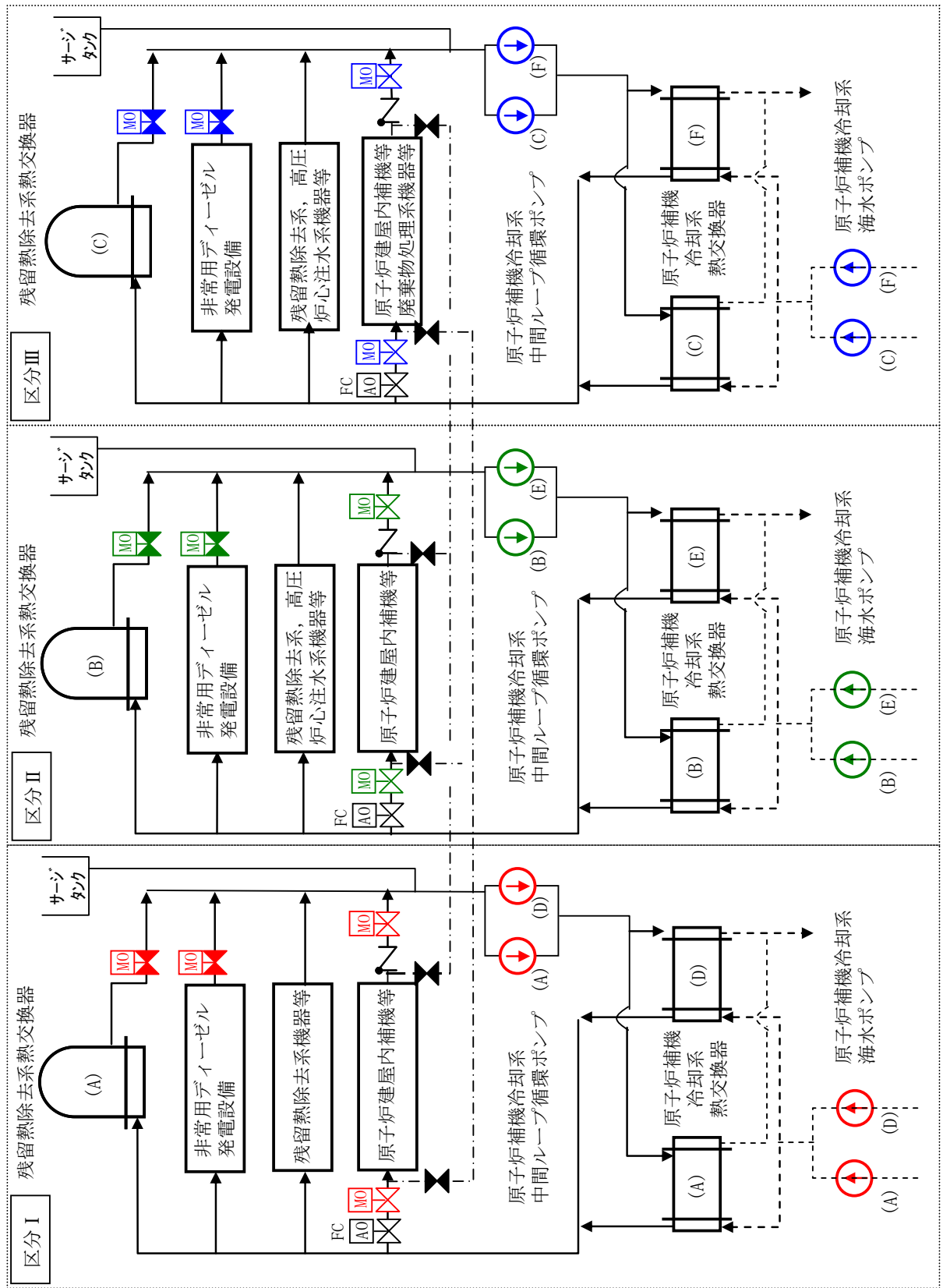
原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、非常用機器、残留熱除去機器の冷却と原子炉常用補機、廃棄物処理系機器及びタービン建屋内の放射性流体を取り扱う補機の冷却を行う。

本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応した3系統としており、その系統は中間ループ及び海水系で構成し、中間ループ循環ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管及び弁類等で構成する。中間ループ循環ポンプ、熱交換器及び海水ポンプは、各区分において通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。

本系統全体の概要図を図3.5-8に、本系統に属する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-21に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等が発生した場合においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

- 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。
- 計測制御設備については「3.15 計測設備（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。



— 区分 I 電源供給   
 — 区分 II 電源供給   
 — 区分 III 電源供給   
 - - - - - タイライン

図 3.5-8 原子炉補機冷却系 系統概要図

表 3.5-21 原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系 海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系 熱交換器【常設】
附属設備	—
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ[流路] 原子炉補機冷却系 サージタンク[流路]
電源設備 <sup>※1</sup>	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 <sup>※2</sup>	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】

※1：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。

### 3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 1300m <sup>3</sup> /h/台
容量（区分Ⅲ）	: 1100m <sup>3</sup> /h/台（6号炉） 800m <sup>3</sup> /h/台（7号炉）
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階

#### (2) 原子炉補機冷却系 海水ポンプ

容量	: 1800m <sup>3</sup> /h/台
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階

#### (3) 原子炉補機冷却系 熱交換器

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 約17MW/基（海水温度30℃において）
容量（区分Ⅲ）	: 約16MW/基（海水温度30℃において）
個数	: 1/区分（予備1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下1階

なお、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）」、計測制御設備については「3.15 計測設備（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。

### 3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、海水ポンプ、及び熱交換器については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

原子炉補機冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。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。

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、海水ポンプ、及び熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、海水ポンプ、及び熱交換器については、タービン建屋内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合におけるタービン建屋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3.5-22に示す設計とする。

表 3.5-22 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	タービン建屋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	屋外に設置するものではないため、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	タービン建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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

また、原子炉補機冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、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。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。



原子炉補機冷却系については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、海水ポンプ、及び熱交換器については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

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。

### 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設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第50条に規定する「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) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
- b) 上記 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。

### 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設備を設置する。

##### (1) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 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格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設ける。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設置することで設置許可基準規則第 50 条に対する要求事項に適合させるものとするが、更なる安全性向上の観点から代替格納容器圧力逃がし装置を追って設置することにより、格納容器圧力逃がし装置に対する多重化を図るものとする。

これらの設備は、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 1 項 b) に対する要求事項を満たすものとする。

##### i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置及びよう素フィルタを設置する設計とする。

フィルタ装置にて、粒子状放射性物質の 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99.9%以上を除去可能である。また、よう素フィルタにて、有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

##### ii) 可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてパージする。これにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

ベント初期に含まれるガスのモル組成は、ドライ条件で評価した場合でも酸素濃度が 5vol%を下回っており、系統内で可燃域に達することはない。

また、ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された FP による水の放射線分解によって発生する水素・酸素の量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃域に達することはない。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) 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系、及び格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他号炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で二重に設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器圧力逃がし装置は、他の号機、系統、機器とは共用しない設計とする。

- iv) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置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、ベント停止後に再度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格納容器スプレイを停止する運用とする。
- v) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁については、**遠隔手動弁操作設備**により人力で容易かつ**確実に開閉操作ができる**設計とする。
- vi) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁の**遠隔手動弁操作設備**を介した操作エリアは原子炉建屋の二次格納施設外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行った上で、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する設計とする。
- vii) ラプチャーディスクについては、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁、並びにフィルタ装置とよう素フィルタとの隔壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、ラプチャーディスクは**原子炉格納容器からの排気圧力（620kPa[gage]）**と比較して十分に低い圧力である**約 100kPa[gage]**にて破裂する設計であり、排気の妨げにならない設計とする。
- viii) **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、いずれからも格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができるよう設計する。**  
サブプレッション・チェンバからの排気では、サブプレッション・チェンバの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排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること、及び有効**燃料棒**頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、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) 格納容器圧力逃がし装置について、フィルタ装置、よう素フィルタ及び使用時に高線量となる配管、機器等の周囲には遮蔽体を設置し、作業員の放射線防護を考慮した設計とする（詳細は 3.7.2.1.3.1(6)参照）。  
代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタは地下ピット内に格納し、十分な厚さのコンクリート蓋により地上面の放射線量は十分に低減されている。また、フィルタ装置に接続する配管等については原子炉建屋の二次格納施設内に設置されるが、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、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。

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項）

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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために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、代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ又は、格納容器下部注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置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。

(3) 格納容器 pH 制御設備

設置許可基準規則解釈第1項 b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中にイオン素を捕捉することでイオン素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

また、原子炉格納容器の負圧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。

(4) 可搬型格納容器窒素供給設備

設置許可基準規則解釈第1項 b) iv) に関連する自主対策設備として、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本システムは、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型窒素ガス発生装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

### 3.7.2 重大事故等対処設備

#### 3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

##### 3.7.2.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、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、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出するために重大事故緩和設備として設けるものである。

本システムの主要設備は、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクで構成し、**排気**圧力によりラプチャーディスクが破裂することから、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由しフィルタ装置、よう素フィルタへ導き、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口を通して放出する。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋の二次格納施設外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。また、大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクが設置され、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサプレッション・チェンバに排出するドレン**移送**ポンプが設置される。蒸気凝縮ドレンを排出した際には、フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、除去効率に影響を及ぼすため、可搬型のスクラバ水 pH 制御設備を用いて薬液濃度を調整する。一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを経由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。本システムを使用した際には、フィルタ装置及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、遮蔽壁を設置し、周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本システム全体の概要図を図 3.7-1 に、本システムに属する重大事故等対処設備を表 3.7-1 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。



- 水源については「3.13 重大事故等の取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。
- 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。
- 計装設備については「3.15 計測設備（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。

- 重大事故等対処設備（主要設備）
- 重大事故等対処設備（附属設備等）

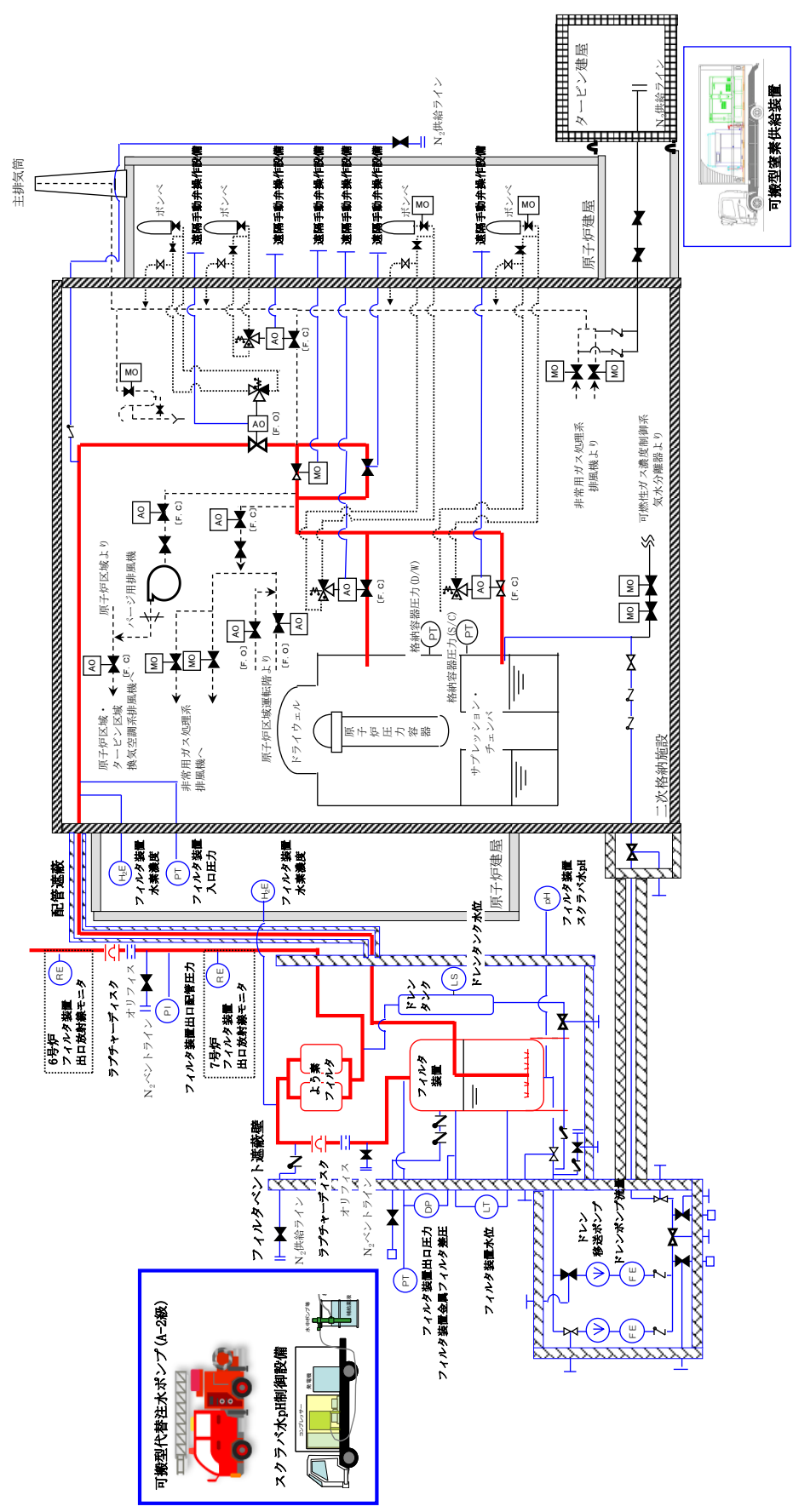


図 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図



表 3.7-1 格納容器圧力逃がし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	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁（S/C→D/W）【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
	代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替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。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【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」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」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 計測設備」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) フィルタ装置

材料	: スクラバ水 : 水酸化ナトリウム水溶液 ( <input type="text"/> 以上 ) : 金属フィルタ : SUS316L
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 620kPa [gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 31.6kg/s
個数	: 1
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

#### (2) よう素フィルタ

材料	: 銀ゼオライト
放射性物質除去効率	: 98%以上 (有機よう素に対して)
最高使用圧力	: 250kPa [gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 15.8kg/s/基
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内

#### (3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	: 約 100kPa [gage]
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント遮蔽壁内及び原子炉建屋屋上

なお、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)」、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)」、計装設備については「3.15 計測設備 (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。

### 3.7.2.1.3 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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ上流側）は、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置されてい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（フィルタベント遮蔽壁内）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、以下の表3.7-2に示す設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は、原子炉建屋屋上に設置され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屋上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、以下の表3.7-3に示す設計とする。

また、降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とするとともに、フィルタ装置外面にはヒーター及び保温材を設置することによる凍結防止対策を行う。なお、ヒーターが使用できない場合においても24時間以上はスクラバ水が凍結しないことを確認している。

(50-4-2～50-4-15)

表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件（屋外（フィルタベント遮蔽壁内））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）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	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	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	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，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（原子炉建屋屋上）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋屋上で想定される温度，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	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	原子炉建屋屋上で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の操作は，重大事故等が発生した場合の二次格納施設内の環境を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋の二次格納施設外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。

(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。

格納容器圧力逃がし装置の流路に接続される弁（一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁）を遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することにより、原子炉格納容器内のガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導き、排気口より環境へ放出することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器減圧が可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。また、流路に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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に低い圧力で破裂する設計とする。そのため、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B、非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。なお、換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(50-4-8～50-4-15)

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	—	—	—
よう素フィルタ	—	—	—
ラプチャーディスク	閉止→破裂	—	—
一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下1階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上2階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
フィルタ装置入口弁	弁開確認	中央制御室	手動操作※ <sup>1</sup> (遠隔手動弁操作設備)
耐圧強化ベント弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※ <sup>1</sup> (遠隔手動弁操作設備)
換気空調系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>2</sup>
換気空調系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※ <sup>3</sup>
非常用ガス処理系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>2</sup>
非常用ガス処理系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※ <sup>3</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>2</sup>
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>2</sup>
非常用ガス処理系 U シール隔 離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作※ <sup>2</sup>

※<sup>1</sup> 中央制御室にてランプ確認を行う。

全閉もしくは全開でないことが確認された場合は、二次格納施設外より遠隔手動弁操作設備を用いて操作を行う。

※<sup>2</sup> 中央制御室にてランプ確認を行う。

全開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。

※<sup>3</sup> 中央制御室にてランプ確認を行う。

これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。



(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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、表 3.7-5 に示すように**発電用原子炉**の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては、マンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験を実施可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては、ホルダーから取外して定期的に**取替**可能な設計とする。

また、**発電用原子炉**の停止中に、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側並びにドライウエル側）、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁並びにフィルタ装置入口弁については弁開閉試験を実施し、さらに格納容器圧力逃がし装置の主配管は**漏えいの有無**の確認を実施することで、機能・性能試験が可能な設計とする。

(50-6-2～50-6-8)

表 3.7-5 格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

<b>発電用原子炉</b> の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の <b>確認</b>
	外観検査	フィルタ装置，よう素フィルタの容器 外面並びに内部構造物の外観の確認
	<b>分解検査</b>	ラプチャーディスクの <b>取替</b>

(4) 切り替えの容易性（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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては本来の用途以外の用途には使用しない。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて開操作することにより、**排気ガス**をフィルタ装置及びよう素フィルタに導くことが可能である。また、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することも可能である。

これにより、図 3.7-2 及び図 3.7-3 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え**操作が可能である**。

(50-4-8～50-4-13)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80									
				減圧及び除熱開始 70分																
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認												系統構成		電源を復旧しながら系統構成を行う。			
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保												W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作					

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80									
				35分系統構成完了																
				減圧及び除熱開始 55分																
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、弁状態及び監視計器指示の確認																	
	現場運転員C, D	2	移動・系統構成												W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作					
	現場運転員E, F	2	移動・系統構成																	

図 3.7-2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W ベント) タイムチャート\*

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	減圧及び除熱開始 70分																	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認																電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成																
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保																
			D/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作																

		経過時間(分)																備考					
		10	20	30	40	0	10	20	30	40	50	60											
手順の項目	要員(数)	35分 系統構成完了																減圧及び除熱開始 55分					
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、弁状態及び監視計器指示の確認																				
			移動・系統構成																				
	現場運転員C, D	2	D/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作																				
			移動・系統構成																				

図 3.7-3 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/W ベント) 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. 7 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。

格納容器圧力逃がし装置には，排気経路に非常用ガス処理系，換気空調系並びに耐圧強化ベント系が接続されている。

非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は，一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。それぞれの系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置する。これらのうち格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁（一次隔離弁）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駆動弁である。また，2 つ目の弁（二次隔離弁）は通常時閉の手動弁である。これら手動弁については運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には，速やかに弁の操作を実施できるように運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

また，耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され，系統を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置してある。格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。2 つ目の弁について，非常用ガス処理系フィルタ装置に接続する弁は通常時閉の電動駆動弁であり，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。また，排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，U シールドレンを介して原子炉建屋内に接続されている。通常時は U シール部は水シールされており，原子炉建屋内に開放されていないが，念のためにベント実施前に中央制御室で当該弁の閉操作を行う運用とする。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は表 3.7-6 に示すように直列で二重に設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない。

(50-5-2～50-5-3)

表 3.7-6 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系 一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	非常用ガス処理系 二次隔離弁	手動	通常時閉
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	換気空調系二次隔離弁	手動	通常時閉
耐圧強化ベント系	一次隔離弁 (耐圧強化ベント弁※)	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	二次隔離弁 (フィルタ装置 出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動 インターロック有)
	二次隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開

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

(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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタについては、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、約 1.3m 厚さのコンクリート製のフィルタベント遮蔽壁の中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、フィルタ装置へ接続する屋外配管についても、同様に高放射線量となることから、機器の周囲に鉄板遮蔽を設置している。

また、当該系統を使用する際に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-7 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恐れが少ないため、操作可能である。一方、現場にて操作を実施する機器のうち、原子炉建屋内に設置の機器については、操作場所を放射線量が高くなる恐れが少ない二次格納施設外としているため、操作可能である(二次格納施設外であっても、二次格納施設内の高線量配管の影響により放射線量が高くなる恐れのある場所においては、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する等の対策を行う)。また、現場にて操作を実施する機器のうち、屋外に設置の機器については、格納容器圧力

逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置，よう素フィルタ，配管，機器の周囲には遮蔽体を設置し，現場の放射線量を低減させるため，操作可能である。

(50-4-8～50-4-13)

表 3.7-7 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルタベント遮蔽壁内	—
よう素フィルタ	フィルタベント遮蔽壁内	—
ラブチャーディスク	フィルタベント遮蔽壁内 原子炉建屋屋上	—
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地下 1 階 (二次格納施設外)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 2 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室 原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
換気空調系 一次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
換気空調系 二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 <sup>※1</sup> (二次格納施設内)
非常用ガス処理系 一次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	原子炉建屋地上 3 階 <sup>※1</sup> (二次格納施設内)
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設内)	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	原子炉建屋地上 4 階 (二次格納施設内)	中央制御室

※1 これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

### 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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタの設計流量については、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも、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容量を有する設計とする。

スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置のエアロゾル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。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送することで、フィルタ装置を長期間使用可能な設計とする。

スクラバ水待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラバ水pH低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率を99.9%以上確保可能な□□以上を保持可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分は有効面積と層厚さを有し、吸着層と排気ガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

ラプチャーディスクの破裂圧力は、格納容器圧力逃がし装置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に低い圧力として約100kPa[gage]で破裂する設計とする。

(50-7-2～50-7-14)

#### (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。



格納容器圧力逃がし装置は、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。

(50-5-2～50-5-3)

(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。

格納容器圧力逃がし装置は、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、代替機能を持つ重大事故等対処設備である代替格納容器圧力逃がし装置に対して多重性、独立性及び位置的分散を図ったものとする。また、代替循環冷却系に対しても多重性、独立性及び位置的分散を図るとともに、駆動方式、ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

一方で、格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第 48 条においては、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と整理し、**残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）**の安全機能を代替する。**残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）**については、サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、ベント管を通過してサプレッション・チェンバ内に戻り、サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。



### 3.7.2.2 代替格納容器圧力逃がし装置

#### 3.7.2.2.1 設備概要

代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合においても、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、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出するために重大事故緩和設備として設けるものである。

本システムの主要設備は、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクで構成し、排気圧力によりラプチャーディスクが破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置、よう素フィルタへ導き、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口を通して放出する。

本システムを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

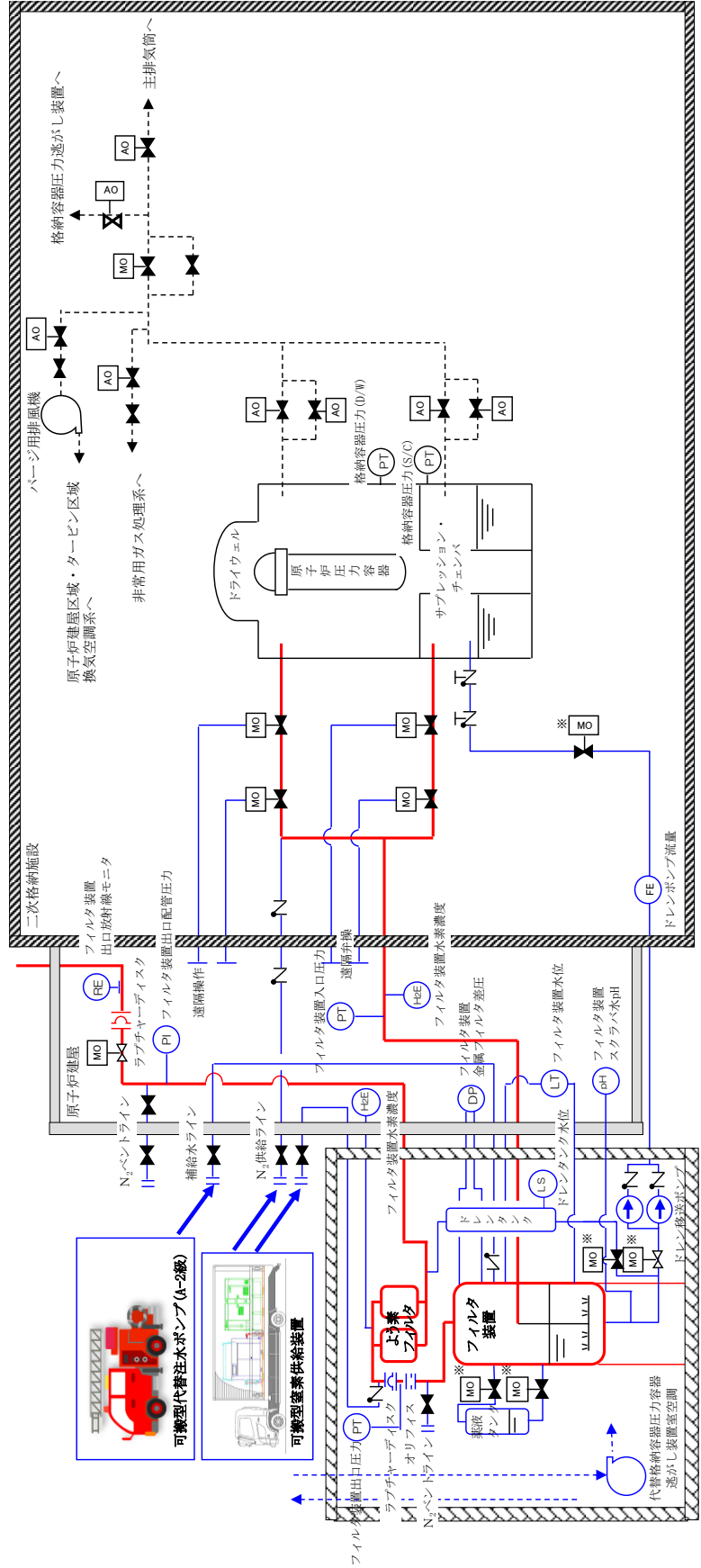
本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋の二次格納施設外から人力にて操作を行うことが可能としている。また、大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクが設置され、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサプレッション・チェンバに排出するドレンポンプが設置される。蒸気凝縮ドレンを排出した際には、フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、除去効率に影響を及ぼすため、地下ピット内に常設している薬液タンクを用いて薬液濃度を調整する。一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを経由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。

本システム全体の概要図を図 3.7-4、本システムに属する重大事故対処設備を表 3.7-8 に示す。

本システムは、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能である。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。

- 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。
- 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。
- 計装設備については「3.15 計測設備（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。

— 重大事故等対処設備（主要設備）  
— 重大事故等対処設備（附属設備等）



※ 電動弁を並列に二台設置することにより、信頼性の向上を図る

図 3.7-4 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.7-8 代替格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	代替格納容器圧力逃がし装置室空調【常設】 ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 薬液タンク【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源 <sup>※1</sup> （水源に関する流 路, 電源設備を含む）	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	代替格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁(S/C→D/W)【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備 <sup>※2</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
	代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替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。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 <sup>※3</sup>	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」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」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 計測設備」で示す。

### 3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) フィルタ装置

材料	: スクラバ水 : 水酸化ナトリウム水溶液 ( <input type="text"/> 以上 )
	: 金属フィルタ : SUS316L
放射性物質除去効率	: 99.9%以上 (粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して)
最高使用圧力	: 620kPa [gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 31.6kg/s
個数	: 1
取付箇所	: フィルタベント地下ピット

#### (2) よう素フィルタ

材料	: 銀ゼオライト
放射性物質除去効率	: 98%以上 (有機よう素に対して)
最高使用圧力	: 250kPa [gage]
最高使用温度	: 200℃
系統設計流量	: 約 15.8kg/s/基
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント地下ピット

#### (3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	: 約 100kPa [gage]
個数	: 2
取付箇所	: フィルタベント地下ピット及び 原子炉建屋の二次格納施設外

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)」、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)」、計装設備については「3.15 計測設備 (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。

### 3.7.2.2.3 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。

代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ上流側）は，常設で地下ピット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，地下ピット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，以下の表3.7-9に示すような設計とする。

代替格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は，原子炉建屋の二次格納施設外に設置され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の二次格納施設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，以下の表3.7-10に示す設計とする。

表3.7-9 環境条件及び荷重条件（フィルタベント地下ピット内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	フィルタベント地下ピット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	屋外に設置するものではないため，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ことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	フィルターベント地下ピット内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-10 想定する環境条件及び荷重条件（原子炉建屋の二次格納施設外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋の二次格納施設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	屋外に設置するものではないため，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ことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

代替格納容器圧力逃がし装置の操作は，重大事故等が発生した場合の二次格納施設内の環境を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋の二次格納施設外より遠隔手動弁操作設備を介して人力操作が可能な設計とする。

(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。

代替格納容器圧力逃がし装置の流路に接続される弁（一次隔離弁並びに二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側））を中央制御室より開操作することにより，原子炉格納容器内のガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導き，排気口より環境へ放出することで，代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器減圧が可能である。これらの弁は，電源喪失時においては遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋の二次格納施設外より人力にて操作することが可能である。また，流路に設けるラプチャーディスクは，代替格納容器圧力逃がし装置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に低い圧力で破裂する設計とする。そのため，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作することが可能である。操作対象機器を表 3.7-11 に示す。



これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

表 3.7-11 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	—	—	—
よう素フィルタ	—	—	—
ラプチャーディスク	閉止→破裂	—	—
一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)
二次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋 (二次格納施設外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)

(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。

代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、表 3.7-12 に示すように、**発電用原子炉**の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては、マンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験を実施可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては、ホルダーから取外して定期的に**取替**可能な設計とする。

また、**発電用原子炉**の停止中に、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ

側並びにドライウエル側)、二次隔離弁(サプレッション・チェンバ側並びにドライウエル側)については弁開閉試験を実施し、さらに代替格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏えいの有無の確認を実施することで、機能・性能試験が可能な設計とする。

(50-6-2～50-6-8)

表 3.7-12 代替格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	フィルタ装置, よう素フィルタの容器 外面並びに内部構造物の外観の確認
	分解検査	ラプチャーディスクの取替

(4) 切り替えの容易性 (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。

代替格納容器圧力逃がし装置については他系統とは独立した系統構成であることから、切り替え操作は不要である。

(50-5-4～50-5-5)

(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。

代替格納容器圧力逃がし装置は、他の系統及び機器とは共用しない。

(50-5-4～50-5-5)

(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。

代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁は表 3.7-13 に示す通りであるが、電源喪失時においてこれらの弁を操作する際の現場での操作位置は、重大事故等時に放射線量が高くなる恐れが少ない原子炉建屋の二次格納施設外に設置する。また、二次格納施設内の高線量配管に対して二次格納施設壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、現場での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する等の対策を行う。

表 3.7-13 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルタベント地下ピット	—
よう素フィルタ	フィルタベント地下ピット	—
ラプチャーディスク	フィルタベント地下ピット 原子炉建屋（二次格納施設外）	—
一次隔離弁 （サプレッション・ チェンバ側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
一次隔離弁 （ドライウエル側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
二次隔離弁 （サプレッション・ チェンバ側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
二次隔離弁 （ドライウエル側）	原子炉建屋 （二次格納施設内）	中央制御室
		原子炉建屋 （二次格納施設外）
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—

### 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。

代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタの設計流量については、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも、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容量を有する設計とする。

スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置のエアロゾル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。また、当該システムを使用した際に、システム内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送することで、フィルタ装置を長期間使用可能な設計とする。

スクラバ水待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラバ水pH低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率が99.9%以上確保可能な□□□□以上を保持可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分は有効面積と層厚さを有し、吸着層と排気ガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

ラプチャーディスクの破裂圧力は、代替格納容器圧力逃がし装置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に低い圧力として約100kPa[gage]で破裂する設計とする。

(50-7-2～50-7-14)

#### (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。

代替格納容器圧力逃がし装置は、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。

(50-5-4～50-5-5)

(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。

代替格納容器圧力逃がし装置は、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、代替機能を持つ重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置に対して多重性、独立性及び位置的分散を図ったものとする。また、代替循環冷却系に対しても多重性、独立性及び位置的分散を図るとともに、駆動方式、ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

一方で、代替格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第 48 条においては、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と整理し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、ベント管を通過してサプレッション・チェンバ内に戻り、サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。

したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。



### 3.7.2.3 代替循環冷却系

#### 3.7.2.3.1 設備概要

代替循環冷却系は、サブプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、代替原子炉補機冷却系である可搬型の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱することで、原子炉の循環冷却を行うことを目的に設ける系統である。

本系統は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を直接冷却する冷却水が流れる一次側の代替循環冷却系、及び一次側で除熱した熱を残留熱除去系熱交換器を介して最終ヒートシンクである海水へ移送する二次側の代替原子炉補機冷却系で構成される。

一次側の系統構成としては、サブプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイを行うことも可能とする。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内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ダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、ベント管に設けられている連通孔からサブプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。

なお、重大事故等における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に設置した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。

前述の通り、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水及び格納容器スプレイ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッション・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又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、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、代替循環冷却系を行うには、代替原子炉補機冷却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。

代替原子炉補機冷却系の系統構成について、熱交換器ユニットの淡水側は、代替原子炉補機冷却水ポンプにより、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱された水をタービン建屋に設置された接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換した後の水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱した水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。

一方で、熱交換器ユニットの海水側としては、熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、ホースを熱交換器ユニットと建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

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核分裂生成物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。

本系統全体の概要図を図 3.7-5, 本系統に属する重大事故対処設備を表 3.7-14 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。
- 計装設備については「3.15 計測設備（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。

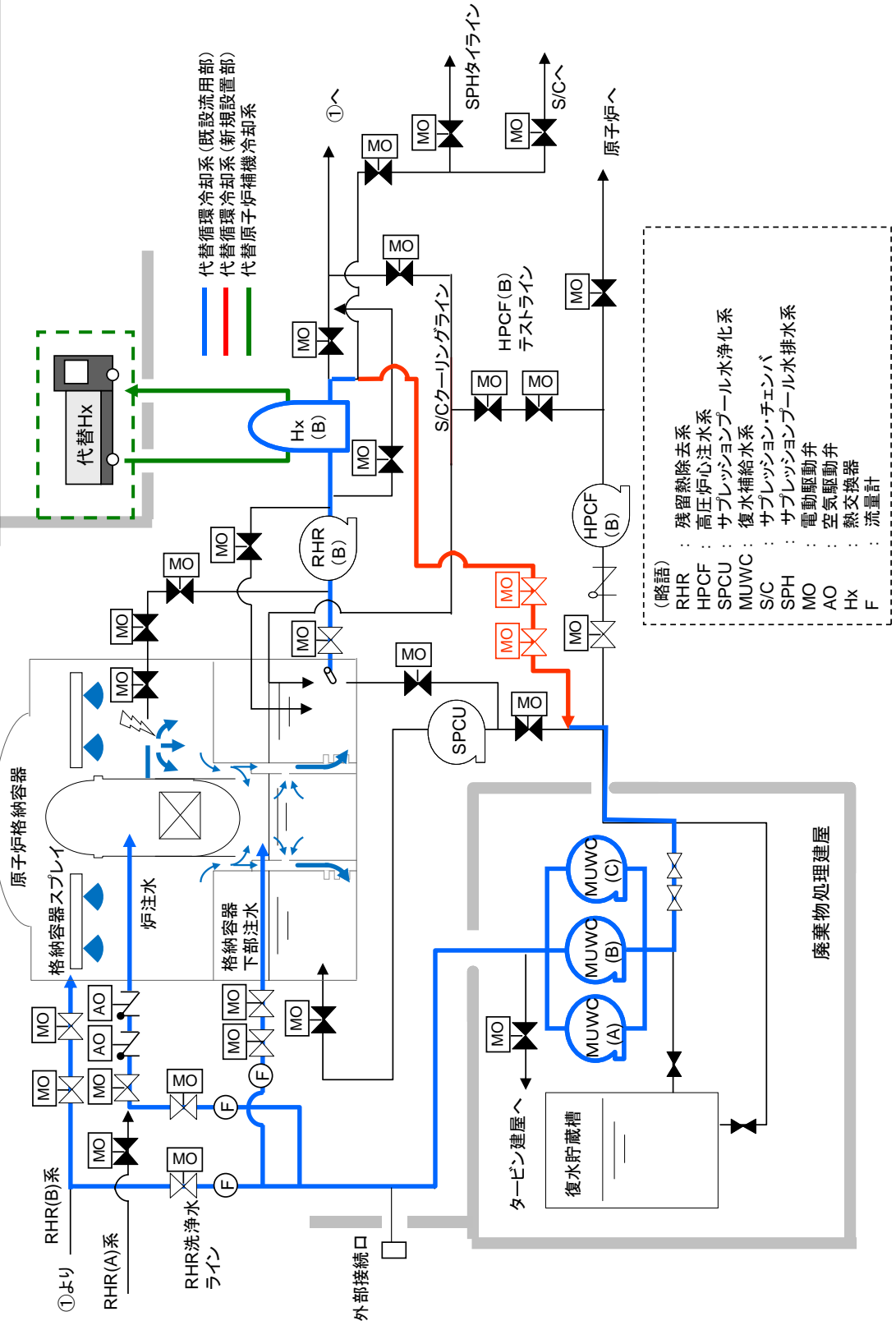


図 3.7-5 代替循環冷却系 系統概要図

表 3.7-14 代替循環冷却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	復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系 熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【可搬】
水源※ <sup>1</sup> （水源に関する流路， 電源設備を含む）	サプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 代替循環冷却系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器下部注水系 配管・弁【常設】 ホース【可搬】 海水貯留堰 スクリーン室 取水路
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※ <sup>2</sup> （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
	<b>燃料補給設備</b> 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】
計装設備※3	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)【常設】 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】

※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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」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 計測設備」で示す。

### 3.7.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage] 1.7MPa (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	: 66℃ 85℃ (重大事故等時における使用時の値)
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階

#### (2) 残留熱除去系 熱交換器

容量	: 約 8MW
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>
個数	: 1

#### (3) 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

容量	: 約 23 MW/式 (海水温度 30℃において)
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /式 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /式
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa[gage] / 海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 50℃ 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 40℃
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
個数	: 3 <sup>※1</sup> 1 <sup>※1</sup>

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ 2 とする。

#### 代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 300 m <sup>3</sup> /h/台 600 m <sup>3</sup> /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

(4) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

種類	: うず巻形
容量	: 900m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	: 1.25MPa
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原動機出力	: <input type="text"/> kW
個数	: 4 <sup>※1</sup>
使用箇所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ2とする。

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、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）」、計測制御設備については「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。

### 3.7.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.7.2.3.3.1 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。

代替循環冷却系の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であり，残留熱除去系熱交換器は，二次格納施設内に設置してい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，廃棄物処理建屋内又は二次格納施設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，以下の表 3.7-15 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時にタービン建屋の接続口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，以下の表 3.7-16 に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する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。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うと共に，凍結対策を行う。更に，常時海水を通水する熱交換器ユニット内の一部，及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(50-4-16～50-4-37, 50-8-3)

表 3.7-15 想定する環境条件及び荷重条件  
(復水移送ポンプ, 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	廃棄物処理建屋内又は二次格納施設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	屋外に設置するものではないため, 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ことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風(台風)・積雪	廃棄物処理建屋内又は二次格納施設内に設置するため, 風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-16 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車(熱交換器ユニット用))

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, 治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風(台風)・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 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。

代替循環冷却系の復水移送ポンプの起動及び系統構成に必要な弁は、中央制御室及び廃棄物処理建屋内で操作する。

復水移送ポンプの起動は、中央制御室において、操作盤上での操作が可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室又は現場での手動操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し、確実に操作できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便なカップラ接続及びフランジ接続方式並びに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。また、付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

また、代替循環冷却系運転中に残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系吸込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、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁及び復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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 3.7-17 に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4-16～50-4-37, 50-5-6～50-5-13, 50-11-12)

表 3.7-17 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却 流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却 ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水 系第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水 系第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系最小流量バイ パス弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(A)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口 弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系圧力抑制室プ ール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
サプレッションプール浄化 系復水貯蔵槽側吸込弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
復水補給水系下部ドライウ ェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系下部ドライウ ェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(二次格納施 設外)(6号炉) 中央制御室(7号炉)	スイッチ操作
復水補給水系常/非常用連 絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系常/非常用連 絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽 出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(A)ミニマム フロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作

(次頁へ続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(B) ミニマム フロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(C) ミニマム フロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系復水貯蔵槽出 口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号炉)	手動操作
復水補給水系制御棒駆動系 駆動水供給元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
廃棄物処理建屋復水積算流 量計バイパス弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
熱交換器ユニット	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポン プ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却海水ポン プ	起動停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
熱交換器ユニット流量調整 弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁 (B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁 (B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷 却水出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
原子炉補機冷却水系ポンプ (B)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ (E)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ (B)電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ (E)電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(B)冷却水温度調節 弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(D)冷却水温度調節 弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(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。

代替循環冷却系である復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-18 及び表 3.7-19 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、外観検査が可能な設計とする。

復水移送ポンプは、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（主軸、軸受、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外して、熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中及び停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送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・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁（A）から原子炉圧力容器までのライン、残留熱除去系洗浄水弁（B）から原子炉格納容器までのライン、格納容器下部注水ラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中及び停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B）、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B）、復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁、復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁の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。

また、代替循環冷却系の流路を確保するための残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁についても、発電用原子炉の運転中及び停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。これらの試験を組み合わせることにより、代替循環冷却系の機能を確認できる設計とする。

表 3.7-18 復水移送ポンプの試験及び検査

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，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-19 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	運転性能，漏えいの確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

代替原子炉補機冷却系である熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，表 3.7-20 に示すように発電用原子炉の停止中に，各機器の機能・性能試験，分解検査及び外観検査が可能であり，発電用原子炉の運転中には弁の動作確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の停止中の試験・検査として，熱交換器ユニットのうち，熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能で設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能である。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能で設計とする。



運転性能の確認として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行う。

発電用原子炉の運転中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.7-20 代替原子炉補機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	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	熱交換器及びポンプ外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(50-6-9～50-6-19)

(4) 切り替えの容易性（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。

代替循環冷却系である復水移送ポンプは、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であることから、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、弁を中央制御室から遠隔操作可能とする設計とするか、又は、弁を現場で速やかに操作できる配置上の考慮がなされた設計とする。残留熱除去系熱交換器は、本来の用途以外の用途に





(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。

代替循環冷却系は重大事故等時に残留熱除去系と高圧炉心注水系を繋ぐことで系統を構成するが，通常運転時に残留熱除去系と高圧炉心注水系に相互に悪影響を及ぼすことを防止するために，残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁を常時閉とすることで悪影響を及ぼさない設計とする。

また，復水移送ポンプは，通常時は残留熱除去系洗浄水弁（A 及び B）を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。他系統との隔離弁を表 3.7-21 に示す。

代替循環冷却系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は接続先の系統と分離された状態で保管する。

また，代替循環冷却系の運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に悪影響を及ぼさない構成とする。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から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。

表 3.7-21 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 高圧炉心注水系	残留熱除去系高圧炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系高圧炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁 (B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(50-5-6~13)

(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。

代替循環冷却系及び代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-22 に示す。このうち、復水移送ポンプ、タービン建屋負荷遮断弁、原子炉建屋内に設置されている弁のうち残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)、復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁、復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁(7号炉のみ)、常用冷却水供給側分離弁(B)、常用冷却水戻り側分離弁(B)については中央制御室から操作を可能とし、それ以外の原子炉建屋内に設置されている弁については放射線の影響を考慮し、原子炉建屋の二次格納施設外に AM 用切替盤、AM 用操作盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。その他、廃棄物処置建屋、タービン建屋、コントロール建屋で手動弁の操作が必要であるが、操作は代替循環冷却系起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

なお、屋外又はタービン建屋内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また、代替循環冷却系を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。

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、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。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン(非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等)についても、高線量となる範囲が限定的となるよう、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

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、残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ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。

表 3.7-22 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上1階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上1階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋アクセス通路 地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	中央制御室
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)(6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地下2階(7号炉)	中央制御室
復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地下2階(7号炉)	原子炉建屋地上3階(二次格納施設外)(6号炉) 中央制御室(7号炉)
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー 逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー 逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー 逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)
復水補給水系制御棒駆動系駆動水 供給元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
廃棄物処理建屋復水積算流量計バイ パス弁(6号炉のみ)	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却海水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出 口弁	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込 弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込 弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動 機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動 機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍 機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍 機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
ホース	屋外又はタービン建屋	屋外又はタービン建屋

(50-4-16~37, 50-8-3)

### 3.7.2.3.3.2 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。

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。代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の重要事故シナシケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力容器への注入流量が 90 m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 100 m<sup>3</sup>/h）（復水移送ポンプ 2 台）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（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m<sup>3</sup>/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 140 m<sup>3</sup>/h）（復水移送ポンプ 2 台）であることから、1 台あたりの 95 m<sup>3</sup>/h 流量を確保可能な設計とする。その際のポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，及び弁配管圧損を考慮して循環流量が 190m<sup>3</sup>/h 達成可能な設計とする。

また、残留熱除去系熱交換器の容量については、代替循環冷却系として使用する場合における熱交換量がサプレッション・チェンバ・プール水温が約 160℃の場合において約 17MW 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、海水温度が 30℃，サプレッション・チェンバ・プール水温が 52℃の場合の熱交換量である約 8MW とする。

(50-7-15～37)

#### (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。

代替循環冷却系の復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，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。

(50-5-6～13)

(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。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり，原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置，及び代替格納容器圧力逃がし装置に対し駆動方式，ヒートシンクについて多様性を有した設計とする。

また，復水移送ポンプは，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対し，位置的分散されている。また，電源，冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており，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。

代替原子炉補機冷却系の常設部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，共通要因によって設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時に機能が損なわれることを防止するために，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車（熱交換器ユニット用）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。

### 3.7.2.3.3.3 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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって，復水移送ポンプが起動可能な状況において，残留熱除去系熱交換器の冷却水として，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱量とポンプ流量を有する設計とする。

熱交換器ユニットの容量は，熱交換容量約23MWとして設計し，代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で，事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とし，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は，流量900m<sup>3</sup>/hとして設計し，代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で，事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とし，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果を確保可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットは，1セット1式使用する。保有数は1プラントあたり2セット2式で6号及び7号炉共用で4セット4式確保する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は1セット1台として使用する。保有数は1プラントあたり1セット1台で6号及び7号炉共用で4セット4台確保する。更に熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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として，同様の機能を有する格納容器圧力逃がし装置と多様性を持つ設計とする。

(50-7-15～37)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。

また、代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式であるカップラ接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号が相互に使用することができるよう、それぞれの大容量送水車（熱交換器用）は、6号及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(50-4-31, 50-8-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は、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、接続口をフィルタ装置との離隔を考慮し、6号炉についてはタービン建屋西側から建屋外と建屋内に接続できる箇所を1個ずつ計2個設け、7号炉についてはタービン建屋南側及び西側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで、互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお、代替循環冷却系は残留熱除去系B系の熱交換器を使用するため、残留熱除去系A系側の接続口（熱交換器ユニットとの接続口）については使用しない。

(50-4-31, 50-8-3)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、原子炉格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業にあたって、簡便なカプラ接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(50-8-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所分散して保管する。

(50-9-2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 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、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。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。『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

(50-10-2, 3)

(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)

(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等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。

代替原子炉補機冷却系は、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り、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）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等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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ及び原子炉補機冷却系海水ポンプ、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置と表 3.7-23 で示す通り多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海水であることに対し、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は大気とし、多様性を有する設計とする。

表 3.7-23 代替循環冷却系の多様性，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	
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	代替循環冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ <タービン建屋>	—	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) <屋外>
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却系海水ポンプ <タービン建屋>	—	大容量送水車(熱交換器ユニット用) <屋外>
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器 <タービン建屋>	—	熱交換器ユニット (熱交換器) <屋外>
最終ヒートシンク	海水	大気	海水
駆動方式	非常用ディーゼル発電機 <原子炉建屋>	不要	可搬型代替交流電源設備 <屋外>

<>内は設置場所を示す。

### 3.7.3 その他設備

#### 3.7.3.1 格納容器 pH 制御設備

##### 3.7.3.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、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捕捉することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバ・プールへ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバ・プールに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文\*<sup>1</sup>にまとめられており、サプレッション・チェンバ・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本システムは、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ、上部ドライウエルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウエル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

本システムは、廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2 弁）を中央制御室からの遠隔操作、若しくは現場での操作により開操作することで、復水移送ポンプの吸い込み配管に薬液を混入させる。

\* 1 : 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR-5950) によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に变化していく経過を踏まえて、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。

##### 3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

格納容器 pH 制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際、悪影響として懸念されるのは、

- ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる、格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇、及び水素燃焼

である。このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH 制御したサプレッション・チェンバ・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響は無い。同

様に，原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用していることから，原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響は無い。

また水素の発生については，原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており，水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかし，原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても，水-ジルコニウム反応で発生する水素量に比べて十分少ないため，原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。更に，原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼も発生しない。

### 3.7.3.2 可搬型格納容器窒素供給設備

#### 3.7.3.2.1 設備概要

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、中長期的には、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本システムは、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型窒素ガス発生装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。



### 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

#### 【設置許可基準規則】

(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)

第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制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。
  - a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。
  - b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。
  - c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。
  - d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。
  - e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。

### 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

#### 3.12.1 設置許可基準規則第55条への適合方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の設備を設置及び保管する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる以下の設備を設置及び保管する。

- (1) 原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第1項 a), c), d)）

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するため原子炉建屋へ放水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用）
- ・放水砲（6号及び7号炉共用）

なお、放水に必要な設備（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲）は、車両設計等による可搬設備にすることで、複数方向から放水可能な設計とする。また、放水に必要な設備は、6号及び7号炉共用で1セット以上確保する。

- (2) 海洋拡散抑制設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第1項 e)）

大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・汚濁防止膜（6号及び7号炉共用）
- ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6号及び7号炉共用）
- ・放射性物質吸着材（6号及び7号炉共用）

- (3) 原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）（設置許可基準規則解釈の第1項 b), c), d)）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用）
- ・放水砲（6号及び7号炉共用）
- ・泡原液混合装置（6号及び7号炉共用）
- ・泡原液搬送車（6号及び7号炉共用）

なお、放水に必要な設備（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、

泡原液混合装置及び泡原液搬送車)は、車両設計等による可搬設備にすることで、複数方向から放水可能な設計とする。また、放水に必要な設備は、6号及び7号炉共用で1セット以上確保する。

また、航空機燃料火災へ対応するための自主対策設備として、以下を整備する。

- (4) 航空機燃料火災に対する初期消火設備 (初期対応における延焼防止処置)
- 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、初期対応における延焼防止処置をするため、以下の設備を設置する。
- ・化学消防自動車
  - ・水槽付消防ポンプ自動車
  - ・高所放水車
  - ・泡原液備蓄車

### 3.12.2 重大事故等対処設備

#### 3.12.2.1 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）

##### 3.12.2.1.1 設備概要

###### 3.12.2.1.1.1 原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）

原子炉建屋放水設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制（大気への放射性物質の拡散抑制）することを目的として設置する。

ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と放水砲を接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水する。また、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から放水可能な設計とする。本システムは、現場においてホース等を敷設した後、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）操作盤の操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて補給する。

軽油タンク及びタンクローリ（4kL）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。

###### 3.12.2.1.1.2 海洋拡散抑制設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）

海洋拡散抑制設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制（海洋への放射性物質の拡散抑制）することを目的として設置する。

放射性物質吸着材は、6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所設置する。

その後、汚濁防止膜を放水によって放射性物質を取り込んだ汚染水が発電所から海洋に流出するルートである北放水口1箇所及び取水口3箇所の計4箇所に小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて設置する。

###### 3.12.2.1.1.3 原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）

原子炉建屋放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対して泡消火をする目的として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用する。

放水砲は、ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水する。本システムは、現場においてホース等を敷設した後、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）操作盤の操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。

なお、泡消火薬剤は、海水と混合して用いることから、海水を混合した場合において、機能を発揮する泡消火薬剤を用いる。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて補給する。

上記設備の系統概要を図 3.12-1～4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.12-1 に

示す。

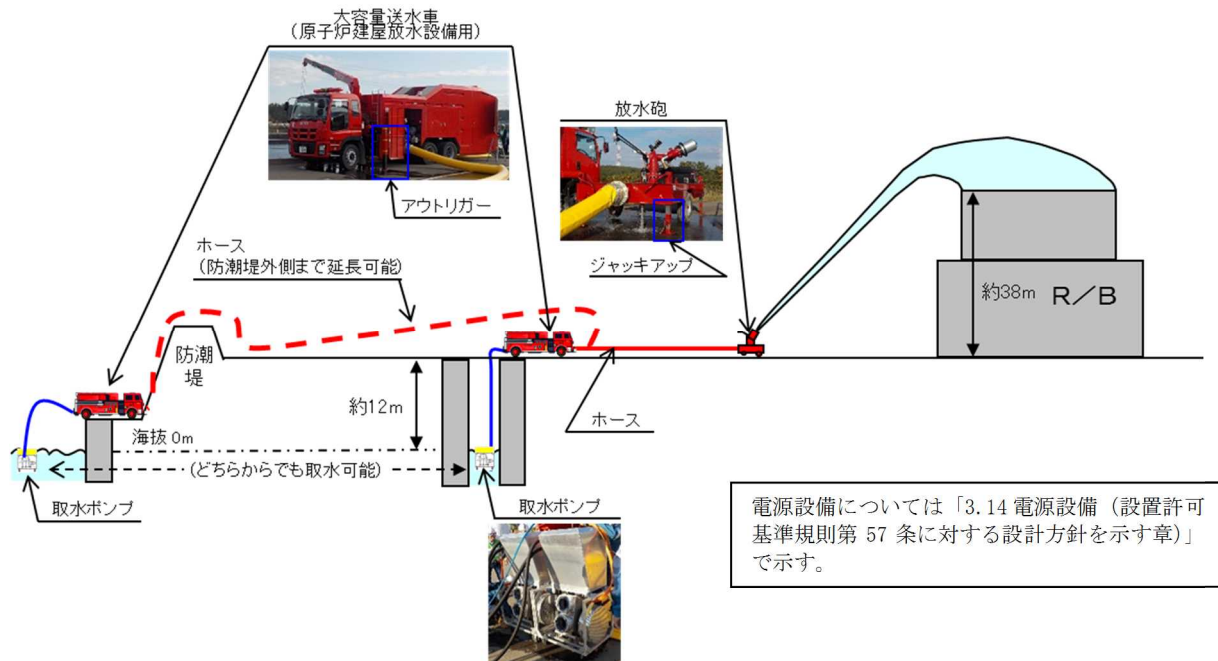


図 3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図



図 3.12-2 海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材） 系統概要図



表 3.12-1 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための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	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）【可搬】 放水砲【可搬】 放射性物質吸着材【可搬】 汚濁防止膜【可搬】 泡原液混合装置【可搬】 泡原液搬送車【可搬】 小型船舶（汚濁防止膜設置用）【可搬】
附属設備	—
水源 （水源に関する流路, 電源設備を含む）	海
流路	ホース【可搬】
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup> （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	—

※1：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。



### 3.12.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) (6号及び7号炉共用)

種類 : うず巻形  
容量 : 900m<sup>3</sup>/h  
吐出圧力 : 1.25MPa[gage]  
最高使用圧力 : 1.3MPa[gage]  
最高使用温度 : 60℃  
個数 : 1 (予備 1\*)  
使用箇所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所  
原動機の出力 :

※予備については大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 及び大容量送水車 (海水取水用) の予備と兼用とする。

#### (2) 放水砲 (6号及び7号炉共用)

種類 : ノンアスピレート  
最高使用圧力 : 0.9MPa[gage]  
最高使用温度 : 60℃  
個数 : 1 (予備 1)  
使用箇所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

#### (3) 放射性物質吸着材 (6号及び7号炉共用)

##### a. 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用

材料 : プルシアンブルー類縁体  
吸着材容量 : 約 1,000kg/箇所  
個数 : 一式  
使用箇所 : 6号及び7号炉雨水排水路集水柵  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

##### b. 5号炉雨水排水路集水柵用及びフラップゲート入口用

材料 : プルシアンブルー類縁体  
吸着材容量 : 約 500kg/箇所  
個数 : 一式  
使用箇所 : 5号炉雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

#### (4) 汚濁防止膜 (6号及び7号炉共用)

##### a. 取水口側 (3箇所)

種類 : フロート式 (カーテン付)  
個数 : 8\*<sup>1</sup> (予備 2)/箇所  
高さ : 8m

幅 : 80m (一重) / 80m (二重)  
使用箇所 : 5号, 6号及び7号炉取水口  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所  
※1: 4本の二重構造

b. 北放水口側

種類 : フロート式 (カーテン付)  
個数 : 14<sup>※2</sup> (予備 2)  
高さ : 6m  
幅 : 140m (一重) / 140m (二重)  
使用箇所 : 北放水口  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所  
※2: 7本の二重構造

(5) 泡原液混合装置 (6号及び7号炉共用)

種類 : 可搬型ノズル  
最高使用圧力 : 1.3MPa [gage]  
最高使用温度 : 40℃  
個数 : 1 (予備 1)  
使用箇所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(6) 泡原液搬送車 (6号及び7号炉共用)

種類 : 架装式  
容量 : 4,000L  
最高使用圧力 : 0.03MPa [gage]  
最高使用温度 : 120℃  
個数 : 1 (予備 1)  
使用箇所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(7) 小型船舶 (汚濁防止膜設置用) (6号及び7号炉共用)

個数 : 1 (予備 1)  
使用箇所 : 屋外  
保管場所 : 荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

3.12.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.12.2.1.3.1 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。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、屋外の荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管し、屋外に設置することから、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 3.12-2 のとおりの設計とする。また、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の操作は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に付属する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 3.12-2 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。
海水を通水する系統への影響	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、使用時に海水を通水、又は、海に設置するため、海水の影響を考慮し、耐腐食材料を使用する設計とする。 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海水を取水するため、異物の流入防止を考慮した設計とする。
地震	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は、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、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。一方、泡原液混合装置、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、その形状から地震の影響は受けづらいと考えられるため対応不要。
風（台風）・積雪	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は、屋外で想定される風荷重を考慮して、機器が損傷しないことを評価により確認する。一方、泡原液混合装置、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、屋外で想定される風荷重に対し、倉庫内での保管又は固縛等で固定可能な設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。一方、泡原液混合装置、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、積雪の影響を受けづらい構造であると考えられるため対応不要。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、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。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から放水可能となるよう車両設計、又は車両により屋外のアクセスルートを通行して運搬、移動ができ、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。なお、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し、操作できる設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は、特殊な技量は必要とせず、差込式結合金具を車載するスパナで締付け等簡便な接続方式でホースと接続できる設計とする。なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象についてはスイッチにその名称を記載することで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

放射性物質吸着材及び汚濁防止膜は、車両により運搬、移動ができるとともに、容易に設置できる設計とする。汚濁防止膜は、設置する際に、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用する。

なお、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う場合、防潮堤の内側に放射性物質吸着材を設置（6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所）する。その後、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された）において、汚濁防止膜を設置する。

表 3. 12-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	現場設置 起動・停止	設置場所(取水箇所付近)	設置場所まで移動 スイッチ操作
放水砲	放水方向の変更	屋外設置位置	手動操作
泡原液混合装置	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
泡原液搬送車	現場設置	屋外設置位置	設置場所まで移動
ホース	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
放射性物質吸着材	現場設置	集水柵(排水路) フラップゲート	人力及びユニックにて設置
汚濁防止膜	現場固定	取水口又は放水口	人力及び小型船舶(汚濁防止膜設置用)にて接続

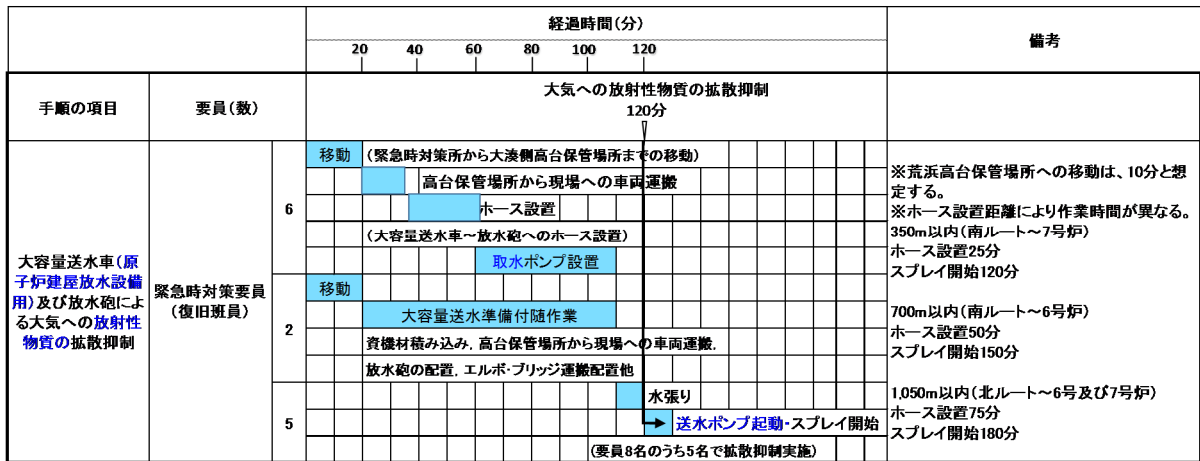


図 3. 12-5 大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャート\*

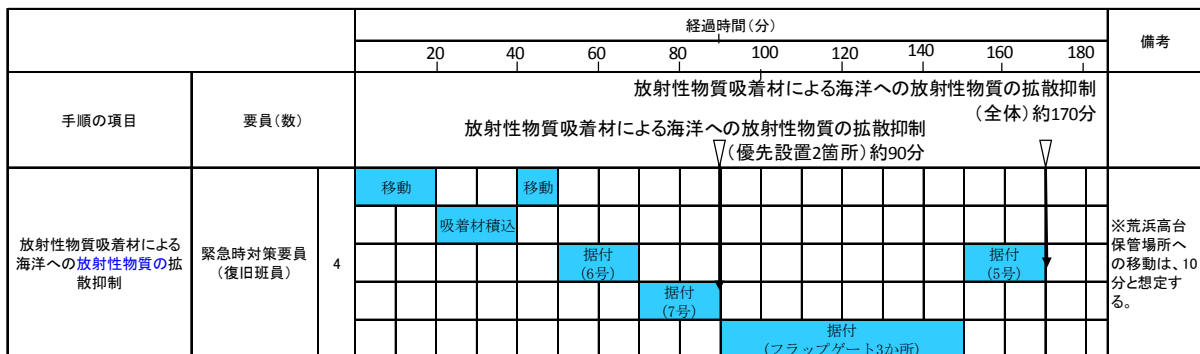


図 3. 12-6 海洋への放射性物質の拡散抑制(放射性物質吸着材)のタイムチャート\*





(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。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水池を水源としたテストラインにより、独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とし、外観の確認が可能な設計とする。運転性能の確認として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。また、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液搬送車は、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。さらに、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替が可能な設計とする。

放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.12-4 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）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，漏えいの確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	設備の外観の確認
	車両検査	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の車両としての運転状態の確認

表 3.12-5 放水砲及び泡原液混合装置の試験及び検査

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，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認



表 3.12-6 泡原液搬送車の試験及び検査

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	内容量の確認
	外観検査	設備の外観の確認
	車両検査	泡原液搬送車の車両としての運転状態の確認

表 3.12-7 放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）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	外観検査	各設備の外観の確認

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食などが無いことの確認を行うことが可能な設計とする。

(4) 切り替えの容易性（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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから切り替えせず使用できる設計とする。

(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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，他の設備から独立して保管，使用することとしており，他の設備に悪影響を及

ばさない設計とする。なお、放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水桝からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ゴミのつまり等により閉塞した場合においても、吸着材の吊り上げ等によって流路の確保が可能な設計とする。また、電源車や可搬型代替注水ポンプ等、屋外で使用する重大事故等対処設備は、屋外仕様であり、大気中に放出される水滴に対して影響はないが、当該設備に直接放水しない位置に設置可能な設計とする。

(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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火）において操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.12-7 に示す。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、及び泡原液搬送車は、移動又は運搬することで、線源からの離隔により、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置及び操作可能な設計とする。放射性物質吸着材及び汚濁防止膜を設置する際は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

表 3.12-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	屋外設置位置 （取水箇所付近）	屋外設置位置 （取水箇所付近）
放水砲	屋外設置位置	屋外設置位置
泡原液混合装置	屋外設置位置	屋外設置位置
泡原液搬送車	屋外設置位置	屋外設置位置
ホース	屋外設置位置	屋外設置位置
放射性物質吸着材	集水桝（排水路） フラップゲート	集水桝（排水路） フラップゲート
汚濁防止膜	取水口又は放水口	取水口又は放水口

### 3.12.2.1.3.2 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。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、放射性物質の大気への拡散を抑制するため、又は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に又は噴霧放射により広範囲において放水できる設計とする。また、1台で複数炉に放水するため、移動等が可能な設計とし、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

放射性物質吸着材は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、6号及び7号炉の雨水排水路集水桝に設置する。また、6号及び7号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる5号炉の雨水排水路及びフラップゲートに対して、5号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置する。なお、保有量については、各設置箇所の大さき及び放水による汚染水が排水可能となる放射性物質吸着材が設置可能な容量とする。

汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は各設置場所の幅に応じて、必要な本数を2組（6号及び7号炉共用）、及び、破れ等の破損時のバックアップ用として各設置箇所に対して予備2本を保管する。

泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による放水時、泡消火剤を注入できるものを6号及び7号炉共用で基数の半数の1台及び保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できるものを6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、汚濁防止膜を設置するために必要な容量として、6号及び7号炉共用で1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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、二つ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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火）は、常設設備と接続しない設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火）は、常設設備と接続しない設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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。

想定される重大事故等が発生した場合においても、当該設備の設置が可能な設計とする。なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置は、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至る前に着手することとしていること、また、汚濁防止膜は、原子炉建屋等から離隔がとれている放水口等に設置することとしていることから、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響は軽微であると想定しているが、仮に線量が高い場合は、移動又は運搬することで、線源から離隔をとること、又は放射線量を測定し線量が低い位置に配置すること、若しくは放射線量に応じて適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施することによって、設置及び接続可能な設計とする。また、現場での接続作業にあつては、特殊な技量は必要とせず、差込式結合金具を車載

するスパナで締付け等簡便な接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火）は、設計基準事故対処設備の安全機能及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と同時にその機能が損なわれないよう、安全機能等を有する設備と位置的分散を図るため、荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管する。

(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、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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火）は、荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して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 項七）

(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。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制, 海洋への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火）は、可搬型重大事故緩和設備であるが、設計基準事故対処設備の安全機能及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と同時にその機能が損なわれないよう、安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建屋等と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管する。

### 3.12.3 その他設備

#### 3.12.3.1 航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

##### 3.12.3.1.1 設備概要

3.12.1(4)に示した設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、初期対応における延焼防止処置を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海を水源とする。

高所放水車を使用する場合は、泡原液備蓄車を接続するとともに、化学消防自動車又は、水槽付消防ポンプ自動車にて水源から取水し、高所放水車に送水する。

化学消防自動車を使用する場合は、単独、又は、泡原液備蓄車を接続し、化学消防自動車にて水源から取水し、泡消火を実施する。

### 3.15 計装設備【58条】

#### 【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」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。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
  - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
  - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
    - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
    - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
    - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
  - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。



### 3.15 計装設備

#### 3.15.1 設置許可基準規則第58条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

#### (1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-11に示す。

#### (2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

##### a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水

量等)の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表3.15-12に示す。

#### b. 計器電源喪失時に使用する設備

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備(電源車)及び可搬型直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・所内蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型直流電源設備(3.14 電源設備【57条】)

常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備(電源車)及び可搬型直流電源設備については、「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

また、代替電源(直流、交流)が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を整備する。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置（図3.15-6）

### 3.15.2 重大事故等対処設備

#### 3.15.2.1 計装設備

##### 3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

図 3.15-4, 5 に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第 58 条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備と併せて設置許可基準規則第 43 条への適合状況を整理する。

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/3)

設備区分	設備名
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)【常設】 残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/3)

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（設計基準拡張）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む） データ伝送装置【常設】 緊急時対策支援システム伝送装置【常設】 SPDS 表示装置【常設】 可搬型計測器【可搬】
附属設備	—
水源 （水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 <sup>*1</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】

\*1：単線結線図を補足説明資料 58-2 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。

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/3)

設備区分	設備名
電源設備* <sup>1</sup>	<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>タンクローリ (4kL)【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>緊急用高圧母線【常設】</p> <p>緊急用断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置【常設】</p> <p>AM用動力変圧器【常設】</p> <p>AM用MCC【常設】</p> <p>AM用切替盤【常設】</p> <p>AM用操作盤【常設】</p> <p>非常用高圧母線C系【常設】</p> <p>非常用高圧母線D系【常設】</p> <p>所内蓄電式直流電源設備</p> <p>直流125V蓄電池A【常設】</p> <p>直流125V蓄電池A-2【常設】</p> <p>AM用直流125V蓄電池【常設】</p> <p>直流125V充電器A【常設】</p> <p>直流125V充電器A-2【常設】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>上記所内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>可搬型直流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>非常用交流電源設備</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】</p> <p>非常用直流電源設備</p> <p>直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V蓄電池D (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V充電器B (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V充電器C (設計基準拡張)【常設】</p>



設備区分	設備名
	直流 125V 充電器 D (設計基準拡張) 【常設】 上記非常用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。 非常用ディーゼル発電機

\*1：単線結線図を補足説明資料 58-2 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。

### 3.15.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.15-2 に示す。

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～350℃	3	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位	差圧式水位検出器	-3200～3500mm <sup>*1</sup>	3	原子炉建屋地下1階
		-4000～1300mm <sup>*2</sup>	2	原子炉建屋地下3階
		-3200～3500mm <sup>*1</sup>	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器	-8000～3500mm <sup>*1</sup>	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)
高压代替注水系 系統流量	差圧式流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下2階
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下3階
高压炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～1000m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	差圧式流量検出器	0～200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階
		0～350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	差圧式流量検出器	0～350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
		0～150m <sup>3</sup> /h (6号炉) <sup>*3</sup> 0～100m <sup>3</sup> /h (7号炉) <sup>*3</sup>	1	原子炉建屋地下2階
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0～200℃	1	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器内圧力 (D/W)	弾性圧力検出器	0～1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)
格納容器内圧力 (S/C)	弾性圧力検出器	0～980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	1	原子炉建屋地下3階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3 階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下1階
起動領域モニタ	核分裂電離箱	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3$ $\sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	10	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times$ $10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	4*5	原子炉格納容器内
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200℃	1	原子炉建屋地下3階
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	0~6000mm	2	屋外 (フィルタベント遮蔽 壁内)
フィルタ装置 入口圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋屋上)
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器	0~50kPa	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上4階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
残留熱除去系熱交換器 入口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系熱交換器 出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式流量検出器	0~4000m <sup>3</sup> /h(6号炉区分 I, II) 0~3000m <sup>3</sup> /h(6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~2000m <sup>3</sup> /h(7号炉区分 III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋地下1,2 階 (7号炉)
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式流量検出器	0~2000m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h(7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式水位検出器	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	1	廃棄物処理建屋地下3 階
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋地下3 階
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	7	原子炉建屋地下1,2, 中2階, 地上2,4階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3 階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm(7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~ 30420mm(6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm(7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建屋地上4階
		10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h(6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h(7号炉)	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋地上4階

- \*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)  
 \*2: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)  
 \*3: 格納容器下部注水流量 \*4: T. M. S. L. =東京湾平均海面  
 \*5: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり,  
 平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名	データ伝送装置
使用回線	有線系回線，無線系回線
個 数	1 式
取 付 箇 所	6 号炉 コントロール建屋地上 1 階 7 号炉 コントロール建屋地上 1 階
設 備 名	緊急時対策支援システム伝送装置 (6 号及び 7 号炉共用)
使用回線	有線系回線，衛星系回線
個 数	1 式
取 付 箇 所	免震重要棟地上 1 階 (免震重要棟内緊急時 対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)
設 備 名	SPDS 表示装置 (6 号及び 7 号炉共用)
個 数	1 式
取 付 箇 所	免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟 内緊急時対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個 数	46 (23/プラント) (予備 23 (6 号及び 7 号炉共用))
保 管 場 所	6 号炉 コントロール建屋地上 2 階 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)

なお，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。

### 3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

#### 3.15.2.1.3.1 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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,原子炉格納容器内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウェル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ気体温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお,起動領域モニタ,平均出力領域モニタについては,重大事故等時初期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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,二次格納施設内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位
- ・原子炉水位 (SA)
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量

- ・ 高圧炉心注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・ 格納容器内圧力（D/W）
- ・ 格納容器内圧力（S/C）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
- ・ 復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲのみ）
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.15-3 に示す設計とする。

- ・ フィルタ装置入口圧力
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ以外）
- ・ 復水貯蔵槽水位（SA）
- ・ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置



表 3.15-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋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	屋外に設置するものではないため，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ことを確認する。（詳細は「2.1.3 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，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水pH

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（原子炉建屋屋上）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（原子炉建屋屋上）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ

表 3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である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	海水を通水することはない。
地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し，地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。
風（台風）・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

データ伝送装置は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

可搬型計測器は，コントロール建屋内に保管するため，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

また，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す対応とする。

可搬型計測器は，5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内に保管するため，重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す設計とする。

表 3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件（コントロール建屋）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋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	屋外に設置するものではないため，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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件  
 （免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は  
 5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）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	屋外に設置するものではないため，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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）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	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(58-3-1～36)

(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。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施しており、原子炉建屋の二次格納施設外にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。空冷装置の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設

計とする。

SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

可搬型計測器の接続箇所は、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内にて操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。操作場所である中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能となる設計とする。

表3.15-7に操作対象機器を示す。

表 3.15-7 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
フィルタ装置スクラバ水pH (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止	フィルタベント遮蔽壁内(屋外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置	停止⇒起動	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置空気供給弁	全閉⇒全開	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	免震重要棟地上1階及び2階 (免震重要棟内緊急時対策所)	スイッチ 操作
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号 炉原子炉建屋内緊急時対策所)	スイッチ 操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	接続操作 スイッチ 操作

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心注水系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・格納容器内酸素濃度
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位 (SA)
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ・復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ気体温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・格納容器内圧力 (D/W)
- ・格納容器内圧力 (S/C)
- ・サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・復水補給水系温度 (代替循環冷却)

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・復水貯蔵槽水位 (SA)
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ  
(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33～36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。表 3.15-8 に計装設備の試験・検査内容を示す。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。

(58-5-1～9)



表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (1/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉水位 (SA)			
	サプレッション・チェンバ・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	復水貯蔵槽水位 (SA)			
	格納容器下部水位			動作確認
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉圧力 (SA)			
	格納容器内圧力 (D/W)			
	格納容器内圧力 (S/C)			
	フィルタ装置入口圧力			
	フィルタ装置金属フィルタ差圧			
	復水移送ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
流量計	高压代替注水系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高压炉心注水系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)			
	残留熱除去系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウエル雰囲気温度			
	サプレッション・チェンバ気体温度			
	サプレッション・チェンバ・プール水温度			
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)			
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	停止中又は 運転中		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)			
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能試験	サンプルガス 校正 計器校正
	格納容器内水素濃度 (SA)			
	フィルタ装置水素濃度			
	原子炉建屋水素濃度			
	格納容器内酸素濃度			
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			
pH 計	フィルタ装置スクラバ水 pH	停止中	機能・性能試験	計器校正
原子炉出力	起動領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	平均出力領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正

表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (2/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検動作確認
データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認データの表示及び伝送の確認
可搬型計測器		停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

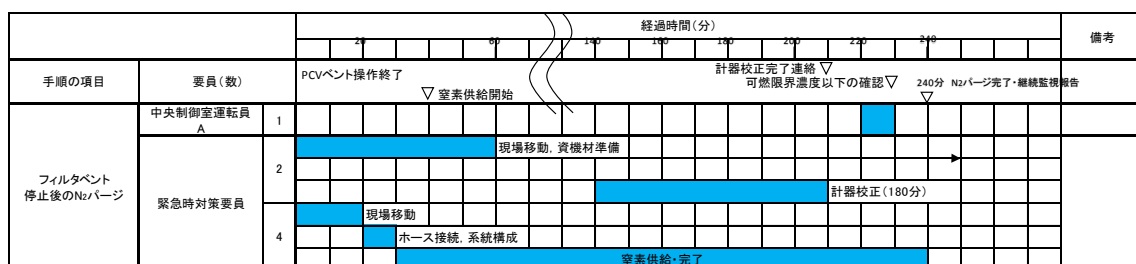
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系を使用する際には格納容器圧力逃がし装置と切り替えるために弁の切り替え操作が必要であるが、現場にて容易に切り替え可能な設計とする。



※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 3.15-1 フィルタ装置水素濃度計測のタイムチャート\*

\*:「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 1.7 で示すタイムチャート

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，本来の用途以外に使用しない設計とする。

可搬型計測器は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，接続規格を統一することにより，速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室及び現場(原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内)での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測タイムチャートを示す。

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 <span style="float:right">接続完了, 計測開始</span>													
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)												

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 <span style="float:right">接続完了, 計測開始</span>													
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2	移動 <span style="float:right">1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)</span>												

原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内での可搬型計器接続

図 3.15-2 可搬型計器による監視パラメータ計測のタイムチャート\*

\*:「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 1.15 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」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を

図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズによる電氣的な分離することで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、電源についても分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として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。

#### (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。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、原子炉建屋の二次格納施設外の格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても設置場所での操作が可能であるように放射線量の低い場所に設置する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても設置場所での操作が可能であるように放射線量の低い場所

に設置する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外地上4階に設置されており、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。

SPDS表示装置は、免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置及び操作し、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。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れのない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

表 3.15-9 に操作対象機器設置場所を示す。

表 3.15-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋の二次格納施設外)／中央制御室
フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	屋外(フィルタベント遮蔽壁内) ／中央制御室
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
SPDS表示装置	免震重要棟地上1階及び2階 (免震重要棟内緊急時対策所)	免震重要棟地上1階及び2階(免震重要棟内緊急時対策所)
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)
可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33~36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

### 3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

#### (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。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心注水系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・格納容器内酸素濃度
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位 (SA)

- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）
- ・ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・ ドライウエル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ気体温度
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・ 格納容器内圧力（D/W）
- ・ 格納容器内圧力（S/C）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（SA）
- ・ 復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置入口圧力
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・ フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 復水貯蔵槽水位（SA）
- ・ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ  
（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを伝送できる設計とする。SPDS 表示装置は，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に各 1 セットを設置し，保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に 1 セットを保管する設計とする。

(58-6-1～65)



(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」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、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。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら，事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，共用することによって悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉の各々に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(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」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理と

することで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置は、共通要因によって、その機能が損なわれることを防止するために、可能な限り多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする（詳細については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。

また、電源については代替電源設備からの供給が可能であり、多様性を考慮した設計とする。

(58-2-1～3, 58-3-1～36)

### 3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

#### (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3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。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として6号炉，7号炉それぞれ1セット23個（測定時の故障を想定した予備として，6号炉，7号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として23個（6号及び7号炉共用）を含めて合計69個を分散して保管する設計とする。 (58-3-33, 36) (58-9-1~4)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

#### (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

##### (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」に示す。

可搬型計測器は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内から接続可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(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」に示す。

可搬型計測器は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所であるコントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に保管することとし，位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

(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、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。

可搬型計測器は、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れのない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(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」に示す。

可搬型計測器は、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、設計基準事故設備の配置その他の条件を考慮し、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

表 3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>監視機能の喪失</p> <p>計器故障時のパラメータ推定</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。          推定にあたっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。          代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース</li> <li>・水位を注水源もしくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース</li> <li>・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース</li> <li>・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定するケース</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から格納容器内の水位を推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース</li> <li>・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース</li> <li>・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース</li> <li>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース</li> </ul> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	<p>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータ推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。          原子炉圧力容器内の水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度を計測する計器の計測範囲は 0～350℃である。重大事故等発生時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は 300℃であり計測範囲内で判断可能である。なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（350℃以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。</li> <li>・原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul>

対応手段等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、所内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、可搬型直流電源設備及び直流給電車から、計器へ給電する。</li> <li>代替電源（交流、直流）の供給ができない場合には、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視を行う。 また、可搬型計測器の計測結果を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</li> </ul>
	記録		<p>重大事故等発生時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策支援システム伝送装置にて記録、保存する。</li> <li>複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータの値、可搬型計測器及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</li> </ul>



配慮すべき事項	パラメータの選定	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力1.1～1.15（設置許可基準規則44条～58条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に関するパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、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発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</li> <li>・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</li> </ul> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</li> <li>・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</li> </ul> <p>また、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する。</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	原子炉施設の状態把握の発電用	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事故進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車より、計器へ給電する。</p>

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
① 原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	3	0～350℃	300℃*4	炉心の損傷状態を把握し、適切に対応するための判断基準として、300℃を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*2							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA）*2							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	「⑫最終ヒートシンクの確保 <残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。						
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1	3	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手动操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉圧力（SA）*1	1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手动操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。		S	区分Ⅰ 直流電源
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA）*2							
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位*1	3	-3200～3500mm*5	-2880～1650mm*5 465～1300mm*6	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び有効燃料棒上端付近まで監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		2	-4000～1300mm*6				S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源
	原子炉水位（SA）*1	1	-3200～3500mm*5	-2880～1650mm*5			S	AM用 直流電源*11
		1	-8000～3500mm*5				S	AM用 直流電源*11
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）*2							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2							
高压炉心注水系系統流量*2								
残留熱除去系系統流量*2								

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
④原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0～300m <sup>3</sup> /h	－*9	高压代替注水系ポンプの最大流量（182m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源	
	原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（182m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源	
	高压炉心注水系系統流量	2	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	高压炉心注水系ポンプの最大流量（727m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	－*9	代替低压注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量（90m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
		1	0～350m <sup>3</sup> /h	－*9	重大事故等時における復水移送ポンプの最大流量（300m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大流量（954m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（SA）*2								
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0～350m <sup>3</sup> /h	－*9	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量（140m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
		1	0～150m <sup>3</sup> /h（6号炉）* 7 0～100m <sup>3</sup> /h（7号炉）* 7	－*9	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量（90m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		－ (Ss)	AM用 直流電源*12	
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（S/C）*2								
	格納容器下部水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源* 11, 12
	サブプレッション・チェンバ気体温度*1	1	0~200℃	138℃		1	C(Ss)	AM用 直流電源*11
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 1	3	0~200℃	97℃	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約166℃）を監視可能。		S	AM用 直流電源
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）*1	1	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*11
	格納容器内圧力（S/C）*1	1	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]			S	AM用 直流電源*11
	ドライウエル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2							
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 2							
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~11m (T.M.S.L. -7150~ +9850mm) *8	-2.59~0m (T.M.S.L. -3740~ -1150mm) *8	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.05m）を把握できる範囲を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*11
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600, -4600, -3600mm) *8	- *9	重大事故等時において、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量（底部から+2m）があることを監視可能。	1	- (Ss)	AM用 直流電源*12
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
器内 の 水素 濃度	格納容器内水素濃度*1	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	6.2vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	—	S	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用交流電 源
	格納容器内水素濃度（SA）*1	2	0~100vol%			—	S	AM用 直流電源
量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電 源
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電 源
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域モニタ*1	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	—	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、 Ⅳ バイタル交流 電源
	平均出力領域モニタ*1	4*3	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、 Ⅳ バイタル交流 電源

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑫最終ヒートシンクの確保	＜代替循環冷却系＞								
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*9	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0～350m <sup>3</sup> /h	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	＜格納容器圧力逃がし装置＞								
	フィルタ装置水位	2	0～6000mm	－*9	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa[gage]	－*9	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	－*9	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線量当量率（約7×10 <sup>4</sup> mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*9	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	0～50kPa	－*9	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0～14	－*9	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	＜耐圧強化ベント系＞								
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	－*9	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約7×10 <sup>4</sup> mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保 <格納容器圧力逃がし装置>」を監視するパラメータと同じ。						
	＜残留熱除去系＞								
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	0～300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0～300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉補機冷却水系系統流量	3	0~4000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0~3000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0~2000m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ），800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m <sup>3</sup> /h）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	0~2000m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0~1500m <sup>3</sup> /h（7号炉）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ），800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m <sup>3</sup> /h）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	ドライウエル雰囲気気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サプレッション・チェンバ氣體温度*2							
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							
	格納容器内水素濃度（SA）*2	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
原子炉水位（SA）*1								
原子炉圧力*1		「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
原子炉圧力（SA）*1								
ドライウエル雰囲気気温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
格納容器内圧力（D/W）*1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						



表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑭ 水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号炉：0～15.5m，7号炉：0～15.7m）を監視可能。	1	S	AM用 直流電源
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）*2							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2							
	高压炉心注水系系統流量*2							
	残留熱除去系系統流量*2							
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）*2	「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位*2							
	原子炉水位（SA）*2							
復水移送ポンプ吐出圧力*2	3	0～2MPa[gage]	—*9	復水移送ポンプ吐出圧力（0.92MPa[gage]）を監視可能。	1	— (Ss)	AM用 直流電源* 11, 12	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	3	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.2MPa[gage]）を監視可能。		B(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
⑮ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	0～20vol%	—*9	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。	—	— (Ss)	AM用 直流電源
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*2	4	0～300℃	—*9	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	— (Ss)	AM用 直流電源

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%（6号炉） 0～10vol% /0～30vol%（7号炉）	4.9vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握する上で監視可能。	—	S	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）＊2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）＊2							
	格納容器内圧力（D/W）＊2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）＊2							
⑪使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） ＊1	1	T. M. S. L. 20180～ 31170mm（6号炉） T. M. S. L. 20180～ 31123mm（7号炉）	T. M. S. L. 31395mm （6号炉） T. M. S. L. 31390mm （7号炉）	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料 プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を 監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料 プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）＊1	1	T. M. S. L. 23420～ 30420mm（6号炉） T. M. S. L. 23373～ 30373mm（7号炉）	—＊10	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料 プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範 囲にわたり水位を監視可能。		C(Ss)	AM用 直流電源
			0～150℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料 プールの温度を監視可能。			

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）*1	1	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	-*9	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	-	C(Ss)	AM用 直流電源
		1	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7号炉)					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*1	1	-	-*9	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-	- (Ss)	区分I バイタル交流電源  空冷装置 区分I 計測用交流電源

\*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，\*2：重要代替監視パラメータ

\*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。

\*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

\*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）

\*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

\*7：格納容器下部注水流量，\*8：T.M.S.L. =東京湾平均海面

\*9：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

\*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

\*11：設置許可基準規則第47条，48条及び49条で抽出された計装設備は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，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を設ける設計とする。詳細については，「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）の補足説明資料57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料58-11に整理している。

\*12：設置許可基準規則第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（原子炉格納容器）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，可搬型計器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「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）の補足説明資料57-9」参照。なお，条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料58-11に整理している。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>①主要パラメータの他チャンネル</li> <li>②原子炉圧力</li> <li>②原子炉圧力 (SA)</li> <li>②原子炉水位</li> <li>②原子炉水位 (SA)</li> <li>③残留熱除去系熱交換器入口温度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉圧力容器温度の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。</li> <li>②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。</li> <li>③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</li> </ul>
	原子炉圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>①主要パラメータの他チャンネル</li> <li>②原子炉圧力 (SA)</li> <li>③原子炉水位</li> <li>③原子炉水位 (SA)</li> <li>③原子炉圧力容器温度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉圧力の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。</li> <li>②原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。</li> <li>③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。</li> </ul>
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉圧力</li> <li>②原子炉水位</li> <li>②原子炉水位 (SA)</li> <li>②原子炉圧力容器温度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。</li> <li>②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。</li> </ul>
	原子炉水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>①主要パラメータの他チャンネル</li> <li>②原子炉水位 (SA)</li> <li>③高圧代替注水系系統流量</li> <li>③復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)</li> <li>③原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>③高圧炉心注水系系統流量</li> <li>③残留熱除去系系統流量</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉水位の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。</li> <li>②原子炉水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA) により推定する。</li> <li>③高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul>
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉水位</li> <li>②高圧代替注水系系統流量</li> <li>②復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)</li> <li>②原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>②高圧炉心注水系系統流量</li> <li>②残留熱除去系系統流量</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位により推定する。</li> <li>②高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。</li> </ul>

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びの水位変化により復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) を推定する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。
	高圧炉心注水系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系系統流量の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。 ②高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。
	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ・プール水位 ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系系統流量の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。 ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の監視が不可能となった場合には、注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ③注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の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。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ③格納容器内圧力 (S/C)	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の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。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W) ]	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ③[格納容器内圧力 (S/C) ]	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C) ④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵槽水位 (SA)	①格納容器下部水位の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。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の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。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA) 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。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ③[エリア放射線モニタ]	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 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。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 ③エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ③[エリア放射線モニタ]	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 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。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。 ③エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。



表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタの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。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合には、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	①平均出力領域モニタの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。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	<代替循環冷却系> サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉压力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①主要パラメータ(サプレッション・チェンバ・プール水温度)の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度	①主要パラメータのうち、サプレッション・チェンバ・プール水温度の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。 ②代替循環冷却系による冷却において、サプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系温度(代替循環冷却)、復水補給水系流量(原子炉压力容器)、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	①主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度)の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器内水素濃度(SA)	①主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の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。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。また、フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、フィルタ装置水位により推定する。
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータ(耐圧強化ベント系放射線モニタ)の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器内水素濃度(SA)	①主要パラメータのうち、耐圧強化ベント系放射線モニタの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。 ②耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	<p>&lt; 残留熱除去系 &gt;</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度                      残留熱除去系熱交換器出口温度                      残留熱除去系系統流量                      原子炉補機冷却水系系統流量                      残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</p>	<p>①主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量) の他チャンネル</p> <p>②原子炉圧力容器温度                      ②ドライウエル雰囲気温度                      ②サプレッション・チェンバ氣體温度                      ②サプレッション・チェンバ・プール水温度</p>	<p>①主要パラメータのうち, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の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。</p> <p>②残留熱除去系による冷却において, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には, 原子炉圧力容器温度, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體温度, サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>
格納容器バイパスの監視	<p>原子炉水位                      原子炉水位 (SA)                      原子炉圧力                      原子炉圧力 (SA)</p>	<p>①主要パラメータ (原子炉水位, 原子炉圧力) の他チャンネル</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度                      ②格納容器内圧力 (D/W)                      ②[エリア放射線モニタ]</p>	<p>①主要パラメータのうち, 原子炉水位, 原子炉圧力の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。</p> <p>②原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
	<p>ドライウエル雰囲気温度                      格納容器内圧力 (D/W)</p>	<p>①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル</p> <p>②原子炉水位                      ②原子炉水位 (SA)                      ②原子炉圧力                      ②原子炉圧力 (SA)                      ②[エリア放射線モニタ]</p>	<p>①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのドライウエル雰囲気温度により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
	<p>[エリア放射線モニタ]</p>	<p>①原子炉水位                      ①原子炉水位 (SA)                      ①原子炉圧力                      ①原子炉圧力 (SA)                      ①ドライウエル雰囲気温度                      ①格納容器内圧力 (D/W)</p>	<p>①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/8)

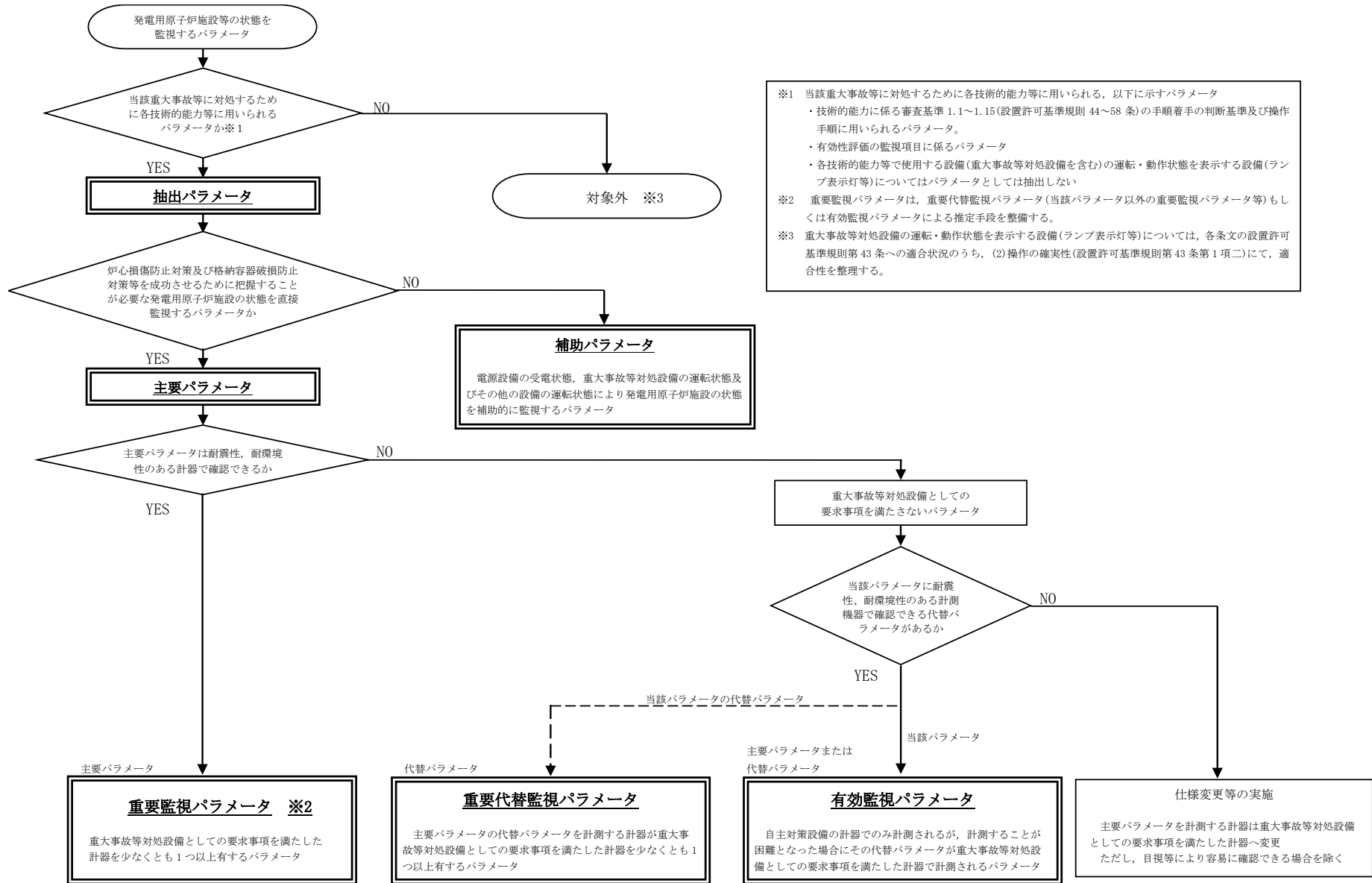
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	① 高圧代替注水系システム流量 ① 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ① 原子炉隔離時冷却系システム流量 ① 高圧炉心注水系システム流量 ① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ② 原子炉水位 ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力 ③ [復水貯蔵槽水位]	① 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。 ② 復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③ 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	① 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ① 残留熱除去系システム流量 ② 復水移送ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③ [サブプレッション・チェンバ・プール水位]	① サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ② サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③ 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	① 原子炉建屋水素濃度の 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。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ② 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ② 格納容器内圧力 (D/W) ② 格納容器内圧力 (S/C)	① 格納容器内酸素濃度の 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。 ② 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ② 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

\*代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ

- ・技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15(設置許可基準規則 44~58 条)の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
- ・各技術的能力等で使用する設備(重大事故等対処設備を含む)の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)についてはパラメータとしては抽出しない

※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ(当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等)もしくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2)操作の確実性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)にて、適合性を整理する。

図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

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）」

- ⑫ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑬ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑭ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ設置

- ⑳ フィルタ装置入口圧力
- ㉑ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ㉒ フィルタ装置水素濃度
- ㉓ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ㉔ フィルタ装置スクラバ水pH
- ㉕ 耐圧強化ベンント系放射線モニタ

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補給冷却水系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高圧炉心注水系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系統流量
- ⑩ 高圧代替注水系統流量
- ⑪ 復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系統流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系統温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合物 動作監視装置

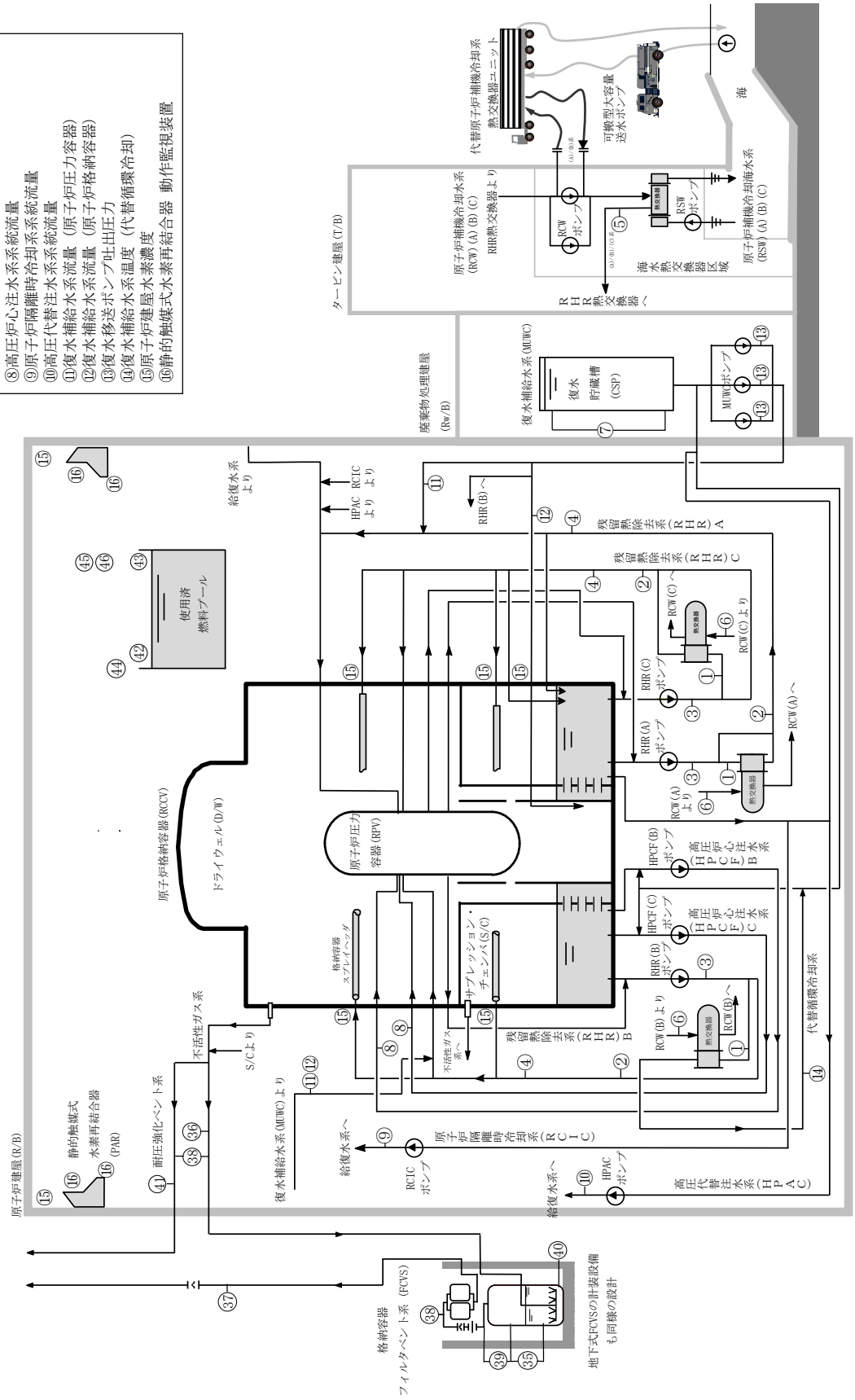


図 3.15-4 主要設備 概略系統図 (1/3)







### 3.16 原子炉制御室【59条】

#### 【設置許可基準規則】

##### (原子炉制御室)

第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。

##### (解釈)

- 1 第59条に規定する「運転員がとどま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) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
  - b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
    - ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシエンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
    - ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
    - ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
  - c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

### 3.16 原子炉制御室

#### 3.16.1 設置許可基準規則第59条への適合方針

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保するための設備、居住性を確保するための設備、及び、汚染の持込みを防止する資機材を設置及び保管する。

##### (1) 照明を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第1項a））

重大事故等時において、中央制御室及び中央制御室待避室の照明がすべて消灯した場合に、可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室及び中央制御室待避室での監視又は操作に必要な照度を確保できる設計とする。

また、可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

##### (2) 居住性を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第1項a）、b））

###### (i) 遮蔽及び換気設備

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室遮蔽に囲まれた中央制御室換気空調系バウンダリを、中央制御室換気空調系の給排気隔離弁を閉操作することにより外気との連絡口を遮断し、高性能フィルタ（粒子用フィルタ）及び活性炭フィルタ（よう素用フィルタ）を内蔵した中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、高性能フィルタ及び活性炭フィルタを介さない中央制御室内への外気の流入を遮断可能な設計とする。

更に、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のブルームの影響による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室換気空調系バウンダリ内に中央制御室待避室を設ける。中央制御室待避室は、中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を、気密扉を閉操作することにより外気から遮断し、中央制御室待避室陽圧化装置により陽圧化することで、外気の流入を一定時間完全に遮断可能な設計とする。

###### (ii) 無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（常設）

中央制御室は、重大事故等時において、発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を設置する設計とする。

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室待避室に待避した場合においても、データ表示装置（待避室）及び無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）を設置することで、継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

###### (iii) 差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計

中央制御室待避室には可搬型の差圧計を保管することで、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室換気空調系バウンダリを陽圧化できていることを把握可能な設計とする。また、中央制御室待避室には可搬型の差圧計を保管することで、中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化できていることを把握可能な設計とする。

また、中央制御室及び中央制御室待避室には、可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管することで、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

上記の中央制御室及び中央制御室待避室の居住性機能として、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、居住性を確保可能な設計とする。

また運転員の交代を見込み、その実施のための交代要員の体制整備、及び交代時のマスク着用の手順整備を行い、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、居住性を確保可能な設計とする。

なお、中央制御室可搬型陽圧化空調機、無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）は、常設代替電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるための自主対策設備として、以下を整備する。

### (3) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるために必要な資機材を配備する。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう、必要な資機材を配備する。

また照明のための資機材として、乾電池内蔵型照明を配備する。

### (4) カードル式空気ボンベユニット

運転員の更なる被ばく線量低減として、中央制御室待避室陽圧化時間の延長を可能とするため、空気ボンベカードル車を配備し、外部から空気ボンベを中央制御室待避室陽圧化装置に接続可能な設計とする。

(5) 乾電池内蔵型照明

運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまり監視操作に必要な照度を確保する設計とする。

### 3. 16. 2 重大事故等対処設備

#### 3. 16. 2. 1 照明を確保するための設備

##### 3. 16. 2. 1. 1 設備概要

可搬型蓄電池内蔵型照明は、運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまり監視操作に必要な照度を確保することを目的として設置するものである。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また、12 時間以上無充電で点灯する蓄電池を内蔵し、全交流動力電源喪失発生から常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間（事故発生後 70 分以内）、中央制御室及び中央制御室待避室の全照明が消灯した場合に照明を確保する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の重大事故等対処設備一覧を表3. 16-1に示す。

表3. 16-1 照明を確保するための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	可搬型蓄電池内蔵型照明【可搬】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお、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. 16. 2. 1. 2 主要設備の仕様

#### (1) 可搬型蓄電池内蔵型照明（6号及び7号炉共用）

種類 : 蓄電池内蔵型照明

個数 : 3（予備1）

使用場所 : コントロール建屋地上2階（中央制御室又は中央制御室待避室）

保管場所 : コントロール建屋地上2階（中央制御室）

(59-3-2, 3)

### 3. 16. 2. 1. 3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3. 16. 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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、コントロール建屋内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋内の環境条件を考慮し、以下の表 3. 16-2 に示す設計とする。

(59-3-2, 3)

表 3. 16 - 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	コントロール建屋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	屋外に設置するものではないため、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ことを確認し治具や輪止め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常時充電された状態で保管されており、全交流動力電源喪失発生時、内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。

また、可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機から給電される中央制御室及び中央制御室待避室内のコンセントにプラグ接続にて容易に接続可能な設計とする。

(59-3-2～3, 59-5-2, 59-7-2)

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、表 3.16-3 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、外観検査が可能な設計とする。

機能・性能試験として内蔵の蓄電池の電圧確認及び照明の点灯確認が可能な設計とする。

外観検査として目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

(59-5-2)

表 3.16 - 3 可搬型蓄電池内蔵型照明の試験・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	蓄電池電圧の確認 点灯確認
	外観検査	外観の確認

(4) 切り替えの容易性（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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、本来の用途以外の用途には使用しない。そのため可搬型蓄電池内蔵型照明について、切り替え操作は発生しない。

(59-5-2)

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、通常時、内蔵している蓄電池を充電していることから、可搬型蓄電池内蔵型照明内部で不具合が発生した場合に設計基準対象施設である中央制御室の非常用照明に悪影響を与えないよう遮断器を設置する設計とする。

(59-2-2～3, 59-5-2)

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋地上2階の中央制御室又は中央制御室待避室内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(59-3-2, 3)

表 3.16 - 4 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型蓄電池内蔵型照明	コントロール建屋地上2階 中央制御室又は中央制御室 待避室	コントロール建屋地上2階 中央制御室又は中央制御室 待避室

### 3.16.2.1.3.2 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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故等時に中央制御室での監視操作に必要な照度を有するものを6号及び7号炉の大型表示盤エリアに各1台、重大事故等対処のための制御盤等を配備したエリアに1台の計3台を設置する設計とする。

また、中央制御室待避室内での監視等に必要な照度を有するものを1台設置する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明を中央制御室での監視操作に使用する場合と、中央制御室待避室での監視等に使用する場合は、同時に使用することがないため、重大事故等時に必要な台数3台を有する設計とする。加えて予備1台を有する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は各設置場所にて照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。

(59-10-2-52~54)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から給電された非常用所内電気設備との接続を、より簡便な接続規格である一般的なコンセントプラグによる接続とすることで確実に接続できる設計とする。

また、コンセントプラグ接続を用いることにより6号及び7号炉で相互に使用することができる設計とする。

(59-5-2, 3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、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。）ではないことから対象外とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所であるコントロール建屋地上2階の中央制御室又は中央制御室待避室に設置し、想定される重大事故等が発生した場合においても使用が可能な設計とする。

(59-3-2, 3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、風(台風)、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上2階中央制御室内に保管する。

(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、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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、使用場所及び保管場所が中央制御室及び隣接する中央制御室待避室のためアクセス不要であることから対象外とする。

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(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。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、遮断器を設けることで設計基準対象施設である中央制御室の非常用照明設備と電気的分離を図り、同時に機能が損なわれることのない設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、中央制御室の非常用照明設備の落下により同時に機能が損なわれることのないように位置的分散を図る設計とする。

また、予備を分散して配置することにより位置的分散を図る設計とする。

(59-2-2～3, 59-7-2)

### 3.16.2.2 居住性を確保するための設備

#### 3.16.2.2.1 設備概要

居住性を確保するための設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまることを目的として設置するものである。

本設備は、「中央制御室遮蔽」、「中央制御室可搬型陽圧化空調機」、「中央制御室待避室遮蔽」、「中央制御室待避室陽圧化装置」、「差圧計」、「酸素濃度・二酸化炭素濃度計」、「無線連絡設備（常設）」、「衛星電話設備（常設）」、「無線連絡設備（常設）（待避室）」、「衛星電話設備（常設）（待避室）」及び「データ表示装置（待避室）」等から構成し、運転員の被ばく線量が最も厳しくなる炉心の著しい損傷が発生した場合においても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性を確保するための設備の重大事故等対処設備一覧を表3.16-5に、遮蔽及び換気設備の系統概略図を図3.16-1に、無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）の系統概略図を図3.16-2に示す。

#### (1) 遮蔽及び換気設備

中央制御室遮蔽は、コントロール建屋と一体の中央制御室換気空調系バウンダリを形成するコンクリート構造を有しており、重大事故等時において、中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は、重大事故等時において、高性能フィルタ及び活性炭フィルタにより浄化した外気を専用の給気口から中央制御室内に給気することにより中央制御室を陽圧化し、フィルタを介さない外気の中央制御室内への流入を防止可能な設計とする。また、本設備は常設代替電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。中央制御室換気空調系のMCR排気ダンパ、MCR外気取入ダンパ及びMCR非常用外気取入ダンパを閉操作することで、中央制御室の外気との連絡口を遮断することが可能である。中央制御室換気空調系のMCR外気取入ダクト、MCR排気ダクトは、コントロール建屋の躯体壁とともに中央制御室換気空調系バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において、中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のブルームの影響による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は、中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密性を有する空間を、中央制御室待避室陽圧化装置により陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室遮蔽は、コントロール建屋と一体のコンクリート構造の常設遮蔽と、重大事故等時において必要な遮蔽厚さを確保する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置は可搬型の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）及び常設の中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）から構成され、中央制御室待避室遮蔽によって囲まれた気密空間を、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）の空気により陽圧化することで一定時間外気から完全に遮



断することが可能である。

また、中央制御室待避室は、入口扉を通常時開運用とすることにより、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による陽圧化時以外においては、中央制御室と同じバウンダリ条件となる設計とする。

- (2) 無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（常設）

中央制御室は、重大事故等時において、発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を設置する設計とする。

中央制御室待避室は、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）を設けることで、重大事故等時に中央制御室待避室に待避した場合においても、発電所内の緊急時対策所及び屋外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とするとともに、中央制御室待避室の外に出ることなく継続的にプラントの監視を行うことを目的として設置するものである。

なお、無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

- (3) 差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計

差圧計は、重大事故等時において中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する場合、さらに炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室陽圧化装置により陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断する場合に、コントロール建屋と中央制御室との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていること、及びコントロール建屋と中央制御室待避室との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていることを把握できる設計とする。

また、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、重大事故等時において中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する場合、さらに重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を陽圧化装置により陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断する場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

表 3.16-5 居住性を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

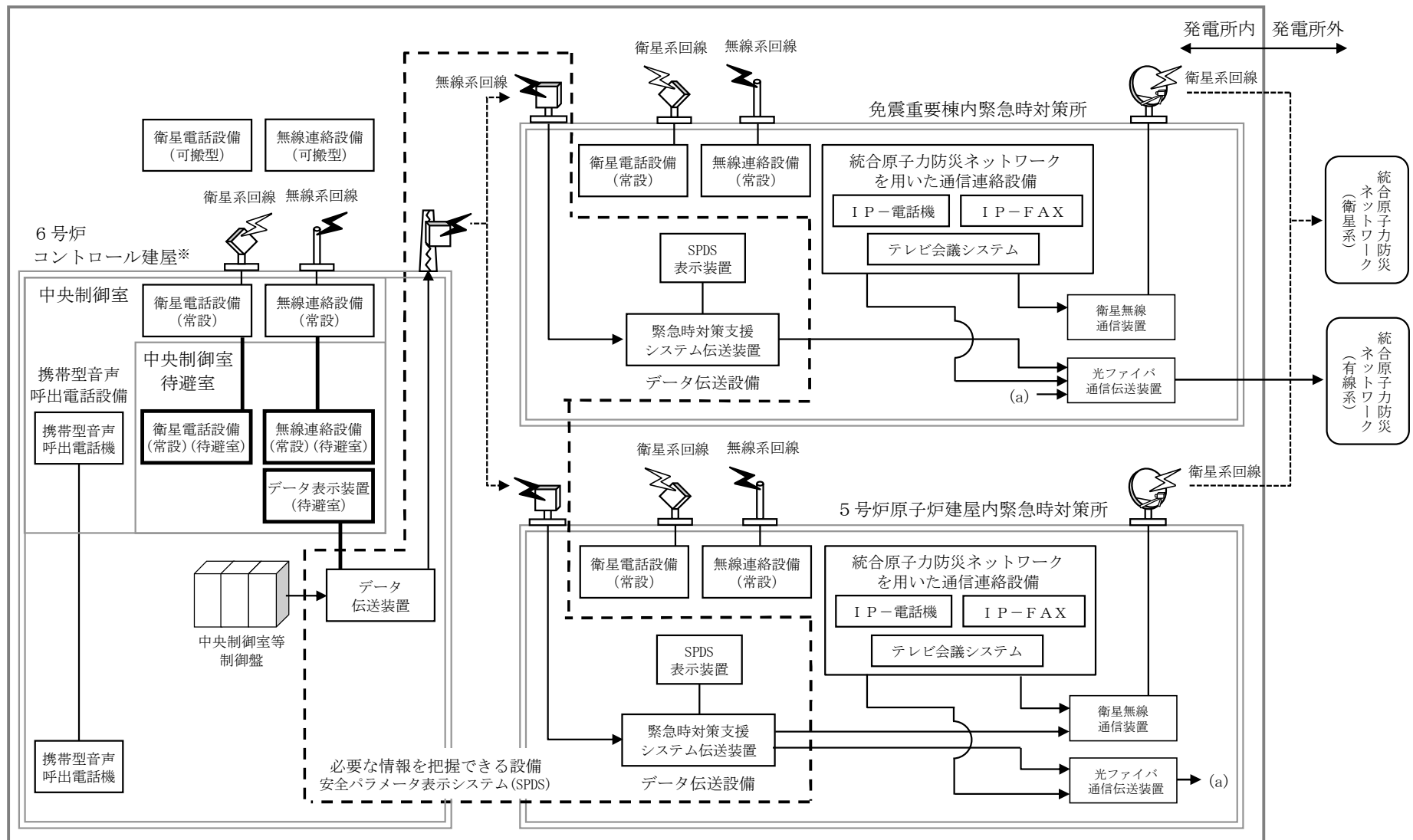
設備区分	設備名
主要設備	中央制御室遮蔽【常設】 中央制御室待避室遮蔽（常設）【常設】 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）【可搬】 中央制御室可搬型陽圧化空調機【可搬】 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）【可搬】 無線連絡設備（常設）【常設】 衛星電話設備（常設）【常設】 無線連絡設備（常設）（待避室）【常設】 衛星電話設備（常設）（待避室）【常設】 データ表示装置（待避室）【常設】 差圧計【可搬】 酸素濃度・二酸化炭素濃度計【可搬】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路（伝送路）	中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト【可搬】 中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）【常設】 中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）【常設】 中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト）【常設】 無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）【常設】 衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）【常設】
注水先	—
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお、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。

なお、無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）の適合性については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」にて示す。





※: 7号炉も同様

図 3.16-2 無線連絡設備 (常設) (待避室), 衛星電話設備 (常設) (待避室) 及びデータ表示装置 (待避室) 系統概要図

### 3.16.2.2.2 主要設備の仕様（6号及び7号炉共用）

#### (1) 中央制御室遮蔽

材料 : 鉄筋コンクリート  
遮蔽厚 : 500mm 以上  
取付箇所 : コントロール建屋地上2階

#### (2) 中央制御室待避室遮蔽<sup>\*1</sup>

＜中央制御室待避室遮蔽（常設）＞

材料 : 鉄筋コンクリート又は鉛  
遮蔽厚 : 鉄筋コンクリート 500mm 以上  
鉛 10mm 以上  
取付箇所 : コントロール建屋地上2階

＜中央制御室待避室遮蔽（可搬型）＞

材料 : 鉛相当  
遮蔽厚 : 30mm  
使用場所 : コントロール建屋地上2階  
保管場所 : コントロール建屋地上2階

#### (3) 中央制御室可搬型陽圧化空調機<sup>\*2</sup>

＜フィルタユニット＞

捕集効率<sup>\*3</sup> : 高性能フィルタ 99.9%  
: 活性炭フィルタ 99.9%  
個数 : 2 (1/プラント)  
(予備<sup>\*41</sup>)

使用場所 : コントロール建屋地上1階  
6号炉側 1, 7号炉側 1  
保管場所 : コントロール建屋地上1階  
6号炉側 1, 7号炉側 1

＜ブロワユニット＞

容量 : 1,500 m<sup>3</sup>/h/台  
個数 : 4 (2/プラント)  
(予備<sup>\*42</sup>)  
使用場所 : コントロール建屋地上1階  
6号炉側 2, 7号炉側 2  
保管場所 : コントロール建屋地上1階  
6号炉側 2, 7号炉側 2

(4) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）

個数 : 174（予備 20）  
容量 : 約 47L/本  
充填圧力 : 約 15MPa  
使用場所 : コントロール建屋地上 1 階及び 2 階,  
廃棄物処理建屋地上 1 階  
保管場所 : コントロール建屋地上 1 階及び 2 階,  
廃棄物処理建屋地上 1 階

(5) 無線連絡設備（常設）（待避室）

設備名 : 無線連絡設備（常設）（待避室）  
使用回線 : 無線系回線  
個数 : 1  
取付箇所 : コントロール建屋地上 2 階

(6) 衛星電話設備（常設）（待避室）

設備名 : 衛星電話設備（常設）（待避室）  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1  
取付箇所 : コントロール建屋地上 2 階

(7) データ表示装置（待避室）

個数 : 1  
取付箇所 : コントロール建屋地上 2 階

(8) 差圧計

個数 : 2（予備 1）  
使用場所 : コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）  
保管場所 : コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(9) 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

個数 : 2（予備 1）  
使用場所 : コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）  
保管場所 : コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

※1 : 「中央制御室待避室遮蔽（常設）」と「中央制御室待避室遮蔽（可搬型）」  
とをまとめた中央制御室待避室遮蔽全体を指す場合、単に「中央制御室待  
避室遮蔽」と記載する。

※2 : 「中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット」と「中央制御室可搬  
型陽圧化空調機ブロアユニット」とをまとめた空調機全体を指す場合、単  
に「中央制御室可搬型陽圧化空調機」と記載する。

※3 : フィルタの捕集効率は、総合除去効率を示す。

※4：中央制御室可搬型陽圧化空調機は6号炉及び7号炉で共用とし、フィルタユニットは6号及び7号炉で合計3台、ブロワユニットは6号及び7号炉で合計6台を整備する。



### 3.16.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

#### 3.16.2.2.3.1 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。

常設となる中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室），データ表示装置（待避室）は，コントロール建屋内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-6に示す設計とする。

可搬型となる中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置する機器であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-7に示す設計とする。中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置する機器であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.16-7に示す設計とする。

(59-3-3～14, 59-4-5, 59-8-2)

表 3.16-6 中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室），データ表示装置（待避室）の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	コントロール建屋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	屋外に設置するものではないため，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ことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.16-7 中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ），差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の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	コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋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	屋外に設置するものではないため，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ことを確認し，治具や輪止め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，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。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体構造とし，重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，中央制御室待避室の均圧室内のコントロール建屋壁面に固定して保管することで，重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，中央制御室近傍のコントロール建屋内に設置し，重大事故等時において，コントロール建屋内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，操作場所にフィルタユニット，ブロウユニットの設置及び取り回しに十分な操作空間を確保し，確実に現場操作可能な設計とする。また，使用場所及び保管場所であるコントロール建屋内にて架台への固定等により転倒防止対策が可能な設計とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常用外気取入ダンパ）は電動駆動の隔離ダンパであるが，電源供給ができない場合においても，手動操作ハンドルが設置されており，現場での手動操作は，想定される重大事故等発生時において，設置場所であるコントロール建屋の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，十分な操作空間を確保し，確実に手動操作可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ボンベ元弁，空気供給第一弁及び第二弁）は，想定される重大事故等が発生した場合において，設置場所であるコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，十分な操作空間を確保し，確実に手動操作可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）（待避室）は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，重大事故等が発生した場合，設置場所であるコントロール建屋 2 階中央制御室において電源スイッチを入れ（スイッチ操作），切り替え（スイッチ操作）を行う。

無線連絡設備（常設）（待避室）は，中央制御室待避室で使用する場合において，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，通話ボタンを押す（スイッチ操作）ことにより通信連絡が可能であり，特別な技量を要することなく，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）（待避室）は，中央制御室待避室で使用する場合において，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，重大事故等が発生した場合，設置場所であ

るコントロール建屋2階中央制御室待避室において、一般の電話機と同様の操作（スイッチ操作）することにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は、常時表示が可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及の操作性を考慮して十分な空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所であるコントロール建屋中央制御室待避室において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計の切替操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室内、中央制御室待避室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、中央制御室内にて操作可能な設計とする。操作場所である中央制御室内、中央制御室待避室内は、十分な操作空間を確保する。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計の操作は、汎用品を用いていることに加え、付属の操作スイッチ（スイッチ操作）により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

差圧計は汎用の接続コネクタを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、指示を監視することが可能な設計とする。

差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、人力による持ち運びができるとともに、必要により保管場所である中央制御室内にて保管ケースによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

表 3. 16-8 に操作対象機器を示す。

表 3.16-8 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	フィルタ装着	コントロール建屋 地上1階	手動操作
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 ブローユニット	停止 ⇒ 起動	コントロール建屋 地上1階	手動操作
MCR 外気取入 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上2階	手動操作
MCR 非常用外気取入 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上2階	手動操作
MCR 排気 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上2階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気ボンベ元弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上1階及び廃棄物 処理建屋地上1階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第一弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上2階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第二弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上2階	手動操作
無線連絡設備（常設） （待避室）	起動・停止 （通信連絡）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	スイッチ操作
衛星電話設備（常設） （待避室）	起動・停止 （通信連絡）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	スイッチ操作
データ表示装置 （待避室）	起動・停止 （パラメータ監視）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	スイッチ操作

(59-3-3~7, 14, 59-4-7, 8)

(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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、表 3.16-9 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び主要部分の断面寸法が確認出来る設計とする。

表 3.16-9 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	遮蔽のひび割れ，表面劣化状態の外観確認 主要部分の断面寸法の外観確認

中央制御室可搬型陽圧化空調機，及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は，表 3.16-10 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，外観検査が可能とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及びMCR 非常用外気取入ダンパ）は，開閉動作確認可能な構成とすることで，機能・性能試験が可能となる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，機能・性能試験としてブロウユニット単体の運転状態の確認を行うことが可能な設計とする。また，外観検査としてブロウユニット及びフィルタユニットの外表面に目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行えるとともに，フィルタの保管状態を確認し，保管容器がフィルタ性能に影響を与えるような状態にならないことの確認が可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて確認を行えるとともに，規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

また，中央制御室及び中央制御室待避室は，発電用原子炉停止中の機能・性能試験として，陽圧化試験を行い，系統全体の気密性能確認が可能な設計とする。

表 3.16-10 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）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	ブロワユニット単体の運転性能の確認 給排気隔離弁動作の確認 空気ポンベ規定圧力の確認
	外観検査	各機器 <sup>*1</sup> の表面状態の外観確認 フィルタの保管状態の外観確認
停止中	機能・性能試験	ブロワユニット単体の運転性能の確認 給排気隔離弁動作の確認 空気ポンベ規定圧力の確認 中央制御室の陽圧化試験 <sup>*2</sup> 中央制御室待避室の陽圧化試験
	外観検査	各機器 <sup>*1</sup> の表面状態の外観確認 フィルタの保管状態の外観確認

(\*) 各機器とは、中央制御室可搬型陽圧化空調機、及び中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置とする

無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は、表 3.16-11 に示すとおり、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として通話通信の確認が可能な設計とする。

また、外観検査として外観の確認が可能な設計とする。

表 3.16-11 無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）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	通話通信の確認
	外観検査	確認外観の確認

(59-5-5~10)



データ表示装置（待避室）は、表 3.16-12 に示すとおり、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として機能（データの表示）確認が可能な設計とする。

また、外観検査として外観の確認が可能な設計とする。

表 3.16-12 データ表示装置（待避室）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	機能（データの表示）の確認
	外観検査	外観の確認

(59-5-11, 12)

差圧計は、表 3.16-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において、機能・性能試験として陽圧化機能確認時に合わせて指示値等の目視確認を行えるとともに、外観検査として目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについての確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5-2, 3)

表 3.16-13 差圧計の試験及び検査

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	陽圧化機能確認時の性能検査
	外観検査	機器表面状態の外観確認

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、表 3.16-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査、機能・性能試験が可能とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、校正ガスによる指示値等の確認により機能・性能試験を行えるとともに、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについての確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5-2, 3)

表 3.16-14 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査

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	校正ガスによる性能試験
	外観検査	外観の確認

(4) 切り替えの容易性（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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、コントロール建屋と一体構造とする。本来の用途である遮蔽以外の用途として使用することはなく、中央制御室及び中央制御室待避室の使用にあたり切り替えが不要な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計について、切り替え操作が不要な設計とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ、MCR 外気取入ダンパ、MCR 非常用外気取入ダンパ）は、重大事故等に対処するために切り替え操作が必要となることから、中央制御室の近傍に設置し、ハンドル操作にて速やかに切り替えが可能な設計とする。また、操作を行うために要する時間は 10 分程度を想定する。

無線連絡設備（常設）（待避室）は、本来の用途以外の用途として使用しないが、中央制御室待避室で使用する場合、切り替えが可能な設計とする。

中央制御室における無線連絡設備（常設）との切り替えについては、運転員が炉心の著しい損傷が発生した場合において、待避室で使用する場合、切り替えスイッチを操作することにより、速やかに切り替えが可能な設計とする。また、切り替えは、運転員等 1 名で行い、約 5 分で切り替えが可能な設計とする。

(59-4-7, 8)

衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため衛星電話設備（常設）（待避室）、データ表示装置（待避室）について、切り替え操作は発生しない。



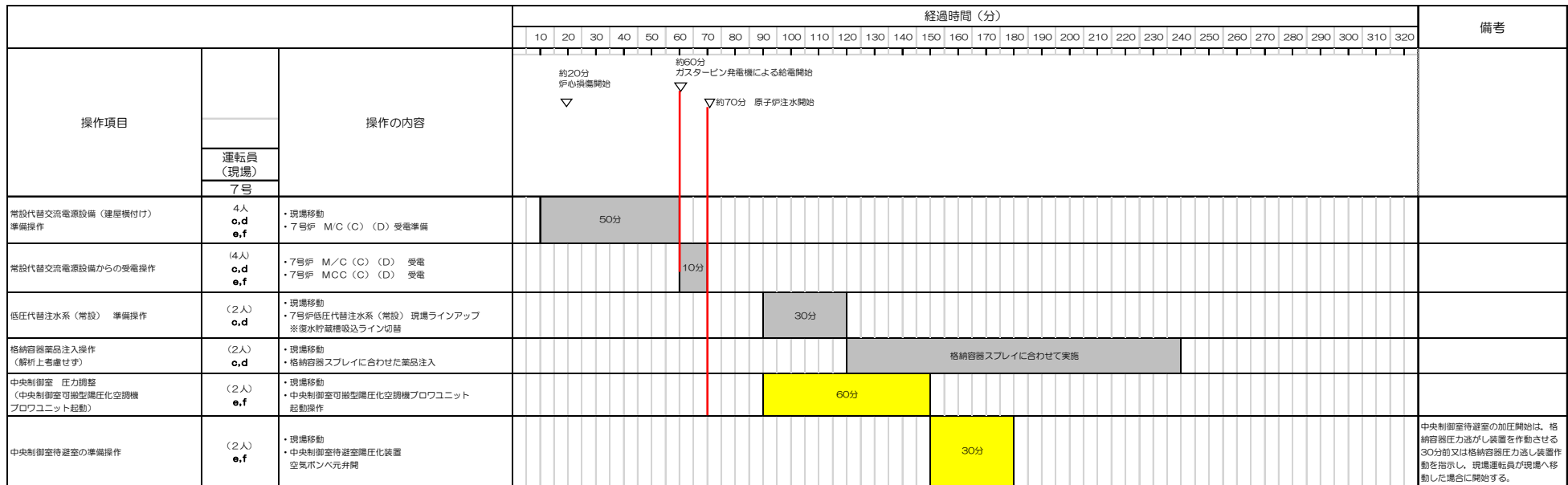


図 3.16-4 「大 LOCA + 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却を使用しない場合) シーケンス (7号炉) の可搬型陽圧化空調機運転のタイムチャート\*

\* : 「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 (個別手順) の 1.16 で示すタイムチャート



図 3.16-5 無線連絡設備 (常設) (待避室) の待避室側への切り替えタイムチャート\*

\* : 「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 (個別手順) の 1.16 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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、コントロール建屋と一体構造とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、金具等を用いてコントロール建屋壁面に固定して保管することで、倒壊等により他の設備や運転員の活動及びアクセスに悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機, 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ), 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロー羽根は回転軸との一体型であるが、中央制御室可搬型陽圧化空調機の運転中に羽根が破損したとしても、羽根がブローケーシング内に留まり、飛散しない設計とする。

中央制御室換気空調系は給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ, MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ）の閉操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備（常設）（待避室）は通常時は使用しない系統であり、専用のケーブル及び屋外アンテナを用いることにより、送受信器及び電力保安通信用電話設備から独立し単独で使用可能であることから、送受信器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

衛星電話設備（常設）（待避室）は、通常時は使用しない系統であり、専用のケーブル及び屋外アンテナを用いることにより、送受信器及び電力保安通信用電話設備から独立し単独で使用可能であることから、送受信器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

データ表示装置（待避室）は、通常時は使用しない系統であり、専用のケーブルを用いることにより、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(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。

重大事故等時に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.16-15 に示す。中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、コントロール建屋と一体構造とし、重大事故等時に操作及び作業を必要としない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、コントロール建屋内の中央制御室待避室壁面に沿って設置し、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ボンベ元弁、空気供給第一弁及び第二弁）は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ、MCR 外気取入ダンパ、MCR 非常用外気取入ダンパ）は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内に設置することで、設置場所で操作可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）は、コントロール建屋内に設置し、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内で操作可能な設計とする。

(59-3-2～7, 11, 14, 59-8-2)



表 3.16-15 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
中央制御室可搬型陽圧化空調機	コントロール建屋 地上1階	コントロール建屋 地上1階
差圧計	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階 中央制御室 及び中央制御室待避室
データ表示装置（待避室）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
無線連絡設備（常設） （待避室）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
衛星電話設備（常設） （待避室）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
MCR 排気ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
MCR 外気取入ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
MCR 非常用外気取入ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気ポンペ元弁	コントロール建屋地上1階及 び廃棄物処理建屋地上1階	コントロール建屋地上1階及 び廃棄物処理建屋地上1階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第一弁	コントロール建屋地上2階	コントロール建屋地上2階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第二弁	コントロール建屋地上2階	コントロール建屋地上2階

### 3.16.2.2.3.2 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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は、重大事故等時、対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な台数として6号及び7号炉用に各1台を設置する設計とする。

データ表示装置（待避室）は、重大事故等時において、中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータの表示を行うために必要な台数として6号及び7号炉用に各1台を設置する設計とする。

(59-10-2-42)

#### (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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、重大事故等時において、隣接する6号及び7号炉の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。

無線連絡設備（常設）（待避室）、衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）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。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に設置する。

無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）及びデータ表示装置（待避室）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上2階中央制御室待避室内に設置する。

また，共通要因によって，同様の機能を持つ設計基準事故対処施設である送受話器，電力保安通信用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，地上2階に設置し，表 3.16-16 及び表 3.16-17 で示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.16-16 無線連絡設備（常設）（待避室）及び  
衛星電話設備（常設）（待避室）の多様性

項目	設計基準事故対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故対象施設
	送受信器	電力保安通信用 電話設備		無線連絡設備 （常設）（待避室）、 衛星電話設備 （常設）（待避室）
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機及 び第二ガスタービン発電機）
	コントロール 建屋 地下2階	原子炉建屋 地上1階	廃棄物処理 建屋 地下1階	屋外 （7号炉タービン 建屋南側及び荒浜側常設代替 交流電源設備設置場所）
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	無線連絡設備 （常設）（待避室）、 衛星電話設備 （常設）（待避室）
	コントロール建屋 地下2階		廃棄物処理建屋 地下1階（6号炉）、 地上1階（7号炉）	コントロール建屋 地上2階

(59-2-2, 3, 59-3-11~13)

表 3.16-17 無線連絡設備（常設）（待避室）及び  
衛星電話設備（常設）（待避室）の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故対処設備
無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）
無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は、耐震性を有するコントロール建屋に設置し、使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め、基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり必要な通信連絡の機能維持できる設計とする。

(59-3-11)

表 3.16-18 データ表示装置（待避室）の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故対処設備
データ表示装置（待避室）
データ表示装置（待避室）は、耐震性を有するコントロール建屋に設置し、使用する有線（ケーブル）を含め、基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり必要な通信連絡の機能維持できる設計とする。

(59-3-14)

### 3.16.2.2.3.3 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。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時において、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置（空気ポンベ）の機能と併せて、運転員の実効線量を7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は、必要な運転員の窒息を防止するとともに、中央制御室換気空調系バウンダリを陽圧化し、中央制御室バウンダリ内へのフィルタを介さない外気の流入を一定時間遮断するために十分な給気量及び差圧を確保する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は、必要な運転員の窒息を防止するとともに、中央制御室待避室を陽圧化し、給気ライン以外からの中央制御室待避室内への外気の流入を一定時間遮断するために十分な空気ポンベ容量を確保可能な設計とする。

差圧計は、中央制御室内とコントロール建屋、中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、7号炉中央制御室、中央制御室待避室それぞれ1個を使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計3個を分散して保管する。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内、中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、6号炉中央制御室、7号炉中央制御室、中央制御室待避室それぞれ1個を使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計4個を分散して保管する。

(59-8-3, 59-6-2～5)

#### (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

##### (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。

中央制御室可搬型陽圧化空調機の接続ダクトは一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて、確実に接続作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所であるコントロール建屋内近傍又はアクセスルートの近傍、中央制御室内に保管することとする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、使用のための接続を伴わない設計とする。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(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。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、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。）ではないことから対象外とする。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、重大事故等が発生した場合において速やかに設置が出来るよう、中央制御室待避室入口に隣接した位置に保管する設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素



濃度計は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内に設置し、**設置場所で操作可能な設計**とする。中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し、**設置場所で操作可能な設計**とする。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、**中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）**、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管する。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(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、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。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、使用場所及び保管場所が中央制御室及び隣接する中央制御室待避室近傍のためアクセス不要であることから対象外とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、自然現象として考慮する津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、**船舶の衝突及び電磁**

的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に確保し、地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する設計とする。

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(59-3-3～7, 59-8-2)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(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等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」について示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管する。

中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管し、設計基準対象施設である中央制御室換気空調系設備とは位置的分散し、系統構成上も分離し保管する設計とする。

また、中央制御室可搬型陽圧化空調機は、設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調系に給電しているディーゼル発電機に対して、ガスタービン発電機からの給電を可能とすることで、設計基準対象設備に対して多様化された電源からの給電が可能な設計とする。（なお、可搬型陽圧化空調機は、重大事故等発生時において、電源車からの給電も可能な設計とする。）

差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室内、中央制御室待避室内に保管し、複数個数を位置的に分散させて保管する設計とする。

(59-3-3～7, 59-4-2～4, 59-8-2)

表 3.16-19 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び  
中央制御室待避室陽圧化装置の多様性，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		
	中央制御室 送風機/ 排風機	中央制御室 再循環 送風機	中央制御室 可搬型陽圧化空調機	中央制御室 待避室陽圧化装置	
空気源	外気	中央制御室 再循環	コントロール建屋内	空気ポンベ	
潤滑油	不要	不要	不要	不要	
冷却水	不要	不要	不要	不要	
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備(第一ガスタービン 発電機及び第二ガス タービン発電機)	可搬型代 替交流電 源設備(電 源車)	不要
	原子炉建屋 地上1階		屋外 (7号炉タービン建屋南側及び荒浜 側常設代替交流電源設備設置場所)		—
主要設備 設置場所	コントロー ル建屋 地上2階	コントロー ル建屋 地上1階	コントロール建屋 地上1階		コントロール建屋 地上1階及び2階, 廃棄物処理建屋地上1階

### 3.17 監視測定設備【60条】

#### 【設置許可基準規則】

##### (監視測定設備)

第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

##### (解釈)

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。
  - b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。
  - c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

### 3.17.1 設置許可基準規則第60条への適合方針

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、可搬型モニタリングポスト、可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬型気象観測装置を設ける。

#### (1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備（設置許可基準規則解釈の第1項 a), b))

##### (i) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストを設ける。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側等において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

さらに、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、5号炉原子炉建屋付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断として使用する。

可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

##### (ii) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

###### a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、GM計数装置又はよう素測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、可搬型放射線計測器を設ける。

可搬型放射線計測器は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ）の電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ）の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

(iii) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

- a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定，可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定，可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリング

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するために，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を設ける。

可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，周辺海域においては，小型船舶（海上モニタリング用）を用いる設計とする。可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ）の電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ）の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

「(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備」は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

(2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備（設置許可基準規則の第2項）

- (i) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（風向，風速その他の気象条件の測定）として，可搬型気象観測装置を設ける。

可搬型気象観測装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備の機能を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型気象観測装置の指示値は，無線により伝送し，免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計とす



る。

(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c))  
モニタリング・ポストの電源は、常用電源に接続しており、常用電源が喪失した場合は、代替交流電源であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は、定期的に燃料を給油することで、モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。

なお、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための自主対策設備として、以下を整備する。

#### (4) 自主対策設備

自主対策設備（放射線量の測定）として、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を測定するために、モニタリング・ポストを設ける。

モニタリング・ポストは、重大事故等時に機能喪失していない場合は、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）として、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）を測定するために、放射能観測車、Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、可搬型Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置を設ける。

放射能観測車、Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、可搬型Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置は、重大事故等時に機能喪失していない場合は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。

Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、可搬型Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置を使用する場合は、必要に応じて試料の前処理を行い、測定する。

自主対策設備（風向、風速その他の気象条件の測定）として、気象観測設備を設ける。

気象観測設備は、重大事故等時に機能喪失していない場合は、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。

自主対策設備（モニタリング・ポストの電源）として、無停電電源装置を設ける。

無停電電源装置は、重大事故等時に機能喪失していない場合は、常用電源喪失時に自動起動し、モニタリング・ポストに約15時間以上給電できる設計とする。



### 3.17.2 重大事故等対処設備

#### 3.17.2.1 監視測定設備

##### 3.17.2.1.1 設備概要

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することを目的として設置するものである。

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備は、可搬型モニタリングポスト、可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を使用する。

風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備は、重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することを目的として設置するものである。

風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備は、可搬型気象観測装置を使用する。

モニタリング・ポストの代替交流電源設備は、常用電源喪失時において、モニタリング・ポストに給電できることを目的として設置するものである。

モニタリング・ポストの代替交流電源設備は、モニタリング・ポスト用発電機を使用する。

ただし、モニタリング・ポスト用発電機が、地盤の変形及び変位又は地震等により機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより、モニタリング・ポストの機能を代替する設計とする。

監視測定設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.17-1 に示す。

可搬型設備である可搬型モニタリングポスト、可搬型放射線計測器、小型船舶（海上モニタリング用）及び可搬型気象観測装置は、保管場所から運搬し、人が携行して使用又は設置する設備であり、簡易な接続及び操作スイッチにより、確実に操作できるものである。

常設設備であるモニタリング・ポスト用発電機は、操作スイッチにより、確実に操作できるものであり、軽油タンクより、タンクローリ(4kL)を用いて燃料を補給できる設計とする。

表 3.17-1 監視測定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※ <sup>1</sup>	①可搬型モニタリングポスト【可搬】 ②可搬型放射線計測器【可搬】 ③小型船舶（海上モニタリング用）【可搬】 ④可搬型気象観測装置【可搬】 ⑤モニタリング・ポスト用発電機【常設】
付属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路（伝送路）	通信機器【常設】：①，④
注水先	—
電源設備※ <sup>2</sup> （燃料補給設備を含む）	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機【常設】：①，④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】：①，④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク【常設】：①，④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤【常設】：①，④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機—電源車切替断路器【常設】：①，④ 電源車【可搬】：①，④ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】：①，④ 負荷変圧器【常設】：①，④ 交流分電盤【常設】：①，④ 燃料補給設備 軽油タンク【常設】：①，④，⑤ タンクローリ（4kL）【可搬】：①，④，⑤ タンクローリ（16kL）【可搬】：①，④
計装設備	—

※1：主要設備のうち，モニタリング・ポスト用発電機の単線結線図を補足資料 60-2-1 に示す。

※2：電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.17.2.1.2 主要設備の仕様

#### (1) 可搬型モニタリングポスト (6号及び7号炉共用)

検出器の種類	: NaI(Tl)シンチレーション, 半導体
計測範囲	: $10 \sim 10^9$ nGy/h
個数	: 15台(予備1台)
伝送方法	: 無線
使用場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所, 大湊側高台保管場所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

#### (2) 可搬型放射線計測器 (6号及び7号炉共用)

##### a. 可搬型ダスト・よう素サンプラ

個数	: 4台(予備2台)
流量範囲	: $0 \sim 50$ L/min
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟内緊急時対策所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

##### b. NaI シンチレーションサーベイメータ

検出器の種類	: NaI(Tl)シンチレーション
計測範囲	: $0.1 \sim 30$ $\mu$ Gy/h
個数	: 4台(予備2台)
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟内緊急時対策所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

##### c. GM 汚染サーベイメータ

検出器の種類	: GM管
計測範囲	: $0 \sim 100k$ $\text{min}^{-1}$
個数	: 4台(予備2台)
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟内緊急時対策所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

##### d. ZnS シンチレーションサーベイメータ

検出器の種類	: ZnS(Ag)シンチレーション
計測範囲	: $0 \sim 100k$ $\text{min}^{-1}$
個数	: 2台(予備2台)
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟内緊急時対策所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

e. 電離箱サーベイメータ

検出器の種類	: 電離箱
計測範囲	: 0.001 ~ 1000 mSv/h
個数	: 4台(予備2台)
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟内緊急時対策所, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(3) 小型船舶 (海上モニタリング用) (6号及び7号炉共用)

個数	: 1台(予備1台)
最大積載量	: 900 kg
使用場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所, 大湊側高台保管場所

(4) 可搬型気象観測装置 (6号及び7号炉共用)

観測項目	: 風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量
個数	: 1台(予備1台)
伝送方法	: 無線
使用場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所, 大湊側高台保管場所

(5) モニタリング・ポスト用発電機 (6号及び7号炉共用)

・ディーゼルエンジン

台数	: 3台
使用燃料	: 軽油

・発電機

種類	: ブラシレス3相同期発電機
容量	: 40kVA/台
力率	: 0.8
電圧	: 460 V
周波数	: 50 Hz
取付箇所	: モニタリング・ポスト No. 2, 5, 8 エリア付近

### 3.17.2.1.3 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。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は、可搬型であり、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表3.17-2に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。

(60-3-1, 60-3-4)

可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、及び電離箱サーベイメータは、可搬型であり、屋外で使用する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表3.17-2に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。

(60-3-2)

小型船舶（海上モニタリング用）は、可搬型であり、屋外で使用する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表3.17-2に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。また、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

(60-3-3)

モニタリング・ポスト用発電機は、常設であり、地盤の変形及び変位又は地震等により重大事故等時においては機能喪失する可能性はあるが、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表3.17-3に想定する環境条件及び荷重条件（常設）と対応を示す。

(60-3-5)

表 3.17-2 想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）

考慮する外的事象	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防止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	小型船舶（海上モニタリング用）は海上で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具により転倒防止措置を行う，又は人が携行し使用する。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合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 3.17-3 想定する環境条件及び荷重条件（常設）

考慮する外的事象	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防止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	海水を通水するシステムはない。
地震	モニタリング・ポストと同じクラスCとして設計する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合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・検査性について」に示す。

監視測定設備における操作が必要な対象機器について、表 3.17-4 に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は、測定器本体と蓄電池の接続をコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。操作スイッチにより現場での起動・停止及び測定が可能な設計とする。また、[車両等](#)による運搬、移動ができ、人力による車両への積み込み等ができるとともに、設置場所において転倒防止措置が可能な設計とする。

(60-3-1, 60-3-4)

可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータは、接続がなく単体で使用し、操作スイッチにより現場での起動・停止及び測定が可能な設計とする。また、人力により運搬、移動ができ、使用場所において人が携行し使用できる設計とする。

(60-3-2)

小型船舶 ([海上モニタリング用](#)) は、操作スイッチにより現場での起動・停止が可能な設計とする。また、車両により運搬、移動が可能で、使用場所である海上で航行できる設計とする。

(60-3-3)

モニタリング・ポスト用発電機は、現場操作パネルでの操作スイッチによる起動・停止が可能であり、遮断器操作（手動操作）により系統切り替えが可能な設計とする。また、運転状態を操作パネルの表示灯及び計器で確認できる設計とする。

(60-3-5)



表 3.17-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型モニタリングポスト	—	屋外	運搬・設置
	ケーブル接続	屋外	コネクタ接続
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止	屋外	スイッチ操作
NaI シンチレーションサーベイメータ	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
GM 汚染サーベイメータ	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
ZnS シンチレーションサーベイメータ	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
電離箱サーベイメータ	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
小型船舶 (海上モニタリング用)	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止	屋外	スイッチ操作
可搬型気象観測装置	—	屋外	運搬・設置
	ケーブル接続	屋外	コネクタ接続
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
モニタリング・ポスト用発電機	起動・停止	屋外	スイッチ操作
	系統切り替え	モニタリング・ポ スト局舎内	遮断器操作

(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・検査性について」に示す。

監視測定設備における試験及び検査について、表3.17-5に示す。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリングポストは、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（模擬入力による特性確認）**及び校正ができる設計とする。

(60-4-1)

試料採取に使用する可搬型ダスト・よう素サンプラは、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（流量の確認）**及び外観の確認ができる設計とする。

(60-4-2)

放射性物質の濃度の測定に使用するNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、放射線量の測定に使用する電離箱サーベイメータは、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（模擬入力による特性確認）**及び校正ができる設計とする。

(60-4-3, 60-4-4, 60-4-5, 60-4-6)

海上モニタリングに使用する小型船舶（**海上モニタリング用**）は、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（動作の確認）**及び外観の確認ができる設計とする。

(60-4-7)

風向、風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測装置は、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（模擬入力による特性確認）**及び校正ができる設計とする。

(60-4-8)

モニタリング・ポストに給電するモニタリング・ポスト用発電機は、**発電用原子炉の運転中又は停止中**，機能・性能試験として、**機能の確認（模擬負荷による負荷確認）**ができる設計とする。また、分解が可能な設計とする。

(60-4-9)

表 3.17-5 監視測定設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	主要設備	項目	内容
運転中又は停止中	可搬型モニタリングポスト	機能・性能試験	模擬入力による特性の確認
			線源による校正
運転中又は停止中	可搬型ダスト・よう素サンプラ	機能・性能試験	流量の確認
			外観の確認
運転中又は停止中	NaI シンチレーションサーバイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	GM 汚染サーバイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	ZnS シンチレーションサーバイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	電離箱サーバイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	小型船舶 (海上モニタリング用)	機能・性能試験	動作の確認
			外観の確認
運転中又は停止中	可搬型気象観測装置	機能・性能試験	模擬入力による特性の確認
			測定器の校正
運転中又は停止中	モニタリング・ポスト用発電機	機能・性能試験	起動の確認, 負荷確認
		分解検査	分解確認

(4) 切り替えの容易性 (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・検査性について」に示す。

監視測定設備は、本来の用途以外の用途として使用しない。

(60-3-1～5)

(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、悪影響防止等について」に示す。

重大事故等対処設備として使用する可搬型の監視測定設備は、他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(60-3-1～4)

重大事故等対処設備として使用する常設のモニタリング・ポスト用発電機は、通常時は遮断器により分離された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。

(60-2-1, 60-3-5)

(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。

重大事故等対処設備として使用する監視測定設備の設置・操作場所を表 3.17-6 に示す。屋外及びモニタリング・ポスト局舎内は、放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置及び操作が可能である。

(60-3-1～60-3-5)

表 3.17-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型モニタリングポスト	屋外	屋外
可搬型ダスト・よう素サンプラ	屋外	屋外
NaI シンチレーションサーベイメータ	屋外	屋外
GM 汚染サーベイメータ	屋外	屋外
ZnS シンチレーションサーベイメータ	屋外	屋外
電離箱サーベイメータ	屋外	屋外
小型船舶 (海上モニタリング用)	屋外	屋外
可搬型気象観測装置	屋外	屋外
モニタリング・ポスト用発電機	屋外	屋外及び モニタリング・ポスト局舎内

### 3.17.2.1.4 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（設置許可基準規則第43条第2項一）

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。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は、1台につき3台のモニタリング・ポストに給電可能な設計とし、合計3台のモニタリング・ポスト用発電機により、合計9台のすべてのモニタリング・ポストに給電可能な設計とする。

また、容量は40kVA/台を有する設計とし、一回の給油作業で約19時間連続運転可能な設計とする。

(60-5-9)

#### (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、悪影響防止等について」に示す。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は、号炉に関わらず発電所敷地境界周辺を測定するモニタリング・ポストに給電する設備であり、モニタリング・ポストと同様に6号及び7号炉で共用する設計とすることで、操作に必要な時間・要員を減少させて安全性の向上を図ることとする。

(60-3-5)

(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，悪影響防止等について」に示す。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は，常設重大事故防止設備に該当しないが，共通要因に対して，通常時にモニタリング・ポストに給電している常用電源と位置的分散を考慮した設計とする。

また，モニタリング・ポスト用発電機が機能喪失した場合は，可搬型モニタリングポストにより，放射線量を測定する機能が損なわれない設計とする。

(60-3-5)



### 3.17.2.1.5 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。

可搬型モニタリングポストは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型モニタリングポストは、6号及び7号炉共用で15台（モニタリング・ポストの代替として9台、海側等に5台、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断に1台）、保守点検又は故障時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計16台を荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号炉原子炉建屋内緊急所に保管する設計とする。

可搬型モニタリングポストの電源は、蓄電池を使用し、予備品と交換することで、必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型ダスト・よう素サンプラは、放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な台数として、6号及び7号炉共用で2台、保守点検又はバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にそれぞれ保管する設計とする。

可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用し、予備品と交換することで、必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-2)

NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な台数として、6号及び7号炉共用で2台、保守点検又はバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にそれぞれ保管する設計とする。

NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用し、予備品と交換することで、必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-3, 4, 6)

ZnS シンチレーションサーベイメータは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

ZnS シンチレーションサーベイメータは、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な台数として、6号及び7号炉共用で1台、保守点検又はバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にそれぞれ保管する設計とする。

ZnS シンチレーションサーベイメータの電源は、乾電池を使用し、予備品と交換することで、必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-5)

小型船舶（海上モニタリング用）は、発電所の周辺海域において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な台数として、6号及び7号炉共用で1台、保守点検又はバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する設計とする。また、小型船舶（海上モニタリング用）は、発電所の周辺海域において、原子炉施設から放出される放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できる設計とする。

(60-5-7)

可搬型気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目等を測定できる設計とする。

可搬型気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る台数として、6号及び7号炉共用で1台、保守点検及びバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する設計とする。

可搬型気象観測装置の電源は、蓄電池を使用し、予備品と交換することで、必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-8)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(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・検査性について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は、常設設備と接続しない。

(60-3-1～60-3-4)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(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、悪影響防止等について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は、常設設備と接続しない。

(60-3-1～60-3-4)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(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。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は、屋外で設置及び操作する。屋外は、放射線量が高くなるおそれが少ないため、設置及び操作が可能である。

(60-3-1～60-3-4)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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，悪影響防止等について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，共通要因を考慮する常設重大事故等対処設備はないが，設計基準事故対処設備等と以下のとおり位置的分散を考慮した設計とする。

可搬型モニタリングポストは，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の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備であるモニタリング・ポストと異なる場所の荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータは，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の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備である放射能観測車と異なる場所の免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-2)

ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータは，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の配置その他の条件を考慮し，免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

小型船舶（海上モニタリング用）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の配置その他の条件を考慮し，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

可搬型気象観測装置は，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の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備である気象観測設備と異なる場所の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-4)

(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、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・検査性について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は、保管場所から設置・使用場所まで、**車両等**によりアクセスルートを通行し、運搬できる設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置の**設置位置**については、原則モニタリング・ポスト及び気象観測設備位置とするが、モニタリング・ポスト及び気象観測設備への移動ルートが通行できない場合は、アクセスルート上に設置する。その後、移動ルートが通行できる状況になった場合は、順次モニタリング・ポスト及び気象観測設備位置に配備していくこととする。

(60-7-1～60-7-3)

(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）

(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、悪影響防止等について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は、可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しないが、共通要因に対して、設計基準事故対処設備等と以下のとおり位置的分散を考慮した設計とする。

可搬型モニタリングポストは、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の配置その他の条件を考慮し、対応する設計基準事故対処設備であるモニタリング・ポストと異なる場所の**荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内**に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

(60-6-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータは、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の配置その他



の条件を考慮し、対応する設計基準事故対応設備である放射能観測車と異なる場所の免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

(60-6-2)

ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータは、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、設計基準事故対応設備の配置その他の条件を考慮し、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

小型船舶（海上モニタリング用）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、設計基準事故対応設備の配置その他の条件を考慮し、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

可搬型気象観測装置は、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、設計基準事故対応設備の配置その他の条件を考慮し、対応する設計基準事故対応設備である気象観測設備と異なる場所の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

(60-6-4)

### 3.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】

#### 【設置許可基準規則】

(通信連絡を行うために必要な設備)

第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置またはこれ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) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。



### 3.19.1 設置許可基準規則第 62 条への適合方針

発電所には、重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備として、通信連絡設備を以下のとおり設置又は保管する設計とする。

#### (1) 発電所内の通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）を設置する設計とする。また、重大事故等に対処するために、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送する必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）を設置する設計とする。

#### (i) 通信連絡設備（発電所内）（設置許可基準解釈の第 1 項 a）

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を設置又は保管する設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は、6号及び7号炉中央制御室に保管する設計とする。また、衛星電話設備及び無線連絡設備のうち衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）は、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、6号及び7号炉中央制御室、免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち6号及び7号炉中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち免震重要棟内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として免震重要棟に設置する常設代替交流電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設

備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備の電源は、代替電源設備として、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、別の端末と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、6号及び7号炉中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の常設代替交流電源設備からの充電が可能な設計とする。

また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（常設）
- ・衛星電話設備（可搬型）
- ・無線連絡設備（常設）
- ・無線連絡設備（可搬型）
- ・携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）
- ・常設代替交流電源設備  
（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）（3.14 電源設備【57条】）
- ・常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）（3.18 緊急時対策所【61条】）
- ・代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）  
（3.18 緊急時対策所【61条】）

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）については、「3.14 電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）及び代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

- (ii) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））  
（設置許可基準解釈の第1項 a））

重大事故等に対処するために、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送する必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置を設置する設計とする。

データ伝送装置は6号及び7号炉コントロール建屋に設置する設計とする。

データ伝送装置は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、免震重要棟に設置する常設代替交流電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））  
（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置）
- ・常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）

（3.18 緊急時対策所【61条】）

- ・代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）  
（3.18 緊急時対策所【61条】）

常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）及び代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

- (iii) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は、「3.19.1 設置許可基準規則第62条への適合方針（1）発電所内の通信連絡を行うための設備（i）通信連絡設備（発電所内）」と同じ設計とする。

- (2) 発電所外との通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送するデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）を設置する設計とする。

- (i) 通信連絡設備（発電所外）（設置許可基準解釈の第1項a））

重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設

計とする。

免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備については、「3.19.1 設置許可基準規則第 62 条への適合方針

(1) 発電所内の通信連絡を行うための設備 (i) 通信連絡設備 (発電所内)」と同じ設計とする。

また、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電が可能な設計とする。さらに、代替電源設備として、免震重要棟に設置する常設代替交流電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備 (常設)
- ・衛星電話設備 (可搬型)
- ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備  
(テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX)
- ・常設代替交流電源設備 (免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機) (3.18 緊急時対策所【61条】)
- ・代替交流電源設備 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備)  
(3.18 緊急時対策所【61条】)

常設代替交流電源設備 (免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機) 及び代替交流電源設備 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備) は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

(ii) データ伝送設備 (設置許可基準解釈の第 1 項 a))

重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送するデータ伝送設備として、緊急時対策支援システム伝送装置を設置する設計とする。また、緊急時対策支援システム伝送装置は、免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置の電源は、無停電電源装置 (充電器等を含む。) から受電可能な設計とする。さらに、代替電源設備として、免震重要棟に設置する常設代替交流電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電



源設備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置）
- ・常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）（3.18 緊急時対策所【61条】）
- ・代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）（3.18 緊急時対策所【61条】）

常設代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）及び代替交流電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

- (iii) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は、「3.19.1 設置許可基準規則第62条への適合方針（2）発電所外との通信連絡を行うための設備（i）通信連絡設備（発電所外）」と同じ設計とする。

なお、本社と必要な通信連絡を行うために必要な自主対策設備として、以下を整備する。

- (3) 衛星電話設備（社内向）

重大事故等が発生した場合において、本社と必要な通信連絡を行うため、衛星電話設備（社内向）を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。

### 3.19.2 重大事故等対処設備

#### 3.19.2.1 発電所内の通信連絡を行うための設備

##### 3.19.2.1.1 設備概要

通信連絡設備（発電所内）は、重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことを目的として設置するものである。

通信連絡設備（発電所内）は、携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備により構成する。

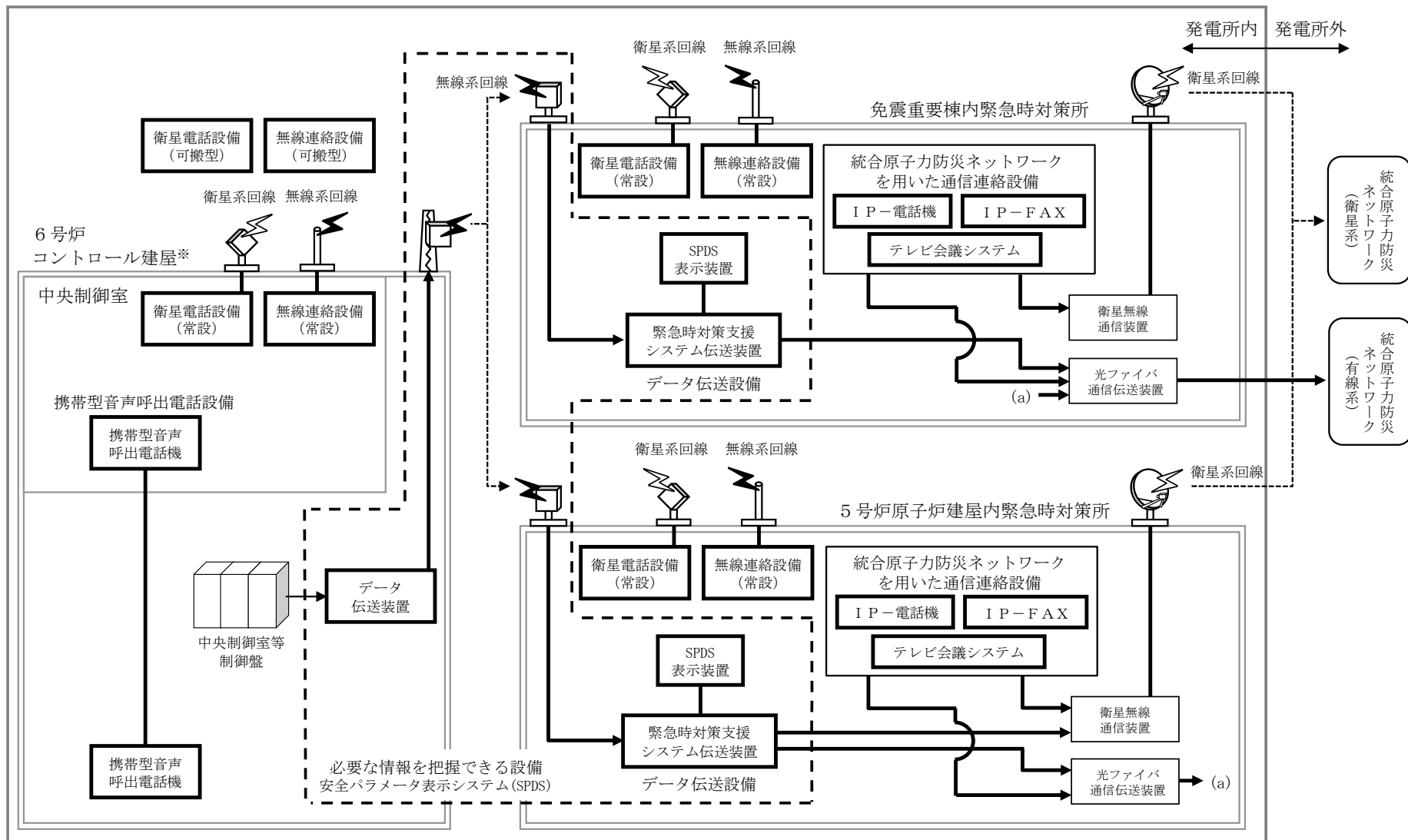
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、重大事故等に対処するために、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送することを目的として設置するものである。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置により構成する。

通信連絡設備全体の系統概要図を図3.19-1、通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所内の通信連絡）を表3.19-1に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、保管場所から運搬し、人が携行して使用又は設置する設備であり、簡易な接続及び操作スイッチにより、確実に操作できるものである。

常設設備である無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、操作スイッチにより、確実に操作できるものである。



※: 7号炉も同様

図 3.19-1 通信連絡設備の系統概要図

・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）」及び「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第61条に対する設計方針を示す章）」で示す。



表 3.19-1 通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧(発電所内の通信連絡)

設備区分	設備名
主要設備	②携帯型音声呼出電話設備【可搬】 ②無線連絡設備(常設)【常設】 ③無線連絡設備(可搬型)【可搬】 ④衛星電話設備(常設)【常設】 ⑤衛星電話設備(可搬型)【可搬】 ⑥必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム(SPDS))【常設】
附属設備	—
水源(水源に関する流路, 電源設備を含む)	—
流路(伝送路)	無線連絡設備(屋外アンテナ)【常設】② 衛星電話設備(屋外アンテナ)【常設】④ 無線通信装置【常設】⑥ 有線(建屋内)【常設】①②④⑥
注水先	—
電源設備 <sup>※1</sup>	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機【常設】②③④⑤⑥ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】②③④⑤⑥ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク【常設】②③④⑤⑥ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤【常設】②③④⑤⑥ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機—電源車切替断路器【常設】②③④⑤⑥ 電源車【可搬】

	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】②③④⑤⑥ ⑥ 負荷変圧器【常設】②③④⑤⑥ 交流分電盤【常設】②③④⑤⑥ 燃料補給設備 軽油タンク【常設】②③④⑤⑥ タンクローリ（16kL）【可搬】②③④⑤⑥ タンクローリ（4kL）【可搬】②③④⑤⑥
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 62-2 に示す。

電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.19.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

#### (1) 携帯型音声呼出電話設備（6号及び7号炉共用）

設備名	: 携帯型音声呼出電話機
使用回線	: 有線系回線
個数	: 1式
使用場所	: 原子炉建屋地下3階及び地下1階, 地上1階 コントロール建屋地上2階, 地下2階(6号炉のみ)
保管場所	: コントロール建屋地上2階（中央制御室）

#### (2) 無線連絡設備（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

##### ・緊急時対策所

設備名	: 無線連絡設備（常設）
使用回線	: 無線系回線
個数	: 1式
取付箇所	: 免震重要棟地上1階及び2階（免震重要棟内緊急時対策所） 5号炉原子炉建屋地上3階（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名	: 無線連絡設備（可搬型）
使用回線	: 無線系回線
個数	: 1式
使用場所	: 屋外
保管場所	: 免震重要棟地上2階（免震重要棟内緊急時対策所） 5号炉原子炉建屋地上3階（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

#### (3) 無線連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

##### ・緊急時対策所

設備名	: 無線連絡設備（常設）
使用回線	: 無線系回線
個数	: 1式
取付箇所	: コントロール建屋地上2階（中央制御室）

(4) 衛星電話設備（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : 衛星電話設備（常設）  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1式  
取付箇所 : 免震重要棟地上1階及び2階（免震重要棟内緊急時対策所）  
5号炉原子炉建屋地上3階（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名 : 衛星電話設備（可搬型）  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1式  
使用場所 : 屋外  
保管場所 : 免震重要棟地上2階（免震重要棟内緊急時対策所）  
5号炉原子炉建屋地上3階（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(5) 衛星電話設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : 衛星電話設備（常設）  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1式  
取付箇所 : コントロール建屋地上2階（中央制御室）

(6) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））

（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備
- ・緊急時対策所

設備名 : データ伝送装置  
使用回線 : 有線系回線，無線系回線  
個数 : 1式  
取付箇所 : 6号炉 コントロール建屋地上1階  
7号炉 コントロール建屋地上1階

設備名 : 緊急時対策支援システム伝送装置  
使用回線 : 有線系回線，無線系回線  
個数 : 1式（6号及び7号炉共用）  
取付箇所 : 免震重要棟地上1階（免震重要棟内緊急時対策所）  
5号炉原子炉建屋地上3階（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名 : SPDS 表示装置  
個数 : 1 式 (6 号及び 7 号炉共用)  
取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

### 3.19.2.1.3 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

#### 3.19.2.1.3.1 通信連絡設備（発電所内）に関する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。

携帯型音声呼出電話設備は，可搬型であり，原子炉建屋及びコントロール建屋に設置又は保管する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内及びその他建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-2に示す対応とする。

無線連絡設備（常設）は，中央制御室，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-3に示す対応とする。

無線連絡設備（可搬型）は，可搬型であり，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し，屋外で設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における屋外，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-4に示す対応とする。また，人が携行して使用が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）は，中央制御室，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-5に示す対応とする。

衛星電話設備（可搬型）は，可搬型であり，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し，屋外で設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における屋外，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-6に示す対応とする。また，人が携行して使用が可能な設計とする。

表 3.19-2 想定する環境条件及び荷重条件（携帯型音声呼出電話設備）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋及びコントロール建屋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。 また、保管場所であるコントロール建屋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	屋外に設置するものではないため，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	保管場所であるコントロール建屋で想定される地震動に対し，転倒防止措置等を行う。設置場所である原子炉建屋及びコントロール建屋内において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	原子炉建屋及びコントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～9)

表 3.19-3 想定する環境条件及び荷重条件（無線連絡設備（常設））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所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	屋外に設置するものではないため，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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	コントロール建屋，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12～14)



表 3.19-4 想定する環境条件及び荷重条件（無線連絡設備（可搬型））

考慮する外的事象	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。 また, 保管場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度, 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	海水を通水することはない。
地震	保管場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される地震動に対し, 転倒防止措置等を行う。設置場所である屋外において, 人が携行して使用することから, 地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-12, 62-3-15)

表 3.19-5 想定する環境条件及び荷重条件（衛星電話設備（常設））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋, 免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所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	屋外に設置するものではないため, 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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	コントロール建屋, 免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため, 風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14)

表 3.19-6 想定する環境条件及び荷重条件（衛星電話設備（可搬型））

考慮する外的事象	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。 また、保管場所である免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度条件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	海水を通水することはない。
地震	保管場所である免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される地震動に対し、転倒防止措置等を行う。設置場所である屋外において、人が携行して使用することから、地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-12, 62-3-15)

(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・検査性について」に示す。

携帯型音声呼出電話機は、人が携行して使用が可能な設計とし、重大事故等が発生した場合、保管場所であるコントロール建屋から携帯型音声呼出電話機を運搬し、専用接続箱が設置してある場所において、携帯型音声呼出電話機と専用接続箱をケーブルで接続することにより中央制御室（通信連絡が必要な場所）と**確実に**通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡を行うための操作をするにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、携帯型音声呼出電話機の呼出ボタンを押し（スイッチ操作）、中央制御室（通信連絡が必要な場所）の携帯型音声呼出電話機の呼び出しベルを鳴らすことにより、確実に通話の開始が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-7 に示す。

無線連絡設備（常設）は、通信連絡を行うための操作をするにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、重大事故等が発生した場合、設置場所であるコントロール建屋、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、通話ボタンを押す（スイッチ操作）ことにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と**確実に**通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-8 に示す。

無線連絡設備（可搬型）は、通信連絡を行うための操作をするにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、重大事故等が発生した場合において、保管場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から無線連絡設備（可搬型）を運搬し、電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、通話ボタンを押す（スイッチ操作）ことにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、屋外から通信連絡をする必要のある場所と**確実に**通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-9 に示す。

衛星電話設備（常設）は、通信連絡を行うための操作をするにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、重大事故等が発生した場合、設置場所であるコントロール建屋、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、一般の電話機と同様の操作（スイッチ操作）することにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と**確実に**通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-10 に示す。

衛星電話設備（可搬型）は、通信連絡を行うための操作をするにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、

重大事故等が発生した場合において、保管場所である免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、衛星電話設備（可搬型）を屋外に運搬し、一般の携帯型電話機と同様の操作（スイッチ操作）により通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、屋外から通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-11 に示す。

表 3.19-7 操作対象機器（携帯型音声呼出電話設備）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
携帯型音声呼出電話機	—	コントロール建屋内 中央制御室	運搬・設置
携帯型音声呼出電話機	ケーブル接続	コントロール建屋内 中央制御室	人力接続
携帯型音声呼出電話機	起動・停止 (通信連絡)	コントロール建屋内 中央制御室	スイッチ操作
携帯型音声呼出電話機	—	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	運搬・設置
携帯型音声呼出電話機	ケーブル接続	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	人力接続
携帯型音声呼出電話機	起動・停止 (通信連絡)	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	スイッチ操作

(62-3-3, 62-3-5~9, 62-8-2)

表 3.19-8 操作対象機器（無線連絡設備（常設））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
無線連絡設備（常設）	起動・停止 (通信連絡)	コントロール建屋内 中央制御室	スイッチ操作
無線連絡設備（常設）	起動・停止 (通信連絡)	免震重要棟内 緊急時対策所	スイッチ操作
無線連絡設備（常設）	起動・停止 (通信連絡)	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-3)

表 3.19-9 操作対象機器（無線連絡設備（可搬型））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
無線連絡設備（可搬型）	—	免震重要棟内 緊急時対策所	運搬・設置
無線連絡設備（可搬型）	起動・停止 (通信連絡)	屋外	スイッチ操作
無線連絡設備（可搬型）	—	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	運搬・設置
無線連絡設備（可搬型）	起動・停止 (通信連絡)	屋外	スイッチ操作

(62-3-12, 62-3-15, 62-8-6)

表 3.19-10 操作対象機器（衛星電話設備（常設））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
衛星電話設備（常設）	起動・停止 （通信連絡）	コントロール建屋内 中央制御室	スイッチ操作
衛星電話設備（常設）	起動・停止 （通信連絡）	免震重要棟内 緊急時対策所	スイッチ操作
衛星電話設備（常設）	起動・停止 （通信連絡）	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-3)

表 3.19-11 操作対象機器（衛星電話設備（可搬型））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
衛星電話設備（可搬型）	—	免震重要棟内 緊急時対策所	運搬・設置
衛星電話設備（可搬型）	起動・停止 （通信連絡）	屋外	スイッチ操作
衛星電話設備（可搬型）	—	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	運搬・設置
衛星電話設備（可搬型）	起動・停止 （通信連絡）	屋外	スイッチ操作

(62-3-12, 62-3-15, 62-8-6)

(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・検査性について」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は、表 3.19-12 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）は、表 3.19-13 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）は、表 3.19-14 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-12 携帯型音声呼出電話設備の試験及び検査

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	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-3)

表 3.19-13 無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）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	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-4～7)



表 3.19-14 衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）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	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-8~10)

(4) 切り替えの容易性（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・検査性について」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要な設計とする。  
(62-4-3)

無線連絡設備（常設）は本来の用途以外の用途として使用しないが、中央制御室待避室、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、切り替えが可能な設計とする。

中央制御室における無線連絡設備（常設）の切り替えについては、待避室で使用する場合、切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えが可能な設計とする。また、切替は、要員 1 名で行い、5 分程度で切り替えが可能な設計とする。

また、免震重要棟内緊急時対策所における無線連絡設備（常設）の切り替えについても、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）を使用する場合、切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えが可能な設計とする。また、切替は、要員 1 名で行い、5 分程度で切り替えが可能な設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要な設計とする。  
(62-4-3~6)

衛星電話設備（常設）は、本来の用途以外の用途として使用しないが、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、切り替えが可能な設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所における衛星電話設備（常設）の切り替えについては、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）を使用する場合切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えが可能な設計とする。また、切替は、要員 1 名で行い、5 分程度で切り替えが可能な設計とする。

衛星電話設備（可搬型）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要な設計とする。  
(62-4-3~6)

		経過時間 (分)						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽待避室へ移動指示						
無線連絡設備 (常設) (待避室) への切替え手順	運転員 1名		切替スイッチによる切り替え	中央制御室待避室へ移動				
衛星電話設備 (常設), 無線連絡設備 (常設) 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の待避室側への切替え手順	緊急時対策要員 1名		切替スイッチによる切り替え	免震重要棟内緊急時対策所1階 (待避室) へ移動				

図 3.19-2 中央制御室待避室, 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) 使用時における無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備 (常設) 切り替え時のタイムチャート\*

\* : 「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 1.19 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，悪影響防止等について」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，通常時は使用しない系統であり，専用通信線を用いることにより送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して分離された構成とする。

また，重大事故等時には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3)

無線連絡設備（常設）は，通常時は使用しない系統であり，専用のケーブル及び屋外アンテナを用いることにより，送受話器及び電力保安通信用電話設備から分離された構成とする。

また，重大事故等時には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3)

中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）は，重大事故等が発生した場合，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

また，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）は，重大事故等時には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），局線加入電話設備及び専用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

衛星電話設備（可搬型）は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3, 62-4-7, 62-4-8)

(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。

携帯型音声呼出電話機の設置場所、操作場所を表 3.19-15 に示す。このうち、コントロール建屋 地上 2 階（中央制御室）及びコントロール建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は、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。

原子炉建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は、原子炉区域を除く原子炉建屋（二次格納施設外）で操作することから、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。

原子炉建屋地下 3 階及び地上 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設内）で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれがあるが、人が携行して使用する設備であるため、操作する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線防護の対策を行い、作業安全を確認した上で操作が可能である。また、原子炉建屋内に中継ケーブルを布設して携帯型音声呼出電話機を使用する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線防護の対策を行い、作業安全を確認した上で操作が可能である。

なお、対策を行った上でも操作位置の放射線量が高く通信連絡ができない場合は、放射線量が高くなるおそれが少ない別の設置場所に移動することにより操作が可能である。

無線連絡設備（常設）の設置場所、操作場所を表 3.19-16 に示す。無線連絡設備（常設）は、コントロール建屋 地上 2 階（中央制御室）、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置及び操作し、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。

無線連絡設備（可搬型）の設置場所、操作場所を表 3.19-17 に示す。無線連絡設備（可搬型）は、屋外で操作する。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。

衛星電話設備（常設）の設置場所、操作場所を表 3.19-18 に示す。衛星電話設備（常設）は、コントロール建屋 地上 2 階（中央制御室）、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置及び操作し、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。

衛星電話設備（可搬型）の設置場所、操作場所を表 3.19-19 に示す。衛星電話設備（可搬型）は、屋外で操作する。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。

表 3.19-15 操作対象機器設置場所（携帯型音声呼出電話設備）

機器名称	設置場所	操作場所
携帯型音声呼出電話機	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室
携帯型音声呼出電話機	コントロール建屋 地下 1 階 (6 号炉)	コントロール建屋 地下 1 階 (6 号炉)
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋地下 1 階
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 1 階

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~9)

表 3.19-16 操作対象機器設置場所（無線連絡設備（常設））

機器名称	設置場所	操作場所
無線連絡設備（常設）	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室
無線連絡設備（常設）	免震重要棟 地上 1 階, 地上 2 階	免震重要棟内 緊急時対策所
無線連絡設備（常設）	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14, 62-8-4, 62-8-8)

表 3.19-17 操作対象機器設置場所（無線連絡設備（可搬型））

機器名称	設置場所	操作場所
無線連絡設備（可搬型）	屋外	屋外

(62-3-12, 62-3-15)

表 3.19-18 操作対象機器設置場所（衛星電話設備（常設））

機器名称	設置場所	操作場所
衛星電話設備（常設）	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室
衛星電話設備（常設）	免震重要棟 地上 1 階, 地上 2 階	免震重要棟内 緊急時対策所
衛星電話設備（常設）	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14, 62-8-4, 62-8-8)

表 3.19-19 操作対象機器設置場所（衛星電話設備（可搬型））

機器名称	設置場所	操作場所
衛星電話設備（可搬型）	屋外	屋外

(62-3-12, 62-3-15)

3. 19. 2. 1. 3. 2 必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))  
 に関する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。

必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、データ伝送装置は、コントロール建屋に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3. 19-20 に示す対応とする。

また、必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3. 19-21 に示す対応とする。

(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14)

表 3. 19-20 想定する環境条件及び荷重条件 (データ伝送装置)

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋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	屋外に設置するものではないため、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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風 (台風)・積雪	コントロール建屋内に設置するため、風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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 3.19-21 想定する環境条件及び荷重条件  
 (緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置)

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所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	屋外に設置するものではないため, 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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風 (台風)・積雪	免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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・検査性について」に示す。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常、操作を行う必要がない設計とする。

また、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-22 に示す。

表 3.19-22 操作対象機器（SPDS 表示装置）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ 監視)	免震重要棟内 緊急時対策所	スイッチ操作
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ 監視)	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-7)

(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・検査性について」に示す。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、表 3.19-23 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、機能（データの表示及び伝送）の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-23 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））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	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-18~20)

(4) 切り替えの容易性（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・検査性について」に示す。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要な設計とする。

(62-4-11)

(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，悪影響防止等について」に示す。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は，重大事故等が発生した場合，通常時の系統構成を変更することなく，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-11)

(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。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち，操作が必要である SPDS 表示装置の設置場所，操作場所を表 3.19-24 に示す。SPDS 表示装置は，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置及び操作し，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。

表 3.19-24 操作対象機器設置場所（SPDS 表示装置）

機器名称	設置場所	操作場所
SPDS 表示装置	免震重要棟 地上 1 階，地上 2 階	免震重要棟内 緊急時対策所
SPDS 表示装置	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-12~14)

### 3.19.2.1.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### 3.19.2.1.4.1 通信連絡設備（発電所内）に関する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。

無線連絡設備（常設）は、設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また、重大事故等が発生した場合であって、対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な台数を設置する設計とする。

無線連絡設備（常設）の設置台数は、重大事故等が発生し、送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外の操作・作業に係る必要な連絡を行うために使用する場合、有効性評価における各重大事故シーケンスで使用する必要の台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある個数を保管する設計とする。

(62-6-4)

衛星電話設備（常設）は、設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また、重大事故等が発生した場合であって、対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な台数を設置する設計とする。

発電所内の通信連絡をする台数として、中央制御室と免震重要棟又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との操作・作業に係る必要な連絡を行うために使用する必要の台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある個数を保管する設計とする。

また、発電所外との通信連絡については、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を含めて、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に必要な台数、有効性評価における各重大事故シーケンスで使用する必要の台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある個数を保管する設計とする。

(62-6-4)

(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，悪影響防止等について」に示す。

免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する無線連絡設備（常設）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら，事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する無線連絡設備（常設）は，共用することによって悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉各々に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

なお，中央制御室に設置する無線連絡設備（常設）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。

免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら，事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）は，共用することによって悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉の各々に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）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，悪影響防止等について」に示す。

常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当する無線連絡設備（常設）は、共通要因によって、同様の機能を持つ送受信器及び電力保安通信用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、コントロール建屋地上 2 階，免震重要棟地上 1 階及び 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階に設置し，表 3.19-25 で示すとおり，対応する送受信器及び電力保安通信用電話設備と多様性及び位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については，常設代替電源設備として第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とすることで，送受信器及び電力保安通信用電話設備の電源である非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）に対して多様性を確保することにより，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

主要設備の設置場所については，自然現象（地震，津波，及び風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発，有毒ガス）の影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上 2 階，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置し，送受信器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階，廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

無線連絡設備（常設）の独立性については，表 3.19-26 で示すとおり，地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当する衛星電話設備（常設）は、自然現象（地震、津波、及び風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発、有毒ガス）の影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。

また、共通要因によって、同様の機能を持つ送受信器、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備及び専用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、コントロール建屋地上2階、免震重要棟地上1階及び2階、5号炉原子炉建屋地上3階に設置し、表3.19-27、表3.19-28及び表3.19-29で示すとおり、多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-25 無線連絡設備（常設）の多様性又は位置的分散（1 / 3）  
（中央制御室）

項目	設計基準対象施設			重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
	送受話器	電力保安通信用 電話設備		無線連絡設備 （常設）
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機及び 第二ガスタービン発電機）
	コントロール 建屋 地下2階	原子炉建屋 地上1階	廃棄物処理 建屋 地下1階	屋外 （7号炉タービン建屋南側及び 荒浜側常設代替交流電源設備設 置場所）
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	無線系回線
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	無線連絡設備（常設）
	コントロール建屋 地下2階	廃棄物処理建屋 地下1階（6号炉）, 地上1階（7号炉）		コントロール建屋 地上2階

表 3.19-25 無線連絡設備（常設）の多様性又は位置的分散（2 / 3）  
（免震重要棟内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設		重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備	
	送受信器	電力保安通信用 電話設備	無線連絡設備 （常設）	
ポンプ	不要	不要	不要	
水源	不要	不要	不要	
駆動用空気	不要	不要	不要	
潤滑油	不要	不要	不要	
冷却水	不要	不要	不要	
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	常設代替交流電源設備 （免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機）
	コントロール 建屋 地下2階	原子炉建屋 地上1階	免震重要棟 地上1階	免震重要棟地上1階
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	無線系回線
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	無線連絡設備（常設）
	コントロール建屋 地下2階		免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階, 地上2階

表 3.19-25 無線連絡設備（常設）の多様性又は位置的分散（3 / 3）  
（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設		重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
	送受話器	電力保安通信用 電話設備	無線連絡設備 （常設）
ポンプ	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	充電器 （蓄電池）	代替交流電源設備 （5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備）
	コントロール 建屋 地下2階	5号炉原子炉建屋 地上3階	屋外 （5号炉原子炉建屋東側）
流路 （伝送路）	発電所内	発電所内	発電所内
	有線系回線	有線系回線, 無線系回線	無線系回線
主要設備 設置場所	制御装置	交換機	無線連絡設備（常設）
	コントロール 建屋 地下2階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階

表 3.19-26 無線連絡設備（常設）の設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 （常設）
共通 要因 故障	地震	—	中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する無線連絡設備（常設）は、使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め、基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。 また、免震重要棟内緊急時対策所に設置する無線連絡設備（常設）は、転倒防止等の措置を施す設計とする。
	津波	—	無線連絡設備（常設）を設置する中央制御室、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（常設）は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（常設）は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2~6)

(62-3-2, 62-3-3, 63-3-10~14, 62-3-16)

(62-4-3)

表 3.19-27 衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所内）  
 （1 / 3）  
 （中央制御室）

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	送受信器	電力保安通信用 電話設備		衛星電話設備 （常設）
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機及び 第二ガスタービン発電機）
	コントロール 建屋 地下2階	原子炉建屋 地上1階	廃棄物処理 建屋 地下1階	屋外 （7号炉タービン建屋南側及び 荒浜側常設代替交流電源設備設 置場所）
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	衛星系回線 （通信事業者回線）
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	衛星電話設備（常設）
	コントロール建屋 地下2階	廃棄物処理建屋 地下1階（6号炉）, 地上1階（7号炉）		コントロール建屋 地上2階



表 3.19-27 衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所内）  
 （2 / 3）  
 （免震重要棟内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設		防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備	
	送受信器	電力保安通信用 電話設備	衛星電話設備 （常設）	
ポンプ	不要	不要	不要	
水源	不要	不要	不要	
駆動用空気	不要	不要	不要	
潤滑油	不要	不要	不要	
冷却水	不要	不要	不要	
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	常設代替交流電源設備 （免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機）
	コントロール 建屋 地下2階	原子炉 建屋 地上1階	免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	衛星系回線 （通信事業者回線）
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	衛星電話設備（常設）
	コントロール建屋 地下2階		免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階, 地上2階

表 3.19-27 衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所内）  
（3 / 3）

（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設		防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	送受信器	電力保安通信用 電話設備	衛星電話設備 （常設）
ポンプ	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要
駆動電源	充電器（蓄電池）	充電器（蓄電池）	代替交流電源設備 （5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備）
	コントロール建屋 地下2階	5号炉原子炉建屋 地上3階	屋外 （5号炉原子炉建屋東側）
流路 （伝送路）	発電所内	発電所内	発電所内
	有線系回線	有線系回線, 無線系回線	衛星系回線 （通信事業者回線）
主要設備 設置場所	制御装置	交換機	衛星電話設備（常設）
	コントロール建屋 地下2階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階

表 3.19-28 衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所外）  
 (1 / 2)  
 (免震重要棟内緊急時対策所)

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム (社内向)	電力保安通信 用電話設備	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（常設）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	無停電 電源装置	充電器 (蓄電池)	通信事業者回線 からの給電, 無停電電源装置, 乾電池	常設代替交流電源設備 (免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機)
	免震重要棟地上1階			免震重要棟地上1階
流路 (伝送路)	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 (電力保安通信用回線)		有線系回線 (通信事業者回線)	衛星系回線 (通信事業者回線)
	無線系回線 (電力保安通信用回線)			
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム (社内向)	交換機	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（常設）
	免震重要棟 地上2階	免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階, 地上 2階	免震重要棟 地上1階, 地上2階

表 3.19-28 衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所外）  
（2 / 2）

（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム (社内向)	電力保安通信 用電話設備	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（常設）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 (蓄電池)	通信事業者回線 からの給電, 非常用ディーゼル 発電機, 乾電池	代替交流電源設備 (5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備)
	原子炉建屋 地上1階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	原子炉建屋 地上1階	屋外 (5号炉原子炉建屋東側)
流路 (伝送路)	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 (電力保安通信用回線)		有線系回線 (通信事業者回線)	衛星系回線 (通信事業者回線)
	無線系回線 (電力保安通信用回線)			
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム (社内向)	交換機	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（常設）
	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階

表 3.19-29 衛星電話設備（常設）の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
衛星電話設備（常設）
<p>衛星電話設備（常設）は、耐震性を有するコントロール建屋及び5号炉原子炉建屋緊急時対策所に設置し、使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め、基準地震動 <math>S_s</math> で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 <math>S_s</math> が共通要因となり必要な通信連絡の機能維持できる設計とする。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所に設置する衛星電話設備（常設）は、転倒防止等の措置を施す設計とする。</p>

(62-2-2~7)

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10~14, 62-3-16)

(62-4-3, 62-4-7, 62-4-8)

3.19.2.1.4.2 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））  
に関する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。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送及び表示を可能な設計とする。

また、重大事故等が発生した場合において、発電所内の必要のある場所に必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち SPDS 表示装置は、免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に各1セットを設置し、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1セットを保管する設計とする。

(62-6-11～30)

(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，悪影響防止等について」に示す。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら、事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共有する設計とする。

また、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉の各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(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，悪影響防止等について」に示す。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当する必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））は、自然現象（地震，津波，及び風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発，有毒ガス）の影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。

また，共通要因によって，その機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.19-30 及び表 3.19-31 に示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。



表 3.19-30 必要な情報を把握できる設備  
 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) の多様性又は位置的分散 (1 / 2)  
 (免震重要棟内緊急時対策所)

項目	防止でも緩和でもない重大事故等対処設備					
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))			データ 伝送設備		
	データ 伝送装置	SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置			
ポンプ	不要			不要		
水源	不要			不要		
駆動用空気	不要			不要		
潤滑油	不要			不要		
冷却水	不要			不要		
駆動電源	無停電電源装置 (6号炉), 充電器(蓄電池) (7号炉)	非常用 ディーゼル 発電機	常設代替交流電源 設備(第一ガスタ ービン発電機及び 第二ガスタービン 発電機)	無停電 電源装置	充電器 (蓄電池)	常設代替交流電 源設備(免震重 要棟内緊急時対 策所用ガスタ ービン発電機)
	コントロール 建屋 地下1階	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン 建屋南側及び荒浜 側常設代替交流電 源設備設置場所)	免震重要棟 地上1階		
流路 (伝送路)	発電所内 建屋間			—	発電所内 建屋間	発電所外
	有線系回線			—	有線系回線	有線系回線
	無線系回線			—	無線系回線	無線系回線
主要設備 設置場所	データ 伝送装置			SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置	
	コントロール建屋 地上1階			免震重要棟 地上1階, 地上2階	免震重要棟 地上1階	

表 3.19-30 必要な情報を把握できる設備  
 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) の多様性又は位置的分散 (2 / 2)  
 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

項目	防止でも緩和でもない重大事故等対処設備				
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))			データ 伝送設備	
	データ 伝送装置	SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置		
ポンプ	不要			不要	
水源	不要			不要	
駆動用空気	不要			不要	
潤滑油	不要			不要	
冷却水	不要			不要	
駆動電源	無停電電源装置 (6号炉), 充電器 (蓄電池) (7号炉)	非常用 ディーゼル 発電機	常設代替交流電源 設備 (第一ガスタ ービン発電機及び 第二ガスタービン 発電機)	非常用ディーゼル発電機	代替交流 電源設備 (5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所用可搬型 電源設備)
	コントロール 建屋 地下1階	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン 建屋南側及び荒浜 側常設代替交流電 源設備設置場所)	原子炉建屋 地上1階	屋外 (5号炉原子炉 建屋東側)
流路 (伝送路)	発電所内 建屋間			—	発電所内 建屋間
	有線系回線			—	有線系回線
	無線系回線			—	無線系回線 衛星系回線
主要設備 設置場所	データ 伝送装置			SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置
	コントロール建屋 地上1階			5号炉原子炉建屋 地上3階	

表 3.19-31 必要な情報を把握できる設備  
(安全パラメータ表示システム (SPDS)) の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
<p>必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、データ伝送装置は、耐震性を有するコントロール建屋に設置し、使用する無線通信装置及び屋外アンテナ、無線通信装置及び屋外アンテナまでの有線 (ケーブル) を含め、基準地震動 <math>S_s</math> で機能維持できる設計とする。</p> <p>必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は、基準地震動 <math>S_s</math> で機能維持できる設計とする。</p> <p>また、必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は、転倒防止等の措置を施す設計とする。</p>

(62-2-2~5, 62-2-8)

(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14)

(62-4-11)

### 3.19.2.1.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### 3.19.2.1.5.1 通信連絡設備（発電所内）に関する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（設置許可基準規則第43条第2項一，第3項一）

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話機は、重大事故等が発生した場合であって、送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な台数を保管する設計とする。

携帯型音声呼出電話機の保管台数は、有効性評価における各重大事故シナリオで使用するために必要な台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1台を保管する設計とする。

(62-6-9)

無線連絡設備（可搬型）は、重大事故等が発生し、送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、発電所内で必要な通信連絡を行うために必要な台数を保管する設計とする。

無線連絡設備（可搬型）の保管台数は、重大事故等が発生し、送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において、屋外と免震重要棟又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との操作・作業に係る必要な連絡を行うために使用する場合、有効性評価における各重大事故シナリオで使用する場合に必要な台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1台を保管する設計とする。

(62-6-10)

衛星電話設備（可搬型）は、重大事故等が発生し、送受話器、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備及び専用電話設備が使用できない状況において、発電所内及び発電所外の必要な通信連絡を行うために必要な台数を保管する設計とする。

衛星電話設備（可搬型）の保管台数は、必要な台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1台を保管する設計とする。

(62-6-4, 62-6-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

(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・検査性について」に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話機を接続するためのケーブルは、原子炉建屋内に設置する専用接続箱内の接続端子と規格を統一するとともに、専用接続箱との接続については、特殊な工具、及び技量は必要とせず簡易な端子接続により、容易かつ確実に接続が可能な設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、携帯型音声呼出電話機及びケーブルは、6号及び7号炉の各々に設置する専用接続箱内の接続端子と接続が可能な設計とする。

携帯型音声呼出電話機と専用接続箱との接続については、必要に応じて布設する中継用ケーブルドラムを使用することを可能な設計とし、専用接続箱との接続と同様、確実及び簡易な接続が可能な設計とする。

(62-8-2)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、常設設備と接続せず使用可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(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，悪影響防止等について」に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話機は，建屋の外から水又は電力を供給するための設備ではなく，中央制御室と建屋内の必要のある場所との間で必要な通信連絡を行うことを目的として設置する設計とする。

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，常設設備と接続せず充電式電池からの給電により使用可能な設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(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。

携帯型音声呼出電話機の設置場所、操作場所のうち、コントロール建屋 地上 2 階（中央制御室）及びコントロール建屋地下 1 階で設置、操作する携帯型音声呼出電話機は、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。

原子炉建屋地下 1 階で設置、操作する携帯型音声呼出電話機は、原子炉区域を除く原子炉建屋（二次格納施設外）で操作することから、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。

原子炉建屋地下 3 階及び地上 1 階で設置、操作する携帯型音声呼出電話機は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設内）で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれがあるが、人が携行して使用する設備であるため、操作する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線防護の対策を行い、作業安全を確認した上で操作が可能である。また、原子炉建屋内に中継ケーブルを布設して携帯型音声呼出電話機を使用する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線防護の対策を行い、作業安全を確認した上で操作が可能である。

なお、対策を行った上でも操作位置の放射線量が高く操作できない場合、放射線量が高くなるおそれが少ない別の設置場所に移動することにより操作が可能である。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～9)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、放射線量が高くなるおそれが少ない場所である屋外で操作可能な設計とする。

(62-3-2, 62-3-12, 62-3-15)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(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，悪影響防止等について」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，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，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管し，送受話器，電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備（常設）と位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～11)

無線連絡設備（可搬型）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，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し，送受話器，電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備（常設）と位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～16)

衛星電話設備（可搬型）は，地震，津波その他の自然現象（地震，津波，及び風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災）又は外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発，有毒ガス），溢水，火災の影響を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管するとともに，送受話器，電力保安通信用電話設備と位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～16)



(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、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・検査性について」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は、コントロール建屋中央制御室内に保管し、人が運搬及び携行し、建屋内で使用することが可能な設計とする。

(62-7-5~12)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し、人が運搬及び携行し、屋外で使用することが可能な設計とする。

(62-7-2~4)

(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）

(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，悪影響防止等について」に示す。

可搬型重大事故等対処設備に該当する携帯型音声呼出電話設備は、共通要因によって、同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、コントロール建屋地上 2 階に保管し、表 3.19-32 で示すとおり、対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備と多様性及び位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、代替電源設備として乾電池を使用することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備の電源である非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）に対して多様性を確保することにより、共通要因によって、同時に機能を喪失しない設計とする。

主要設備の設置場所については、自然現象（地震、津波、及び風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発、有毒ガス）の影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上 2 階に保管し、送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階、廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り、共通要因によって、同時に機能を喪失しない設計とする。

携帯型音声呼出電話設備の独立性については、表 3.19-33 で示すとおり、地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は、共通要因によって、同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、免震重要棟地上 2 階及び 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し、表 3.19-34 で示すとおり、対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備と多様性及び位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、代替電源設備として充電式電池を使用することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備の電源である非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）に対して多様性を確保することにより、共通要因によって、同時に機能を喪失しない設計とする。

主要設備の設置場所については、自然現象（地震、津波、及び風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場な

どの火災・爆発, 有毒ガス) の影響に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟地上 2 階及び 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し, 送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階, 廃棄物処理建屋地下 1 階 (6 号炉) 及び地上 1 階 (7 号炉) に設置することにより位置的分散を図り, 共通要因によって, 同時に機能を喪失しない設計とする。

無線連絡設備 (可搬型) の独立性については, 表 3.19-35 で示すとおり, 地震, 津波, 火災, 溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない可搬型重大事故等対処設備に該当する衛星電話設備 (可搬型) は, 共通要因によって, 同様の機能を持つ送受話器, 電力保安通信用電話設備, テレビ会議システム (社内向), 局線加入電話設備及び専用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 自然現象 (地震, 津波, 及び風 (台風), 竜巻, 積雪, 低温, 落雷, 火山の影響, 森林火災) 及び外部人為事象 (近隣工場などの火災・爆発, 有毒ガス) の影響に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟地上 2 階及び 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し, 表 3.19-36, 表 3.19-37 及び表 3.19-38 で示すとおり, 多様性を確保し, 頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-32 携帯型音声呼出電話設備の多様性又は位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
	送受話器	電力保安通信用 電話設備		携帯型音声呼出 電話設備
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 (蓄電池)	非常用ディーゼル 発電機	充電器 (蓄電池)	乾電池 (本体内蔵)
	コントロール 建屋 地下 2 階	原子炉 建屋 地上 1 階	廃棄物処理 建屋 地下 1 階	コントロール建屋 地上 2 階
流路 (伝送路)	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	有線系回線
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	携帯型音声 呼出電話機
	コントロール建屋 地下 2 階		廃棄物処理建屋 地下 1 階 (6 号炉), 地上 1 階 (7 号炉)	コントロール建屋 地上 2 階 (保管場所)

表 3.19-33 携帯型音声呼出電話設備 設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受信器及び 電力保安通信用電話設備	携帯型音声呼出電話設備
共通 要因 故障	地震	—	携帯型音声呼出電話設備は、使用する専用通信線及び専用接続箱を含め、基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	—	携帯型音声呼出電話設備を設置又は保管するコントロール建屋及び原子炉建屋は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受信器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である携帯型音声呼出電話設備は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受信器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である携帯型音声呼出電話設備は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2~7)

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~11)

(62-4-3)

表 3.19-34 無線連絡設備（可搬型）の多様性又は位置的分散  
（免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
	送受話器	電力保安通信用 電話設備		無線連絡設備（可搬型）
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	充電式電池（本体内蔵）
	コントロール 建屋地下2階	原子炉建屋 地上1階	廃棄物処理建屋 地下1階, 免震重要棟 地上1階, 5号炉原子炉 建屋地上3階	
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	無線系回線
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	無線連絡設備（可搬型）
	コントロール建屋 地下2階		廃棄物処理建屋 地下1階（6号炉）, 地上1階（7号炉）, 免震重要棟地上1階, 5号炉原子炉建屋 地上3階	免震重要棟地上2階, 5号炉原子炉建屋地上3階 （保管場所）

表 3.19-35 無線連絡設備（可搬型）の設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受信器及び 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備（可搬型）
共通 要因 故障	地震	—	<p>設置場所である屋外において、人が携行して使用することから、地震による影響は受けない。</p> <p>また、耐震性が確保された 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し、基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。</p> <p>なお、免震重要棟内緊急時対策所に保管する無線連絡設備（可搬型）は、転倒防止等の措置を施す設計とする。</p>
	津波	—	<p>無線連絡設備（可搬型）を保管する免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで、津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。</p>
	火災	<p>設計基準対象施設である送受信器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（可搬型）は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。</p>	
	溢水	<p>設計基準対象施設である送受信器及び電力保安通信用電話設備と、重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（可搬型）は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。</p>	

(62-2-2~7)

(62-3-2, 62-3-10~13, 62-3-15, 62-3-16)

(62-4-3)

表 3.19-36 衛星電話設備（可搬型）の多様性又は位置的分散（発電所内）  
 （免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	送受信器	電力保安通信用 電話設備		衛星電話設備（可搬型）
ポンプ	不要	不要		不要
水源	不要	不要		不要
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑油	不要	不要		不要
冷却水	不要	不要		不要
駆動電源	充電器 （蓄電池）	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 （蓄電池）	充電式電池（本体内蔵）
	コントロール 建屋地下2階	原子炉建屋 地上1階	廃棄物処理建屋 地下1階, 免震重要棟 地上1階, 5号炉原子炉 建屋地上3階	
流路 （伝送路）	発電所内		発電所内	発電所内
	有線系回線		有線系回線, 無線系回線	衛星系回線 （通信事業者回線）
主要設備 設置場所	制御装置		交換機	衛星電話設備（可搬型）
	コントロール建屋 地下2階		廃棄物処理建屋 地下1階（6号炉）, 地上1階（7号炉）, 免震重要棟地上1階, 5号炉原子炉建屋 地上3階	免震重要棟地上2階, 5号炉原子炉建屋地上3階 （保管場所）



表 3.19-37 衛星電話設備（可搬型）の多様性又は位置的分散（発電所外）  
 （1 / 2）  
 （免震重要棟内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム （社内向）	電力保安通信用 電話設備	局線加入電話設備， 専用電話設備	衛星電話設備（可搬型）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	無停電 電源装置	充電器 （蓄電池）	通信事業者回線 からの給電， 無停電電源装置， 乾電池	充電式電池（本体内蔵）
	免震重要棟地上1階			
流路 （伝送路）	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 （電力保安通信用回線）		有線系回線 （通信事業者回線）	衛星系回線 （通信事業者回線）
	無線系回線 （電力保安通信用回線）			
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム （社内向）	交換機	局線加入電話設備， 専用電話設備	衛星電話設備（可搬型）
	免震重要棟 地上2階	免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階，地上2 階	免震重要棟地上2階 （保管場所）

表 3.19-37 衛星電話設備（可搬型）の多様性又は位置的分散（発電所外）  
（2 / 2）

（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム (社内向)	電力保安通信用 電話設備	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（可搬型）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 (蓄電池)	通信事業者回線 からの給電, 非常用ディーゼル 発電機, 乾電池	充電式電池（本体内蔵）
	原子炉 建屋 地上1階	5号炉原子炉 建屋 地上3階	原子炉 建屋 地上1階	
流路 (伝送路)	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 (電力保安通信用回線)		有線系回線 (通信事業者回線)	衛星系回線 (通信事業者回線)
	無線系回線 (電力保安通信用回線)			
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム (社内向)	交換機	局線加入電話設備, 専用電話設備	衛星電話設備（可搬型）
	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉原子炉建屋 地上3階 (保管場所)

表 3.19-38 衛星電話設備（可搬型）の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
衛星電話設備（可搬型）
設置場所である屋外において、人が携行して使用することから、地震による影響は受けない。 また、耐震性が確保された 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管し、基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。 なお、免震重要棟内緊急時対策所に保管する衛星電話設備（可搬型）は、転倒防止等の措置を施す設計とする。

(62-2-2～5, 62-2-7, 62-2-9)

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～13, 62-3-15, 62-3-16)

(62-4-3, 62-4-7, 62-4-8)

### 3.19.2.2 発電所外との通信連絡を行うための設備

#### 3.19.2.2.1 設備概要

通信連絡設備（発電所外）は、重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことを目的として設置するものである。

通信連絡設備（発電所外）は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により構成する。

データ伝送設備は、重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送することを目的として設置するものである。

データ伝送設備は、緊急時対策支援システム伝送装置により構成する。

通信連絡設備全体の系統概要図を図 3.19-1、通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所外の通信連絡）を表 3.19-39 に示す。

可搬設備である衛星電話設備（可搬型）は、保管場所から運搬し、人が携行して使用又は設置する設備であり、簡易な接続及び操作スイッチにより、確実に操作できるものである。

常設設備である衛星電話設備（常設）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は、操作スイッチにより、確実に操作できるものである。

表 3.19-39 通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所外の通信連絡）

設備区分	設備名
主要設備	①衛星電話設備（常設）【常設】 ②衛星電話設備（可搬型）【可搬】 ③統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備【常設】 ④データ伝送設備【常設】
附属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路（伝送路）	衛星電話設備（屋外アンテナ）【常設】① 衛星無線通信装置【常設】③ 有線（建屋内）【常設】①③④
注水先	—
電源設備※1	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機【常設】①②③④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】①②③④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク【常設】①②③④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤【常設】①②③④ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機—電源車切替断路器【常設】①②③④ 電源車【可搬】①②③④ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】①②③④ 負荷変圧器【常設】①②③④ 交流分電盤【常設】①②③④ <b>燃料補給設備</b> 軽油タンク【常設】①②③④ タンクローリ（16kL）【可搬】①②③④ タンクローリ（4kL）【可搬】①②③④
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 62-2 に示す。

電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

### 3.19.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

- (1) 衛星電話設備（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : 衛星電話設備 (常設)  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1 式  
取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

設備名 : 衛星電話設備 (可搬型)  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1 式  
使用場所 : 屋外  
保管場所 : 免震重要棟地上 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

## (2) 衛星電話設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : 衛星電話設備 (常設)  
使用回線 : 衛星系回線  
個数 : 1 式  
取付箇所 : コントロール建屋地上 2 階 (中央制御室)

## (3) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : テレビ会議システム  
使用回線 : 有線系回線, 衛星系回線  
個数 : 1 式 (6 号及び 7 号炉共用)  
取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

設備名 : I P - 電話機  
使用回線 : 有線系回線, 衛星系回線  
個数 : 1 式 (6 号及び 7 号炉共用)  
取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

設備名 : I P - F A X  
使用回線 : 有線系回線, 衛星系回線  
個数 : 1 式 (6 号及び 7 号炉共用)

取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

(4) データ伝送設備

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所

設備名 : 緊急時対策支援システム伝送装置  
使用回線 : 有線系回線, 無線系回線又は衛星系回線  
個数 : 1 式 (6 号及び 7 号炉共用)  
取付箇所 : 免震重要棟地上 1 階 (免震重要棟内緊急時対策所)  
5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

3. 19. 2. 2. 3 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

3. 19. 2. 2. 3. 1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

通信連絡設備（発電所外）のうち、免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備に対する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針は、「3. 19. 2. 1. 3 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針（通信連絡設備（発電所内）」に記述する。

(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。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3. 19-40 に示す対応とする。

表 3. 19-40 想定する環境条件及び荷重条件  
(統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備)

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所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	屋外に設置するものではないため、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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-12~14)



(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・検査性について」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうちテレビ会議システムは、重大事故等が発生した場合、設置場所である免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作端末を操作（スイッチ操作）することにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうち I P - 電話機は、一般の電話機と同様の操作（スイッチ操作）をすることにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうち I P - F A X は、電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、一般の F A X と同様の操作（スイッチ操作）をすることにより通信連絡が可能であり、特別な技量を要することなく、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-41 及び表 3.19-42 に示す。

表 3.19-41 操作対象機器（テレビ会議システム）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
テレビ会議システム	起動・停止 (通信連絡)	免震重要棟内 緊急時対策所	スイッチ操作
テレビ会議システム	起動・停止 (通信連絡)	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-7)

表 3.19-42 操作対象機器（I P - 電話機及び I P - F A X）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
I P - 電話機, I P - F A X	起動・停止 (通信連絡)	免震重要棟内 緊急時対策所	スイッチ操作
I P - 電話機, I P - F A X	起動・停止 (通信連絡)	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-7)

(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・検査性について」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、表 3.19-43 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、通話通信の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-43 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の試験及び検査

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	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-11~17)

(4) 切り替えの容易性（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・検査性について」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、本来の用途以外の用途には使用しないが、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合、切替えが可能な設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所における統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の切替えについては、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）を使用する場合、切替スイッチを操作（スイッチ操作）することにより、速やかに切替えが可能な設計とする。また、切替えは、要員 1 名で行い、5 分程度で切替えが可能な設計とする。

(62-4-10)

		経過時間（分）						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽待避室へ移動指示						
無線連絡設備（常設） （待避室）への切替え手順	運転員 1名		切替スイッチによる切り替え	中央制御室待避室へ移動				
衛星電話設備（常設）、 無線連絡設備（常設）及 び統合原子力防災ネット ワークを用いた通信連絡 設備の待避室側への切替 え手順	緊急時対策要員 1名		切替スイッチによる切り替え	免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）へ移動				

図 3.19-3 中央制御室待避室，免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）使用時における統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備切り替え時のタイムチャート\*

\*：「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 1.19 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, 悪影響防止等について」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は, 重大事故等が発生した場合, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより, 電力保安通信用電話設備, テレビ会議システム(社内向), 局線加入電話設備及び専用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-9)

(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。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の設置場所、操作場所を表 3.19-44 に示す。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置及び操作し、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。

表 3.19-44 操作対象機器設置場所  
(統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備)

機器名称	設置場所	操作場所
テレビ会議システム	免震重要棟 地上 1 階，地上 2 階	免震重要棟内 緊急時対策所
テレビ会議システム	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所
I P - 電話機， I P - F A X	免震重要棟 地上 1 階，地上 2 階	免震重要棟内 緊急時対策所
I P - 電話機， I P - F A X	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-12~14)

(62-8-5)

3.19.2.2.3.2 データ伝送設備に関する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。

データ伝送設備は，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，表3.19-45に示す対応とする。

表 3.19-45 想定する環境条件及び荷重条件（データ伝送設備）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所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	屋外に設置するものではないため，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み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合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。

(62-3-2, 62-3-4, 62-3-13, 62-3-14)

(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・検査性について」に示す。

データ伝送設備は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常、操作を行う必要がない設計とする。

(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・検査性について」に示す。

データ伝送設備は、表 3.19-46 に示すように運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

データ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として、機能（データの伝送）の確認が可能な設計とする。また、外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-46 データ伝送設備の試験及び検査

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	機能（データの伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-18, 62-5-21, 62-5-22)



(4) 切り替えの容易性（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・検査性について」に示す。

データ伝送設備は、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要な設計とする。

(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，悪影響防止等について」に示す。

データ伝送設備は，重大事故等が発生した場合，通常時の系統構成を変更することなく，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-11)

(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。

データ伝送設備は，通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり，重大事故等が発生した場合においても操作を行う必要がない設計とする。

### 3.19.2.2.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

#### 3.19.2.2.4.1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

通信連絡設備（発電所外）のうち、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する常設設備である衛星電話設備（常設）に対する設置許可基準規則第43条第2項への適合方針は、「3.19.2.1.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（通信連絡設備（発電所内）」に記述する。

#### (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。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また、重大事故等が発生し、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備及び専用電話設備が使用できない状況において、発電所外との必要な通信連絡を行うために必要な台数を保管する設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の設置台数は、衛星電話設備（常設）を含めて、発電所外と通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために使用する必要な台数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある個数を保管する設計とする。

(62-6-6)

(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，悪影響防止等について」に示す。

免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、号炉の区別なく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら、事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから、6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また、免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6 号及び 7 号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区別なく通信連絡が可能な設計とする。

(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，悪影響防止等について」に示す。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、自然現象（地震，津波，及び風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発，有毒ガス）の影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。

また，共通要因によって，同様の機能を持つ電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），局線加入電話設備及び専用電話設備と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，コントロール建屋地上 2 階，免震重要棟 1 階及び 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階に設置し，表 3.19-47 及び表 3.19-48 で示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-47 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の多様性  
(1/2) (免震重要棟内緊急時対策所)

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム (社内向)	電力保安通信用 電話設備	局線加入電話設備, 専用電話設備	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	無停電 電源装置	充電器 (蓄電池)	通信事業者回線 からの給電, 無停電電源装置, 乾電池	常設代替交流電源設備 (免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機)
	免震重要棟地上1階			免震重要棟地上1階
流路 (伝送路)	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 (電力保安通信用回線)		有線系回線 (通信事業者回線)	有線系回線 (通信事業者回線) (統合原子力防災ネットワーク)
	無線系回線 (電力保安通信用回線)			衛星系回線 (通信事業者回線) (統合原子力防災ネットワーク)
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム (社内向)	交換機	局線加入電話設備, 専用電話設備	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
	免震重要棟 地上2階	免震重要棟 地上1階	免震重要棟 地上1階, 地上 2階	免震重要棟 地上1階, 地上2階

表 3.19-47 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の多様性  
(2 / 2) (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム (社内向)	電力保安通信用 電話設備	局線加入電話設備, 専用電話設備	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用 ディーゼル 発電機	充電器 (蓄電池)	通信事業者回線 からの給電, 非常用ディーゼル 発電機, 乾電池	代替交流電源設備 (5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備)
	原子炉建屋 地上1階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地下1階	屋外 (5号炉原子炉建屋東側)
流路 (伝送路)	発電所外		発電所外	発電所外
	有線系回線 (電力保安通信用回線)		有線系回線 (通信事業者回線)	有線系回線 (通信事業者回線) (統合原子力防災ネットワーク)
	無線系回線 (電力保安通信用回線)			衛星系回線 (通信事業者回線) (統合原子力防災ネットワーク)
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム (社内向)	交換機	局線加入電話設備, 専用電話設備	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階	5号炉 原子炉建屋 地上3階

表 3. 19-48 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、使用する衛星通信装置及び屋外アンテナ、衛星通信装置及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め、基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は転倒防止等の措置を施す設計とする。</p>

(62-2-4, 62-2-5, 62-2-7, 62-2-9)

(62-3-2, 62-3-12~14, 62-3-16)

(62-4-7~9)



### 3.19.2.2.4.2 データ伝送設備に関する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。

データ伝送設備は、設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送が可能な設計とする。

また、重大事故等が発生した場合において、発電所外の必要のある場所に必要なデータ量を伝送が可能な設計とする。

(62-6-11～29, 62-6-31)

(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、悪影響防止等について」に示す。

データ伝送設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら、事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共有する設計とする。

また、データ伝送設備は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉の各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(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，悪影響防止等について」に示す。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当するデータ伝送設備は、自然現象（地震、津波、及び風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の影響、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場などの火災・爆発、有毒ガス）の影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。

また、共通要因によって、その機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.19-49 及び表 3.19-50 に示すとおり、多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-49 データ伝送設備の多様性 (1 / 2)  
(免震重要棟内緊急時対策所)

項目	防止でも緩和でもない重大事故等対処設備					
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))				データ 伝送設備	
	データ 伝送装置	SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置			
ポンプ	不要	不要	不要			
水源	不要	不要	不要			
駆動用空気	不要	不要	不要			
潤滑油	不要	不要	不要			
冷却水	不要	不要	不要			
駆動電源	無停電電源装置 (6号炉), 充電器 (蓄電池) (7号炉)	非常用 ディーゼル 発電機	常設代替交流電源 設備 (第一ガスタ ービン発電機及び 第二ガスタービン 発電機)	無停電 電源装置	充電器 (蓄電池)	常設代替交流電 源設備 (免震重 要棟内緊急時対 策所用ガスタ ービン発電機)
	コントロール 建屋 地下1階	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン 建屋南側及び荒浜 側常設代替交流電 源設備設置場所)	免震重要棟 地上1階		
流路 (伝送路)	発電所内 建屋間		—	発電所内 建屋間	発電所外	
	有線系回線		—	有線系回線	有線系回線	
	無線系回線		—	無線系回線	無線系回線	
主要設備 設置場所	データ 伝送装置		SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置		
	コントロール建屋 地上1階		免震重要棟 地上1階, 地上2階	免震重要棟 地上1階		

表 3.19-49 データ伝送設備の多様性 (2 / 2)  
(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

項目	防止でも緩和でもない重大事故等対処設備				
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))			データ 伝送設備	
	データ 伝送装置	SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置		
ポンプ	不要	不要	不要		
水源	不要	不要	不要		
駆動用空気	不要	不要	不要		
潤滑油	不要	不要	不要		
冷却水	不要	不要	不要		
駆動電源	無停電電源装置 (6号炉), 充電器 (蓄電池) (7号炉)	非常用 ディーゼル 発電機	常設代替交流電源 設備 (第一ガスタ ービン発電機及び 第二ガスタービン 発電機)	非常用ディーゼル発電機	代替交流 電源設備 (5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所用可搬型 電源設備)
	コントロール 建屋 地下1階	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン 建屋南側及び荒浜 側常設代替交流電 源設備設置場所)	原子炉屋 地上1階	屋外 (5号炉原子炉 建屋東側)
流路 (伝送路)	発電所内 建屋間		—	発電所内 建屋間	発電所外
	有線系回線		—	有線系回線	有線系回線
	無線系回線		—	無線系回線	衛星系回線
主要設備 設置場所	データ 伝送装置		SPDS 表示装置	緊急時対策支援 システム伝送装置	
	コントロール建屋 地上1階		5号炉原子炉建屋 地上3階		

表 3.19-50 データ伝送設備の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
データ伝送設備
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置するデータ伝送設備としての緊急時対策支援システム伝送装置は、使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め、基準地震動 <math>S_s</math> で機能維持できる設計する。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所に設置するデータ伝送設備としての緊急時対策支援システム伝送装置は、転倒防止等の措置を施す設計とする。</p>

(62-2-2～5, 62-2-8)

(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12～14)

(62-4-11)

### 3.19.2.2.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

#### 3.19.2.2.5.1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

通信連絡設備（発電所外）のうち、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する可搬設備である衛星電話設備（可搬型）に対する設置許可基準規則第43条第3項への適合方針は、「3.19.2.1.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（通信連絡設備（発電所内）」に記述する。

### 3.19.3 その他設備

#### 3.19.3.1 衛星電話設備（社内向）

##### 3.19.3.1.1 設備概要

衛星電話設備（社内向）は、重大事故等が発生し、免震重要棟内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から本社に対して、必要な通信連絡を行うことを目的として設置するものである。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みとして設置し、衛星電話設備（社内向）は、衛星社内電話機、テレビ会議システム（社内向）、FAX（社内向）により構成する。

(62-9-2)



## 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  
(格納容器圧力逃がし装置) について

<目次>

1.	概要	1
1.1	設置目的	1
1.2	設備構成の概略	2
1.2.1	機器配置	2
1.2.2	系統概要図	6
1.3	設備性能の概略	9
1.3.1	設備の使用方法の概略	9
1.3.2	放射性物質除去性能の概略	9
2.	設計方針	10
2.1	設計条件	10
2.2	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）	12
2.2.1	フィルタ装置，よう素フィルタ構造	12
2.2.1.1	容器	14
2.2.1.2	内部構造物	19
2.2.1.3	スクラバ水	25
2.2.2	格納容器圧力逃がし装置系統構成	25
2.2.2.1	主配管	27
2.2.2.2	主要弁等	34
2.3	附帯設備	39
2.3.1	格納容器圧力逃がし装置電源設備	39
2.3.1.1	概要	39
2.3.1.2	電源供給負荷	39
2.3.1.3	単線結線図	41
2.3.1.4	電源設備の多重性又は多様性及び独立性	44
2.3.2	格納容器圧力逃がし装置計測制御設備	47
2.3.2.1	概要	47
2.3.2.2	計測設備の目的	47
2.3.2.3	計測設備の仕様について	52
2.3.2.4	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について	56
2.3.3	格納容器圧力逃がし装置給水設備	58
2.3.3.1	機能	58
2.3.3.2	設備構成及び仕様	58
2.3.4	格納容器圧力逃がし装置ドレン設備	60
2.3.4.1	機能	60
2.3.4.2	設備構成及び仕様	60

2.3.5	格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備	69
2.3.5.1	機能	69
2.3.5.2	設備構成及び仕様	69
3.	格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能	75
3.1	放射性物質の除去原理	75
3.1.1	粒子状放射性物質の除去原理	75
3.1.1.1	水スクラバによる除去	75
3.1.1.2	金属フィルタによる除去	77
3.1.2	ガス状放射性物質の除去原理	78
3.1.2.1	格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減	78
3.1.2.2	格納容器圧力逃がし装置での除去	79
3.2	性能検証	81
3.2.1	性能検証試験の概要	81
3.2.1.1	試験設備の概要	81
3.2.1.2	試験条件とその設定根拠	85
3.2.2	放射性物質の除去性能	91
3.2.2.1	格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質	91
3.2.2.1.1	粒子状放射性物質（エアロゾル）	91
3.2.2.1.2	よう素	122
3.2.2.2	事故時のフィルタ装置のパラメータ変化	124
3.2.2.3	除去性能試験結果	131
3.2.2.3.1	エアロゾル除去性能試験	131
3.2.2.3.2	無機よう素除去性能試験	133
3.2.2.3.3	有機よう素除去性能試験	135
3.2.2.3.3.1	吸着材による除去性能試験結果	135
4.	格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	139
4.1	格納容器圧力逃がし装置の設備操作	139
4.1.1	格納容器ベント操作について	139
4.1.2	中央制御室及び現場での操作内容	141
4.1.3	中央制御室及び現場でのパラメータ監視	159
4.2	格納容器圧力逃がし装置の操作性	166
4.2.1	ベント弁操作エリア	166
4.2.1.1	ベント前の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.1.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2	フィルタベント遮蔽壁周辺	166
4.2.2.1	ベント前の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.3	自然現象による操作性への影響	167

4.3	水素燃焼防止に関する設備操作	168
5.	設備の維持管理	176
5.1	点検方法	176
5.2	試験方法	181
6.	規制基準への適合性	185
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	185
6.1.1	第38条(重大事故等対処施設の地盤)	185
6.1.2	第39条(地震による損傷の防止)	186
6.1.3	第40条(津波による損傷の防止)	186
6.1.4	第41条(火災による損傷の防止)	187
6.1.5	第43条(重大事故等対処設備)	189
6.1.6	第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)	193
6.1.7	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)	194
6.1.8	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)	200
7.	格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性	201
7.1	地震, 津波以外の自然現象	201
7.1.1	風(台風)	201
7.1.2	竜巻	202
7.1.3	積雪	212
7.1.4	低温	215
7.1.5	落雷	216
7.1.6	火山	218
7.1.7	降水	221
7.1.8	生物学的事象	221
7.1.9	地滑り	222
7.2	その他事象	223
7.2.1	外部火災	223
7.2.2	内部火災	228
7.2.3	内部溢水	228
7.2.4	航空機墜落(偶発的事象)	230
7.2.5	船舶の衝突	231
7.2.6	電磁的障害	231
8.	格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性	232
8.1	航空機衝突(意図的事象)	232
別紙1	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について	235
別紙2	格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図	242

別紙 3	放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方	253
別紙 4	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて	255
別紙 5	エアロゾル計測装置の計測原理	258
別紙 6	除去性能試験について	270
別紙 7	格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について	300
別紙 8	ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響	302
別紙 9	設備の維持管理についての補足事項	312
別紙 10	弁の操作方法について	314
別紙 11	格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について	324
別紙 12	金属フィルタの液滴除去性能について	326
別紙 13	フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について	330
別紙 14	水スクラバにて考慮する荷重と評価結果	339
別紙 15	よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について	345
別紙 16	格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方	349
別紙 17	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離	354
別紙 18	圧損計算の詳細	356
別紙 19	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について	360
別紙 20	配管内面への放射性物質付着量の考え方について	372
別紙 21	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について	376
別紙 22	スクラバノズルのエロージョンについて	381
別紙 23	格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について	383
別紙 24	スクラバ水の pH 調整方法について	389
別紙 25	窒素ガス置換に対する考え方について	391
別紙 26	ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内へ空気流入影響について	398
別紙 27	スクラバ水の設定について	399
別紙 28	6号炉と7号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方	410
別紙 29	よう素捕捉時の化学反応による影響について	411
別紙 30	フィルタ装置の長期使用時の影響について	414
別紙 31	地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明	430
別紙 32	空気作動弁に対する人力操作の成立性について	432
別紙 33	格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について	438
別紙 34	スクラバ水スロッシングの影響について	460
別紙 35	格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠	461
別紙 36	フィルタ装置の性能維持の確認について	465
別紙 37	圧力開放板の凍結による影響について	466
別紙 38	高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと	469

別紙 39	格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理 .....	472
別紙 40	よう素フィルタ部に発生する偏流について .....	473
別紙 41	原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について .....	483
別紙 42	よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について	489
別紙 43	格納容器からの取り出し位置について .....	494
別紙 44	代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管タイラインについての検討	497

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

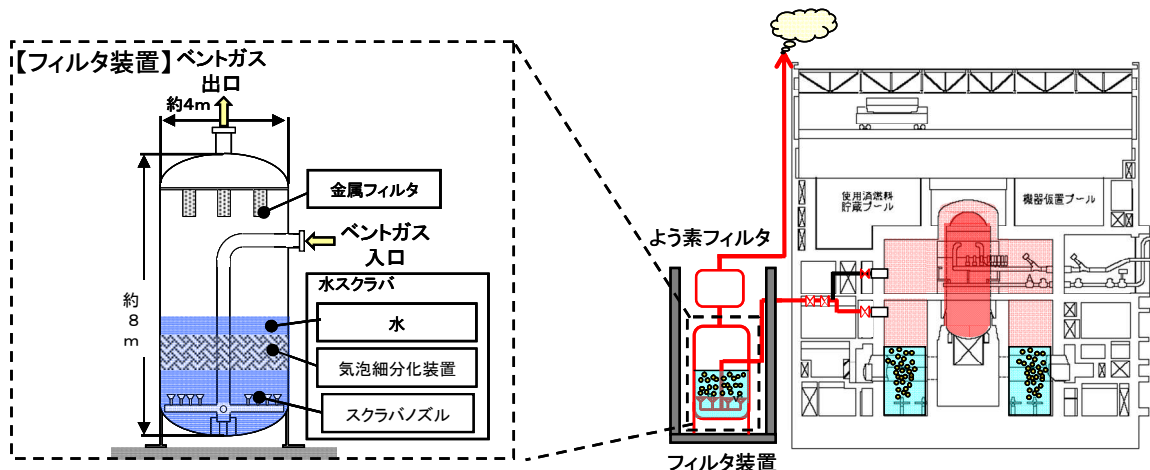
#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び熱を外部へ放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。

排気ラインに設置するフィルタ装置により、サブプレッション・チェンバの排気ライン又はドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用時の環境への影響を緩和する。

また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、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において、炉心の著しい損傷又は原子炉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っている。

なお、フィルタ装置を設置することにより、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが、環境への影響を更に低減させるため、フィルタ装置の下流に、原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタを設置する。



第 1.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置  
全体概要

## 1.2 設備構成の概略

### 1.2.1 機器配置

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、ラプチャーディスク、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成する。

第1.2.1-1図から第1.2.1-6図に6号炉及び7号炉の機器配置を示す。

6号炉について、原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は、サブレーション・チェンバ側を原子炉建屋地下1階、ドライウエル側を原子炉建屋2階に設置しており、原子炉建屋3階に設置されている二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置ならびによう素フィルタが設置されている6号炉原子炉建屋東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間、ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設け、その下流側配管を6号炉原子炉建屋の屋上部まで導き、大気に開放する。

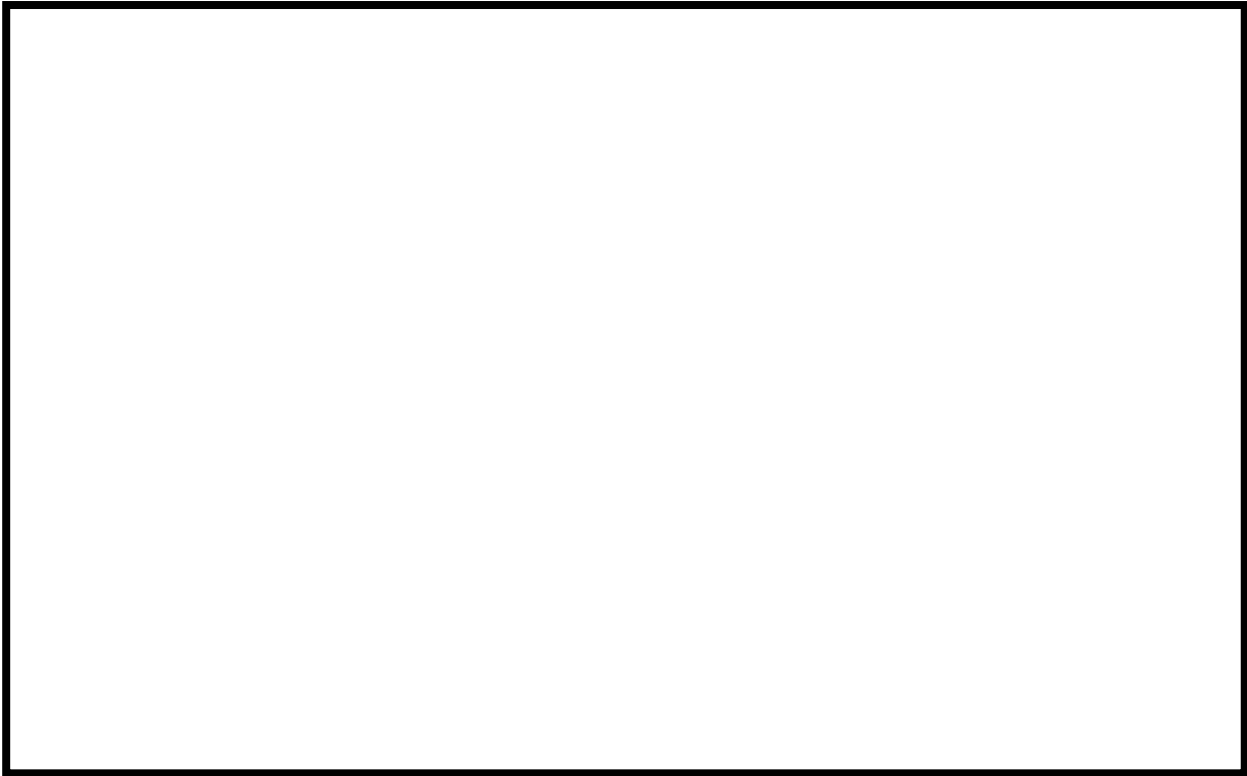
また、7号炉について、原子炉格納容器に接続する配管及び隔離弁は、サブレーション・チェンバ側を原子炉建屋地下1階、ドライウエル側を原子炉建屋2階に設置しており、原子炉建屋3階に設置されている二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁を経由して、フィルタ装置ならびによう素フィルタが設置されている7号炉原子炉建屋南東側地上部まで配管を設置している。フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間、ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設け、その下流側配管を7号炉原子炉建屋の屋上部まで導き、大気に開放する。



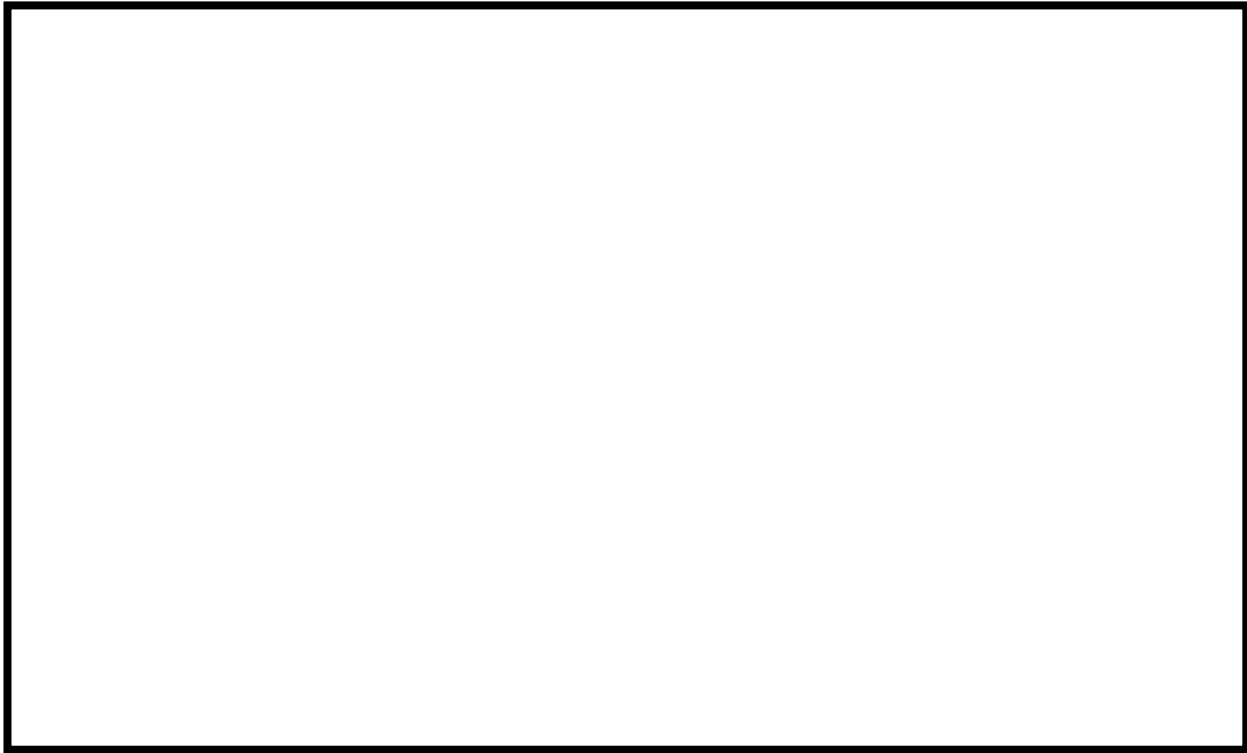
第1.2.1-1図 機器配置図（平面図）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

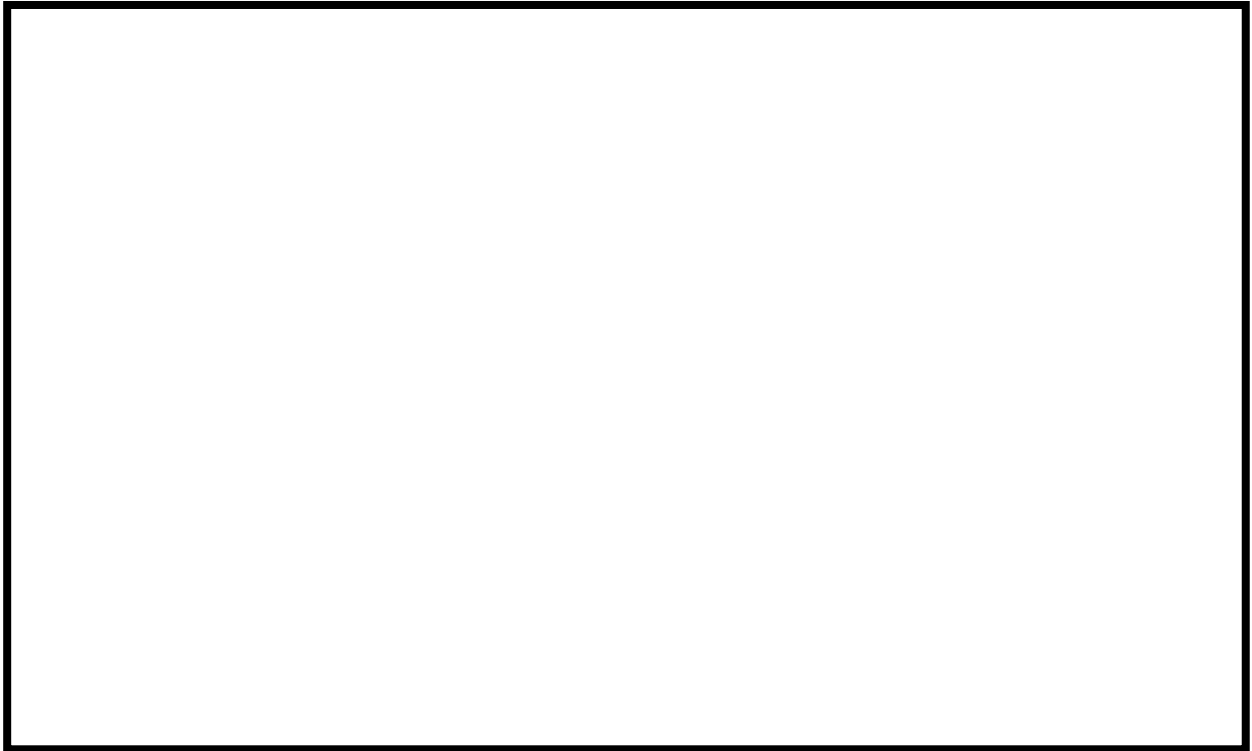


第 1.2.1-2 図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋中1階及び地下1階)

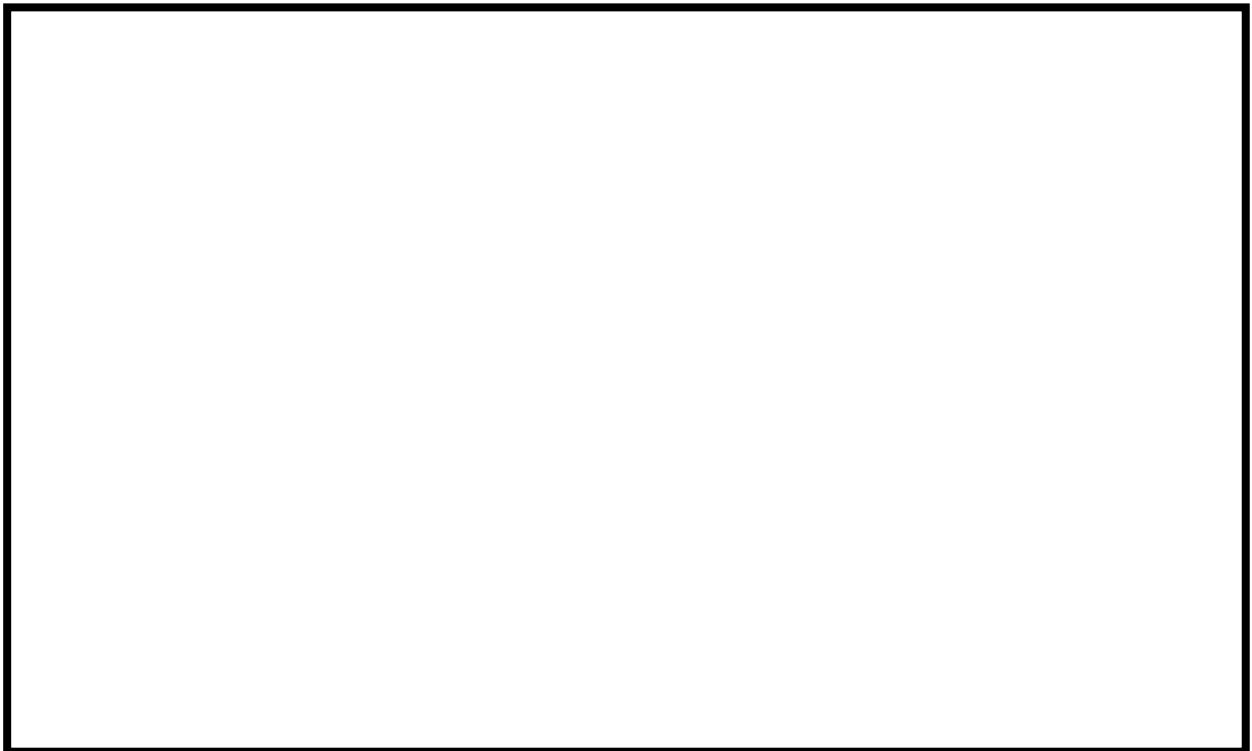


第 1.2.1-3 図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋2階及び3階)

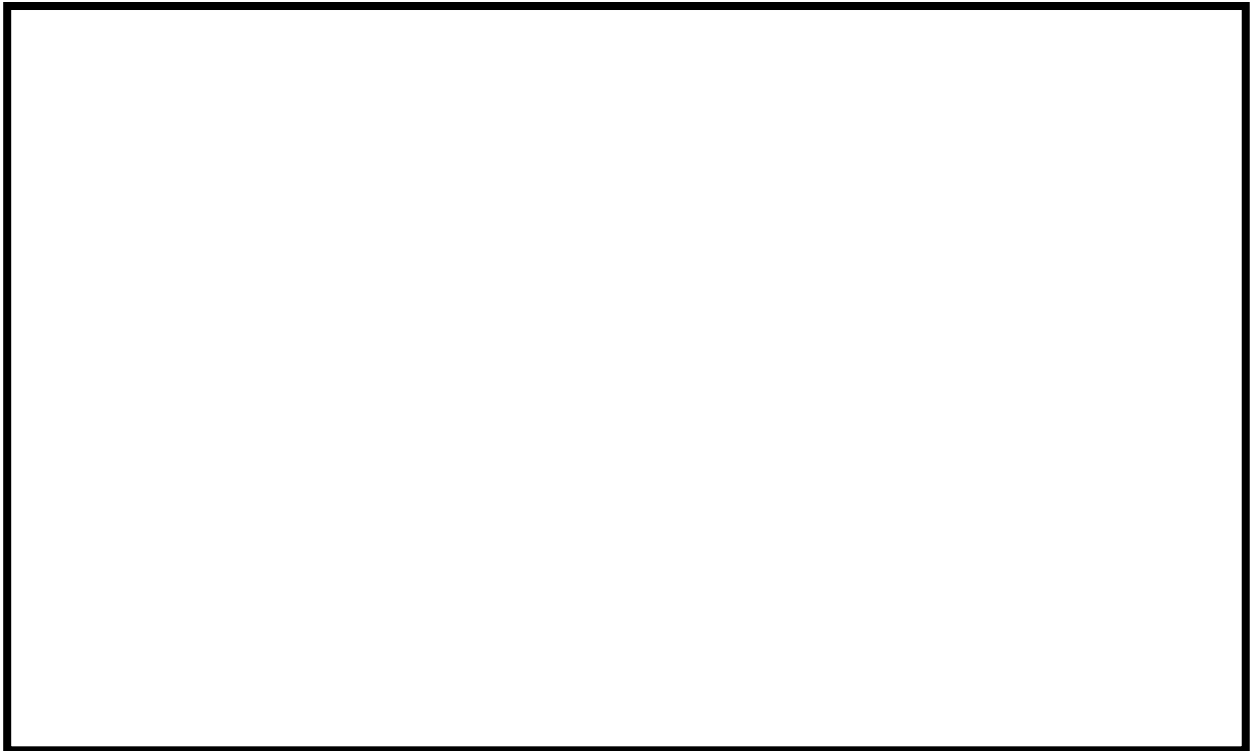
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.2.1-4 図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋中1階及び地下1階)



第 1.2.1-5 図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋2階)



第 1.2.1-6 図 機器配置図（7号炉原子炉建屋3階及び4階）

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成する。

6号炉、7号炉ともに、原子炉格納容器ドライウェル側の取出し口は、有効燃料棒頂部より高い位置に設置する。また、フィルタ装置の出口とよう素フィルタ入口の間、ならびによう素フィルタ出口にはラプチャーディスクを設けることとする。

### 1.2.2 系統概要図

第1.2.2-1図に格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を、第1.2.2-2図に代替格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を示す。

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成されており、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、不活性ガス系及び耐圧強化ベント系ラインを經由してフィルタ装置ならびによう素フィルタへ導き、フィルタ装置ならびによう素フィルタにおいて放射性物質濃度を低減させた後に、原子炉建屋屋上に設ける排気管を通じて、大気に放出する。

原子炉格納容器からの取り出し口は、ドライウエル、サプレッション・チェンバそれぞれに設け、いずれの箇所からも排気することが可能な設計としている。

格納容器圧力逃がし装置は、以下の理由から既設の不活性ガス系と耐圧強化ベント系のラインを經由する設計としている。

- ①これらの系統はもとより原子炉格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や原子炉格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。
- ②格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、これらの系統を同時に使用することはない。
- ③共用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと、及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保していることから、独立して設置するメリットは小さい。
- ④格納容器圧力逃がし装置のために、新たに大口径のラインを敷設すると、格納容器のリークポテンシャルは高くなる（格納容器バウンダリ機能の低下）。

なお、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で二重に設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計としている。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するために操作をする弁の構成は、以下のとおりである。原子炉格納容器内からの排気は、これらの弁を開操作することにより行う。

- ・一次隔離弁：空気駆動弁（AO弁）
- ・二次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）
- ・二次隔離弁バイパス弁：手動駆動弁（HO弁）
- ・フィルタ装置入口弁：空気駆動弁（AO弁）

空気駆動弁は、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設の外から人力で操作が可能な設計とする。また、二次格納施設の外からポンペを用いて操作することも可能な設計としている。

電動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

手動駆動弁についても、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

また、よう素フィルタの下流配管に、一部Uシール構造となる箇所があることから、ベントガス中の水蒸気の凝縮による凝縮水を抜く配管と凝縮水を溜めるドレンタンクを設置し、当該箇所配管の閉塞が生じないような設計としている。

なお、格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の系統は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等と、これらを接続する配管で構成されており、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置ならびによう素フィルタへ導き、フィルタ装置ならびによう素フィルタにおいて放射性物質濃度を低減させた後に、原子炉建屋に設ける排気管を通じて、大気に放出する。また、フィルタ装置ならびによう素フィルタは、地下ピット内に設置する。

格納容器からの取り出し口は、ドライウエル、サブプレッション・チェンバそれぞれに設け、いずれの箇所からも排気することが可能な設計としている。

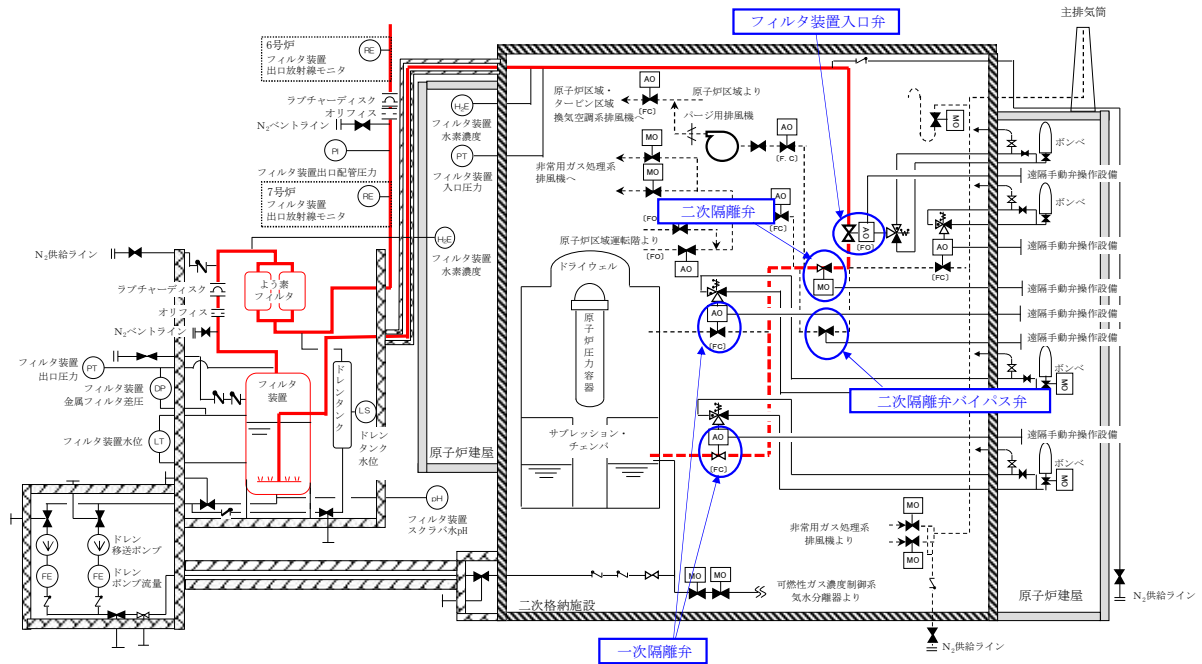
代替格納容器圧力逃がし装置は、他の系統とは独立の配管を經由してフィルタ装置に導くことにより、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

弁の構成は、以下のとおり。原子炉格納容器内からの排気は、これらの弁を開操作することにより行う。

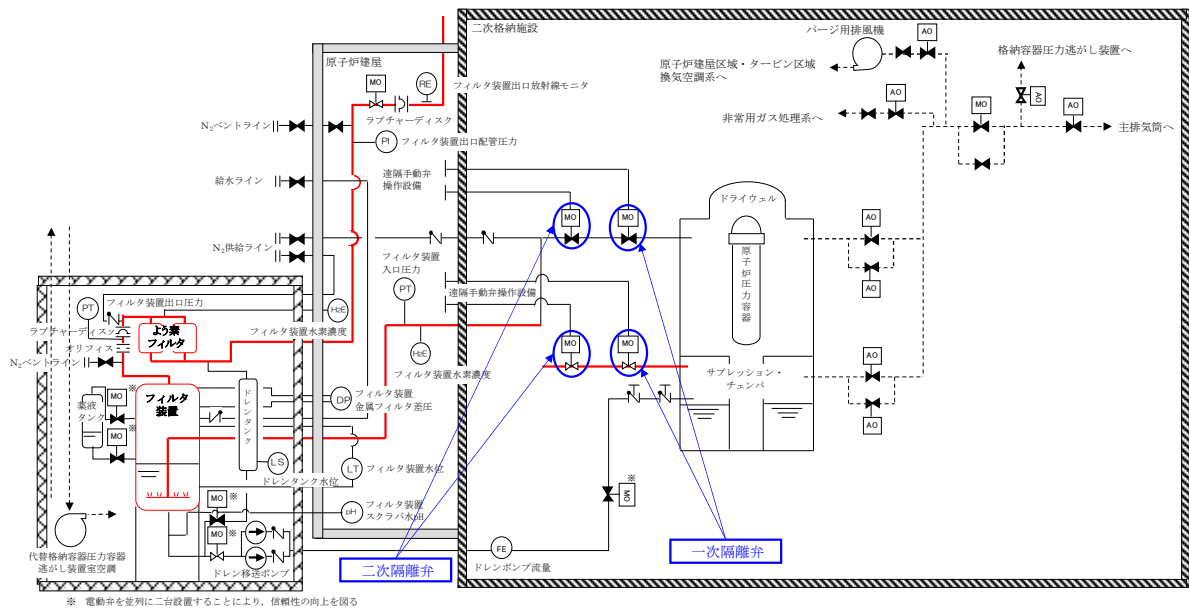
- ・一次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）
- ・二次隔離弁：電動駆動弁（MO弁）

電動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、二次格納施設外に導くことで、全電源喪失時においても、放射線量率の低い二次格納施設外から遠隔で操作することができる。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用しない。



第 1.2.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要



第 1.2.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置系統概要図

※ 電動弁を並列に二台設置することにより、信頼性の向上を図る

### 1.3 設備性能の概略

#### 1.3.1 設備の使用方法の概略

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には、一次隔離弁を「全開」、二次隔離弁を「調整開」とすることにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置ならびによろ素フィルタに導く。

この際、原子炉格納容器内の圧力を確認し、原子炉格納容器内圧力の低下が認められない場合には、二次隔離弁の開度を増す操作を実施する。

##### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には、一次隔離弁を「全開」、二次隔離弁を「調整開」とすることにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導く。

この際、原子炉格納容器内の圧力を確認し、原子炉格納容器内圧力の低下が認められない場合には、二次隔離弁の開度を増す操作を実施する。

#### 1.3.2 放射性物質除去性能の概略

##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するフィルタ装置の粒子状放射性物質の除去性能（以下、「DF」という）は、サブプレッション・チェンバからの排気を行う場合において、DFが1000以上となることを確認している。一方、ドライウエルからの排気を行う場合においては、原子炉格納容器から排出すると想定される粒子状放射性物質は、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビングによって、粒径の大きな粒子状放射性物質の除去がされないことから、サブプレッション・チェンバからの排気を行う場合と比較して、粒径が大きくなる。このため、サブプレッション・チェンバからの排気を行う場合と比較して、DFは大きくなることから、DFは1000以上となる。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するフィルタ装置の無機よう素のDFは、1000以上を確保する。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に設置するよう素フィルタの有機よう素のDFは、50以上を確保する。

また、自主的な更なる安全性向上対策として、「pH制御」を行いサブプレシヨンプル水のpHを7以上に制御することにより、原子炉格納容器内でのよう素の発生を抑制することとする。

## 2. 設計方針

### 2.1 設計条件

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時において原子炉格納容器の過圧破損を防止する設備として、原子炉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。

そのため、原子炉格納容器の減圧機能を満足するための排気する原子炉格納容器雰囲気ガスの条件と、放射性物質の除去性能より、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設計条件を第 2.1-1 表の通り定める。また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機器クラスと耐震クラスについても、第 2.1-1 表の通り定める。



第2.1-1表 格納容器圧力逃がし装置 設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	620 kPa[gage] (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで)	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力(原子炉格納容器最高使用圧力310kPa[gage]の2倍)にて適切なベントが実施できるよう、620kPa[gage]とする。
	250 kPa[gage] (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスク以降)	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスク以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPa[gage]とする。
最高使用温度	200℃	原子炉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)	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
効率	粒子状放射性物質、 ならびに無機よう素 に対して99.9%以上	粒子状放射性物質ならびに無機よう素に対して、効率99.9%以上(DF1000以上)とする。
ベントガス組成 (蒸気割合)	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は、ベント時に変化することから、100%蒸気だけでなく、非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2	常設の重大事故等対処設備であることから、『重大事故等クラス2』とする。
耐震クラス	基準地震動 Ss にて 機能維持	基準地震動 Ss による地震力により、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう、『基準地震動 Ss にて機能維持』とする。

また、よう素フィルタについても通気される原子炉格納容器雰囲気ガスの条件やよう素の除去性能より、その設計条件等を第2.1-2表の通り定める。

第2.1-2表 よう素フィルタ設計条件

設計条件		考え方
最高使用圧力	250kPa[gage]	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から、よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して250kPa[gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器圧力逃がし装置の設計条件に合わせて200℃とする。
設計流量 (ベントガス流量)	31.6kg/s (2基)	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
効率	有機よう素に対して 98%以上	有機よう素に対して、効率 98%以上 (DF50 以上) とする。
機器クラス	重大事故等クラス2	常設の重大事故等対処設備であることから、『重大事故等クラス2』とする。
耐震クラス	基準地震動 Ss にて 機能維持	基準地震動 Ss による地震力により、よう素フィルタの機能が喪失しないよう、『基準地震動 Ss にて機能維持』とする。

## 2.2 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)

### 2.2.1 フィルタ装置, よう素フィルタ構造

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用フィルタ装置は、金属フィルタと水スクラバで構成する。

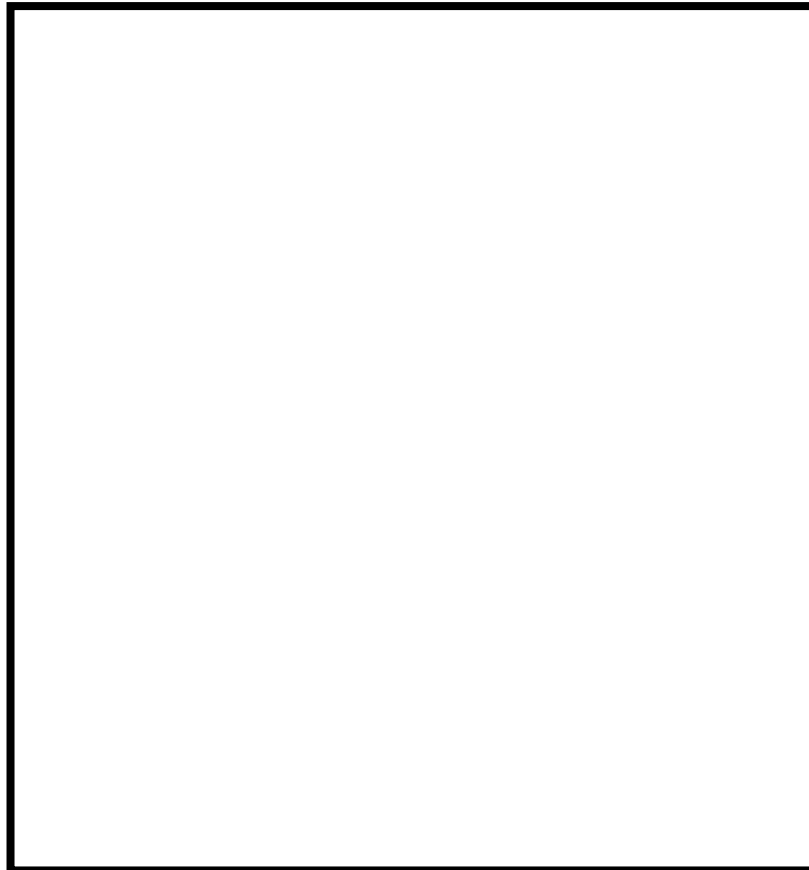
水スクラバは、粒子状放射性物質ならびに無機よう素を含んだガスが水中を通過する過程で、粒子状放射性物質ならびに無機よう素を捕捉することを目的に設ける。

また、スクラバノズルで、ガスを勢いよく噴射し、後述する気泡細分化装置で気泡を細かくすることで、粒子状放射性物質ならびに無機よう素の捕捉効率を上げている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

金属フィルタは、粒子状放射性物質を含んだガスが金属フィルタを通過する過程で、粒子状放射性物質を捕捉することを目的に設ける。

フィルタ装置の構造図を第 2.2.1-1 図に示す。



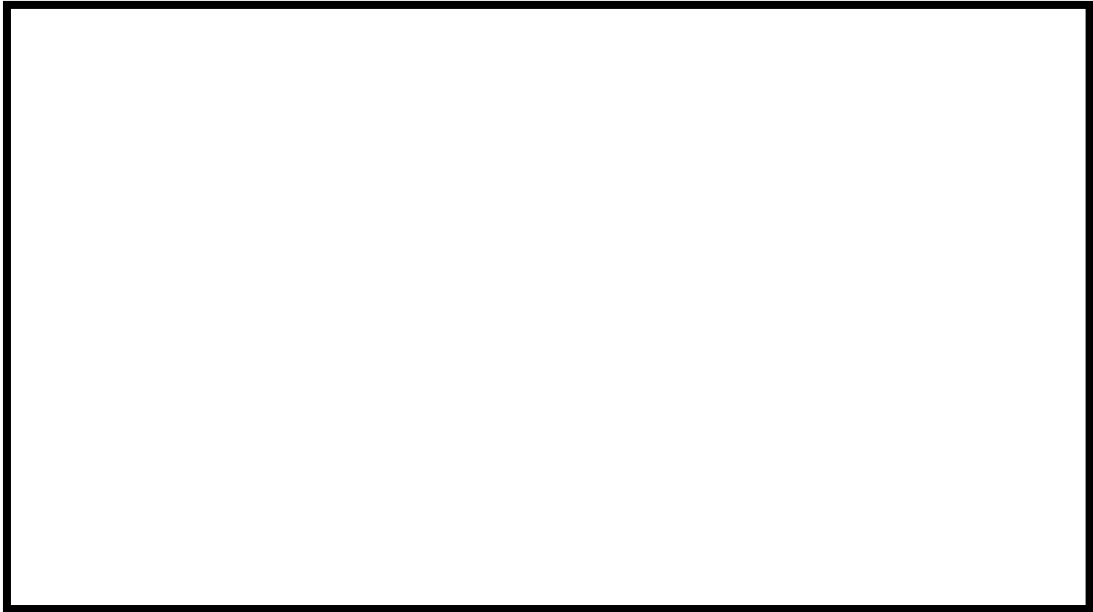
第 2.2.1-1 図 フィルタ装置構造図

#### 【よう素フィルタ】

よう素フィルタは、キャンドルユニットと呼ばれるよう素吸着材を充填したフィルタユニットで構成する。キャンドルユニットは、よう素を含んだガスが吸着材周りを通る過程で、よう素を捕捉することを目的に設ける。なお、よう素吸着材には銀ゼオライトを用いている。

よう素フィルタの構造図を第 2.2.1-2 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 2.2.1-2 図 よう素フィルタ構造図

#### 2.2.1.1 容器

【格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1-3 図に示す。

容器は、たて置円筒形とし、スカートにて支持する。スカートには、剛性を確保するため、補強リブを設置する。また、スカートには、容器の底部点検のため、マンホール（500A）を設置する。

容器の最高使用温度は 200℃、最高使用圧力は 620kPa[gage]とする。

容器は、以下の部材で構成する。

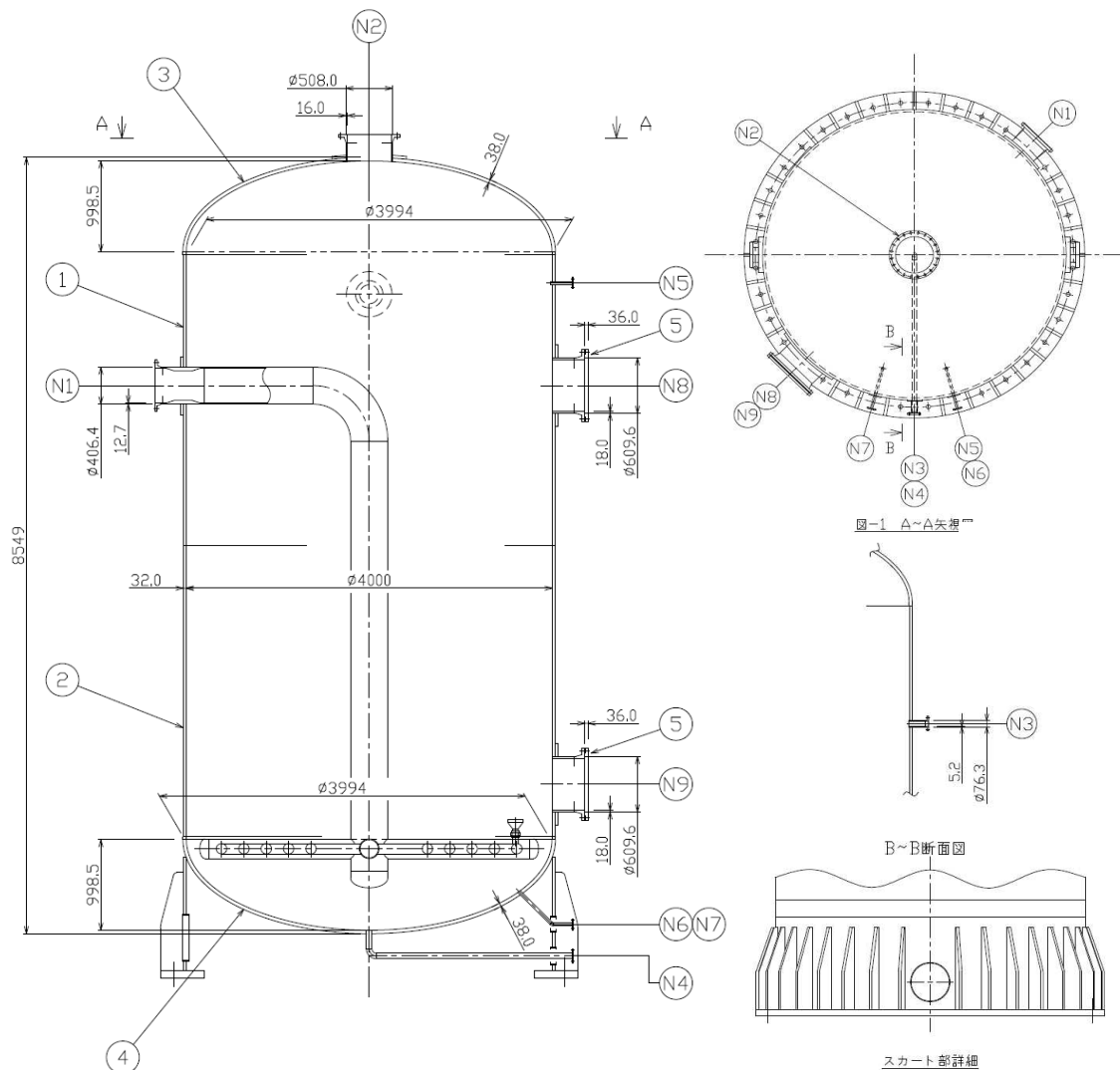
- ①上部胴板
- ②下部胴板
- ③上部鏡板
- ④下部鏡板
- ⑤マンホール平板

また、容器に設置する管台は以下の通りである。

- N1：ガス入口ノズル（400A）
- N2：ガス出口ノズル（500A）
- N3：給水ノズル（65A）
- N4：ドレンノズル（50A）
- N5：液面計ノズル（25A）
- N6：液面計ノズル（25A）

- N7 : 液面計ノズル (25A)
- N8 : マンホール (上) (600A)
- N9 : マンホール (下) (600A)

容器, 各ノズル, スカート及びベースプレートの材質については, 腐食の発生を考慮し, **ステンレス鋼**を用いる。また, スカート部には接地線を設置し, 静電気による発火を防止する。



第 2.2.1-3 図 格納容器圧力逃がし装置構造図 (容器)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の容器の構造図を第 2.2.1-4 図に示す。

容器は, **たて置円筒形**とし, スカートにて支持する。スカートには, 剛性を確保するため, 補強リブを設置する。また, スカートには, 容器の底部点検のため, マンホール (500A) を設置する。

容器の最高使用温度は 200℃，最高使用圧力は 620kPa[gage]とする。(格納容器圧力逃がし装置と同等の設計条件とする)

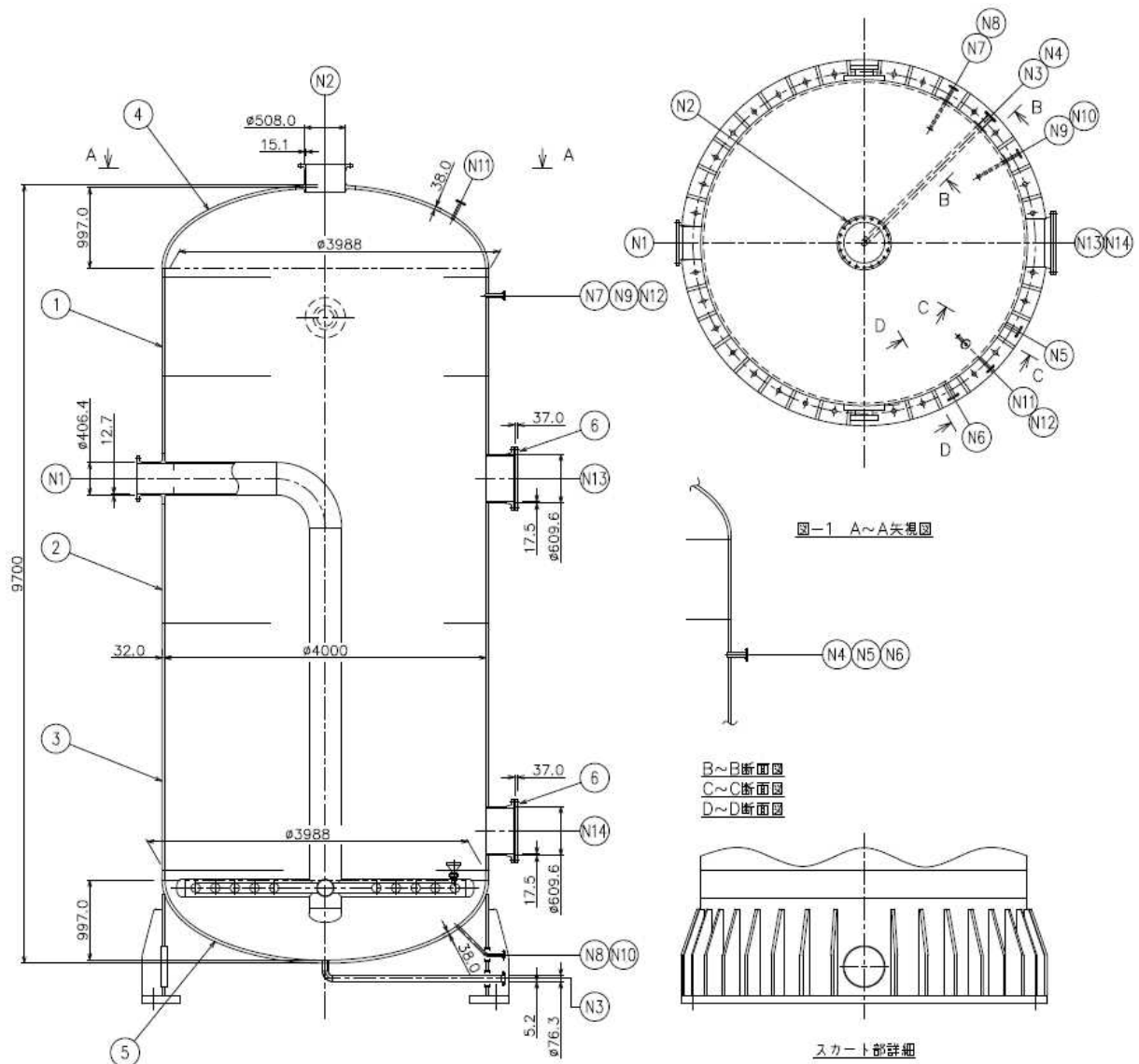
容器は，以下の部材で構成する。

- ①上部胴板
- ②中間胴板
- ③下部胴板
- ④上部鏡板
- ⑤下部鏡板
- ⑥マンホール平板

また，容器に設置する管台は以下の通りである。

- |                   |                       |
|-------------------|-----------------------|
| N1：ガス入口ノズル (400A) | N8：液面計ノズル (25A)       |
| N2：ガス出口ノズル (500A) | N9：液面計ノズル (25A)       |
| N3：給水ノズル (50A)    | N10 液面計ノズル (25A)      |
| N4：ドレンノズル (65A)   | N11：差圧計ノズル (25A)      |
| N5：薬液補給ノズル (25A)  | N12：差圧計ノズル (25A)      |
| N6：薬液補給ノズル (25A)  | —N13：マンホール (上) (600A) |
| N7：液面計ノズル (25A)   | —N14：マンホール (下) (600A) |

容器及びノズルの材質については，腐食の発生を考慮し，[ステンレス鋼](#)を用いる。また，スカート部には接地線を設置し，静電気による発火を防止する。



第 2.2.1-4 図 代替格納容器圧力逃がし装置構造図（容器）

【よう素フィルタ】

よう素フィルタの容器の構造図を第 2.2.1-5 図に示す。

容器は、**たて置円筒形**とし、容器側面に設置したラグにて支持する。容器の最高使用温度は 200℃、最高使用圧力は 250kPa[gage]とする。容器は、以下の部材で構成する。

- ①胴板
- ②胴リング
- ③上部鏡板
- ④下部鏡板

⑤マンホール平板

また、容器に設置する管台は以下の通りである。

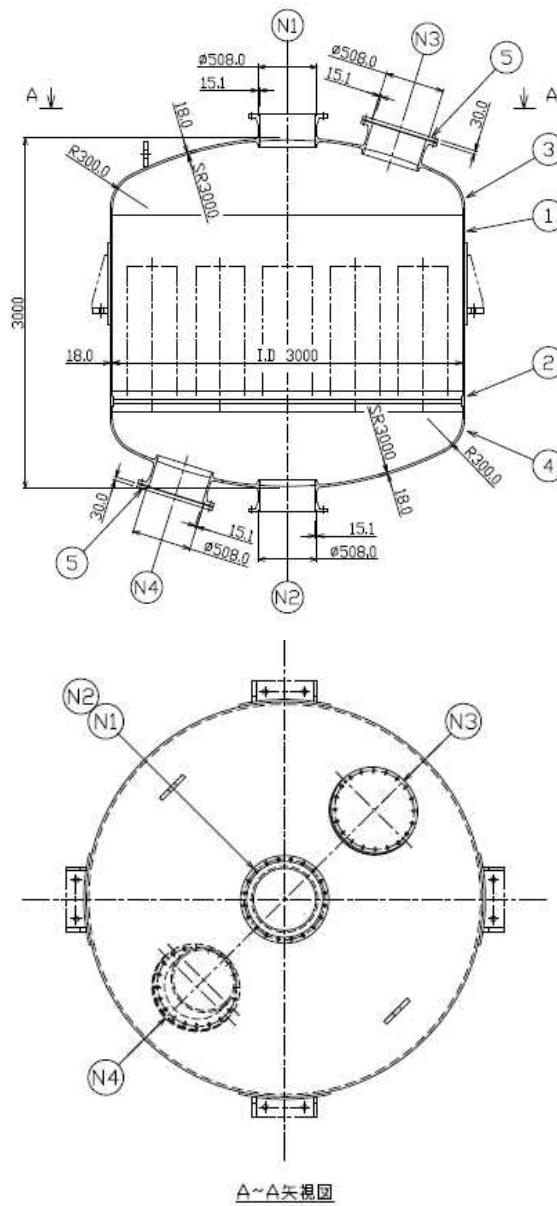
N1：ガス入口ノズル（500A）

N2：ガス出口ノズル（500A）

N3：マンホール（上）（500A）

N4：マンホール（下）（500A）

容器、各ノズルの材質については、腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。



第 2. 2. 1-5 図 よう素フィルタ構造図（容器）



## 2.2.1.2 内部構造物

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

【フィルタ装置】

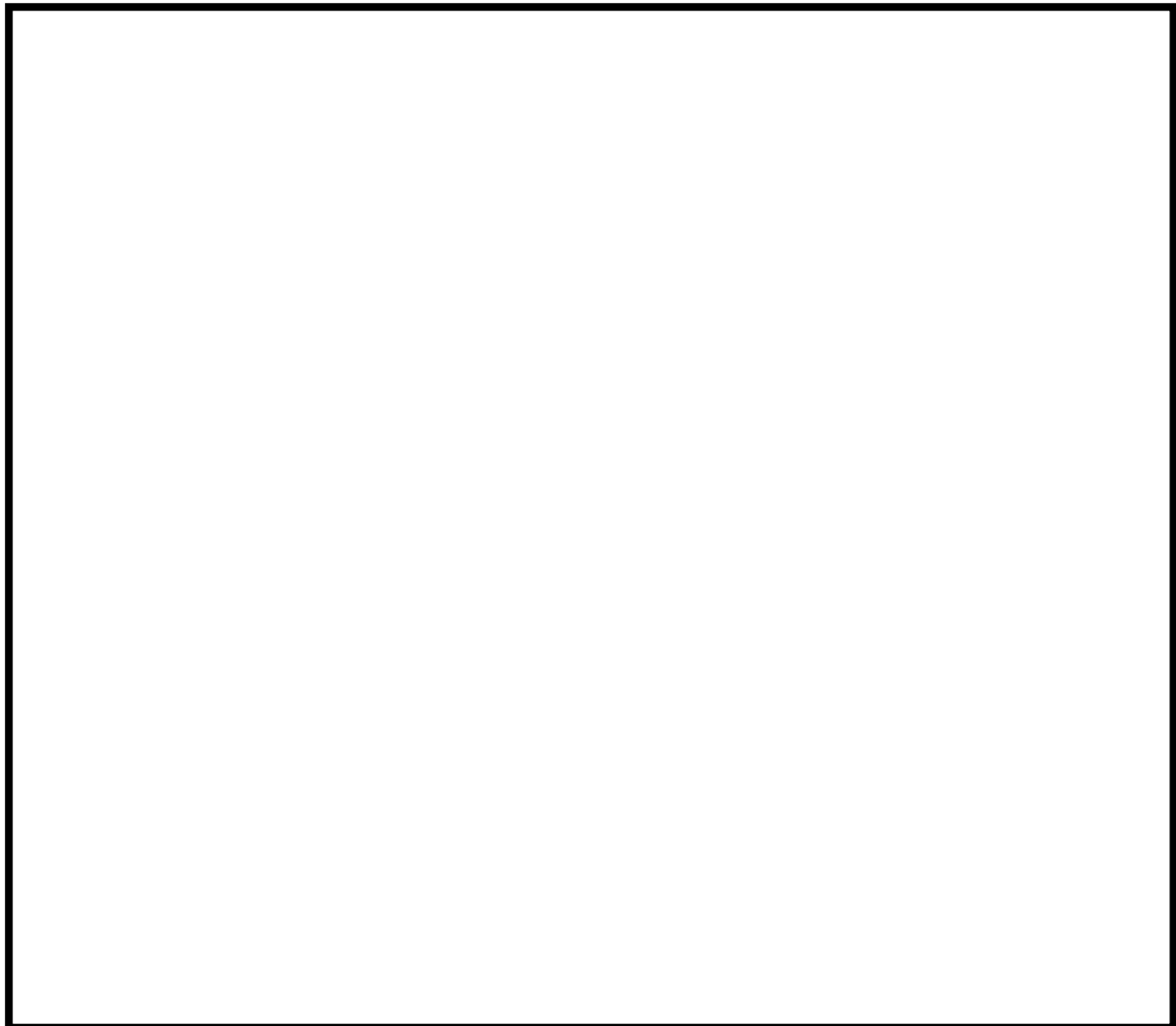
### (1) スクラバノズル

第 2.2.1-6 図にスクラバノズルの構造図及び配置図を示す。

スクラバノズルは、シャワーヘッド状の形状とし、ノズルレイアウトに示す位置に 140 本設置する。スクラバノズルは、ベントガスが均一に噴射するよう、容器中心から同心円状に配置する。

スクラバノズルの穴径は、 $\phi 5\text{mm}$  とし、1 つのスクラバノズルには、 $\phi 5\text{mm}$  の穴を 50 個設置することから、合計で、 $\phi 5\text{mm}$  の穴を 7000 個設置している。

スクラバノズルの材質については、腐食の発生を考慮し、**ステンレス鋼**を用いる。



第 2.2.1-6 図 スクラバノズル

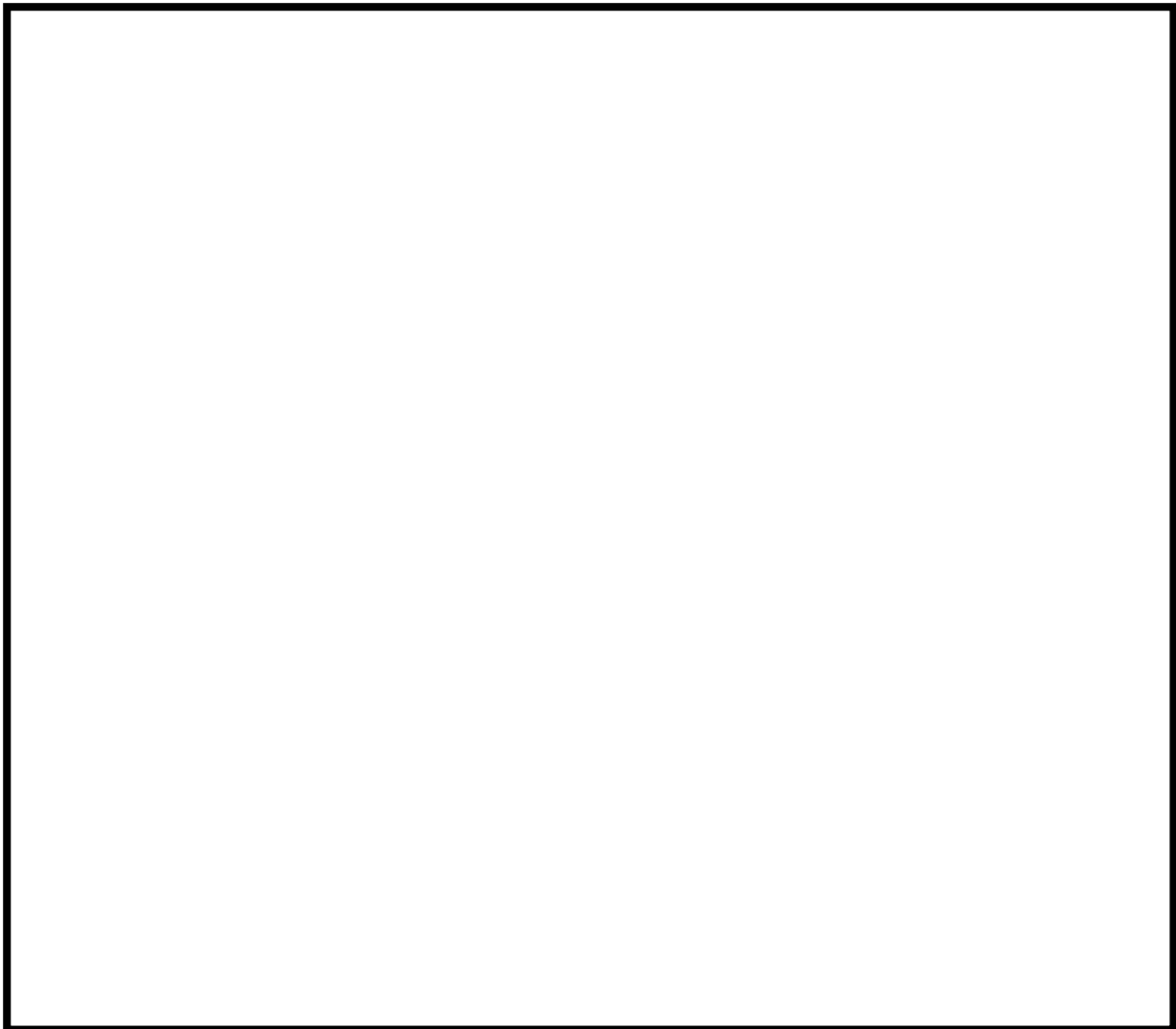
(2) 気泡細分化装置

第 2.2.1-7 図に気泡細分化装置を示す。

気泡細分化装置内には、メッシュ状の充填物を充填する。充填物は、試験により、装置通過後の気泡が最も細分化されたものを用いる。

気泡細分化装置は、スクラバノズルから 990mm 上方に設置し、充填厚さは、1000mm とする。

気泡細分化装置の材質については、腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1-7 図 気泡細分化装置

(3) 金属フィルタ

第 2.2.1-8 図に金属フィルタの配置図及び構造図を示す。

金属フィルタは、円筒状であり、内部は 3 層構造となっている。

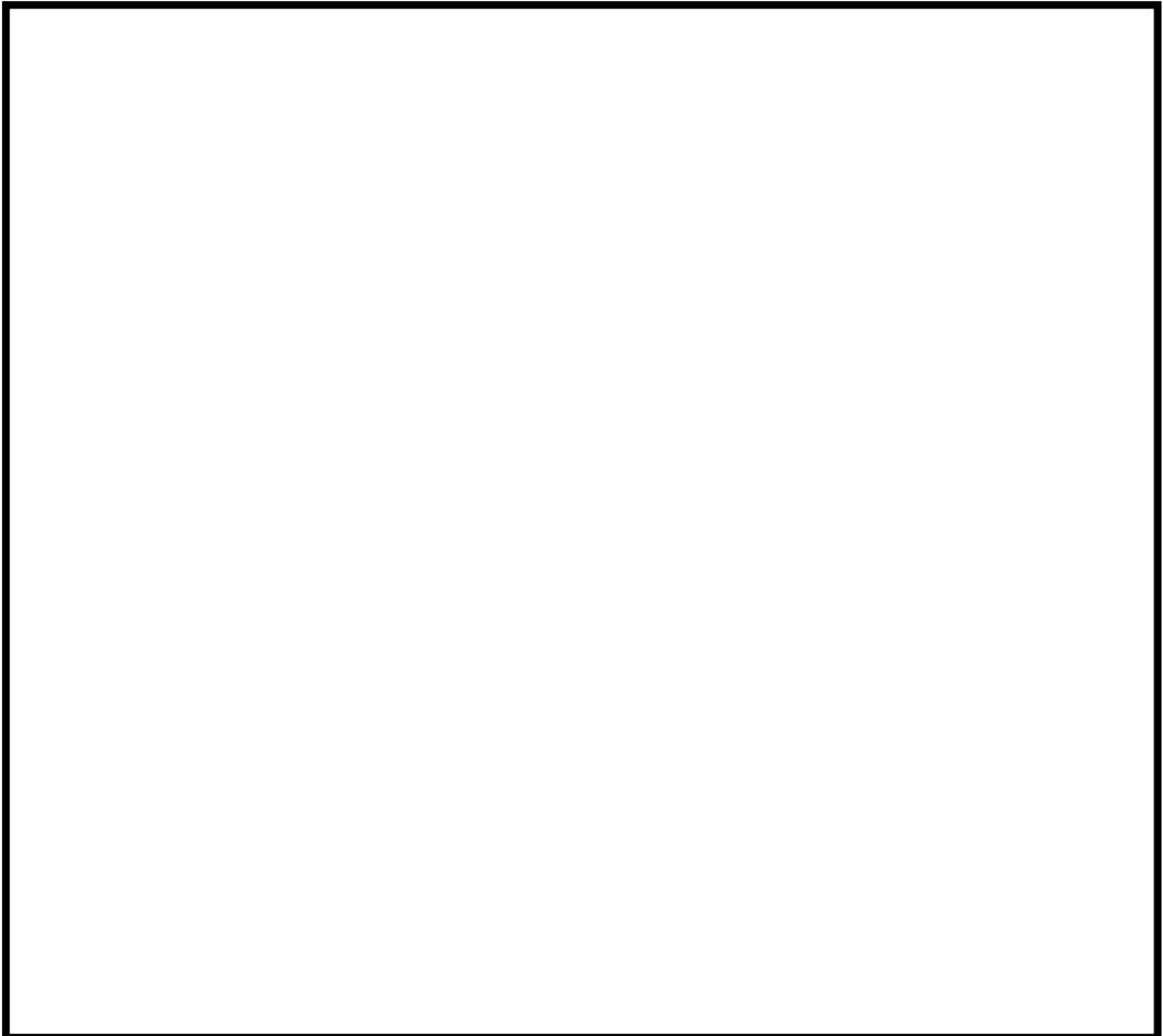
1 層目には、 $\phi 30 \mu\text{m}$  の金属繊維からなるウェブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。

2 層目には、 $\phi 2 \mu\text{m}$  の金属繊維焼結シートを設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。

3 層目には、1 層目と同様に  $\phi 30 \mu\text{m}$  の金属繊維からなるウェブを設置する。

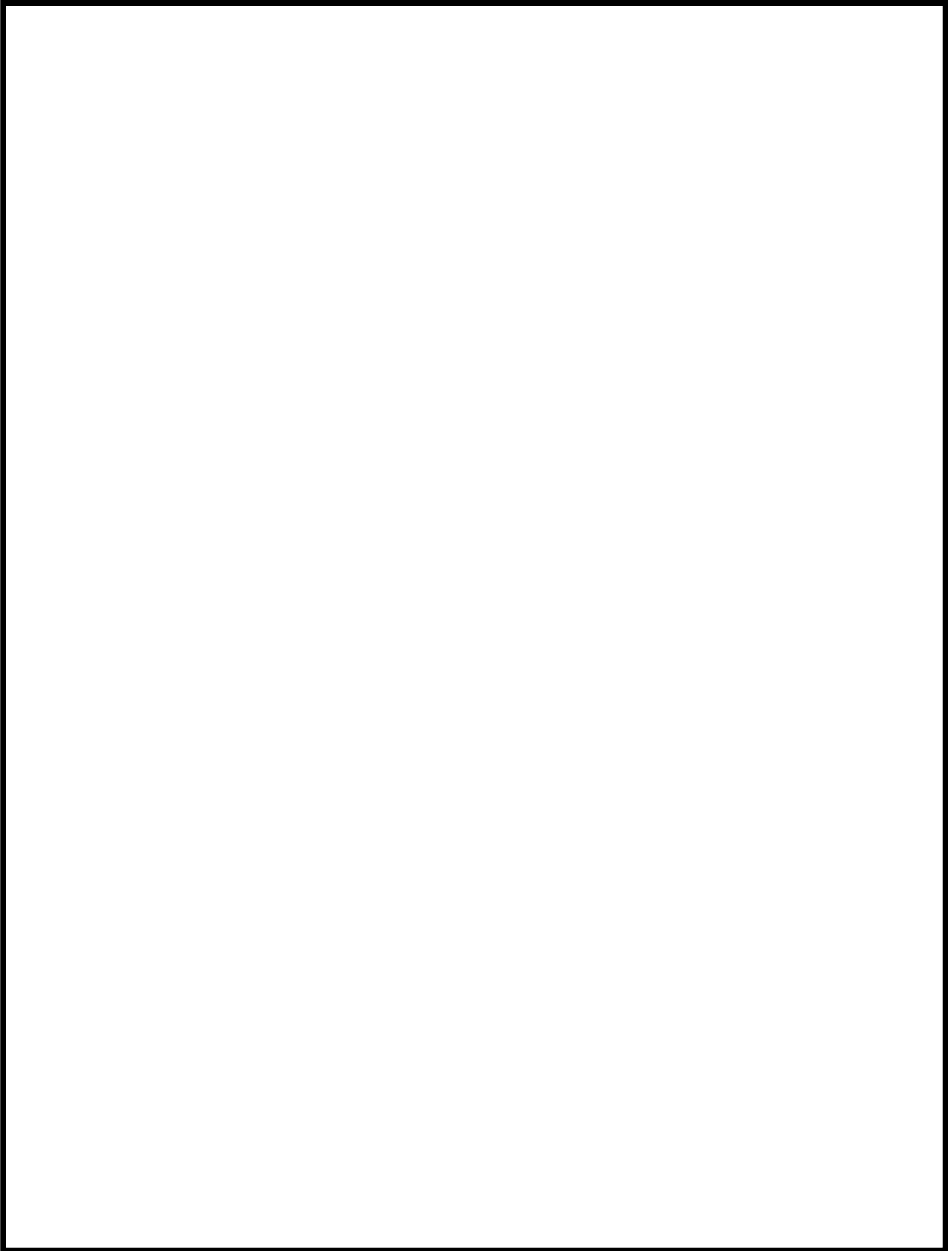
金属フィルタは、スクラバノズルから 5038mm 上方に設置し、第 2.2.1-8 図の金属フィルタレイアウトに示す位置に 128 本設置する。

金属フィルタの材質については、腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1-8 図 金属フィルタ

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



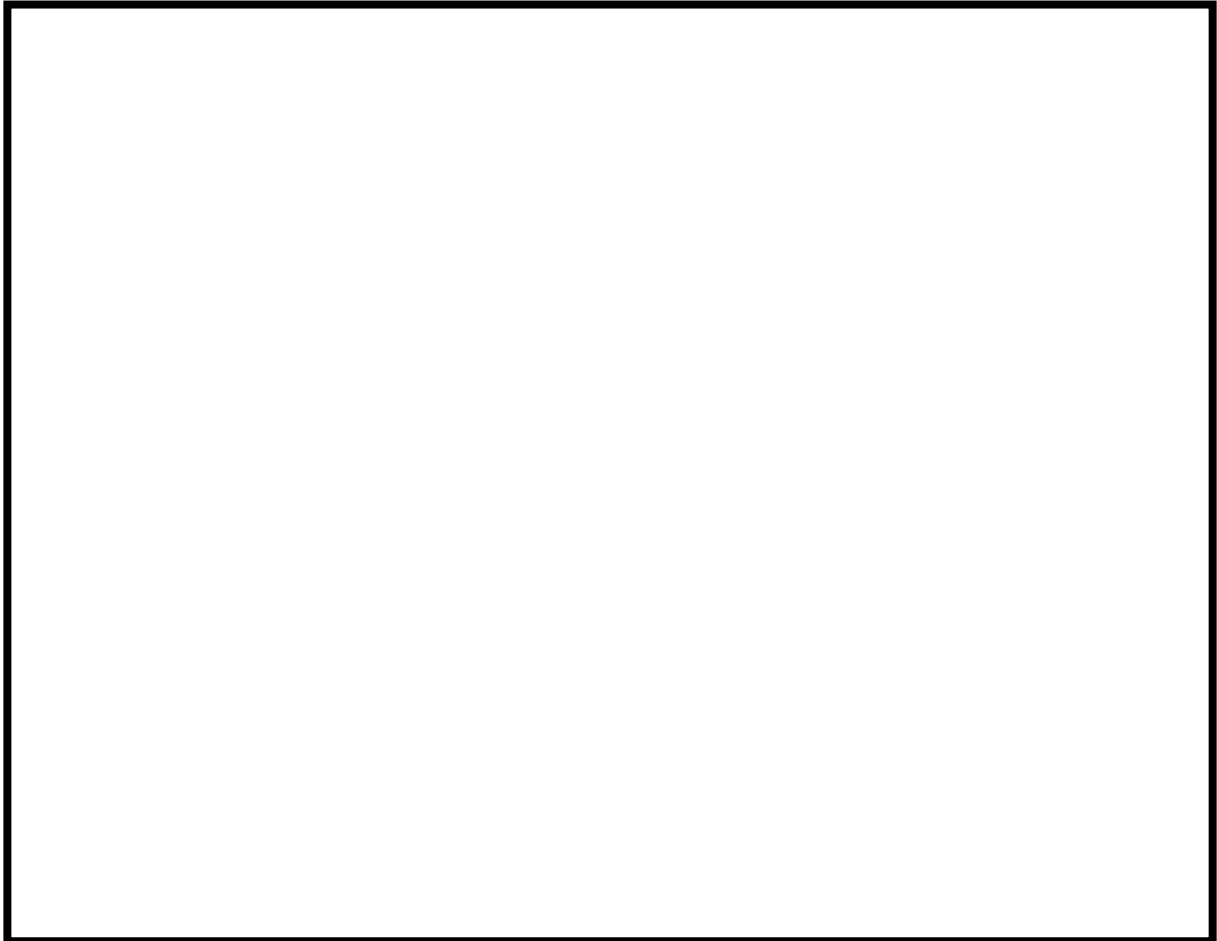
第 2.2.1-9 図 金属フィルタ（詳細）

(4) 整流板

第 2.2.1-10 図に整流板の配置図及び構造図を示す。

整流板は、金属フィルタへのガスの流れを整流するため、金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また、整流板は地震発生時にスロッシングにより、スクラバ水の波面が金属フィルタに到達することも防止する。

整流板にはパンチングメタルを用い、材質については、腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。



第 2.2.1-10 図 整流板

【よう素フィルタ】

(5) キャンドルユニット

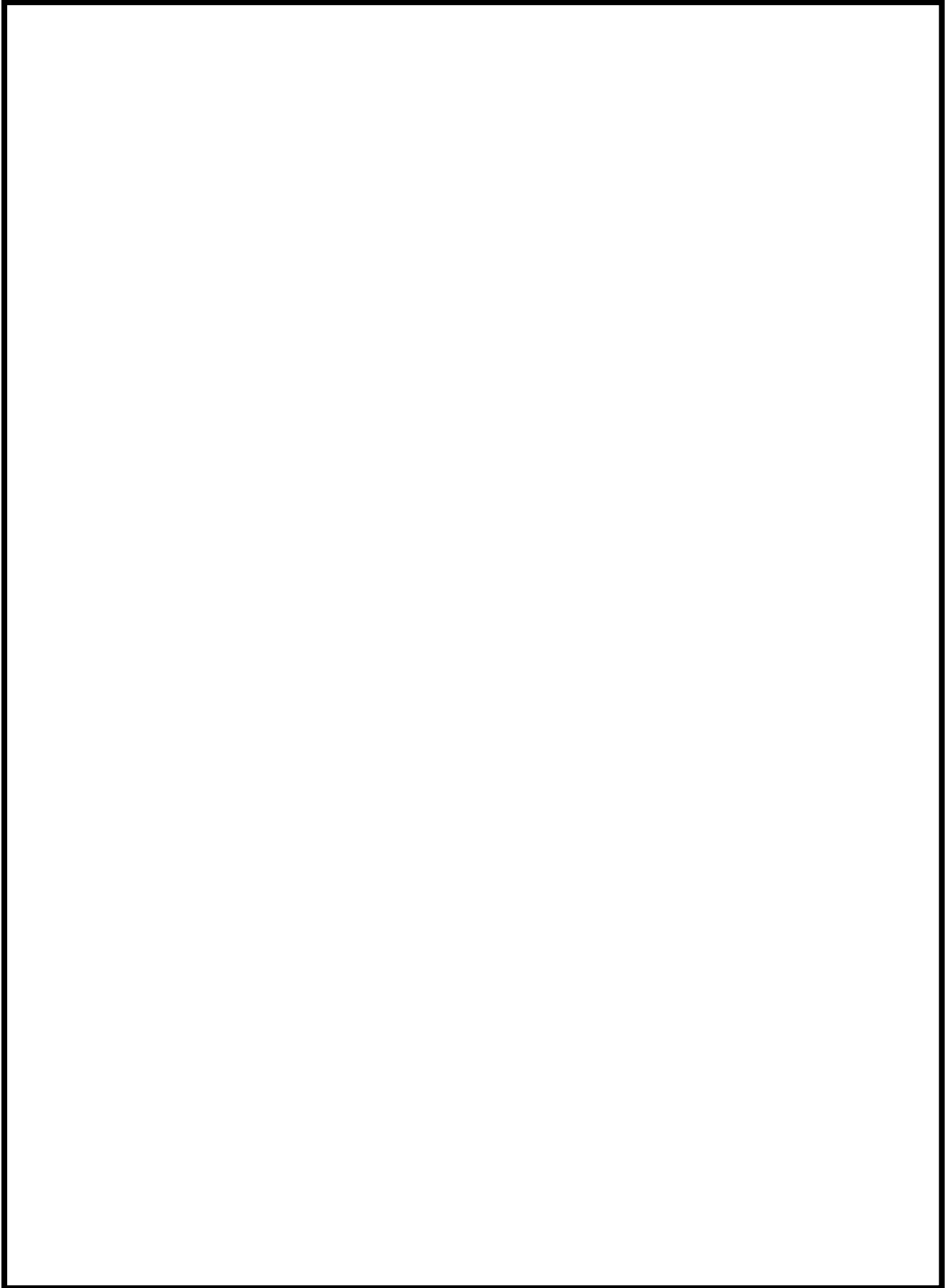
第 2.2.1-11 図にキャンドルユニットの配置図及び構造図を示す。

キャンドルユニットは、円筒状であり、外筒と内筒の間による素吸着材を充填する。このよう素吸着材によりよう素を捕捉する。なお、よう素吸着材には銀ゼオライトを用いている。

キャンドルユニットは、容器胴に設置した管板に 19 本配置する。

キャンドルユニットの材質については、腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 2.2.1-11 図 キャンドルユニット

### 2.2.1.3 スクラバ水

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

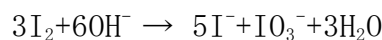
##### (1) 必要水量

フィルタ装置においてスクラビング機能を確保するため、待機時の水位はスクラバノズル先端から 1000mm とする。スクラビング機能については、水位が 500mm 以上あれば機能が確保される。また、フィルタ装置使用時には、フィルタ装置内での気泡の吹き上がりにより水位が上昇し、水位が 5000mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 6000mm）まで上昇すれば金属フィルタ下端に到達することから、上限水位を 2200mm（代替格納容器圧力逃がし装置は 2600mm）として管理する。

##### (2) 水質への要求事項

フィルタ装置に内包するスクラバ水は、薬液（水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は、水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により、よう素イオンとしてスクラバ水中で捕捉することにより、ベントガスより除去される。なお、下記の化学反応による捕捉を安定させるためには、スクラバ水の pH を  以上のアルカリ性に保つ必要がある。



### 2.2.2 格納容器圧力逃がし装置系統構成

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

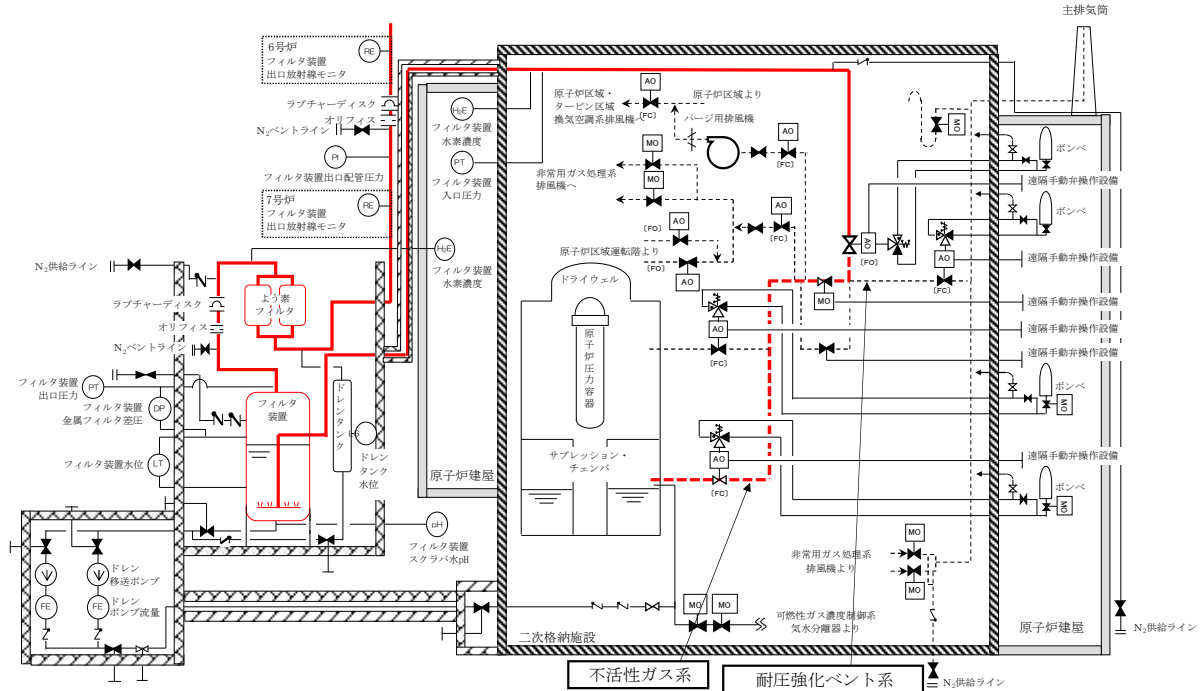
格納容器圧力逃がし装置の系統構成図を第 2.2.2-1 図に示す。フィルタ装置入口弁以降を格納容器圧力逃がし装置の系統範囲としている。

格納容器圧力逃がし装置は、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまでは最高使用温度は 200℃、最高使用圧力は 620kPa[gage]とし、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクより下流は、最高使用温度 200℃、最高使用圧力は 250kPa[gage]とする。なお、原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置の間には、不活性ガス系と耐圧強化ベント系のラインが設置されている。これらの最高使用温度と最高使用圧力は、原子炉格納容器と同じ 171℃、310kPa[gage]（不活性ガス系）と 171℃、620kPa[gage]（耐圧強化ベント系）であるが、格納容器圧力逃がし装置の使用条件（200℃、620kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

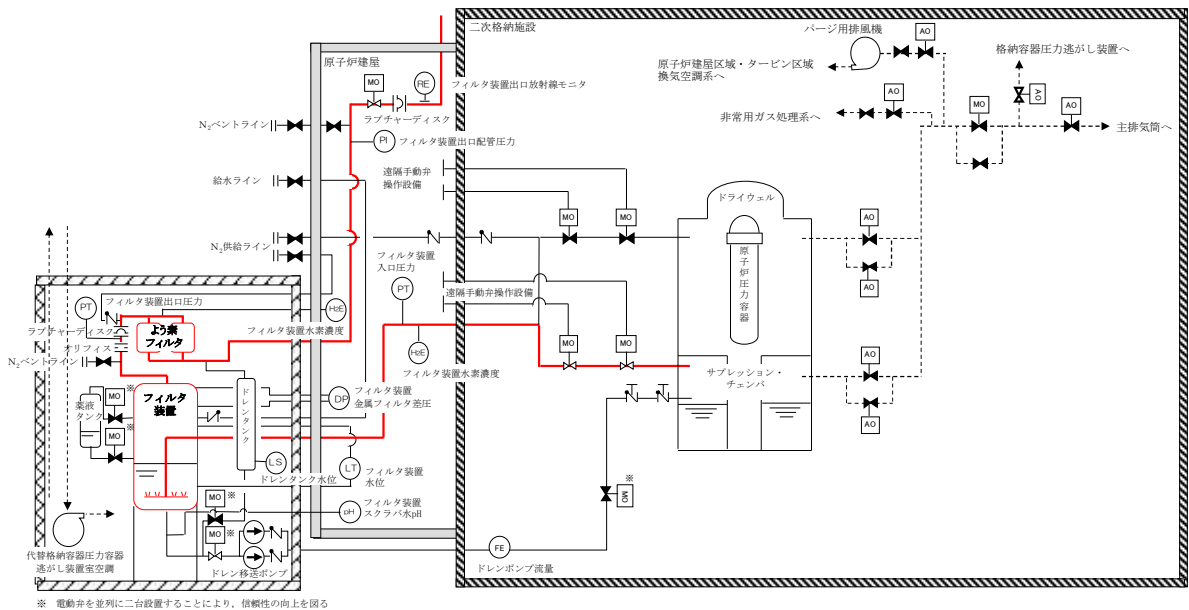
#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の系統構成図を第 2.2.2-2 図に示す。原子炉格納容器からの取り口以降を代替格納容器圧力逃がし装置の系統範囲としている。

代替格納容器圧力逃がし装置は、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまでは最高使用温度は200℃、最高使用圧力は620kPa[gage]とし、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクより下流は、系統の圧力損失を評価し決定する。



第 2.2.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統範囲図



第 2.2.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置系統範囲図



### 2.2.2.1 主配管

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は、以下の通りとしている。

#### 【6号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 350A, 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

#### 【7号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 550A, 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

主配管の口径については、格納容器圧力逃がし装置の容量（31.6kg/s）を満足するのに十分になるように設定している。

格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は、以下の通りとしている。

#### 【6号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 炭素鋼, フィルタ装置近傍はステンレス鋼
- ・ フィルタ装置出口側 : 炭素鋼

#### 【7号炉】

- ・ フィルタ装置入口側 : 炭素鋼, フィルタ装置近傍はステンレス鋼
- ・ フィルタ装置出口側 : 炭素鋼

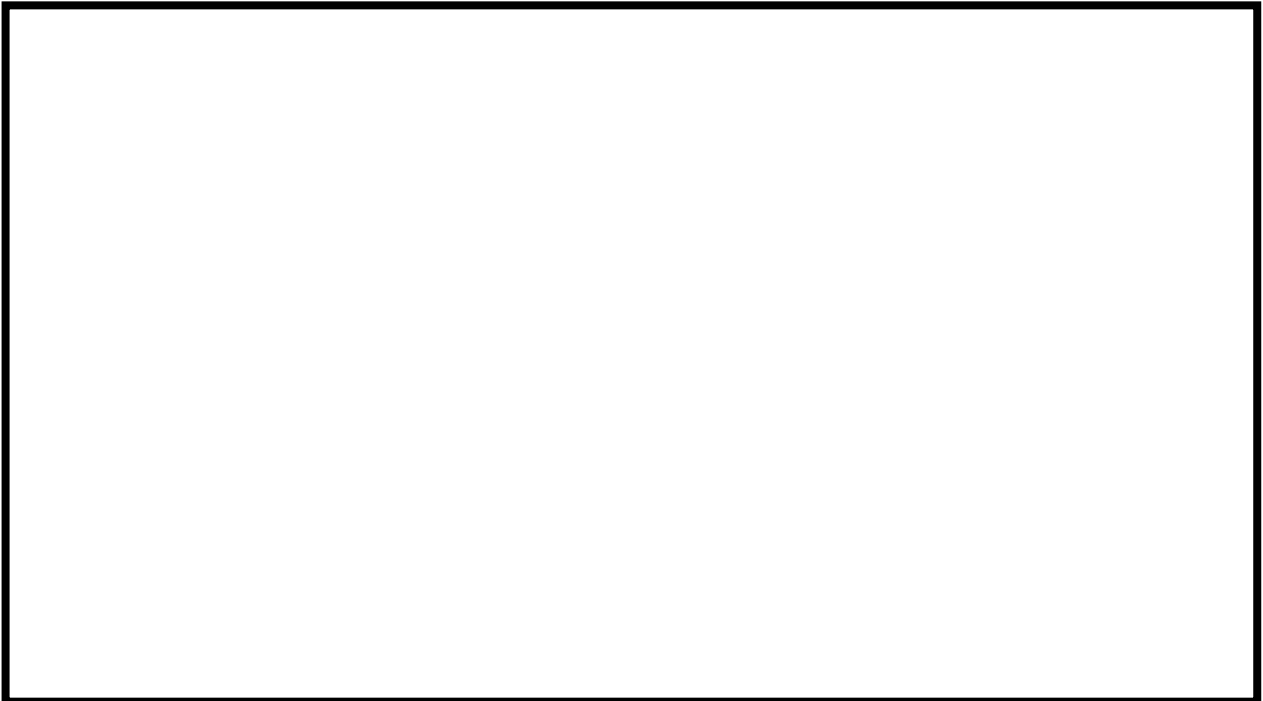
フィルタ装置入口側の配管のうち、フィルタ装置近傍部については、スクラバ水による腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。

また、主配管の耐圧強化ベント系の分岐から、フィルタ装置を介して、原子炉建屋屋上に排気するまでのルーティングは、第2.2.2.1-1図から第2.2.2.1-8図の通りとなる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1-1 図 主配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋 3 階)



第 2.2.2.1-2 図 主配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋 4 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

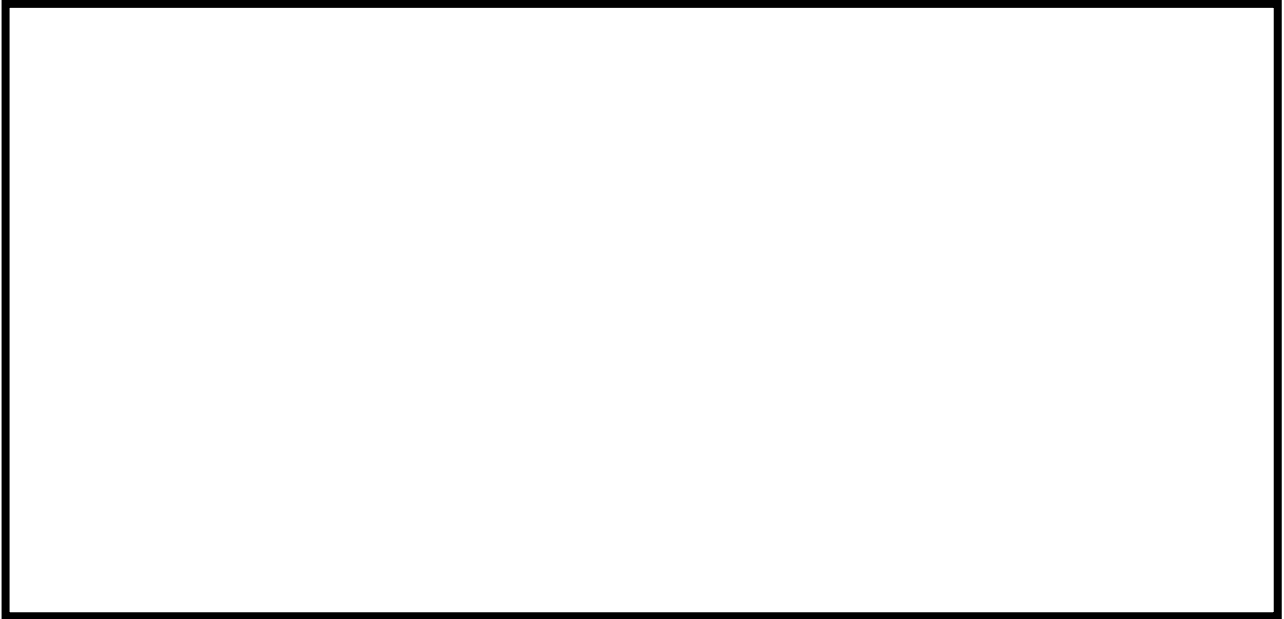


第 2.2.2.1-3 図 主配管ルート図 (6号炉 屋外)

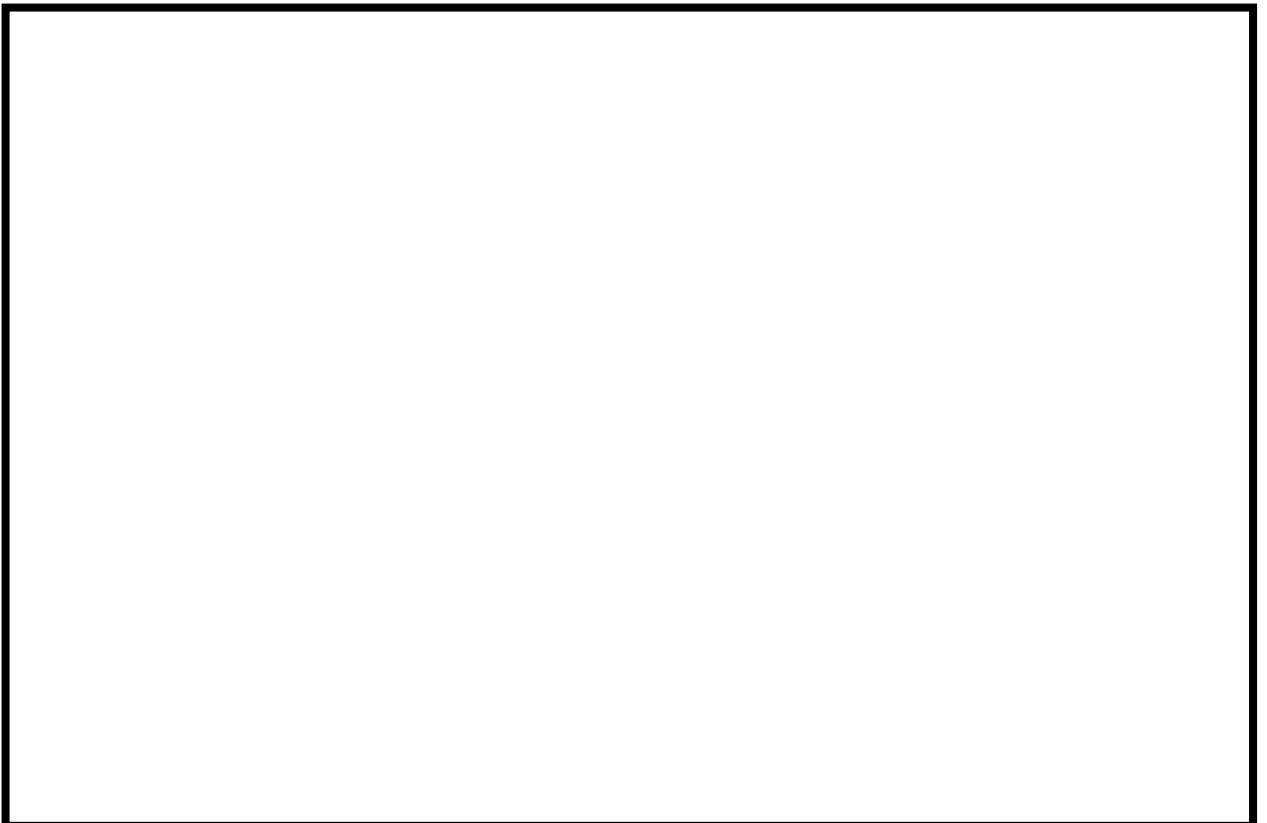


第 2.2.2.1-4 図 主配管ルート図 (7号炉 原子炉建屋3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

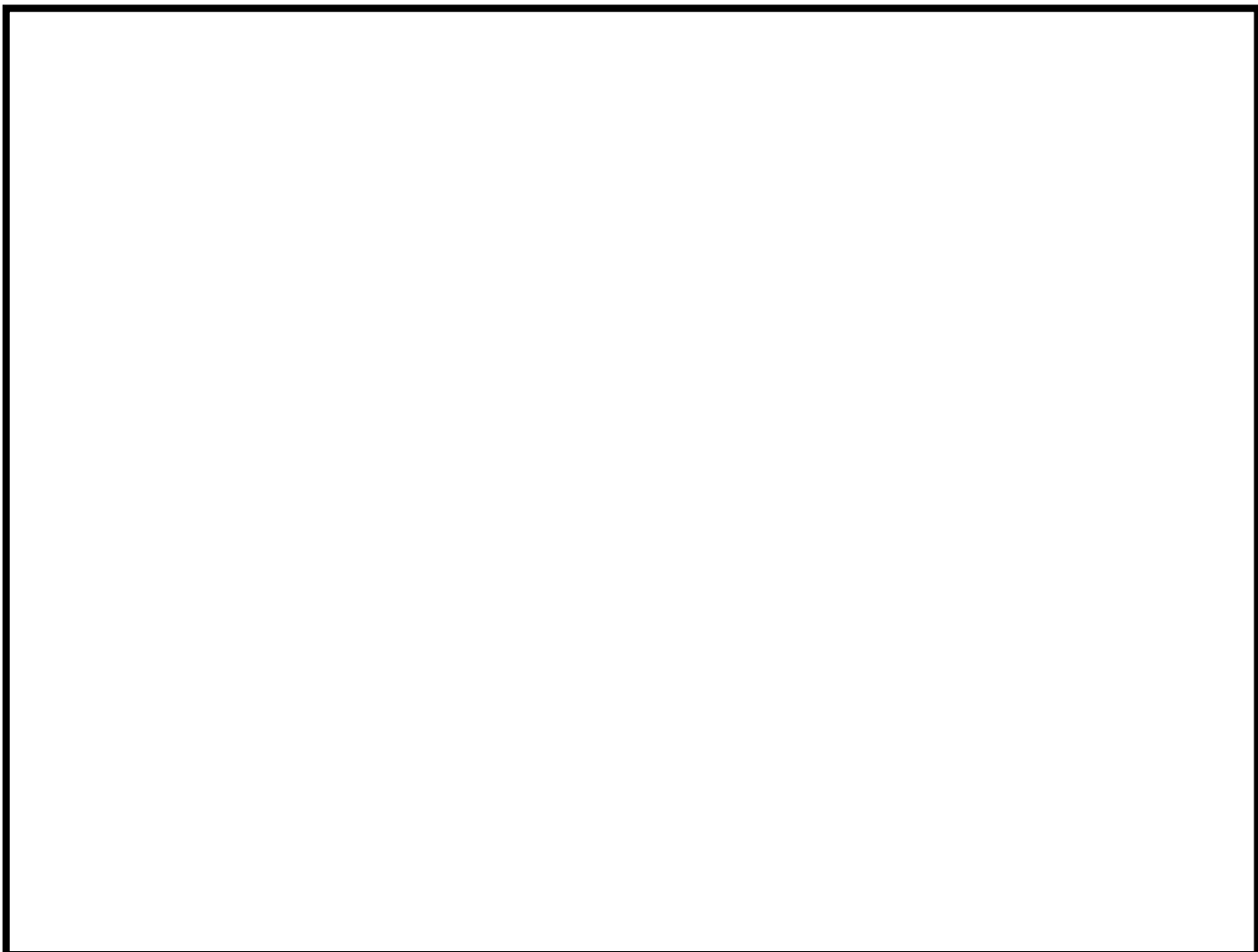


第 2.2.2.1-5 図 主配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋 4 階)



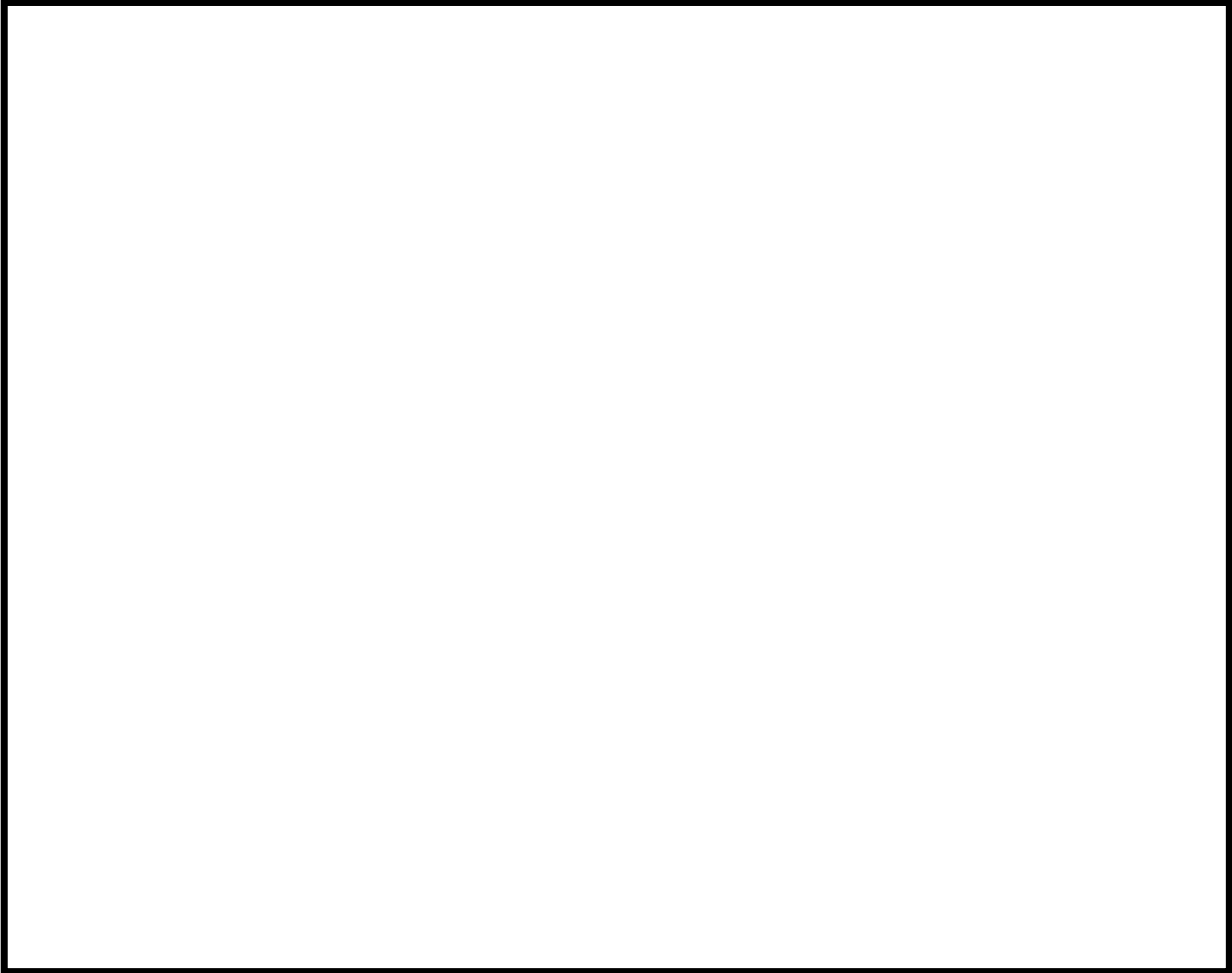
第 2.2.2.1-6 図 主配管ルート図 (7 号炉 屋外)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1-7 図 主配管鳥瞰図 (6 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.2.2.1-8 図 主配管鳥瞰図 (7 号炉)

**【代替格納容器圧力逃がし装置】**

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の口径は、以下の通りとしている。

**【6号炉】**

- ・ フィルタ装置入口側 : 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

**【7号炉】**

- ・ フィルタ装置入口側 : 400A
- ・ フィルタ装置出口側 : 500A

主配管の口径については、代替格納容器圧力逃がし装置の容量 (31.6kg/s) を満足するのに十分になるように設定している。

代替格納容器圧力逃がし装置の主配管の材質は、以下の通りとしている。

**【6号炉】**

- ・ フィルタ装置入口側 : 炭素鋼, フィルタ装置近傍はステンレス鋼
- ・ フィルタ装置出口側 : 炭素鋼

**【7号炉】**

- ・ フィルタ装置入口側 : 炭素鋼, フィルタ装置近傍はステンレス鋼
- ・ フィルタ装置出口側 : 炭素鋼

フィルタ装置入口側の配管のうち、フィルタ装置近傍部については、スクラバ水による腐食の発生を考慮し、ステンレス鋼を用いる。

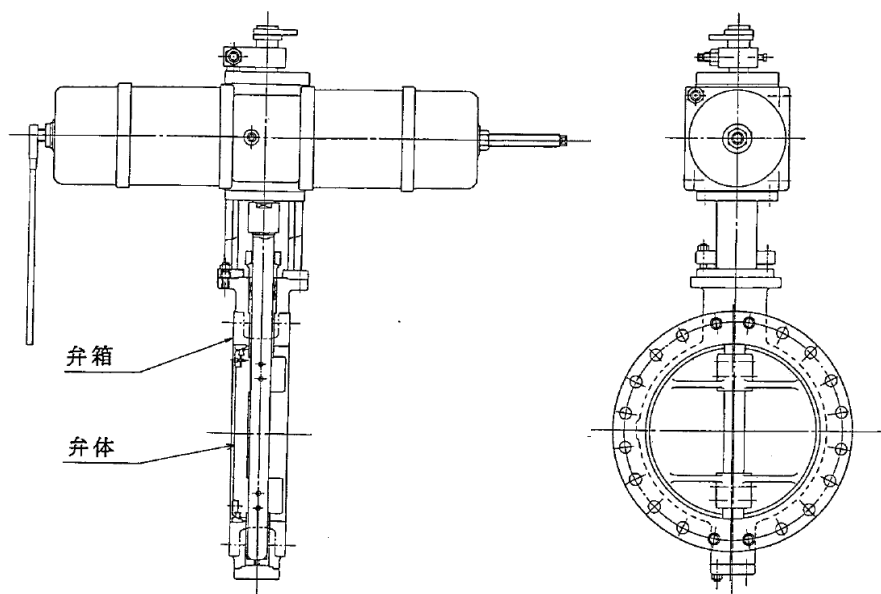
## 2.2.2.2 主要弁等

### (1) 主要弁

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

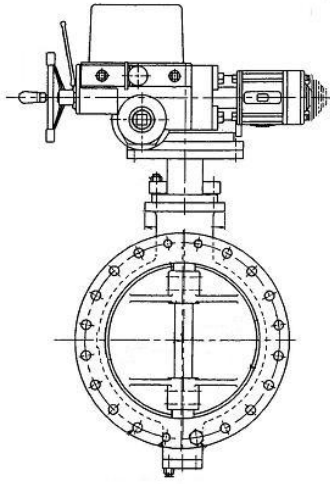
格納容器圧力逃がし装置に接続される配管には、一次隔離弁、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁、フィルタ装置入口弁の4台の弁が設置されている。一次隔離弁は不活性ガス系に、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁は耐圧強化ベント系に設置されている。一次隔離弁及び二次隔離弁は既設の弁である。二次隔離弁バイパス弁及びフィルタ装置入口弁は、格納容器圧力逃がし装置の設置に伴い新たに設置した弁である。二次隔離弁バイパス弁ならびにフィルタ装置入口弁の仕様は、一次隔離弁と同仕様のもので設置している。

空気駆動弁である一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁の構造を第2.2.2.2-1図に示す。また、電動駆動弁である二次隔離弁の構造を第2.2.2.2-2図に示す。さらに、手動駆動弁である二次隔離弁バイパス弁の構造を第2.2.2.2-3図に示す。

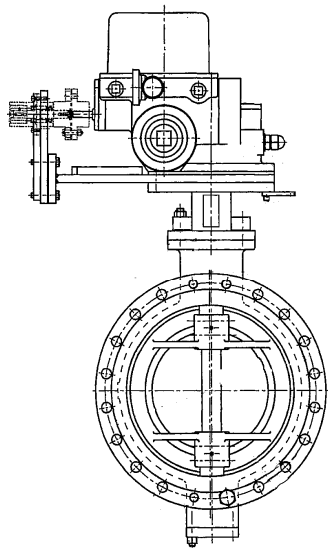


第2.2.2.2-1図 空気駆動弁





第 2.2.2.2-2 図 電動駆動弁



第 2.2.2.2-3 図 手動駆動弁

### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置に接続される配管には、一次隔離弁、二次隔離弁の2台の弁が設置されている。これらの弁は、代替格納容器圧力逃がし装置の設置に伴い新たに設置した弁である。一次隔離弁及び二次隔離弁は電動駆動弁で同仕様のものを設置している。これらの弁の構造を第2.2.2.2-2図に示す。

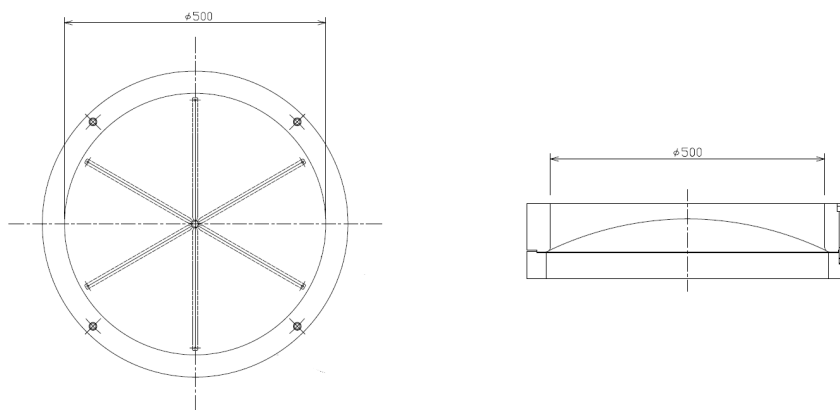
### (2) ラプチャーディスク

#### 【格納容器圧力逃がし装置】 【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には、系統内を窒素置換する際の大気との隔壁として、ラプチャーディスクを設置する。また、系統待機中にフィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し、その水分がよう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトに付着することによって銀ゼオライトが劣化することを防止するため、フィルタ装置とよう素フィルタの隔壁として、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスクを設置する。

このラプチャーディスクは、格納容器ベントの障害とならないよう、格納容器ベント時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて開放するよう設定している。なお、開放設定圧力は、約100kPa[gage]である。

また、開放後には、ラプチャーディスク部分での圧力損失が小さくなるよう、開放断面積の大きい第2.2.2.2-4図の構造としている。



第2.2.2.2-4図 ラプチャーディスク

### (3) オリフィス

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管ならびによう素フィルタ出口側配管には、オリフィスを設置している。フィルタ装置出口側オリフィスは、よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置するものである。また、よう素フィルタ出口側オリフィスは、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために、よう素フィルタ部のガスを加圧状態として体積流量を小さくするために設置するものである。オリフィスの穴径は以下の通り設定している。

#### 【6号炉】

- ・フィルタ装置出口側オリフィス穴径 :  $\phi 272\text{mm}$
- ・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径 :  $\phi 295\text{mm}$

#### 【7号炉】

- ・フィルタ装置出口側オリフィス穴径 :  $\phi 252\text{mm}$
- ・よう素フィルタ出口側オリフィス穴径 :  $\phi 285\text{mm}$

なお、オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合に、原子炉格納容器が620kPa[gage]でベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の容量である31.6kg/sの水蒸気を通気できるように設定している。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置出口側配管には、オリフィスを設置する。

オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合において、格納容器が620kPa[gage]でベントした際に、代替格納容器圧力逃がし装置の容量である31.6kg/sの水蒸気を通気できるように設定する。

(4) 伸縮継手

【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の主配管には，フィルタ装置入口側・フィルタ装置出口側ともに，原子炉建屋と遮蔽壁の渡り部に伸縮継手を設置している。

伸縮継手の可動範囲は以下の通りとなる。

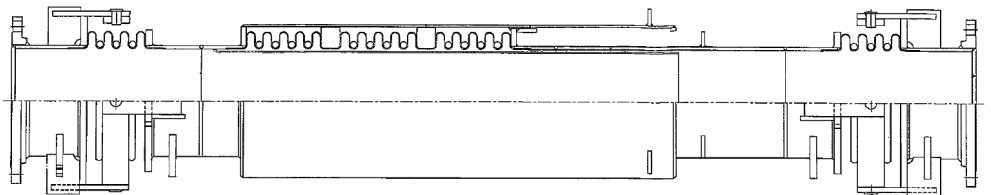
【6号炉】

- ・フィルタ装置入口側 : 上下左右前後方向に 300mm
- ・フィルタ装置出口側 : 上下左右前後方向に 300mm

【7号炉】

- ・フィルタ装置入口側 : 上下左右前後方向に 300mm
- ・フィルタ装置出口側 : 上下左右前後方向に 300mm

なお，柏崎刈羽原子力発電所における基準地震動  $S_s$  が作用した場合の，原子炉建屋と遮蔽壁の渡り部の相対変位について評価を実施しており，その結果，地震時に生じる相対変位は6号炉，7号炉ともに水平方向に約 100mm，鉛直方向に約 10mm であり，上記の伸縮継手の可動範囲と比較して十分小さな値となることを確認している。



ベロー部材質：SUS316

第 2.2.2.2-5 図 伸縮継手

## 2.3 附帯設備

### 2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備

#### 2.3.1.1 概要

##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に必要な計測制御設備，電動駆動弁，空気駆動弁用電磁弁，ドレン移送ポンプを作動させるため，常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池），非常用低圧母線，代替所内電気設備より必要な電力を供給する設計としている。

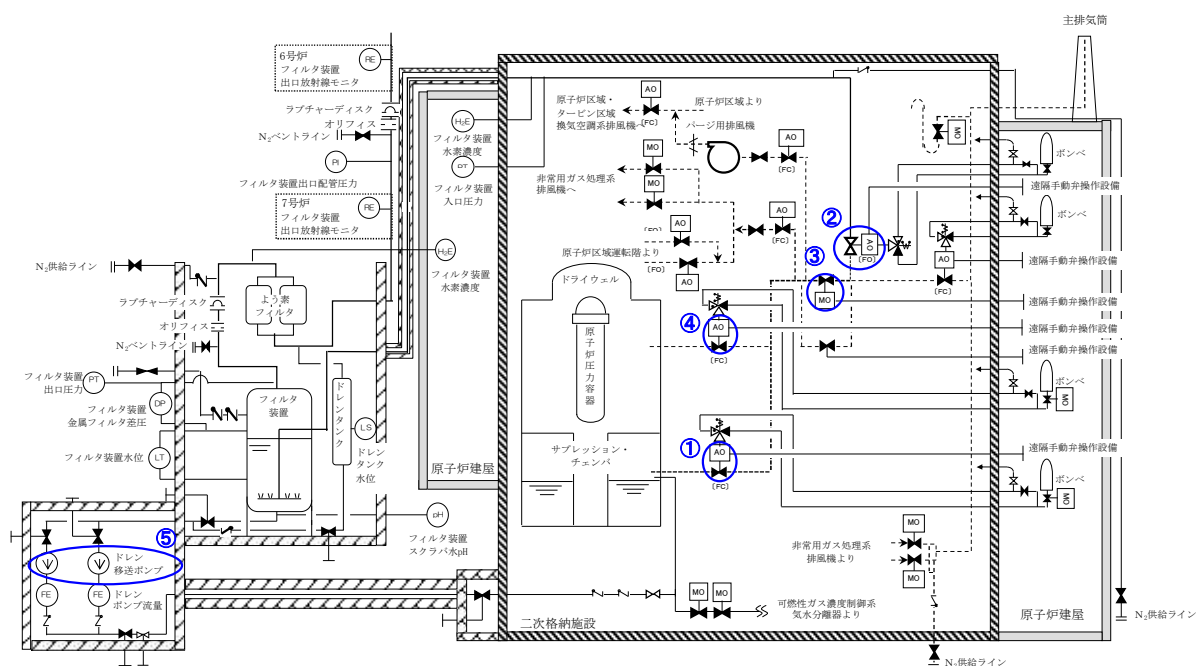
格納容器圧力逃がし装置については，代替交流電源設備（ガスタービン発電機，電源車）及び常設代替直流電源設備（AM用直流125V充電器，AM用直流125V蓄電池）から給電可能であり，全交流電源が喪失した場合でも監視，操作できる設計としている。

電源喪失時においても，電動駆動弁については，駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け，二次格納施設の外から人力による操作が可能な設計としている。空気駆動弁については，二次格納施設の外から，ポンプを用いて操作するか，遠隔手動弁操作設備により人力で操作することが可能な設計としている。

#### 2.3.1.2 電源供給負荷

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に電源供給が必要な負荷は，第2.3.1.2-1図及び第2.3.1.2-1表に示すとおりである。



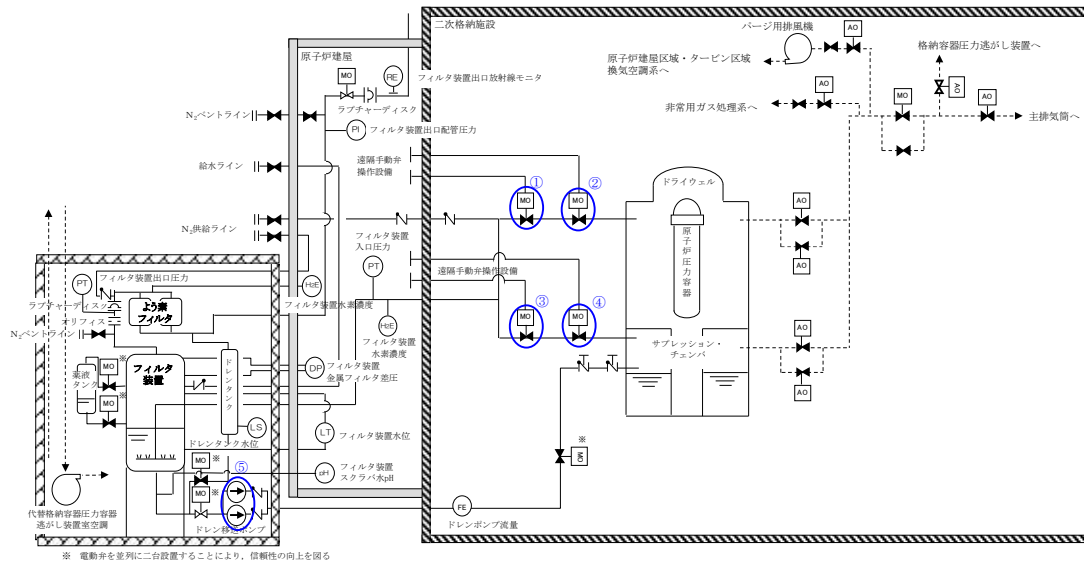
第2.3.1.2-1図 格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2-1表 格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

	格納容器圧力逃がし装置の 電源供給負荷	電源供給元	
		6号炉	7号炉
①	S/C ベント用出口隔離弁 (一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側))	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
②	耐圧強化ベント系 PCV ベントラ インフィルタベント側隔離弁 (フィルタ装置入口弁)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
③	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔 離弁 (二次隔離弁)	MCC 6C-1-3	MCC 7C-1-3
④	D/W ベント用出口隔離弁 (一次隔離弁(ドライウエル側))	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 6C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)	交流 120V フィルタベント 無停電電源装置 (MCC 7C-1-1, 直流 125V フィルタベント分電盤)
⑤	ドレン移送ポンプ(区分Ⅰ) (ドレン流量含む)	フィルタベント現場制御 盤 No. 1 (MCC 6C-1-3)	フィルタベント現場制御 盤 No. 1 (MCC 7C-1-2)
	ドレン移送ポンプ(区分Ⅱ) (ドレン流量含む)	フィルタベント現場制御 盤 No. 2 (AM用 MCC 6B)	フィルタベント現場制御 盤 No. 2 (AM用 MCC 7B)
—	計測制御設備	直流 125V フィルタベント 分電盤 (常設代替直流電源設備) 又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V フィルタベント 分電盤 (常設代替直流電源設備) 又は 直流 125V 7A-1-1
—	フィルタ装置水素濃度 (サンプルポンプを含む)	水素サンプリングラック 制御電源用変圧器 (MCC 6C-1-3, AM用 MCC 6B)	水素サンプリングラック 制御電源用変圧器 (MCC 7C-1-1, AM用 MCC 7B)
—	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタベント現場制御 盤 No. 1 (MCC 6C-1-3, AM用 MCC 6B)	フィルタベント現場制御 盤 No. 1 (MCC 7C-1-2, AM用 MCC 7B)

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後に電源供給が必要な負荷は，第2.3.1.2-2図及び第2.3.1.2-2表に示すとおりである。



第 2.3.1.2-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置概略図

第2.3.1.2-2表 代替格納容器圧力逃がし装置の電源供給負荷

	代替格納容器圧力逃がし装置の 電源供給負荷	電源供給元	
		6号炉	7号炉
①	地下式 FCVS 一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
②	地下式 FCVS 二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
③	地下式 FCVS 一次隔離弁 (ドライウエル側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
③	地下式 FCVS 二次隔離弁 (ドライウエル側)	MCC 6C-1-1	MCC 7C-1-1
④	ドレン移送ポンプ (区分Ⅰ) (ドレン流量含む)	現場分電盤 (MCC 6C-1-2)	現場分電盤 (MCC 7C-1-1)
	ドレン移送ポンプ (区分Ⅱ) (ドレン流量含む)	AM用 MCC 6B	AM用 MCC 7B
—	計測制御設備	直流 125V HPAC MCC (常設代替直流電源設備), 又は 直流 125V 分電盤 6A-1	直流 125V HPAC MCC (常設代替直流電源設備), 又は 直流 125V 分電盤 7A-1-2A
—	フィルタ装置水素濃度 (サンプルポンプを含む)	MCC 6C-1-8	MCC 7C-1-7
—	フィルタ装置スクラバ水 pH	現場分電盤 (MCC 6C-1-2)	現場分電盤 (MCC 7C-1-1)

※代替所内電気設備からの受電方法については詳細検討中

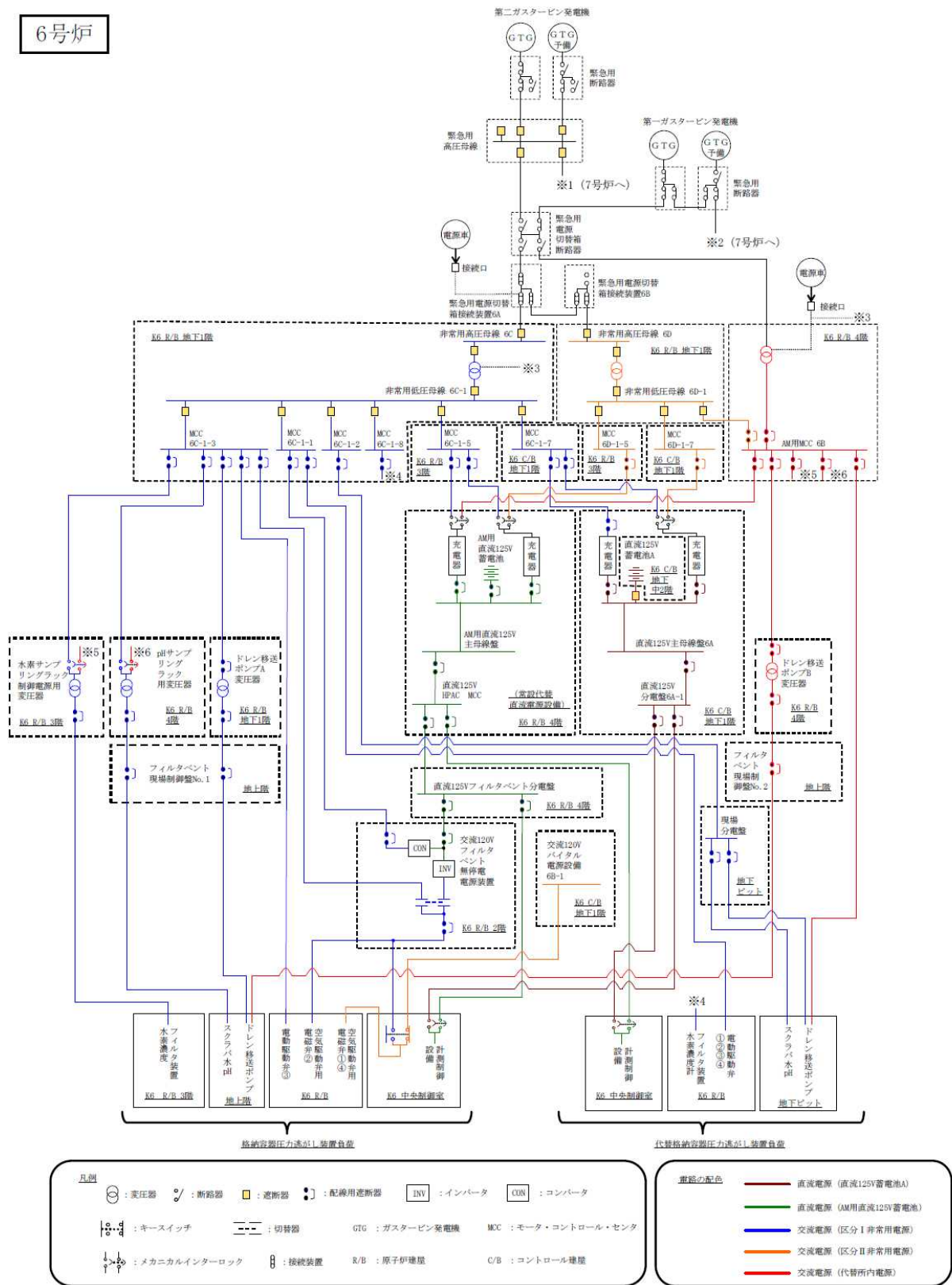
### 2.3.1.3 単線結線図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図は、第 2.3.1.3-1 図及び第 2.3.1.3-2 図に示すとおりである。



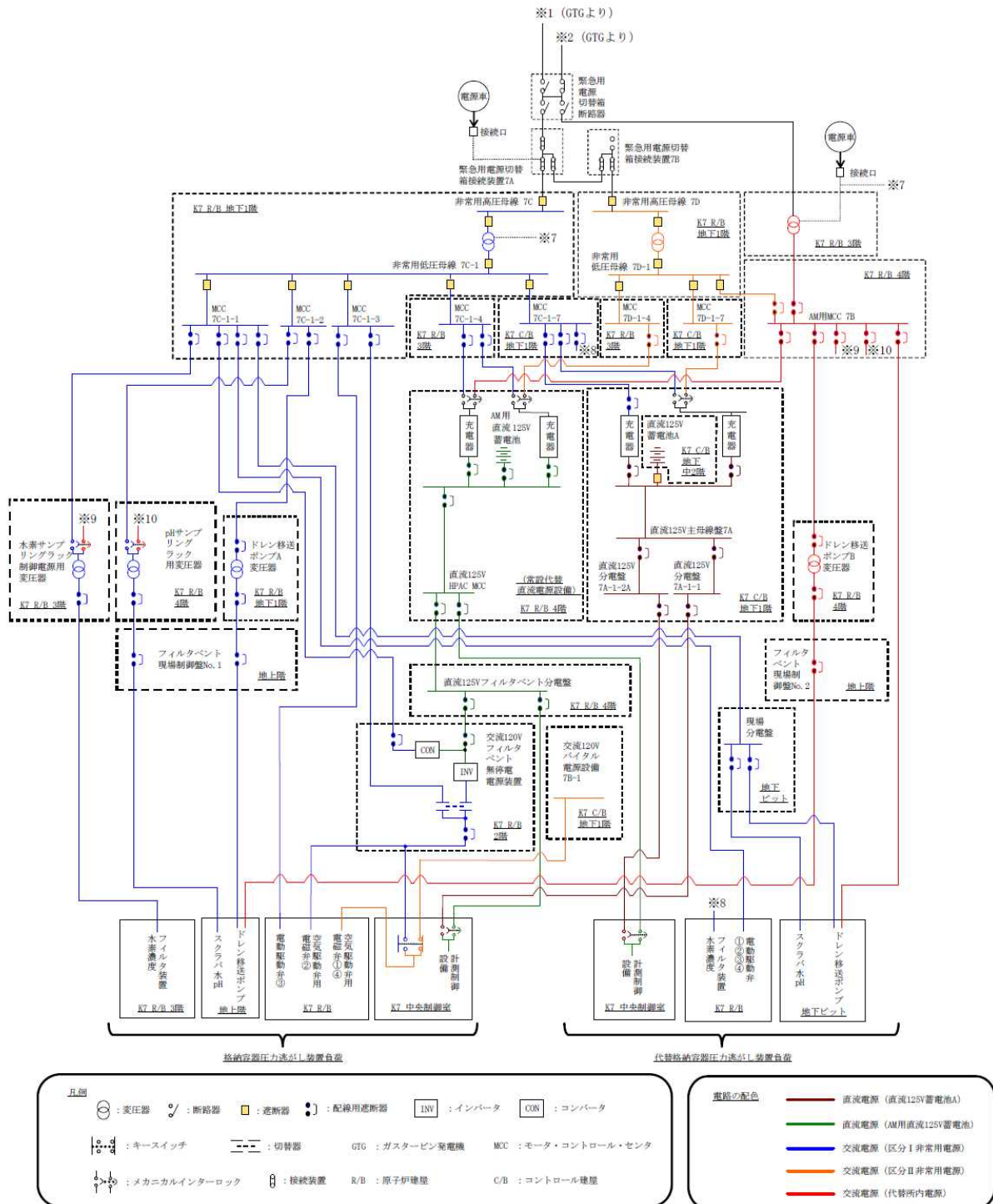
6号炉



第2.3.1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図 (6号炉)



7号炉



第2.3.1.3-2 図 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置電源設備の単線結線図 (7号炉)

#### 2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性

##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備用電源の多様性及び独立性

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，多様性を確保する設計としている。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備から，残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）（2系統）は，区分Ⅱ／Ⅲの非常用電源から，各々供給されており，電源としては互いに独立性を確保する設計としている。

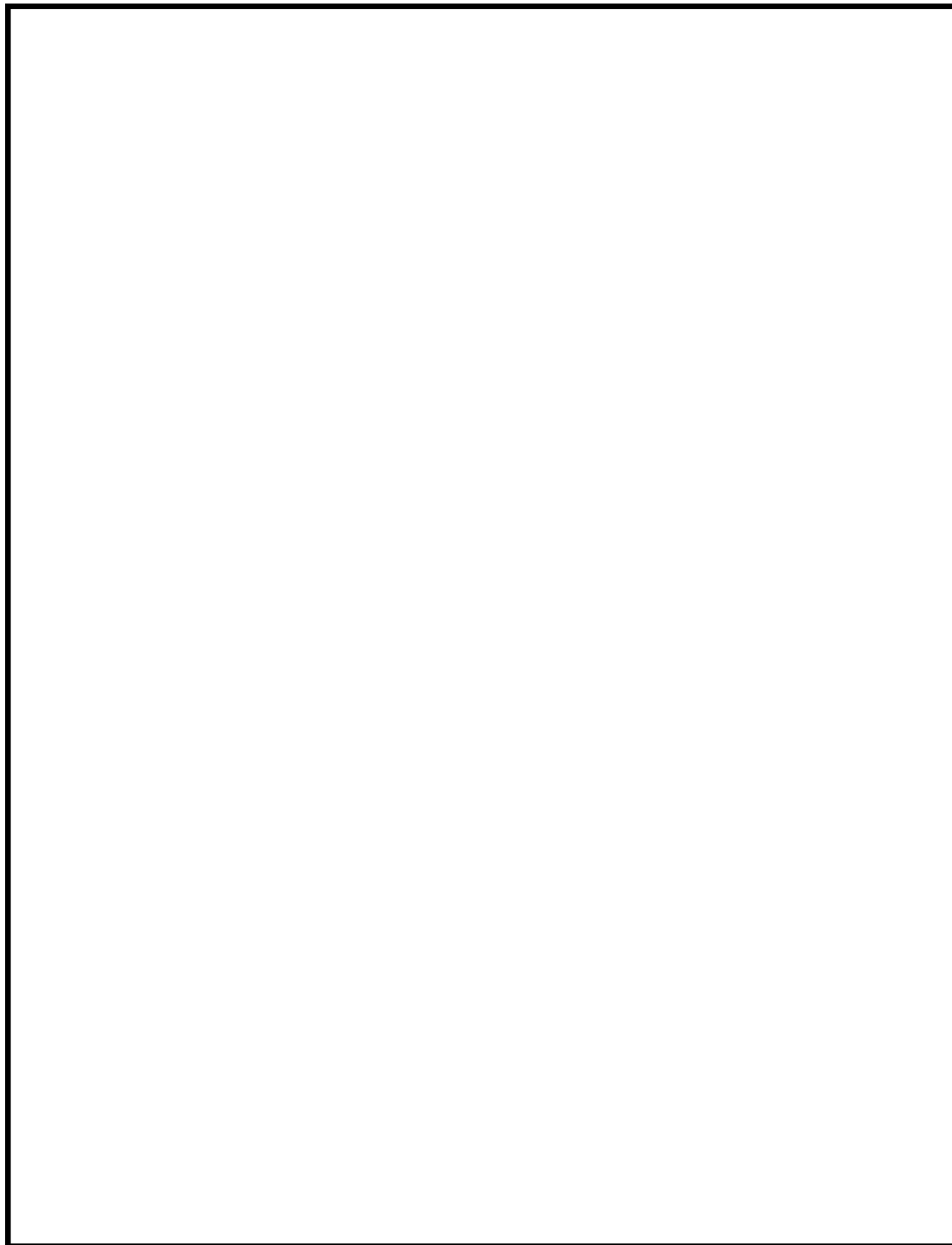
具体的には，区分分離された非常用電源及び代替所内電気設備は，基準地震動  $S_s$  による地震力に対して十分な耐震性を有している。区分Ⅰと区分Ⅱ／Ⅲの非常用電源盤及び代替所内電気設備の電源盤（AM用MCC 6B及び7B）が設置されている電気品室については，位置的分散（第2.3.1.4-1図参照）を図る設計としている。また，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用の電路については，電線管で布設され，感知，消火対策が施されていることから，単一火災により格納容器スプレイ機能と同時に機能喪失しない設計としている。また，区分Ⅰと区分Ⅱ／Ⅲの非常用電気品室，代替所内電気設備の電気品室及び計測制御用電気品室は溢水防護区画により分離されていることから，溢水に対しても同時に機能喪失しない設計としている。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用電源の多重性又は多様性及び独立性

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置用電源については，24時間の長期にわたる全交流電源喪失時においても機能が維持されるよう，区分Ⅰの直流電源から供給するものとする（第2.3.1.3-1図参照）。また，最低限必要な動的機器（一次隔離弁，二次隔離弁，フィルタ装置入口弁）は人力にて操作できる設計としている。

24時間を超える格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の運転において必要不可欠な動的機器であるドレン移送ポンプ及び付属する流量計については，単一故障を想定し二重化する設計としていることから，この電源（交流）については各々区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備から供給するものとする（第2.3.1.3-1図参照）。区分Ⅰの非常用電源及び代替所内電気設備については，(1)にて述べたとおり独立性を確保する設計としている。

また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の多重化を図る計測制御設備については、電源（直流）の単一故障を想定し、同じ区分Ⅰではあるものの位置的分散（第2.3.1.4-1図参照）を図るとともに、電気的分離を確保するために相互に接続されることのない措置を講じた蓄電池（直流125V蓄電池A：C/B地下中2階、AM用直流125V蓄電池：R/B4階）より供給していることから独立性を確保する設計としている（第2.3.1.3-1図参照）。



第 2.3.1.4-1 図 電源設備配置図

## 2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

#### 2.3.2.1 概要

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力検出器と水位検出器を設置する。また、格納容器圧力逃がし装置の入口及び出口配管に水素濃度検出器、フィルタ装置出口に放射線検出器、フィルタ装置ドレン移送ラインにフィルタ装置ドレン流量検出器、フィルタ装置スクラバ水の pH 検出器、フィルタ装置内金属フィルタの差圧検出器、ドレンタンクに水位検出器を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室又は現場で監視可能な設計としている。

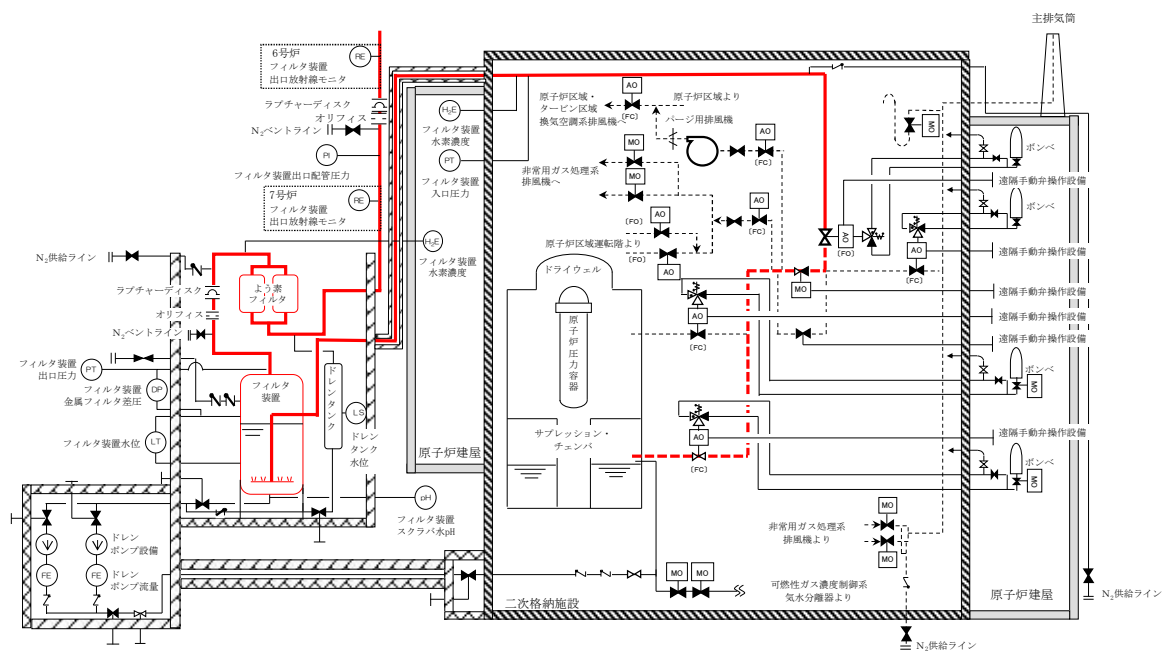
なお、代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており、ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

#### 2.3.2.2 計測設備の目的

##### (1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態を以下の通り確認する設計としている。

- a. 原子炉格納容器雰囲気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、フィルタ装置出口放射線モニタ
- b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認：フィルタ装置水位
- c. 放出されるガスの放射線量の確認：フィルタ装置出口放射線モニタ



第 2.3.2.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 使用時の概略図

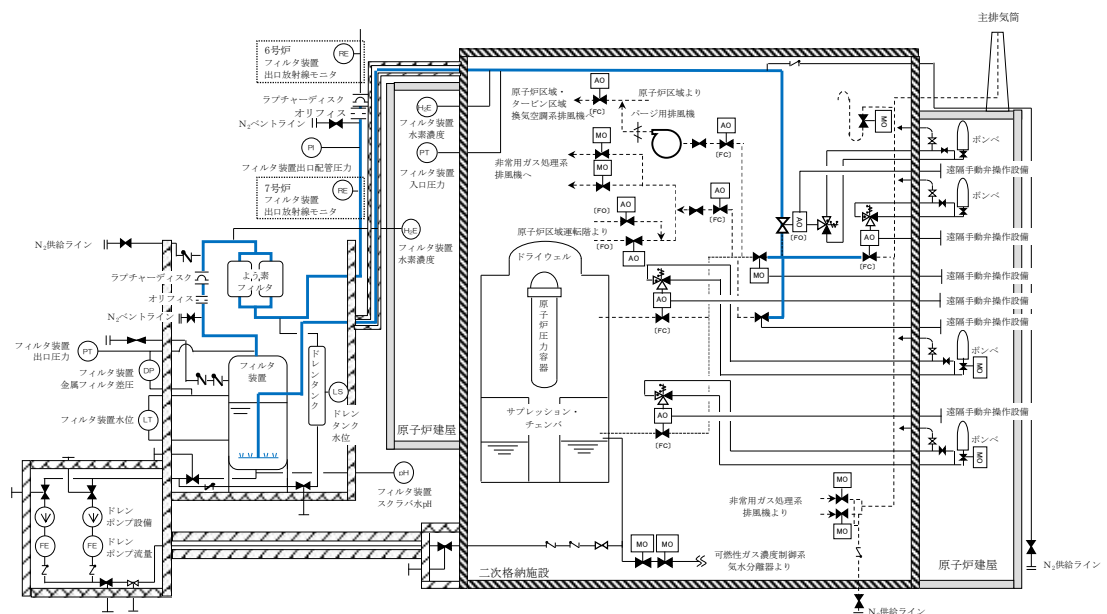
使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

- a. フィルタ装置の閉塞等によりガスの導入が妨げられていないこと  
 フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。
- b. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと  
 フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。
- c. 放出されるガスの放射線量の確認  
 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に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

- a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認：フィルタ装置水位
- b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口圧力，フィルタ装置出口配管圧力



第 2.3.2.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 待機時の概略図

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

a. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力（0.01MPa[gage]以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また、フィルタ装置出口配管圧力にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

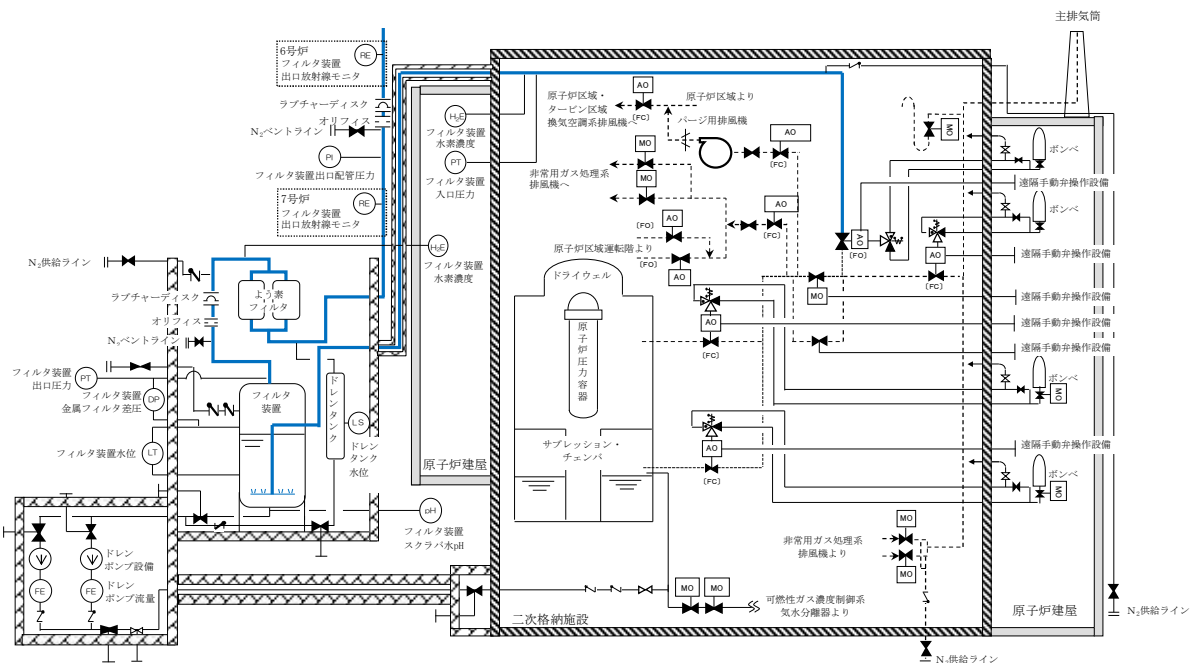
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認：フィルタ装置水位

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度

c. 放出されるガスの放射線量の確認：フィルタ装置出口放射線モニタ



第 2.3.2.2-3 図 格納容器圧力逃がし装置 使用後の概略図



使用後の状態が、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること、また、配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

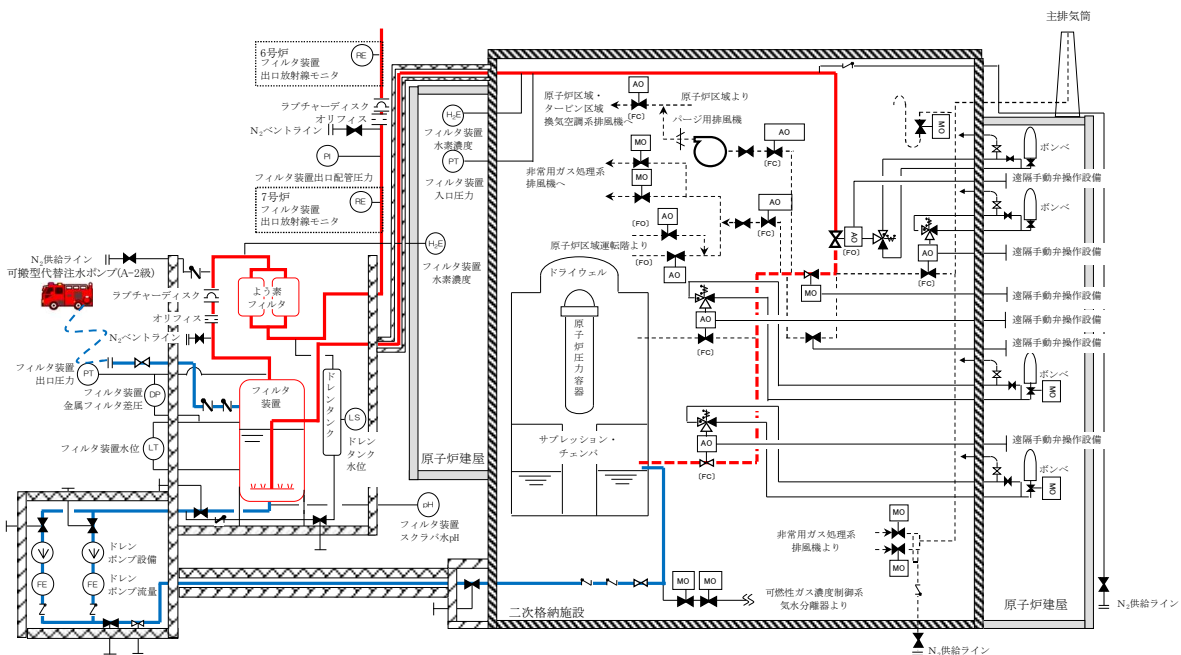
フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり確認する設計としている。

a. フィルタ装置の水位調整の確認：フィルタ装置水位、フィルタ装置ドレン流量

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理：フィルタ装置水位、フィルタ装置ドレン流量、フィルタ装置スクラバ水 pH



第 2.3.2.2-4 図 フィルタ装置 水位調整操作の概略図



フィルタ装置の水位調整時の確認として、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理 (2.2.1.3 参照)

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量から、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラバ水の pH を把握できる設計とする。

(5) 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、想定される機能障害を以下のとおり確認する設計としている。

- a. フィルタ装置の閉塞：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ
- b. 金属フィルタの閉塞：[フィルタ装置](#)金属フィルタ差圧，フィルタ装置入口圧力
- c. よう素フィルタ出口配管の閉塞：ドレンタンク水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口圧力
- d. フィルタ装置入口配管の破断：フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ
- e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい：フィルタ装置水位

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、想定される機能障害の確認として、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。

フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

b. 金属フィルタの閉塞

[フィルタ装置](#)金属フィルタ差圧にて、金属フィルタの閉塞状態を把握

できる。なお、フィルタ装置入口圧力にて、金属フィルタの閉塞が進行し、フィルタ装置入口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞状態を把握できる。

c. よう素フィルタ出口配管の閉塞

ドレンタンク水位にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞状態を把握できる。また、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞が進行し、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、よう素フィルタ出口配管のドレンによる閉塞状態を把握できる。

d. フィルタ装置入口配管の破断

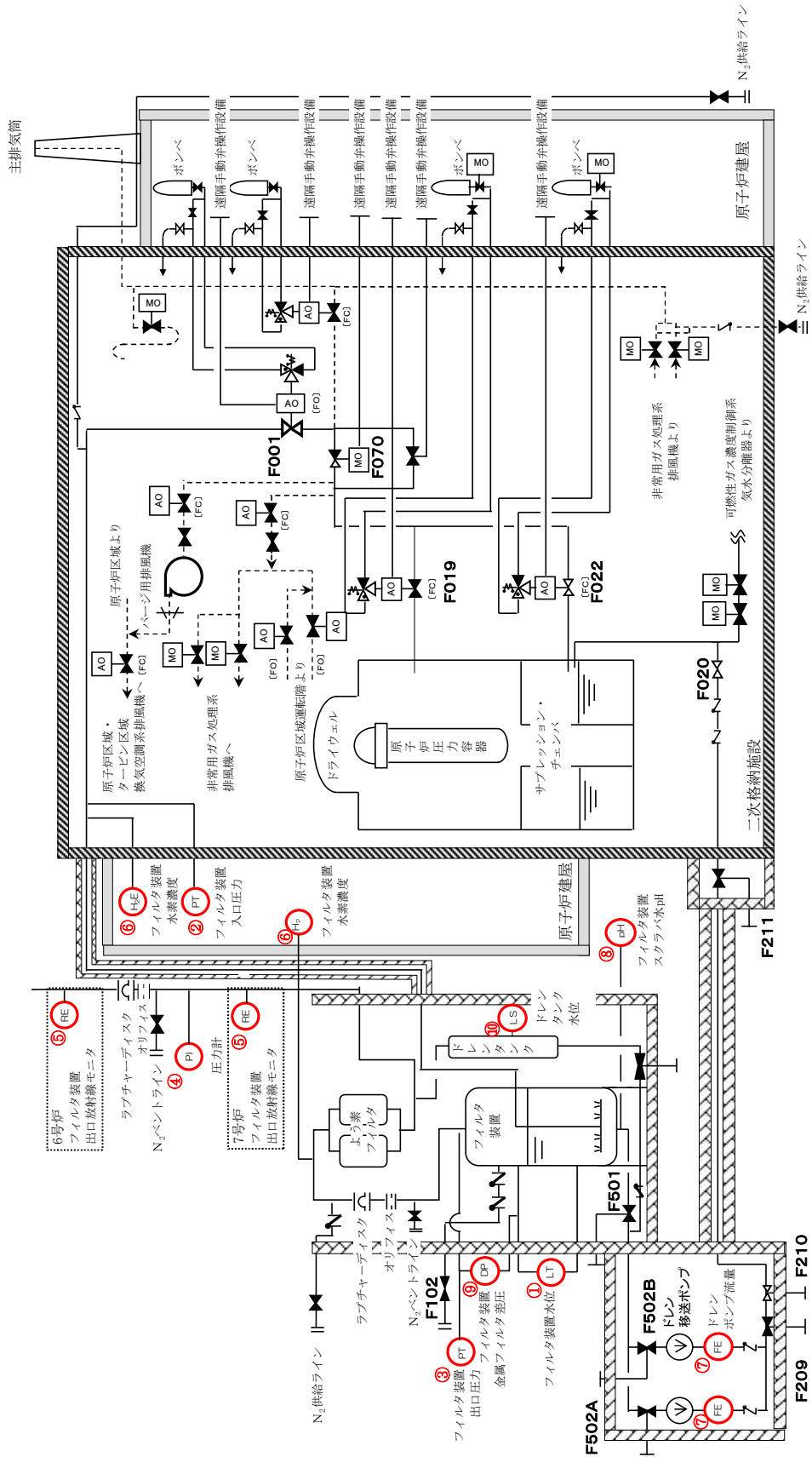
フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

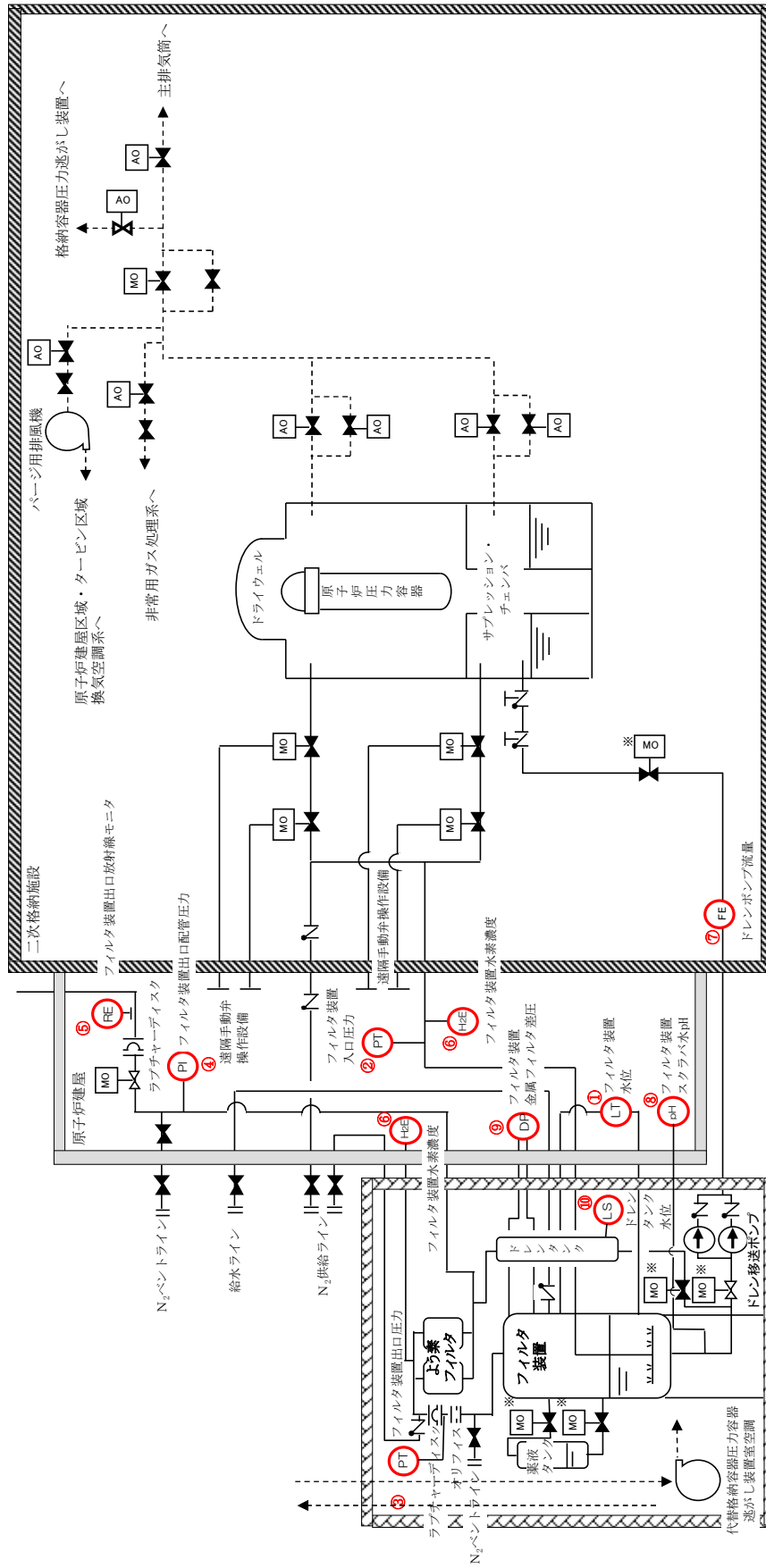
フィルタ装置水位にて、タンクからのスクラバ水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

### 2.3.2.3 計測設備の仕様について

計測設備の概略構成図を第 2.3.2.3-1 図及び第 2.3.2.3-2 図、主要仕様を第 2.3.2.3-1 表に示す。



第 2.3.2.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図



※ 電動弁を並列に二台設置することにより、信頼性の向上を図る

第 2.3.2.3-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3.2.3-1 表 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の計測設備の監視パラメータ

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所※5
①	フィルタ装置水位 (格納容器圧力逃がし装置)	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
	フィルタ装置水位 (代替格納容器圧力逃がし装置)	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
②フィルタ装置入口圧力		0～1.0MPa[gage]	以下の2つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が計測可能な範囲とする。 ・待機時に、窒素置換(約0.01MPa[gage]以上)が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2*2	中央制御室 現場 (緊急時対策所)
③フィルタ装置出口圧力		0～0.5MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa[gage])を超えないことが計測可能な範囲とする。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
④フィルタ装置出口配管圧力		-0.1～0.2MPa[gage]		1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ		10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> 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線量当量率(約7×10 <sup>4</sup> mSv/h)を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
⑥フィルタ装置水素濃度		0～100vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)以下であることを計測可能な範囲とする。	2*3	中央制御室 現場 (緊急時対策所)
⑦フィルタ装置ドレン流量		0～30m <sup>3</sup> /h	ドレンポンプの定格流量(10m <sup>3</sup> /h)を計測可能な範囲とする。	2*4	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH		pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。	1	中央制御室 現場 (緊急時対策所)
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧		0～50kPa		1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑩ドレンタンク水位		タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレンの排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能な計測範囲とする。	4	中央制御室 現場 (緊急時対策所)

※1 監視パラメータの数字は第 2.3.2.3-1 図及び第 2.3.2.3-2 図の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ 1 個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ 1 個

※4 ドレンポンプ 2 台に対してそれぞれ 1 個

※5 代替格納容器圧力逃がし装置の監視場所についても同様の設計で計画中。なお、「(緊急時対策所)」については、緊急時対策所での監視も可能な設計としている。

#### 2.3.2.4 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について

格納容器圧力逃がし装置の計測設備については、「2.3.2.2 計測設備の目的」で記載した，使用時，待機時，使用後に各確認すべき項目の全てについて，計器の単一故障を考慮しても監視可能とするため，多重性又は多様性を有している。

上記の使用時，待機時，使用後に各確認すべき項目について，多重性又は多様性を整理した結果を第2.3.2.4-1表に示す。

2.3.2.4-1 表 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時	a. 原子炉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	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時	a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口圧力 ③フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後	a. フィルタ装置内スクラバ水の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置水素濃度	①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(4) フィルタ装置の水位調整時	a. フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置ドレン流量 ③フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(5) 想定される機能障害	a. フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. 金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置金属フィルタ差圧 ②フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り ②は多重性有り
	c. よう素フィルタ出口配管の閉塞	①ドレンタンク水位 ②フィルタ装置入口圧力 ③フィルタ装置出口圧力	①②③で多様性有り ②は多重性有り
	d. フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置入口圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	①フィルタ装置水位	①は多重性有り

## 2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備

### 2.3.3.1 機能

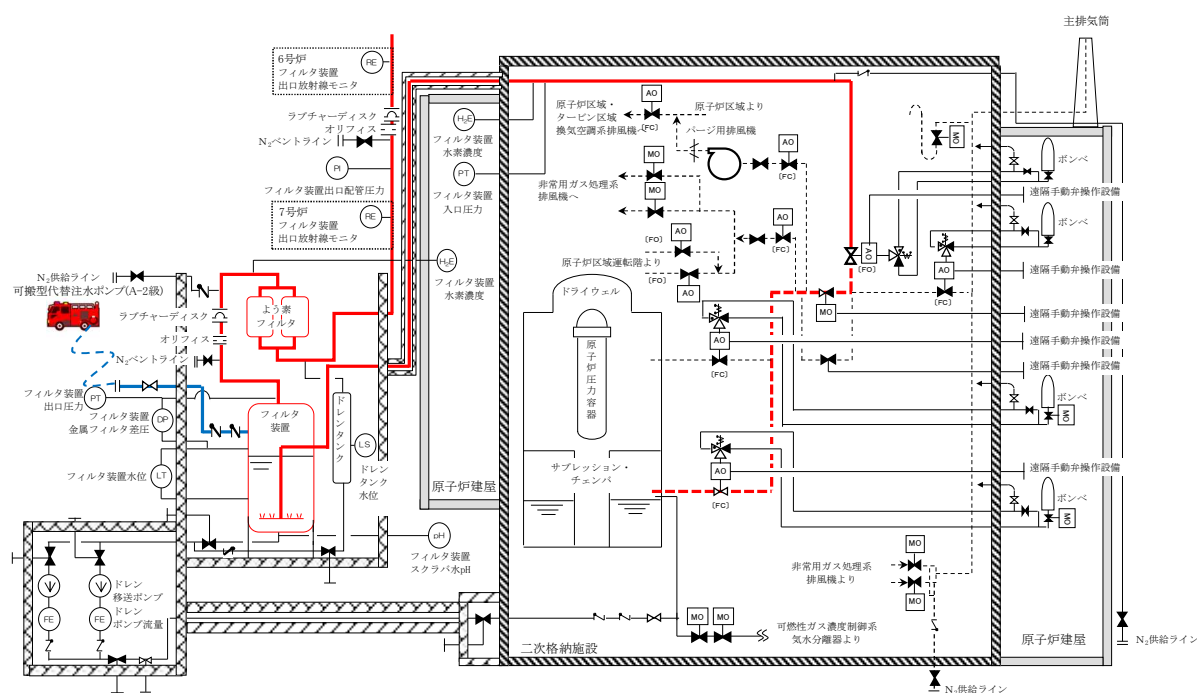
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用時に、フィルタ装置の水位が低下した場合に、外部からスクラバ水を補給できるように、給水設備を設置する。

### 2.3.3.2 設備構成及び仕様

【格納容器圧力逃がし装置】

給水設備の系統構成を第 2.3.3.2-1 図に示す。



第 2.3.3.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 給水設備系統図

給水設備は、配管、手動弁、逆止弁により構成され、フィルタ装置の給水ノズルに接続される。また、配管にはホース接続用の接続口を設置しており、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースを接続できる構造としている。

給水設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 給水配管 : 65A

【7号炉】

- ・ 給水配管 : 65A



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また、給水設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

給水配管のルーティングについては、第2.3.3.2-2図、第2.3.3.2-3図の通りとなる。



第2.3.3.2-2図 給水配管ルート図 (6/7号炉)



第2.3.3.2-3図 給水配管ルート図 (6/7号炉)

なお、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の吐出圧力は、0.85MPa[gage] (流量120m<sup>3</sup>/h 以上) であり、フィルタ装置内の圧力と比較して十分大きいことから、給水可能である。(フィルタ装置内の圧力は第 3.2.2.2-7 図を参照)

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置における給水設備は、配管、手動弁、逆止弁により構成され、フィルタ装置の給水ノズルに接続される。また、配管にはホース接続用の接続口を設置しており、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースを接続できる構造としている。

給水設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

##### 【6 号炉】

- ・ 給水配管 : 65A

##### 【7 号炉】

- ・ 給水配管 : 65A

また、給水設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

##### 【6 号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

##### 【7 号炉】

- ・ 給水配管 : ステンレス鋼

### 2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備

#### 2.3.4.1 機能

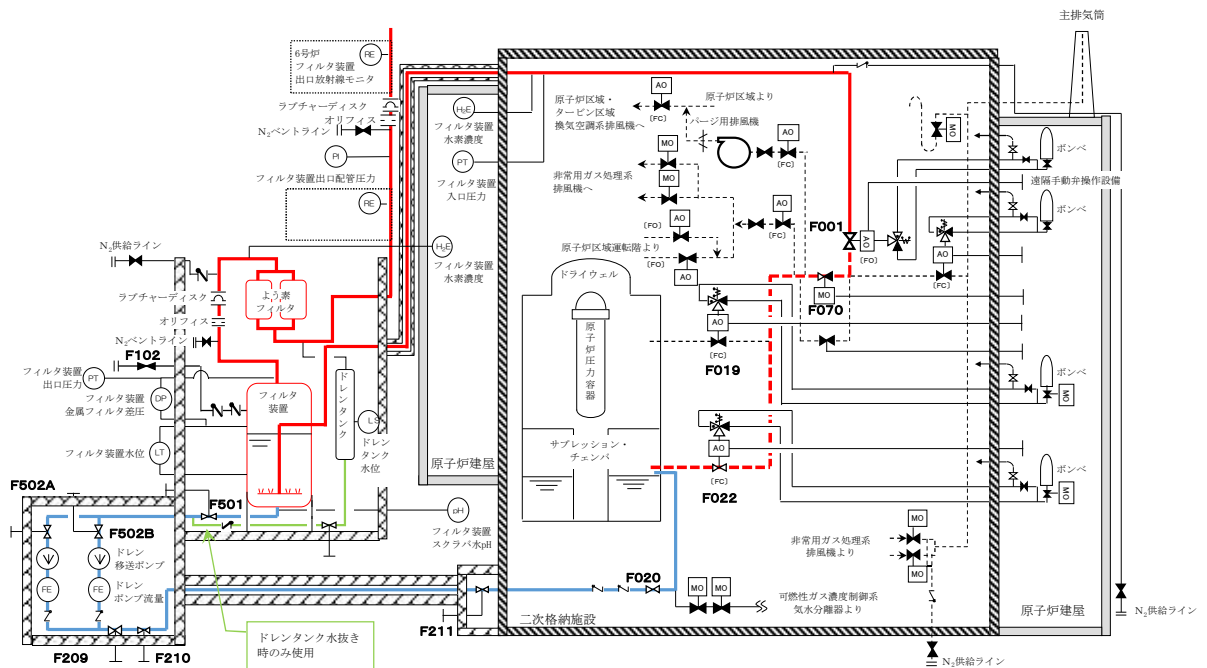
##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、フィルタ装置の水位、もしくはドレンタンクの水位が上昇した場合、もしくは格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送できるよう、ドレン設備を設置する。

#### 2.3.4.2 設備構成及び仕様

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置におけるドレン設備の系統構成を第 2.3.4.2-1 図に示す。



第 2.3.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 ドレン設備系統図

ドレン設備は、配管、伸縮継手、手動弁、逆止弁、ドレン移送ポンプ、ドレンタンクにより構成され、フィルタ装置のドレンノズル、ドレンタンク下部ノズル及び可燃性ガス濃度制御系の気水分離器のドレンラインに接続する。可燃性ガス濃度制御系のドレン移送ラインは原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバに接続されていることから、フィルタ装置のスクラバ水、ならびにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器に移送することが可能である。

ドレン設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ ドレン配管 : 50A

【7号炉】

- ・ ドレン配管 : 50A

また、ドレン設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

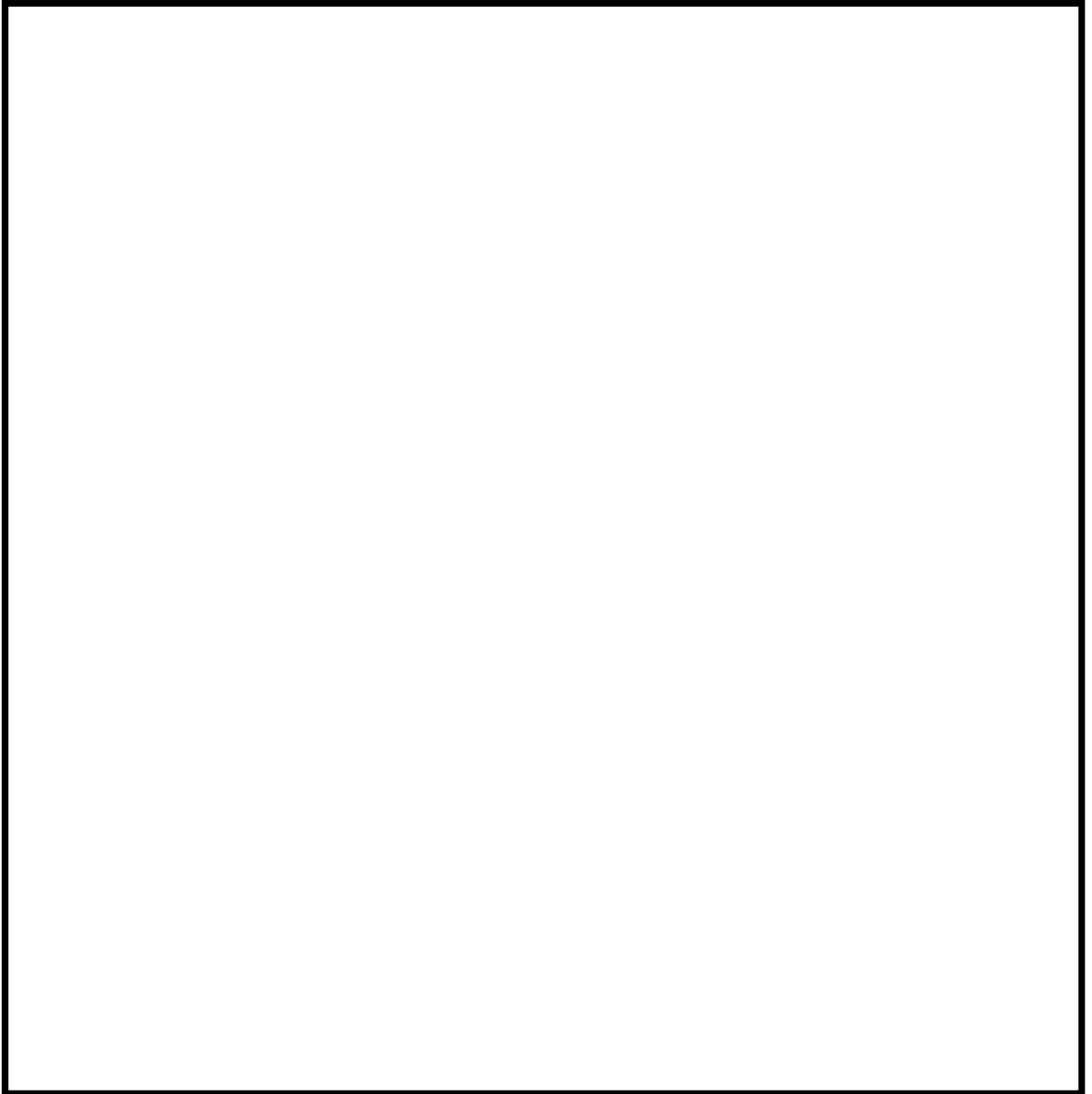
- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

ドレン配管のルーティングについては、第 2.3.4.2-2 図から第 2.3.4.2-8 図の通りとなる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.4.2-2 図 ドレン配管ルート図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.4.2-3 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉)

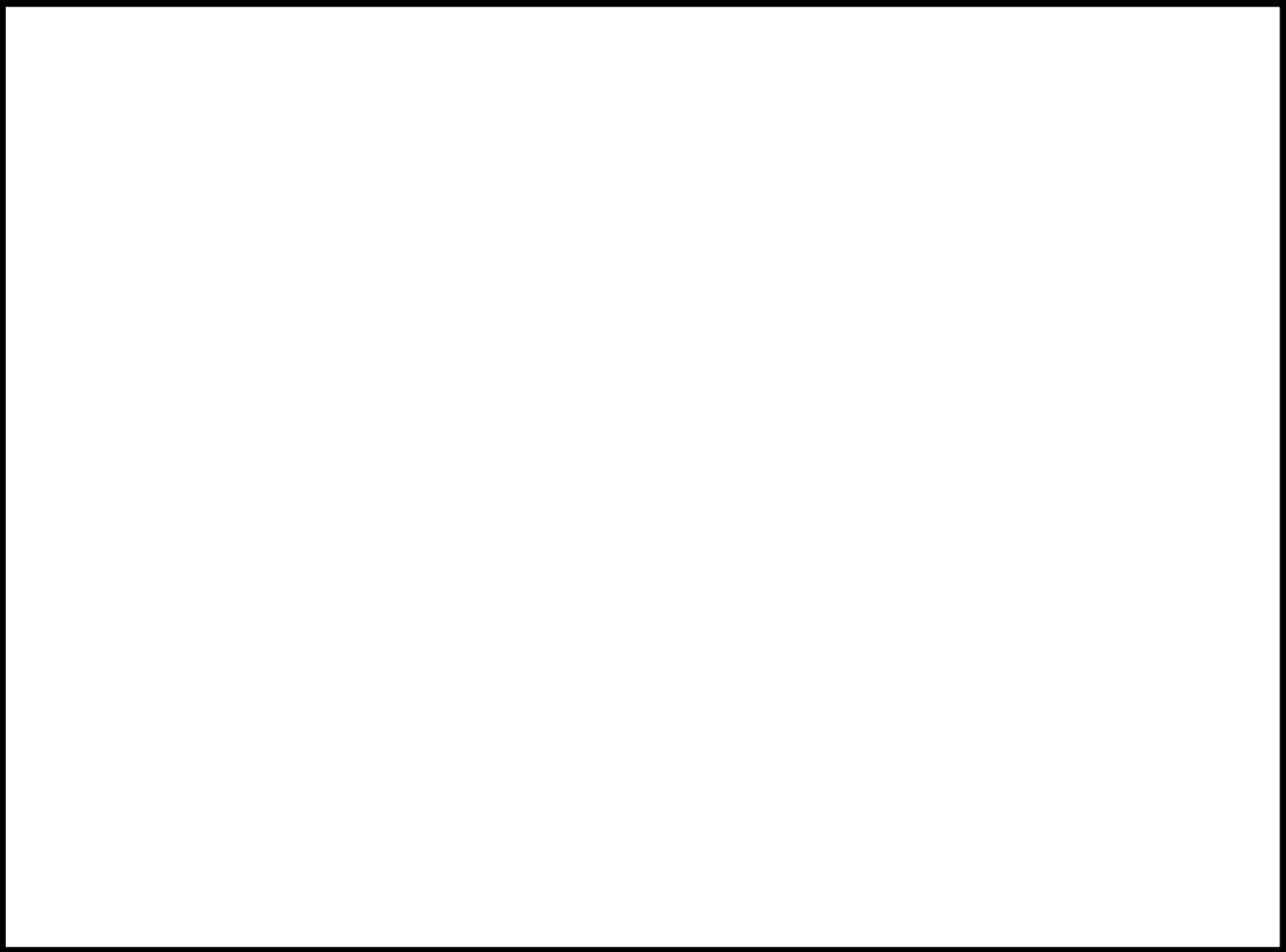


第 2.3.4.2-4 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

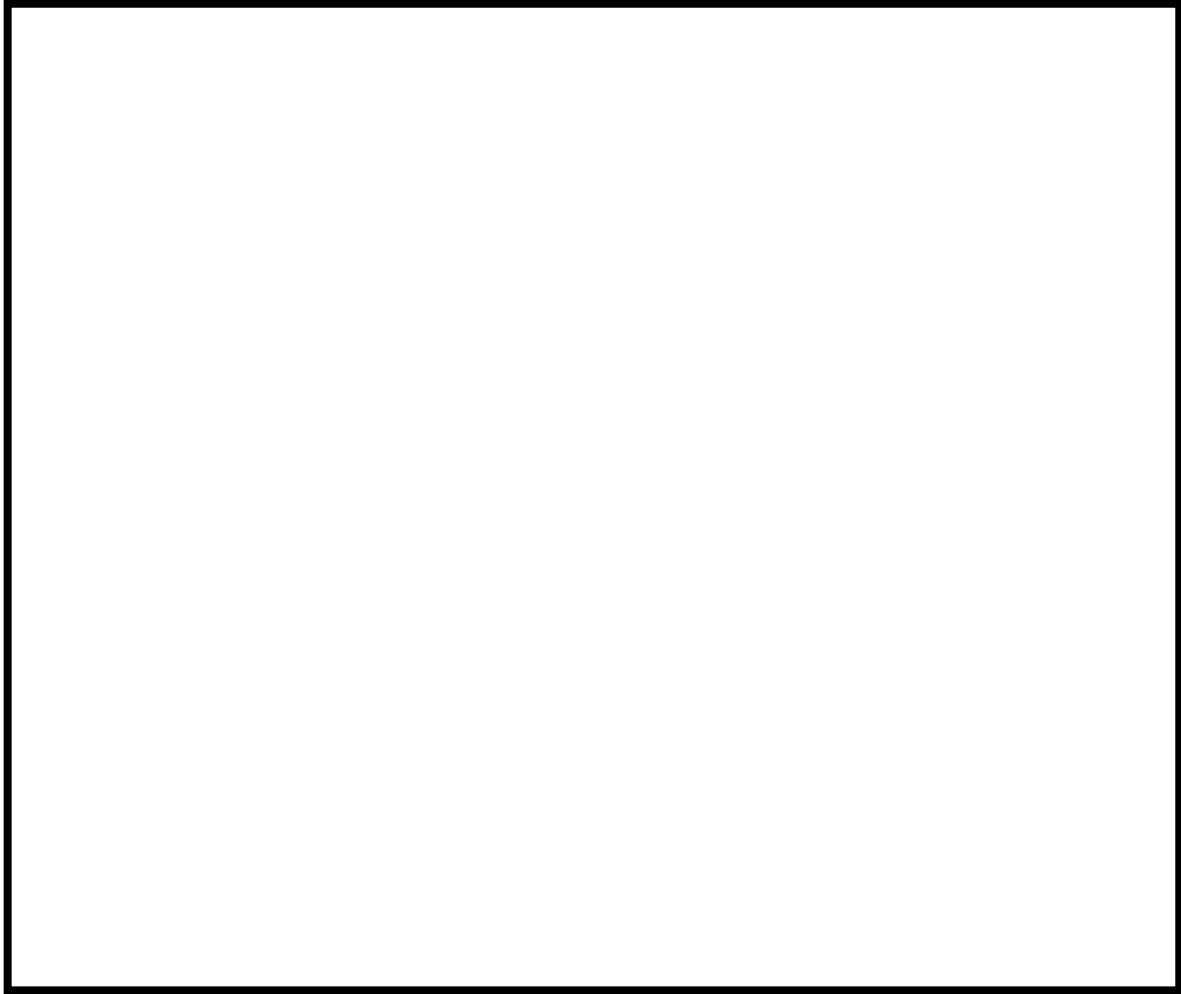
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.4.2-5 図 ドレン配管ルート図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)



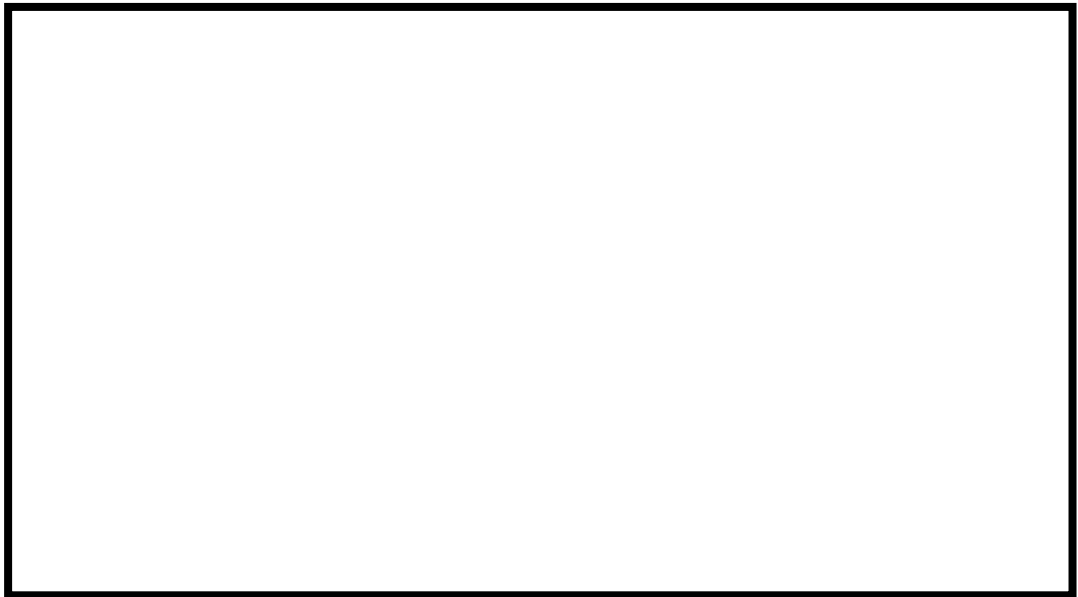
第 2.3.4.2-6 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉)



第 2.3.4.2-7 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉)



第 2.3.4.2-8 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)



第 2.3.4.2-9 図 ドレン配管ルート図 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

ドレン設備の伸縮継手の口径は、以下の通りとしている。

【6 号炉】

- ・ ドレン設備伸縮継手 : 50A

【7 号炉】

- ・ ドレン設備伸縮継手 : 50A

また、ドレン設備の伸縮継手の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6 号炉】

- ・ ドレン設備伸縮継手 : ステンレス鋼

【7 号炉】

- ・ ドレン設備伸縮継手 : ステンレス鋼

ドレン設備のドレン移送ポンプは、格納容器圧力逃がし装置の運転中、停止中に依らず、フィルタ装置内のスクラバ水を移送できるよう、下記の容量としている。また、ドレン移送ポンプは 6 号炉と 7 号炉共に 2 台ずつ設置する。

【6 号炉】

- ・ ドレン移送ポンプ容量 : 吐出量 10m<sup>3</sup>/h, 揚程 50m

【7 号炉】

- ・ ドレン移送ポンプ容量 : 吐出量 10m<sup>3</sup>/h, 揚程 50m

また、ドレン移送ポンプの耐圧部の材質は、以下の通りとしている。

【6 号炉】

- ・ ドレン移送ポンプ : ステンレス鋼

【7 号炉】

- ・ ドレン移送ポンプ : ステンレス鋼



ドレン設備のドレンタンクの材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ ドレンタンク : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ ドレンタンク : ステンレス鋼

ドレンタンクは、ベント実施中にはある程度の時間水抜き操作を実施する必要がなく、凝縮水を溜め置くことができるように、下記の容量としている。

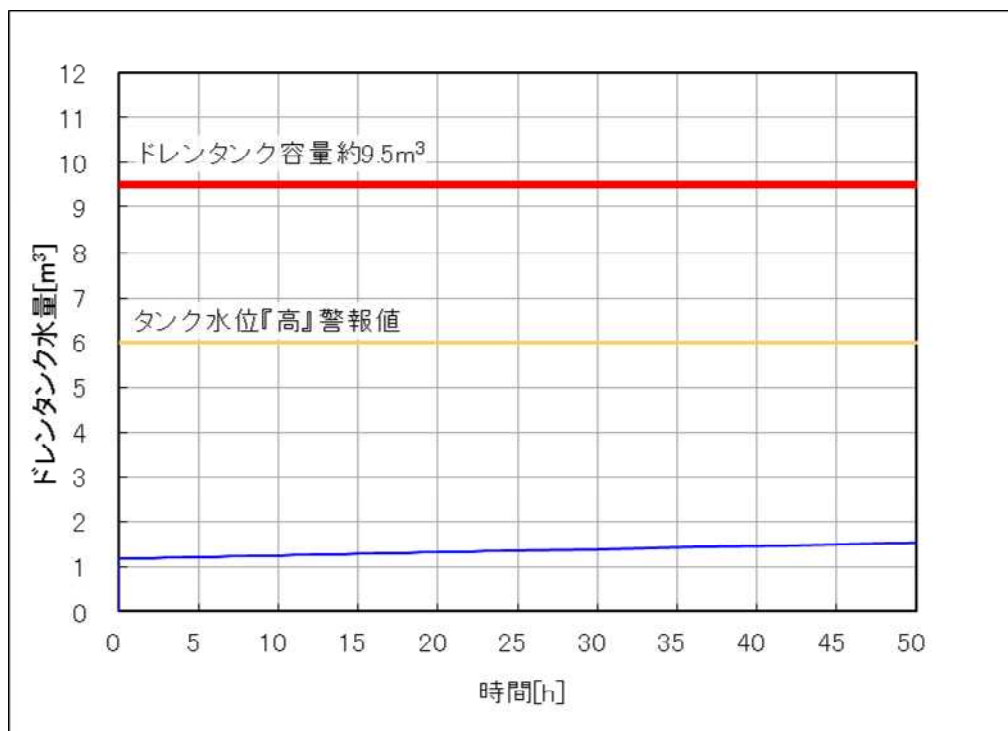
【6号炉】

- ・ ドレンタンク容量 :  $9.5\text{m}^3$

【7号炉】

- ・ ドレンタンク容量 :  $9.5\text{m}^3$

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失において、外気温は柏崎市における 1978 年～2012 年に計測した最低温度 ( $-11.3^{\circ}\text{C}$ ) が継続するという非常に保守的な条件にて、ベント開始後にドレンタンクに溜まる凝縮水量の推移を評価したところ、第 2.3.4.2-10 図の通りとなった。実際は、配管で発生した凝縮水の中には、ベントガスと共に排気口より放出されるものもあると考えられるが、ここでは発生した凝縮水は全てドレンタンクに溜まるものとして評価を実施している。



第 2.3.4.2-10 図 ドレンタンク内凝縮水量評価結果

### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置におけるドレン設備は、配管、手動弁、逆止弁、ポンプにより構成され、フィルタ装置のドレンノズル、及び原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバに接続する。このため、フィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器に移送することが可能である。

ドレン設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

#### 【6号炉】

- ・ ドレン配管 : 65A, 50A

#### 【7号炉】

- ・ ドレン配管 : 65A, 50A

また、ドレン設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

#### 【6号炉】

- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

#### 【7号炉】

- ・ ドレン配管 : ステンレス鋼

ドレン設備のドレン移送ポンプは、代替格納容器圧力逃がし装置の運転中、停止中によらず、フィルタ装置内のスクラバ水を移送できるよう設計する。また、ドレン設備のドレン移送ポンプは6号炉と7号炉共に2台ずつ設置する。

## 2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備

### 2.3.5.1 機能

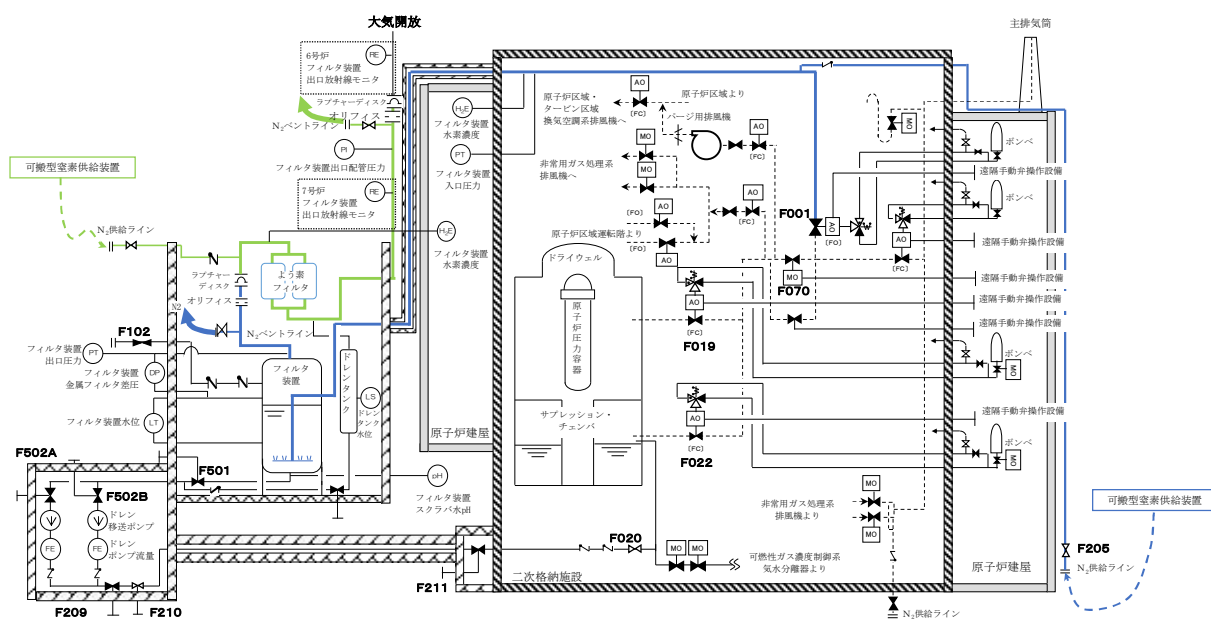
#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の待機中に系統内を窒素ガスで置換し、ベントガスに含まれる水素による爆発を防止する。また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の使用後は、スクラバ水の放射線分解により発生し、系統内の頂部に溜まった水素ガスを、窒素ガスにより系統外へ排出することにより、滞留水素による爆発を防止する。

### 2.3.5.2 設備構成及び仕様

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置における窒素パージ設備の系統構成を第 2.3.5.2-1 図に示す。



第 2.3.5.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 窒素パージ設備系統図  
(窒素置換操作の例)

窒素パージ設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

#### 【6号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

#### 【7号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また、窒素パージ設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

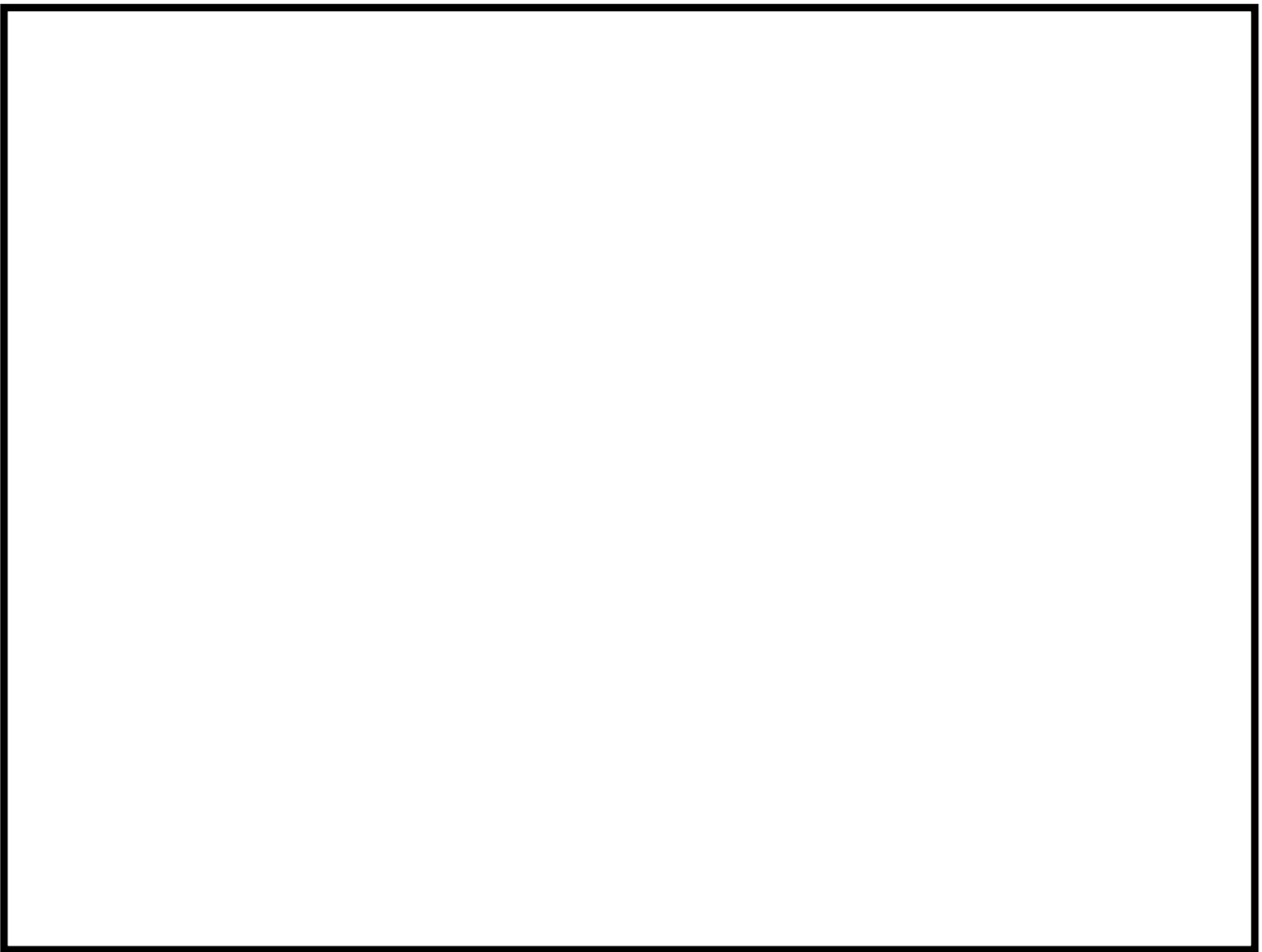
【6号炉】

- ・ 窒素供給配管 : ステンレス鋼および炭素鋼
- ・ ベント配管 : 炭素鋼

【7号炉】

- ・ 窒素供給配管 : ステンレス鋼および炭素鋼
- ・ ベント配管 : 炭素鋼

窒素パージ配管のルーティングについては、第2.3.5.2-2図から第2.3.5.2-6図の通りとなる。

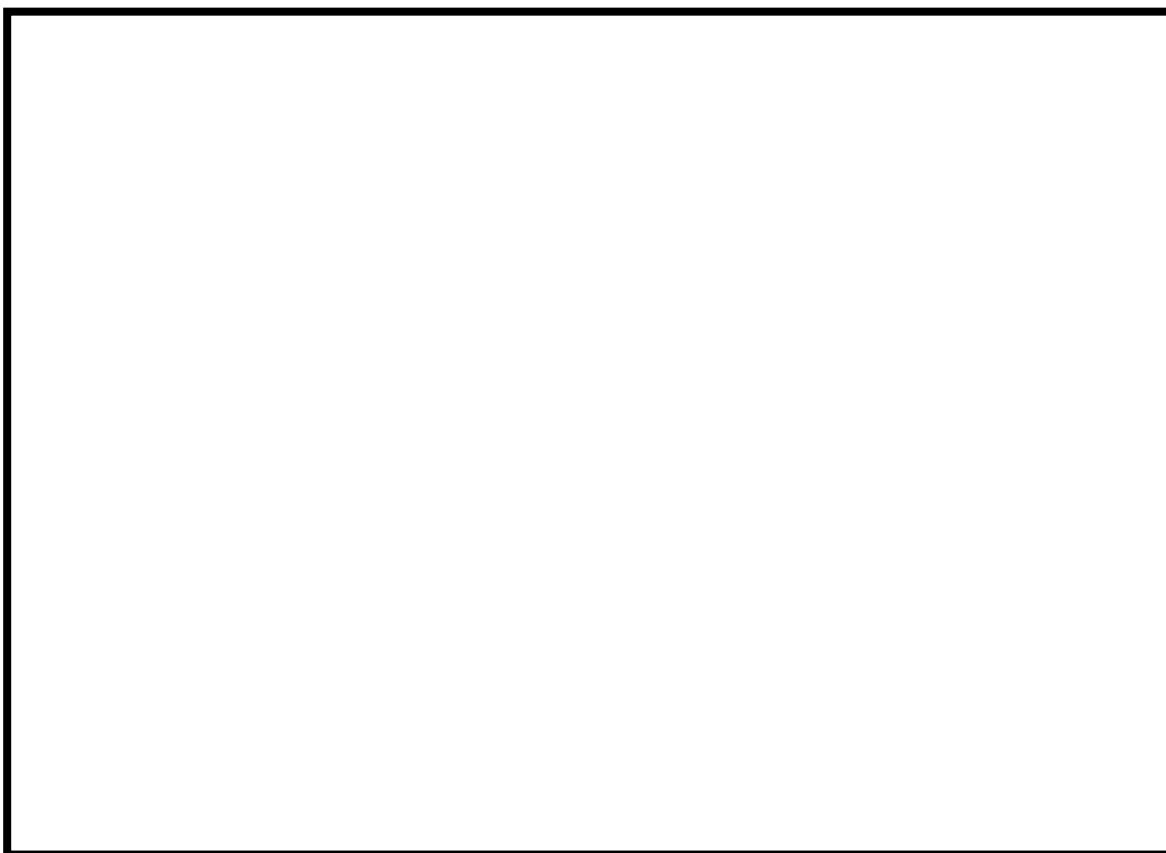


第2.3.5.2-2図 窒素パージ配管ルート図（6号炉 窒素供給配管）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

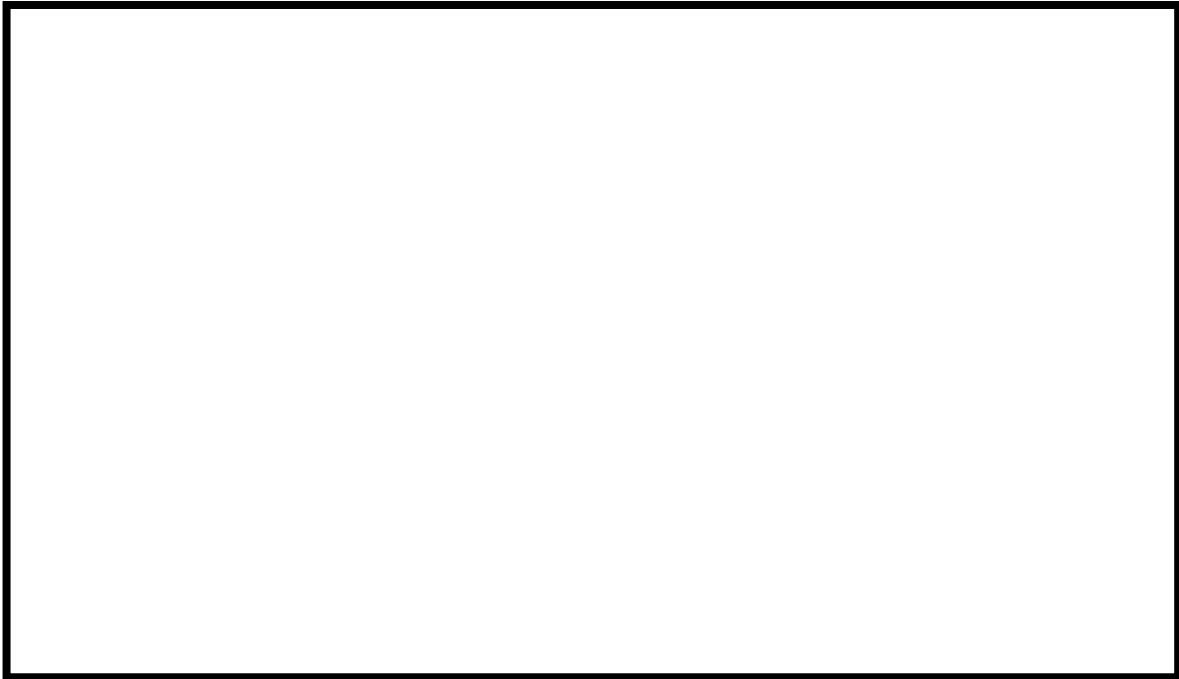


第 2.3.5.2-3 図 窒素パージ配管ルート図 (6 号炉 窒素供給配管)

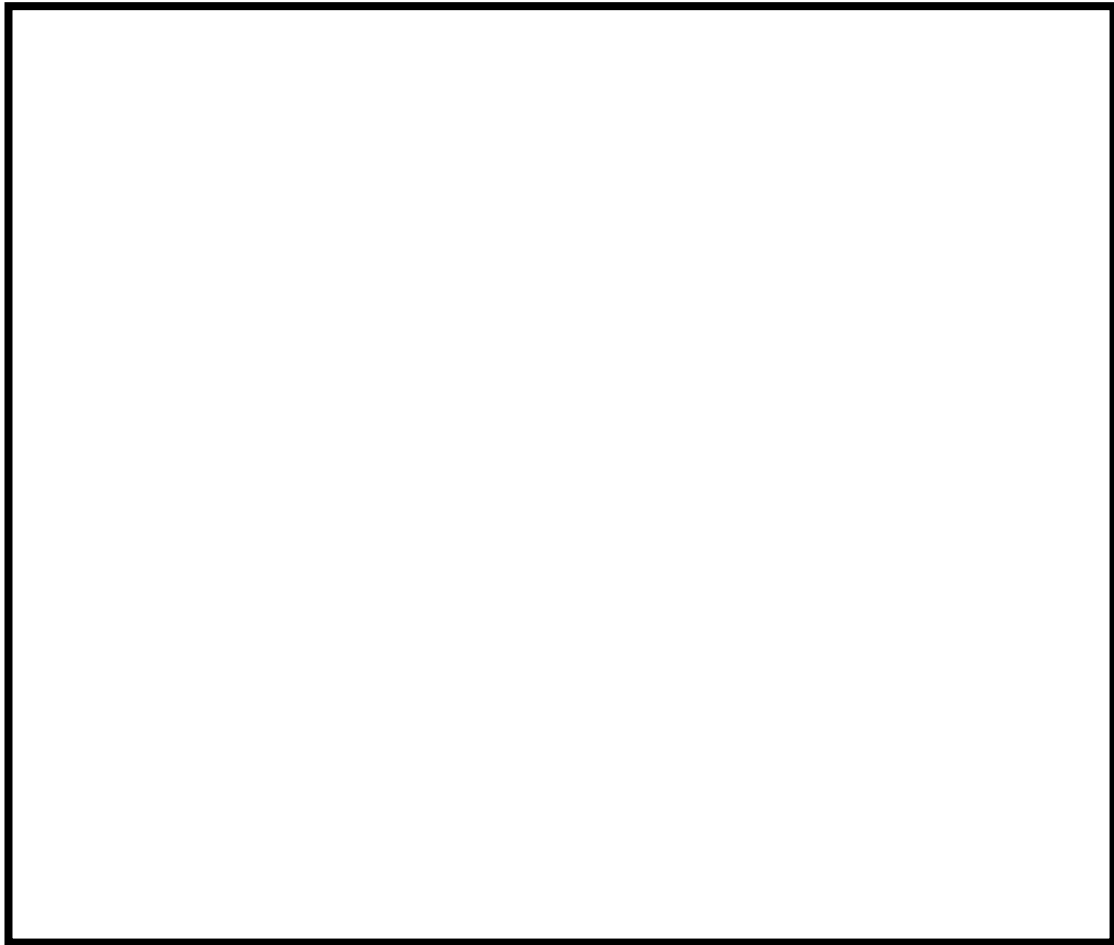


第 2.3.5.2-4 図 窒素パージ配管ルート図 (6 号炉 窒素ベント配管)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2.3.5.2-5 図 窒素パージ配管ルート図 (7号炉 窒素供給配管)



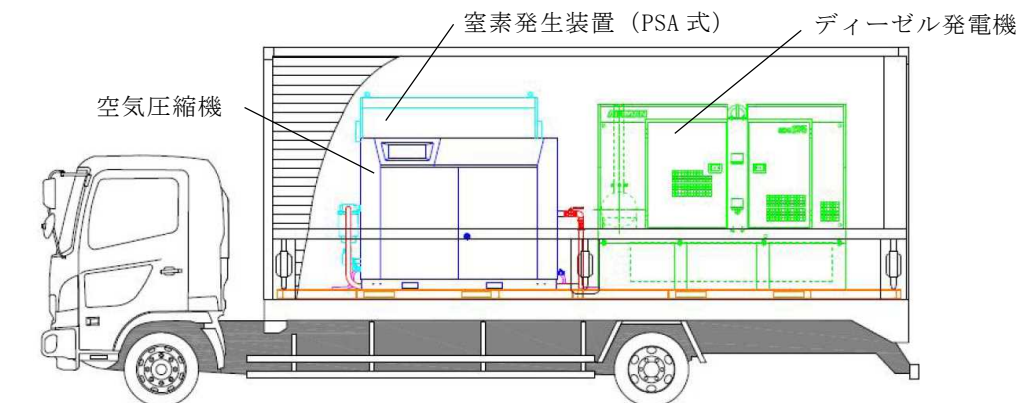
第 2.3.5.2-6 図 窒素パージ配管ルート図 (7号炉)

窒素ガスは、屋外に設置した接続口に可搬型窒素供給装置を接続し、供給する。可搬型窒素供給装置は、空気中から窒素を抽出し、高純度の窒素ガスを生成する。可搬型窒素供給装置量は、窒素ガス純度が99%の場合において70Nm<sup>3</sup>/hの生成能力を有する。

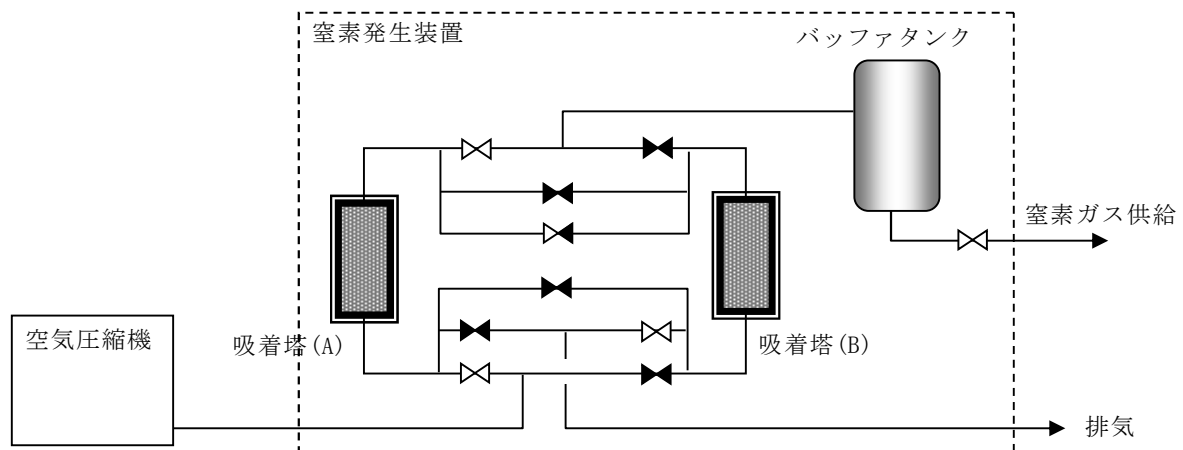
可搬型窒素供給装置は、第2.3.5.2-7図に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。

窒素発生装置は、圧カスイング吸着（PSA：Pressure Swing Absorption）方式であり、加圧空気下においては分子ふるい炭素（ゼオライト）に対して窒素分子よりも酸素分子の方が速く拡散することを利用して空気中より窒素分子を分離する。第2.3.5.2-8,9図のように、空気圧縮機による加圧下で吸着、減圧下で吸着剤の再生（脱着）工程を繰り返し行うことで、純度の高い窒素ガスを連続して発生することが可能である。

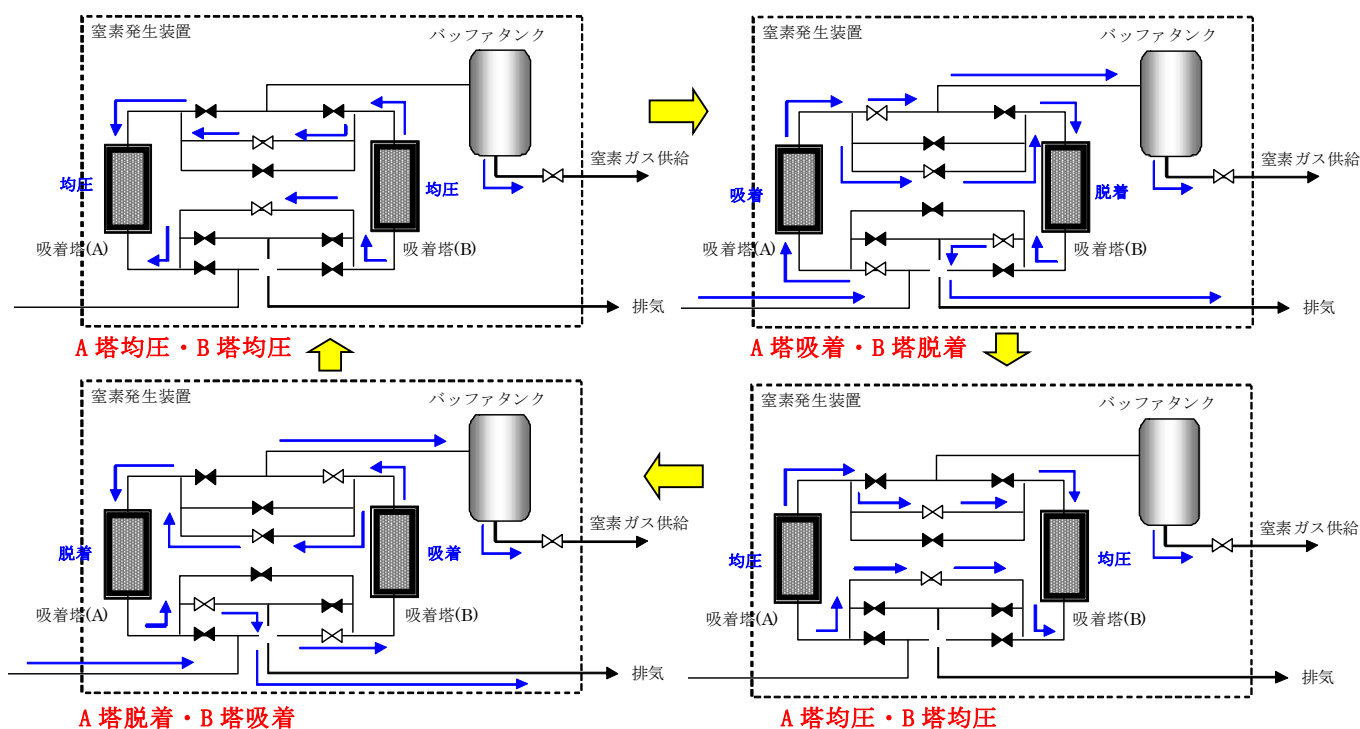
また、窒素発生装置及びコンプレッサーについては、ディーゼル発電機によって供給される電源のみで駆動し、燃料タンクに1回の給油で2日以上の間は連続して窒素ガスを供給することが可能である。



第2.3.5.2-7図 可搬型窒素供給装置 車載図



第2.3.5.2-8図 窒素発生装置 (PSA 式) 概略系統図



第 2.3.5.2-9 図 窒素発生装置 (PSA 式) 着・脱着工程概要図

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置における窒素パージ設備の配管の口径は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

【7号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : 25A

また、窒素パージ設備の配管の材質は、以下の通りとしている。

【6号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : ステンレス鋼

【7号炉】

- ・ 窒素供給及びベント配管 : ステンレス鋼

窒素ガスは、屋外に設置した接続口に可搬型の窒素供給装置を接続し、供給する。可搬型窒素供給装置は、空気中から窒素を抽出し、高純度の窒素ガスを生成する。可搬型窒素供給装置量は、窒素ガス純度が 99% の場合において 70Nm<sup>3</sup>/h の生成能力を有する。



### 3. 格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

#### 3.1 放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理

##### 3.1.1.1 水スクラバによる除去

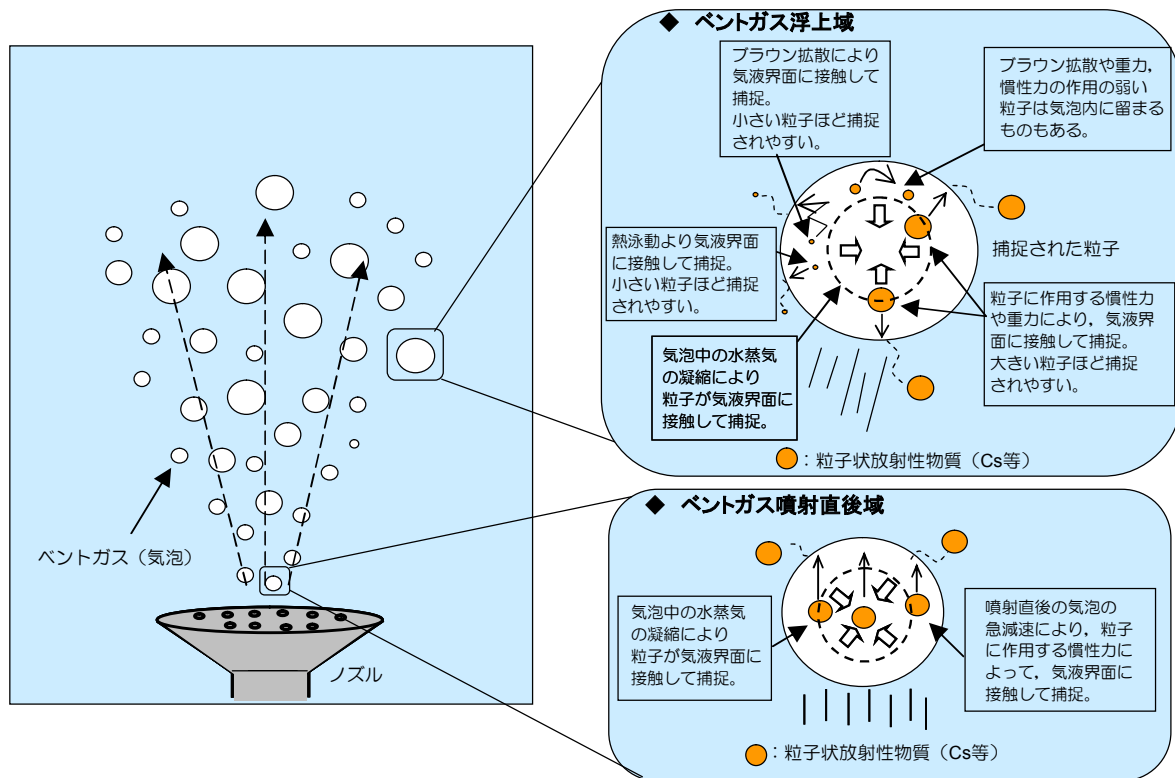
原子炉格納容器より排出された原子炉格納容器雰囲気ガスは、格納容器圧力逃がし装置の給気配管を経て、容器到達し、スクラバノズルから容器に内に噴出する。

水スクラバは、ベントガスをスクラバ水中に噴射するスクラバノズルと、スクラバ水中の気泡を細分化するための気泡細分化装置で構成されている。

水スクラバでは、下記の除去原理により粒子状物質を捕捉する。

- ・ スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により、ベントガス気泡中の粒子状放射性物質に慣性力が働き、粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ・ ベントガスの気泡中の粒子状放射性物質が重力沈降し、粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ・ ベントガスの気泡中の粒子状放射性物質のブラウン運動により、粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ・ スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が凝縮することにより、粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉する。
- ・ ベントガス気泡中の粒子状放射性物質の熱泳動により、粒子状放射性物質がスクラバ水と接触することで捕捉される。

なお、いずれの除去原理においても、スクラバ水中におけるベントガスの気泡径が小さいほど、粒子状放射性物質とスクラバ水が接触しやすくなるため、粒子状放射性物質の捕集効率が大きくなる。そのため、気泡細分化装置を設置し、スクラバ水中におけるベントガス気泡を小さくする設計としている。

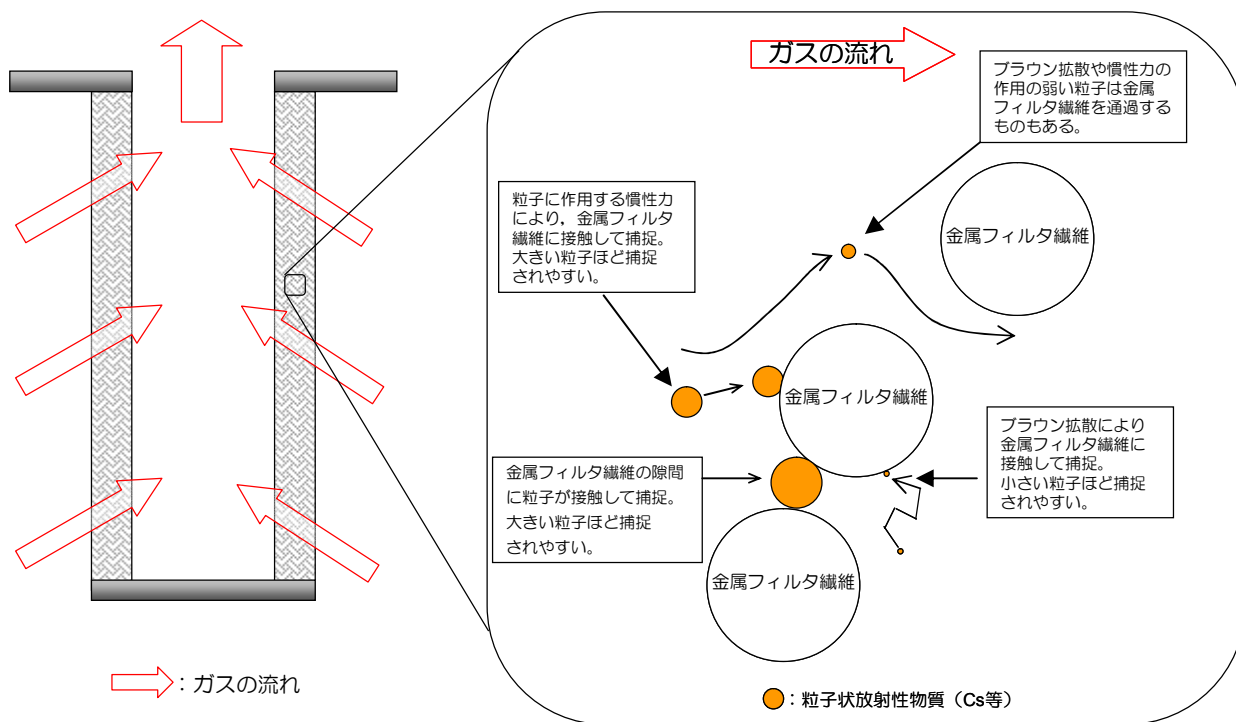


第 3.1.1.1-1 図 水スクラバによる除去原理（イメージ）

### 3.1.1.2 金属フィルタによる除去

金属フィルタ（Metal Fiber Filter；以下、MFF）は、三層構造の金属繊維と焼結シートの円筒状のフィルタにより構成される。このMFFでは、下記のメカニズムにより粒子状放射性物質を捕捉する。

- 粒子状放射性物質に働く慣性力により、ベントガスの流線から外れ、粒子状放射性物質がMFF繊維に接触することで捕捉する。
- 粒子状放射性物質のブラウン運動により、粒子状放射性物質がMFF繊維に接触することで捕捉する。
- 粒子状放射性物質が、MFF繊維の隙間に付着することで捕捉する。



第3.1.1.2-1 図 金属フィルタによる除去原理（イメージ）

### 3.1.2 ガス状放射性物質の除去原理

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

#### 3.1.2.1 格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減

##### (1) 希ガス

希ガスについては、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置で除去できないことから、原子炉格納容器内にできるだけ長くとどめ、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となる。

このため、6号炉及び7号炉では、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制し、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、格納容器スプレイの実施や水源への補給等の対策を講じることとする。

##### (2) よう素

サプレッション・プール水のpH制御を行わない場合、サプレッション・プール水中に取り込まれた粒子状よう素が、サプレッション・プール水中で無機よう素に変化 ( $I^- \rightarrow I_2$ ) し、無機よう素の一部が時間をかけて有機よう素に変化する ( $I_2 \rightarrow CH_3I$ )。一度生成された有機よう素は原子炉格納容器内で除去されることなく、格納容器圧力逃がし装置に流入する可能性がある。一方、サプレッション・プール水のpHを7以上に維持した場合、サプレッション・プール水中での無機よう素の生成が抑制されるため、有機よう素の生成量も抑制される。

このため、よう素については、サプレッション・プール水のpH制御を行い、原子炉格納容器内での有機よう素の発生を抑制することが、環境中へのよう素の放出量を低減させるための有効な対策となると考えられる。

以上より、6号炉及び7号炉では、原子炉格納容器内での有機よう素の発生を抑制するために、サプレッション・プール水のpHを7以上に制御するための対策を講じることとする。

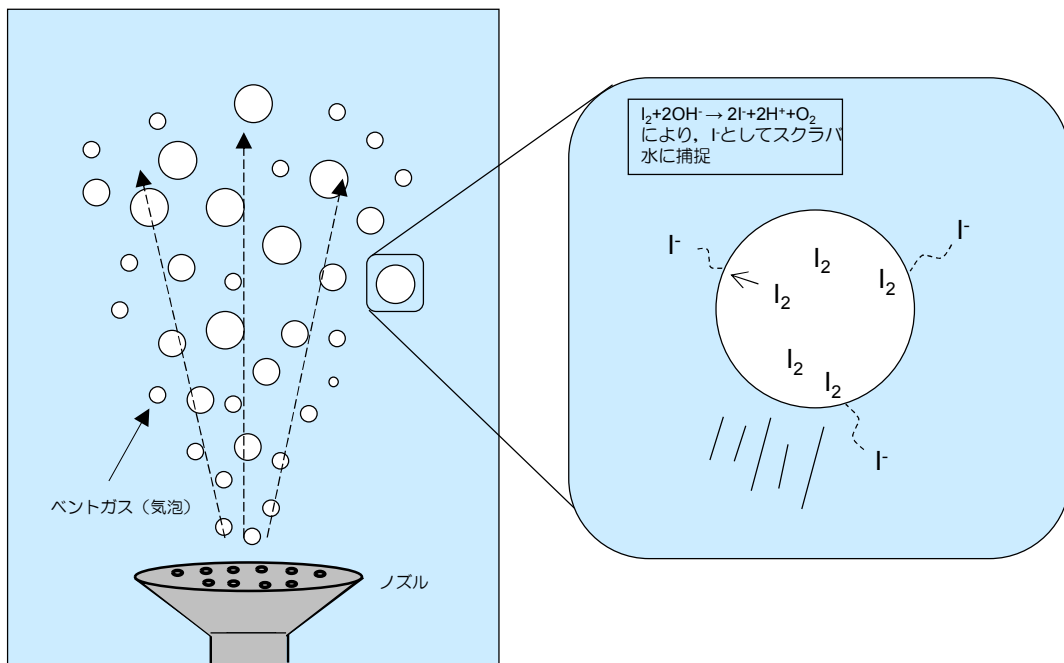
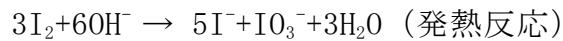
また、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置では、次項に示す除去原理により無機よう素、及び有機よう素を除去し、環境へのよう素放出量を抑制する。

### 3.1.2.2 格納容器圧力逃がし装置での除去

#### (1) 水スクラバによる除去

フィルタ装置に内包するスクラバ水は、薬液（水酸化ナトリウム）を溶解した水溶液としている。

ガス状の無機よう素は、水酸化ナトリウムによる下記の化学反応により、よう素イオンとしてスクラバ水中に捕捉することにより、ベントガスより除去する。なお、下記の化学反応による捕捉を安定させるためには、スクラバ水の pH を  以上に保つ必要がある。



第 3.1.2.2-1 図 水スクラバによる無機よう素除去原理（イメージ）

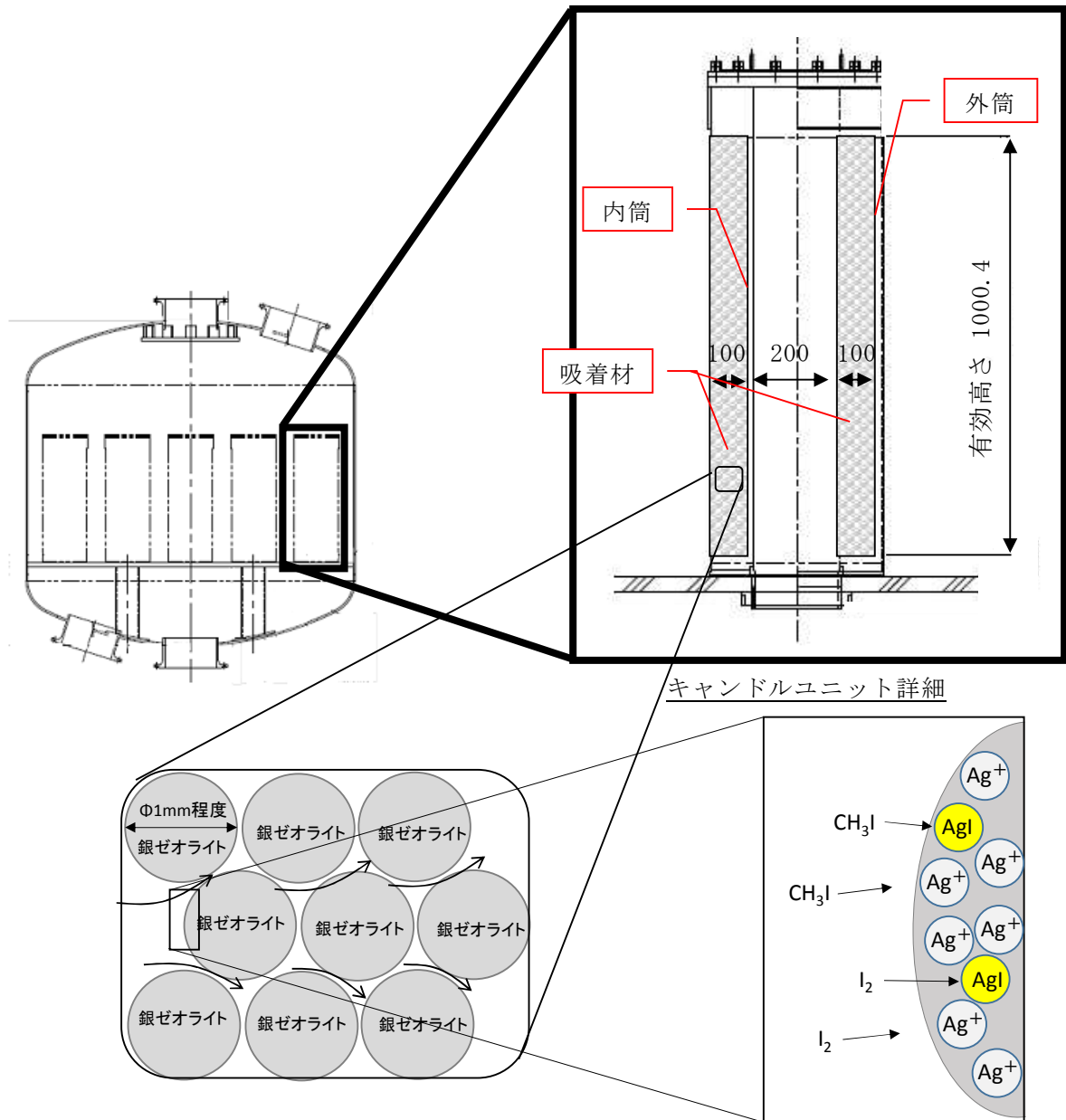
#### (2) 吸着材による除去

よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され、銀ゼオライトは、内部に多量の銀イオン ( $\text{Ag}^+$ ) を有している。

ベントガスが吸着層を通過する過程において、ベントガスに含まれる有機よう素 ( $\text{CH}_3\text{I}$  等) や無機よう素 ( $\text{I}_2$ ) が、銀ゼオライト中の  $\text{Ag}^+$  と反応し、 $\text{I}$  が銀ゼオライト中に取り込まれ  $\text{AgI}$  となる。これにより、ベントガスに含まれる  $\text{I}$  が除去されることとなる。なお、この化学反応の式としては、以下となると言われているが、理論的に解明されていない点が多い。

そのため、銀ゼオライトのよう素除去性能については、実機に近い条件を模

擬したよう素吸着試験の結果により評価している。なお、反応生成物として可燃性物質が生成されるが、この物質はベントガスと共に窒素雰囲気となっている系統内を通過し、燃焼することなく系統外へ排出されることとなる。



第 3.1.2.2-2 図 吸着材によるよう素除去原理 (イメージ)

## 3.2 性能検証

### 3.2.1 性能検証試験の概要

#### 3.2.1.1 試験設備の概要

##### 【エアロゾル除去性能試験】

格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要なエアロゾル除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いてエアロゾル除去性能確認試験を実施した。

試験の概要を第 3.2.1.1-1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し、試験フィルタの DF を算出する。

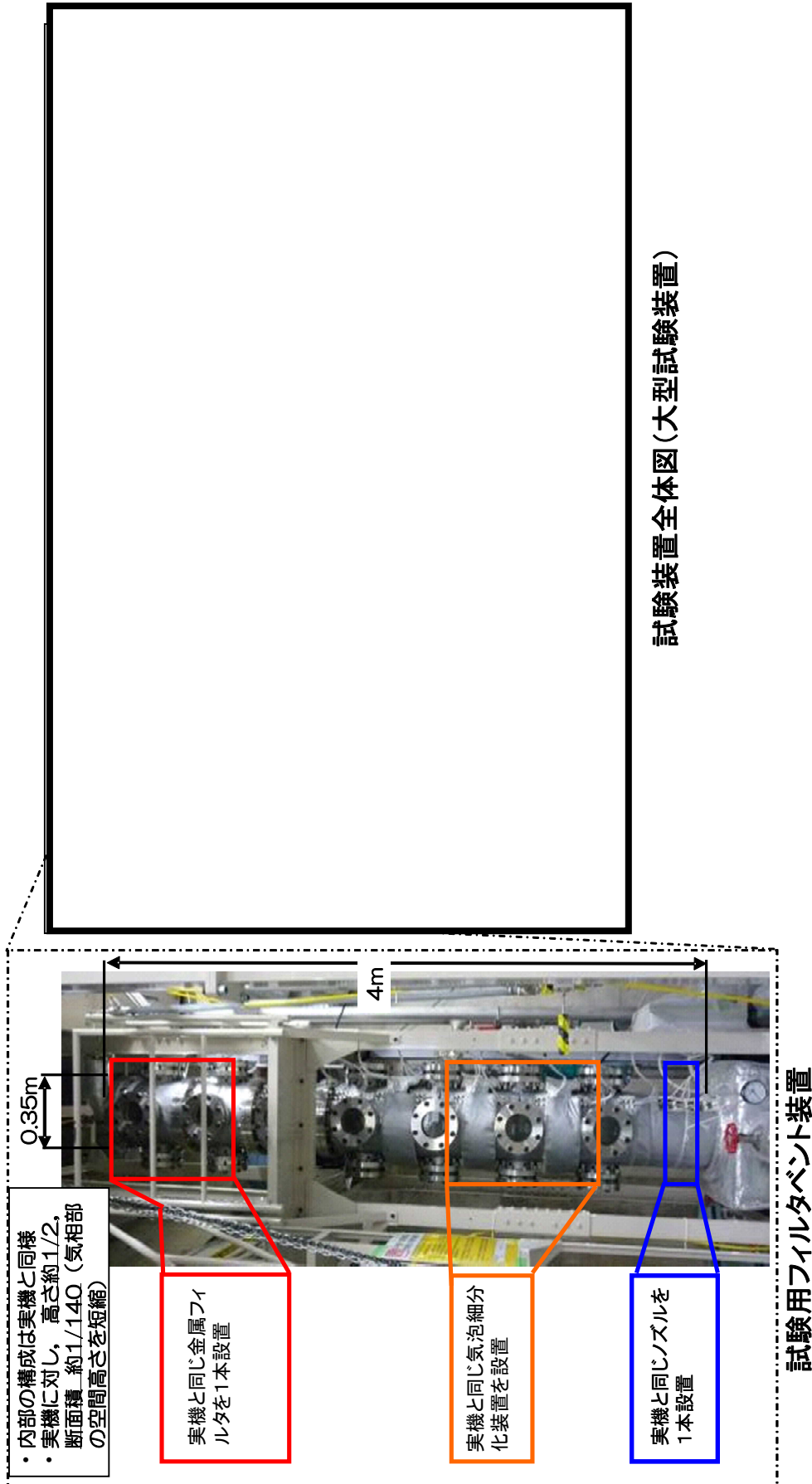
試験フィルタは、直径 0.35m、高さ 4m の容器であり、断面積が実機の約 1/140、高さが実機の約 1/2 のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1 本）、気泡細分化装置、金属フィルタ（1 本）を設置している。高さが実機の 1/2 となっているが、実機より容器の高さが小さい分、装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや、金属フィルタの長さについては、実機と同一となるようにしている。

コンプレッサは、実機にて想定される最大の体積流量の 1/140 の流量を発生させるのに十分な容量としている。

微粒子発生装置では、格納容器ベント時に想定される粒径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は、PSL（ポリスチレン製標準粒子）、TiO<sub>2</sub>、Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を選定している。

エアロゾル計測装置は、試験微粒子を高精度で計測するため、レーザー光散乱の計測原理を用いた計測装置と、電気移動度分級とレーザー光散乱の計測原理による計測装置を選定している。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3.2.1.1-1 図 試験概要図(エアロゾル除去性能試験)



### 【無機よう素除去性能試験】

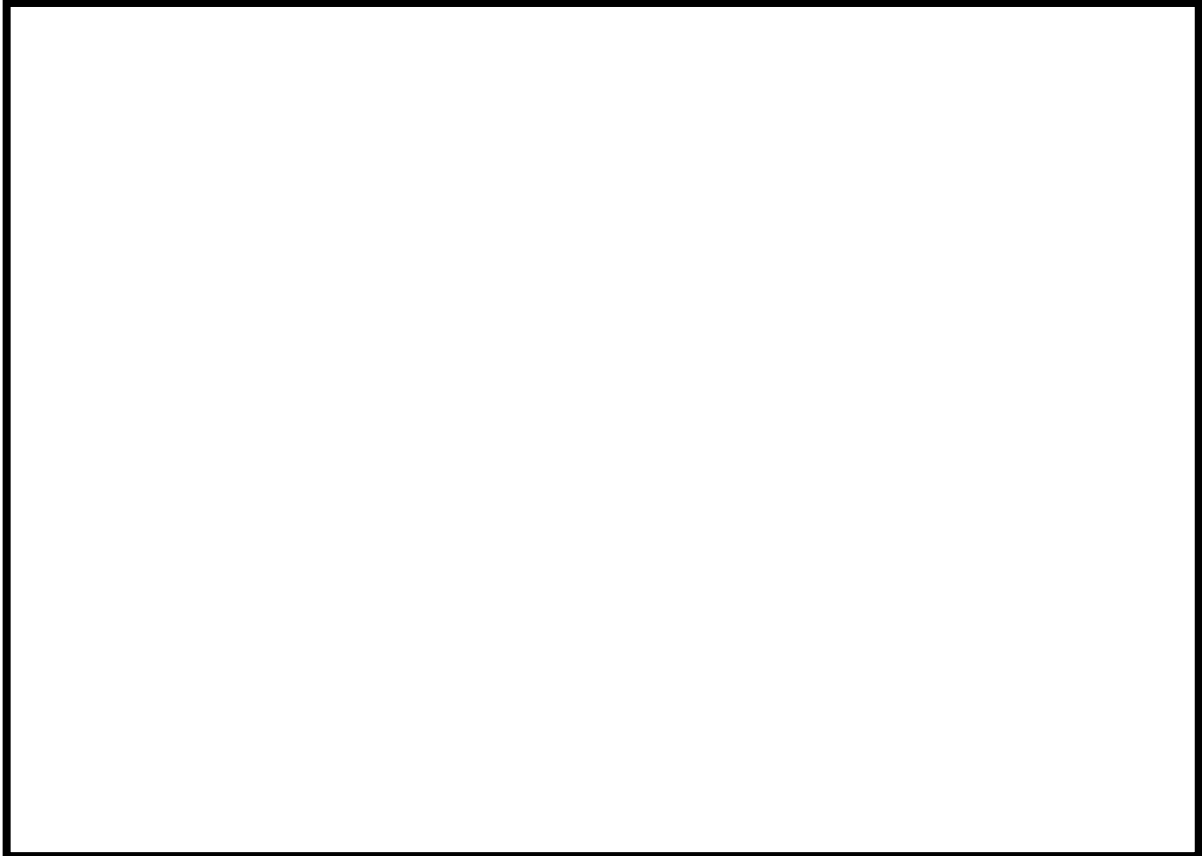
格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験の概要を第 3.2.1.1-2, 3 図に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気に無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し、試験フィルタの DF を算出する。無機よう素の濃度の計測には、ICP-MS を用いた。

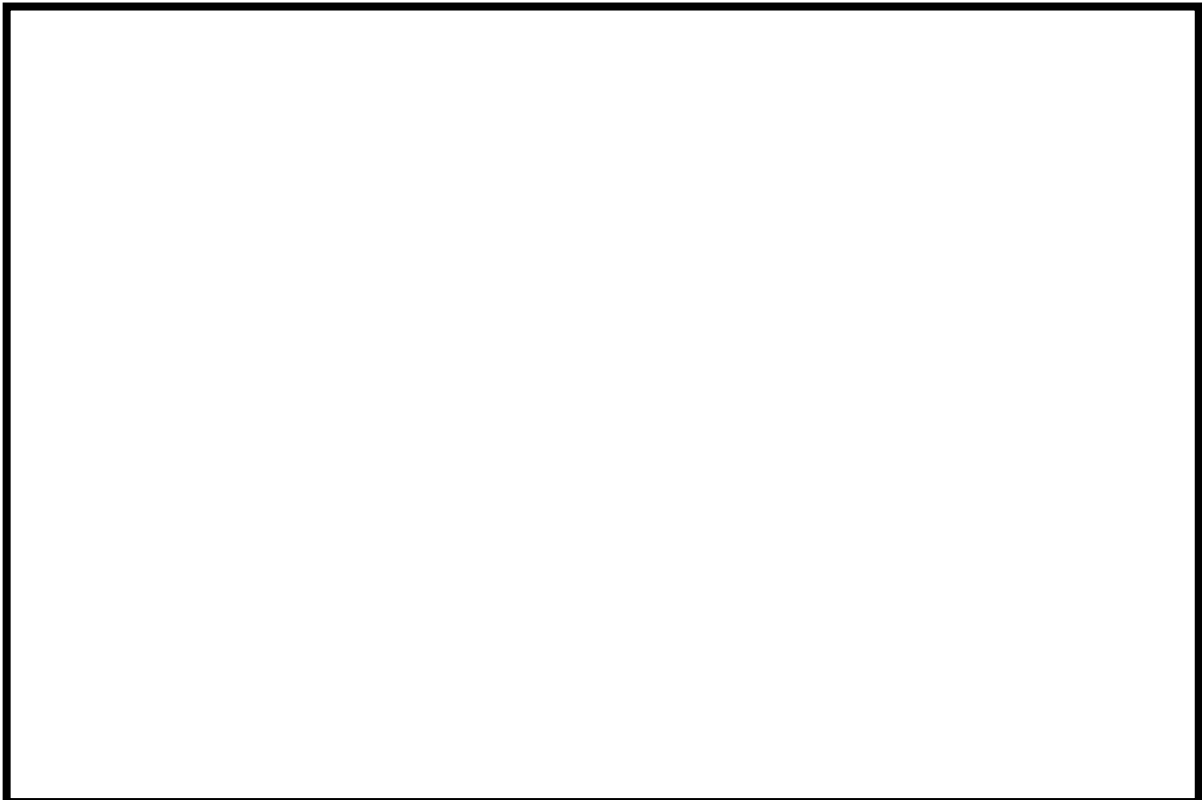
試験フィルタは、エアロゾル除去性能試験と同じ、直径 0.35m、高さ 4m の容器を用いた。また、コンプレッサについてもエアロゾル除去性能試験と同じ、実機にて想定される最大の体積流量の 1/140 の流量を発生させるのに十分な容量のものを用いた。

無機よう素供給装置は、無機よう素発生器、コンプレッサ、空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は、器内をヒータにて高温状態とし、あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ、ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を、コンプレッサならびに空気予熱器からの高温空気により、試験系統に供給する構造となっている。

また、主空気ラインの空気も、空気加熱器により高温状態としている。さらに、配管及び試験容器にはヒータと保温材を設置して試験系統を高温の状態とし、ガス状の無機よう素が固化することを防止している。



第 3.2.1.1-2 図 試験概要図（無機よう素除去性能試験）



第 3.2.1.1-3 図 サンプルング装置（無機よう素除去性能試験）

### 3.2.1.2 試験条件とその設定根拠

#### 【エアロゾル除去性能試験】

格納容器ベント実施時のフィルタ装置のエアロゾル除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水位、スクラバ水温、及び、ベントガス流量を設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス水蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施中に変動する。

スクラバ水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施中に変動する。

ベントガス流量は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施中に変動する。

これらの変動パラメータと粒子状放射性物質の捕捉メカニズムとの関係を以下に示す。また、これらの影響を考慮した DF 計測試験の条件を第 3.2.1.2-1 表に示す。

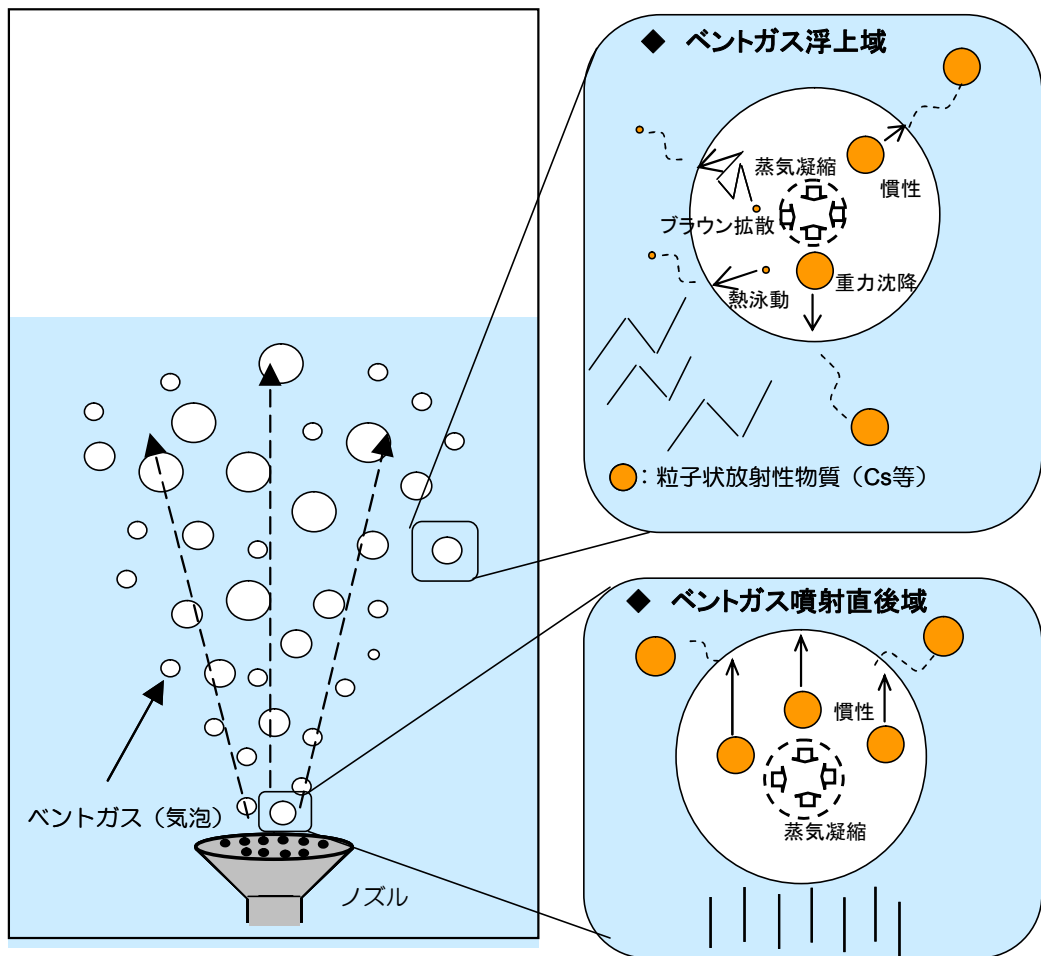
#### (1) 水スクラバ部

##### a. ベントガス噴射直後域

- (a) ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力  
ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きくなり、DF は上がる。
- (b) ベントガス中の水蒸気の凝縮  
水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DF は下がる。

##### b. ベントガス浮上域

- (a) ベントガス浮上中の動きに伴う加速度により、粒子に生じる慣性力  
水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DF は上がる。
- (b) 粒子の重力沈降やブラウン拡散  
水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DF は上がる。  
ガス流量：流量が大きいほど、水中滞留時間が短くなり、DF は下がる。
- (c) ベントガス中の水蒸気の凝縮  
水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DF は下がる。
- (d) 粒子の熱泳動  
水温：水温が高いほど熱泳動速度は小さくなるため、DF は下がる。



第 3. 2. 1. 2-1 図 水スクラバ部の捕捉メカニズム

(2) 金属フィルタ部

(a) 粒子に生じる慣性力

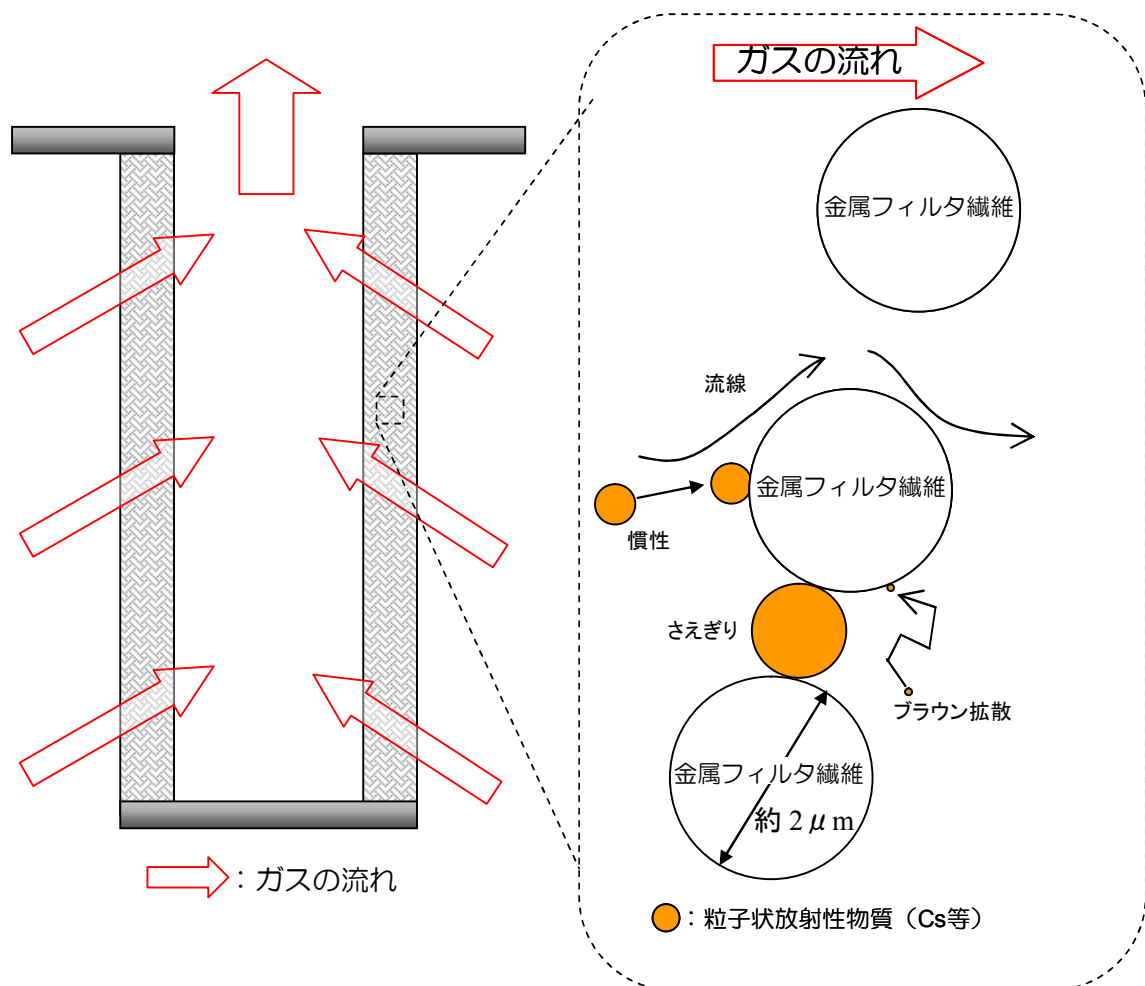
ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく、DFは上がる。

(b) ブラウン拡散

ガス流量：流量が大きいほど、フィルタ内での滞留が短くなり、DFは下がるが、格納容器圧力逃がし装置で想定される粒径の存在領域では、ブラウン拡散のDF効果はほぼ無い。

(c) 金属フィルタ繊維の隙間への粒子の付着

粒子の大きさに依存する。



第 3. 2. 1. 2-2 図 金属フィルタ部の捕捉メカニズム

第 3.2.1.2-1 表 DF 計測試験条件（エアロゾル除去性能試験）

	水スクラバ部	金属フィルタ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど DF は大きい	—	フィルタベント装置使用中，水位は 1m 以上であるため，1m に設定
水温	水温が高いほど凝縮や熱泳動による DF は小さい	—	水温は常温として設定するが，試験用のガスとして，凝縮や熱泳動による効果を見込めない非凝縮性のガスである常温の空気を用いる
ガス流量	捕捉メカニズムにより，ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある	ガス流量が大きいほど DF は大きい	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m <sup>3</sup> /h），1Pd 時相当流量（27000m <sup>3</sup> /h），最小流量相当（13500m <sup>3</sup> /h）の 3 パターンの流量を設定

### 【無機よう素除去性能試験】

格納容器ベント実施時のフィルタ装置の無機よう素除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水位、スクラバ水温、ベントガス流量、スクラバ水 pH を設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス水蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施中に変動する。

スクラバ水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施中に変動する。

ベントガス流量は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施中に変動する。

スクラバ水 pH は、原子炉格納容器からの酸性・塩基性物質の飛来、無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費、ベントガス水蒸気の凝縮による希釈により、ベント実施中に変動する。

これらの変動パラメータと無機よう素の捕捉メカニズムとの関係を考慮し、DF 計測試験の条件を第 3.2.1.2-2 表の通り設定した。

第 3.2.1.2-2 表 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	水スクラバ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど気泡とスクラバ水が接触する時間が大きくなることから、DF は大きい	フィルタベント装置使用中、水位は 1m 以上であるため、1m に設定
水温	水温が高いほど化学反応が促進され DF は大きい	水温は、飽和温度以下として設定。 （実機はベント開始直後を除き、飽和温度となる）
ガス流量	捕捉メカニズムにより、ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある ・ガス流量が大きい方が、気泡内の気体の拡散効果が大きく、拡散効果による DF は大きい ・ガス流量が小さい方が、気泡とスクラバ水の接触時間が大きくなり、DF は大きい	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m <sup>3</sup> /h ）、最小流量相当（13500m <sup>3</sup> /h）の 2 パターンの流量を設定
スクラバ水 pH	無機よう素捕捉の化学式により、pH が大きいほど DF は大きい	pH は、8~13 に設定



### 3.2.2 放射性物質の除去性能

#### 3.2.2.1 格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質

##### 3.2.2.1.1 粒子状放射性物質（エアロゾル）

###### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

###### (1) 想定事故シナリオ

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

###### a. 事象の概要

- (a) 大 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (b) 更に全 ECCS 機能喪失、SB0 を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (c) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に原子炉格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

###### b. 想定事故シナリオ選定のフロー

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

###### (a) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）および設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の約 40 事象から、地域性等を考慮して 7 事象（風（台風）、竜巻、火山、落雷、積雪、低温（凍結）、降水）

を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(b) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、第 3.2.2.1.1-1 表のとおりグループ別に分類する。

第 3.2.2.1.1-1 表 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る 事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(c) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(b) で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らない。

一方、LOCA 時注水機能喪失については、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チ

エンバの排気ラインを使用したベント（以下、W/W ベントという）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用したベント（以下、D/W ベントという）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器圧力逃がし装置が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後に D/W ベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。

#### ※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

第 3.2.2.1.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち、崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合、炉心損傷より先に原子炉格納容器の過圧破損に至ることから、格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

また、高圧注水・減圧機能喪失シナリオ及び全交流動力電源喪失シナリオは、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合、原子炉圧力容器が高圧状態で破損に至り、原子炉格納容器雰囲気直接加熱が発生すると原子炉格納容器の過温破損に至る。この場合についても、同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

LOCA 時注水機能喪失シナリオについても、仮に重大事故等対処施設が機能喪失し、原子炉圧力容器の破損後においてもその状態が継続すると、原子炉格納容器の過温破損に至ることから、同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

以上より、第 3.2.2.1.1-1 表に示す各事故シナリオグループのうち、重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延により、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後に D/W ベントを実施した場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の性能を確認するシナリオとして、高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば、炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内への注水に失敗し、さらに熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も見るため、あえて原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部への注水を行った後に D/W ベントを実施するものとする。

(2) 発生するエアロゾルの種類

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器圧力逃がし装置に流入する。これらは格納容器圧力逃がし装置に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類、及び、想定事故シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-2 表に示す。

また、想定事故シナリオ（D/W ベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-3 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第3.2.2.1.1-2表 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ(W/W ベント)時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	事故直後炉心内内蔵量 (安定核種を含む) ※1	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量 (安定核種を含む) ※2
希ガス	Xe , Kr		-
CsI	CsI		約 $7.4 \times 10^{-5}$ kg
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>	TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>		約 $3.8 \times 10^{-5}$ kg
SrO	SrO		約 $3.2 \times 10^{-5}$ kg
MoO <sub>2</sub>	MoO <sub>2</sub>		約 $1.5 \times 10^{-5}$ kg
CsOH	CsOH , RbOH		約 $1.3 \times 10^{-3}$ kg
BaO	BaO		約 $4.5 \times 10^{-5}$ kg
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Pr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		約 $2.4 \times 10^{-6}$ kg
CeO <sub>2</sub>	CeO <sub>2</sub>		約 $2.4 \times 10^{-6}$ kg
Sb	Sb		約 $1.1 \times 10^{-6}$ kg
UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> , NpO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub>		0kg
コンクリート/ 構造材	-		約 $1.7 \times 10^{-3}$ kg

※1 核種毎の重量を ORIGEN コードを用いて評価し、その結果に基づき MAAP コードにより評価した値

※2 事故直後炉心内内蔵量と放出割合 (MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価) を用いて評価した値

第 3.2.2.1.1-3 表 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量 (安定核種を含む) ※1	
	想定事故シナリオ (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオ) (D/W ベント)	原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ) (D/W ベント)
希ガス	-	-
CsI	約 $1.5 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.1 \times 10^{-2}$ kg
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>	約 $5.7 \times 10^{-2}$ kg	約 $4.0 \times 10^{-1}$ kg
SrO	約 $4.8 \times 10^{-2}$ kg	約 $5.7 \times 10^{-5}$ kg
MoO <sub>2</sub>	約 $2.3 \times 10^{-2}$ kg	約 $9.2 \times 10^{-6}$ kg
CsOH	約 $1.8 \times 10^{+0}$ kg	約 $5.5 \times 10^{+0}$ kg
BaO	約 $6.6 \times 10^{-2}$ kg	約 $3.7 \times 10^{-5}$ kg
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.5 \times 10^{-3}$ kg	約 $6.0 \times 10^{-5}$ kg
CeO <sub>2</sub>	約 $3.6 \times 10^{-3}$ kg	約 $7.7 \times 10^{-5}$ kg
Sb	約 $1.7 \times 10^{-3}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg
UO <sub>2</sub>	0kg	約 $2.6 \times 10^{-4}$ kg
コンクリート/ 構造材	約 $2.1 \times 10^{-1}$ kg	約 $4.7 \times 10^{-2}$ kg

※1 事故直後炉心内内蔵量と放出割合 (MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価) を用いて評価した値

a. 炉心状態の想定

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の(a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量を評価することで、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。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは妥当であると考えられる。

(a) 事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量

事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、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（サイクル末期）の燃焼度は、その他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心（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値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は、核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。

(a)と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、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値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量は、事故直後の炉心内内蔵量と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故直後の炉心内内蔵量に対する割合）を用いて評価している。

事故直後の炉心内内蔵量は、ORIGEN コードを用いて評価した核種毎の重量に基づき、MAAP コードにより評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは、**原子炉**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 MAAP 核種グループに分類しており、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を MAAP 核種グループ毎に評価している。

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を第 3.2.2.1.1-4 表に示す。ただし、以下に示す通り、第 3.2.2.1.1-4 表の値は格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

第 3.2.2.1.1-4 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極めて大きい ( $10^{-4}$  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分かっている。

第 3.2.2.1.1-5 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、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内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。

また、第 3.2.2.1.1-6 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壤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。

第 3.2.2.1.1-4 表の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失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、炉心が再冠水し熔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熔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。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心熔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する。

以上のことから、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失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 解析による放出量の評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な評価を与える



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、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、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 3.2.2.1.1-7 表に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(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については、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs 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心内内蔵重量より、以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

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 元素の炉心内内蔵重量

$M_{Cs}$  : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

$W_I$  : I の分子量                       $W_{Cs}$  : Cs の分子量

(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 の放出割合と、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(※1)とし、Cs 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は、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 3.2.2.1.1-8 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。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / \gamma_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$$

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$\gamma_i$  : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

$\gamma_{\text{Cs}}$  : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

- ※ 1 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殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉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。

ベントに伴い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 3.2.2.1.1-4 表 MAAP 解析による放出割合の評価結果（エアロゾル量の評価に使用しない）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 （事故発生から 168 時間後時点, 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価には使用しない）
希ガス	約 $9.2 \times 10^{-1}$
CsI	約 $1.3 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.7 \times 10^{-6}$
SrO	約 $2.0 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub>	約 $3.0 \times 10^{-6}$
CsOH	約 $2.7 \times 10^{-6}$
BaO	約 $4.2 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $1.0 \times 10^{-4}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.0 \times 10^{-4}$
Sb	約 $2.9 \times 10^{-6}$

第 3.2.2.1.1-5 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量  
(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>131</sup> I	<sup>85</sup> 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を大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持された I のインベントリは Cs と同等であると考える。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990))

第 3.2.2.1.1-6 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

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (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号機リ-ヒ 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	3/22	3/22	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	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/25	3/24	3/25
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	8.0E+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68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：当社 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

第 3.2.2.1.1-7 表 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価  
 する際に使用する放出割合

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 $9.2 \times 10^{-1}$
CsI	約 $1.3 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-7}$
SrO	約 $2.1 \times 10^{-7}$
MoO <sub>2</sub>	約 $2.6 \times 10^{-8}$
CsOH	約 $2.7 \times 10^{-6}$
BaO	約 $2.1 \times 10^{-7}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $2.1 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub>	約 $5.2 \times 10^{-9}$
Sb	約 $5.2 \times 10^{-7}$

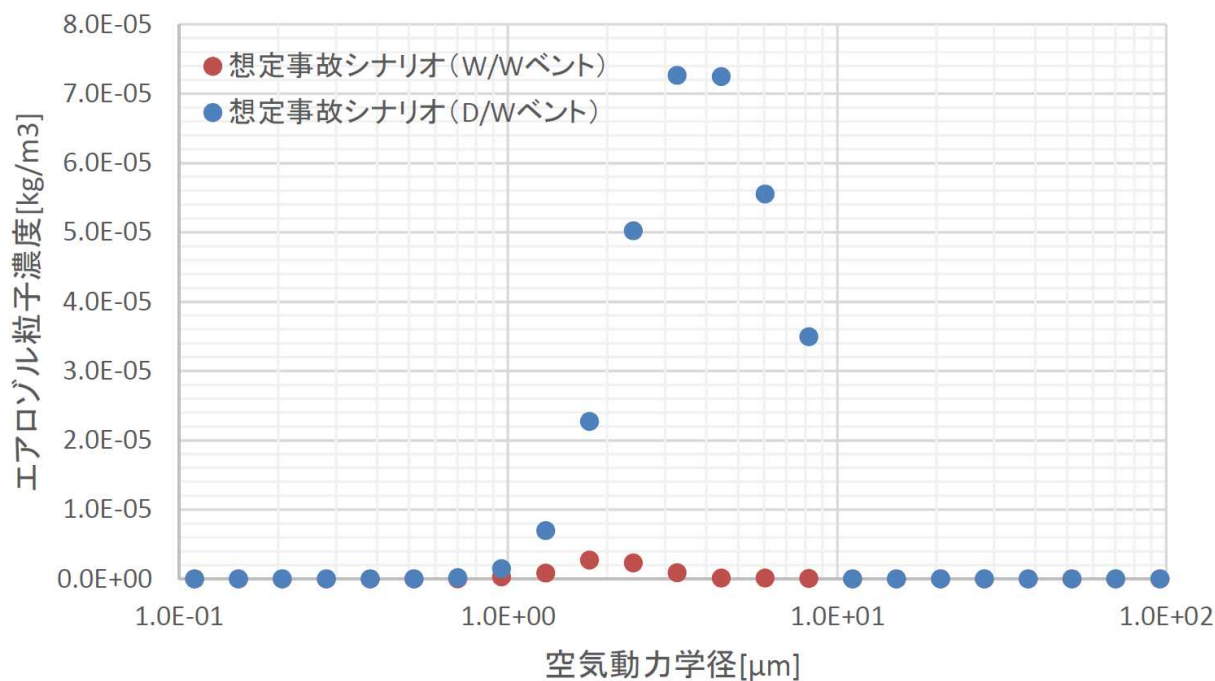
第 3.2.2.1.1-8 表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 ※ 1
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

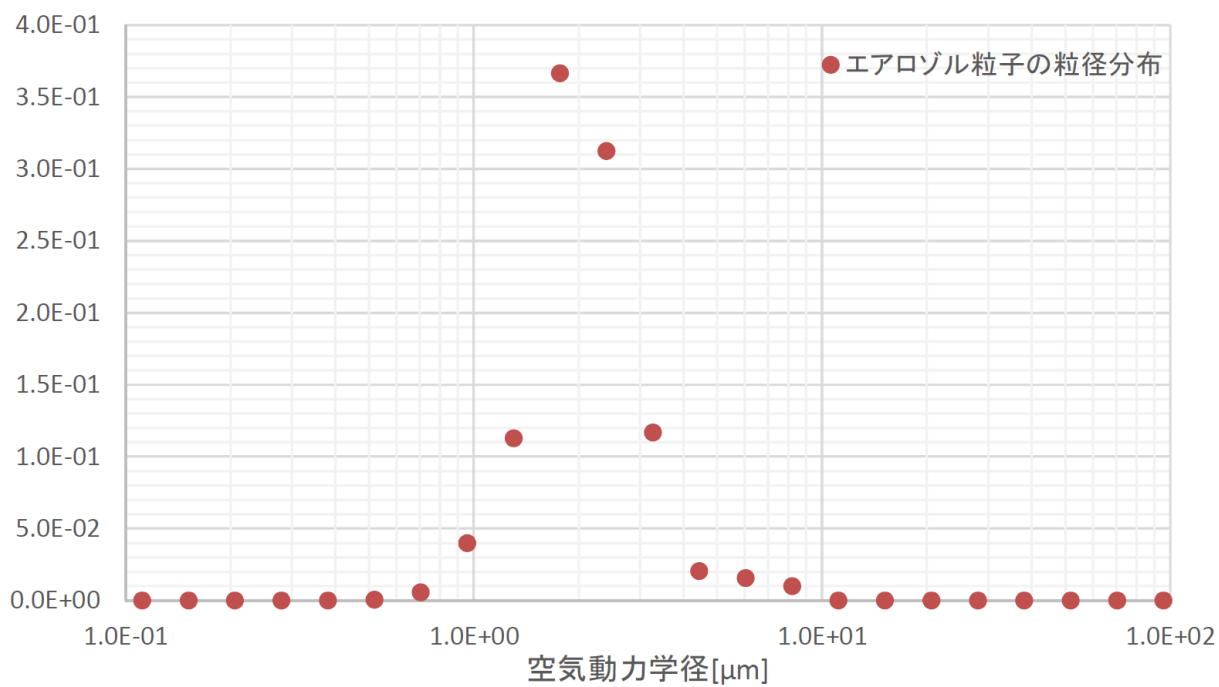
※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と  
 「Early In-Vessel」の値の和を参照

(3) MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布

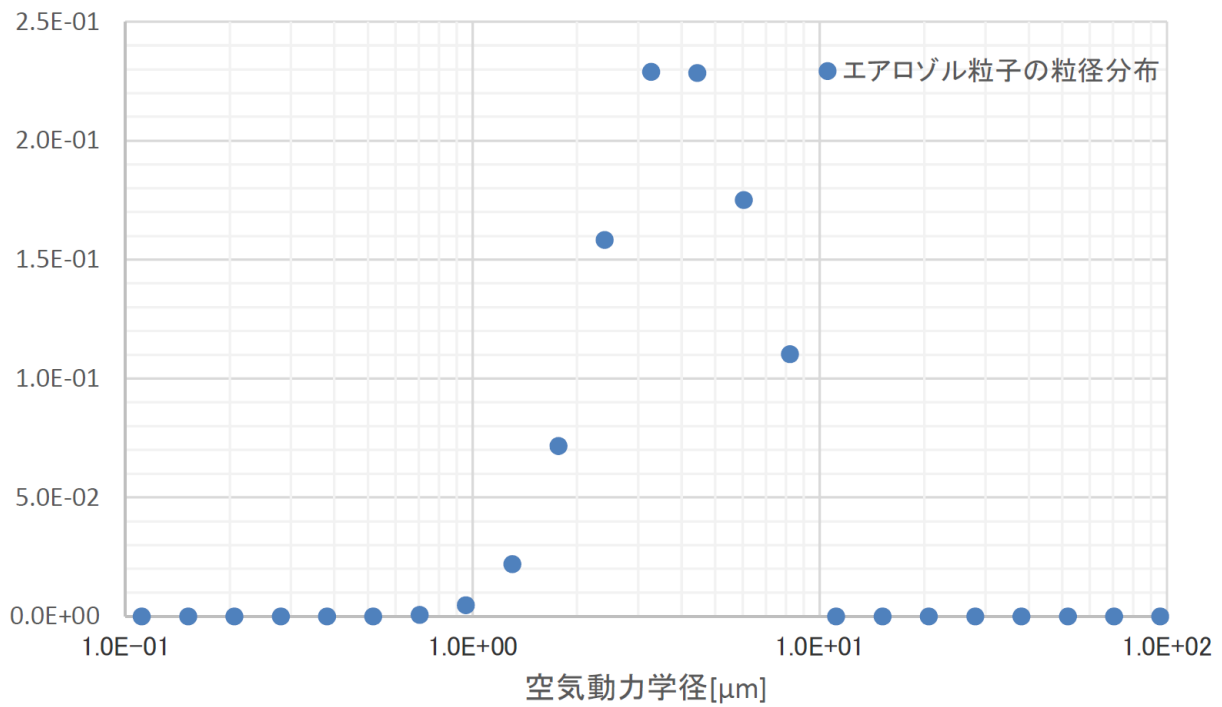
MAAP 解析では、原子炉格納容器内（サブプレッション・プール通過前）と、サブプレッション・プールを通過した後のエアロゾル粒子の粒径分布を、次項に示す理論式を用いて評価している。想定事故シナリオ（W/W ベント）、想定事故シナリオ（D/W ベント）、及び原子炉圧力容器が破損するケースでの評価結果を第 3.2.2.1.1-1 図に、各々を規格化（評価結果の各点の総和が 1 となるように規格化）した結果を第 3.2.2.1.1-2 図から第 3.2.2.1.1-4 図に示す。



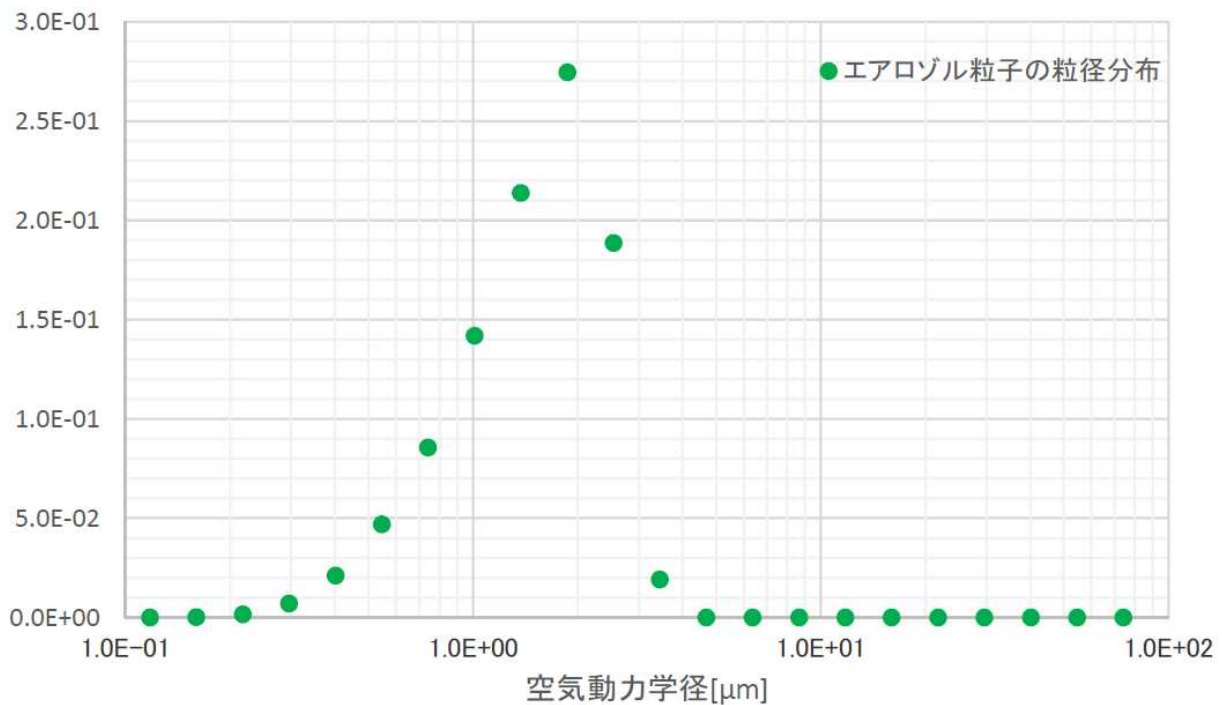
第 3.2.2.1.1-1 図 各事故シナリオのエアロゾル粒子の粒径分布



第 3.2.2.1.1-2 図 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)



第 3.2.2.1.1-3 図 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)



第 3.2.2.1.1-4 図 原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ (D/W ベント)) でのエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)



a. フィルタ装置に至るまでのエアロゾル粒子の挙動

事故発生後、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子は、粒子同士の凝集や壁面への沈着により除去される。この際、凝集や沈着がおきにくい小粒径の粒子が除去されず多く残る。これにより、数 $\mu\text{m}$ を中心とした粒径分布が形成される。

エアロゾル粒子はサプレッション・プールを通過した後フィルタ装置に流入するが、プール水を通過する際に、エアロゾル粒子の大部分はプール水中への溶け込み等により除去される。大粒径の粒子は小粒径の粒子に比べプール水中に取り込まれやすいため、サプレッション・プールを通過することで、粒子全体の大部分を占める数 $\mu\text{m}$ 程度の粒子が多く除去される。これにより、サプレッション・プール通過前よりも小さい粒径を中心とした粒径分布が形成される。

以下に、原子炉格納容器内（サプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル、及びサプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデルを示す。

(a) 原子炉格納容器内（サプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル

エアロゾル粒子の粒径分布は原子炉格納容器内での粒子の凝集や壁面への沈着等により変化する。MAAPにおける評価モデルでは、エアロゾル粒子同士の凝集と壁面等への沈着の効果を下式の形で考慮している。なお、右辺の第1項と第2項は拡散と重力沈降による凝集を表し、第3項は重力沈降による除去項、第4項は発生項を表す。

凝集と沈着の、エアロゾル粒子の粒径分布への影響は以下の通り。

- ・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつけられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。
- ・沈着：重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(v, t)}{\partial t} = & \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} \\ & - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} \\ & - \frac{n(v, t) u(v)}{h} \\ & + \dot{n}_p(v) \end{aligned}$$

- ここで、
- $n(v, t)$  : 時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数
  - $K(v, \bar{v})$  : 粒子が凝集する頻度
  - $u(v)$  : 体積(v)の粒子に対する重力沈降速度
  - $\dot{n}_p(v)$  : 体積(v)の粒子の発生率
  - $v$  : 粒子体積
  - $h$  : 実効高さ (= 空間容積/沈着面積)

- (b) サプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデル  
 プール水中ではエアロゾルは気泡として存在し、気泡中にエアロゾル粒子が存在する（第 3.2.2.1.1-5 図の赤丸）。気泡中のエアロゾル粒子の一部は、プール水中に取り込まれる（第 3.2.2.1.1-5 図の青丸）が、エアロゾル粒子の粒径分布はエアロゾル中（気泡中）に浮遊しているエアロゾル粒子のプール水中間の移行の効果により変化する。

MAAP における評価モデルでは (i) 重力沈降, (ii) 慣性沈着, (iii) ブラウン拡散, (iv) 対流, (v) 拡散泳動, (vi) 熱泳動を以下の評価式で考慮している。

$$(dn/dt)_i = -A_i V_i n/v_B$$

ここで,

- n : 気泡内の粒子数
- $v_B$  : 気泡体積
- $V_i$  : 除去機構 i による沈着速度
- $A_i$  : 除去機構 i に固有の面積

重力沈降では,  $A_i = \pi r_B^2$ ,  $v_B = (4/3) \pi r_B^3$

他の除去機構では,  $A_i = 4 \pi r_B^2$

出典: A.T.Wassel, et al "Analysis of radionuclide retention in water pools", Nuclear Engineering and Design, Volume 90, Issue 1, 3rd Nov. 1985, Pages 87-104,

- (i) 重力沈降

$$V_s = g \tau$$

$$\tau = \rho_p d_p^2 C / (18 \mu_g)$$

ここで,

- g : 重力加速度
- $\rho_p$  : 粒子密度
- $d_p$  : 粒子径 (=2 $r_p$ )
- C : Cunningham の補正係数
- $\mu_g$  : ガス粘性係数

(ii) 慣性沈着

$$V_I = 3 U_B^2 \cdot \tau / d_B$$

ここで,

$U_B$  : 気泡上昇速度  
 $d_B$  : 気泡径 (=2 $r_B$ )

(iii) ブラウン拡散

$$V_{BD} = 0.6 (D_p U_B / r_B)^{1/2}$$

ここで,

$D_p$  : ブラウン拡散定数

(iv) 対流

$$V_C = (dm_s / dt) / (\rho_G A)$$

ここで,

$m_s$  : 気泡内蒸気質量  
 $\rho_G$  : ガス密度  
 $A$  : 気泡表面積

(v) 拡散泳動

$$V_D = [(M_s^{1/2} - M_{nc}^{1/2}) / (X_s M_s^{1/2} + X_{nc} M_{nc}^{1/2}) - (M_s - M_{nc}) / (X_s M_s + X_{nc} M_{nc})] D_G \nabla X_s$$

ここで,

$D_G$  : ガスの拡散定数  
 $X_s$  : 蒸気モル分率  
 $X_{nc}$  : 非凝縮性ガスのモル分率

$\nabla X_s$ は蒸気濃度勾配で、次式で計算する。

$$\nabla X_s = (X_{1,s} - X_{2,s}) / \delta_D$$

ここで,

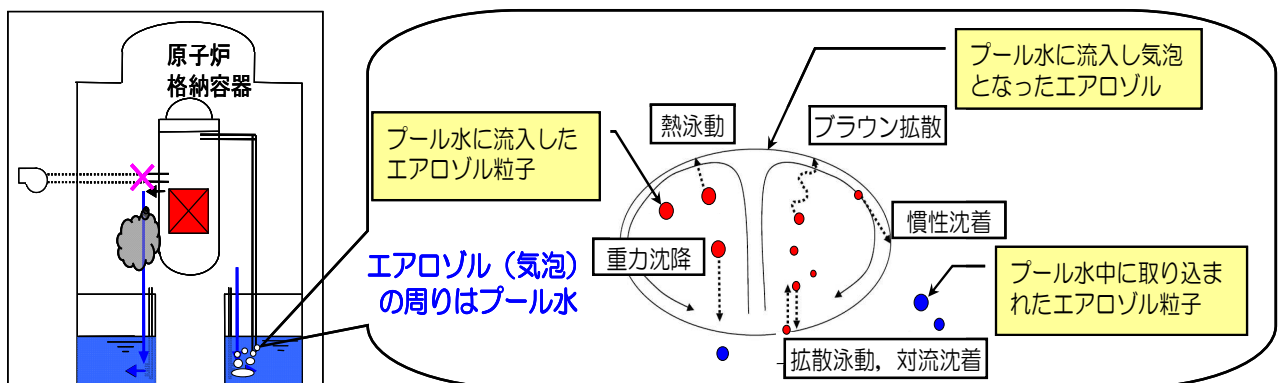
$X_{1,s}$  : 表面での蒸気モル分率  
 $X_{2,s}$  : 気泡内の蒸気モル分率  
 $\delta_D$  : 拡散境界層厚さ

(vi) 熱泳動

$$V_T = \{-2.34 \mu_g / \rho_g (K_{tg} / K_p + 2.18 \lambda / r_p) [1 + (\lambda / r_p) (1.2 + 0.41 \exp(-0.88 r_p / \lambda))] \nabla T / T_g / [(1 + 3.42 \lambda / r_p) (1 + 2K_{tg} / K_p + 4.36 \lambda / r_p)]\}$$

$$\nabla T = (T_s - T_g) / \delta_t$$

- $K_p$  : 粒子熱伝導率
- $\lambda$  : 平均自由行程
- $T_s$  : 表面温度
- $T_g$  : ガス温度
- $\delta_t$  : 熱境界層厚さ
- $K_{tg}$  : ガス伝導率の遷移項



第 3.2.2.1.1-5 図 粒径分布の評価モデル

## b. 粒径分布の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として、MAAP 解析により得られた粒径分布を採用しているが、得られる粒径分布は、事故後の経過時間や原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度等に依存する。

ここでは、粒径分布を評価する上で想定している諸条件についての感度解析結果を示すことで、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用することの妥当性を説明する。

### (a) 炉心状態

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布を評価する際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

第 3.2.2.1.1-6 図に、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布を示す。第 3.2.2.1.1-6 図より、平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布と、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の粒径分布の差は小さくなく、炉心状態の相違が格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布に与える影響は限定的であることが分かる。

以下に、エアロゾルの粒径分布が炉心状態の想定にほとんど依存しない理由を示す。

炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することで、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり（3.2.2.1.1 (2)a. 参照）、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として、原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

このことは、前述した粒径分布の評価モデルにおいても再現できている。第 3.2.2.1.1-7 図は、上述の評価モデルを使用した原子炉格納容器中の無次元化したエアロゾル粒径分布の評価例であり、原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量による、原子炉格納容器内の粒径分布への影響を示している。図中の数値は原子炉圧力容器から原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量を示しており、エアロゾル量が大きくなるに従い、原子炉格納容器内の粒径分布は大きい方向にシフトする傾向となっている。

ここで、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオは、エアロゾルは格納容器圧力逃がし装置に流入する前にサプレッション・プールを通るが、そのことでサプレッション・プール通過前に見られる粒径分布の差は緩和される傾向となる。これは、サプレッション・プールを通過することにより粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、サプレッション・プールで除去されにくい比較的小粒径の粒子が除去されずに残ることに起因する。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第

3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(b) 事故後の経過時刻

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布は時間経過に伴い変化するが、粒径分布を評価する際は、評価時刻としてベント直後を想定している。

ベント直後における粒径分布と、事故から 168 時間後時点における粒径分布を第 3.2.2.1.1-8 図に示す。第 3.2.2.1.1-8 図から、粒径分布の時間経過に伴う変化量は限定的であり、評価時刻としてベント直後を想定しても問題ないことが分かる。なお、エアロゾルが最も多く流入する時間帯はベント直後であるため、粒径分布を評価する時間帯として、事故直後を参照することは妥当であると考えられる。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

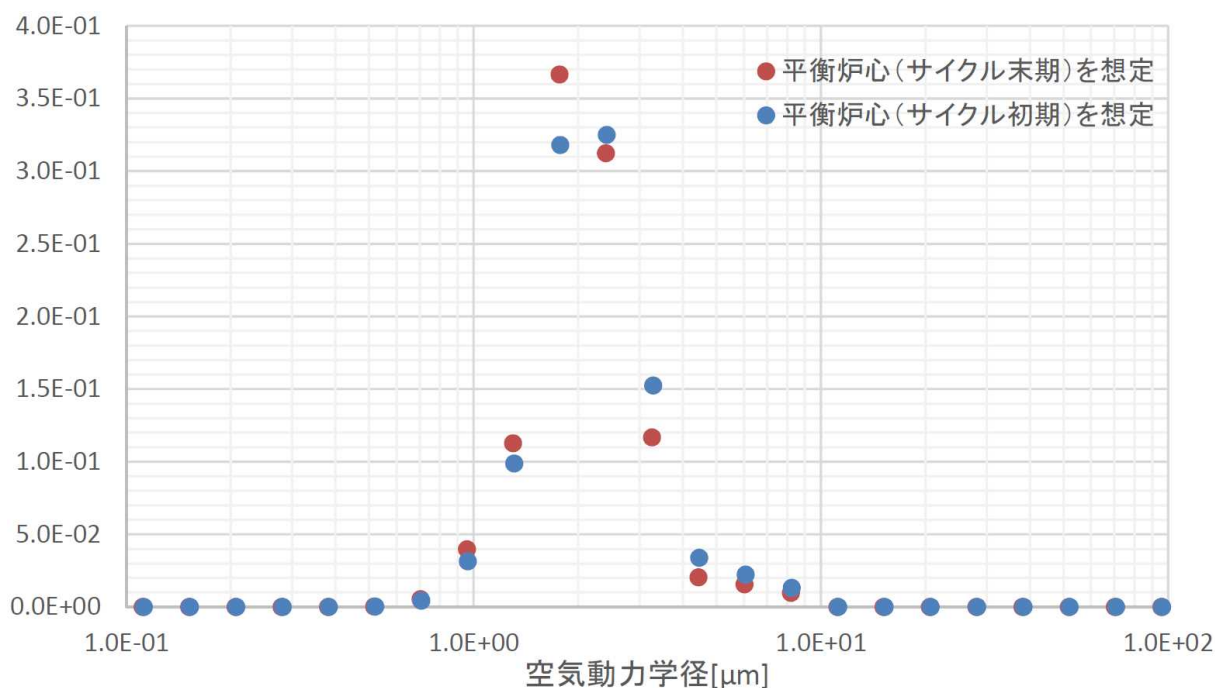
(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

3.2.2.1.1 (2) b. に示した通り、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられる。

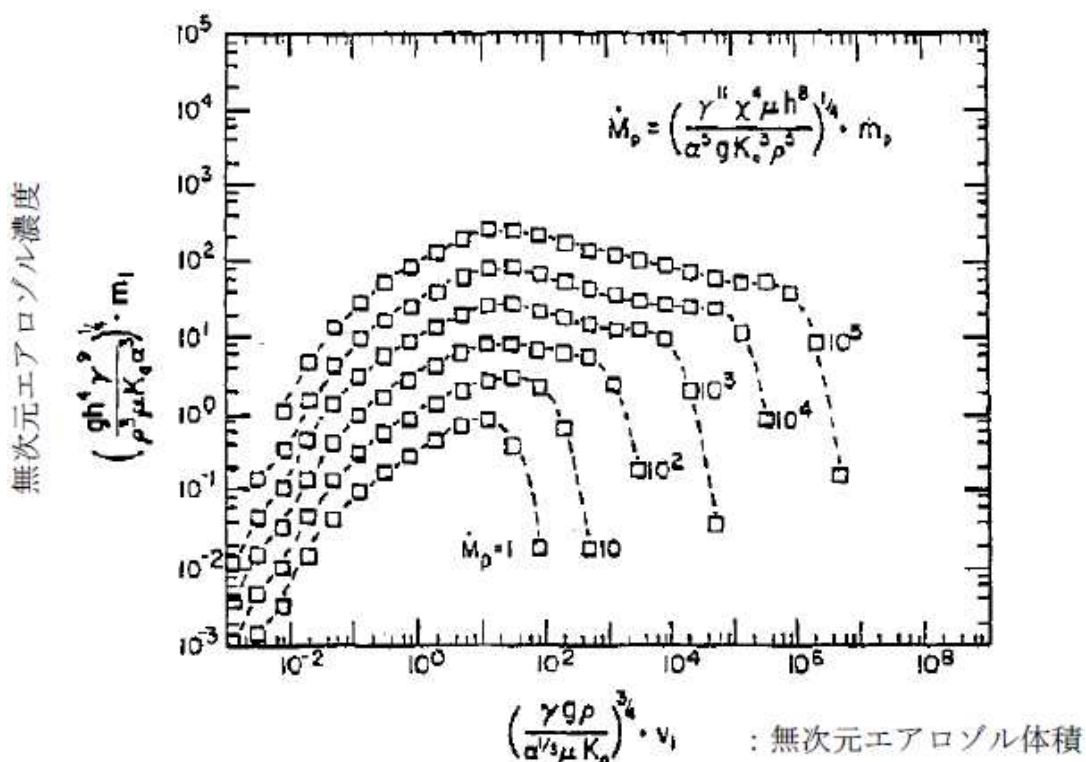
そこで、低揮発性核種の放出割合として MAAP 解析結果を使用しないことによる粒径分布への影響を評価するために、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出される中・低揮発性核種の量をゼロと仮定した場合の粒径分布を評価した。評価結果を第 3.2.2.1.1-9 図に示す。なお、第 3.2.2.1.1-9 図では、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定している。このように、極めて保守的に評価された場合であっても、粒径分布は大きく変化することはない。

以上のことから、中・低揮発性核種を考慮することによる影響は限定的であり、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。





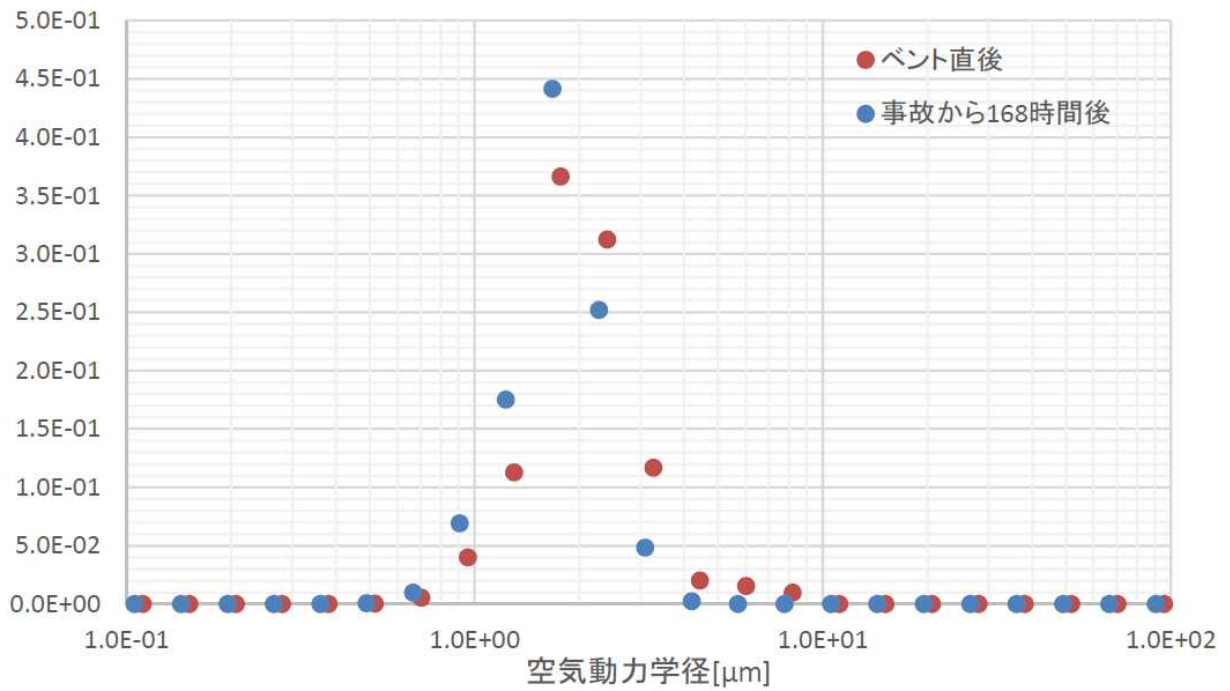
第 3.2.2.1.1-6 図 想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）



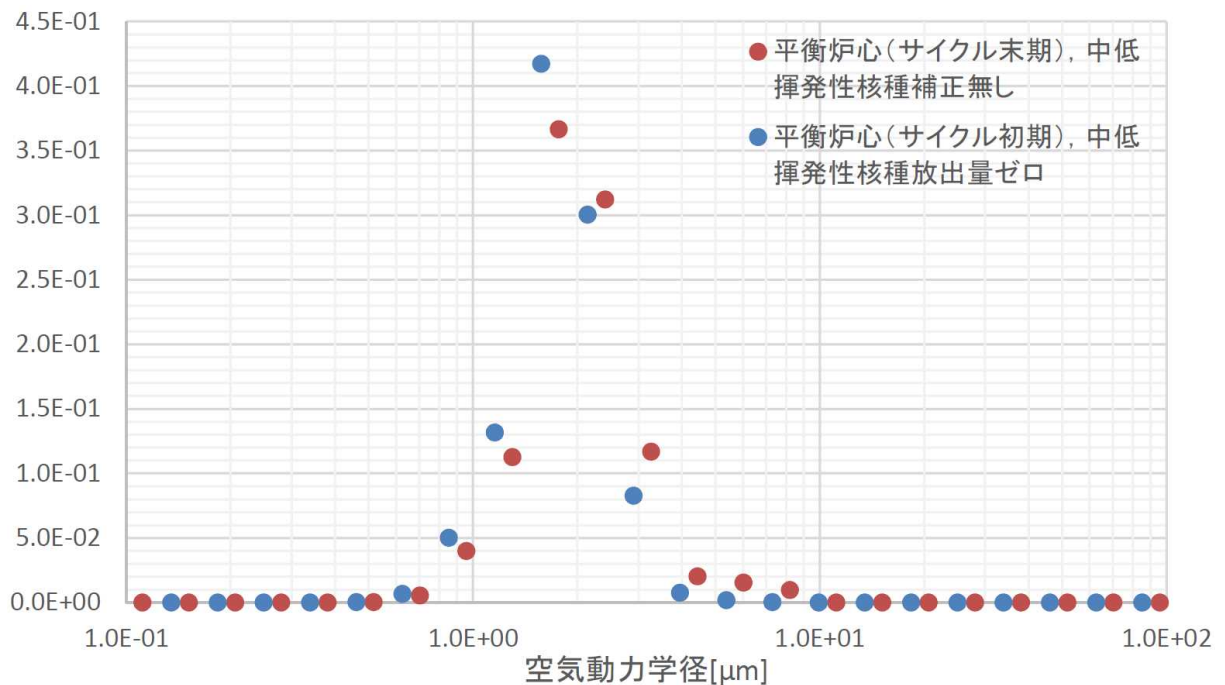
第 3.2.2.1.1-7 図 定常状態における無次元化した粒径分布

出典：A Principle of Similarity for Describing Aerosol Particle Size Distributions (MICHAEL EPSTEIN AND PHILLIP G. ELLISON Journal of Colloid and Interface Science, Vol 119, No. 1, September 1987)





第 3. 2. 2. 1. 1-8 図 評価時刻を変更した場合の粒径分布（規格化後）



第 3. 2. 2. 1. 1-9 図 中・低揮発性核種の原子炉格納容器内への放出量をゼロとし、想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）

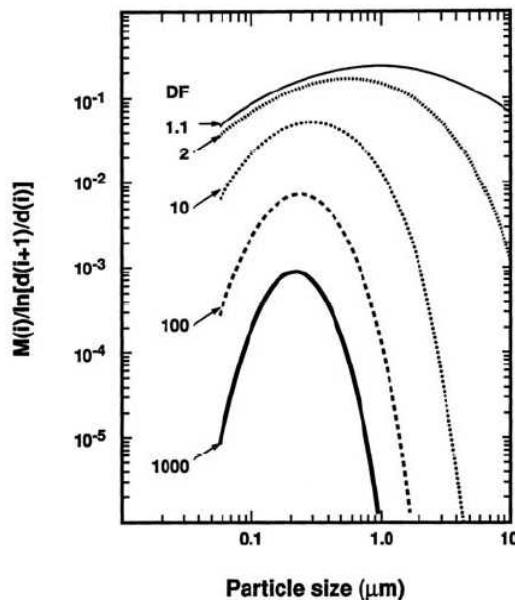
(4) 他の文献での解析例

原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の粒径分布の解析結果は多くの文献に見られる。それらの文献中の粒径分布は対数正規分布とよく一致しており、中央径は数 $\mu\text{m}$ 程度、幾何標準偏差は数 $\mu\text{m}$ 程度となっている。

文献中に示されているエアロゾル粒子の粒径分布の例を第 3.2.2.1.1-10 図から第 3.2.2.1.1-12 図に示す。

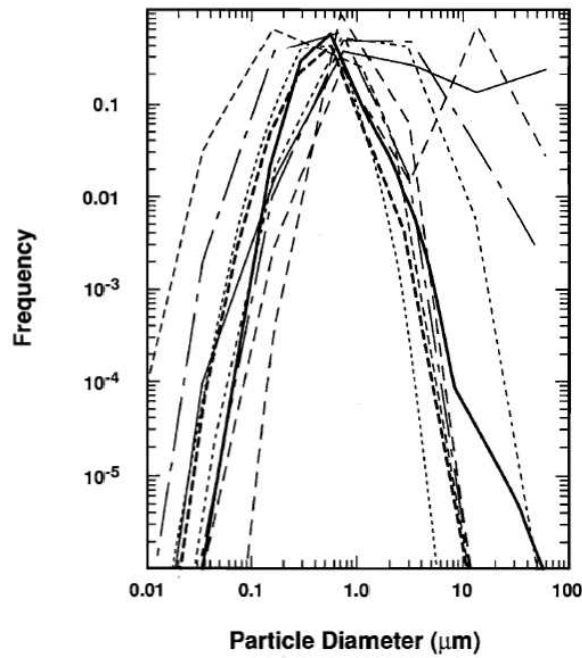
第 3.2.2.1.1-10 図は、ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値はドライウェルスプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約  $1\mu\text{m}$  で幅の広い分布を持っているが、ドライウェルスプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

第 3.2.2.1.1-11 図及び第 3.2.2.1.1-12 図は、米国の NRC が開発した総合事故解析コード STCP (Source Term Code Package) で評価された、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布を表している。なお、第 3.2.2.1.1-12 図の粒径分布については、Mark I 型格納容器プラントにおいてスクラム失敗時に炉心損傷した状態のものを表している。何れも分布のピークは数 $\mu\text{m}$ となっており、幾何標準偏差が数 $\mu\text{m}$ であるような分布となっている。



第 3.2.2.1.1-10 図 ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内の粒径分布の変化 (図中の値はドライウェルスプレイによる積算の除去効果)

出典 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA) 2009



第 3.2.2.1.1-11 図 STCP (Source Term Code Package) によるシビアアクシ  
 デント時における原子炉格納容器内エアロゾル粒径分布の評価例

出典 : A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)

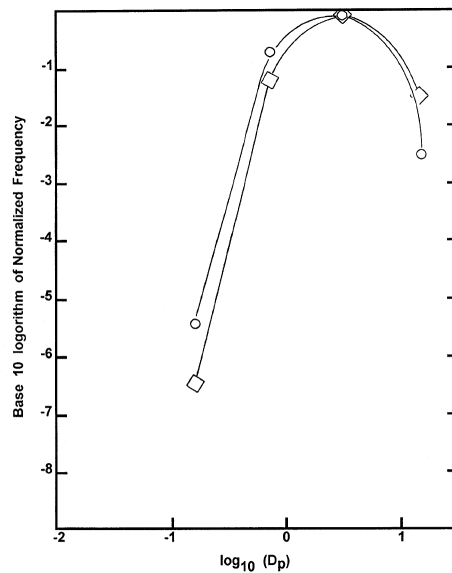


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

第 3.2.2.1.1-12 図 STCP (Source Term Code Package) における一次系での  
 エアロゾルに対して想定する粒径分布の一例

出典 : A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools  
 (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)

(5) 実験結果例

前節までは理論的に評価された粒径分布を扱ってきたが、ここでは実際に測定されたエアロゾル粒子の粒径分布について説明する。

シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に1次系から放出されるエアロゾルやMCCI発生時に原子炉格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が原子炉格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、原子炉格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を第3.2.2.1.1-9表に示す。

第3.2.2.1.1-9表において、炉心損傷時の1次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI時の発生エアロゾルについては④、さらに、原子炉格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲(1次系、原子炉格納容器)に違いはあるものの、エアロゾル粒子はサブ $\mu\text{m}$ から数 $\mu\text{m}$ までの範囲にあり、原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

第 3.2.2.1.1-9 表 エアロゾル粒径に関する既往研究

番号	試験名または 報告書名等	エアロゾル 粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	AECL が実施した試験	0.1~3.0	・ CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した 1 次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD <sup>※1</sup>	0.29~0.56	・ 米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データはフィルタサンプルの SEM 分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP <sup>※1</sup>	0.1~0.5	・ 仏国カダラッシュ原子力研究センターの PHEBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データは 1 次系内フィルタサンプルの SEM 分析による凝集物を構成する粒径
④	NUREG/CR-5901 <sup>※2</sup>	0.25~2.5	・ MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル (相関式) を開発したレポート ・ 粒径データは、MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE LA2 <sup>※3</sup>	約 0.5~約 5	・ 米国ハンフォード国立研究所 (HEDL) にて実施された、原子炉格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬実験 ・ 粒径データは、LA2 試験の事前解析として実施された、各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気力学的直径の時間変化における最小値と最大値
⑥	PHEBUS-FP <sup>※1</sup>	2.4~4.0	・ 粒径データは、PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気力学的直径の範囲

※1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009) 5

※2 D.A.Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 J.H.Wilson and P.C.Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

また、以下に PHEBUS-FP の試験結果を示す。<sup>※4</sup>

PHEBUS-FP は、放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN, 仏国), フランス

電力庁及び EU を中核として行われた、実機プラントの体系をスケールダウンした模擬試験であり、主目的として、エアロゾルの物理・化学挙動現象の模擬に焦点を置いている。

試験装置は、炉心部、一次系、原子炉格納容器等から構成されており、炉心部には実燃料が装荷されている。試験の際は炉心部で実燃料を熔融させており、一次系（蒸気発生器）を介し原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子の粒径を測定している。また、炉心部に装荷する燃料として新燃料を使用した場合（FPT0）と使用済み燃料を使用した場合（FPT1, 2, 3）の評価を行っており、各試験でエアロゾル粒子の粒径分布が測定されている。試験装置の概要図を第 3.2.2.1.1-13 図に、主な試験条件を第 3.2.2.1.1-10 表に示す。

以下に、粒径分布に関する主な試験結果を示す。

実験により測定されたエアロゾル粒子の粒径分布は対数正規分布によく一致しており、理論的な予想と整合がとれている。

また、FPT0（新燃料を使用）と FPT1, 2, 3（使用済み燃料を使用）で得られた粒径分布を比較すると、平均粒径（AMMD）と幾何標準偏差は同程度となっている。このことは、燃料の燃焼度がエアロゾル粒子の粒径分布に及ぼす影響が限定的であることを示唆している。

なお、FPT4 では熔融デブリからの低揮発性核種や超ウラン元素の放出に関する定量的検討を行うことを目的としており、原子炉格納容器は模擬されておらず、試験目的の中に原子炉格納容器内粒径分布の調査は含まれていない。

#### 【粒径分布に関連する主な試験結果】

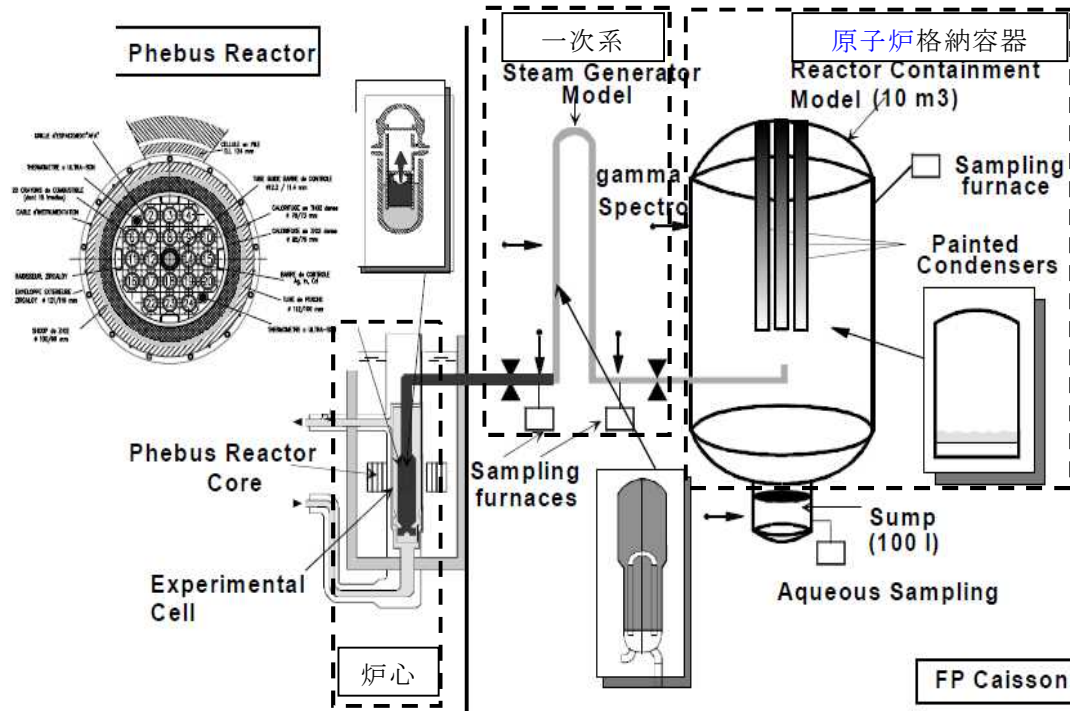
- FPT0 と FPT1 の粒径分布は対数正規分布によく一致
- FPT0 の平均粒径（AMMD）は、燃料集合体崩壊の最終時点で  $2.4 \mu\text{m}$ （最終的に  $3.35 \mu\text{m}$  で安定）
- FPT1 におけるエアロゾル粒径は  $3.5 \mu\text{m}$  から  $4.0 \mu\text{m}$  の間
- FPT0 と FPT1 の双方の試験の対数正規分布の幾何標準偏差は約 2.0 でほぼ一定
- FPT2 の粒径分布は FPT1 の粒径分布と類似<sup>※5 ※6</sup>
- FPT3 の平均粒径（AMMD）は、概ね  $3 \mu\text{m}$  であり、幾何標準偏差は約 1.5<sup>※6</sup>

※4 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA 2009)

※5 Progress of ASTEC validation on fission product release and transport in circuits and containment (The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008))



※6 Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)



第 3.2.2.1.1-13 図 試験装置の概要

第 3.2.2.1.1-10 表 主な試験条件

試験 No.	使用燃料と制御棒	プール水 pH	試験概要(ベースケースとの主な差異)
FPT0	・新燃料 ・Ag-In-Cd制御棒	pH5	・ベースケース
FPT1	・使用済燃料 ・ Ag-In-Cd制御棒	pH5	・使用済燃料を使用
FPT2	・使用済燃料 ・ Ag-In-Cd制御棒	pH9	・使用済燃料を使用 ・プール水のpHを変えた場合
FPT3	・使用済燃料 ・ B4C制御棒	pH5	・使用済み燃料を使用 ・B4C制御棒を使用
FPT4	使用済燃料と被覆管材料を混合した模擬デブリ	格納容器内模擬無し	・デブリからの放射性物質の放出を模擬

### 3.2.2.1.2 よう素

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

3.1.2.1(2)に示したとおり、6号炉及び7号炉では、原子炉格納容器内の有機よう素の発生を抑制するために、サブプレッション・プール水のpHを7以上に制御するための対策を講ずることとしている。

NUREG/CR-5732(軽水炉の過酷事故時におけるよう素の化学形態について記載された報告書)では、原子炉格納容器内のpHを7以上に維持した場合、BWRでは有機よう素と無機よう素の原子炉格納容器内の発生量は実質的にゼロになると結論付けている。

このことから、サブプレッション・プール水のpHを7以上に制御することにより、有機よう素及び無機よう素の格納容器圧力逃がし装置への流入量は大幅に低減されると考えられる。

格納容器圧力逃がし装置に流入すると想定する有機よう素および無機よう素量については、流入量を保守的に評価するという観点からNUREG/CR-5732の記載どおりにゼロとはせず、NUREG-1465の知見、ACE実験の知見(Compendium of Advanced Containment Experiments(ACE) Phase B Reports (2011))、およびMAAPの解析結果を利用して評価することとした。

NUREG-1465によると、原子炉格納容器内pHが7以上に維持されている場合、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち95%以上が粒子状よう素であり、無機よう素は最大で5%となる。原子炉格納容器内に放出された後、粒子状よう素と無機よう素は、壁面沈着やW/Wスクラビング効果により原子炉格納容器空間部より除去されるが、ACE実験では、無機よう素は粒子状よう素と同等に除去されることが確認されている。

また、NUREG-1465によると、有機よう素は無機よう素から時間をかけて生成され、原子炉格納容器中に浮遊する無機よう素のうち3%が有機よう素に変換される。

なお、NUREG/CR-5732では、原子炉格納容器内のpH制御を行わない場合のよう素の挙動を3つの期間に分けて整理している。3つの期間はそれぞれ、放射線分解等により無機よう素が生成される期間(よう素が原子炉格納容器内に放出されてから最初の約20時間まで)、原子炉格納容器空間部のよう素が無機よう素と有機よう素で構成される期間(約20時間後から2~3週間後まで)、原子炉格納容器内の有機よう素の割合が大きくなる期間(約3週間後以降)となっており、有機よう素が原子炉格納容器空間部にあらわれるのはよう素が原子炉格納容器内に放出される約20時間後からとの整理となっている。

これらを踏まえて、無機よう素および有機よう素の格納容器圧力逃がし装置への流入量を評価する。原子炉格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素として、MAAPでは粒子状よう素(CsI)のみがモデル化されているため、無機よう



素と有機よう素の流入量については、以下のとおり、MAAP 評価により得られた粒子状よう素の流入量を基に評価し、よう素の流入量に上乘せするものとした。

なお、原子炉格納容器内で生成された有機よう素は、原子炉格納容器内で除去されないものとした。

(1) 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時

無機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 評価結果) に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 評価結果) に対し、  
 $0.15\% \times DF_{S/P}$  ※1

$DF_{S/P}$ ：サプレッション・プールの除去効率

※1 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時においては、格納容器空間部に浮遊している無機よう素は、格納容器ベントの実施に伴い、サプレッション・プール水を経由して除去された後に格納容器圧力逃がし装置に流入する。

このため、格納容器空間部に浮遊する無機よう素量は、格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素量のサプレッション・プールスクラビング除去効率倍を想定した。その上で、有機よう素の発生量は、格納容器空間部に浮遊する無機よう素量の3%分を想定した。

(2) 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ (D/W ベント))

無機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 評価結果) に対し、4.85%

有機よう素：粒子状よう素の流入量 (MAAP 評価結果) に対し、0.15%  
(=5%×3%)

### 3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化

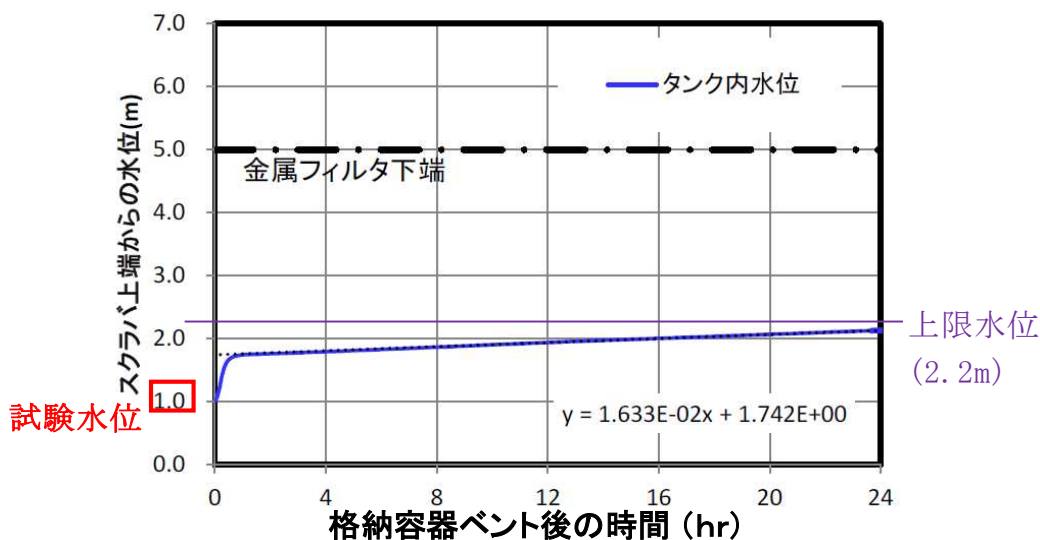
#### (1) 水位変化の影響

有効性評価のシナリオ(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント, D/W ベント)におけるフィルタ装置の水位の評価を実施した。

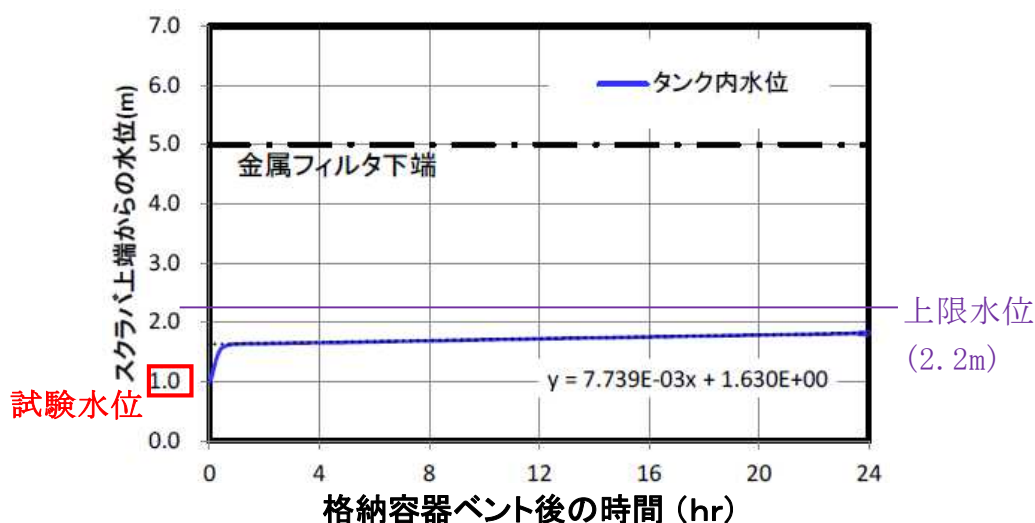
なお, 外気温度により, ベントガス水蒸気の凝縮量が変わることから, 外気温度が柏崎市における 1978 年~2012 年に計測した最低温度(-11.3℃)が継続した場合と, 外気温度が 30.0℃が継続した場合の合計 4 ケースについて, 評価を実施した。

評価結果を第 3.2.2.2-1 図~第 3.2.2.2-4 図に示す。いずれのケースにおいても, スクラバ水位は単調増加となる。

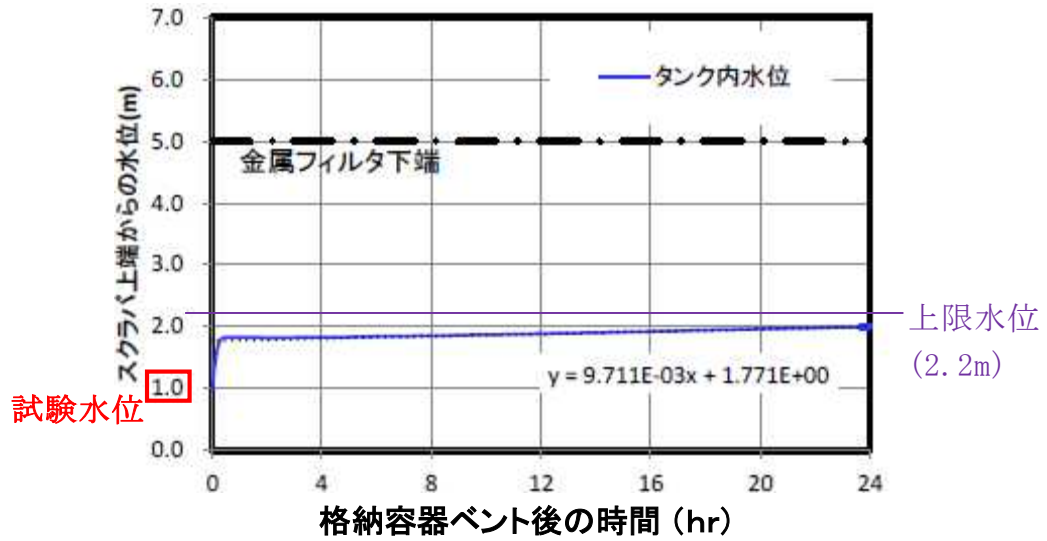
性能試験では, スクラバ水位を 1m と設定して試験を実施しているため, 保守的な設定である。



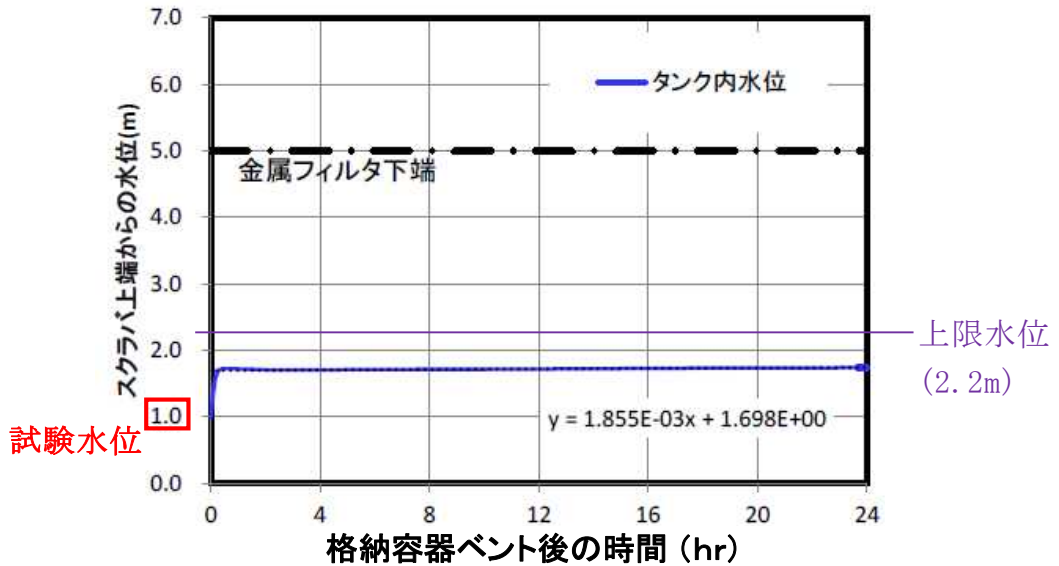
第 3.2.2.2-1 図 外気温度-11.3℃における評価結果 (W/W ベント)



第 3.2.2.2-2 図 外気温度 30.0℃における評価結果 (W/W ベント)



第 3.2.2.2-3 図 外気温度-11.3°Cにおける評価結果 (D/W ベント)



第 3.2.2.2-4 図 外気温度 30.0°Cにおける評価結果 (D/W ベント)

なお、各評価において、スクラバ水位がベント開始から上限水位に到達するまでの時間は第 3.2.2.2-1 表に示す通りである。

第 3.2.2.2-1 表 スクラバ水上限水位到達時間

シナリオ	外気温度[°C]	上限水位到達時間[h]
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (W/W ベント)	-11.3	28
	30.0	73
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)	-11.3	44
	30.0	270

【上限水位】



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



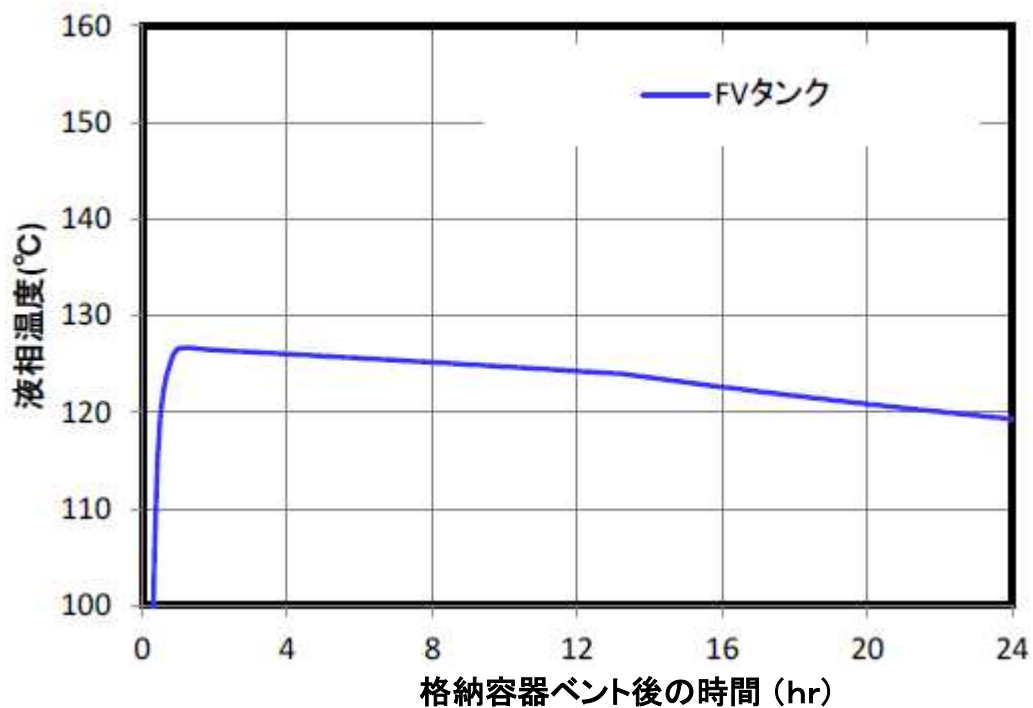
(2) 温度変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）の外気温 $-11.3^{\circ}\text{C}$ におけるフィルタ装置内のスクラバ水温度を第 3.2.2.2-5 図に示す。

ベントガスの熱エネルギーや崩壊熱により，ベント開始後，スクラバ水の温度は上昇し，やがて，飽和温度相当の温度に到達する。飽和温度相当の温度に到達後は水蒸気凝縮による粒子捕集は期待できない。

エアロゾル除去性能試験では，試験ガスとして非凝縮性ガス（空気）を用いて試験を実施しているため，蒸気の凝縮による捕集は見込んでおらず，保守的な設定である。

また，無機よう素除去性能試験では，スクラバ水温は飽和温度以下として設定している。



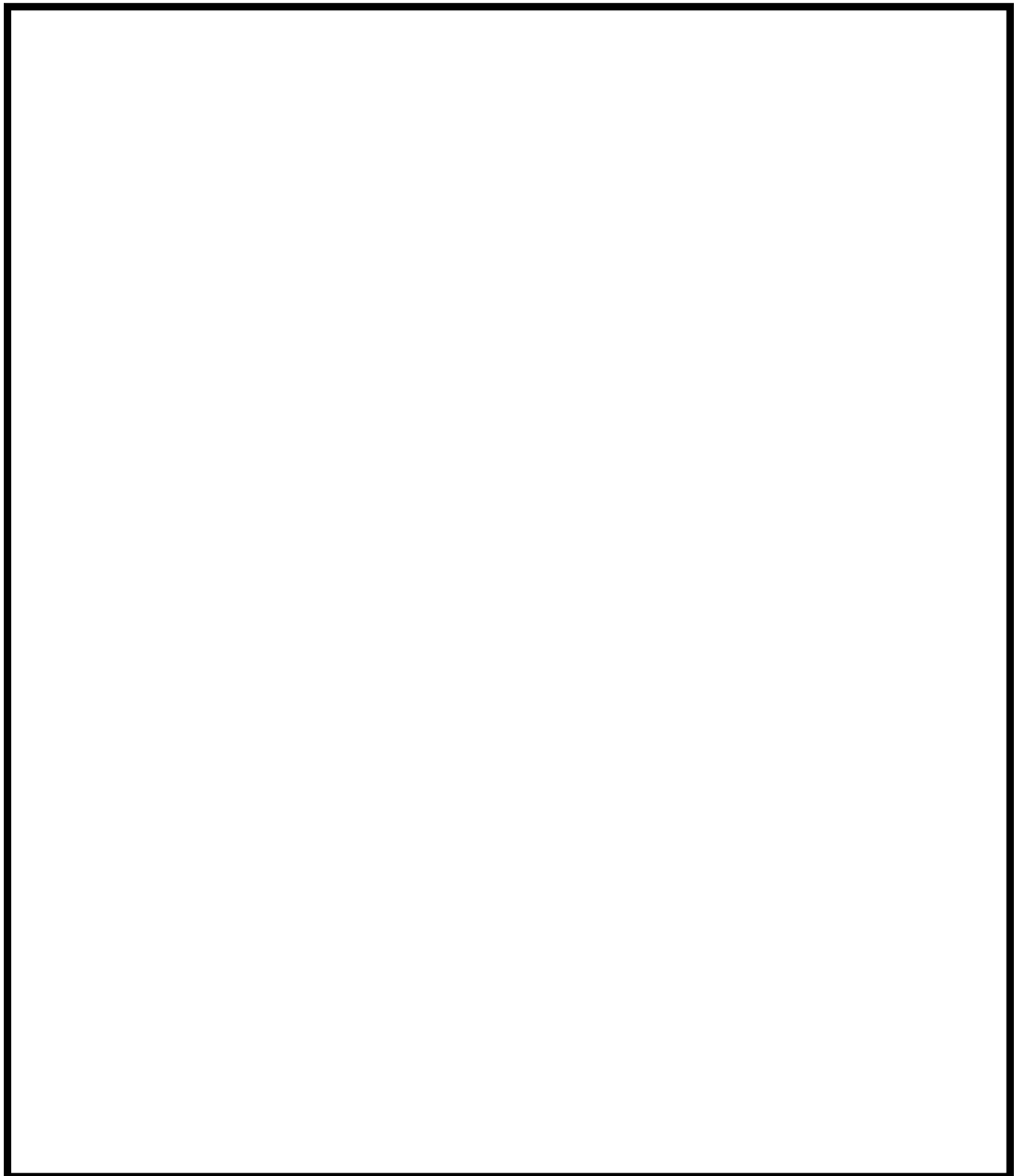
第 3.2.2.2-5 図 スクラバ水温度の評価結果

(3) 流量変化の影響

有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）におけるベントガス流量の評価結果，及び，性能試験時の体積流量とフィルタベント使用時の体積流量の関係を第 3.2.2.2-6 図に示す。

これより，性能試験時の体積流量は，フィルタベント設備使用時の体積流量を包絡していることがわかる。

なお，運用上，二次隔離弁については「調整開」の運用としており，上記の評価も二次隔離弁を「調整開」とした場合のものである。仮に，二次隔離弁を「全開」とした場合，約 37,000m<sup>3</sup>/h のベントガス流量となる。



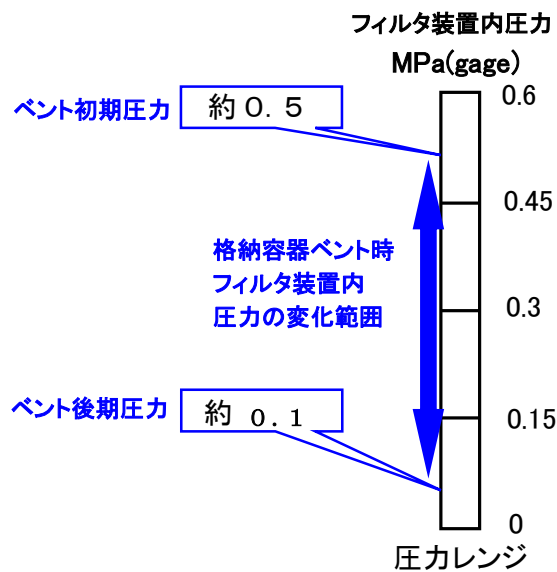
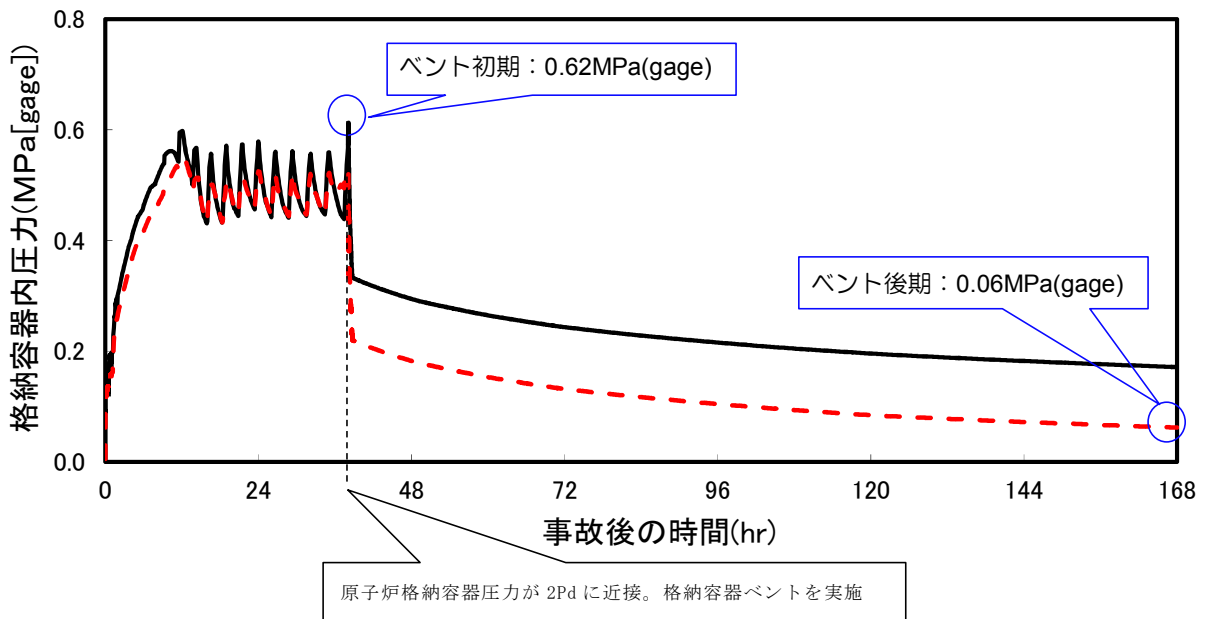
第 3.2.2.2-6 図 ベントガス流量の評価結果

(4) 圧力変化の影響

フィルタ装置内圧力の評価結果を第 3.2.2.2-7 図に示す。

ここで、フィルタ装置内圧力は、原子炉格納容器圧力から、ベントガス通気時の配管や弁等の圧力損失を差し引いた値となる。

性能試験では、フィルタ装置内の圧力を変化させたケースも実施したが、実機で想定している放射性微粒子の粒径範囲において、DF への影響は認められなかった。



第 3.2.2.2-7 図 フィルタ装置内圧力の評価結果



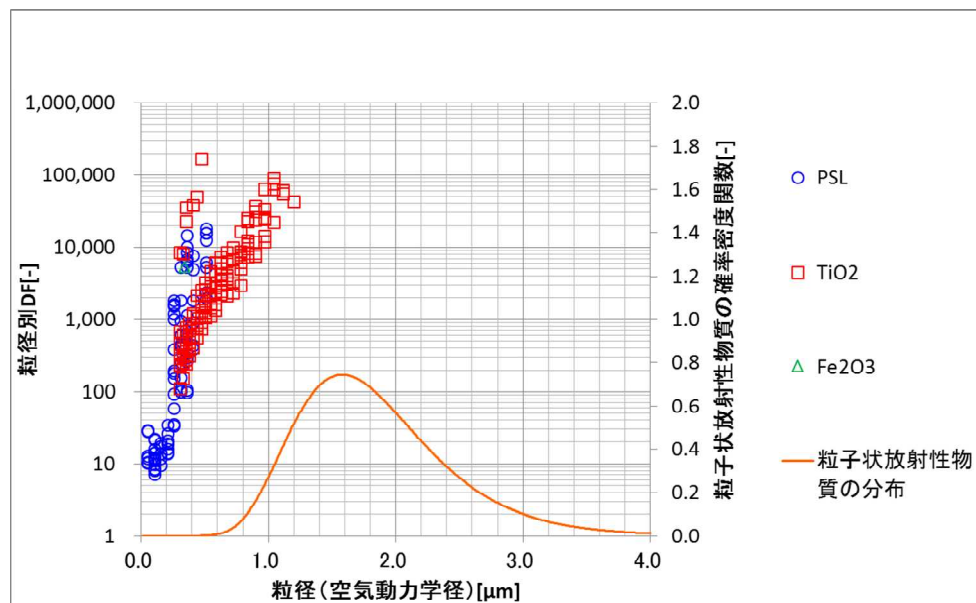
### 3.2.2.3 除去性能試験結果

#### 3.2.2.3.1 エアロゾル除去性能試験

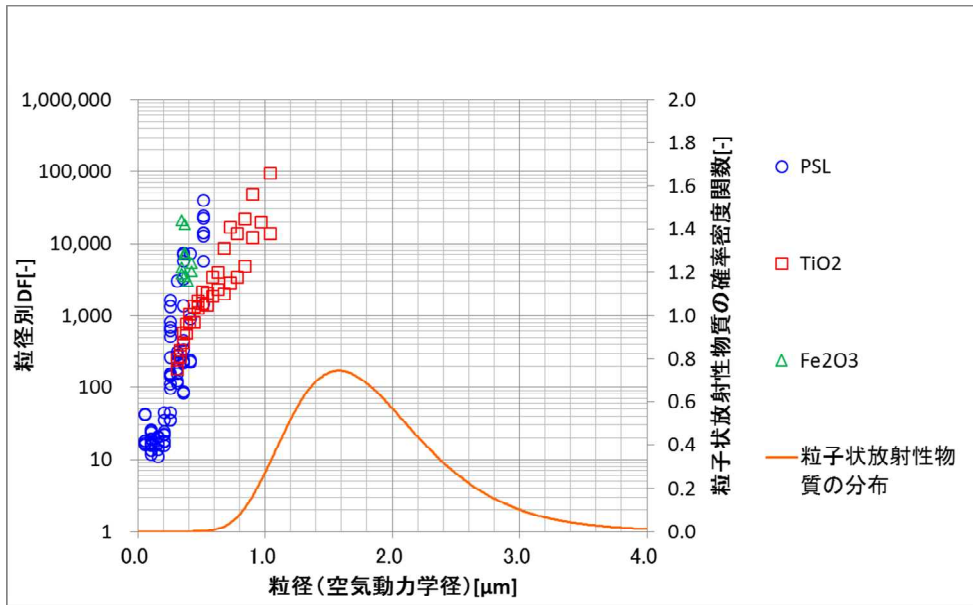
エアロゾル除去性能試験結果を第 3.2.2.3.1-1 図から第 3.2.2.3.1-3 図に示す。

CsI 粒子の密度は  $4.5\text{g/cm}^3$  に対し、試験用微粒子として、 $\text{TiO}_2$  粒子（密度  $4.23\text{g/cm}^3$ ）、 $\text{Fe}_2\text{O}_3$  粒子（密度  $5.24\text{g/cm}^3$ ）、PSL 粒子（密度  $1.0\text{g/cm}^3$ ）を用いている。

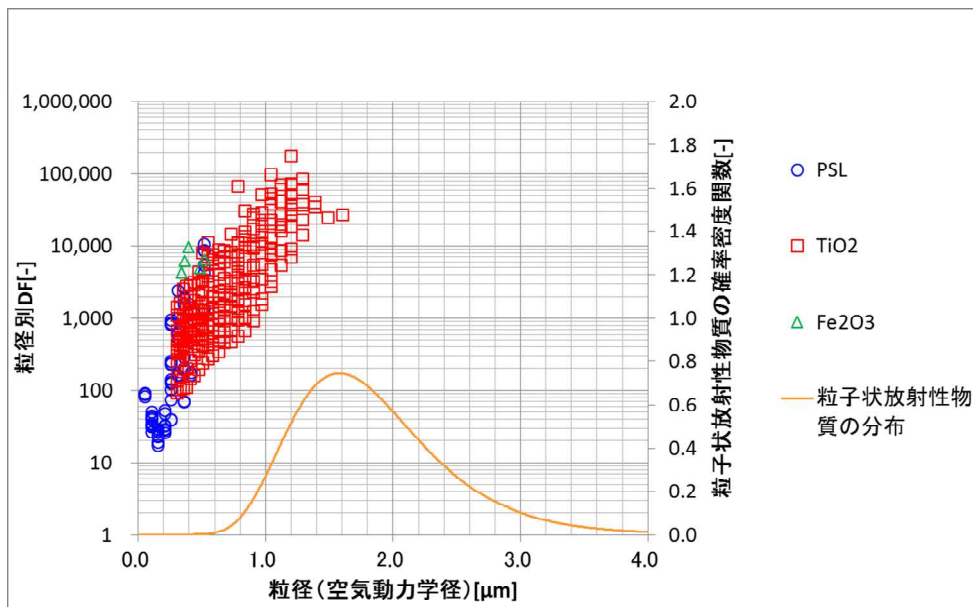
有効性評価のシナリオ（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、全ての試験ケースにおいて、除染係数 DF が 1000 以上となることを確認できた。そのため、実機においても DF1000 以上を期待できると考えられる。



第 3.2.2.3.1-1 図 除去性能試験結果（2Pd 相当流量）



第 3. 2. 2. 3. 1-2 図 除去性能試験結果 (1Pd 相当流量)



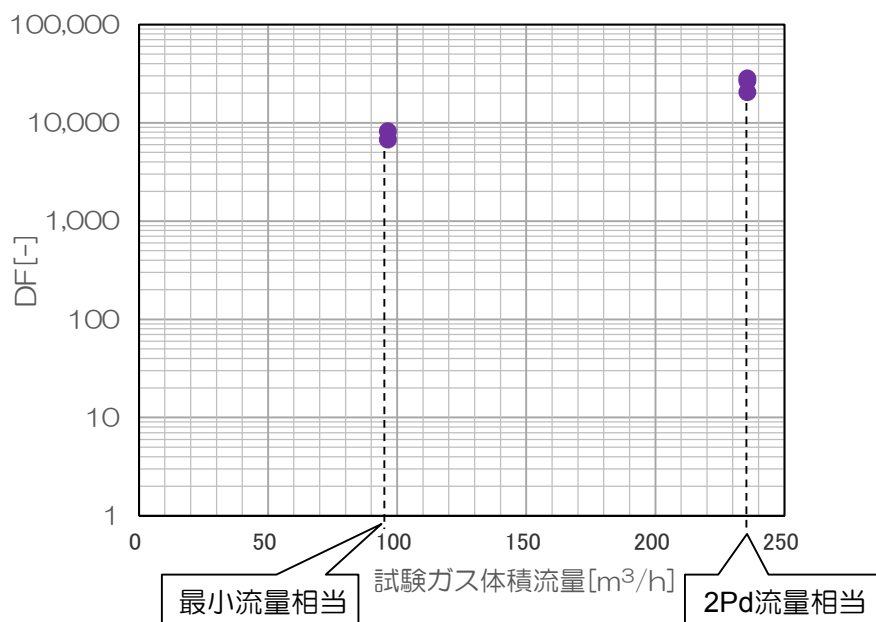
第 3. 2. 2. 3-3 図 除去性能試験結果 (最小流量相当)

### 3.2.2.3.2 無機よう素除去性能試験

無機よう素除去性能試験結果を第3.2.2.3.2-1図、第3.2.2.3.2-2図に示す。

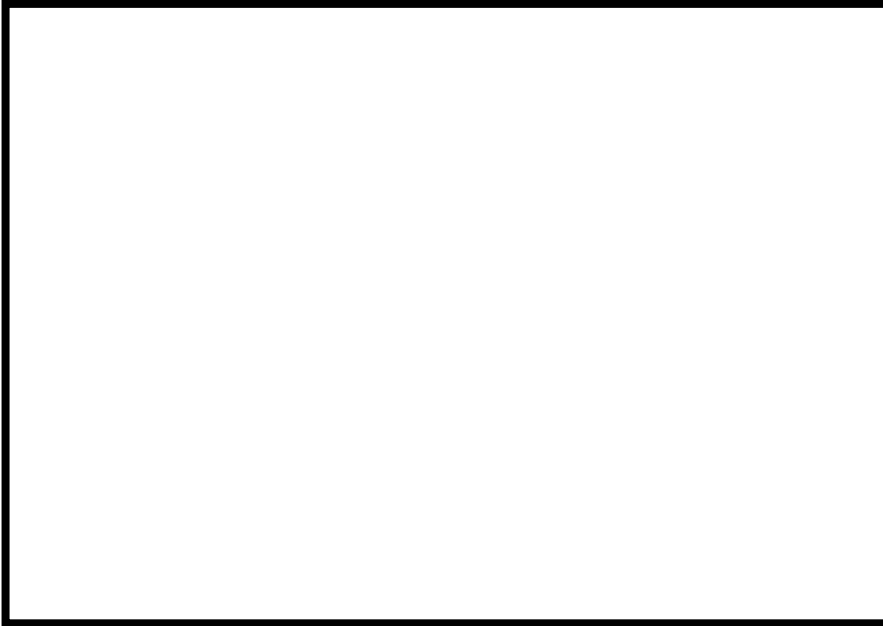
第3.2.2.3.2-1図の試験では、無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため、ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水のpHは13で固定とした。試験の結果より、無機よう素除去は、ガス流量が大きい方がDFが大きくなることが確認できた。

第3.2.2.3.2-2図の試験では、無機よう素除去性能とスクラバ水pHとの関係を確認するため、スクラバ水pHを試験パラメータとした。ガス流量は、第3.2.2.3.2-1図の試験より小さい方が保守的であるため、実機最小流量相当にて試験を実施した。



第3.2.2.3.2-1図 除去性能試験結果（ガス流量依存性）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 3.2.2.3.2-2 図 除去性能試験結果（スクラバ水 pH 依存性）

第 3.2.2.3.2-2 図より，無機よう素の DF を 1000 以上とするためには，スクラバ水の pH を  以上とする必要がある。そのため，スクラバ水に NaOH を添加し，格納容器圧力逃がし装置使用時において，フィルタ装置スクラバ水の pH が  以上となるようする。

### 3.2.2.3.3 有機よう素の除去性能試験

#### 3.2.2.3.3.1 吸着材による除去性能試験結果

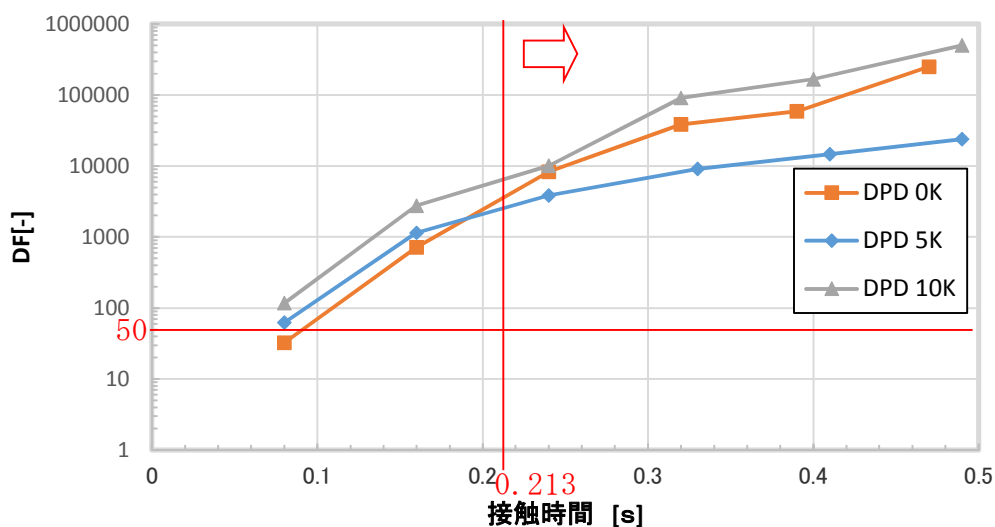
よう素フィルタの吸着材である銀ゼオライトは、ベントガスの露点温度差が大きいほど、またベントガスと吸着材の接触時間が大きいほど、よう素の除去性能が大きくなる性質がある。

そのため、格納容器ベント時のよう素フィルタの性能を確認するため、よう素フィルタの性能への影響が大きいパラメータとして、ベントガスの露点温度差、ベントガスと吸着材との接触時間を設定し、よう素除去性能試験を実施した。

よう素除去性能試験の条件を第3.2.2.3.3.1-1表、試験結果を第3.2.2.3.3.1-1図に示す。

第3.2.2.3.3.1-1表

項目		条件
試験ガス露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0 [K] (試験ガス温度は 99[°C])</li> <li>• 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C])</li> <li>• 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])</li> </ul>
接触時間	露点温度差 0 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>• 0.32 [s], 0.39 [s], 0.47 [s]</li> </ul>
	露点温度差 5 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>• 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]</li> </ul>
	露点温度差 10 [K]	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]</li> <li>• 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]</li> </ul>
試験ガス組成		• 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		<ul style="list-style-type: none"> <li>• ヨウ化メチル</li> <li>(微量の放射性よう素 I-131 を含む)</li> </ul>



※接触時間 0.24[s]以上のデータで、露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが、これは供給したヨウ化メチルの量に対して、DF が大きすぎることに伴う計測上の誤差であると考えられる。

第3.2.2.3.3.1-1図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

本試験では、試験装置を恒温室内に設置し、吸着材と試験ガスが同一の温度になった後にヨウ化メチルを供給することとしている。ヨウ化メチルには微量の放射性ヨウ素（I-131）を混入することで、ヨウ化メチルの除去性能を、供給した総放射エネルギーと、吸着材に捕捉された放射エネルギーにより評価することが可能である。吸着材を充填する試験カラムは、1つの充填厚さが [ ] のカラムを6個直列に設置し、合計 [ ] の充填厚さを有している。これにより、1回に試験で、6ケースの接触時間に対する除去性能を評価することが可能となる。具体的には、以下の方法でヨウ化メチルの除去性能を評価している。

#### 【除去性能評価方法】

なお、本試験は海外の性能認証機関 [ ] にて実施したものである。

【参考文献：シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤 AgX の応用について  
『日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集』】

一方、6号炉及び7号炉の、よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量、ならびに露点温度差は第3.2.2.3.3.1-2表の通りとなる<sup>\*1</sup>。また、よう素フィルタは第2.2.1-2図に記載のものを2基設置することとしている。さらに、よう素フィルタには、内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを19本設置する。そのため、キャンドルユニットはトータルで38本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の [ ] を用い、吸着層の有効高さ [ ]、キャンドルユニットの設置本数38本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 [ ] となる。

(吸着層総有効面積) = [ ] (1)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、さらに吸着層厚さ  を用いて、式 (2) にてベントガスと吸着材の接触時間を算出する。

$$(\text{接触時間}) = (\text{吸着層厚さ}) \div \{ (\text{ベントガス体積流量}) \div (\text{吸着層総有効面積}) \} \quad (2)$$

式 (2) にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても、第 3.2.2.3.3.1-2 表に記載する。

第 3.2.2.3.3.1-2 表

		PCV 圧力: 2Pd 二次隔離弁: 調整開 <sup>※1</sup> ベントガス組成: 水蒸気 (7%), 水素 (34%), 窒素 (59%) <sup>※4</sup>	ベントガス質量 流量: 4.5 [kg/s] <sup>※2</sup> 二次隔離弁: 調整開 <sup>※1</sup> ベントガス組成: 水蒸気 (100%)	ベントガス質量 流量: 2.5 [kg/s] <sup>※3</sup> 二次隔離弁: 調整開 <sup>※1</sup> ベントガス組成: 水蒸気 (100%)
6 号	ベントガス 体積流量 [m <sup>3</sup> /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7 号	ベントガス 体積流量 [m <sup>3</sup> /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

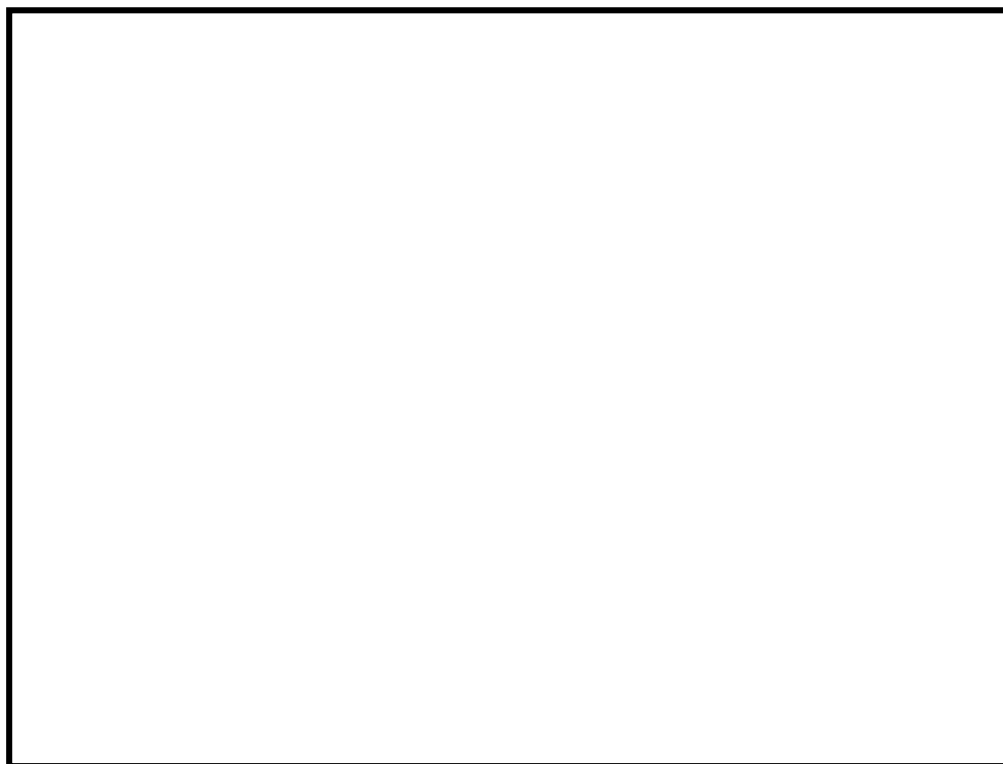
※1 6号炉弁開度: 23.0(%), 7号炉弁開度: 21.3(%)

MAAP 解析における有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント) のベント開始時ベントガス質量流量 (17.45 kg/s) となる弁開度

※2 事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

※3 事故発生 1 か月後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

※4 MAAP 解析における有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント) のベント開始時原子炉格納容器 (S/C) 内ガス組成より設定



第 3.2.2.3.3.1-2 図 キャンドルユニット詳細図

第 3.2.2.3.3.1-2 表より，実機のような素フィルタの運転範囲としては，以下の通りとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】



第 3.2.2.3.3.1-1 図より，実機のような素フィルタの運転範囲における有機よう素の DF（除染係数）は，設計値である 50 以上であることが確認できる。

なお，ベントガス露点温度差とベントガス・吸着材の接触時間については，[原子炉](#)格納容器内の圧力に応じてパッシブに決まるものであり，格納容器圧力逃がし装置使用时には上記の運転範囲内で変動する。また，これらのパラメータの変動は，よう素フィルタの性能を確保するのに必要な領域に収まることを確認している。そのため，よう素フィルタの性能を確保するためのよう素フィルタ温度等のパラメータ監視や制御の実施は不要である。



## 4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性

### 4.1 格納容器圧力逃がし装置の設備操作

#### 4.1.1 格納容器ベント操作について

格納容器ベントの操作は、原子炉格納容器圧力を継続監視することにより、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（原子炉格納容器最高使用圧力到達時《炉心損傷前<sup>※1</sup>》、原子炉格納容器限界圧力到達前《炉心損傷後<sup>※1</sup>》、格納容器からの異常な漏えい発生時）<sup>※2</sup>に、事故時対応手順書に定めた運転操作手順として当直副長が格納容器ベント判断を実施する。これは予め要領等に記載された運転操作手順の範囲内において、発電所対策本部長から当直副長に実施権限が委譲されているためである。

重大事故等時に、原子炉格納容器設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合、重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ<sup>※3</sup>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、原子炉格納容器内の水素ガスが漏えいしていることを、原子炉区域運転階上部の水素ガス濃度計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器（PAR）の出入口温度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。

※1 ここでの「炉心損傷前後」は、原子炉格納容器内放射線量率が設計基準事故の10倍または原子炉圧力容器表面温度「300℃」を判断基準としている。

※2 原子炉格納容器圧力計により計測できない場合は原子炉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。重大事故等時に監視可能な原子炉格納容器温度計を「上部ドライウエル」「下部ドライウエル」「サブプレッション・チェンバ（空間部）」の3ヶ所に設置している。なお、上記3エリアには他にも約50ヶの温度計があり、測定可能であれば監視することができる。

※3 設計基準設備である原子炉区域エリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉建屋換気系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。

これらにより、原子炉格納容器からの異常な漏えいを認知した場合は、速やかに格納容器スプレイによる減圧操作を開始し、格納容器ベントを実施することにより原子炉格納容器からの漏えいの影響を抑制する。

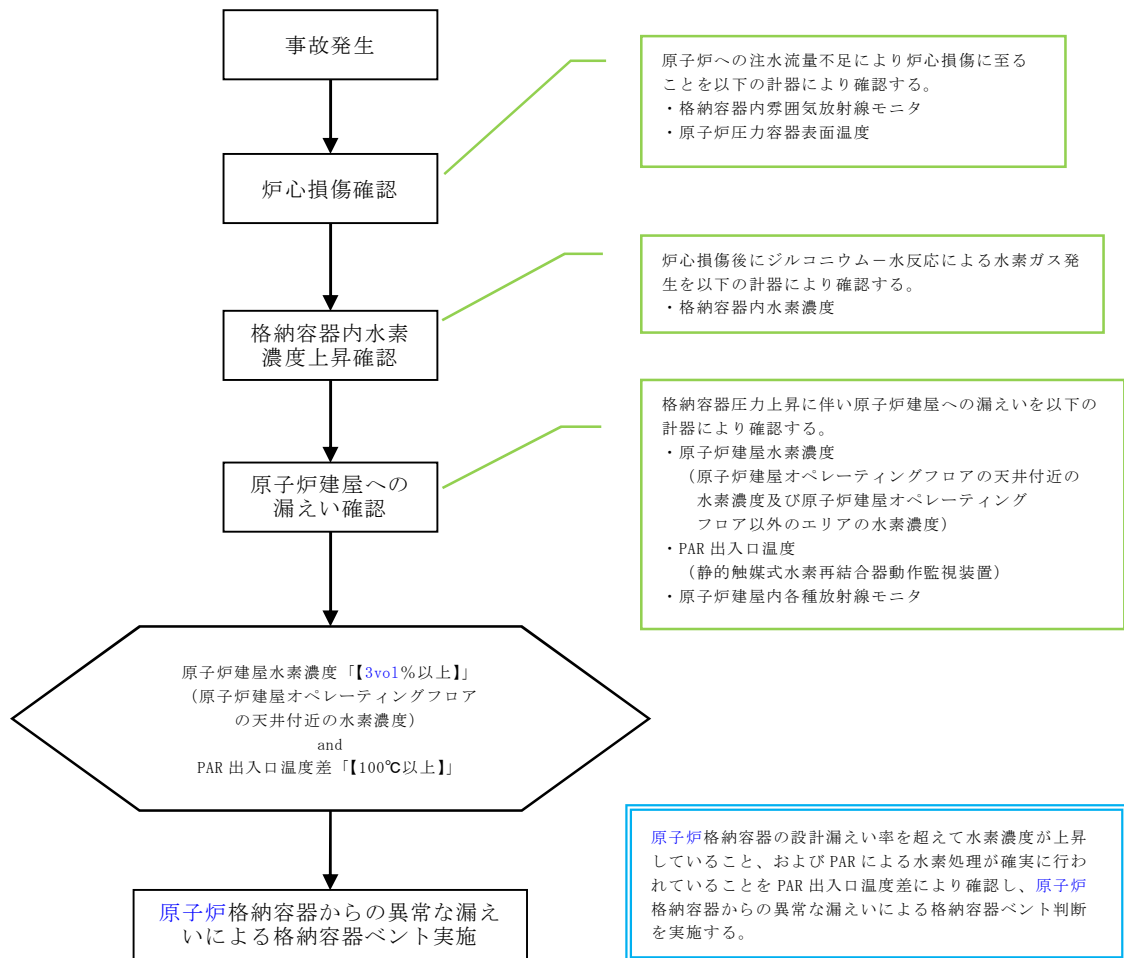
なお、原子炉格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント実施について、事故時運転操作手順へ記載する方針である。操作概要について第4.1.1-1図に示す。

格納容器ベント操作は、原子炉格納容器圧力による格納容器ベント判断、または原子炉格納容器からの漏えいによる格納容器ベント判断により実施する方針であり、放射性物質は可能な限り原子炉格納容器内に閉じ込めること

を基本とする。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，原子炉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により放射性物質を放出する。格納容器ベントは最終ヒートシンクへの熱移動として使用するため，格納容器除熱機能等が回復されるまで継続するべきであり，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，希ガスについては，格納容器圧力逃がし装置等で除去できないことから，原子炉格納容器内にできるだけ長くとどめ，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，原子炉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，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，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器スプレイや，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による冷却等を試みる。



第 4.1.1-1 図 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要

#### 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の破損防止が必要になった場合、中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は、中央制御室からの遠隔操作により実施するが、それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように、事前から重要なパラメータ（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度、サプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置水位、フィルタ装置出入口圧力）を重大事故等時に使用可能な計器により監視し、その他必要な操作を実

施する。

a. 格納容器ベント操作前準備

原子炉格納容器圧力が、格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に準備操作を完了させる必要があるため、原子炉格納容器圧力を継続監視し、その傾向から到達する時間を予測し準備操作を開始する。

なお、設備の故障等により、現場で操作する場合は、操作に必要な時間が記載されている手順書を使用し、格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に、格納容器ベント準備操作が終了するように対応している。

(a) 格納容器圧力逃がし装置使用前確認

格納容器圧力逃がし装置の使用前に、設備に異常のないことを確認する。確認する項目は以下のとおり。

- ・ 計測制御電源：電源が受電され、パラメータが監視可能であること。
- ・ 駆動電源：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時に使用する電動弁、電動機の電源が供給されていること。
- ・ フィルタ装置水位：通常水位付近にあること。
- ・ フィルタ装置出入口圧力：封入した窒素圧力以上にあること。

なお、フィルタ装置の水質確認については、急激な水質変化が考えられないためフィルタ装置水位の確認により代用する。

(b) 格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作

格納容器ベントラインにつながる系統の隔離操作は、非常用ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系との隔離弁の閉操作または閉確認を実施することである。本操作は、中央制御室からの遠隔操作を基本とする。制御電源・駆動源が喪失した場合、現場において閉状態の確認及び閉操作を実施する。

なお、非常用ガス処理系及び換気空調系とつながる系統の隔離操作については、空気駆動弁下流に通常時「閉」の弁を設置する計画である。この弁は、通常運転中に原子炉格納容器の圧力調整を実施する場合、一時的に開ける必要があるが、その場合は開操作を実施する操作員が近傍にいるため、異常時は速やかに閉めることが可能である。

(c) 格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作

格納容器ベントライン隔離弁の一部開操作は、当直副長からの格納容器ベント実施指示を受けて、一つの隔離弁を操作するだけで格納容器ベントが開始できるように、他の隔離弁を事前に開操作することである。

この操作は、炉心損傷前ベントと炉心損傷後ベントで操作する弁が異なる。

炉心損傷前ベントの場合は、一次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し、二次隔離弁を最後に開操作する。こ

これは、格納容器ベント中に隔離する機能を維持するためである。

炉心損傷後ベントの場合は、二次隔離弁及びフィルタ装置入口弁を準備操作として開操作及び開確認し、一次隔離弁を最後に開操作する。これは、[原子炉格納容器バウンダリ](#)を最小にするためと一次隔離弁の開を維持するためである。

炉心損傷前ベントでは、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）{T31-A0-F022}または一次隔離弁（ドライウエル側）{T31-A0-F019}の全開操作及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}の全開確認を実施する。

炉心損傷後ベントの場合は、二次隔離弁{T31-M0-F070}の調整開操作<sup>\*</sup><sup>1</sup>及びフィルタ装置入口弁{T61-A0-F001}の全開確認を実施する。なお、二次隔離弁には手動駆動のバイパス弁を設置する計画である。

本操作は中央制御室からの遠隔操作を基本とするが、設備の故障等により通常の操作ができない場合は、それぞれの操作弁について下記の操作手法がある。

一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}の空気駆動源が喪失した場合は、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6号炉：T31-M0-F047/F045（7号炉：T31-M0-F092/F082）}を中央制御室からの遠隔操作または現場での電動駆動弁手動操作により「全開」し、専用ボンベから圧縮空気を供給し、中央制御室から遠隔操作する。また、制御電源が喪失した場合は、電磁弁の排気側を加圧することにより当該弁を操作する、または弁本体を二次格納施設外から[遠隔手動弁操作設備](#)により操作する。電磁弁の排気側を加圧する操作は、排気ライン弁{6号炉：T31-F802/F803（7号炉：T31-F779/F778）}を「全閉」、ベント弁操作用空気供給電動駆動弁{6号炉：T31-M0-F047/F045（7号炉：T31-M0-F092/F082）}を「全開」し、空気供給弁{6号炉：T31-F062/F061（7号炉：T31-F099/F098）}を「全開」することにより、専用ボンベから圧縮空気が電磁弁の排気ラインへ供給され当該弁を操作することができる。この操作は「約15分（実操作時間約5分＋移動時間10分）」<sup>\*\*2</sup>で実施可能であり、[遠隔手動弁操作設備](#)による人力操作の場合は「約30分（実操作時間約20分＋移動時間10分）」<sup>\*\*2</sup>で実施可能と考える。

二次隔離弁{T31-M0-F070}の駆動電源が喪失した場合は、駆動部に設置された[遠隔手動弁操作設備](#)により二次格納施設の外から操作する。この操作は「約25分（実操作時間約15分＋移動時間10分）」<sup>\*\*2</sup>で実施可能である。二次隔離弁が操作不能の場合は、手動駆動の二次隔離弁バイパス弁を[遠隔手動弁操作設備](#)により二次格納施設の外から操作する。この操作は「約25分（実操作時間約15分＋移動時間10分）」<sup>\*\*2</sup>で実施可能である。

炉心損傷前後ベント準備の隔離弁操作対象弁を第 4.1.2-1 表に記す。  
設備の故障による操作方法を、第 4.1.2-2 表（6 号炉）、第 4.1.2-3 表（7 号炉）に整理する。

第 4.1.2-1 表 隔離弁操作対象一覧（ベント準備）

	操作対象弁	操作場所	操作（駆動）方法	操作時間
炉心損傷前	一次隔離弁 (空気駆動弁)	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
		二次格納施設外	専用ポンベ	約 15 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 5 分+移動時間 10 分)
			遠隔手動弁操作設備	約 30 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 20 分+移動時間 10 分)
炉心損傷後	二次隔離弁 (電動駆動弁)	中央制御室	操作スイッチ	約 1 分
		二次格納施設外	遠隔手動弁操作設備	約 25 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 15 分+移動時間 10 分)
	二次隔離弁バ イパス弁 (手動駆動弁)	二次格納施設外	遠隔手動弁操作設備	約 25 分 <sup>※2</sup> (実操作時間約 15 分+移動時間 10 分)

※1 二次隔離弁はベント流量調節弁になるため「調整開」とする。

※2 最短の時間であり、手順・評価時は余裕を含めた時間を設定する。

#### (d) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。ドレン移送ポンプの水張りは、手動弁{T61-F502A/B}を「全開」、手動弁{T61-F501}を「開」し、フィルタ装置の水頭圧によりドレン移送ポンプ水張りを実施する。

水張り完了の確認は、ドレン移送ポンプの空気抜き弁により確認する。この操作は、「約 1 時間」程度で操作可能であると考えている。

ドレン移送ポンプ水張り完了後は、手動弁{T61-F501, F502A/B, F209}を「全開」する。

また、ドレン移送ポンプの水張りに合わせて、フィルタ装置排水ラインの健全性を圧力計により確認する。

ドレン移送ポンプの水張り操作は、屋外での操作になる。格納容器ベント操作前であるため作業エリアの環境による作業性への影響はない。また、可搬設備は使用しないためアクセス性に影響はない。



(e) 中央制御室待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として、中央制御室待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・中央制御室換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(f) 緊急時対策所待避所設営

炉心損傷後の格納容器ベント操作前に準備操作として、緊急時対策所待避所への資機材搬入・待避所での監視装置の設営・緊急時対策所換気空調系の隔離操作・待避所の加圧操作等を実施する。

(g) 格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）

格納容器圧力逃がし装置付帯設備（可搬）として「格納容器圧力逃がし装置給水設備」、「格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備」及び「[スクラバ水 pH 制御設備](#)」がある。格納容器ベント前準備としては以下のとおり。

- ・ 給水設備（[可搬型代替注水ポンプ\(A-2 級\)](#)）

常時フィルタ装置は通常水位で維持されており、格納容器ベント開始後は水蒸気の凝縮により水位は上昇傾向であるため、基本的に補給の必要性はないと考える。

フィルタ装置の水位が低下する要因として、フィルタ装置内で補足した放射性物質の放熱による蒸発量が水蒸気の凝縮量より大きくなる場合である。これは、格納容器ベント停止後、水蒸気の流入が減少した場合に起きやすく、格納容器ベント中は水蒸気の流入が継続するため起こり難い。そのため、[可搬型代替注水ポンプ\(A-2 級\)](#)は格納容器ベント停止前、または格納容器ベント長時間継続による水蒸気の流入が減少し、フィルタ装置水位が低下傾向を示した場合に準備すればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

- ・ 窒素パージ設備（可搬型窒素供給装置）

可搬型窒素供給装置は、フィルタ装置排水後の排水ライン窒素ガスパージ時もしくは、格納容器ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置窒素ガスパージ時及びパージ後の管理に使用する。

可搬型窒素供給装置は、事前に保管場所にて窒素ガス供給準備を実施しておくことにより、現場へ移動後にホースの接続及び接続口の隔離弁操作のみで窒素ガスを供給することができる。

これにより、フィルタ装置排水操作時または格納容器ベント停止の目途が立ってから準備をすればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

- ・ [スクラバ水 pH 制御設備](#)

フィルタ装置内のスクラバ水の水質は、フィルタ装置水位が維持されていれば変化することはない。[スクラバ水 pH 制御設備](#)が必要に

なるのは、フィルタ装置の排水によりスクラバ水の水質が低下した場合であり、排水操作に合わせて準備すればよく、格納容器ベント前に準備する必要はない。

b. 格納容器ベント開始操作

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、当直副長の指示を受けて、炉心損傷前の場合は二次隔離弁{T31-M0-F070}を中央制御室からの遠隔操作または、二次格納施設外からの人力操作により「調整開」とし、炉心損傷後の場合は一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}を二次格納施設外からの人力操作により「全開」とし、格納容器ベントを実施する。

なお、二次隔離弁が操作不能の場合は、手動駆動の二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。

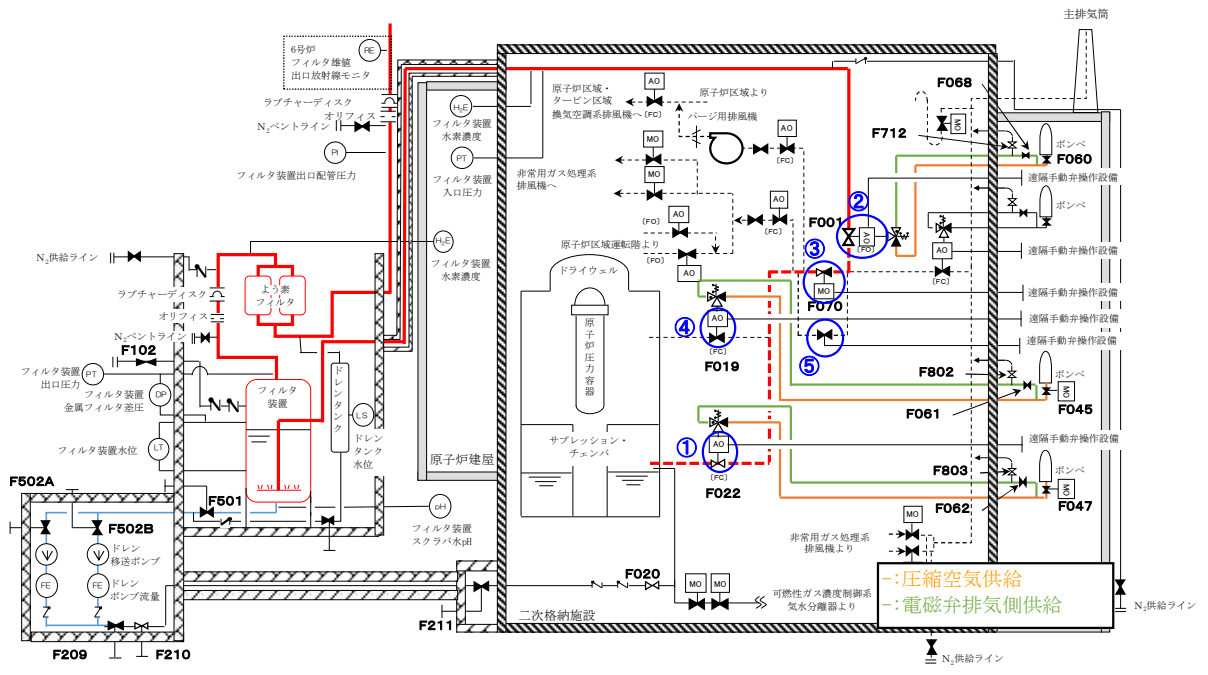
原子炉格納容器からの異常な漏えい発生時における格納容器ベントは、サブプレッション・チェンバ側からのベントを優先する。これは、公衆への影響が過大にならないことを目的としている。原子炉格納容器からの漏えい発生個所がドライウエル側であっても、サブプレッション・チェンバ側からのベントにより原子炉格納容器圧力を低下させることは可能であり、原子炉格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

格納容器ベント操作に必要な空気駆動弁及び電動駆動弁は、炉心損傷前後において操作可能とする。

また、操作場所へのアクセスは複数のアクセスルートから選定することにより確保することができる。



- ① 一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
- ② フィルタ装置入口弁
- ③ 二次隔離弁
- ④ 一次隔離弁 (ドライウエル側)
- ⑤ 二次隔離弁バイパス弁



第 4.1.2-1 図 6号炉 格納容器ベント操作前準備  
及び格納容器ベント操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

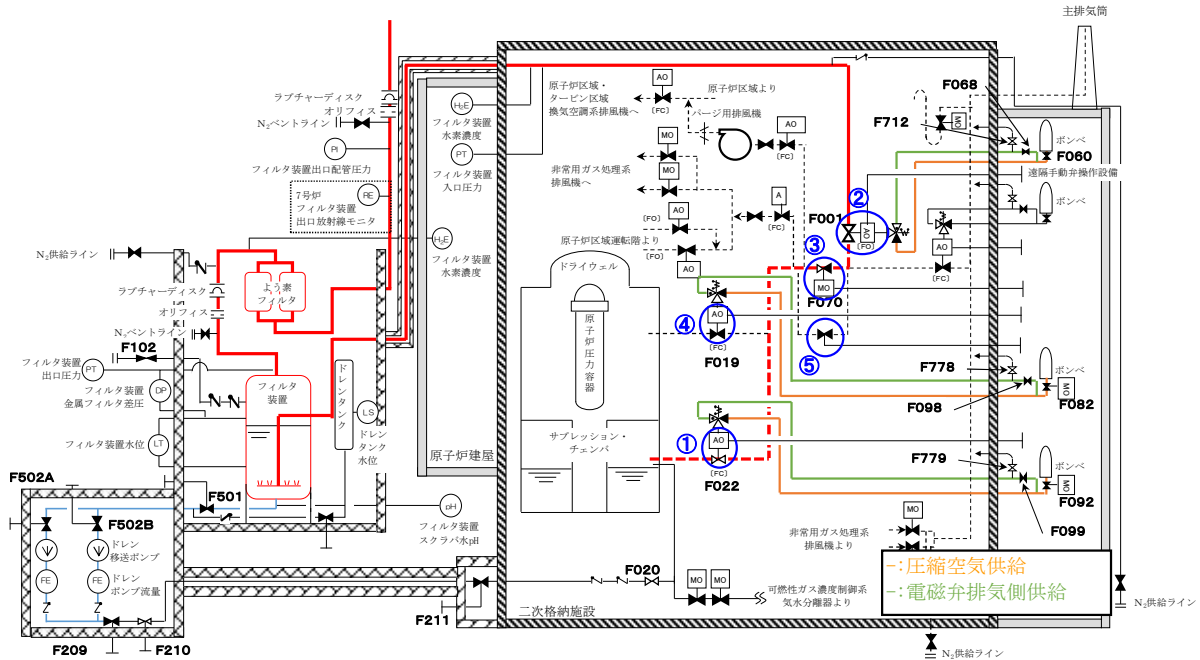
第 4.1.2-2 表 6号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)  
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
					通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
							空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失
① 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	通常開	F, O	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
③ 原子炉格納容器二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	通常閉	F, A, I	中操	中操	中操	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	
④ 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	-	エクステンション (現場)	-	-	-	-	-	-	-

F, C : 駆動源等喪失時「閉」  
 F, O : 駆動源等喪失時「開」  
 F, A, I : 駆動源等喪失時「現状維持」

現場: 二次格納施設外 (非管理区域)

- ① 一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
- ② フィルタ装置入口弁
- ③ 二次隔離弁
- ④ 一次隔離弁 (ドライウエル側)
- ⑤ 二次隔離弁バイパス弁



第 4.1.2-2 図 7号炉 格納容器ベント操作前準備  
及び格納容器ベント操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

第 4.1.2-3 表 7号炉 格納容器ベント操作 (格納容器圧力逃がし装置)  
対象弁操作方法

操作対象弁	弁番号	駆動方式	通常状態	駆動源等喪失時動作	操作方法							
					通常時	空気駆動源喪失時	空気駆動弁制御電源喪失時		電動弁電源喪失			
									空気駆動源健全	空気駆動弁制御電源健全	空気駆動弁制御電源喪失	空気駆動弁制御電源喪失
① 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	T31-A0-F022	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
② フィルタ装置入口弁	T61-A0-F001	空気駆動弁	通常開	F, O	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
③ 原子炉格納容器二次隔離弁	T31-M0-F070	電動駆動弁	通常閉	F, A, I	中操	中操	中操	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	エクステンション (現場)	
④ 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	T31-A0-F019	空気駆動弁	通常閉	F, C	中操	専用ポンペ (中操)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)	中操	専用ポンペ (中操&現場)	専用ポンペ (現場)	エクステンション (現場)
⑤ 原子炉格納容器二次隔離弁バイパス弁	弁番号未定	手動駆動弁	通常閉	-	エクステンション (現場)	-	-	-	-	-	-	-

F, C : 駆動源等喪失時「閉」  
 F, O : 駆動源等喪失時「開」  
 F, A, I : 駆動源等喪失時「現状維持」

現場：二次格納施設外 (非管理区域)

c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は、原子炉格納容器圧力が低下することにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。また、フィルタ装置出口放射線モニタ指示の上昇・フィルタ装置入口圧力指示の原子炉格納容器圧力に追従することによっても格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。なお、耐圧強化ベント系へのリークが無いことを、耐圧強化ベントラインに設置されている放射線モニタ指示が変化しないことにより確認することができる。

これらのパラメータにより格納容器ベントが正常に行われていないことを確認した場合は、原因調査を開始し、格納容器隔離弁の不具合が考えられる場合は遠隔操作から人力操作への切り替え・サプレッション・チェンバ側からドライウェル側への切り替え・二次隔離弁バイパス弁への切り替えを実施する。格納容器圧力逃がし装置の不具合が考えられる場合は耐圧強化ベントまたは代替格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。時間的な余裕がある場合は、格納容器圧力逃がし装置側を隔離してから耐圧強化ベント系等へ切り替える。耐圧強化ベント系への切り替え後、格納容器圧力逃がし装置の不具合が解消された場合には、再度格納容器圧力逃がし装置への切り替えを実施する。

二次隔離弁{T31-M0-F070}は、炉心損傷前ベントにおいて「調整開（弁開度 70%程度）」<sup>※1※2</sup>、炉心損傷後ベントにおいて「調整開（弁開度 20%程度）」<sup>※1※2</sup>を目標に操作するが、原子炉格納容器の圧力低下傾向に応じた開度を調整する。

(※1 格納容器圧力逃がし装置の系統圧力損失を踏まえた評価を実施した結果、炉心損傷前ベントにおいて「調整開（弁開度 70%程度）」、炉心損傷後ベントにおいて「調整開（弁開度 20%程度）」に変更する。これは、有効性評価における格納容器ベント時の原子炉格納容器除熱量を確保するための排出流量を満足する。

有効性評価においては、原子炉格納容器圧力「0.62MPa[gage]」における最大排出流量 31.6kg/s に対して炉心損傷前ベント時は「流路面積約 70%開」を、炉心損傷後ベント時は「流路面積約 50%開」を設定している。それぞれの流路面積に相当する排出流量を確保するために必要な二次隔離弁の弁開度を、格納容器圧力逃がし装置の系統圧力損失を踏まえて設定した。

(※2 二次隔離弁バイパス弁を使用した格納容器ベントの場合も同様となる計画である。)

格納容器ベント中は、原子炉格納容器圧力の低下を継続監視すると共にサプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置水位、ドレンタンク水位及びフィルタ装置出口放射線モニタを監視する。サプレッション・チェンバ水位がサプレッション・チェンバ取り出

し配管位置 [ ] 以下<sup>※3</sup>であることを確認する。

(※3 サプレッション・チェンバ取り出し配管位置に到達した場合は、サプレッション・チェンバからの取り出しをドライウエルからの取り出しに切り替える。格納容器ベント中にサプレッション・チェンバ水位が上昇する要因として、原子炉へ注水された水が破断口または主蒸気逃がし安全弁から流入することが考えられる。なお、サプレッション・チェンバ水温が飽和温度を下回っている場合、原子炉内の蒸気が主蒸気逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバで凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。)

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)<sup>※4</sup>」から「1000mm(通常水位)<sup>※5</sup>」の範囲にあること及びフィルタ装置金属フィルタ差圧が [ ] 以下であることを確認する。この範囲を逸脱する場合は以下のとおりフィルタ装置水位調整を実施する。

フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)」に到達した場合及びフィルタ装置金属フィルタ差圧が [ ] に到達した場合は、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。フィルタ装置の排水は、手動弁{T61-F501, F502A/B, F210, F211}を「全開」し、ドレン移送ポンプA/Bのどちらかを起動する。ドレン移送ポンプ起動後、手動弁{T61-F209}にて流量調整し、フィルタ装置内の水をサプレッション・チェンバへ排水する。

フィルタ装置水位「1000mm(通常水位)」でフィルタ装置の排水を停止する。

(※4 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。「3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化」にあるとおり、フィルタ装置水位が「2200mm」であれば吹き上がりを考慮しても金属フィルタ下端には到達しない。)

(※5 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

フィルタ装置の排水停止後、フィルタ装置薬液補給及びフィルタ装置排水ライン窒素ガスパージを行う。

フィルタ装置薬液補給は、フィルタ装置補給用接続口にスクラバ水 pH 制御設備からの送水ホースを接続し、フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして必要補充量の薬液補給を実施する。

フィルタ装置排水ライン窒素ガスパージは、ドレン移送ポンプ出口ラインの残留水を可搬型窒素供給装置による窒素ガスによりサプレッション・チェンバに排水する。排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続し、手動弁{T61-F211, F213}を「全開」にしてドレン移送ポンプ出口ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水及び窒素ガスパージを実施する。ドレン移送ポンプ出口ラインを加圧するた

めに手動弁{T61-F211}を「全閉」とし、圧力計により加圧されたことを確認する。加圧確認後、手動弁{T61-F211}を「全閉」とし窒素ガスパーズを終了する。

フィルタ装置水位が「1000mm（通常水位）」を下回り「500mm（下限水位）<sup>※6</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置の水張りは、フィルタ装置補給用接続口に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からの送水ホースを接続し、フィルタ装置補給水弁{T61-F102}を「全開」にして水張りを実施する。

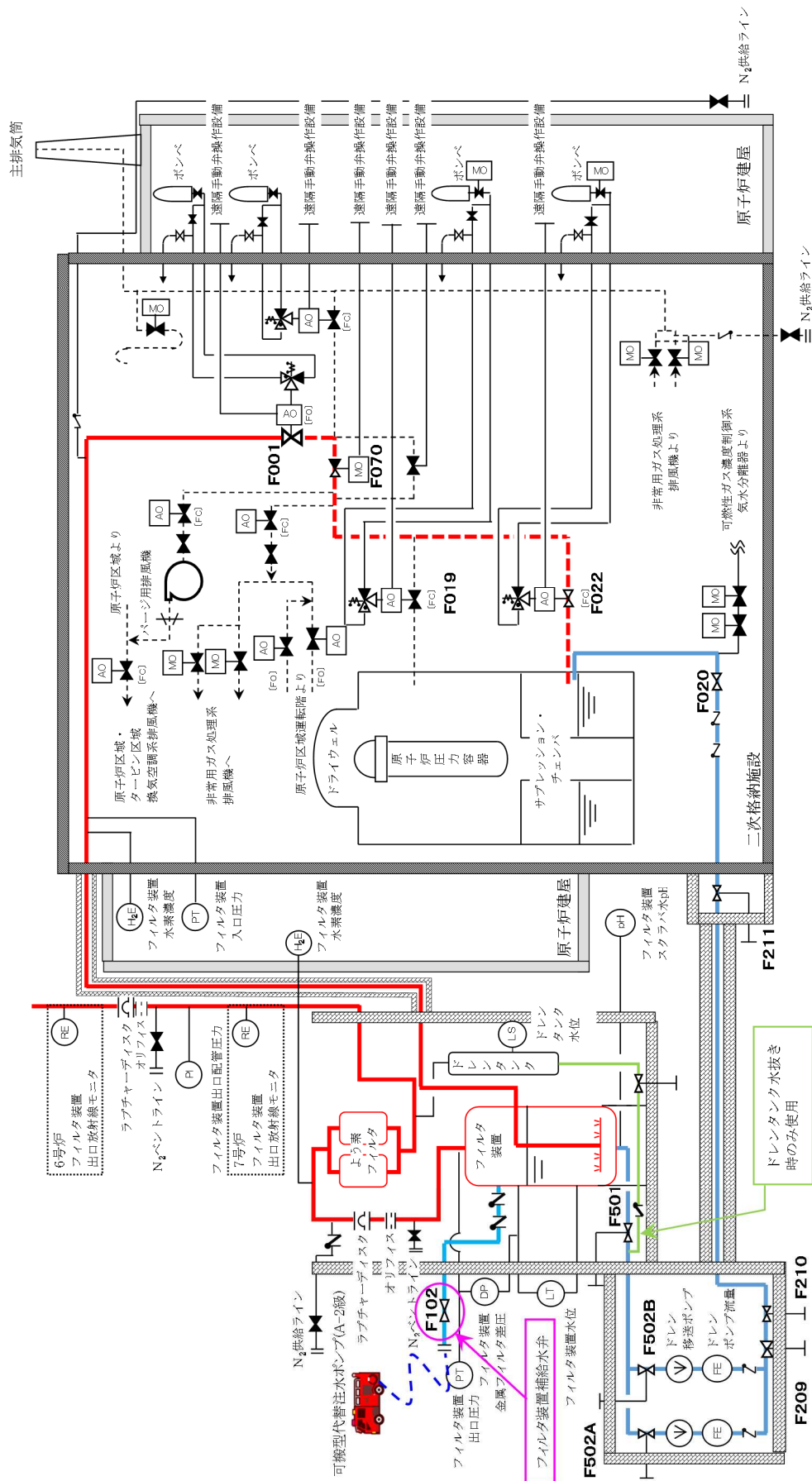
フィルタ装置水位「1000mm（通常水位）～1500mm」で水張りを停止する。

(※6 下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。)

フィルタ装置の排水操作は、可搬設備を使用しないためアクセス性に影響はない。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

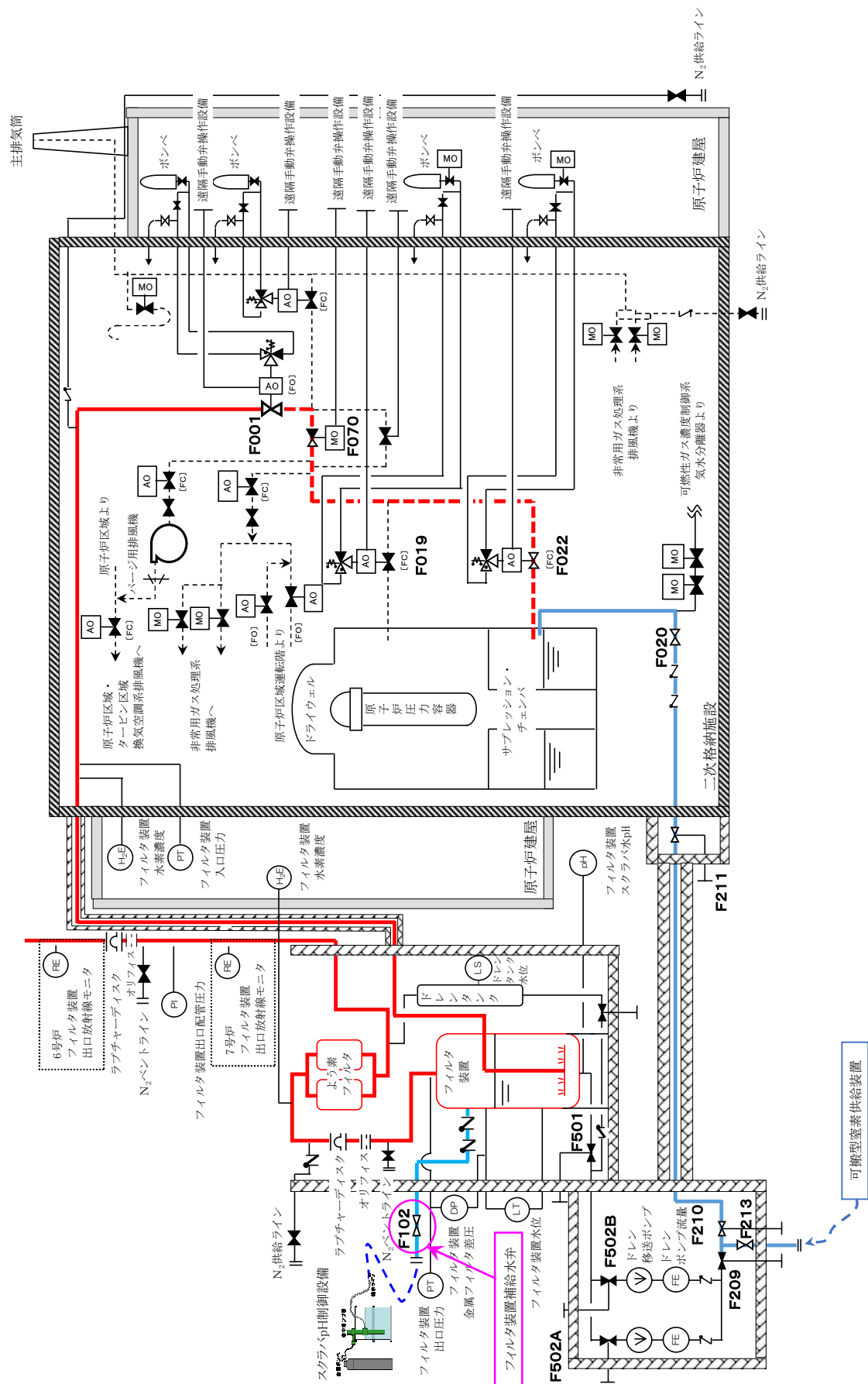
フィルタ装置薬液補給、フィルタ装置排水ライン窒素ガスパーズおよびフィルタ装置の補給操作は、可搬設備を使用するためアクセスルートに支障がある場合は、重機等を使用してアクセスルートを確保する。また、作業エリアの被ばく線量率が低下した後に作業を行う。

ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。ドレンタンクの排水は、ドレンタンク出口弁{T61-F521}を全開しフィルタ装置の排水操作と同様に排水操作を行う。ドレンタンク水位が水位低まで排水後、排水操作を停止する。



第 4.1.2-3 図 フィルタ装置水位調整操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)





第 4.1.2-4 図 フィルタ装置葉液補給・排水ライン窒素ガスページ操作概略図  
(格納容器圧力逃がし装置)

d. 格納容器ベント停止操作

格納容器ベント停止判断には下記の 2 つがある。

(a) 炉心損傷前ベント実施中に炉心の健全性が確認できない場合

炉心損傷前ベント実施中に、炉心の健全性が確認できない場合は炉心損傷に至る可能性があり、放射性物質の放出が増加するため格納容器ベントを停止する。原子炉停止後の経過時間で炉心損傷後の放射性物質放出量は減少するが、環境中への放出量を低減させるための対応である。格納容器ベント停止判断は、原子炉格納容器内雰囲気放射線モニタまたは原子炉圧力容器温度計により判断する。

格納容器ベント停止後は、原子炉格納容器限界圧力に到達しないように格納容器除熱を実施する。残留熱除去系による格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復するまでは、過度な冷却による格納容器負圧を防止し、格納容器内酸素濃度が可燃限界濃度に到達する前に格納容器圧力逃がし装置等を用いた可燃性ガス放出を実施する。

(b) 格納容器除熱機能等が回復した場合

格納容器ベント実施中に、格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能及び格納容器可燃性ガス濃度制御機能が回復し、原子炉格納容器の破損防止のため使用した格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

具体的には、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること、原子炉格納容器内雰囲気モニタが使用可能な状態になり、格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること、及び可燃性ガス濃度制御系が使用可能な状態になり、原子炉格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

なお、残留熱除去系による格納容器除熱により原子炉格納容器が負圧になることを防止するため過度な冷却を実施しないように操作するとともに、不活性ガス系統からの窒素ガス供給を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側／ドライウエル側）{T31-A0-F022/F019}、二次隔離弁{T31-M0-F070}または二次隔離弁バイパス弁を、中央制御室からの遠隔操作または二次格納施設外からの現場操作にて「全閉」する。

格納容器ベント停止操作時に設備の故障が発生した場合については、



一次隔離弁は「FC」であるため「全閉」すると考えられる。また、二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備による操作により確実に「全閉」することができる。二次隔離弁は電動駆動弁であるため、駆動電源喪失時は二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備による操作により「全閉」する。

## 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の破損防止が必要になった場合、中央制御室操作または現場操作により格納容器ベント操作を実施することができる。通常は、中央制御室からの遠隔操作により実施するが、それができない場合は現場操作により実施することができる。

格納容器ベント操作が必要な状況になった際に速やかに操作ができるように、事前から重要なパラメータ（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度、サプレッション・チェンバ水位、フィルタ装置水位）の監視、その他必要な操作を実施する。

### a. 格納容器ベント操作前準備

格納容器ベント操作前のフィルタ装置排水ラインへの水張りは、格納容器圧力逃がし装置と同様に実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

### b. 格納容器ベント開始操作

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作は、地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「全開」とし、当直副長の指示を受けて地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を中央制御室からの遠隔操作により「調整開」とし、原子炉格納容器ベントを実施する。

中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）及び地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を駆動部に設置された遠隔手動弁操作設備により二次格納施設の外から操作する。

### c. 格納容器ベント中操作

格納容器ベント操作を実施した際は、原子炉格納容器圧力が低下することにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

地下式 FCVS 二次隔離弁の開度は設計に合わせて決定する。

格納容器ベント中の監視事項、及びフィルタ装置の水位調整については、格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。操作の詳細については設計に合わせて決定する。

### d. 格納容器ベント停止操作

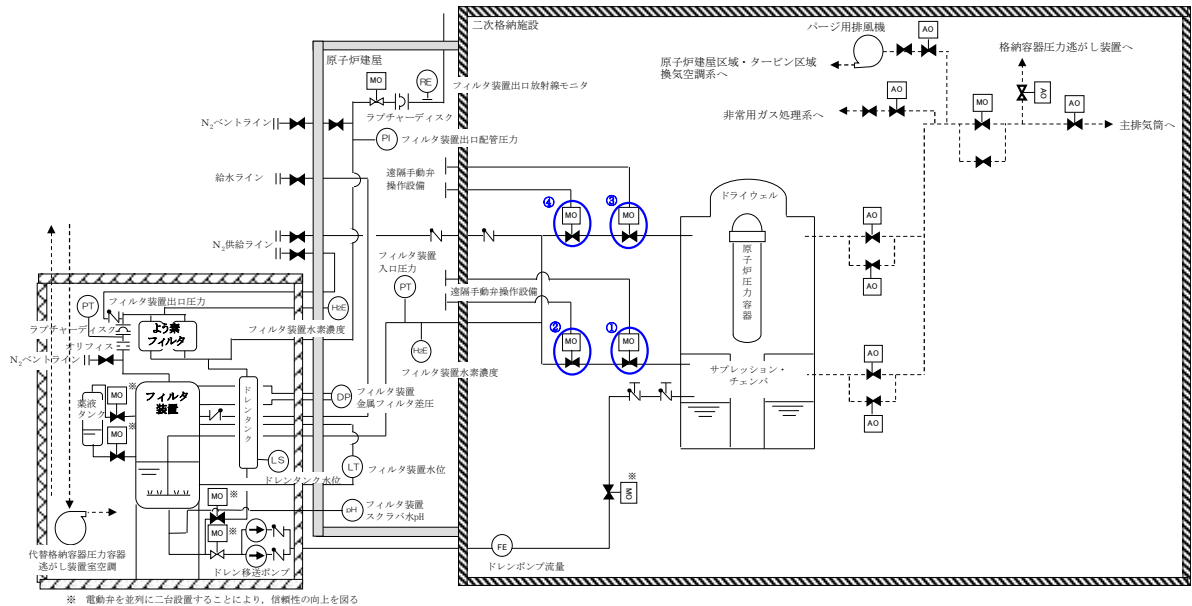
格納容器ベント実施中に、代替格納容器圧力逃がし装置以外の格納容器除熱機能が回復し、格納容器可燃性ガス濃度制御機能が確保され、格納容器破損防止のため使用した代替格納容器圧力逃がし装置を停止でき

ると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

具体的には、残留熱除去系による格納容器除熱機能が回復し長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること、原子炉格納容器内雰囲気モニタによる格納容器内酸素／水素濃度測定が可能であること、及び原子炉格納容器内における水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃性ガス濃度制御系により可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、代替格納容器圧力逃がし装置を停止することができる。

代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの停止操作は、地下式 FCVS 一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）、及び地下式 FCVS 二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側またはドライウエル側）を、中央制御室からの遠隔操作または現場操作にて「全閉」する。

- |   |          |                        |
|---|----------|------------------------|
| ① | 地下式 FCVS | 一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) |
| ② | 地下式 FCVS | 二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) |
| ③ | 地下式 FCVS | 一次隔離弁 (ドライウエル側)        |
| ④ | 地下式 FCVS | 二次隔離弁 (ドライウエル側)        |



第 4.1.2-5 図 代替格納容器圧力逃がし装置操作概略図

第 4.1.2-4 表 格納容器ベント操作 (代替格納容器圧力逃がし装置)  
対象弁操作方法

	操作対象弁	駆動方式	操作方法	
			通常時	電源喪失時
①	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 (二次格納容器外 (非管理区域))
②	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	電動 弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 (二次格納容器外 (非管理区域))
③	地下式FCVS 原子炉格納容器一次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 (二次格納容器外 (非管理区域))
④	地下式FCVS 原子炉格納容器二次隔離弁 (ドライウエル側)	電動駆動弁	中操	遠隔手動操作弁操作設備 (二次格納容器外 (非管理区域))

#### 4.1.3 中央制御室及び現場でのパラメータ監視

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### 【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に、フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)<sup>※2</sup>」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後に、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発しフィルタ装置水位が低下する場合は、「1000mm(通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※3</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室、緊急時対策所及びフィルタベント計装ラック（[フィルタベント遮蔽壁附室](#)）にて確認することができる。

(※1 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

(※2 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「5000mm」まで到達しない水位として定めている。)

(※3 下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。)

##### 【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に、フィルタ装置出口の放射線量を監視し、初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認する。

また、格納容器ベント中においても継続監視することにより、放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も、フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

##### 【フィルタ装置入口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に、フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に、待機圧力から上昇した後、[原子炉](#)格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また、格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は、配管内に残留した蒸気が凝縮することにより、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室、緊急時対策所及び二次格納施設外にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置出口圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は中央制御室、緊急時対策所及び現場（フィルタベント装置近傍）にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置出口配管圧力】

格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口配管圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口配管圧力は原子炉建屋 4 階屋上にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置水素濃度】

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にて格納容器ベント操作後の窒素ガスによるパージ操作により、フィルタ装置入口及び出口配管内に水素が残留していないことを確認する。

また、窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素が流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

#### 【フィルタ装置ドレン流量】

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて、フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場（フィルタベント遮蔽壁近傍）にて確認することができる。

**【フィルタ装置スクラバ水 pH】**

フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場（[フィルタベント遮蔽壁附室](#)）にて確認することができる。

**【フィルタ装置金属フィルタ差圧】**

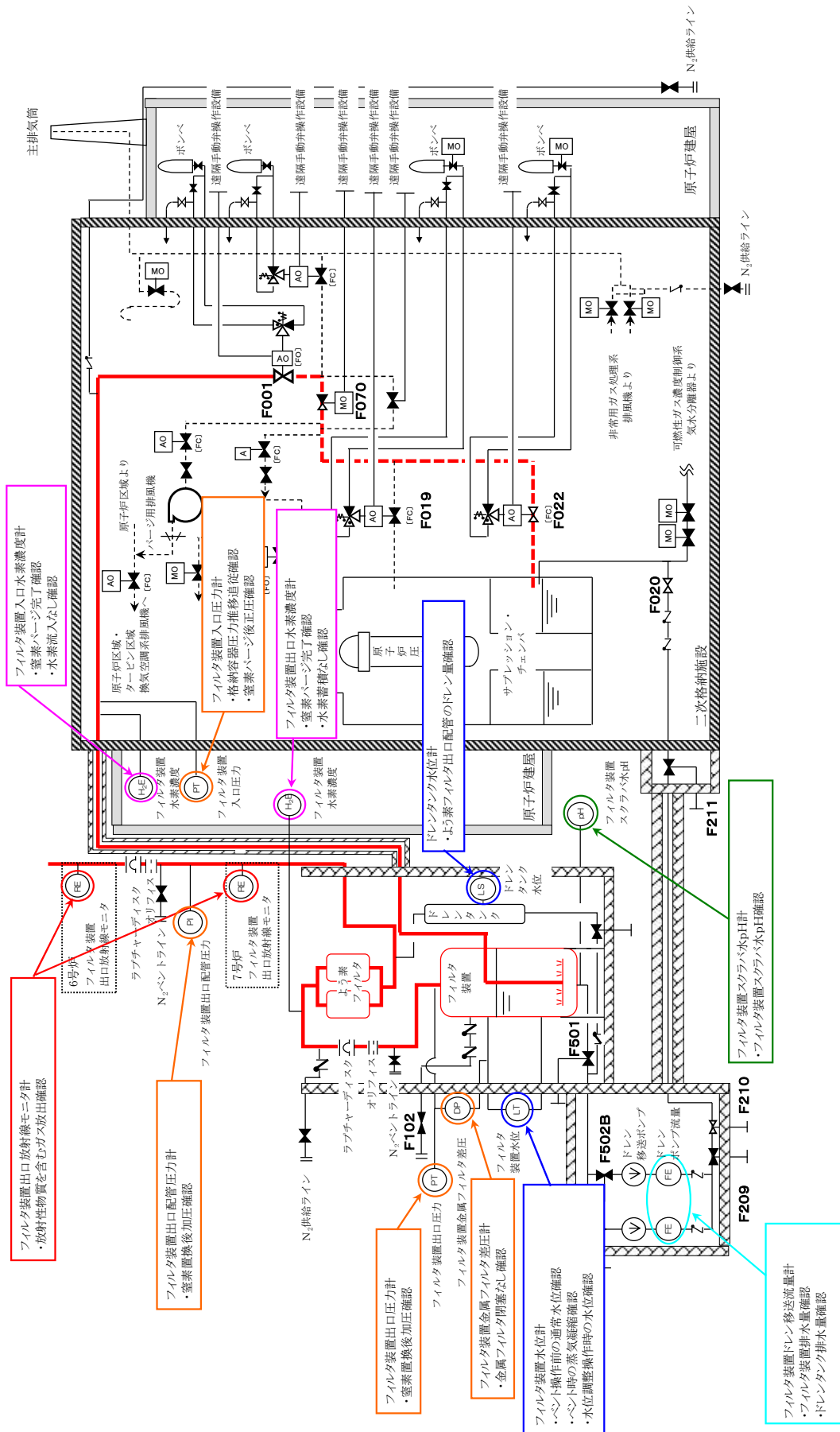
[フィルタ装置金属フィルタ差圧](#)により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

[フィルタ装置金属フィルタ差圧](#)は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。

**【ドレンタンク水位】**

ドレンタンク水位により、よう素フィルタ出口配管のドレン量を確認する。ドレンタンク水位が水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のために排水操作を実施する。

ドレンタンク水位は中央制御室、緊急時対策所にて確認することができる。



第 4. 1. 3-1 図 格納容器圧力逃がし装置監視計器概要図



## 【代替格納容器圧力逃がし装置】

### 【フィルタ装置水位】

格納容器ベント操作前に、フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」付近であることを確認し必要に応じてフィルタ装置水位の調整を実施する。

格納容器ベント操作時は、ベントガス蒸気の凝縮によりフィルタ装置水位が上昇するため継続監視し、フィルタ装置水位が「2600mm(上限水位)<sup>※2</sup>」に到達した場合は、フィルタ装置性能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。

格納容器ベント操作時または格納容器ベント停止後にフィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱によりフィルタ装置の水が蒸発しフィルタ装置水位が低下する場合は、「1000mm(通常水位)<sup>※1</sup>」を下回り「500mm(下限水位)<sup>※3</sup>」に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

フィルタ装置水位は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

(※1 通常水位は下限水位に対して管理上の余裕を持たせた値として設定している。)

(※2 上限水位はフィルタ装置内のベントガスによる吹き上がりによる上昇を考慮しても金属フィルタ下端水位「6000mm」まで到達しない水位として定めている。)

(※3 下限水位はDF性能確認試験の結果から得られた最低水位であるため、この水位を下回らないように水位調整を実施する必要がある。)

### 【フィルタ装置出口放射線モニタ】

格納容器ベント実施時に、フィルタ装置出口の放射線量を監視し、初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認する。

また、格納容器ベント中においても継続監視することにより、放射性物質を含むガスの放出状況を把握する。

格納容器ベント停止後も、フィルタ装置出口配管が開放状態にあるため継続監視する。

フィルタ装置出口放射線モニタは中央制御室にて確認する計画である。

### 【フィルタ装置入口圧力】

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作後に、フィルタ装置入口圧力を監視することにより窒素置換状態が維持され待機状態にあることを確認する。

格納容器ベント実施時に、待機圧力から上昇した後、原子炉格納容器圧力の低下と追従して低下傾向を示すことにより代替格納容器圧力逃がし装置が正常に動作していることを確認する。

また、格納容器ベント停止後に窒素ガスによるパージを実施した後は、配管内に残留した蒸気が凝縮することにより、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口圧力が

正圧で維持されていることを確認する。

フィルタ装置入口圧力は中央制御室及び現場にて確認する計画である。

#### 【フィルタ装置出口圧力】

代替格納容器圧力逃がし装置点検等後の系統内窒素置換操作時に、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによりフィルタ装置出口圧力が待機状態の圧力まで加圧されたこと、及びラプチャーディスクの動作圧力まで加圧されていないことを確認する。

なお、格納容器ベント実施後はラプチャーディスクが開放することにより大気圧と等しくなる。

フィルタ装置出口圧力は現場にて確認する計画である。

#### 【フィルタ装置水素濃度】

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にて格納容器ベント操作後の窒素ガスによるパージ操作により、フィルタ装置入口及び出口配管内に水素が残留していないことを確認する。

また、窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素が流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度は中央制御室にて確認する計画である。

#### 【フィルタ装置ドレン流量】

フィルタ装置ドレン移送ラインに設置されている流量計にて、フィルタ装置排水量を確認する。

フィルタ装置ドレン流量は現場にて確認する計画である。

#### 【フィルタ装置スクラバ水 pH】

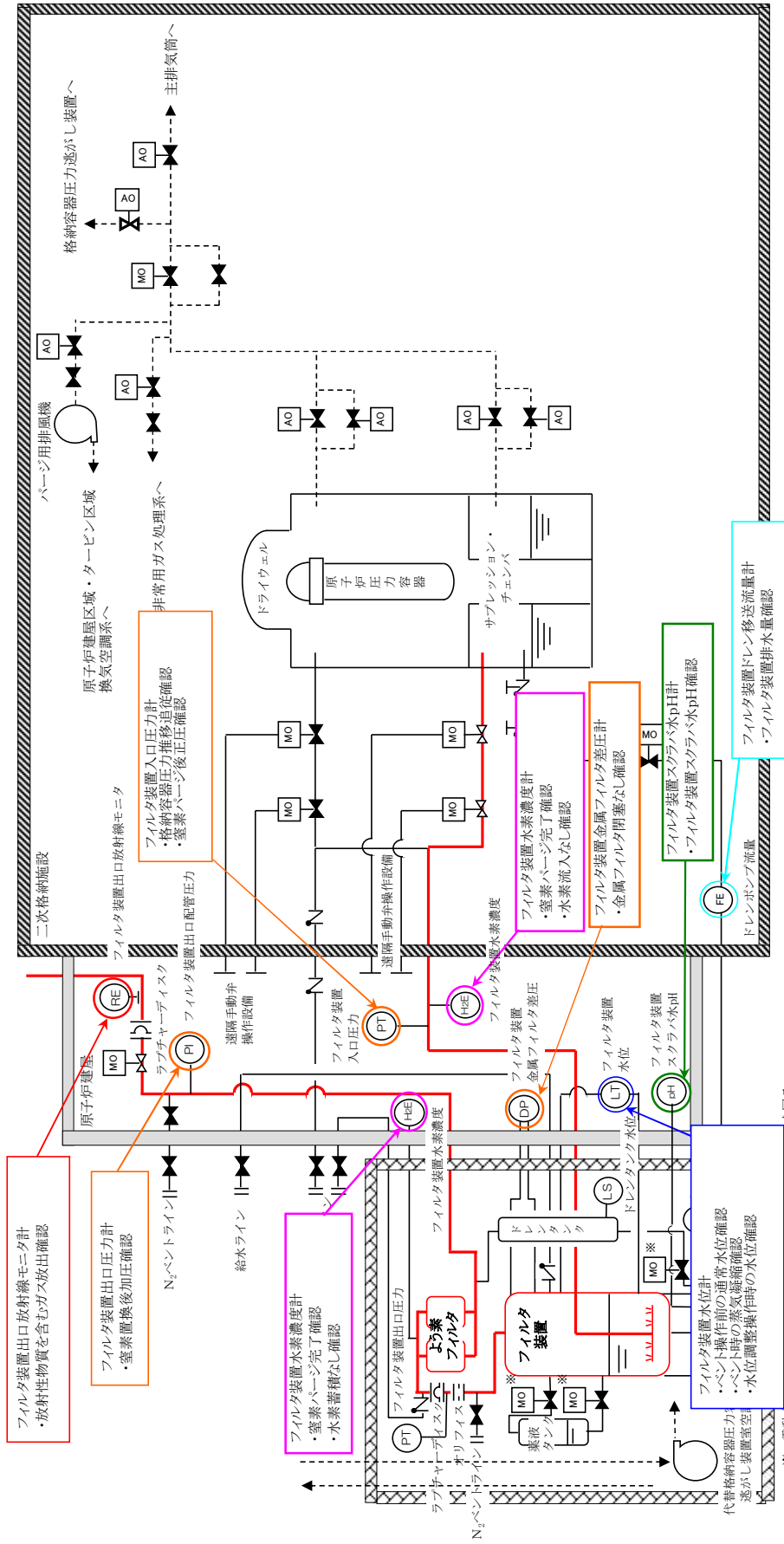
フィルタ装置の水位調整を実施した後、薬液を補給する際にスクラバ水の pH を確認する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は現場にて確認する計画である。

#### 【フィルタ装置金属フィルタ差圧】

フィルタ装置金属フィルタ差圧により、金属フィルタの閉塞状態を確認する。

フィルタ装置金属フィルタ差圧は中央制御室にて確認する計画である。



第 4.1.3-2 図 代替格納容器圧力逃がし装置監視器概要図

## 4.2 格納容器圧力逃がし装置の操作性

### 4.2.1 ベント弁操作エリア

#### 4.2.1.1 ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント前に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は最大約43mSv、D/Wベント時は最大約45mSv、7号炉側の作業でW/Wベント時は最大約43mSv、D/Wベント時は最大約45mSvとなり作業可能である。

#### 4.2.1.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に二次格納施設外（屋内）にて現場作業を行う際は、4.2.1.1に示した被ばく経路に加え、二次格納施設内のベント配管内の放射性物質及び大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント後に二次格納施設外（屋内）にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は約7.1mSv、D/Wベント時は約2.8mSv、7号炉側の作業でW/Wベント時は約2.7mSv、D/Wベント時は約4.4mSvとなり作業可能である。

### 4.2.2 フィルタベント遮蔽壁周辺

#### 4.2.2.1 ベント前の被ばく評価（線量分布）

ベント前に屋外にて現場作業を行う際は、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による影響を受ける。

この経路からの被ばく線量を評価した結果、屋外にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業で最大約2mSv、7号炉側の作業で最大約2mSvとなり作業可能である。

#### 4.2.2.2 ベント後の被ばく評価（線量分布）

ベント後（ベント中を含む）に屋外にて現場作業を行う際は、4.2.2.1に示した被ばく経路に加え、フィルタ装置、よう素フィルタ及びベント配管内の放射性物質並びに大気中に放出される希ガス等の放射性物質からのガンマ線による影響を受けることになる。

これらの経路からの被ばく線量を評価した結果、ベント後に屋外にて行う現場作業の作業線量は、6号炉側の作業でW/Wベント時は最大約47mSv、D/Wベ

ト時は最大約 45mSv, 7号炉側の作業で W/W ベント時は最大約 46mSv, D/W ベント時は最大約 44mSv となり作業可能である。

#### 4.2.2.3 自然現象による操作性への影響

環境条件として設定する自然現象（降水，積雪，風（台風），低温（凍結））による，操作性への影響は以下のとおり。

a. 降水（1時間降水量：43.0mm, 1日降水量：131.4mm）

フィルタベント遮蔽壁周辺は，環境条件の降水が構内排水施設の排水能力を上回ることはなく，作業可能である。フィルタベント遮蔽壁内について，タンク室内はサンプ排水ラインを通じて排水するか，ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり操作性への影響はない。また，附室は排水口を設置することにより，雨水が溜まることはなく，作業可能である。

b. 積雪（1日降雪量：58.0cm, 平均積雪深：31.1cm）

適切に除雪を実施することにより，作業可能である。

c. 風（台風）（10分間平均風速：22.2m/s）

構内での車両の走行は，横風を受けるような高速で移動するものではないため走行可能である。また，高所での作業はなく低所のみでの作業であるため十分な注意を払うことにより作業可能である。

d. 低温（凍結）（気温：-10.3℃（24時間継続））

防寒対策として適切な装備を着用することにより，作業可能である。

#### 4.3 水素燃焼防止に関する設備操作

水素燃焼防止に関する操作は以下の2つがある。

- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換  
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)
- ② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ  
(窒素ガスによる水素，残留蒸気パージ)

- ① 格納容器圧力逃がし装置点検等後の窒素置換  
(窒素ガスによる酸素濃度低下操作)

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の点検等後は，フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため，格納容器ベント操作時に，**原子炉**格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため，格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に，窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ，窒素置換状態とする。

格納容器圧力逃がし装置の窒素置換操作は，「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」「フィルタ装置出口配管」の二つに区別される。

「フィルタ装置入口配管，フィルタ装置」の窒素置換操作は，フィルタ装置入口弁{T61-F001}を全閉とした上で，大気開放の窒素ベント弁{弁番号未定}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，フィルタ装置入口配管，フィルタ装置までの空気は，窒素ベント弁{弁番号未定}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。窒素置換完了後は，空気混入防止として系統内を加圧状態とする。加圧操作は，窒素ベント弁{弁番号未定}を「閉」し，フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置入口圧力の指示が上昇し，フィルタ装置出口圧力が「10kPa[gage]」まで加圧された後，窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し加圧状態とする。また，窒素置換完了後は**原子炉**格納容器内の窒素置換が完了するまではフィルタ装置入口弁{T61-F001}を窒素置換された範囲の隔離弁として全閉状態に保持する。

「フィルタ装置出口配管」の窒素置換操作は，大気開放の窒素ベント弁{T61-F207}を「全開」にし，可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{弁番号未定}を「開」することにより実施する。窒素ガス注入によって，**ラプチャーディスク**までのフィルタ装置出口配管内の空気は，窒素ベント弁{T61-F207}から大気へ放出される。ポータブルの酸素濃度計で放出箇所の酸素濃度を測定し「可燃限界濃度(5vol%)以下<sup>\*1</sup>」まで低下確認できれば窒素置換完了と判断する。加圧操作は，窒素ベント弁{T61-F207}を「閉」し，フ

フィルタ装置出口配管圧力の指示が上昇し「10kPa[gage]」まで加圧された後、窒素供給弁{弁番号未定}を「全閉」し加圧状態とする。

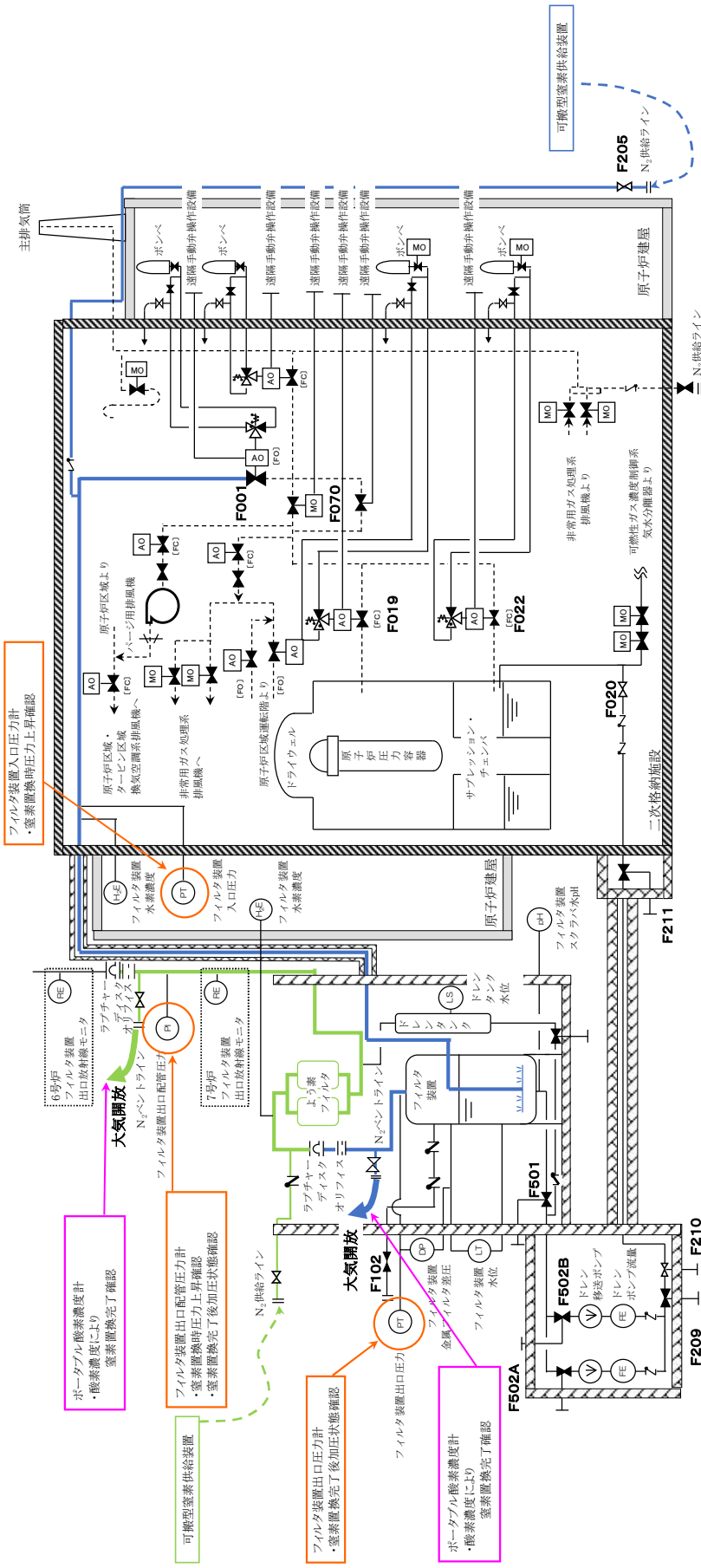
(※1 窒素置換完了判断値は可燃限界濃度以下の値とする)

一方で、フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の範囲については、プラント起動時に不活性ガス系を用いて行う原子炉格納容器の窒素置換操作に合わせて系統内の窒素置換を行う。フィルタ装置入口弁{T61-F001}上流側の窒素置換操作は、バウンダリ構成として一次隔離弁(ドライウエル側){T31-F019}<sup>※2</sup>、一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側){T31-F022}<sup>※2</sup>、二次隔離弁{T31-F070}、二次隔離弁バイパス弁{T31-F072}、換気空調系一次隔離弁{T31-F021}<sup>※2</sup>、及び非常用ガス処理系一次隔離弁{T31-F020}を全開した上で、他系統との隔離弁までの配管内に残留した空気を下流側へ放出するために、順次、換気空調系二次隔離弁{U41-F050}<sup>※2</sup>、非常用ガス処理系二次隔離弁{T22-F040}、及び耐圧強化ベント弁{T61-F002}の開操作を行う。窒素置換操作が完了した後、上記隔離弁を全閉するとともに、フィルタ装置入口弁{T61-F001}を開状態に戻す。

(※2 原子炉格納容器の窒素置換操作において開操作する)



— フィルタ装置入口配管, フィルタ装置窒素置換  
 — フィルタ装置出口配管窒素置換



第 4.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置窒素置換操作概略図  
 (格納容器圧力逃がし装置点検後のフィルタ装置入口弁下流側配管の窒素置換操作)





### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の点検等後は、フィルタ装置及び配管内部に酸素が存在するため、格納容器ベント操作時に、原子炉格納容器から流入した水素による燃焼を防止する必要がある。そのため、代替格納容器圧力逃がし装置を待機状態とする前に、窒素ガスを注入し酸素濃度を低下させ、窒素置換状態とする。

窒素置換操作は格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

- ② 格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ  
(窒素ガスによる水素、残留蒸気パージ)

### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素による燃焼防止と、残留蒸気が凝縮することにより配管内が負圧になり外気を吸い込むことを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

本操作を格納容器ベント停止後速やかに実施できるように、格納容器ベント停止までに可搬型窒素供給装置を準備する。格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージ操作は、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスを窒素供給弁{T61-F205}を「開」することにより実施する。格納容器ベント操作により、ラプチャーディスクが開放しているため、配管及びフィルタ装置内のガスは大気放出される。窒素ガスによるパージを一定時間(可搬型窒素供給装置流量《約70Nm<sup>3</sup>/h》において3時間)注入し、フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度(2vol%)以下\*」まで低下することにより窒素ガスによるパージ完了を判断する。

窒素ガスによるパージ完了後は、窒素供給弁{T61-F205}を「全閉」し窒素ガスの供給を停止する。その後は、フィルタ装置水素濃度を測定するとともに、配管内の残留蒸気凝縮により、フィルタ装置内の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するためフィルタ装置入口配管内が正圧で維持されていることを確認する。

時間経過に伴い、フィルタ装置入口配管またはフィルタ装置出口配管の水素濃度が上昇した場合には、可搬型窒素供給装置からの窒素ガスによるパージを再度実施する。再パージにより、フィルタ装置水素濃度が「可燃限界濃度(2vol%)以下\*」まで低下を確認後、窒素ガスによるパージを停止する。

(※ 窒素ガスによるパージ完了判断値は可燃限界濃度以下の値を設定とする)

窒素ガスによるパージを再度実施するまでの時間余裕を第4.3-1表に示す。

第 4.3-1 表 窒素ガスパーズ再実施時期

格納容器ベント 実施箇所	窒素ガスパーズ 再実施時期	根拠
ドライウェル側	約 6 日後	フィルタ装置出口側配管の水素ガス濃度 が可燃限界濃度に到達する時間
サプレッション・ チェンバ側	約 180 日以上	

※「別紙 25 窒素ガスパーズに対する考え方」より

ドライウェル側からの格納容器ベントを実施した場合は約 6 日後に水素ガス濃度が可燃限界濃度に到達するが、サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントを実施した場合は約 180 日以上可燃限界濃度に到達しない結果となった。



**【代替格納容器圧力逃がし装置】**

格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素による燃焼防止と、残留蒸気凝縮による配管内の負圧防止のため、代替格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。

窒素ガスによるパージは、格納容器圧力逃がし装置と同様の操作を実施する計画である。

操作の詳細については設計に合わせて決定する。

## 5. 設備の維持管理

### 5.1 点検方法

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-1 表のとおりである。

第 5.1-1 表 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
容器	4	-	1. 本体 2. 機能確認	a. マンホール開放 b. 外観点検 a. 漏えい確認	— —
容器内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	4	-	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 a. 外観点検	— —
よう素フィルタ 銀ゼオライト	1	-	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレン移送ポンプ（キャンド型）	2	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 下記の部分の点検手入 ・ケーシング，リアカバー ・インペラ ・キャン，ローター a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 外観点検 a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
伸縮継手	1	-	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 b. カバー取替 a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup>	— —
オリフィス	10	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 a. 外観点検	— a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup>
ラプチャーディスク	2	1	1. 本体 2. 機能確認	a. ラプチャーディスク取替 b. フランジ面手入れ a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup>	— a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup>
配管	10	1	1. 本体 2. 機能確認	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ a. 漏えい確認	— a. 窒素封入圧力確認 <sup>※1</sup> b. 弁開閉試験時漏えい確認 <sup>※2</sup>

弁	10	1	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認※ <sup>1</sup> b. 弁開閉試験時漏えい確認※ <sup>2</sup> c. 動作試験(駆動部付弁)

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は、簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に、空気駆動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において、駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。

(2) 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-2 表のとおりである。

第 5.1-2 表 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	一般		本格点検	一般点検
無停電電源装置	—	2	1. 盤	—	a. 外観点検 b. 取付器具点検 c. 冷却ファン点検
			2. 変圧器	—	a. 外観点検
			3. 試験・測定	—	a. 絶縁抵抗測定 b. 保護シーケンス試験 c. 主回路・ゲート回路波形測定 d. 停電，復旧切替試験 e. 入力電源切替試験 f. 電解コンデンサ容量測定 g. 特性試験 h. 警報試験
電動駆動弁	6	1	1. 電動機	a. 外観点検	a. 外観点検
			2. トルクスイッチ	a. トルクスイッチ点検 b. 設定値確認	—
			3. リミットスイッチ	a. リミットスイッチ点検 b. 潤滑油脂交換	—
			4. 収納箱	a. 配線類点検	—
			5. 開度計	a. 外観点検 b. 指示値確認	a. 外観点検 b. 指示値確認
			6. 試験・測定	a. 絶縁抵抗測定 b. 開閉試験 c. 巻線抵抗測定	a. 絶縁抵抗測定 b. 開閉試験

※1 点検周期の単位はサイクル。



(3) 計測制御設備

格納容器圧力逃がし装置の計測制御設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、第 5.1-3 表のとおりである。

第 5.1-3 表 計測制御設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期		点検項目	点検内容	
	本格	一般		本格点検	一般点検
圧力計	1	—	1. 外観点検	a. 各部点検手入	—
			2. 特性試験	a. 校正	—
電気式変換器	1	—	1. 外観点検	a. 各部点検手入	—
			2. 特性試験	a. 校正・ループ校正	—
電気式指示計	1	—	1. 特性試験	a. 校正・ループ校正	—
電気式記録計	1	—	1. 特性試験	a. 各部点検手入 b. 校正	—
電磁流量計	1	—	1. 分解点検	a. 分解点検手入	—
電磁弁	—	1	1. 外観点検	—	a. 各部点検手入
			2. 特性試験	—	a. 絶縁抵抗・直流抵抗測定 b. 動作試験
制御盤	1	—	1. 外観点検	a. 盤(ラック), 及び取付器具点検手入	—
検出器モニタ	1	—	1. 外観点検	a. 各部点検手入	—
			2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 線源校正試験	—
水素検出装置	1	—	1. 外観点検	a. 各部点検手入	—
			2. 特性試験	a. 回路特性試験 b. 基準ガスによる校正	—
サンプリング機器	1	—	1. 外観点検	a. サンプリング装置点検手入	—
			2. 分解点検	a. ポンプ分解点検手入	—
			3. 特性・性能試験	a. インサースビス後の調整	—
pH 計	1	—	1. 外観点検	a. 各部点検手入	—
			2. 特性試験	a. 回路特性試験	—

※1 点検周期の単位はサイクル。

## 【代替格納容器圧力逃がし装置】

### (1) 機械設備

代替格納容器圧力逃がし装置の機械設備は、類似機器の設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

### (2) 電気設備

代替格納容器圧力逃がし装置の電気設備は、類似機器の設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

### (3) 計測制御設備

代替格納容器圧力逃がし装置の計測制御設備は、類似機器の設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等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。

保全方式の選定にあたっては「原子力発電所の保守管理規定（JEAC 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備、及び計測制御設備については運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。

フィルタ装置の容器及び容器内部構造物については、スクラバ水の薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また、銀ゼオライトについても発電所内で設置した類似事例がないことから、よう素フィルタ本体の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため、同様に時間基準保全とする。

## 5.2 試験方法

### 【格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置が所定の機能を確保していることを確認するため、「弁開閉試験」及び「ドレン移送ポンプ作動試験」、「漏えい試験」、「スクラバ水質確認試験」、「銀ゼオライト性能確認試験」を定期的の実施する。なお、これらの試験はプラント停止時に行う定期事業者検査を想定したものである。

#### (1) 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を第 5.2-1 図に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより、ベント操作時に必要な流路を確保できることを確認する。

##### a. 空気駆動弁（弁番号：①，②，③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①<sup>\*</sup>，②<sup>\*</sup>，③
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①，②，③
- ・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①，②，③

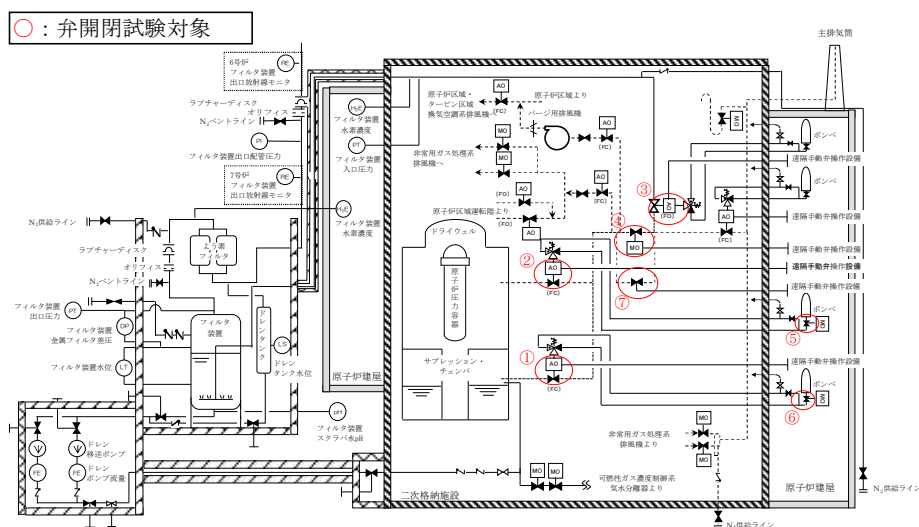
##### b. 電動駆動弁（弁番号：④，⑤，⑥）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④<sup>\*</sup>，⑤，⑥
- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④

##### c. 手動駆動弁（弁番号：⑦）

- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：⑦

※当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は、格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

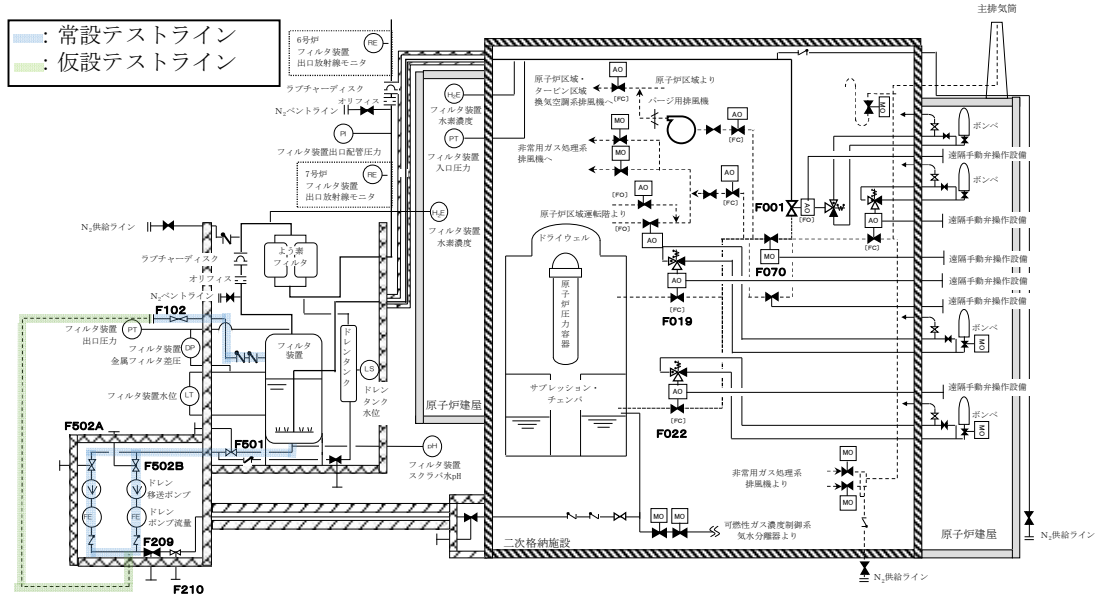


第 5.2-1 図 弁開閉試験概要図

(2) ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を第 5.2-2 図に示す。

仮設テストラインを使用してドレン移送ポンプの作動試験を実施することで、継続的なベントに必要な流量の凝縮水を移送できることを確認する。



第 5.2-2 図 ドレン移送ポンプ作動試験概要図

(3) 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第 5.2-1 表に、試験概要図を第 5.2-3 図に示す。

漏えい試験の各条件について下記 a~c に整理する。

a. 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 0.62MPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建屋外については外気により拡散すること、建屋内については PAR による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

b. 試験圧力

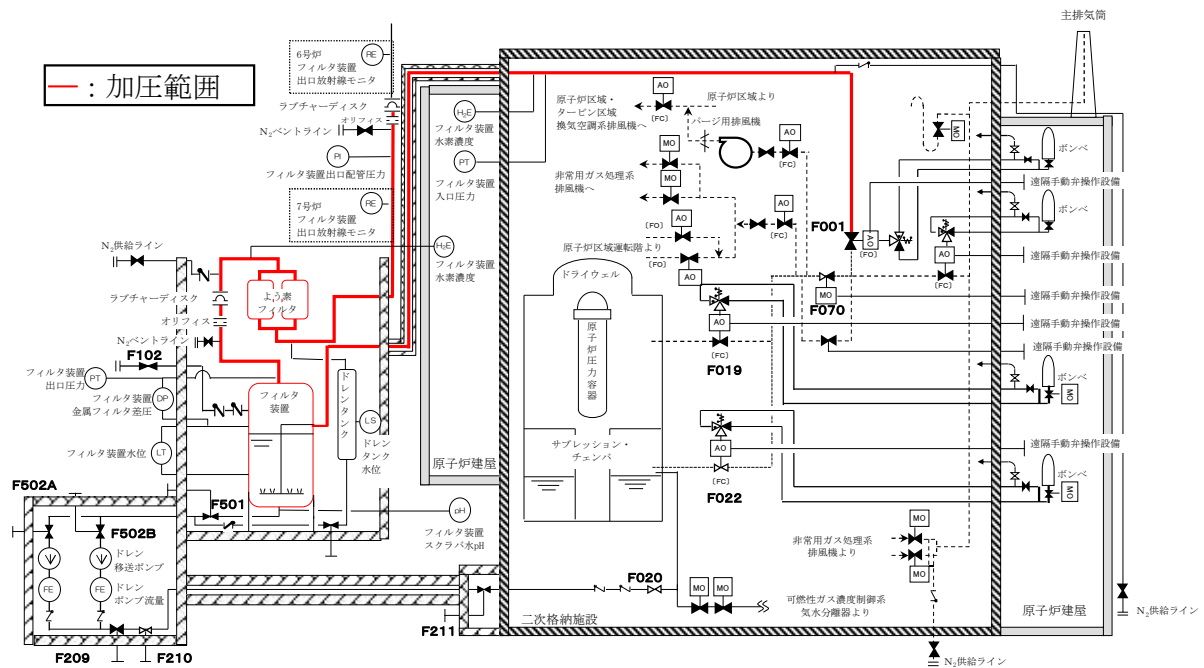
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力 0.01MPa [gage] 以上が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力 0.62MPa [gage]、ならびに 0.25 MPa [gage] を試験圧力とする。

c. 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度 200℃を模擬することが困難となることから約 180℃低い常温約 20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な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 100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

第 5.2-1 表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易 点検	窒素ガス	0.01MPa [gage] 以上 (窒素パー ジ圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格 点検	窒素ガス	0.62MPa [gage] (最高使用 圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (フィルタ装置入口弁からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで)
		0.25MPa [gage] (最高使用 圧力)		使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクからよう素フィルタ下流側ラプチャーディスクまで)



第 5.2-3 図 漏えい試験概要図

(4) 漏えい試験 (空気駆動弁駆動空気系)

上記(1)弁開閉試験 a. 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において、空気駆動弁が『開』の状態 (駆動空気を供給している状態) にて、駆動空気系の機器 (ポンペ、配管、フランジ、弁) の各部より、駆動空気の漏えいのないことを確認する。

(5) スクラバ水質確認試験

スクラバ水質確認試験は、格納容器圧力逃がし装置待機中に、ドレンラインからサンプル水を採取・分析を実施し、スクラバ水が規定の薬液濃度であることを確認する。

(6) 銀ゼオライト性能確認試験

よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、よう素フィルタと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置が所定の機能を確保していることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置と同様に、「弁開閉試験」および「ドレン移送ポンプ作動試験」、「漏えい試験」、「スクラバ水質確認試験」を実施する。

## 6. 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38条(重大事故等対処施設の地盤)

##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

##### (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(以下「常設重大事故防止設備」という。)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(以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く.):

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(以下「常設重大事故緩和設備」という。)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く.):

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(前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。)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

6号炉及び7号炉原子炉施設設置位置付近の地盤分類, 断層の分布状況及び岩石・岩盤試験等の結果を評価して行った有限要素法による動的解析結果によると, 地震時における応力状態等からみて支持力が問題となることはない。

敷地には, 将来活動する可能性のある断層等の露頭は認められていない。また, 敷地周辺の活断層については, 敷地から十分に離れている。そのため, 断層変位に伴う基礎地盤の局所的な変形は原子炉施設の安全性に問題となるものではない。

以上より, 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は, 第38条の要求事項に適合している。

## 6.1.2 第39条（地震による損傷の防止）

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

#### (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

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して、地震力により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため、規則を踏まえて実施した地震動評価結果に基づき策定した基準地震動  $S_s$  により健全性を評価した。

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器は、十分な耐性を有しており、機能を維持できることを確認した。

以上より、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、第39条の要求事項に適合している。

## 6.1.3 第40条（津波による損傷の防止）

### 【格納容器圧力逃がし装置】

#### (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

格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して、津波波力や浸水により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため、規則を踏まえて実施した津波評価結果に基づき策定した基準津波により健全性を評価した。

格納容器圧力逃がし装置は、6号炉及び7号炉近傍屋外の標高12mの敷地に設置されており、基準津波による遡上波は到達せず、津波波力や浸水により構築物・機器の損傷は生じないことを確認している。

なお、格納容器圧力逃がし装置は、6号炉及び7号炉近傍屋外の標高12m



の敷地に設置されており、基準津波による遡上波は到達しないため、基準地震動と基準津波の影響が重畳することはない。

以上より、格納容器圧力逃がし装置は、第40条の要求事項に適合している。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器に対して、津波波力や浸水により構築物・機器が損傷しないことを確認する必要があるため、規則を踏まえて実施した津波評価結果に基づき策定した基準津波により健全性を評価した。

代替格納容器圧力逃がし装置は、6号炉及び7号炉近傍屋外の標高12mの敷地の地下に設置されており、基準津波による遡上波は到達せず、津波波力や浸水により構築物・機器の損傷は生じないことを確認している

なお、代替格納容器圧力逃がし装置は、6号炉及び7号炉近傍屋外の標高12mの敷地の地下に設置されており、基準津波による遡上波は到達しないため、基準地震動と基準津波の影響が重畳することはない。

以上より、代替格納容器圧力逃がし装置は、第40条の要求事項に適合している。

### 6.1.4 第41条（火災による損傷の防止）

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

##### (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

###### a. 火災の発生の防止

###### (a) 火災防護対策を講じた設計

可燃物内包設備、及び火花や水素が発生する設備はない。また、系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。

###### (b) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

主要構造物は不燃性材料を使用している。ケーブルは自己消火性（UL垂直燃焼試験）・耐延焼性（IEEE383）の実証試験に合格する線種を使用している。ただし、放射線モニタ用ケーブルには、微弱電流・微弱パルスを扱

うことから、耐ノイズ性を確保するために高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用している。このケーブルは、自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが、耐延焼性を確認する IEEE383 燃焼試験の要求を満足しない。このケーブルに対しては、専用の電線管に敷設することとしており、発火した場合においても他の構築物、系統又は機器に火災を生じさせるおそれは小さい。

(c) 落雷，地震への対策

落雷については、「7.1.5 落雷」を参照。

地震については、「6.1.1 第 39 条（地震による損傷の防止）」を参照。

b. 火災の感知，消火

(a) 火災感知設備

消防法に基づき火災感知器を設置する。さらに、屋内のケーブル敷設箇所及び電動駆動弁・電源盤・制御盤設置箇所には、火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるアナログ式の煙感知器に加え、異なる 2 種類目の感知器としてアナログ式の熱感知器を設置する。設置にあたっては、消防法に準じた設置条件で設置する。

格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の電源盤・計器ラック設置箇所、屋外のケーブル敷設箇所及びドレン移送ポンプ設置箇所については、屋外又は上部が大気開放されているため煙感知器による火災感知は困難であることから、炎感知器と熱感知器を設置する。炎感知器はアナログ式ではないが、アナログ式と同様に平常時から炎の有無を連続監視することで、火災現象（炎の発生）を把握することができるものを選定する。

なお、感知器については、外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし、中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。

(b) 消火設備

消火栓及び消火器を適切に設置している。原則ケーブルは電線管に敷設されていること、屋外又は格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の分電盤、計器ラック及びドレン移送ポンプは屋外又は上部が大気開放されている箇所に設置されることから、火災によって煙が充満し消火が困難となることはない。

一方、屋内の電源盤とケーブルの取合部において電線管に敷設されていない箇所や、屋内の電源盤、計器ラック、電動駆動弁及び代替格納容器圧力逃がし装置のドレン移送ポンプが設置される箇所は、火災によって煙が充満するおそれがあることから、自動又は中操からの遠隔手動による固定式消火設備を設置する。

(c) 自然現象への対策

屋外消火設備の配管は、保温材により凍結防止対策を行っている。また、屋外の消火栓本体は、不凍式の消火栓を採用している。

消火栓に使用する消火用水のポンプ等の機器は、給水建屋に設置されており、建築基準法に基づいた風荷重を考慮した設計となっている。万一、竜巻により給水建屋が損壊し消火栓が使用不能となる場合でも、原子炉建屋内の固定式消火設備や消火器によって、屋内のケーブル、電動駆動弁、電源盤、制御盤からの火災に対応する。屋外又は格納容器圧力逃がし装置遮蔽壁内の分電盤、計器ラック及びドレン移送ポンプからの火災に対しては、消火器又は消防車によって対応する。

給水建屋は津波による水没等の影響を受けないよう防潮壁等を設置している。

また、屋外消火配管は、基本的に地上化及びトレンチ化を図っており、水源となるタンクと配管の接続部にフレキシブル継手を採用するなど地盤変位を考慮した設計としている。

さらに、万一屋外消火配管が破断した場合は、消防車を用いて建屋の給水接続口より屋内消火栓へ水の供給が可能である。

(d) 消火設備の破損等に対する対策

消火設備の破損、誤動作等により安全機能に影響を与えないことを、「7.2.3 内部溢水」にて確認している。

以上より、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、第41条の要求事項に適合している。

6.1.5 第43条（重大事故等対処設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

第6.1.5-1表に示す重大事故等対処設備は以下に掲げるものでなければならない。

a. 環境条件

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。又、設備の操作や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. 操作性

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。又、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。

c. 試験又は検査

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。

d. 共用の禁止，悪影響防止

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。又、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、この限りではない。

e. 容量

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。

f. 多様性

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。

第 6.1.5-1 表 原子炉格納容器過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	—
	フィルタ装置入口圧力 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	—
	フィルタ装置水素濃度 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	—
	フィルタ装置スクラバ水 pH <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない)	—
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ドレンタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	遠隔手動弁操作設備			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	スクラバ水 pH 制御設備			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ラブチャーディスク			常設	常設重大事故緩和設備	—
	可搬型窒素供給装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	フィルタベント遮蔽壁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	—
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	—
	原子炉格納容器 [ベント元]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	格納容器圧力逃がし装置・不活性ガス系・耐圧強化ベント系 配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	淡水貯水池・防火水槽 [水源]			常設	— (代替淡水源) <sup>※3</sup>	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※3 重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本条文において必要なため記載

## (2) 規制基準適合性

### a. 環境条件

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を構成する機器は、事故時に想定される温度条件，装置を使用中に想定される放射線条件においても，動作確認や機能確認によって健全性を確認した機器を用いること，もしくは健全性を確認した範囲の環境条件を確保するための緩和措置等を実施することにより，当該機器に要求される機能を発揮するよう

設計する。また、フィルタ装置、よう素フィルタ、配管、弁は原子炉格納容器外に配置されており、想定される事故環境下においても、動作確認や機能確認によって健全性を確認した機器を用いること、もしくは健全性を確認した範囲の環境条件を確保するための緩和措置等を実施することにより、必要な機能を有効に発揮することができる設計とする。

b. 操作性

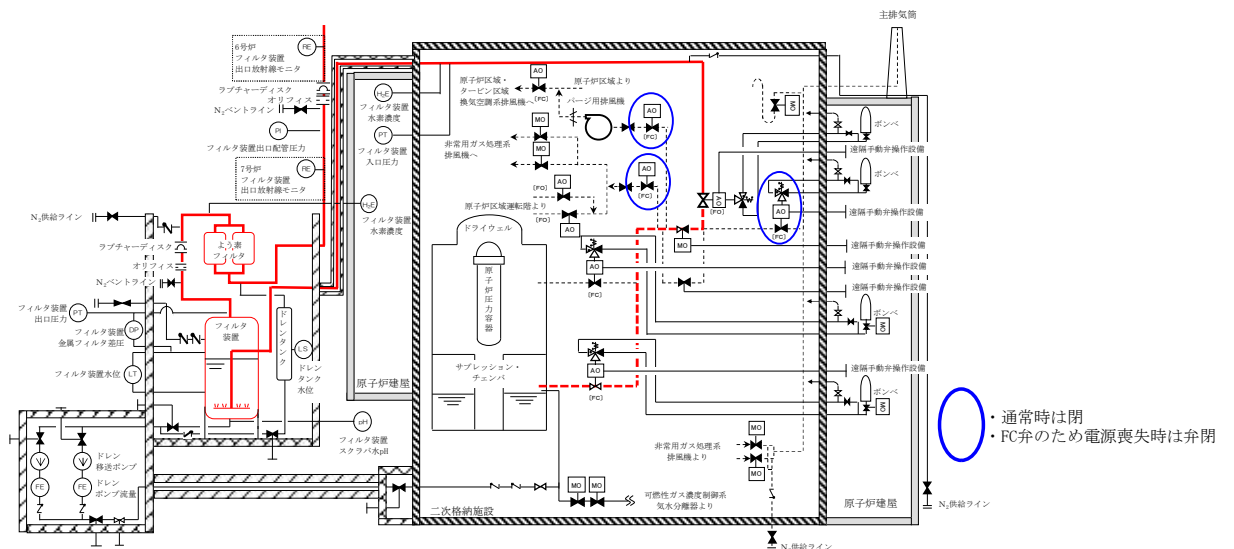
電動駆動弁、空気駆動弁及び手動駆動弁について、事故時においても、遠隔手動弁操作設備での操作、動作気体のバックアップ供給による操作等により、確実に操作できる設計とする。また、本システムを使用する場合に、通常状態で使用する系統との切り替え操作は、系統内の取り合い箇所が通常時閉、電源喪失時にはFCにより閉となる弁で仕切られているため、特段の操作は不要となる設計とする。

c. 試験又は検査

原子炉停止中に、弁の開閉試験、系統漏えい試験、及びスクラバ水の水质確認を実施し性能確認を実施する。

d. 共用の禁止、悪影響防止

他号炉と共用はしておらず、また第 6.1.5-1 図に示す通り、他の系統・機器とは、通常時閉、電源喪失時にはFCにより閉となる弁で隔離することで切り替え操作を不要にしておき、本システムを使用する場合に、他の系統・機器とも独立させることで、他への悪影響を防止する設計とする。



第 6.1.5-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概略図

e. 容量

事故時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量よりも、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容量を確保する設計とする。

f. 多様性

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備としての設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，系統の接続箇所はなく，冷却方式も異なることから，多様性，独立性を有しており，共通要因により機能が損なわれない設計とする。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第43条の要求事項に適合している。

6.1.6 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 規制基準要求事項

炉心の著しい損傷等を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための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。又，格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，第50条1b)に準ずること。又，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

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備としての設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ機能）及び当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系に対し，系統の接続箇所はなく，冷却方式も異なることから，多様性，独立性を有している。また，フィルタ装置は原子炉建屋近傍屋外もしくは地下ピット内に設置しており，原子炉建屋内の弁等についても，異なる区画の部屋に配置する等により位置的分散を図る設計としている。

以上より，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は，第48条の要求事項に適合している。

さらに，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統



に設置されるポンプ等の重要機器及び系統機能の確認のために特に重要な計測制御設備については、同一の機能を果たす機器及び計測制御設備を複数設けることにより、系統内の機器について、多様性及び多重性を確保する設計としている。

#### 6.1.7 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）

##### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

###### (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の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設備を設けること。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. 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

b. 放射性物質低減対策

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。

c. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

d. 悪影響防止

配管等は、他の系統・機器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。

e. 原子炉格納容器の負圧破損防止

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。

f. 隔離弁

人力により容易かつ確実に開閉操作可能であること。又、炉心の著しい損傷時においても、現場において人力で操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

g. ラプチャーディスク

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。

h. 接続位置

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。



i. 放射線防護対策

使用後に高線量となるフィルタ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。

(2) 規制基準適合性

a. 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 放射線低減対策

フィルタ装置にて、粒子状放射性物質を 99.9%以上低減できる設計とする。また、被ばく低減の観点からガス状放射性無機よう素を 99.9%以上、ガス状放射性有機よう素を 98%以上低減できる設計とする。

c. 可燃性ガスの爆発防止等の対策

系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機すること及び使用後に系統内を不活性ガス（窒素ガス）でパージすることにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐ設計とする。

d. 悪影響防止

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、他号炉と共用はしておらず、また第 6.1.5-1 図に示す通り他の系統・機器とは、通常時閉、電源喪失時には FC により閉となる弁、及び逆止弁で隔離することで、通常状態で使用する系統との切り替え操作を不要にしており、他へ悪影響を及ぼさない設計としている。

e. 原子炉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、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用しても、原子炉格納容器が負圧になることはないことを確認している。仮に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している。

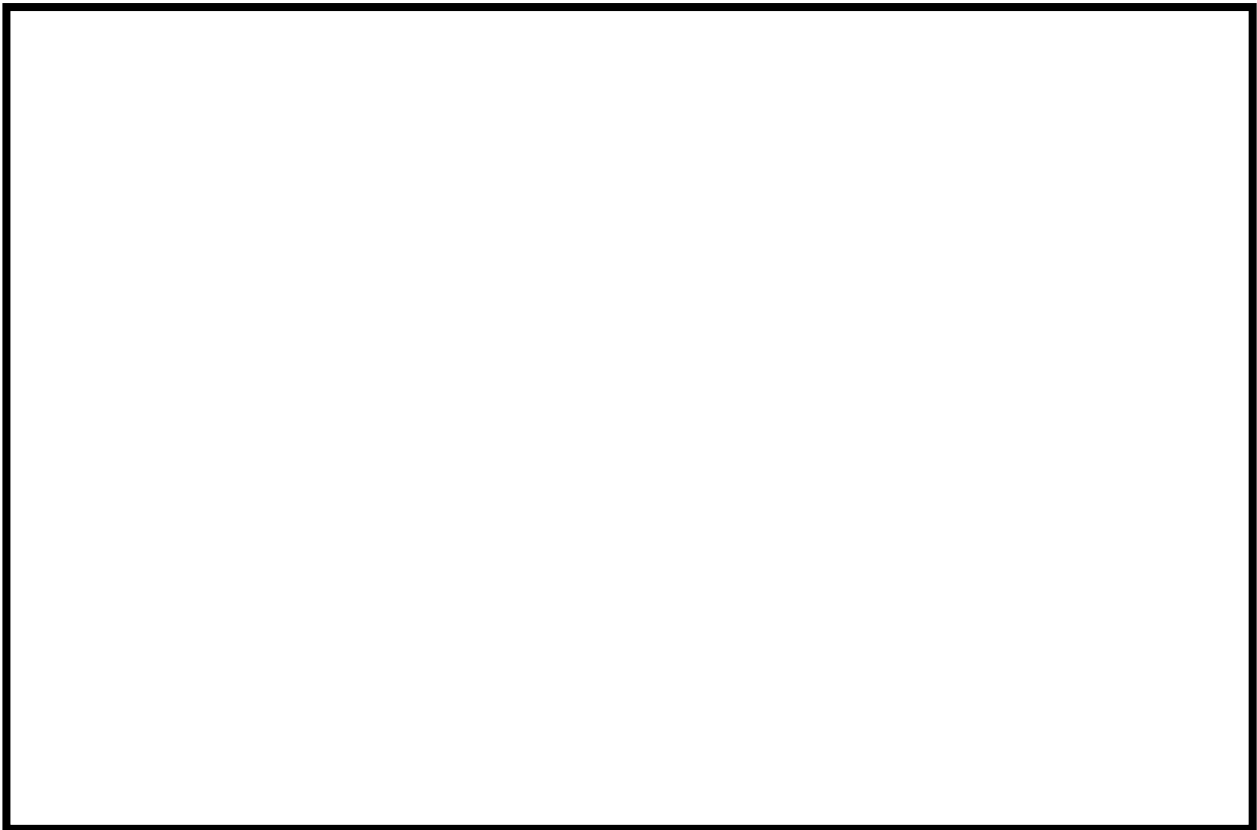
f. 隔離弁

空気駆動弁については、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、第 6.1.7-1 図から第 6.1.7-6 図に示す通りあらかじめ設置されているポンベの空気を手動により駆動シリンダへ供給することにより、容易に遠隔操作ができる設計とする。電動駆動弁ならびに手動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。なお、空気駆動弁、電動駆動弁、手動駆動弁の遠隔手動弁操作設備による操作、ならびに空気駆動弁のポンベによる操作及び電動駆動弁の操作は、二次格納施設の外から実施可能であり、重大事故等発生時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

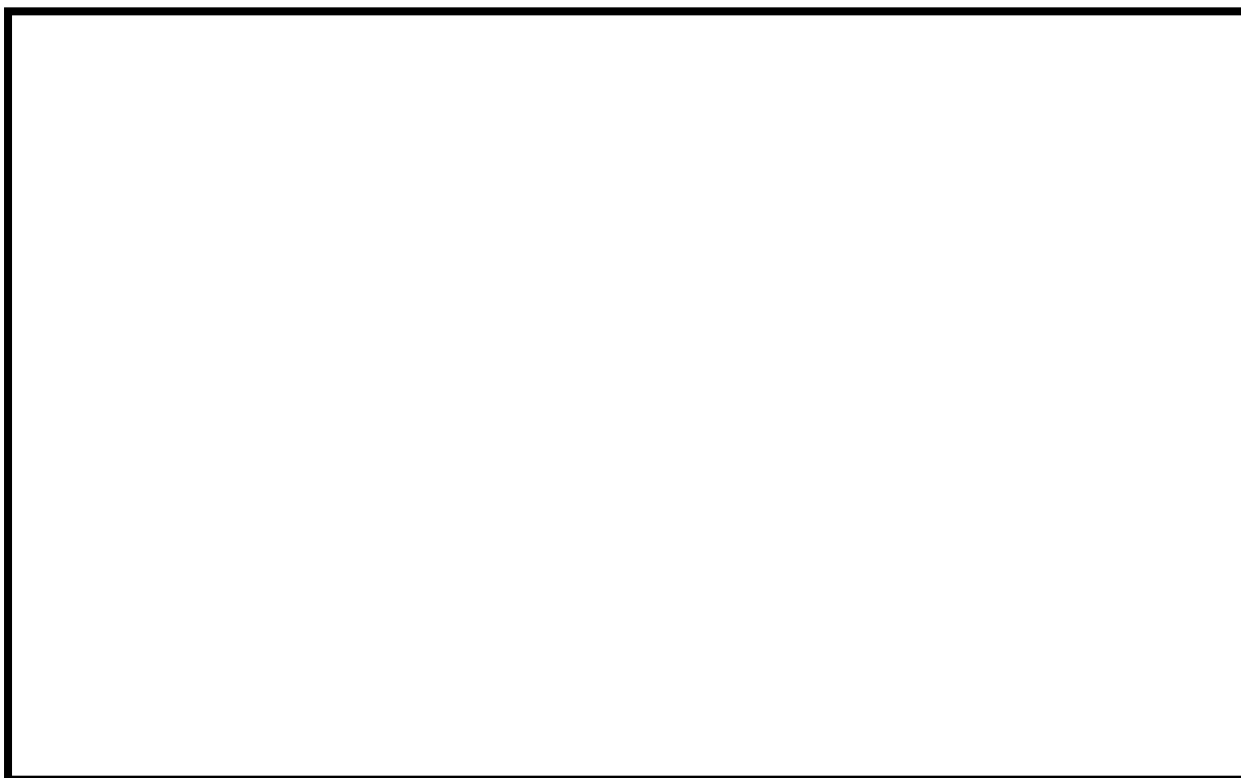


第 6.1.7-1 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋中 4 階及び 3 階)



第 6.1.7-2 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

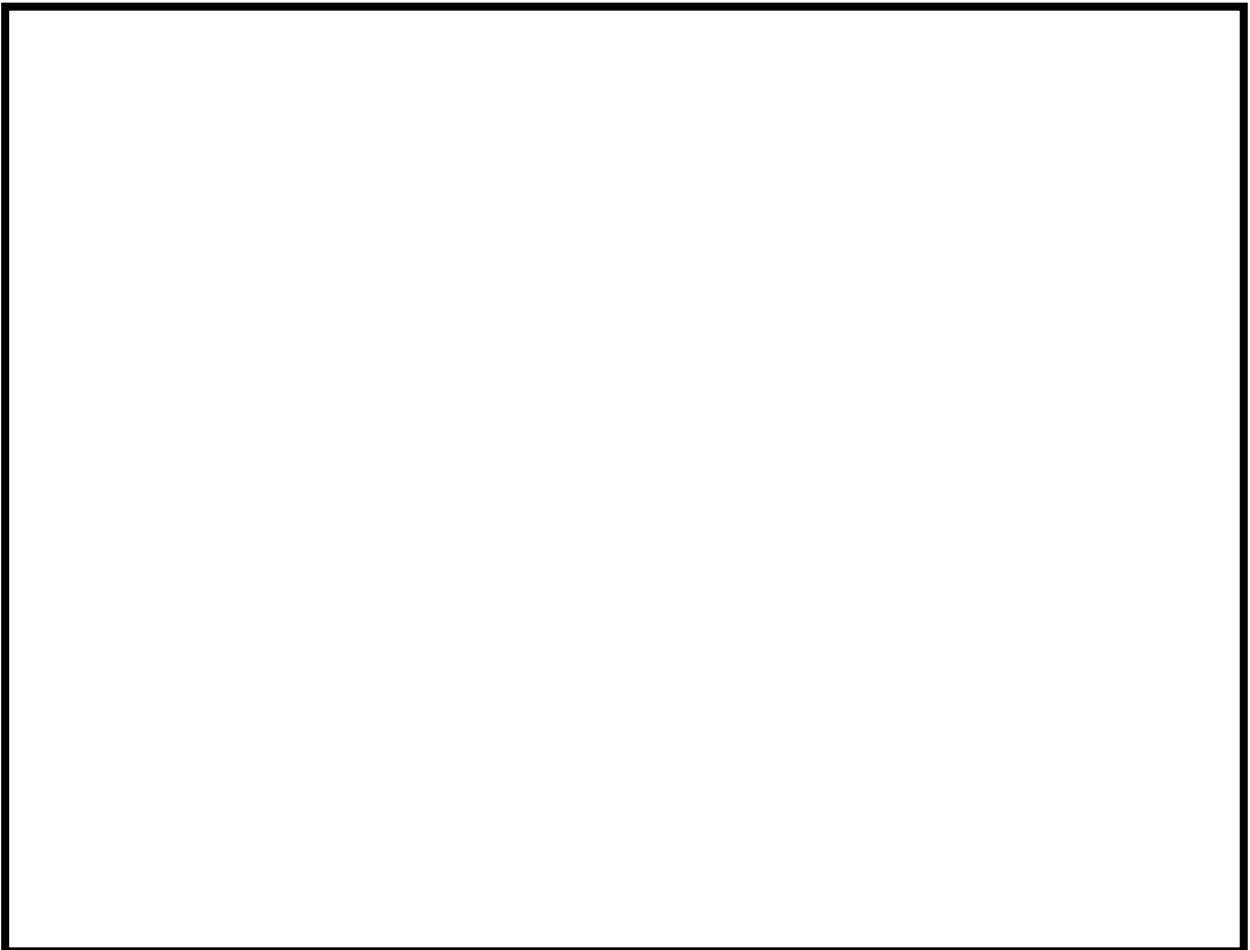


第 6.1.7-3 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階及び地下 1 階)

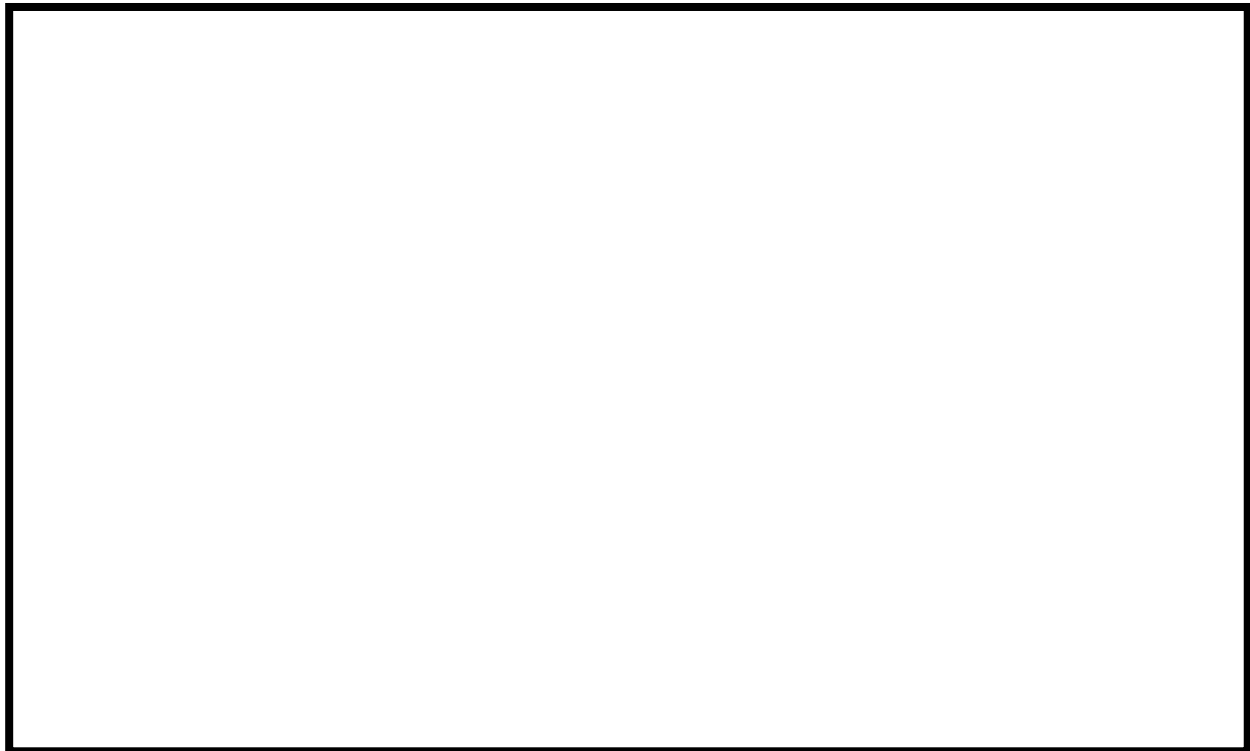
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 6.1.7-4 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋中 4 階及び 3 階)



第 6.1.7-5 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋 2 階)



第 6.1.7-6 図 機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下中 1 階及び地下 1 階）

g. ラプチャーディスク

系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する際の大気との隔壁としてラプチャーディスクを設置する。バイパス弁を併置しないが、原子炉格納容器からの排気圧力（0.31MPa [gage]）と比較して十分低い圧力（0.10MPa [gage]）で開放する設定とし、排気の妨げにならない設計とする。

h. 接続位置

原子炉格納容器の接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルに設ける。これにより、いずれからも格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いた排気操作を実施することができ、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. 放射線防護対策

装置の周囲及び配管（フィルタ装置入口側）に遮蔽体を設置し、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できる設計とする。

以上より、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、第 50 条の要求事項に適合している。

6.1.8 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）  
【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(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ること。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。

- a. 原子炉格納容器内を不活性化すること。
- b. 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。
- c. 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。
- d. 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

- a. 原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。
- b. 排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃域となることを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。また、排気経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより、排出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。また、フィルタ装置出口側配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。
- c. 排出経路配管の頂部となる箇所には水素濃度計を設置することにより、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。
- d. 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備及び常設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。

以上より、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、第52条の要求事項に適合している。

## 7. 格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性

本節で挙げる設計基準事象に対して耐性を確保する必要があるのは設計基準対象施設であり、重大事故等対処施設ではないが、設計基準を超える事象が発生した場合に使用する重大事故等対処施設が、その前段の設計基準事象の自然現象によって機能喪失することは回避するべきであることから、以下健全性を確認する。

### 7.1 地震，津波以外の自然現象

#### 7.1.1 風（台風）

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

###### (1) 設計基準

基準風速は保守的に最も風速が大きい新潟市の観測記録史上 1 位である 40.1m/s とした。

###### (2) 想定される影響

###### a. 影響モード：風荷重

対象部位<sup>※1</sup>：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁，給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※1 対象部位は，風により影響を受ける屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位を抽出した。

###### b. 影響モード：飛来物衝突の際の衝撃荷重

対象部位<sup>※2</sup>：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁，給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※2 対象部位は，飛来物により影響を受け易い屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位及び屋内設備であるが開口部（扉，ルーバ等）の近傍に設置されており，飛来物の影響を受ける可能性があるものを抽出した。

###### (3) 耐性評価結果

a. 格納容器圧力逃がし装置は，風荷重よりも大きい基準地震動の荷重に対して機能喪失しない設計としているため，風荷重により破損しない。

- (例：柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋頂部 T. M. S. L. 52.30m (地上高 40.3m) 付近のフィルタ装置出口側配管に作用する単位長さ当たりの最小の地震荷重は 3.56kN/m であるのに対して、風荷重は 2.14kN/m である。)
- b. 風（台風）による飛来物の影響は、強い上昇気流を伴い風速も速い竜巻の方が飛来物の影響が大きいことから、竜巻評価に包絡される。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の内、地下に設置されている部位については、風の影響を受けない。屋外に設置する排気管については、風荷重に対して耐え得る設計とするため、風により破損しない。

### 7.1.2 竜巻

柏崎刈羽原子力発電所において、竜巻設計飛来物の影響等については、以下の検討・評価を続けているところである。詳細設計段階において竜巻設計飛来物の影響等の詳細検討を踏まえた評価結果が得られ次第、設計飛来物が到達する箇所について、竜巻への耐性を確保するために必要となる対策を実施する。

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 設計基準

設計竜巻の最大風速は、竜巻影響評価ガイドに従い、日本海側地域における竜巻の発生頻度や最大風速の年超過確率を参照し、発電所の敷地地形効果による風速の増幅効果を評価した上で、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し 92m/s としているため、92m/s での評価を実施した。

竜巻防護施設及び格納容器圧力逃がし装置に衝突し得る飛来物は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉が立地する大湊側の現地調査の結果及び竜巻影響評価ガイドに例示されている飛来物を考慮し、砂利、鋼製材、角型鋼管、足場パイプ及び鋼製足場板を設計飛来物とした。但し、これらのうち飛散防止対策を講じるものは除く。

##### (2) 想定される影響

影響モード：風荷重、気圧差荷重及び飛来物衝突の際の衝撃荷重を適切に組み合わせた荷重（以下、「複合荷重」という。）

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁、フィルタ装置、よう素フィルタ、フィルタ装置入口側及びフィルタ装置出口側の配管・弁、ラプチャーディスク、給水設備、窒素パーズ設備、ドレン設備、計器類（水位計、圧力計、放射線モニタ等）、計装ラック

※ 対象部位は、竜巻により影響を受ける屋外に設置されている



格納容器圧力逃がし装置の部位及び屋内設備だが開口部(扉、ルーバ等)の近傍に設置されており、飛来物の影響を受ける可能性があるものを抽出した。なお、屋内設置のうち、外気との接続がある換気空調設備は、気圧差の影響が想定されるが、格納容器圧力逃がし装置は、それに該当するものはない。

### (3) 耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置の複合荷重に対する健全性評価の実施にあたり、まずは格納容器圧力逃がし装置に作用する竜巻荷重の内、影響が支配的な飛来物衝突による設備の貫通評価を実施した。なお、衝突を想定する飛来物は、**仮設足場には飛散防止対策を講じた場合を想定し**、設計飛来物の内、衝突影響が大きい鋼製材(長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行 0.2m, 質量 135kg)及び角型鋼管(長さ 4m×幅 0.1m×奥行 0.1m, 質量 28kg)とした。

6号炉格納容器圧力逃がし装置の概略図を第 7.1.2-1～3 図に、7号炉格納容器圧力逃がし装置の概略図を第 7.1.2-4 図及び第 7.1.2-5 図に示す。また、鋼製材及び角型鋼管衝突による放射線遮蔽壁、フィルタ装置及び配管の貫通評価を第 7.1.2-1 表に示す。

鋼製材及び角型鋼管が衝突する速度の評価条件及び評価モデルについては、竜巻の最大風速 92m/s, フジタモデルとした。飛散した鋼製材及び角型鋼管が衝突した場合の飛来物の貫通評価については、飛来物の貫通を避けるために必要な鋼板厚さ、コンクリート厚さ(以下、「貫通限界厚さ」という。)及び飛来物の衝突によるコンクリートの裏面はく離を避けるために必要なコンクリート厚さ(以下、「裏面はく離限界厚さ」という。)と竜巻の影響が想定される対象部位の板厚を比較することで貫通の有無を判断した。

また、竜巻の最大風速 92m/s, フジタモデルにおける飛散評価の結果、鋼製材及び角型鋼管の浮き上がり高さは、0.08m, 0.15m と僅かであるが、飛来物は回転して飛散すること、米国 Regulatory Guide 1.76 では飛来物が 9.1m (30feet) 以下に影響を及ぼすこととしていることを踏まえ、飛来物は原則地面から 10m の高さまで影響を及ぼすものとして評価を実施し、貫通等により系統機能に影響を及ぼす場合には、防護対策を実施する。**なお、仮設足場に飛散防止対策を講じない場合には、仮設足場材(足場パイプ、鋼製足場板)は地上から 10m より高い箇所への飛散が想定されることから、どの高さへの衝突も想定し、貫通等により系統機能に影響を及ぼす場合には、防護対策を実施する。**

なお、**設計飛来物(極小飛来物である砂利を除く。)**より影響の大きい飛来物は、固縛等の飛散防止対策を実施する。

格納容器圧力逃がし装置は、各部位単体または防護対策と相まって竜巻による影響に対して耐性を有する設計とする。

a. 放射線遮蔽壁

放射線遮蔽壁は、壁厚約 0.7～1.6m のコンクリート製であり、飛来物衝突に対して耐性を有しているため、飛来物の放射線遮蔽壁貫通または放射線遮蔽壁の裏面はく離は生じない。

b. フィルタ装置，よう素フィルタ

フィルタ装置及びよう素フィルタの周囲には第 7.1.2-1～5 図に示す通り**フィルタベント**遮蔽壁が設置されているため、系統機能に影響を及ぼす範囲には、飛来物が浮上しないことを確認した。

竜巻襲来によりフィルタ装置の周囲の気圧が低下した場合の影響については、フィルタ装置の待機状態を想定した場合、フィルタ装置は外気との接続がないため、竜巻の襲来に伴い内圧が上昇する。竜巻襲来時のフィルタ装置の内圧は、フィルタ装置の待機状態における内圧に竜巻による最大気圧低下量を足し合わせることで算出できることから、竜巻の最大風速が 92m/s、風速場としてフジタモデルを適用した場合の最大気圧低下量は 6.4kPa となり、フィルタ装置の待機状態における内圧 10kPa と足し合わせると 16.4kPa となる。それに対してフィルタ装置の容器は、最高使用圧力 0.62MPa に耐える設計としていることから、竜巻による気圧差がフィルタ装置の性能に影響を与えることはない。

フィルタ装置の運転状態を想定した場合、フィルタ装置は外気との接続があるため、竜巻襲来時は外気の気圧低下に伴いフィルタ装置内の気圧も低下するため、フィルタ装置内外で差圧が発生しない。したがって、フィルタ装置の性能に影響を与えることはない。

c. フィルタ装置入口側配管・弁，給水設備，ドレン設備，窒素パージ設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

フィルタ装置入口側の配管は、飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有しており、また、フィルタ装置入口側の配管・弁の系統機能に影響を及ぼす範囲には、飛来物が浮上しないことを確認した。

また、その他の設備は、設計飛来物が到達する箇所に対し、飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し、複合荷重に対しても耐え得る鋼板等の取り付け、または十分な板厚を有する遮蔽板の設置により設備を防護するため、竜巻により破損しない。

d. フィルタ装置出口側の配管・弁

フィルタ装置出口側の配管は、飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有しており、また、フィルタ装置出口側の配管・弁の系統機能に影響を及ぼす範囲には、飛来物が浮上しないことを確認した。

e. ラプチャーディスク

ラプチャーディスクが竜巻襲来時の気圧低下の影響を受けた場合の開放

の有無については、前述のフィルタ装置が待機状態における気圧差影響と同様にフィルタ装置出口配管及びラプチャーディスクには16.4kPa（竜巻の最大風速92m/s）の圧力が作用する。それに対してラプチャーディスクの設定圧力は、100kPaであるためラプチャーディスクは開放しない。

また、ラプチャーディスクの機能に影響を及ぼす範囲には、飛来物が浮上しないことを確認した。

#### f. 計装ラック

計装ラックの周囲には第7.1.2-3図及び第7.1.2-5図に示す通りフィルタベント遮蔽壁が設置されているため、フィルタベント遮蔽壁により計装ラックが防護されている部分については飛来物衝突及び複合荷重の影響を受けない。計装ラック上部については、飛来物衝突に対して貫通しない板厚を有し、複合荷重に対しても耐え得る鋼板等を取り付けて計装ラックを防護するため、竜巻により破損しない。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置の内、地下に設置されている部位については、竜巻の影響を受けない。なお、排気管については、飛来物衝突により損傷した場合であっても、放射性物質の放出量を抑制する機能には影響しないが、建屋等の外殻となる施設内を通し、原子炉建屋上方で屋外に露出するように配管を敷設し、原子炉建屋上方で放出する設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第7.1.2-1図 6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (南立面図)

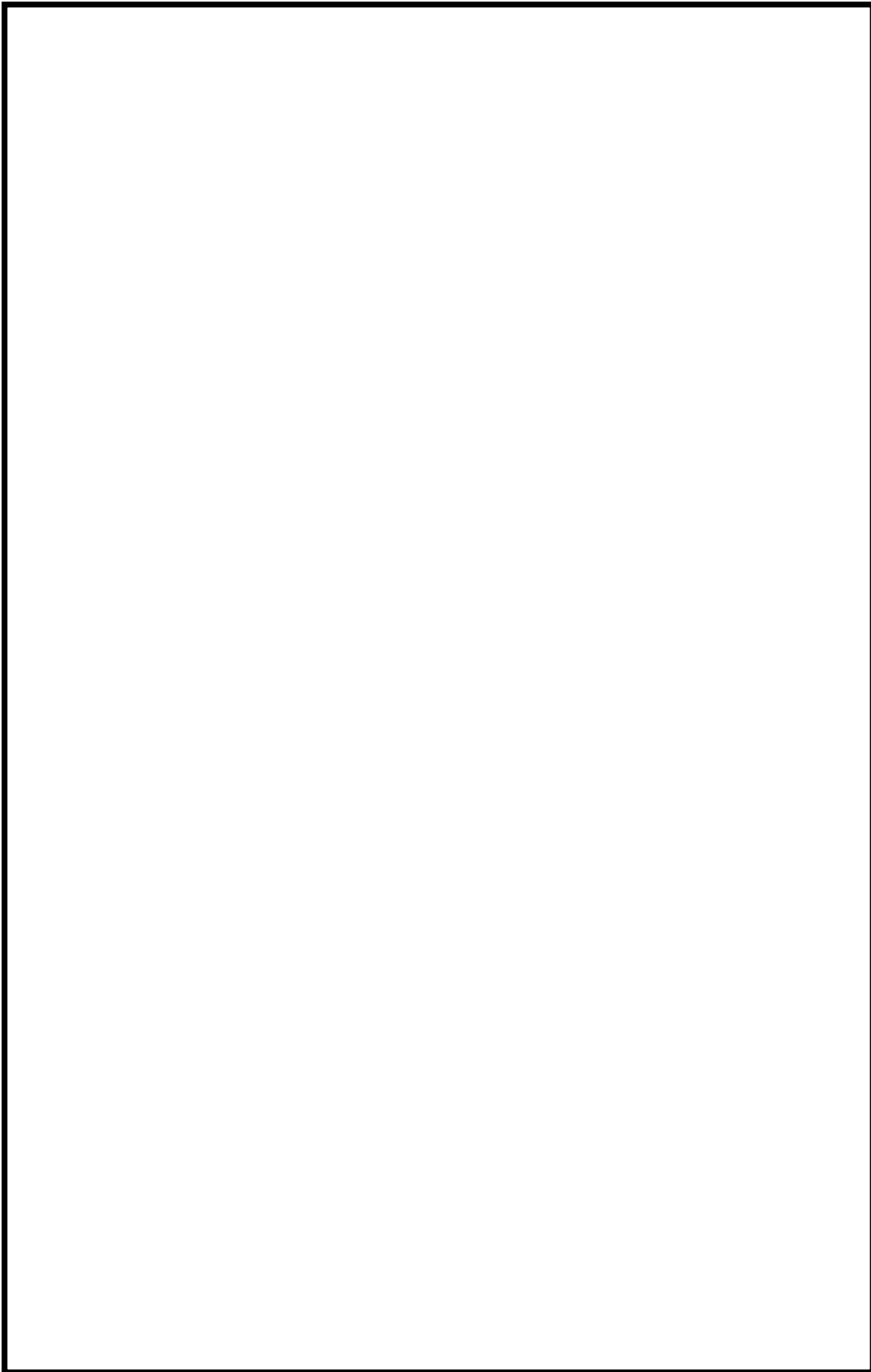
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第7.1.2-2図 6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (東立面図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

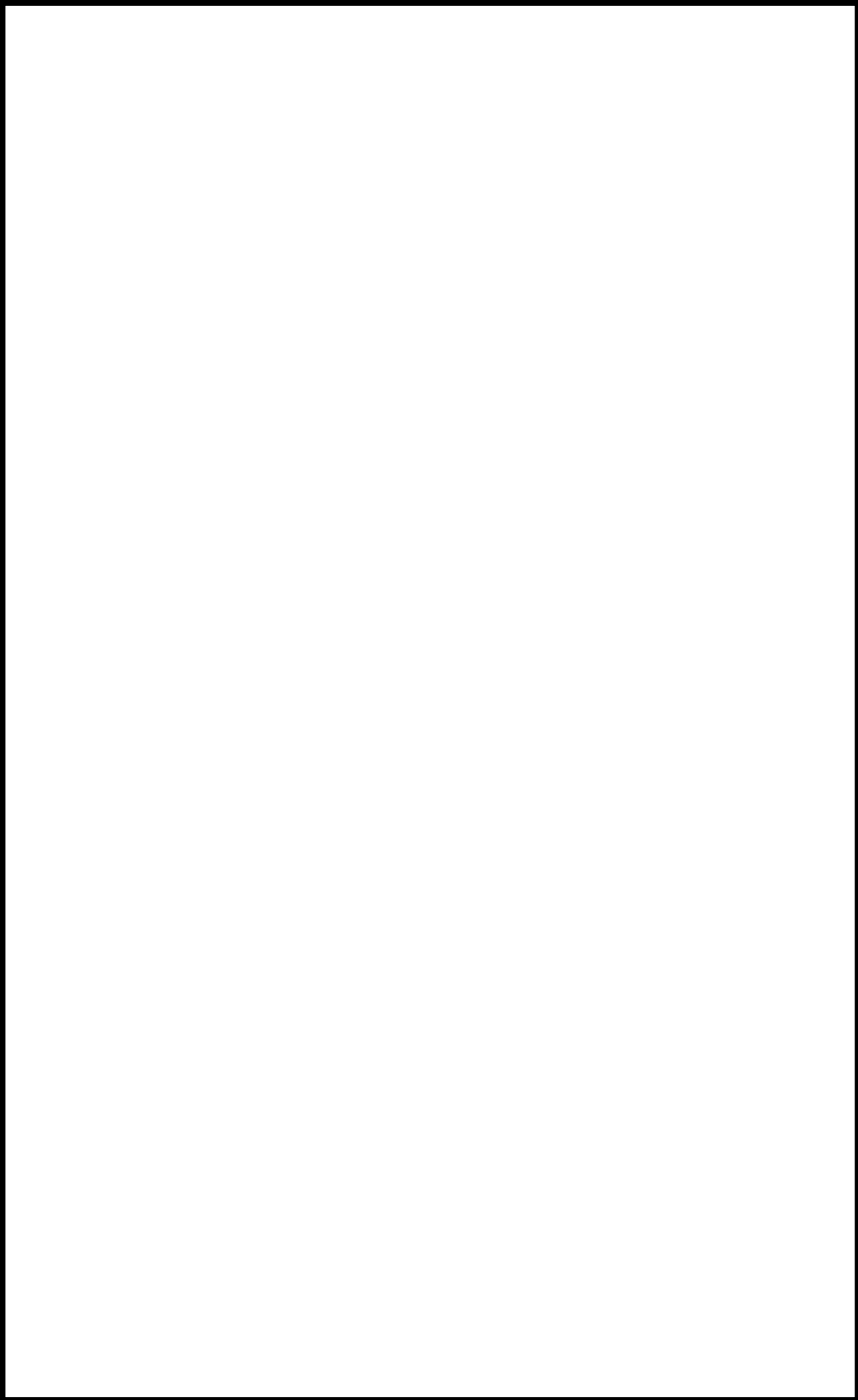
第7.1.2-3図 6号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (平面図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.2-4図 7号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (南立面図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.2-5図 7号炉 格納容器圧力逃がし装置 概略図 (平面図)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 7.1.2-1 表 飛来物貫通評価結果

(竜巻の最大風速 92m/s, 鋼製材及び角型鋼管の最大飛散速度は, フジタモデルにより評価。)

	コンクリート 厚さまたは鋼 板厚さ [mm]	貫通限界厚さまたは裏 面はく離限界厚さ [mm]*	評価結果
フィルタベ ント遮蔽壁	700~1,600		
フィルタ装 置 (胴部)	30.4 (最小厚さ)		
フィルタ装 置 (上部)	30.0 (最小厚さ)		
フィルタ装 置入口側配 管	12.7		
フィルタ装 置出口側配 管	12.7		
給水設備に 係わる配管	5.2		
ドレン設備 に係る配管	3.9		

\*: 仮設足場に飛散防止対策を講じない場合における足場パイプ、鋼製足場板による各厚さは以下の通り。

<足場パイプ>

コンクリート : 貫通限界厚さ (水平) 110mm, 裏面はく離限界厚さ (水平) 180mm

鋼板 : 貫通限界厚さ (水平) 17mm, (鉛直) 15mm

<鋼製足場板>

コンクリート : 貫通限界厚さ (水平) 120mm, 裏面はく離限界厚さ (水平) 210mm

鋼板 : 貫通限界厚さ (水平) 6mm, (鉛直) 2mm

### 7.1.3 積雪

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1)設計基準

積雪の設計基準については、規格基準類（建築基準法）及び観測記録（気象庁アメダス）、年超過確率評価、積雪時の発電所の対応を踏まえ、1日あたりの積雪量に最深積雪量の平均値を加えた値を設計基準として定めた。

評価の結果、統計的な処理による1日あたりの積雪量の年超過確率  $10^{-4}$ /年の値は135.9cmとなり、さらに、過去の観測記録から最深積雪量の平均値31.1cmを加えた167cmを設計基準積雪量に設定した。

##### (2)想定される影響

###### a. 堆積による荷重

影響モード：積雪による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

###### b. 積雪による開口部閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

##### (3)耐性評価結果

###### a. 堆積による荷重

フィルタ装置の上部への積雪による耐荷重については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を3,832,930[N/m<sup>2</sup>]と評価しており、設計基準積雪量167cm(4,910[N/m<sup>2</sup>])を上回っていることから、積雪荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

###### b. 積雪侵入による閉塞

格納容器圧力逃がし装置の出口配管配置図を第7.1.3-1図に示す。

放出口からの雪の侵入については、上空から落下してくる雪に対して、開口部が横向き、かつ開口部の形状が斜め下45°の形状となっていることから、雪が侵入し難い構造となっている。

また、雪が放出口から侵入した場合であっても、放出口付近の配管は水平方向に設置されているため、雪が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く、侵入した雪は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合、開口部の構造により雪の全てが配管内に侵入するものではないこと、配管の口径は508mmとなっていることから、配管は閉塞しないと考えられる。

なお、配管内に堆積した積雪が、気温の上昇に伴い、融雪した場合には、ラプチャーディスク前面に設置されたドレンラインより、排出することが可能である。

#### (4)地震との重畳影響

積雪と地震との重畳により，積雪単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが，除雪を行うなど適切な対応を行い，格納容器圧力逃がし機能を維持する。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

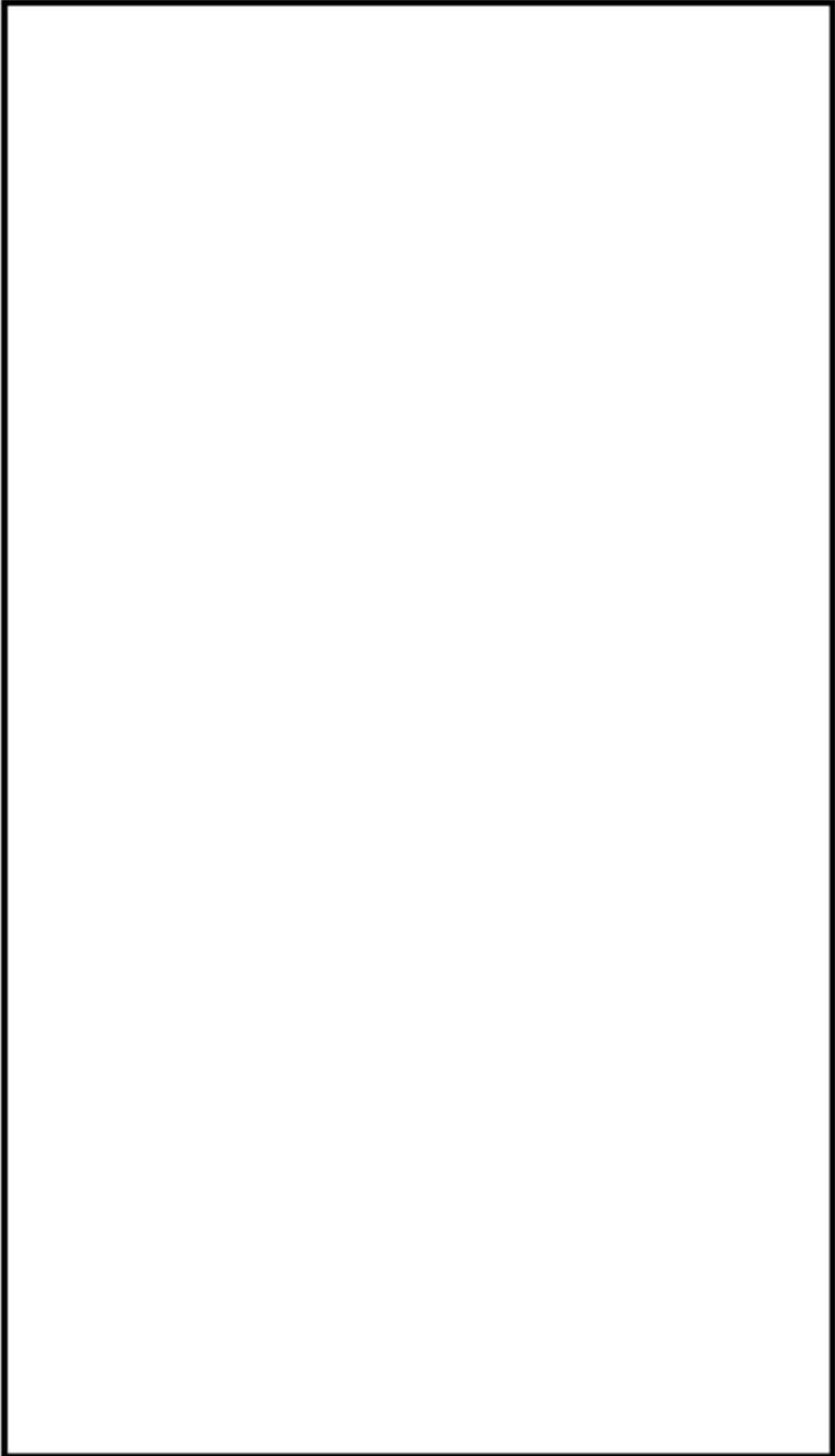
##### a. 堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は，屋外に露出しないことから，影響を受けない。

##### b. 積雪侵入による閉塞

代替格納容器圧力逃がし装置の放出口については，配管内部へ侵入し難い構造に設計する。

作図みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第7.1.3-1図 格納容器圧力逃がし装置の出口配管配置図（左：南立面図，右：平面図）

#### 7.1.4 低温

##### 【格納容器圧力逃がし装置】

###### (1) 設計基準

低温の設計基準については、規格基準類及び観測記録（気象庁アメダス）、年超過確率評価を踏まえ、最低気温が最も小さくなる値を設計基準として定めた。

評価の結果、統計的な処理による最低気温の年超過確率  $10^{-4}$ /年の値は  $-15.2^{\circ}\text{C}$  となった。また、低温の継続時間については、過去の最低気温を記録した当日の気温推移に鑑み、保守的に 24 時間と設定した。

また、基準温度より高い温度 ( $-2.6^{\circ}\text{C}$ ) が長期間 (173.4 時間) 継続した場合について考慮する。

###### (2) 想定される影響

###### a. 凍結

影響モード：凍結

対象部位：フィルタ装置，フィルタ装置水位計配管，  
フィルタ装置ドレン配管

###### (3) 耐性評価結果

###### a. 凍結

フィルタ装置保有水の凍結については、年超過確率  $10^{-4}$ /年の値よりも厳しい外気温  $-17^{\circ}\text{C}$  となった場合に、凍結を開始する時間を解析した結果、フィルタ装置に保温材と、建物床ヒーター ( $300\text{W}/\text{m}^2$ ) を設置した条件では約 38 時間となった。また、建物床ヒーターを考慮せず、保温材のみの場合においても約 25 時間となっており、いずれも低温継続時間 24 時間を上回っていることを確認した。

また、外気温が  $-2.6^{\circ}\text{C}$  が 173.4 時間継続する場合であっても、保温材と、建物床ヒーター ( $300\text{W}/\text{m}^2$ ) を設置した解析条件であれば凍結しないことを確認した。

なお、屋外設置のフィルタ装置水位計や放射線モニタなどの計器類については、防湿対策が施されており、計器内部で凍結による影響は受けない。

##### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

###### a. 凍結

フィルタ装置の保有水及び計器は、地下及び原子炉建屋屋内に設置されることにより、屋外に露出しないことから、低温による影響は受けない。

## 7.1.5 落雷

### 【格納容器圧力逃がし装置】

#### (1) 設計基準

基準雷撃電流値は、柏崎刈羽原子力発電所での落雷観測記録の統計処理による年超過確率が $10^{-4}$ /年となる雷撃電流値から設定する。構内での落雷観測の結果に避雷鉄塔及び5号炉排気筒による遮蔽効果を考慮し求めた雷撃頻度及び電力中央研究所報告の雷撃電流頻度分布を用いて、原子炉建屋排気筒への年超過確率が $10^{-4}$ /年となる雷撃電流値を求めると156kAとなる。これに余裕を持った200kAを設計基準電流値とする。

#### (2) 想定される影響

影響モード：雷サージによる電気・計装設備の損傷

対象部位：タンク水位計，ドレンライン流量計，放射線モニタ

#### (3) 耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉建屋排気筒頂部に設置されている避雷針の遮蔽範囲内にあり、落雷頻度が著しく低く、雷が直撃する可能性は十分小さいと考えられる。したがって、設備への影響が大きいと考えられる排気筒への落雷による雷サージを想定した。

6号炉および7号炉の原子炉建屋では、排気筒への直撃雷時に建屋内へ侵入する雷電流を軽減するために、屋上と外壁に約2mピッチの避雷導線を埋設し雷電流の分流を図る対策（ファラデーケージ化）やメッシュ式の接地網によって接地抵抗の低減や接地電位の平坦化を図る対策を実施している。したがって、屋内設置の回路への雷サージの影響は軽微であると考えられるため、屋外計装設備の計装回路について雷サージ評価を行った。

落雷時に回路に加わるサージ電圧値の算出には、過去に7号炉で実施した雷インパルス試験の結果を用いた。試験では、排気筒頂部に1kA程度の印加電流を流し、その時に測定対象のケーブルへ加わった誘導電圧を測定している。基準雷撃電流値200kAの雷撃を受けたときの雷サージ電圧値は、誘導電圧が印加電流値に保守的に比例するとして、雷インパルス試験の測定結果から求めた。

#### a. 屋外計装設備

##### (a) タンク水位計・ドレンライン流量計

タンク水位計及びドレンライン流量計はフィルタベント遮蔽壁の内側に設置されており、その計装回路は中央制御室に至っている。雷インパルス試験の測定結果としては、本回路の位置関係と類似の、コントロール建屋とトランスヤードを融通するケーブルの測定結果を用いる。耐電圧値は、当該回

路に耐雷対策としてシールドケーブルと保安器が使用されていることを考慮して保安器の耐電圧値 15kV を用いる。

評価結果を第 7.1.5-1 表に示す。原子炉建屋排気筒に設計基準である 200kA の落雷があった場合に当該回路に加わる雷サージ電圧値は最大で約 4.3kV となる。これは保安器の耐電圧値 15kV を下回ることから耐性は確保されている。

#### (b)放射線モニタ

放射線モニタの検出部は、原子炉建屋壁面の格納容器圧力逃がし装置排気配管に設置されており、その計装回路は中央制御室に至っている。雷インパルス試験の測定結果としては、本回路の位置関係と類似の、原子炉建屋中 4 階からコントロール建屋に至る回路の測定結果を用いる。また耐電圧値は、現場側に検出器の耐電圧値 1.5kV、中央制御室側では耐雷対策としてシールドケーブルと保安器が使用されていることを考慮して保安器の耐電圧値 10kV を用いる。

評価結果を第 7.1.5-1 表に示す。原子炉建屋排気筒に設計基準である 200kA の落雷があった場合に当該回路に加わる雷サージ電圧値は最大で約 0.25kV となる。これは、現場側の耐電圧値 1.5kV および中央制御室側の耐電圧値 10kV を下回ることから耐性は確保されている。

#### (4)地震／風／竜巻 いずれかの事象との重畳

落雷と竜巻等の重畳により、避雷鉄塔の損壊を想定した場合は、落雷単一事象より原子炉建屋排気筒への雷撃電流値は増長するが、耐電圧性を有する検出器の採用や保安器の設置等、適切な設計をして、格納容器圧力逃がし装置の機能を維持する。

第 7.1.5-1 表 落雷評価結果

評価対象設備		雷インパルス試験結果			誘導電圧換算値 (200kA 時)	耐電圧値	評価結果
		測定地点	印加電流	誘導電圧	誘導電圧		
タンク水位計 ドレンライン流量計	中央制御室 (指示計)	中央制御室	884A	2.8V	0.63kV	15kV(保安器)	影響なし
	現場 (発信器)	トランスヤード	876A	18.8V	4.3kV	15kV(保安器)	影響なし
放射線モニタ	中央制御室 (記録計)	中央制御室	888A	1.06V	0.24kV	10kV(保安器)	影響なし
	現場 (前置増幅器) (検出器)	原子炉建屋 中 4 階	868A	1.1V	0.25kV	1.5kV (前置増幅器) 1.5kV (検出器)	影響なし

【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置は、保安器やシールドケーブルの採用により設計基準である原子炉建屋への 200kA の落雷に耐える設計とすることから、落雷の影響はない。

7.1.6 火山

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 設計基準

発電所へ影響を及ぼし得る火山のうち、将来の活動可能性が否定できない 32 火山について、設計対応が不可能な火山事象は、地質調査結果によれば、発電所敷地及び周辺で、痕跡が認められないことから、到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果、降下火山灰が抽出された。

降下火山灰の堆積量については、文献調査や国内外の噴火実績、シミュレーション結果を踏まえ、検討を行った結果、火山噴火実績に保守性を考慮した 35cm を設計基準に設定する。



## (2) 想定される影響

### a. 堆積による荷重

影響モード：降下火山灰の堆積による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

### b. 降下火山灰侵入による閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

### c. 化学的影響

影響モード：降下火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

対象部位：フィルタ装置及び屋外配管

## (3) 耐性評価結果

### a. 堆積による荷重

フィルタ装置に堆積する降下火山灰に対する耐荷重性については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を  $3,832,930$  [N/m<sup>2</sup>] と評価しており、設計基準の降下火山灰  $35$ cm ( $5,149$  [N/m<sup>2</sup>]) を上回っていることから、降下火山灰の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

### b. 降下火山灰侵入による閉塞

放出口からの降下火山灰の侵入については、上空から落下してくる降下火山灰に対して、開口部が横向き、かつ開口部の形状が斜め下  $45^\circ$  の形状となっていることから、降下火山灰が侵入し難い構造となっている。

また、降下火山灰が放出口から侵入した場合であっても、放出口付近の配管は水平方向に設置されているため、降下火山灰が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く、侵入した降下火山灰は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合、開口部の構造により降下火山灰の全てが配管内に侵入するものではないこと、及び配管の口径は  $508$ mm となっていることから、配管は閉塞しないと考えられる。

なお、放出口から降下火山灰が侵入した場合にはファイバースコープや、ラプチャーディスクを取り外しての目視による配管内部の点検等、適切な対策を実施し、降下火山灰による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

### c. 化学的影響

フィルタ装置及び屋外配管については、酸性物質を帯びた降下火山灰に対して、容器材質が耐食性のあるステンレス製であることや、耐食性のあるふっ素樹脂塗装または、ポリウレタン樹脂塗装を施工していることから、耐食性が確保されていることを確認した。

## (4) 積雪との重畳影響

#### a. 重畳時の積雪量

冬季において多雪地域である立地地域は、火山噴火による降灰中、同じ影響モードである積雪の堆積荷重について、重畳を考慮する必要がある。

しかし、積雪の設計基準の167cmについては、 $10^{-4}$ /年程度の極低頻度であることから、重畳時における積雪量については、1日あたりの積雪量の年超過確率  $10^{-2}$ /年値の84.3cmに、最深積雪量の平均値31.1cmを加えた115.4cmを想定するものとする。

従って、降下火山灰35cm ( $5,149[\text{N}/\text{m}^2]$ )に、積雪115.4cm ( $3,393[\text{N}/\text{m}^2]$ )を加えた、堆積荷重  $8,542[\text{N}/\text{m}^2]$ を火山及び積雪の重畳時における評価基準値と設定する。

#### b. 耐性評価結果

フィルタ装置の降下火山灰及び積雪の堆積に対する耐荷重については、フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を  $3,832,930[\text{N}/\text{m}^2]$ と評価しており、降下火山灰及び積雪の重畳時における基準  $8,542[\text{N}/\text{m}^2]$ を上回っていることから、火山及び積雪の重畳時の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

また、放出口からの積雪及び降下火山灰の侵入については、(3)b.のとおり、配管内部へ侵入し難い構造であり、閉塞しないと考えられるが、放出口からの降下火山灰の侵入を防止するカバーの取り付け、または放出口から降下火山灰が侵入した場合における配管内部の点検等について、適切な対策を実施し、降下火山灰による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

### (5)地震との重畳影響

火山と地震との重畳により、火山単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが、除灰を行うなど適切な対応を行い、格納容器圧力逃がし機能を維持する。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

##### a. 堆積による荷重

代替格納容器圧力逃がし装置は、屋外に露出しないことから、影響を受けない。

##### b. 降下火山灰侵入による閉塞

代替格納容器圧力逃がし装置の放出口については、配管内部へ侵入し難い構造に設計する。

### 7.1.7 降水

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 設計基準

降水の設計基準については、規格基準類、観測記録（気象庁アメダス）に対し、更なる裕度を確保するために年超過確率評価の $10^{-4}$ /年の値である1時間降水量101.3mm/hと定める。

##### (2) 想定される影響

###### a. 浸水

影響モード：浸水

対象部位：フィルタベント遮蔽壁内側設備

##### (3) 耐性評価結果

###### a. 浸水

フィルタベント遮蔽壁内側の設備の浸水については、設計基準の降水量である1時間降水量101.3mm/hについて、タンク室内はサンプ排水ラインを通じて排水するか、ドレン移送ポンプを用いてサプレッション・チェンバに移送することが可能であり影響を受けない。また、附室は排水口を設置することにより、雨水が溜まることはなく、降水による浸水の影響を受けない。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

###### a. 浸水

フィルタ装置は、地下及び原子炉建屋屋内に設置し、止水処理を実施することにより、降水による浸水の影響を受けない。

### 7.1.8 生物学的事象

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 想定される影響

###### a. 小動物の侵入

影響モード：ケーブル等の損傷

対象部位：フィルタベント遮蔽壁内側設備

##### (3) 耐性評価結果

###### a. 小動物の侵入

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外ケーブル貫通部等は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とするこ

とから、影響を受けることはない。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

##### a. 小動物

フィルタ装置は、地下及び原子炉建屋屋内に設置されることにより、屋外に露出しないことから、生物学的事象による影響は受けない。

#### 7.1.9 地滑り

##### (1) 想定される影響

##### a. 地滑りによる土砂の到達

影響モード：土砂による荷重

対象部位：フィルタ装置

##### (2) 耐性評価結果

地滑りが想定される斜面からの離隔距離を確保することにより、影響を受けない。フィルタ装置は、近傍の斜面より 120m 以上の離隔距離を確保しており、万が一当該斜面に地滑りが生じた場合であっても、影響が及ぶことはない。

## 7.2 その他事象

### 7.2.1 外部火災

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1) 設計基準

###### a. 森林火災

発電所構内の森林の全面的な火災を想定する（防火帯により延焼が防止されるエリアを除く）。

###### b. 近隣の産業施設の火災

原子炉施設周辺に設置されており、格納容器圧力逃がし装置までの距離が近く貯蔵量の多い各号炉の軽油タンクの全面火災。なお、各号炉の軽油タンクは2基隣接して設置しているが、耐震Sクラス設備であり地震随伴事象としても2基同時火災の想定はしづらいこと、火災報知器や泡消火設備があることから延焼防止も可能であること、および隣接軽油タンク火災時にもう一方の軽油タンクの温度は発火点まで上昇せず2基同時に出火しないことから、格納容器圧力逃がし装置に近い軽油タンク1基の火災を想定する。

###### c. 航空機墜落による火災

偶発事象として航空機墜落が発生する確率が $10^{-7}$ 回/炉・年を超えるエリアへ墜落した航空機による火災を想定する。なお、航空機墜落火災と危険物タンク火災との重畳については、当該号炉軽油タンクには航空機は墜落せず発火点には至らないこと及び、対象航空機によっては他号炉の軽油タンクに墜落する可能性はあるが、軽油タンクと格納容器圧力逃がし装置との間に位置するタービン建屋やサービス建屋に輻射熱は遮られることから危険物タンク火災との重畳は考慮不要である。（第7.2.1-2図，第7.2.1-3図）

##### (2) 想定される影響

###### a. 森林火災

影響モード：森林火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位※：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

###### b. 近隣の産業施設の火災

影響モード：軽油タンク防油堤全面火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇

対象部位<sup>\*</sup>：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），格納容器圧力逃がし装置給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

c. 航空機墜落による火災

影響モード：航空機墜落により発生した火災からの輻射熱による温度上昇

対象部位<sup>\*</sup>：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁），給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備，計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），計装ラック

※ 対象部位は，外部火災により影響をうける屋外に設置されている格納容器圧力逃がし装置の部位を抽出した。

(3) 耐性評価結果

a. 森林火災

(a) フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり，健全性の基準 200℃に対し，森林火災発生時の輻射熱による遮蔽壁外面の温度は約 72℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており，フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また，フィルタ装置上部は開口しているが，フィルタベント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており，輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから，火災に対する耐性が確保される。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側，フィルタ装置出口側，弁）

配管の設計温度は 200℃であり，防火帯林縁から至近の配管の温度は約 90℃に止まることから，火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d) 給水設備，窒素パージ設備，ドレン設備

輻射熱による影響がないように，遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように，耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により，設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており、フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

b. 近隣の産業施設等の火災

(a) フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり、健全性の基準 200℃に対し、軽油タンク防油堤全面火災発生時の輻射熱によるフィルタベント遮蔽壁外面の温度は約 176℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており、フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また、フィルタ装置上部は開口しているが、フィルタベント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており、輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側、フィルタ装置出口側、弁）

設計温度は 200℃であり、軽油タンク至近の配管の温度は約 144℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d) 給水設備、窒素パージ設備、ドレン設備

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計、圧力計、放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており、フィルタベント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

c. 航空機墜落による火災

(a) フィルタベント遮蔽壁

フィルタベント遮蔽壁はコンクリート製であり、健全性の基準 200℃に対し、航空機墜落による火災発生時の輻射熱によるフィルタベント遮蔽壁外面の温度は約 62℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(b) フィルタ装置

フィルタ装置の周囲にはフィルタベント遮蔽壁が設置されており、フィ

ルタバント遮蔽壁内側の温度は上昇しない。また、フィルタ装置上部は開口しているが、フィルタバント遮蔽壁はフィルタ装置上部より約 5m 高く設置されており、輻射熱が直接フィルタ装置に届くことはないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(c) 屋外配管および弁（フィルタ装置入口側、フィルタ装置出口側、弁）  
設計温度は 200℃であり、火災発生時の配管の温度は約 65℃に止まることから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

(d) 給水設備、窒素パージ設備、ドレン設備

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(e) 計器類（水位計、圧力計、放射線モニタ等）

輻射熱による影響がないように、耐熱性のある計器の使用または遮熱性のある板で覆うこと等により、設備を防護するため火災の影響はない。

(f) 計装ラック

計装ラックの周囲にはフィルタバント遮蔽壁が設置されており、フィルタバント遮蔽壁内側の温度は上昇しないことから、火災に対する耐性が確保されていることを確認した。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち、地下に設置されている部位については、外部火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については、外部火災による影響がないような設計とする。



第 7.2.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置と各火災の位置関係



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 7.2.1-2 図 航空機墜落位置と危険物タンク火災の重畳を考慮する位置 (6 号炉)



第 7.2.1-3 図 航空機墜落位置と危険物タンク火災の重畳を考慮する位置 (7 号炉)

## 7.2.2 内部火災

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

#### (1)設計基準

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に発生する火災を想定する。

地震時においては、耐震B，Cクラスの機器を火災源とする火災を，火災区域内に想定する。

#### (2)想定される影響

影響モード：火災による温度上昇，引火，発火

対象部位：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）等  
操作時に必要な監視機器  
アクセスルート

#### (3)耐性評価結果

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁，操作時に必要な監視機器，アクセスルート等（以下，「機器等」という。）については，6.1.4 (2)a.に記載のとおり，火災の発生防止対策を施しており，当該機器等の引火・発火のおそれは小さく，温度上昇による損傷のおそれも小さい。また，機器等のうちケーブル等は難燃性のものを使用している。

万一，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機器等に火災が発生した場合においても，6.1.4 (2)b.に記載のとおり，火災の感知，消火対策を施しており，当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって，当該機器等の損傷を最小限に抑えることができる。

地震時における，耐震B，Cクラスの機器を火災源とする火災に対しては，火災によって格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能に影響を及ぼす可能性のある耐震B，Cクラスの機器について，当該機器を耐震強化すること，又は当該機器の設置箇所に耐震強化した消火設備を設置することによって，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の機能を維持することができる。

## 7.2.3 内部溢水

### 【格納容器圧力逃がし装置】

#### (1)設計基準

発生要因別に分類した以下の溢水を想定した。

- ・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

- ・発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

## (2) 想定される影響

溢水の発生要因に依らず、以下の影響を想定した。

影響モード：没水，被水，蒸気による環境条件の悪化

対象部位：格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，  
電動駆動弁，空気駆動弁）

操作時に必要な監視機器

アクセスルート

## (3) 耐性評価結果

a. 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する弁（手動弁，電動駆動弁，空気駆動弁）

(a) 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する手動弁については，没水，被水，蒸気の影響は無く，機能は維持される。

(b) 格納容器圧力逃がし装置の系統を構成する電動駆動弁及び空気駆動弁については，没水，被水等の影響により通常の遠隔操作機能を喪失する可能性がある。しかし，それぞれ物理的に隔離された箇所に設置されたバックアップ設備による代替操作が可能であり，万が一，バックアップ設備が溢水による影響を受けた場合においても，現場での手動操作が可能であることから，機能は維持される。

b. 操作時に必要な監視機器

(a) 操作時に必要な監視機器については，止水対策，被水対策等，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じることにより，機能は維持される。

c. アクセスルート

(a) 内部溢水発生時は，自動隔離又は手動隔離により，漏えい箇所の隔離操作を行うこととしている（標準80分を想定）。また，地震時において，漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても，漏えい水，蒸気については，開放ハッチ部，床ファンネルを介し，建屋最地下階へと導く設計とすることから，格納容器圧力逃がし装置操作時において，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留し，操作を阻害することはない。

(b) 格納容器圧力逃がし装置の操作時においては，操作対象機器へのアクセスルートに水，蒸気が滞留しないこと，壁による遮蔽があること等から，

放射線による影響も限定的であり、操作は可能である。

#### (4)管理区域外への漏えいについて

止水対策、堰等の防護対策を講じることにより、放射性物質を含む液体を放射線管理区域外へ漏えいさせることがないように設計する。

以上のことから、内部溢水が発生した場合でも、格納容器圧力逃がし装置の機能は維持される。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置については、止水対策、被水対策等、没水、被水、蒸気に対する防護対策を講じることにより、機能は維持される。

### 7.2.4 航空機墜落（偶発的事象）

#### 【格納容器圧力逃がし装置】

##### (1)設計基準

原子炉建屋等重要施設を中心として、落下確率が $1.0 \times 10^{-7}$ 回／炉・年となる範囲外への墜落。

##### (2)想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力、火災による熱影響

対象部位：格納容器圧力逃がし装置を構成する構築物・機器

##### (3)耐性評価結果

柏崎刈羽原子力発電所6号炉又は7号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は、約 $3.4 \times 10^{-8}$ 回／炉・年であることから、格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。なお、 $10^{-7}$ 回／炉・年を超えるエリアへ墜落した場合における航空機燃料火災に対する耐性は7.2.1外部火災に示すとおりである。

#### 【代替格納容器圧力逃がし装置】

柏崎刈羽原子力発電所6号炉又は7号炉の原子炉建屋等重要施設に墜落する確率は、約 $3.4 \times 10^{-8}$ 回／炉・年であることから、代替格納容器圧力逃がし装置に対する偶発的な航空機の衝突は設計上考慮する必要はない。

また、代替格納容器圧力逃がし装置のうち、地下に設置されている部位については、航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置する部位については、航空機燃料火災による影響がないように設計する。

### 7.2.5 船舶の衝突

#### (1) 想定される影響

影響モード：船舶の衝突による荷重

対象部位：フィルタ装置

#### (2) 耐性評価結果

敷地前面の海に面しておらず、また 300m 以上の離隔距離を確保しているため、船舶の衝突の影響が及ぶことはない。

### 7.2.6 電磁的障害

#### (1) 設計基準

電力保安用通信連絡設備（PHS 端末）等の電磁波による擾乱を考慮する。

#### (2) 想定される影響

影響モード：電磁波による擾乱

対象部位：電気設備・計装設備

#### (3) 耐性評価結果

電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、ラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入防止する、鋼製筐体や金属シールド付きケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する処置を講じた設計とする、又は電磁波による影響を確認することから影響を受けない。

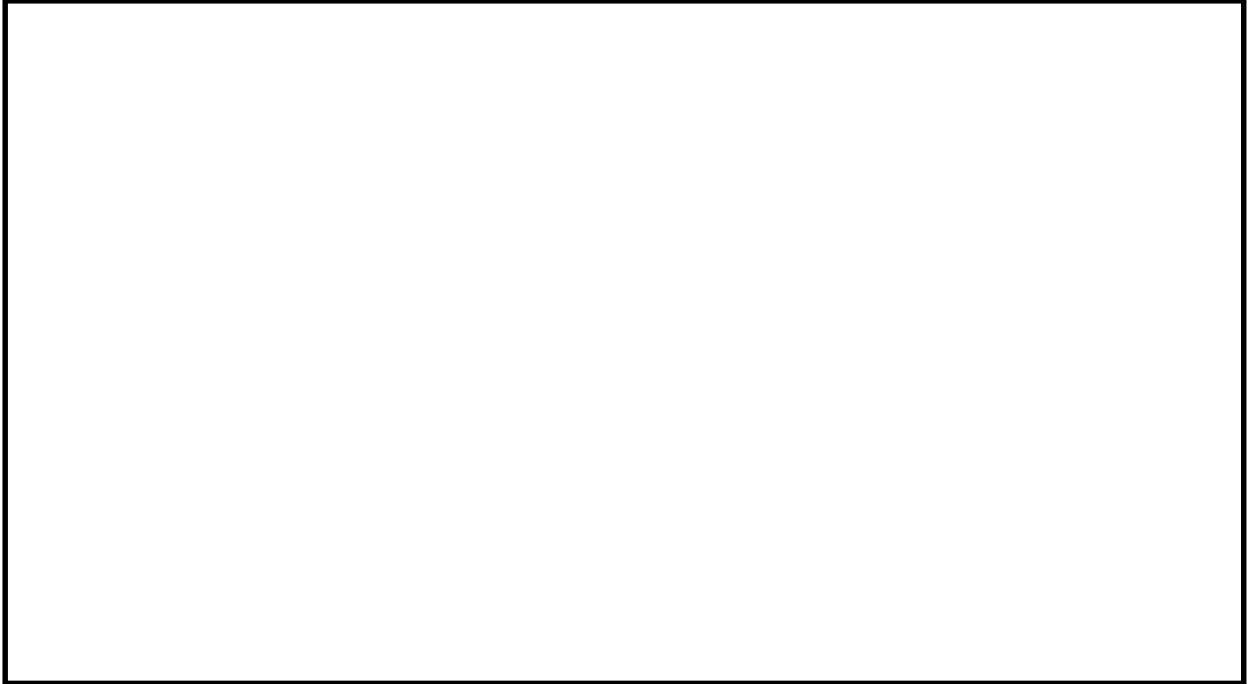
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

8. 格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性  
意図的な航空機衝突が発生した場合であっても、除熱機能が喪失しないことを以下、確認する。

8.1 航空機衝突（意図的事象）

【格納容器圧力逃がし装置】

(1) 事象想定（第 8.1-1 表，第 8.1-1 図参照）



(2) 想定される影響

影響モード：衝突による衝撃力，火災による熱影響

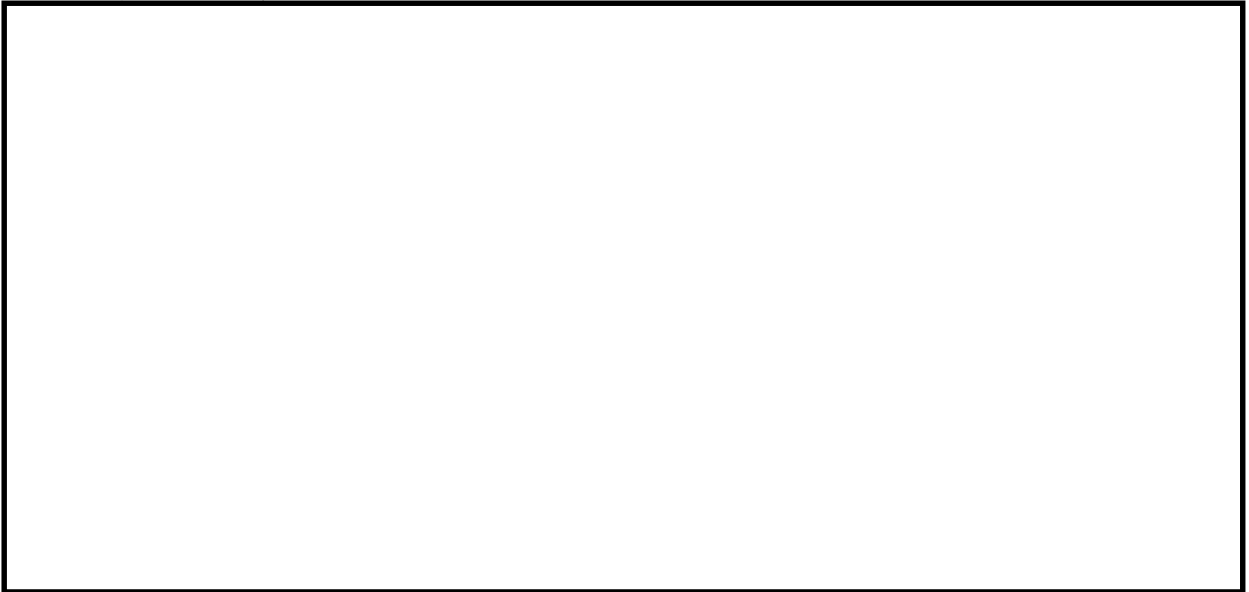
対象部位：フィルタベント遮蔽壁，フィルタ装置，フィルタ装置入口側配管，  
フィルタ装置出口側配管，屋外設備（給水設備，窒素パージ設備，  
ドレン設備，弁），計器類（水位計，圧力計，放射線モニタ等），  
計装ラック

(3) 耐性評価結果（第 8.1-1 表参照）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4)代替手段（第8.1-1表参照）

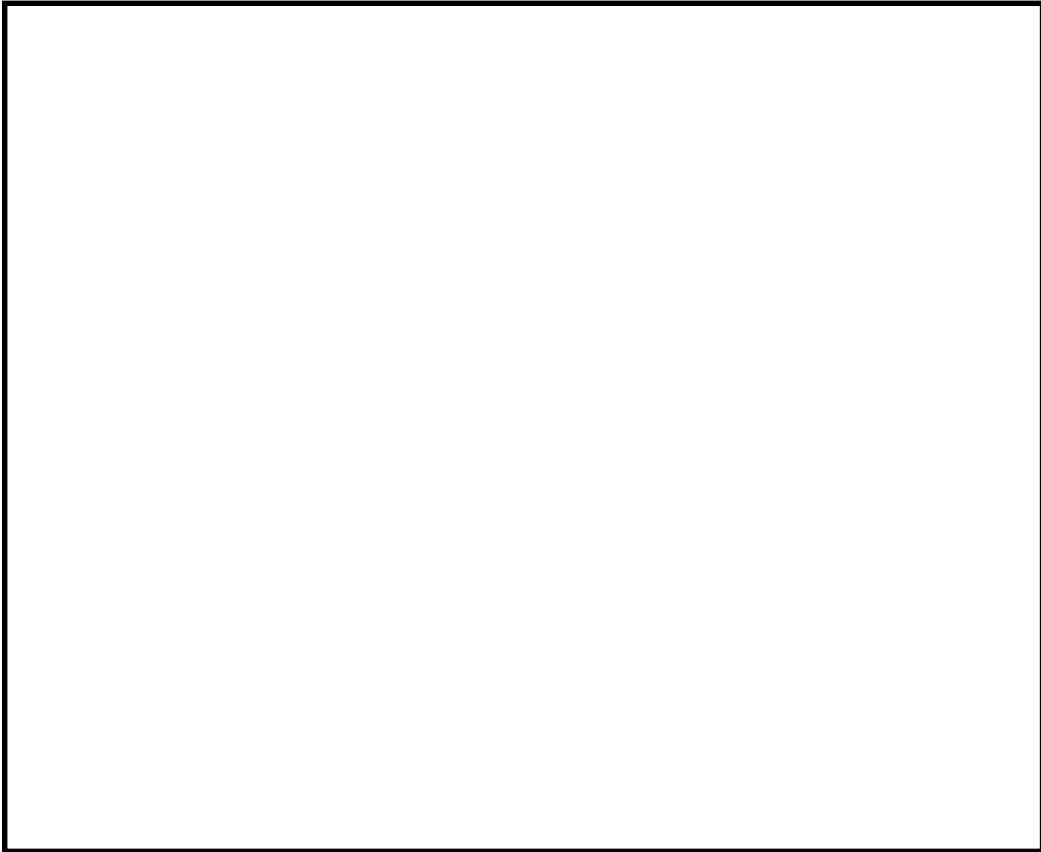


【代替格納容器圧力逃がし装置】

代替格納容器圧力逃がし装置のうち、地下に設置される部位については、航空機衝突による衝撃力及び航空機燃料火災の影響は受けない。屋外に設置するフィルタ装置出口側配管は損傷する可能性があるが、放出される放射性物質の低減機能は喪失しない。

第8.1-1表 航空機の衝突方向別機能の維持状況

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 8.1-1 図 フィルタ装置及び建屋の配置状況（7号炉）



## 別紙 1 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置の計測設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

①格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。

②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており、ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

#### 1. 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後の各状態で確認すべき項目を下記(1)～(5)に抽出し、各確認すべき項目に対する計測設備が設置されていることを第 1-1 表に示す。(「2.3.2.2 計測設備の目的」の記載内容の一部再掲)

##### (1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態

使用時の状態が、以下のとおり把握可能である。

###### a. フィルタ装置の閉塞等によりガスの導入が妨げられていないこと

フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、[原子炉](#)格納容器圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。また、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

###### b. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間 (2.2.1.3 参照) であることを確認することで把握できる。

###### c. 放出されるガスの放射線量の確認

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に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

###### a. フィルタ装置の除去性能が低下していないこと

フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間（2.2.1.3 参照）であることを確認することで把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力（0.01MPa[gage]以上）を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また、フィルタ装置出口配管圧力にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態

使用後の状態が、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素で正圧に維持されていること、また、配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

c. 放出されるガスの放射線量の確認

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に内包される放射性物質から放射線量率を監視し、排出経路の放射性物質濃度を評価することが可能である。

(4) フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の使用時、待機時、使用後に、フィルタ装置の水位調整を以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位が把握できる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量の把握ができる。

b. フィルタ装置スクラバ水の水質管理（2.2.1.3 参照）

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置の排水又は水張りを実施する際

に、フィルタ装置の水位が把握できると共に、必要な追加薬液量の把握ができる。また、フィルタ装置ドレン流量にて、排水操作を実施した際のタンクドレン量から、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラバ水の pH を把握できる設計とする。

(5) 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の使用時に、想定される機能障害の確認として、以下の通り把握可能である。

a. フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。また、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

b. 金属フィルタの閉塞

**フィルタ装置**金属フィルタ差圧にて、金属フィルタの閉塞状態を把握できる。なお、フィルタ装置入口圧力にて、金属フィルタの閉塞が進行し、フィルタ装置入口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞状態を把握できる。

c. よう素フィルタ出口配管の閉塞

ドレンタンク水位にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞状態を把握できる。また、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、ドレン水によるよう素フィルタ出口配管の閉塞が進行し、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力が上昇傾向を示すことを確認することで、よう素フィルタ出口配管のドレンによる閉塞状態を把握できる。

d. フィルタ装置入口配管の破断

フィルタ装置入口圧力にて、格納容器ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

e. フィルタ装置スクラバ水の漏えい

フィルタ装置水位にて、タンクからのスクラバ水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

2. 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の使用時，待機時，使用後の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第1-2表に示す。

3. 設備操作との整合性について

「4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」で記載した各操作における監視項目が全て監視可能であることを第1-3表に示す。

第 1-1 表 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計測設備	多重性又は多様性
(1) 格納容器圧力逃がし装置の使用時	a. 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	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	①は多重性有り
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
(2) 格納容器圧力逃がし装置の待機時	a. フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	①は多重性有り
	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口圧力 ③ フィルタ装置出口配管圧力	①②③で多様性有り ①は多重性有り
	a. フィルタ装置内スクラバ水の確認	① フィルタ装置水位	①は多重性有り
(3) 格納容器圧力逃がし装置の使用後	b. フィルタ装置配管内の不活性状態の確認	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置水素濃度	①②で多様性有り ①は多重性有り ②は入口と出口配管でそれぞれ補完
	c. 放出されるガスの放射線量の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性有り
	a. フィルタ装置の水位調整の確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置ドレン流量	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
(4) フィルタ装置の水位調整時	b. フィルタ装置スクラバ水の水质管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置ドレン流量 ③ フィルタ装置スクラバ水 pH	①②③で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	a. フィルタ装置の閉塞	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	b. 金属フィルタの閉塞	① フィルタ装置金属フィルタ差圧 ② フィルタ装置入口圧力	①②で多様性有り ②は多重性有り
(5) 想定される機能障害	c. よう素フィルタ出口配管の閉塞	① ドレンタンク水位 ② フィルタ装置入口圧力 ③ フィルタ装置出口圧力	①②③で多様性有り ②は多重性有り
	d. フィルタ装置入口配管の破断	① フィルタ装置入口圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性有り ①②はそれぞれ多重性有り
	d. フィルタ装置スクラバ水の漏えい	① フィルタ装置水位	①は多重性有り

第1-2表 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置計測設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1		計測範囲	計測範囲の根拠
①	フィルタ装置水位 (格納容器圧力逃がし装置)	0～6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
	フィルタ装置水位 (代替格納容器圧力逃がし装置)	0～7000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約3000mm、下限水位：約500mmが計測可能な範囲とする。
	フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa[gage]	以下の2つの状態を計測可能な範囲とする。 ・格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa[gage]) が計測可能な範囲とする。 ・待機時に、窒素置換 (約0.01MPa[gage]以上) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③	フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa[gage]	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板の設定圧力 (0.1MPa[gage]) を超えないことが計測可能な範囲とする。
④	フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa[gage]	
⑤	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	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線量当量率 (約 $7 \times 10^5 \text{mSv/h}$ ) を計測可能な範囲とする。
⑥	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦	フィルタ装置ドレン流量	0～30m <sup>3</sup> /h	ドレンポンプの定格流量 (10m <sup>3</sup> /h) を計測可能な範囲とする。
⑧	フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	フィルタ装置内スクラバ水のpHを計測可能な範囲とする。
⑨	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	
⑩	ドレンタンク水位	タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレンの排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能な計測範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第2.3.2.3-1図及び第2.3.2.3-2図の丸数字に対応する。



第 1-3 表 「4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性」との整合について

プラント状態	2.3.2.2 計測設備の目的	4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	監視パラメータ
プラント停止時又は通常運転時	(1)格納容器圧力逃がし装置の待機時の状態 (4)フィルタ装置の水位調整時の確認	4.3 ①格納容器圧力逃がし装置点検後の窒素置換	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置出口配管圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH
事故発生～格納容器ベント前		4.1.2 a. 格納容器ベント操作前準備	
格納容器ベント開始	(2)格納容器圧力逃がし装置の使用時の状態	4.1.2 b. 格納容器ベント開始操作	フィルタ装置入口圧力
格納容器ベント開始後～格納容器ベント停止前	(4)フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.2 c. 格納容器ベント中操作	フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置水位
格納容器ベント停止	(5)想定される機能障害の把握		フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置金属フィルタ差圧 ドレンタンク水位
格納容器ベント停止後	(3)格納容器圧力逃がし装置の使用後の状態 (4)フィルタ装置の水位調整時の確認	4.1.1 d. 格納容器ベント停止操作 4.3 ②格納容器ベント停止後の窒素ガスによるパージ	フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置ドレン流量 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水素濃度

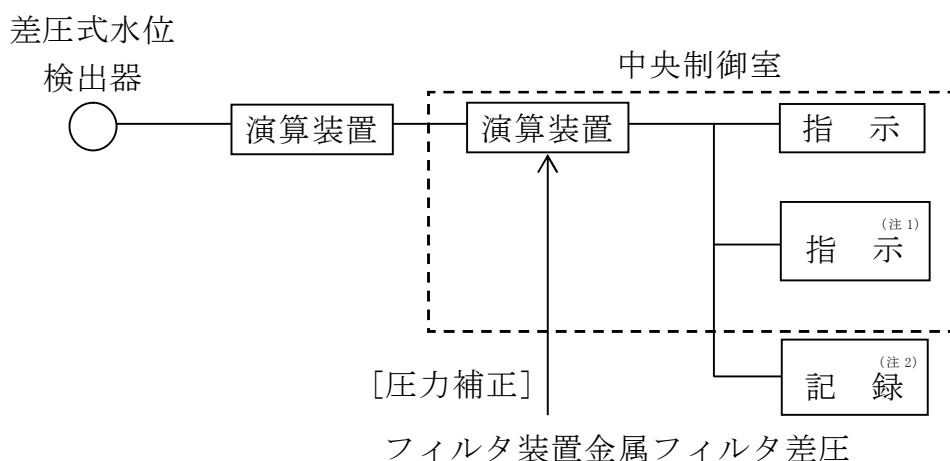
別紙 2 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

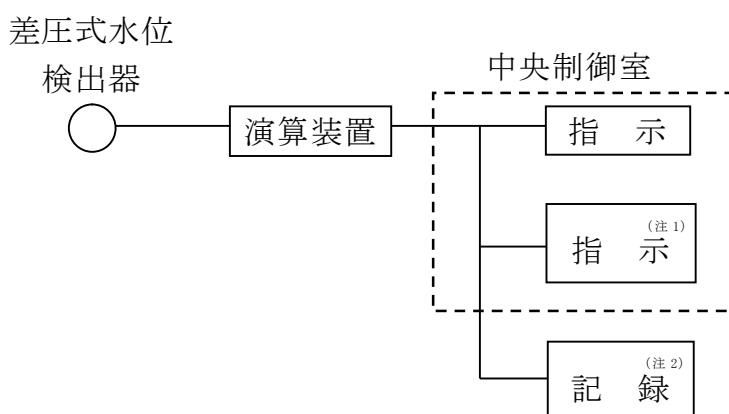
代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており，ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置の計測設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 1-1,2 図 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)



第 1-1 図 フィルタ装置水位の概略構成図



(注 1) 記録計

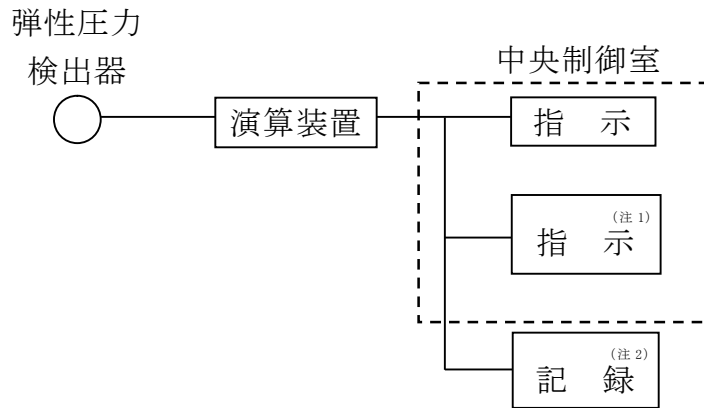
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第 1-2 図 フィルタ装置水位の概略構成図



(2) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第1-3図「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。)



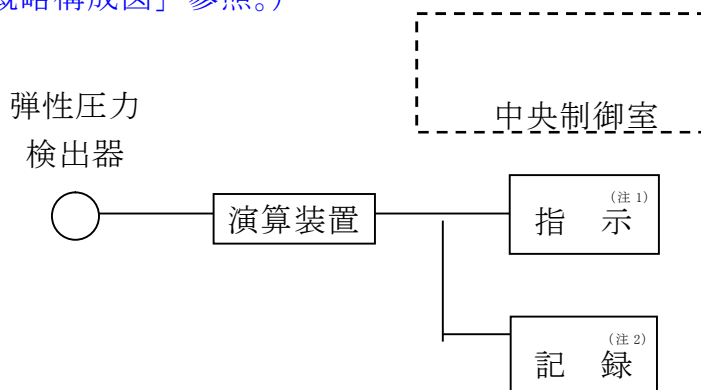
(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第1-3図 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-6「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第1-4図 フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

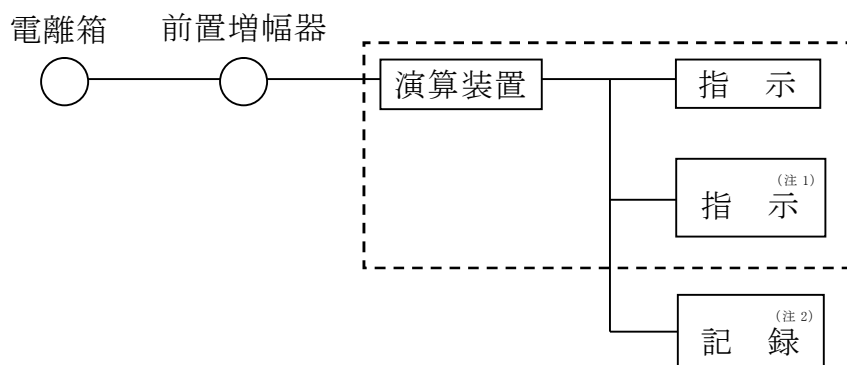
フィルタ装置出口配管圧力の検出信号は、機械式圧力検出器にて圧力を検出し、フィルタ装置出口配管圧力を現場（原子炉建屋4階屋上）に指示する。（第1-5図 「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）



第1-5図 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 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、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（第1-6図 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



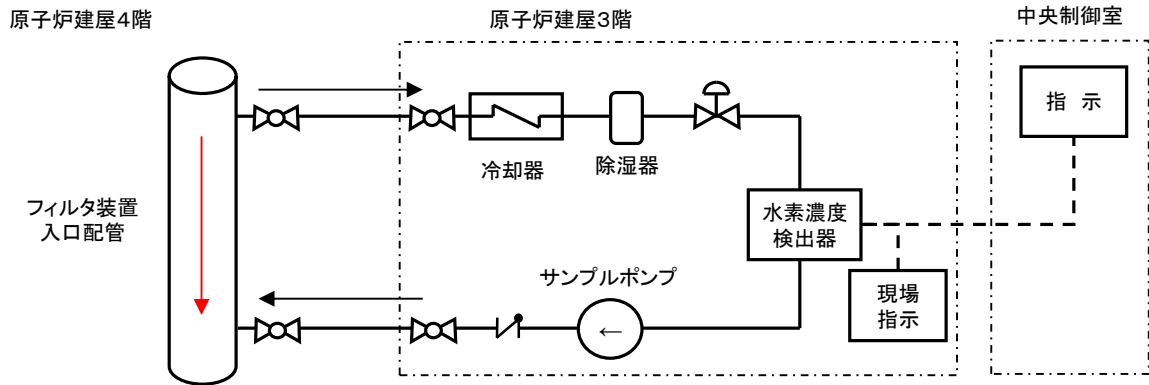
(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

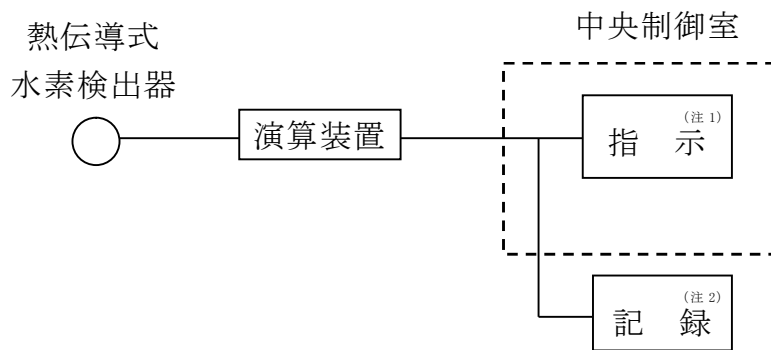
第1-6図 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第1-7図「フィルタ装置水素濃度 システム概要図」及び、第1-8図「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。)



第1-7図 フィルタ装置水素濃度 システム概要図 (出口配管側も同様)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第1-8図 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置ドレン流量

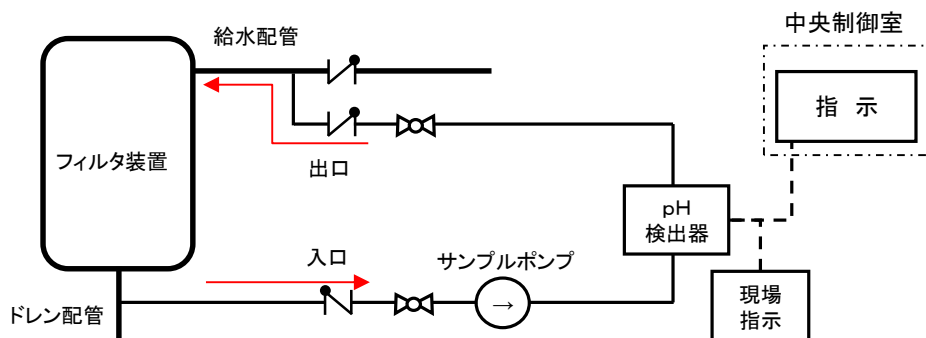
フィルタ装置ドレン流量の検出信号は、電磁流量計検出器にて流量を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置ドレン流量を現場（フィルタベント遮蔽壁附室内）に指示する。（第1-9図「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。）



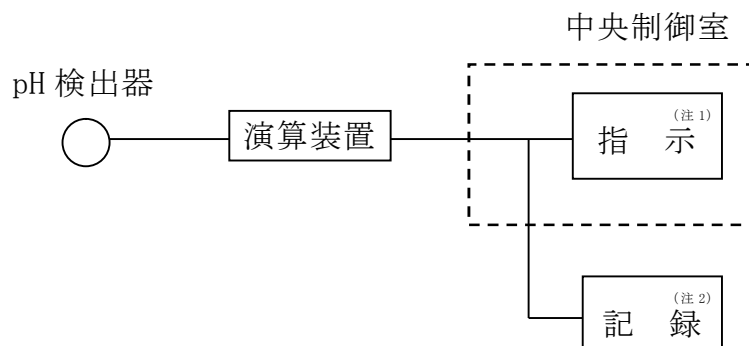
第1-9図 フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。（第1-10図「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」及び、第1-11図「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）



第1-10図 フィルタ装置スクラバ水 pH システム概要図



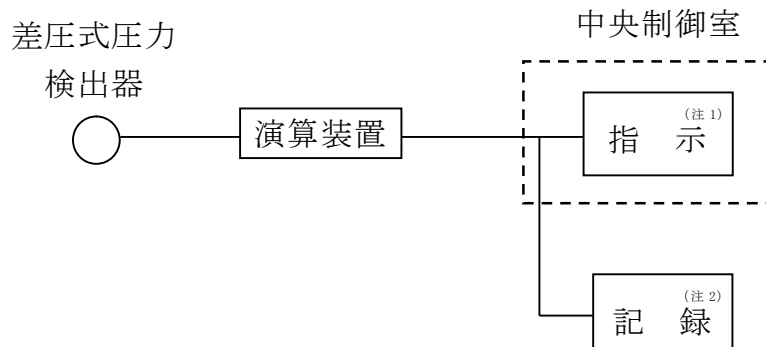
(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第1-11図 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(9) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。(第 1-12 図 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」 参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第 1-12 図 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10) ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は、フロート式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に、フロート式水位検出器の接点が動作することで水位を電気信号へ変換し、中央制御室に表示し、記録する。(第 1-13 図 「ドレンタンク水位の概略構成図」 参照。)

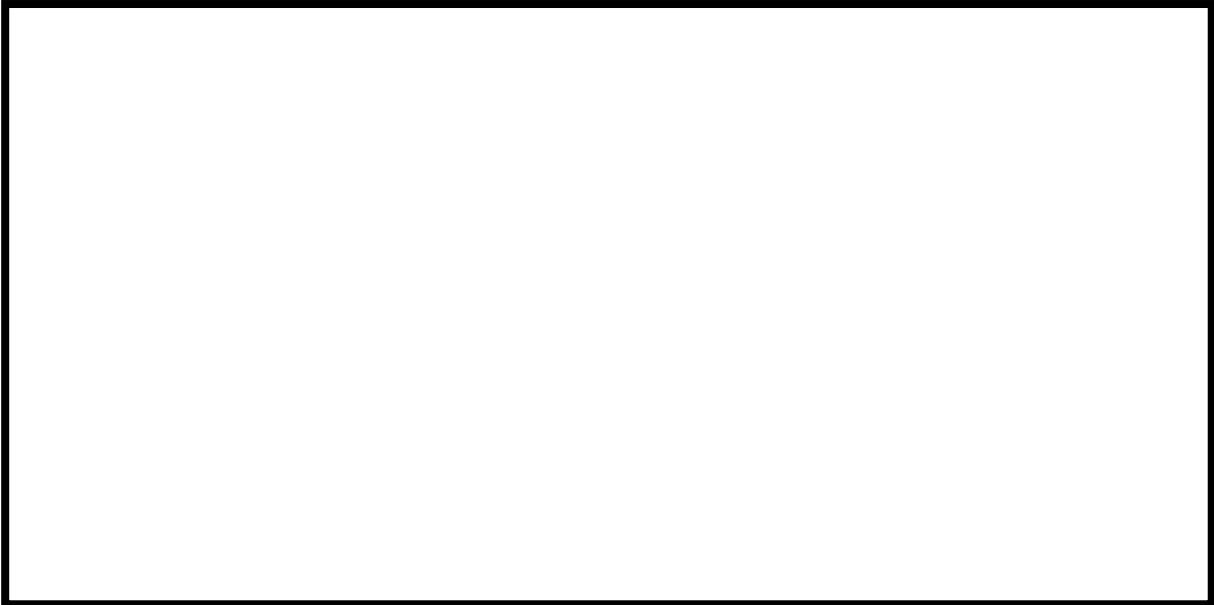


(注 1) 記録計

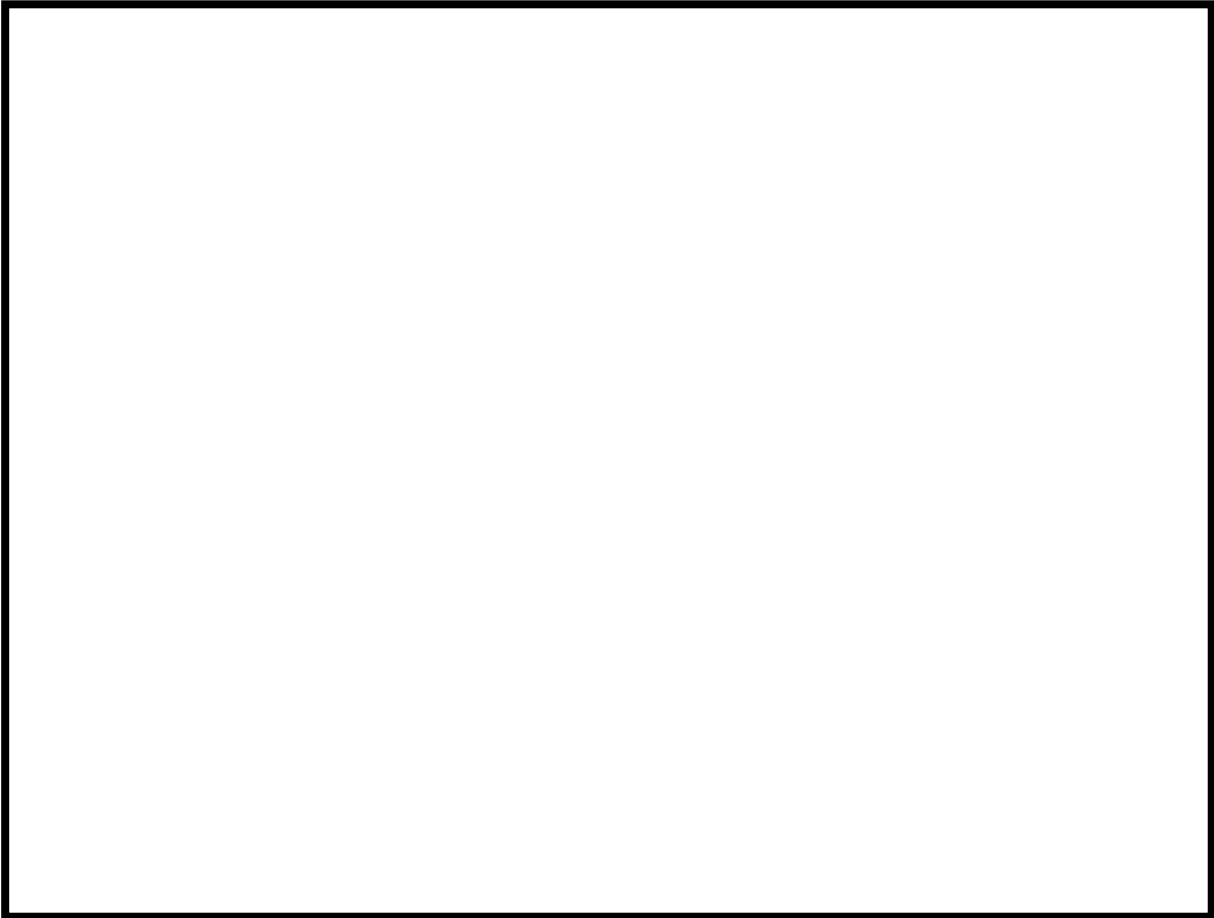
第 1-13 図 ドレンタンク水位の概略構成図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

参考 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の機器配置図

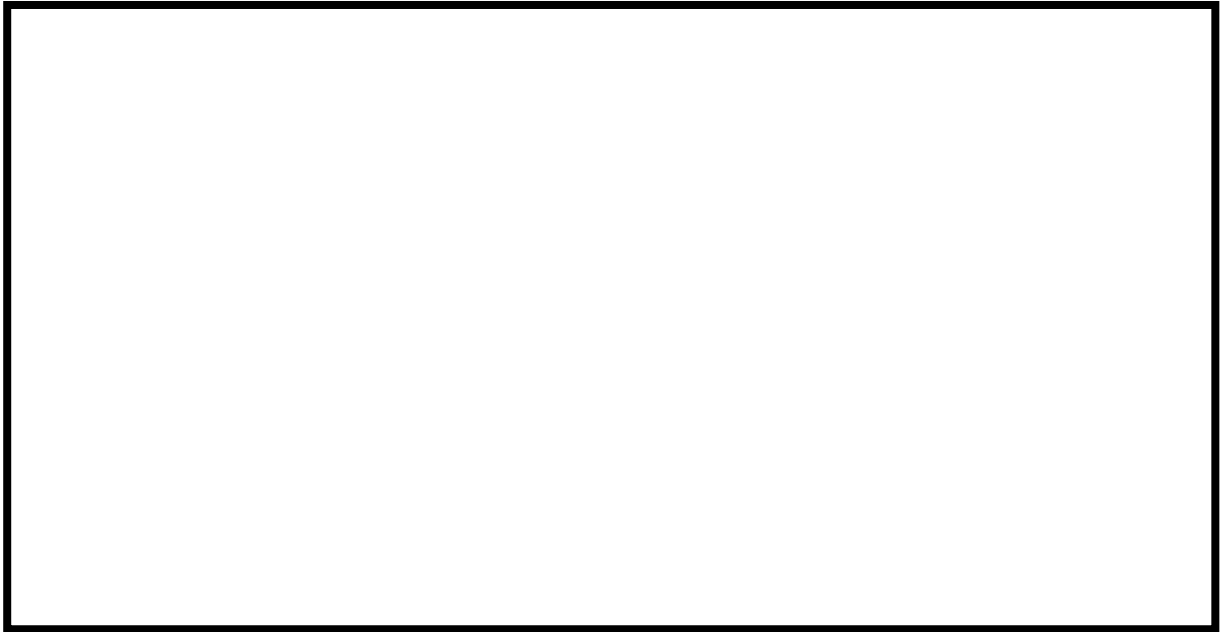


第 1-14 図 6 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図

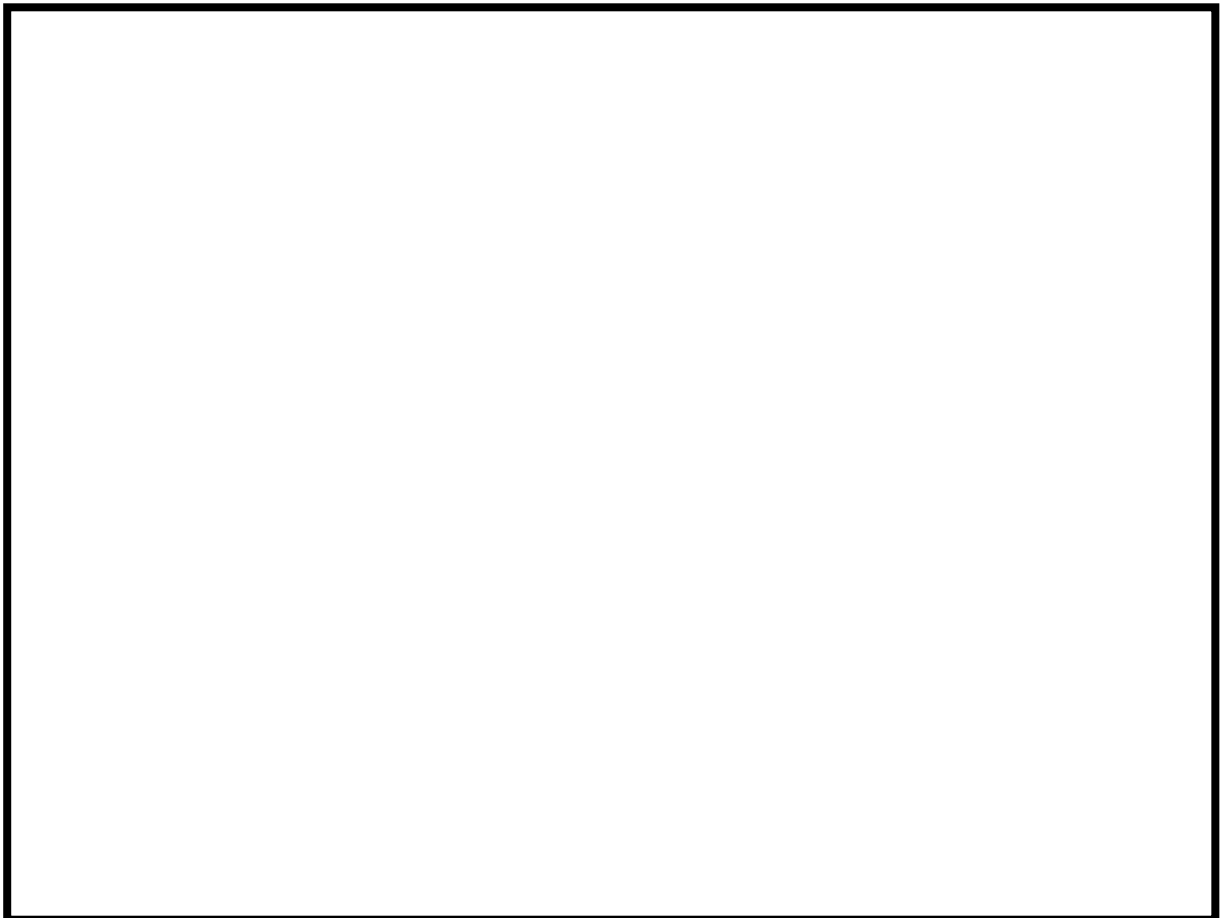


第 1-15 図 機器配置図 (6 号炉屋外)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

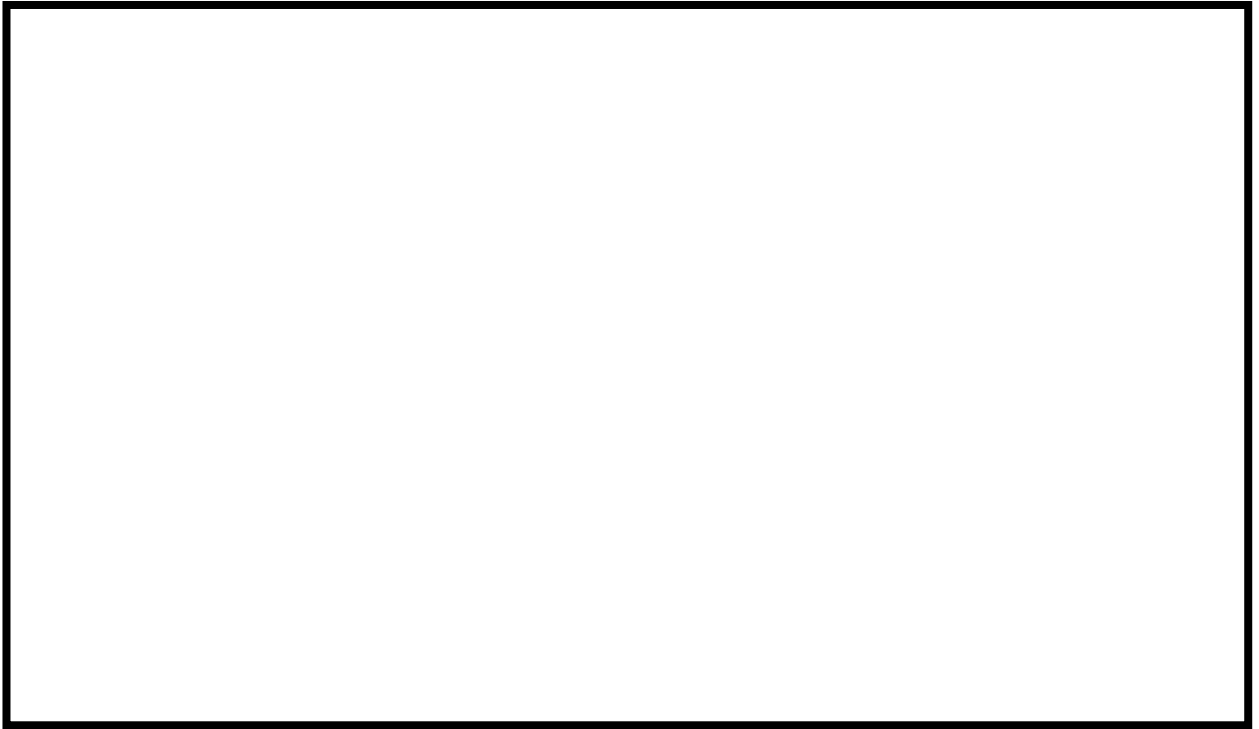


第 1-16 図 機器配置図 (6 号炉屋上)

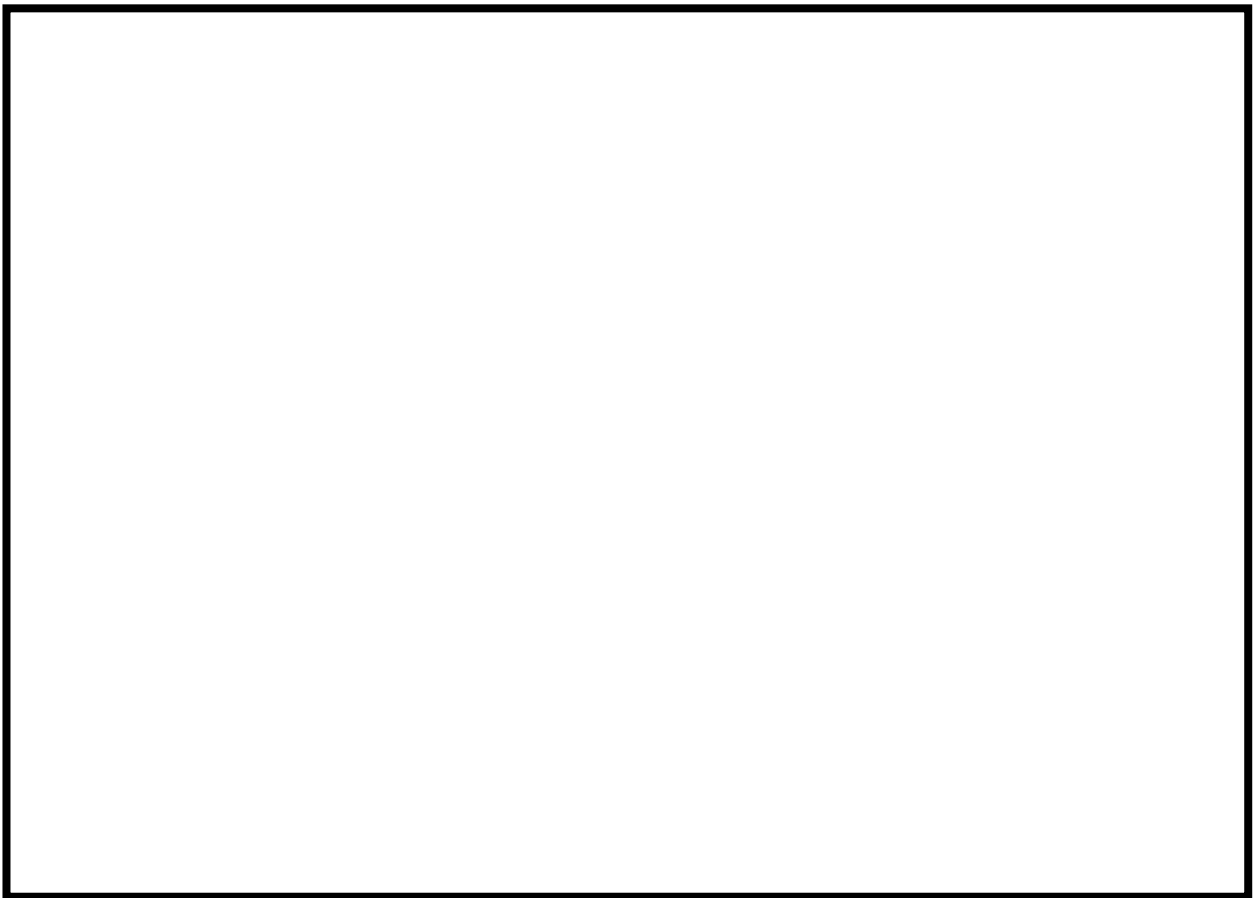


第 1-17 図 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-18 図 7 号炉格納容器圧力逃がし装置 計測設備 全体概要図



第 1-19 図 機器配置図 (7 号炉屋外)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-20 図 機器配置図 (7 号炉屋上)



第 1-21 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-22 図 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 3 階)

### 別紙 3 放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方

#### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

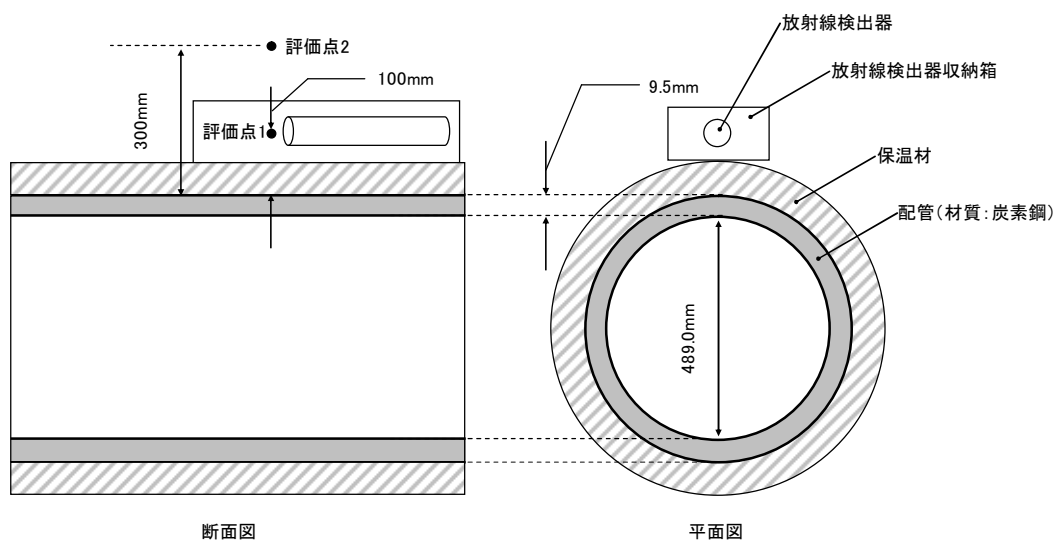
放射線検出器の計測範囲は、想定される最大線量率 (mSv/h) の評価結果から上限を設定する設計としている。また、放出された放射性物質濃度の算定にあたっては、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を算定する方針としている。

なお、代替格納容器圧力逃がし装置についても同様の設計としており、ここでは代表として格納容器圧力逃がし装置について記載する。

#### a. 評価条件

放射線検出器の計測範囲の上限値は、余裕を持った設計とするため、フィルタ装置出口配管で想定される最大線量率の評価条件は、以下の通り保守的に設定する。

- ・ 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「炉心状態が平衡炉心 (サイクル末期)」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものと設定する。
- ・ 格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から1時間後に設定する。
- ・ フィルタ装置出口配管と放射線検出器の評価モデルは第1-1図のとおりとする。
- ・ フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。



第1-1図 評価モデル (フィルタ装置出口配管)

b. 想定される最大線量率の評価結果

上記 a. の評価条件に基づき、線量率を評価した結果を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 線量率評価値

	評価点 1 (配管表面から 100mm)	評価点 2 (配管表面から 300mm)
線量率[mSv/h]	約 $1.0 \times 10^5$	約 $6.1 \times 10^4$

以上より、保守性を考慮した評価結果から最大線量率は約  $1 \times 10^5$  mSv/h 程度と想定しているが、放射線検出器は配管表面より 300mm 離れた評価点 2 に設置する計画としていることから、検出器の計測範囲の上限を  $1 \times 10^5$  mSv/h として適切に設計している。

c. 放射性物質濃度の算定に関する方針

放射線検出器を配管表面から 300mm 離れた評価点 2 での線量率 (mSv/h) , 配管内の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) 及び換算係数 ([Bq/cm<sup>3</sup>]/[mSv/h]) を評価した結果を第 1-2 表に示す。格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から 1 時間後および 24 時間後とする。

第 1-2 表 フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と換算係数

原子炉停止後、格納容器ベント開始までの時間[h]	線量率 [mSv/h]	放射性物質濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	換算係数 [[Bq/cm <sup>3</sup> ]/[mSv/h]]
1	約 $6.1 \times 10^4$	約 $1.1 \times 10^9$	約 $1.8 \times 10^4$
24	約 $2.0 \times 10^4$	約 $4.8 \times 10^8$	約 $2.4 \times 10^4$

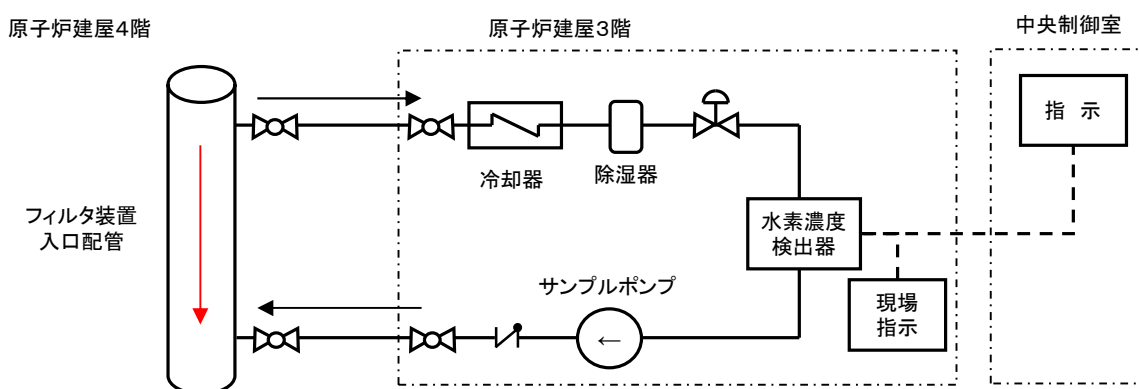
以上より、第 1-2 表の換算係数を事前に準備しておくことで、ベント初期段階での放射性希ガスの放出（少なくともベント実施から最初の 1 時間においては、希ガスの影響が支配的となると考えられる）に対して放射線検出器の指示値 (mSv/h) から放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を算出する方針である。

なお、事故後に当該事故の詳細かつ正確なデータにより、換算係数の再評価を実施することで、放射線検出器の指示値 (mSv/h) から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を評価することが可能である。

別紙 4 フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れについて

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

フィルタ装置水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第 1-1 図 フィルタ装置水素濃度システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋 4 階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- ・ サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：6 号炉：約 26m  
7 号炉：約 20m
- ・ サンプリング配管の断面積：359.7mm<sup>2</sup> (3.597×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)
- ・ サンプルポンプの定格流量：約 1l/min (約 1×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/min)
- ・ サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約 2.8m/min

なお、ガスは標準状態 (0°C, 101.325kPa[abs]) として算出。

第 1-1 表 フィルタ装置水素濃度の時間遅れ

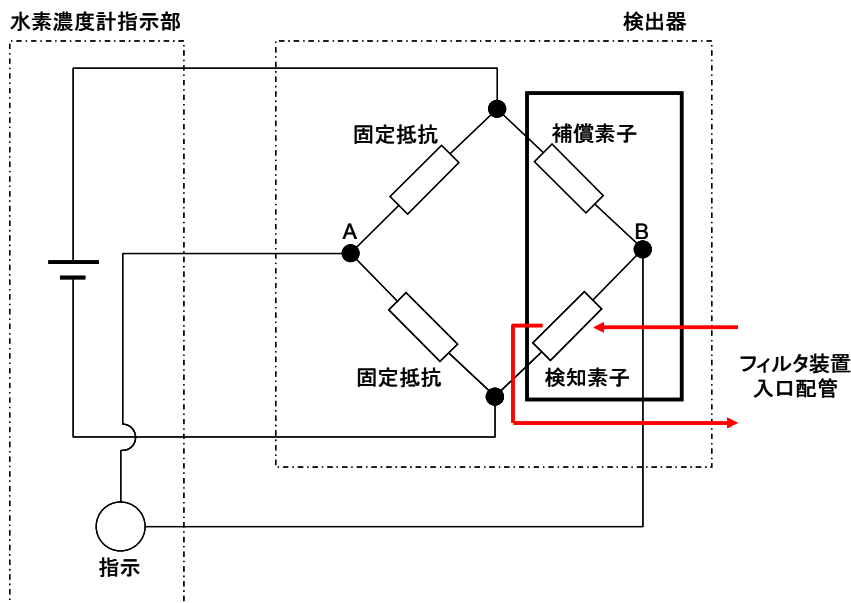
号炉	6 号炉	7 号炉
時間遅れ	約 10 分	約 8 分

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第1-2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第1-2図のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



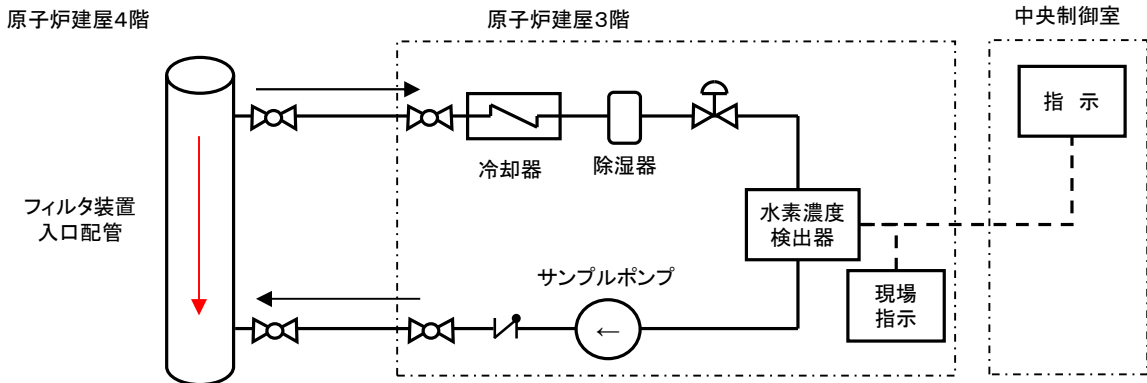
第1-2図 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18 W/(m・K) at 27℃である一方、酸素、窒素は、約0.02 W/(m・K) at 27℃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する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定システムの構成

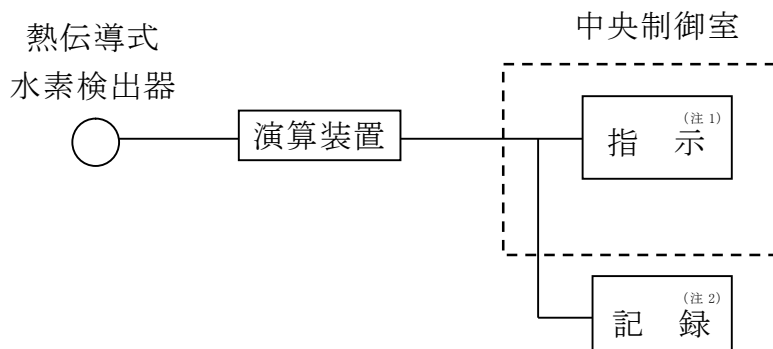
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第1-3図 フィルタ装置水素濃度システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

種類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個数	1
設置場所	原子炉建屋3階（二次格納施設外）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

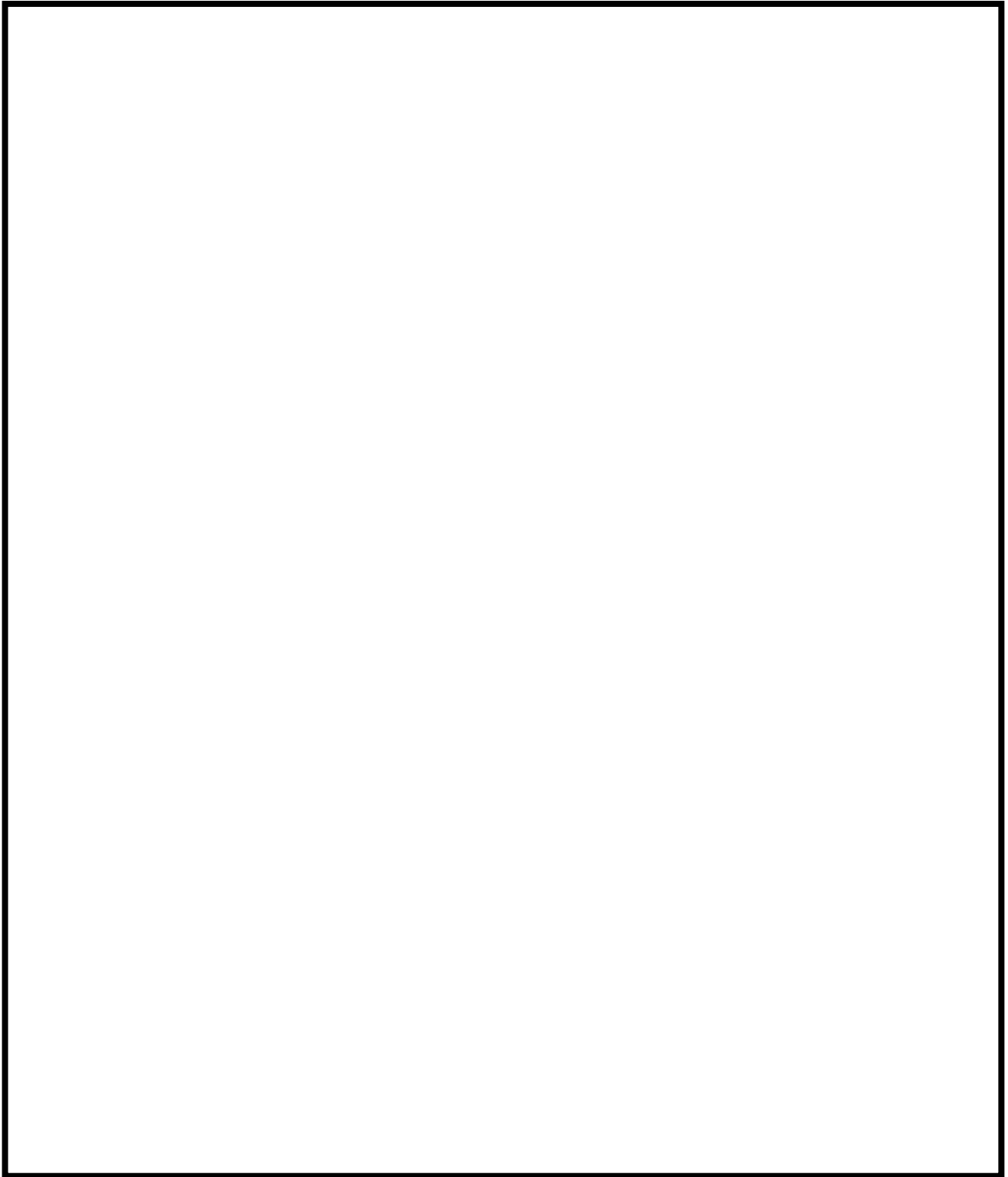
第1-4図 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

水素濃度の計測範囲 0～100vol%において、計器仕様は最大±2vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

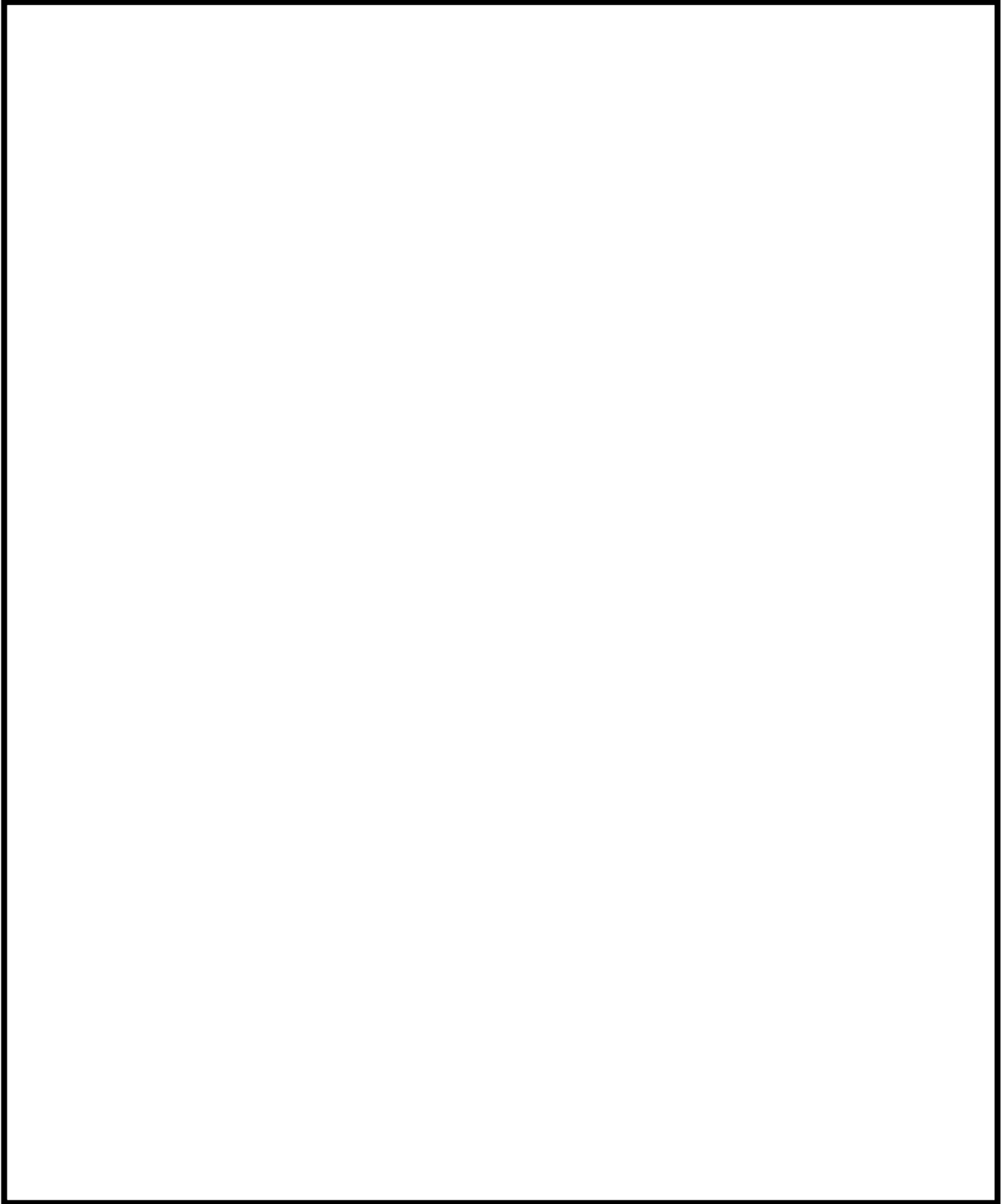
別紙 5 エアロゾル計測装置について

(1) エアロゾル計測装置の計測原理

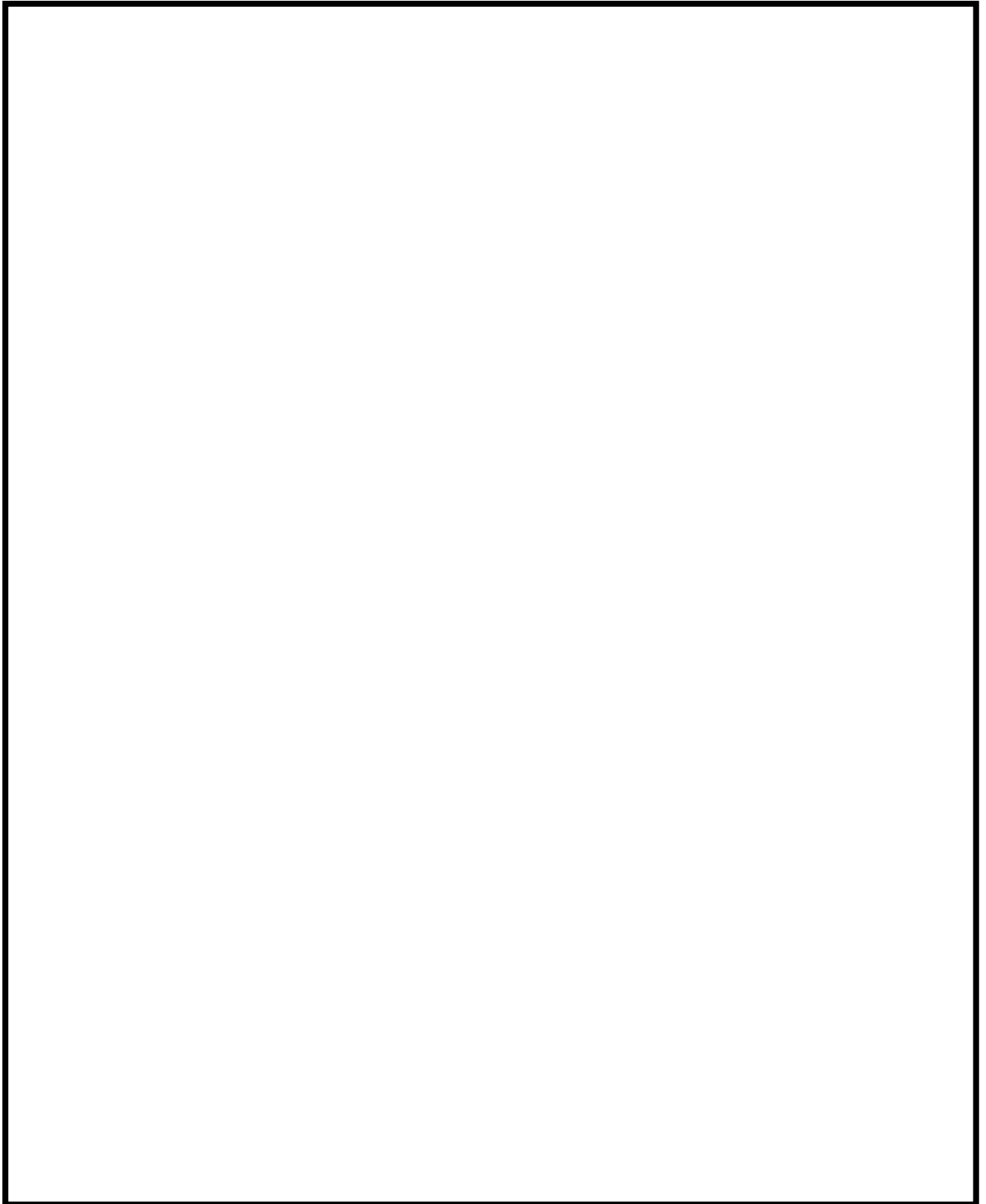




枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(2) エアロゾル計測装置の計測精度について

エアロゾル計測装置の計測装置の計測精度については、以下の通り示す。

1. 光散乱式エアロゾルスペクトロメーター

光散乱式エアロゾルスペクトロメーターは、粒子に光を当てた際の散乱光パルスの強度を計測し、粒子の粒径や個数濃度を求めている。

まず、光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの粒径に対する精度を第 2-1 表の通り示す。粒径に対する精度の確認は、粒径が既知の標準粒子 (PSL) を計測し、標準粒子の径との比較をすることで評価している。

なお、光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの可測粒径は  $0.2\sim 40\mu\text{m}$  であるが、計測のメカニズムから、小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く、計測の誤差が大きくなることから、可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また、試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の 2 つ使用しているため、それぞれの誤差を示す。

第 2-1 表 光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの粒径計測に対する誤差



第 2-1 表より、いずれの計測器も、最小可測粒径 ( $0.2\mu\text{m}$ )、を含めて粒径計測に対する誤差は小さく、粒径を適切に計測できていると考える。

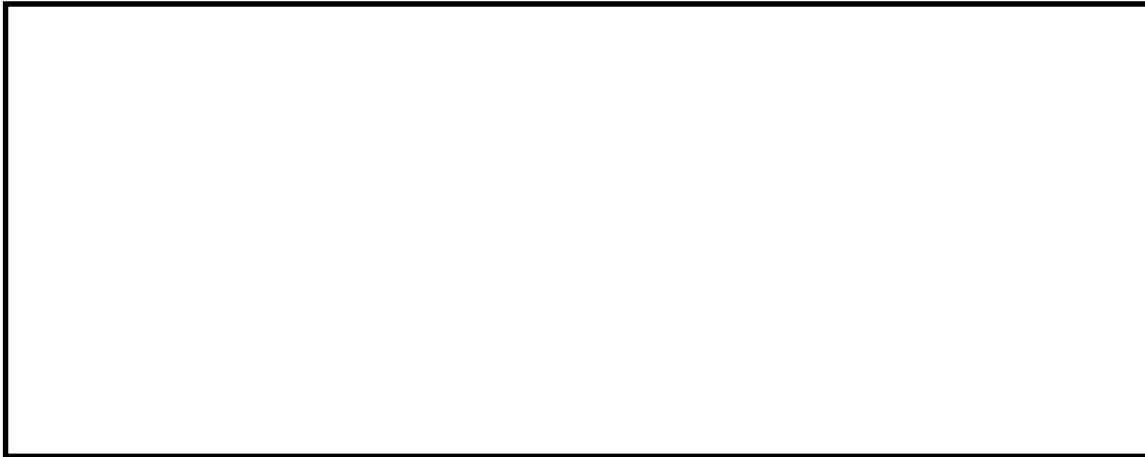
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

次に、光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの個数濃度に対する精度を第 2-2 表の通り示す。個数濃度に対する精度の確認も、粒径が既知の標準粒子 (PSL) を用い、第 2-1 図に示す通り、国家標準とトレーサブルな凝縮粒子カウンター (標準器) で計測した個数濃度との比較により精度を評価している。

なお、光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの可測粒径は  $0.2 \sim 40 \mu\text{m}$  であるが、計測のメカニズムから、小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く、計測の誤差が大きくなることから、可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また、試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の 2 つ使用しているため、それぞれの誤差を示す。

第 2-2 表 光散乱式エアロゾルスペクトロメーターの個数濃度計測に対する誤差



第 2-1 図 個数濃度評価構成

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第2-2表に示す通り、いずれの粒径においても、標準器計測値に対する誤差は計測器1,2で同程度であることから、計測器1,2の個数濃度に対する計測精度は同等と考えられる。ただし、計測器番号1,2を比較した場合、若干ではあるものの、個数濃度は計測器1よりも計測器2の方が大きめに計測されることから、DFを保守的に評価するため、計測器1をフィルタ入口側に、計測器2をフィルタ出口側に設置している。

ここで、第2-2図の通り、試験フィルタには水を張らず、金属フィルタも取り外した状態で、計測器1をフィルタ入口側、計測器2を出口側に設置して、第2-3表の条件にてDF計測試験を実施した。本条件では水スクラバと金属フィルタの粒子捕捉効果は発生しないため、容器壁面沈着の捕捉を確認することができる。

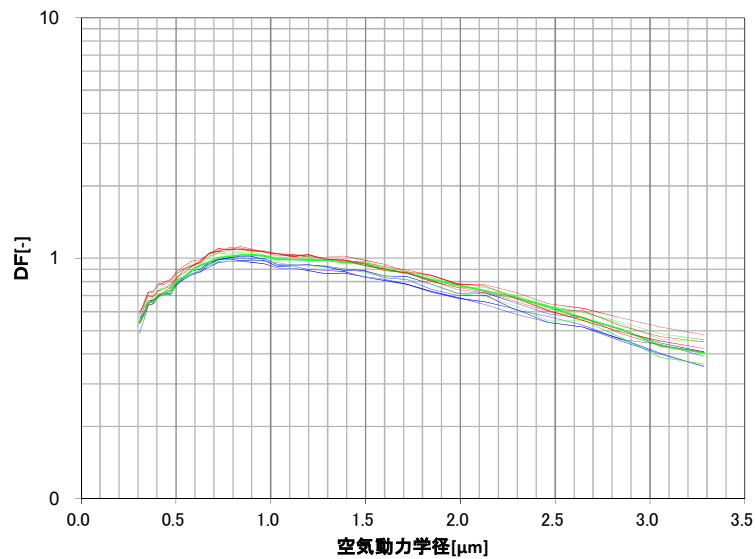


第2-2図 フィルタ容器DF計測試験装置構成図

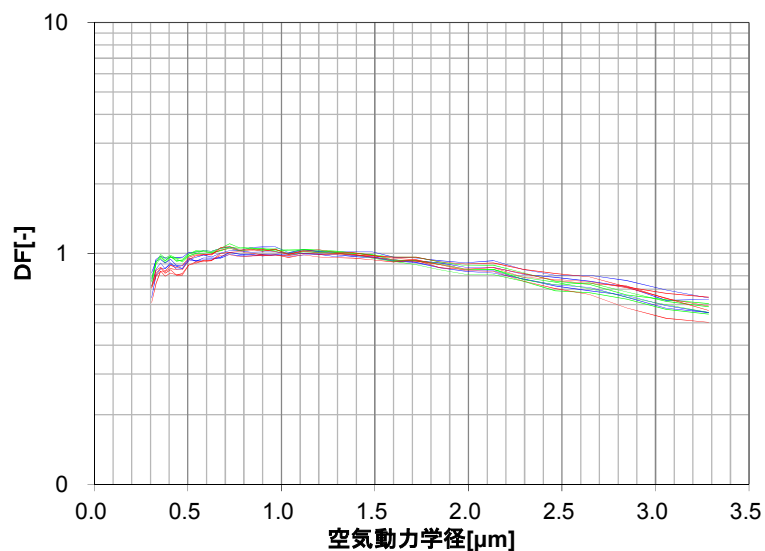
第2-3表 フィルタ容器DF性能試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・空気
スクラバ水位	・0m
金属フィルタ	・無し
ガス温度	・常温
ガス体積流量	・2Pd相当流量 ・最小流量相当
試験エアロゾル	・TiO <sub>2</sub>

上記の条件にて試験を実施した結果, DF は第 2-3 図, 第 2-4 図の通りとなった。



第 2-3 図 フィルタ容器 DF 性能試験結果 (2Pd 相当流量)

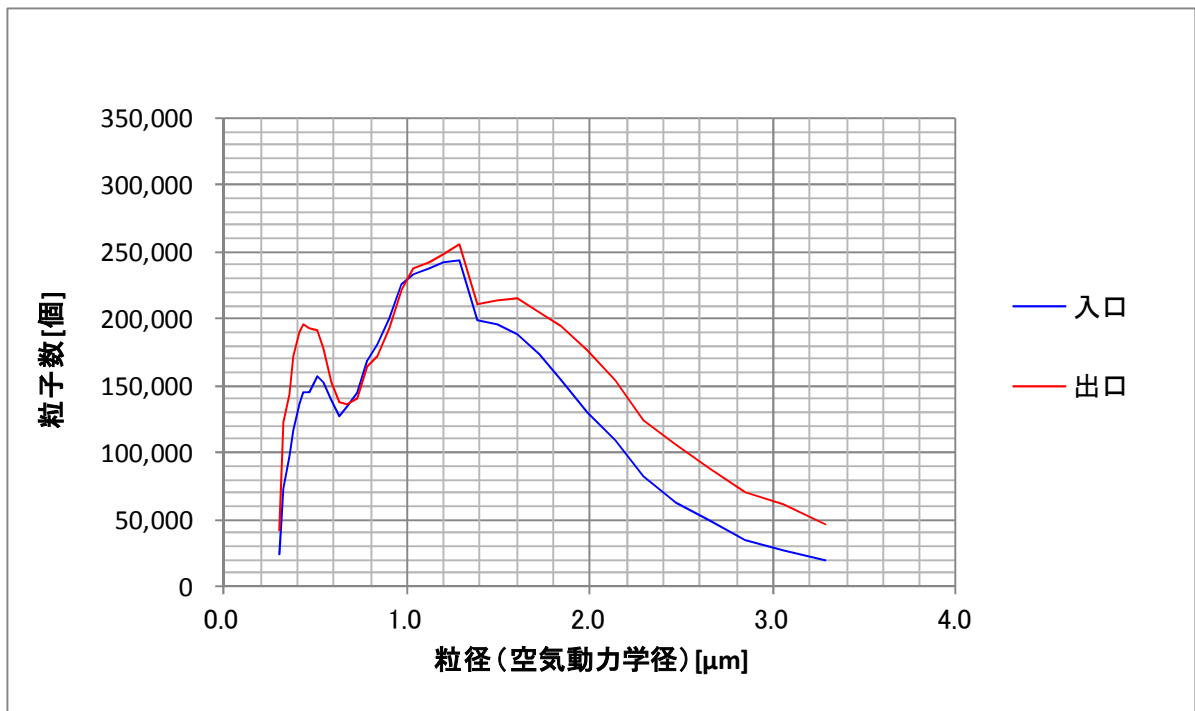


第 2-4 図 フィルタ容器 DF 性能試験結果 (最小流量相当)

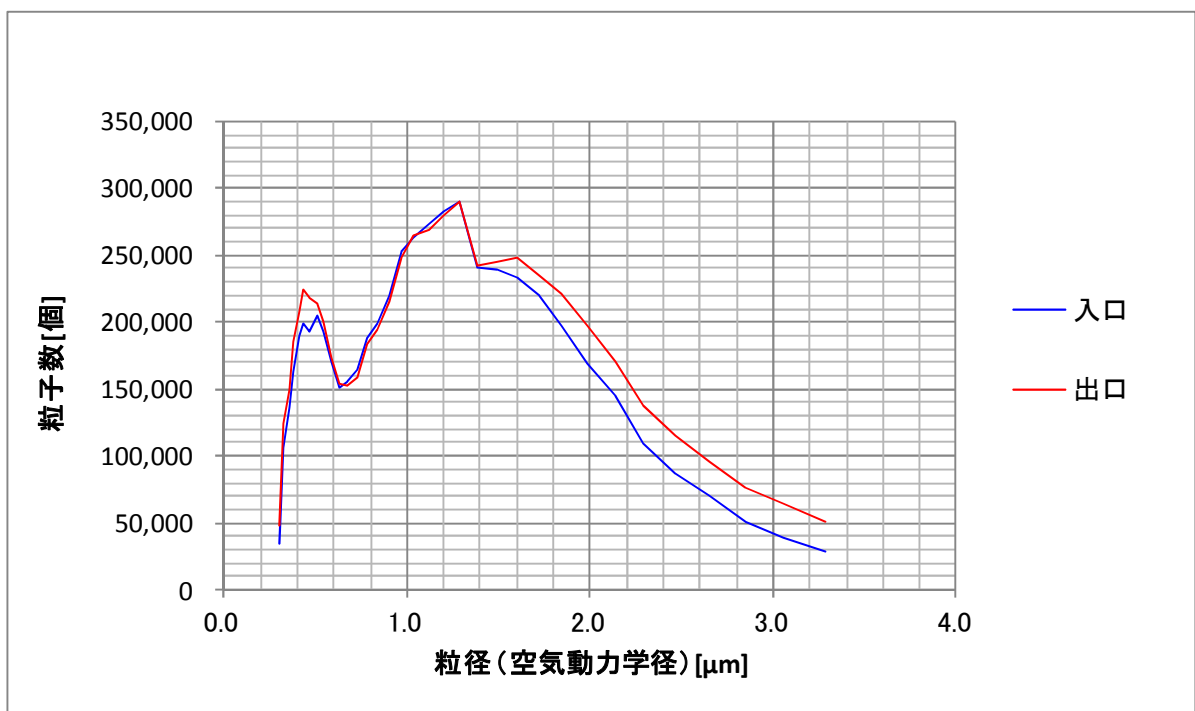
第 2-3 図, 第 2-4 図より, ほとんどの粒径範囲において, DF が 1 以下となっており, フィルタ入口側の粒子検出個数よりも, フィルタ出口側の粒子検出個数の方が多くなっていることがわかった。計測器 1 をフィルタ入口側, 計測器 2 を出口側に設置することで, DF を保守的に評価できていると考える。

なお, 第 2-3 図, 第 2-4 図の DF を評価した際の, フィルタ入口側と出口側の検出個数を第 2-5 図, 第 2-6 図に示す。第 2-5 図と第 2-6 図より, 粒子個数の分布の形はフィルタ入口側と出口側で大きく変わっていない。そのため, フィルタを通過する過程において, エアロゾルの凝集や分離はあまり生じていないと

考えられる。



第 2-5 図 粒子検出個数 (2Pd 相当流量)



第 2-6 図 粒子検出個数 (最小流量相当)



一方，第 2-3 図，第 2-4 図に示す通り，DF の最大値は 1.12 であり，これは容器壁面や気泡細分化装置への沈着による捕捉効果であると考えられる。

## 2. 走査式モビリティパーティクルサイザー

走査式モビリティパーティクルサイザーは、ガス中に含まれる粒子に対して、静電分級装置にて任意の粒径の粒子を分級し、凝縮粒子カウンターにて分級した粒子の個数濃度を計測するものである。

まず、粒子を分級する静電分級装置の精度を第2-4表の通り示す。分級に対する精度の確認は、粒径が既知の標準粒子（PSL）を計測し、標準粒子の径との比較をすることで評価している。

なお、静電分級装置の可測粒径は $0.0025\sim 1.0\mu\text{m}$ であるが、分級のメカニズムから、粒子の粒径に対して電気移動度に非線形性はないことから、 $\square\mu\text{m}$ に対して分級誤差を評価することは妥当である。

また、試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の2つ使用しているため、それぞれの誤差を示す。

第2-4表 静電分級装置の誤差

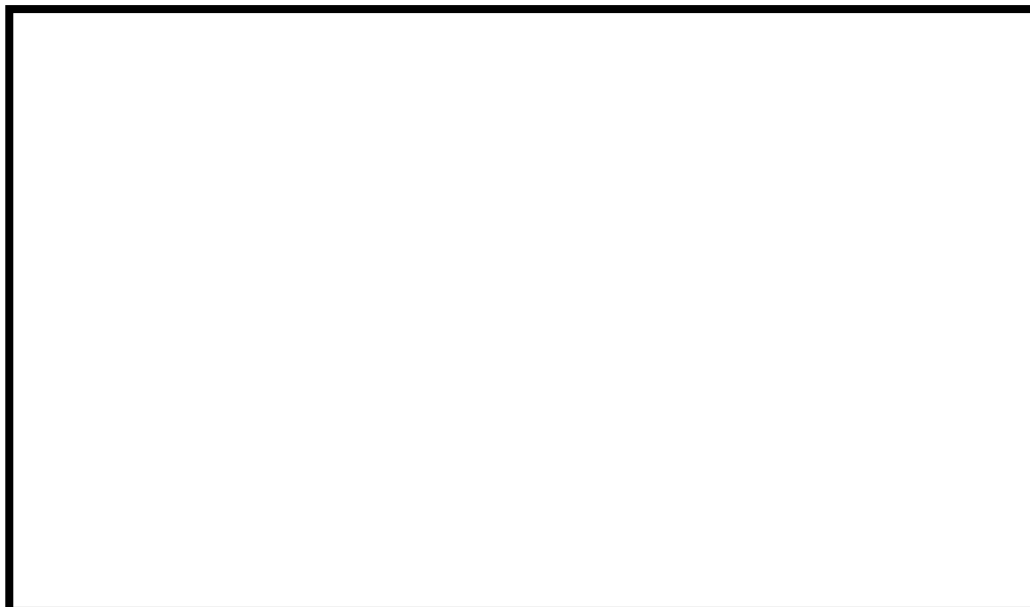


第2-4表より、いずれの計測器も粒径に対する誤差はと小さく、粒径を適切に計測できていると考える。

次に、凝縮粒子カウンターの個数濃度に対する精度を第2-5図、第2-6図に示す。個数濃度に対する精度の確認も、粒径が $\square\mu\text{m}$ の標準粒子（PSL）を用い、国家標準とトレーサブルな凝縮粒子カウンター（基準器）で計測した個数濃度との比較により精度を評価している。

なお、凝縮粒子カウンターの可測粒径は $0.0025\sim 1.0\mu\text{m}$ であるが、計測のメカニズムから、小さい粒子の方が発生する散乱光が弱く、計測の誤差が大きくなることから、可能な限り最小可測粒径に近い粒子を計測している。

また、試験にはエアロゾル計測装置はフィルタ入口側と出口側の2つ使用しているため、それぞれの評価結果を示す。



第 2-5 図 凝縮粒子カウンタ一個数濃度誤差 (計測器番号 1)



第 2-6 図 凝縮粒子カウンタ一個数濃度誤差 (計測器番号 2)

第 2-5 図、第 2-6 図に示す通り、計測器 1、2 ともに基準器と同等の精度で個数濃度を計測できている。なお、計測器 1、2 を比較すると、若干ではあるものの個数濃度は計測器 1 よりも、計測器 2 の方が大きめに計測されることから、DF を保守的に評価するため、計測器 1 をフィルタ入口側に、計測器 2 をフィルタ出口側に設置している。

別紙 6 除去性能試験について

1. 超過流量状態における DF 性能について

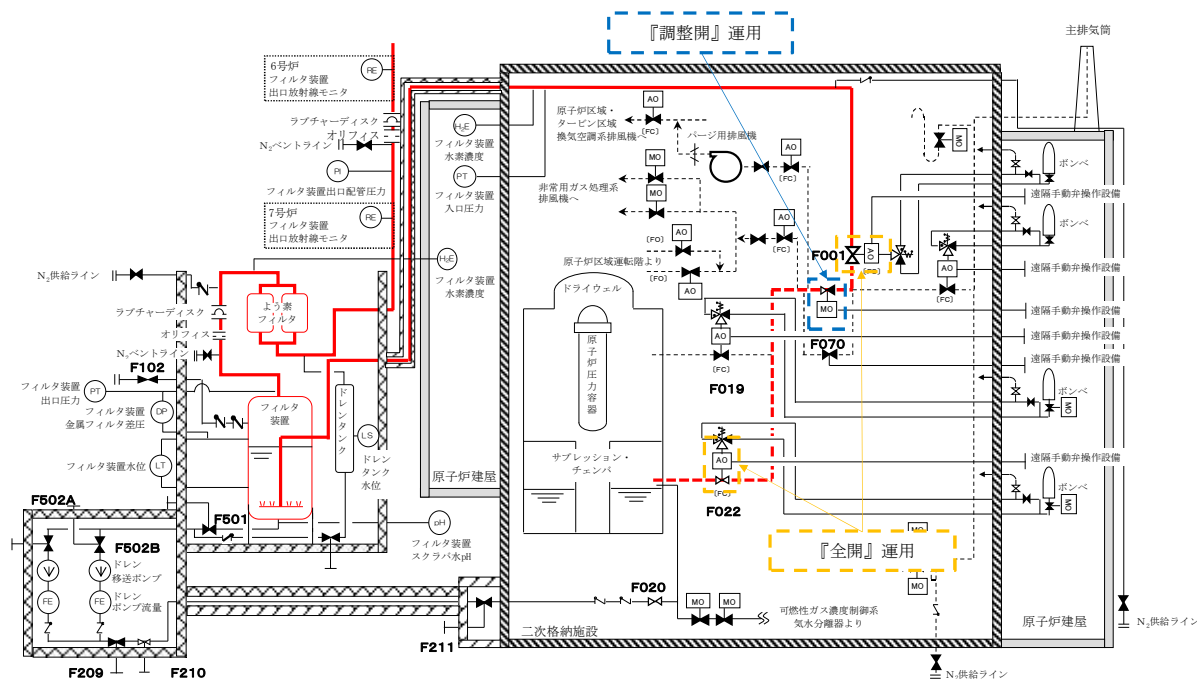
格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を第 1-1 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁については、格納容器ベント操作による急激な原子炉格納容器の減圧による原子炉格納容器の破損を防止することと、格納容器圧力逃がし装置の急激なガスの流れによる機器の破損を防止することが目的で、ベント実施中は開度を『調整開』とする運用としており、有効性評価においても、弁の開度はこのような状態として解析を実施している。

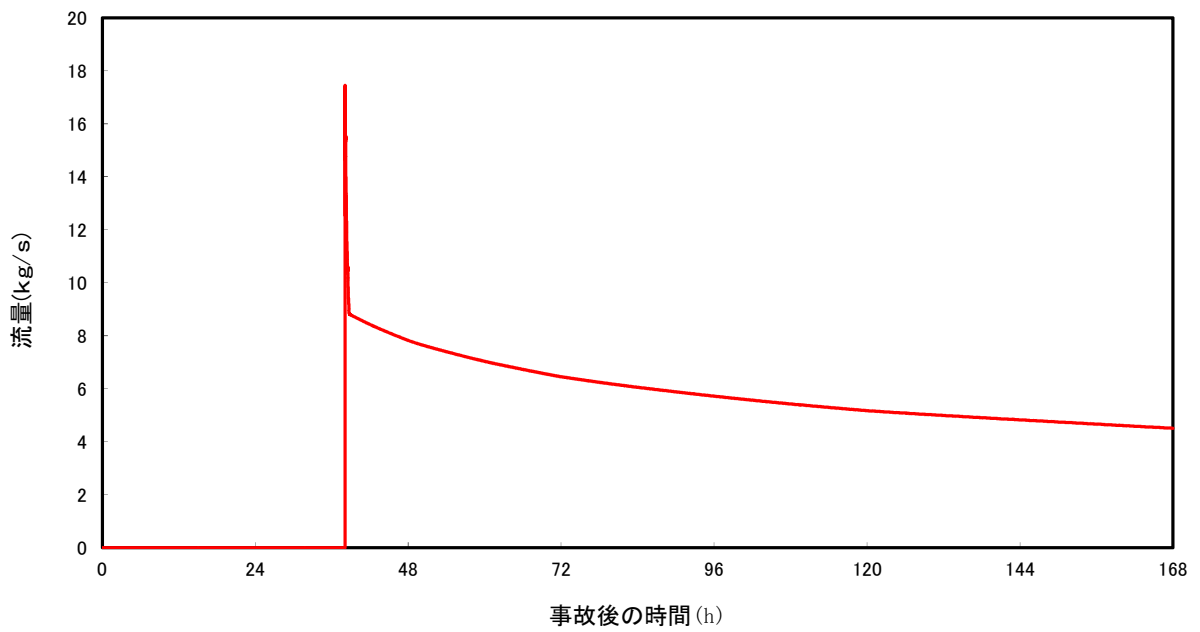
「大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失」シナリオにおける、ベントガス流量の評価結果を第 1-2 図に示す。

一方、第二弁を『全開』とした場合、上記より流量は大きくなり、体積流量で約 37,000m<sup>3</sup>/h となる。この場合、性能試験の試験範囲を超過してしまうことから、新たに 37,000m<sup>3</sup>/h の試験を実施した。37,000m<sup>3</sup>/h 時の除去性能試験結果を第 1-3 図に示す。

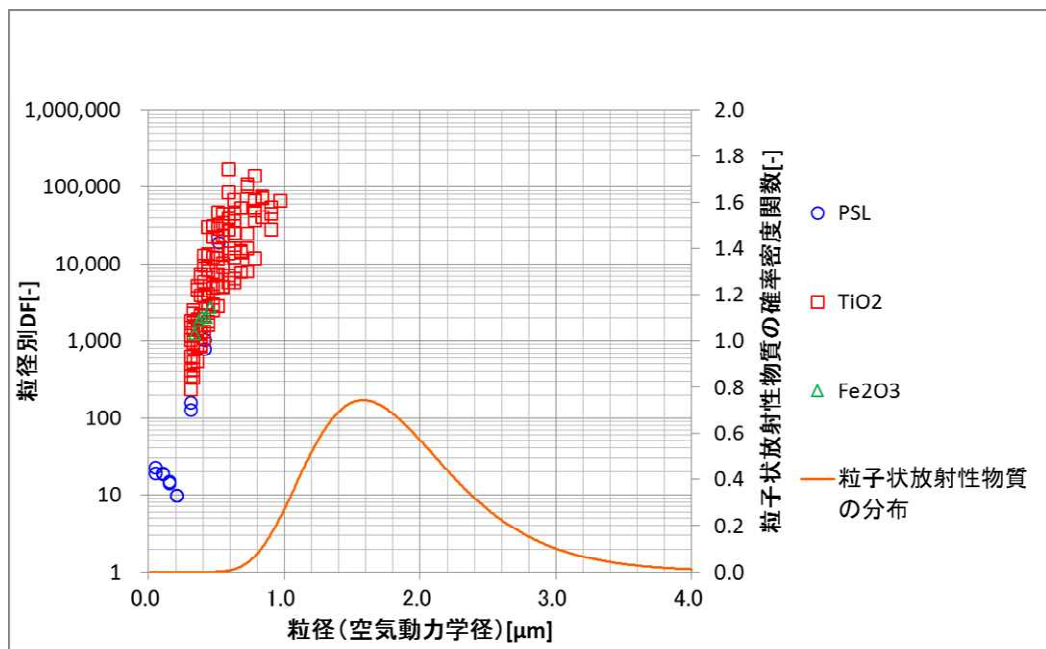
性能試験の結果、体積流量 37,000m<sup>3</sup>/h においても、DF は 1,000 以上となることが確認できた。



第 1-1 図 系統概要図



第 1-2 図 ベントガス流量評価結果



第 1-3 図 除去性能試験結果 (流量 :  $37,000\text{m}^3/\text{h}$ )

2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について

フィルタ装置内圧力の DF への影響を確認するために、フィルタ装置内圧力を 0.1MPa, 0.41MPa, 0.72MPa (abs) として実施した除去性能試験の結果を第 2-1 図に示す。

試験条件として、試験粒子は PSL 粒子(粒径 0.05~0.5 $\mu$ m), ガス流量は最小流量相当の 13,500m<sup>3</sup>/h, スクラバ水位は 1m としている。

試験の結果, 粒径が 0.2 $\mu$ m 以上の粒子においては, フィルタ装置内の圧力の DF への影響がほぼ認められないことがわかった。



第 2-1 図 フィルタ装置内圧力の除染性能への影響

### 3. 試験のスケール性について

#### 【水スクラバ】

##### (1) 実機フィルタ装置と試験用フィルタのボイド率について

7号炉の格納容器圧力逃がし装置の実機を用いて各ノズルからのガス噴射状態を確認する試験を行った。

試験概要図を第3-1図に示す。図に示すように2象限分のノズルは閉止し、残り2象限にノズル流量計測装置を設置する。これらは1象限の半分のノズルに対して計測が可能となっており、ノズル噴射の対称性を考慮すると、全ノズルの流量状態を確認することと同等になると考えられる。

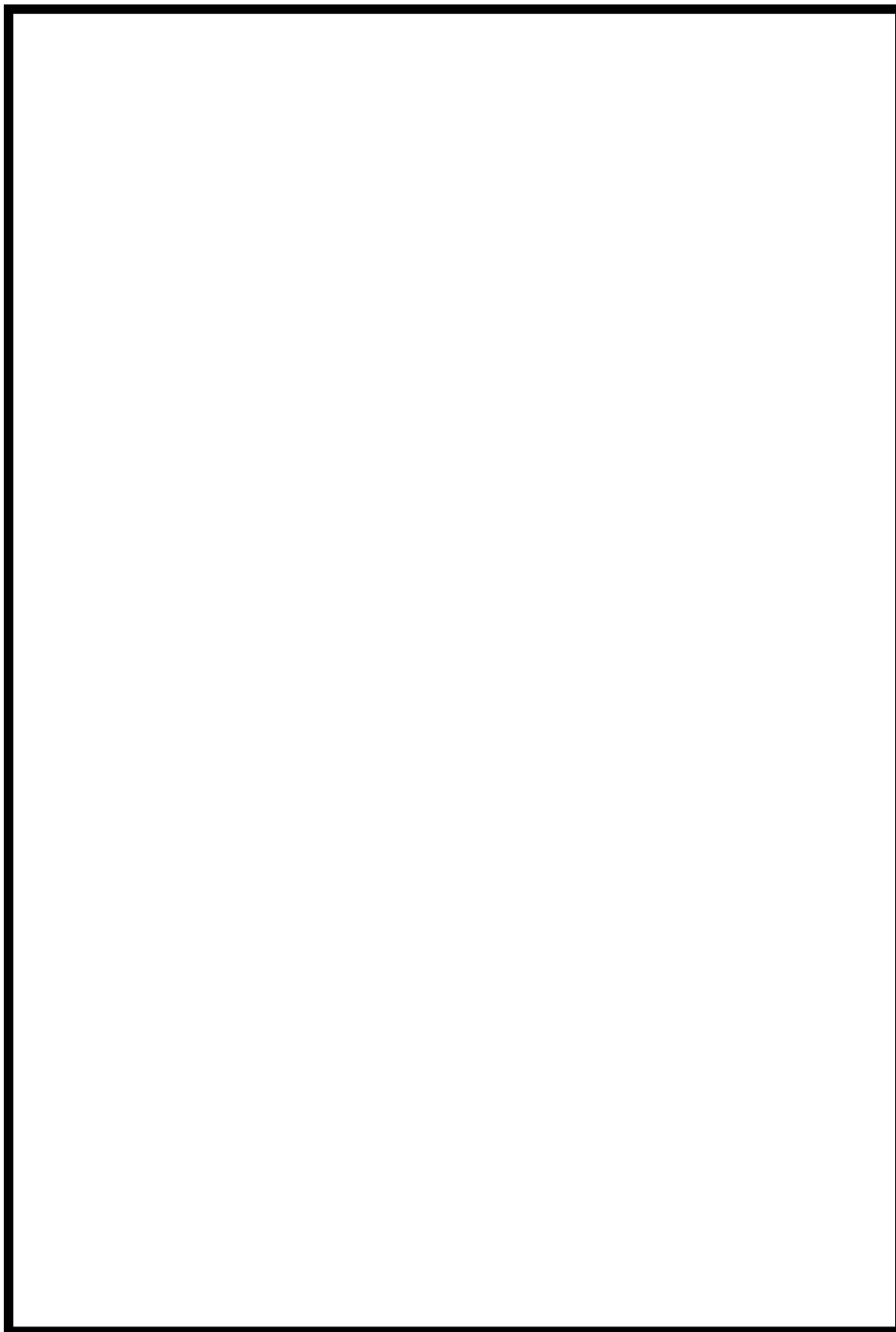
試験は、スクラバ水位を100mmとし、ブロワーにて4象限分に換算して約30,500m<sup>3</sup>/h相当の空気を送気した状態で、噴射状態の目視確認と噴射量の計測を実施した。

試験結果を第3-2図に示す。試験結果より、各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認した。



第3-1図 試験概要図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3-2図 ノズル噴射状況



ここで、実機フィルタ装置と試験装置の比較を第3-3図に示す。第3-3図に示す通り、試験容器の断面積は実機の1/140、スクラバノズルは実機が140本であるのに対し1本設置していることから、実機と試験装置で相似則が成立している。

この試験装置を用いて、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

実機においては、ガスが各ノズルからほぼ均一に噴射していることから、実機と試験装置では噴射時のガスの流速は同等になる。そのため、ベントガス噴射直後域では、実機と試験装置でガスの挙動は同様である。また、ベントガス浮上域においては、実機と試験装置では容器断面積の相似則が成立していることから、ボイド率は等しくなると考えられるため、実機と試験装置でガスの挙動は同様となる。

以上より、フィルタ装置の水スクラバ部においては、本試験装置における性能試験の結果にて、実機の性能を再現できていると考えられる。

## (2) 隣接ノズルによる影響について

試験用フィルタは、スクラバノズルが1本のみ設置されているため、実機のように隣接するノズルによる影響は再現できていない。隣接ノズルがある場合、隣接ノズルのベントガス気泡と合体することにより、気泡が大きくなりDFが低下する可能性がある。なお、第3-3図に記載の気泡細分化装置通過後のベントガス浮上域においては、気泡細分化装置による整流効果により、隣接ノズルによる合体気泡については細分化されると考えられる。そのため、隣接ノズルによる合体気泡の影響は、気泡細分化装置に入る前までの領域(第3-3図に記載のベントガス噴射直後域)に限定されると考えられる。

そこで、第3-4図の通り、実機と同じ50個孔のノズルと、隣接ノズルの影響を模した150個孔のノズルを用いて、ベントガス噴射直後域の気泡について、可視化試験装置により確認した。この150個孔のノズルは、ノズル3つが非常に近接している場合を模擬している。なお、試験はノズル穴から噴射されるガスの流速を統一(つまり150個孔のノズル試験では、50個孔のノズル試験の3倍の流量のガスを送気)し、2Pd相当流量と最小流量相当の2通りのガス流速にて試験を実施した。

試験の結果を第3-5図、第3-6図に示す。図に示す通り、50個孔のノズルと150個孔のノズルにて、ベントガス噴射直後域の気泡に有意な差はない。そのため、隣接ノズルのベントガス気泡により気泡が合体して大きな気泡になることによるDFの低下は生じないと考えられる。

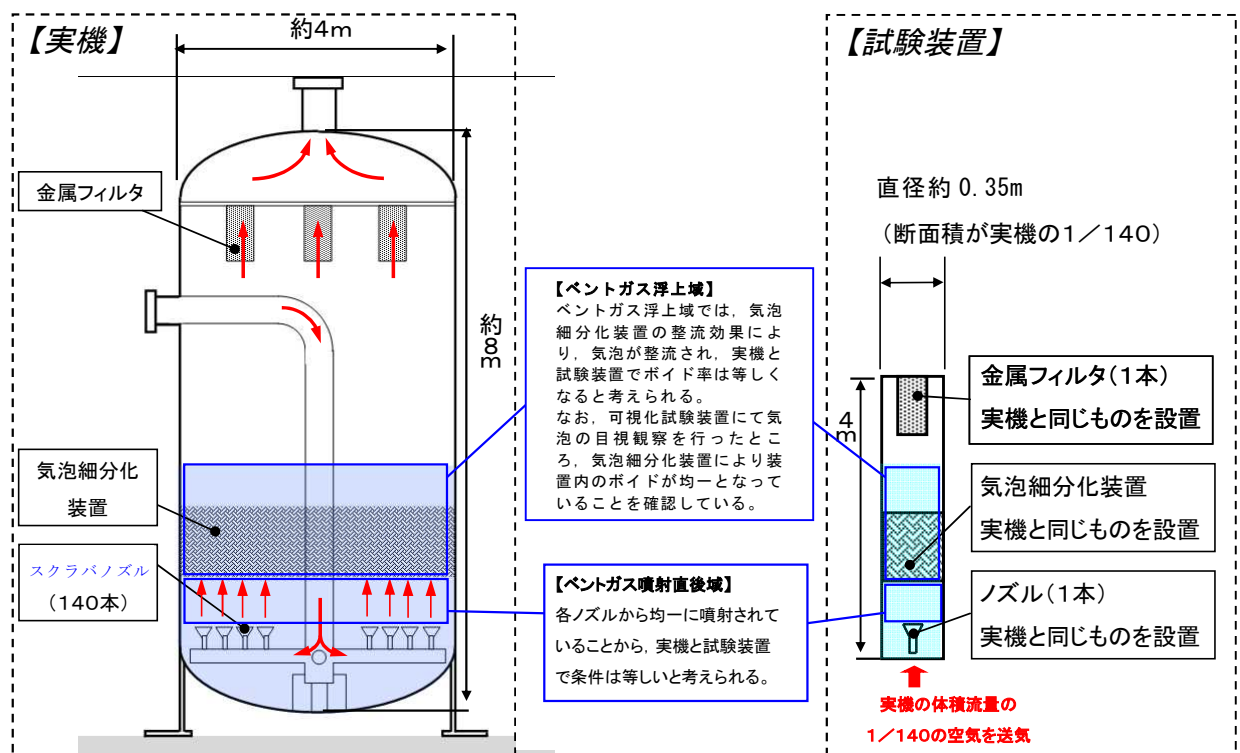
以上より、スクラバノズルが1本の試験装置にて、実機の性能は再現できていると考えられる。

## 【金属フィルタ】

実機フィルタ装置には、金属フィルタは128本設置されている。一方、第3-3図に示す通り、試験装置は断面積が実機の1/140の試験容器に、実機と同じ金属フィルタを1本設置している。この試験装置に、実機の1/140の体積流量のガスを通気し、試験を実施している。

そのため、金属フィルタ1本当当たりの体積流量は、実機と比較して128/140倍となっており、金属フィルタを通過するガスの流速が実機よりも小さいことになる。

一方、実機フィルタ装置に流入する放射性微粒子の粒径分布は3.2.2.1に示す通りであり、考慮される粒径の存在領域においては、慣性力による捕捉が主たる捕捉メカニズムとなる。慣性力による捕捉メカニズムにおいては、ガスの流速が大きい程、粒子の捕捉効率は大きくなる。そのため、今回の試験は、金属フィルタ部のガスの流速は実機よりも小さいことから、保守的な評価ができていていると考えられる。

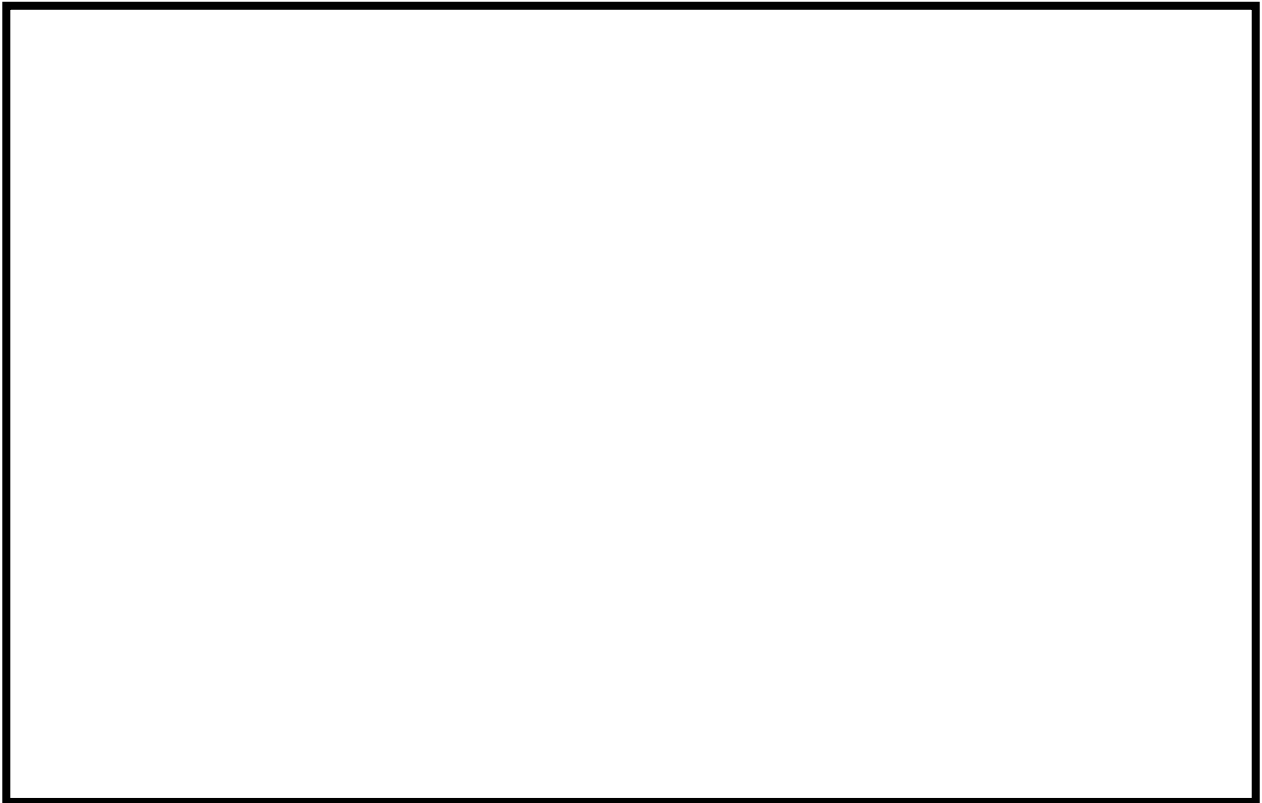


第3-3図 実機と試験装置の比較

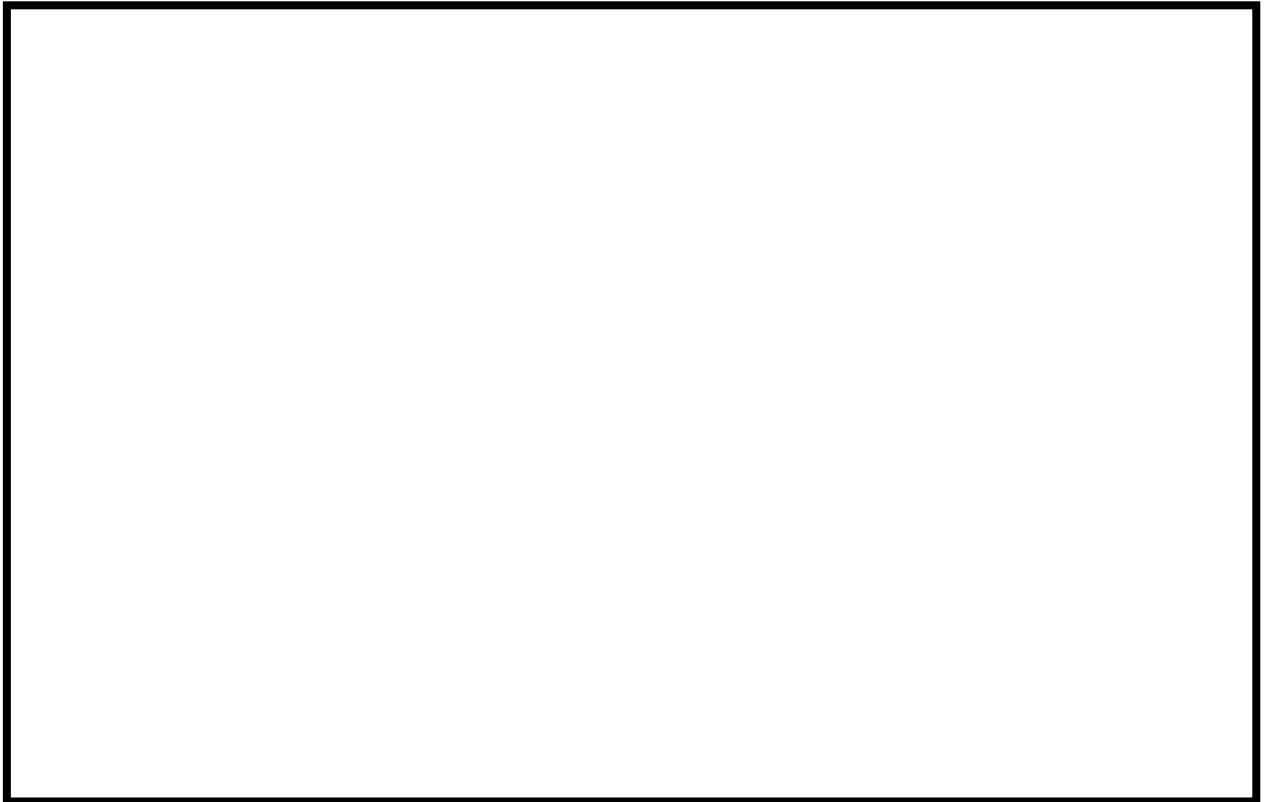
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3-4図 隣接ノズル影響確認試験装置



第3-5図 隣接ノズル影響確認試験結果 (2Pd 相当流量)



第3-6図 隣接ノズル影響確認試験結果（最小流量相当）

**【フィルタ容器】**

フィルタ装置の容器内への放射性物質の付着量は、容器の体積/表面積の比が小さい程、大きくなる。実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比は、試験用フィルタの方が小さい。そのため、実機よりも試験用フィルタの方が容器内への付着は起こりやすく、その分のDFを過剰に見積もっている可能性がある。

そこで、「別紙5 エアロゾル計測装置について」にて記載の通り、スクラバ水を抜き、金属フィルタを取り外した状態で、試験フィルタの容器部のDFを計測したところ、最大で1.12であった。そのため、試験用フィルタの容器部におけるDFは殆ど見込めないことがわかった。ゆえに、実機のフィルタ装置と試験用フィルタの容器の体積/表面積比が異なることによる影響は非常に小さく、試験用フィルタにて、実機のDFを再現できていると考えられる。

#### 4. 試験ガスの代表性について

性能試験においては、試験ガスとして空気を用いている。一方、実機においては、水蒸気がベントガスの主成分となる。そのため、性能試験と実機では、条件が異なることとなる。

そこで、空気と水蒸気ではいずれの方が粒子の捕捉効果が大きいかを、粒子の各捕捉メカニズムにおいて確認した。

#### 【慣性力による捕捉】

気体中の粒子の慣性力の大きさを表す値として、『ストークス数』がある。ストークス数 (St) は、下記の式により表される。ストークス数が大きい程、粒子に作用する慣性力は大きく、慣性力による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$St = D_p^2(\rho_p + \rho/2)C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (1)$$

ここで、 $D_p$  は粒径、 $\rho_p$  は粒子密度、 $\rho$  はガス密度、 $C_c$  はスリップ補正係数、 $u_0$  はガスの流速、 $\eta$  はガス粘度、 $D_f$  は流体中の代表直径である。また、スリップ補正係数 ( $C_c$ ) は以下の式により表される。

$$C_c = 1 + Kn \left\{ 1.257 + 0.4 \exp\left(\frac{-1.1}{Kn}\right) \right\} \quad (2)$$

$$Kn = 2\lambda_g / D_p \quad (3)$$

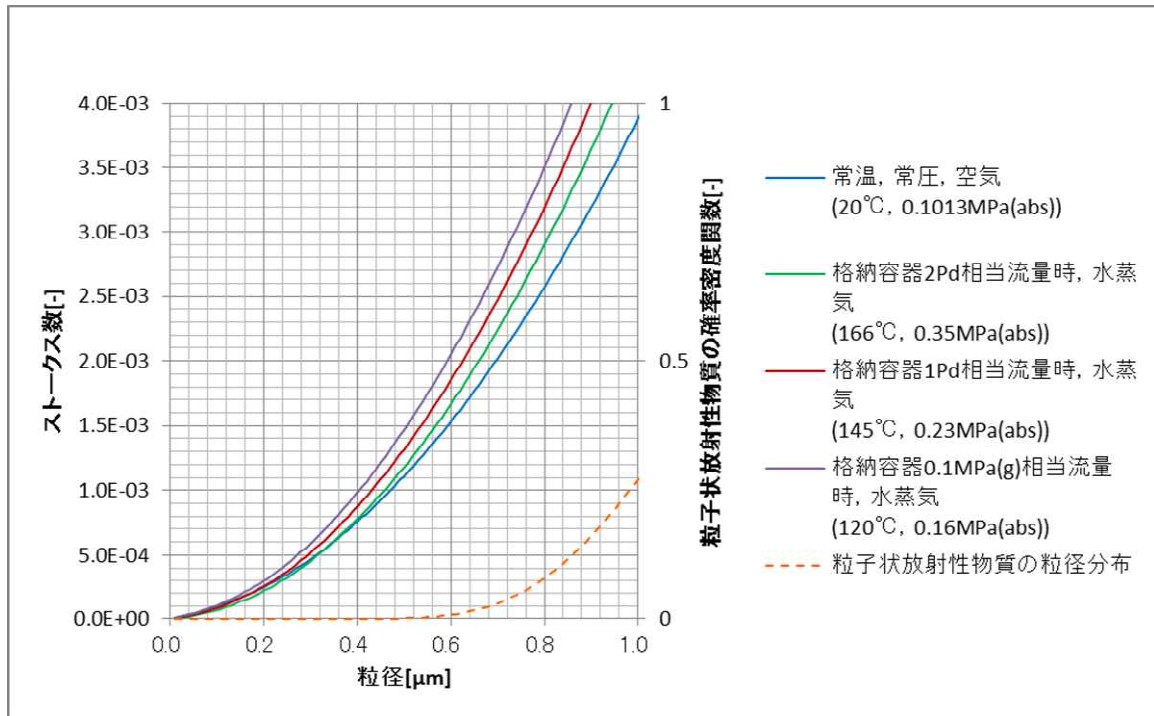
$$\lambda_g = \eta / (0.499P\sqrt{8M / \pi RT}) \quad (4)$$

となる。なお、 $T$  はガス温度、 $P$  はガス圧力、 $M$  はガス分子量、 $R$  は気体定数である。

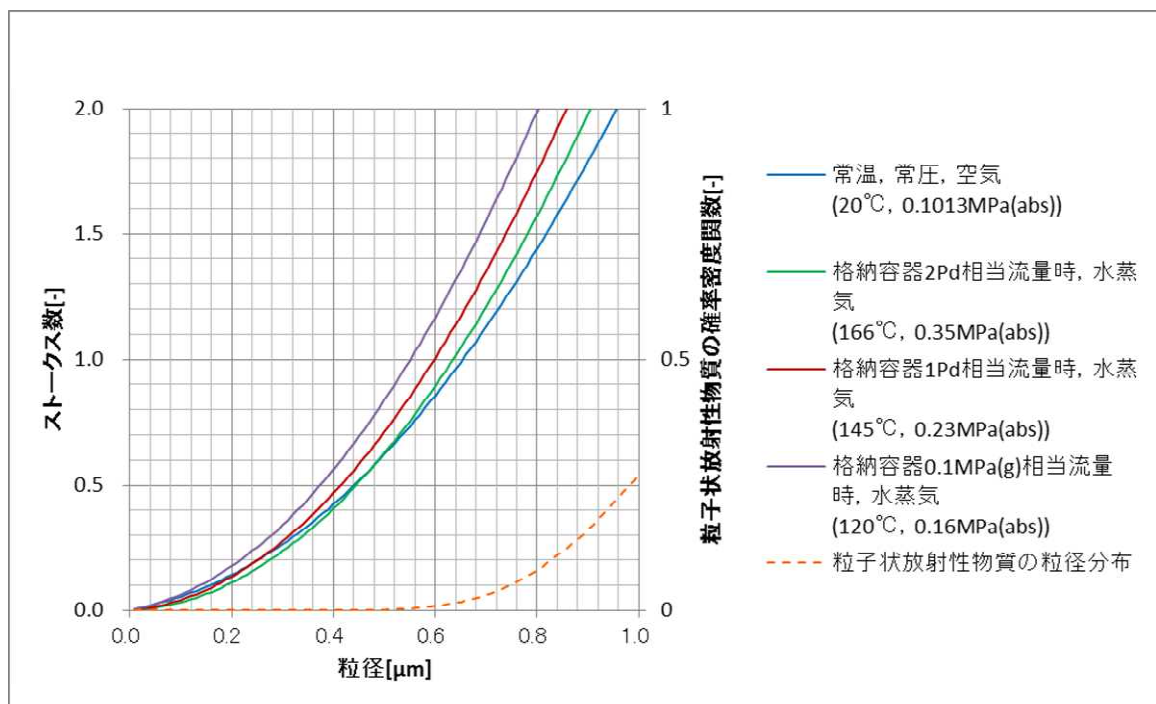
ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径におけるストークス数を算出したところ、第4-1図、第4-2図の通りとなった。第4-1図、第4-2図の通り、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりもストークス数が小さいことがわかる。つまり、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する慣性力が小さく、空気の方が水蒸気よりも慣性力による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-1図、第4-2図中には有効性評価シナリオ (大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, W/W ベント) 時にフィルタ装置に流入する粒子状放

放射性物質の粒径分布を示しているが、粒径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒径範囲の計測もできている。（第 3.2.2.3-1~3 図参照）

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-1 図 粒径とストークス数（水スクラバ）



第 4-2 図 粒径とストークス数（金属フィルタ）

### 【重力沈降による捕捉】

気体中の粒子の重力沈降速度 ( $v_i$ ) の大きさは、下記の式により表される。重力沈降速度が大きい程、重力沈降による粒子の捕捉効果は大きくなると考えられる。

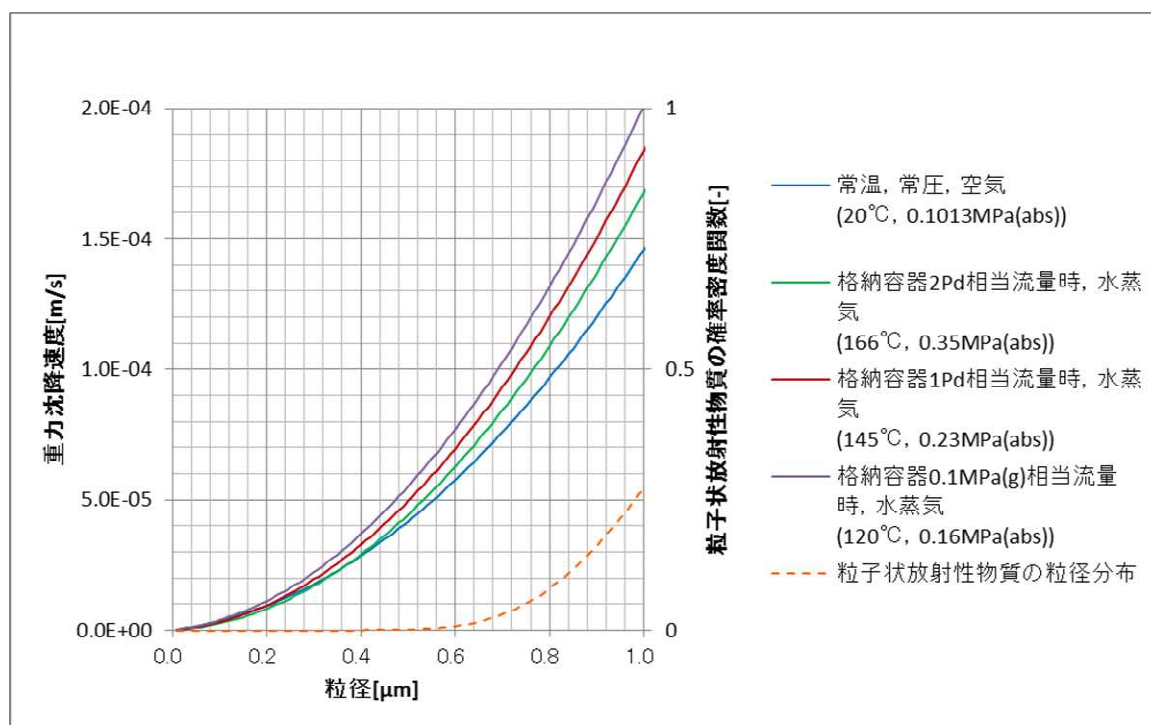
$$v_i = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g}{18\eta} \quad (5)$$

ここで、 $D_p$  は粒径、 $\rho_p$  は粒子密度、 $\rho$  はガス密度、 $g$  は重力加速度、 $\eta$  はガス粘度、 $C_c$  はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径における重力沈降速度を算出したところ、第4-3図の通りとなった。第4-3図の通り、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも重力沈降速度が小さいことがわかる。つまり、約  $0.4 \mu\text{m}$  以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子に作用する重力沈降速度が小さく、空気の方が水蒸気よりも重力沈降による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-3図中には有効性評価シナリオ(大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失、W/Wベント)時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示しているが、粒径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径  $0.4 \mu\text{m}$  以上の粒径範囲の計測もできている。(第3.2.2.3-1~3図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。





第4-3図 粒径と重力沈降速度

【ブラウン拡散による捕捉】

気体中の粒子のブラウン運動の激しさを表す値として、『拡散係数』がある。拡散係数 (D) は、下記の式により表される。拡散係数が大きい程、粒子のブラウン運動は激しくなることから、ブラウン拡散による捕捉効果が大きくなると考えられる。

$$D = \frac{C_c kT}{3\pi\eta D_p} \quad (6)$$

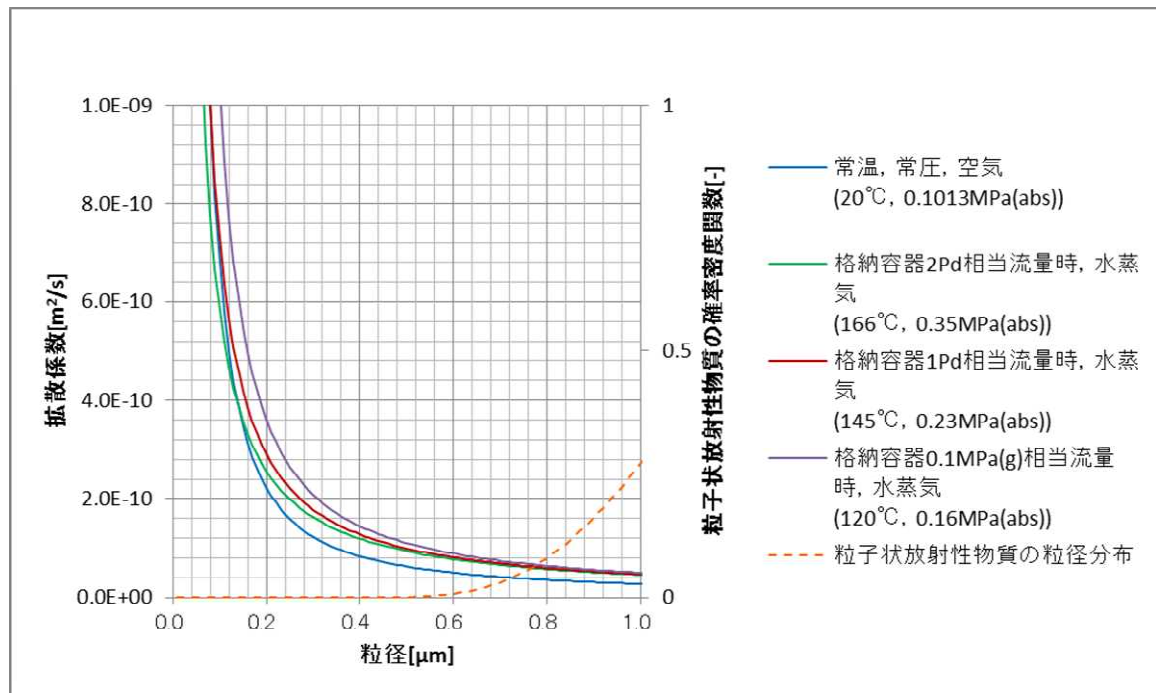
ここで、kはボルツマン定数、Tはガス温度、 $\eta$ はガス粘度、 $C_c$ はスリップ補正係数 ((2) 式) である。

ここで、試験に用いている常温・常圧の空気と、実機で想定される水蒸気にて、各粒径における拡散係数を算出したところ、第4-4図の通りとなった。第4-4図の通り、約0.1 $\mu$ m以上の粒径範囲であれば、常温・常圧の空気は、水蒸気よりも拡散係数が小さいことがわかる。つまり、約0.1 $\mu$ m以上の領域であれば、空気の方が水蒸気よりも粒子のブラウン運動は激しくないことから、空気の方が水蒸気よりもブラウン拡散による粒子捕捉効果が小さいと考えられる。第4-4図中には有効性評価シナリオ(大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失、W/Wベント)時にフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の粒径分布を示し



ているが、粒径  $0.1\mu\text{m}$  以上の粒子が大部分を占めている。また、性能試験においても、粒径  $0.1\mu\text{m}$  以上の**粒径範囲**の計測もできている。(第 3.2.2.3-1～3 図参照)

そのため、空気による性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。



第 4-4 図 粒径と拡散係数

#### 【水蒸気凝縮による捕捉】

水蒸気がスクラバ水中へ流入する時、水蒸気の凝縮が起こり、凝縮による水蒸気の体積の減少分に相当する粒子が捕捉される。一方、空気は非凝縮性であるため、空気を用いた性能試験においては、ガスの凝縮による捕捉効果は見込めない。そのため、空気を用いた性能試験は、実機よりも保守的な条件ということとなる。

#### 【熱泳動による捕捉】

ベントガスは、**原子炉**格納容器から急減圧されてフィルタ装置へ流入するため、過熱蒸気となっている。一方、スクラバ水はフィルタ装置内の圧力に準じた飽和温度以上にはならないことから、ベントガスの方がスクラバ水よりも高温の状態となっている。そのため、この温度勾配による熱泳動により、粒子が捕捉される。

性能試験においては、常温の空気を用いていることから、空気とスクラバ水の温度は等しい。そのため、常温の空気を用いた性能試験においては、熱泳動

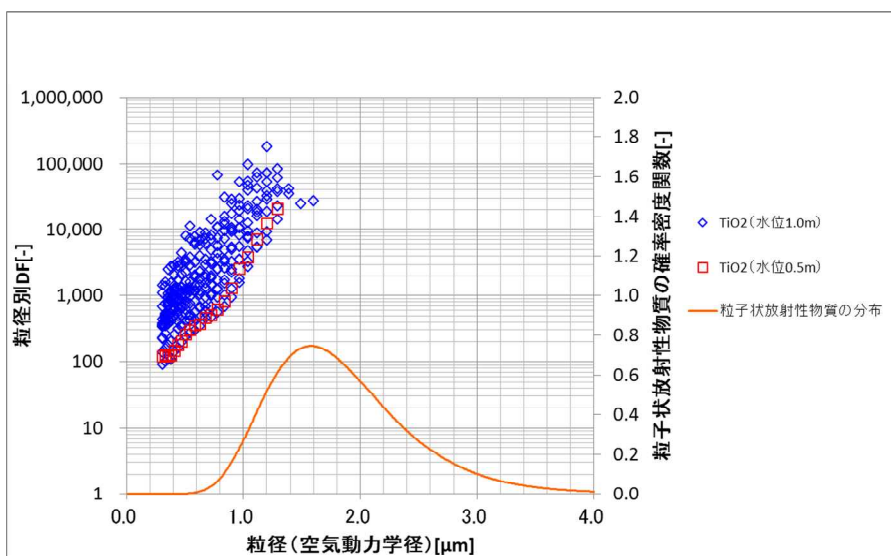
による捕捉効果は見込めないことから、実機よりも保守的な条件ということとなる。

以上より、フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズムにおいて、空気の方が水蒸気よりも粒子の捕捉効果は劣ることから、空気を用いた性能試験は保守的であると考えられる。

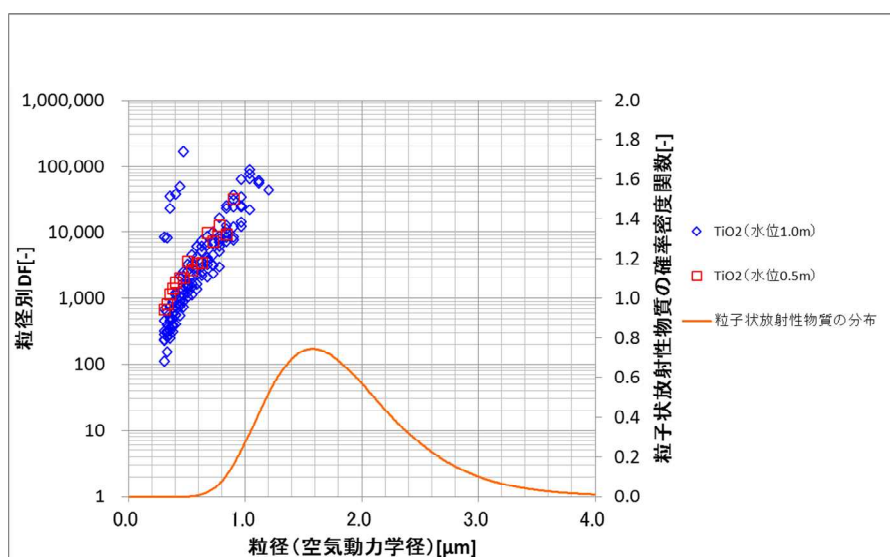
## 5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能

フィルタ装置の運用水位の下限値は、スクラバ上端から 500mm の位置に設定している。下限水位時におけるフィルタ装置の DF 性能を確認するため、スクラバ水位を下限水位（スクラバ上端から 500mm）に設定し、除去性能確認試験を実施した。なお、ガスの流量は最小流量相当ならびに 2Pd 相当流量の 2 ケースにて試験を実施した。

試験結果を第 5-1 図、第 5-2 図に示す。また、比較としてスクラバ上端から 1000mm の時の試験結果も同一図にプロットする。試験結果より、スクラバ水位が下限水位であっても、スクラバ水位上端から 1000mm とほぼ同等の DF が確保できることが確認できた。



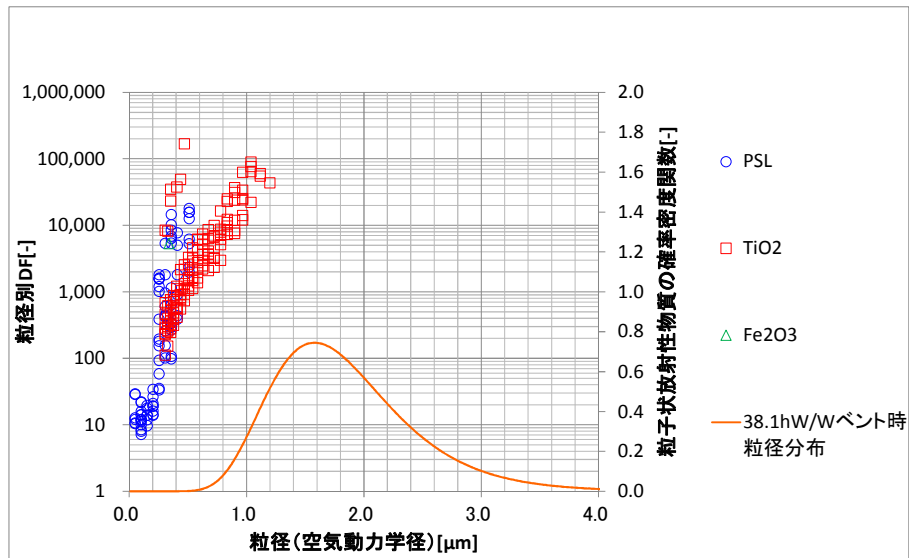
第 5-1 図 下限水位時 DF 性能試験結果（最小流量相当）



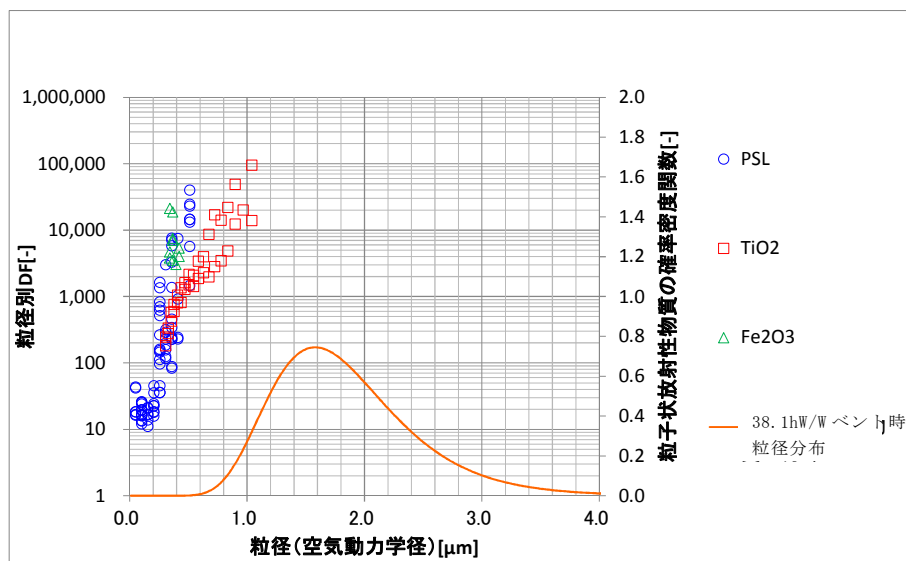
第 5-2 図 下限水位時 DF 性能試験結果（2Pd 相当流量）

## 6. オーバーオール DF

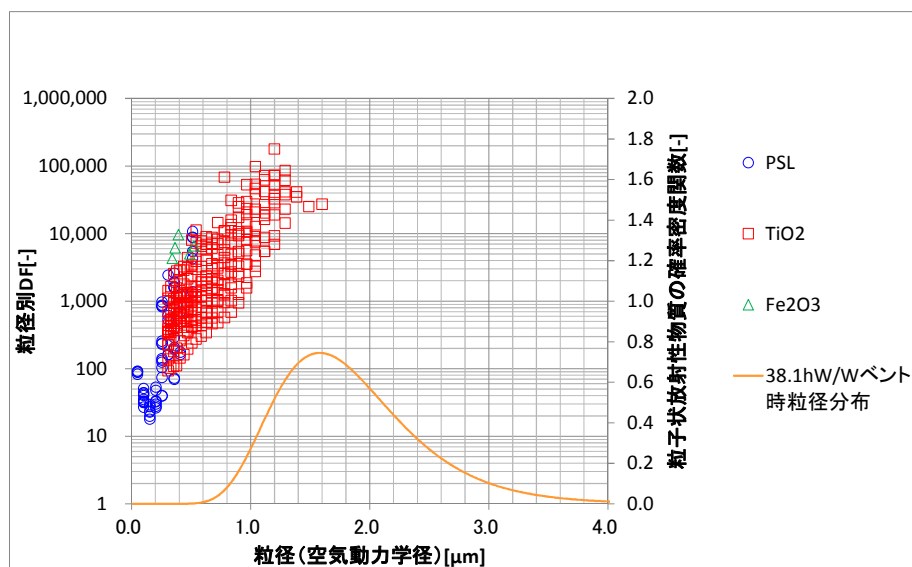
フィルタ装置の DF 性能では、第 6-1~3 図に示す通り、各流量に対して、各粒径における DF を評価してきた。



第 6-1 図 DF 性能試験結果 (2Pd 相当流量)



第 6-2 図 DF 性能試験結果 (1Pd 相当流量)

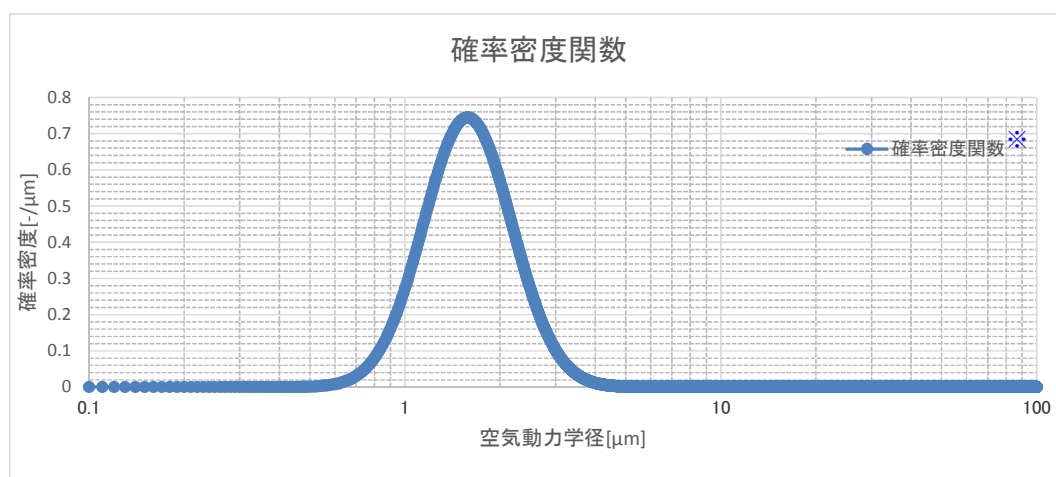


第 6-3 図 DF 性能試験結果（最小流量相当）

一方、フィルタ装置に流入するエアロゾルは、粒径分布を持ったものであり、フィルタ装置の DF の評価は、流入するエアロゾルに対して、オーバーオールでどの程度低減されたかを示す必要がある。

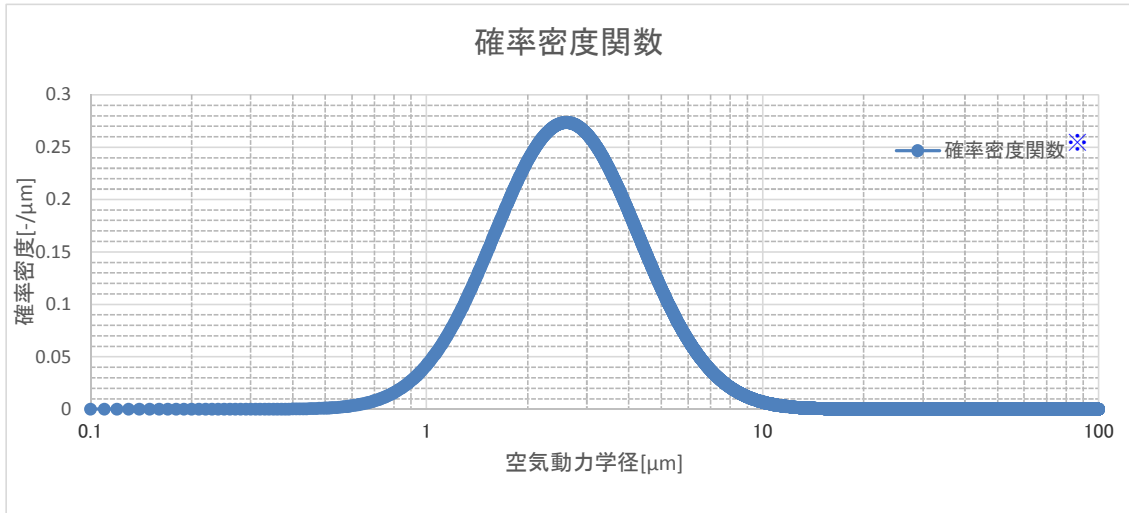
そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおいて、各流量におけるオーバーオールの DF を評価する。

まず、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントと D/W ベントにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は、第 6-4 図、第 6-5 図の通りとなる。



※ 質量分布にて表現している。

第 6-4 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失，W/W ベント）

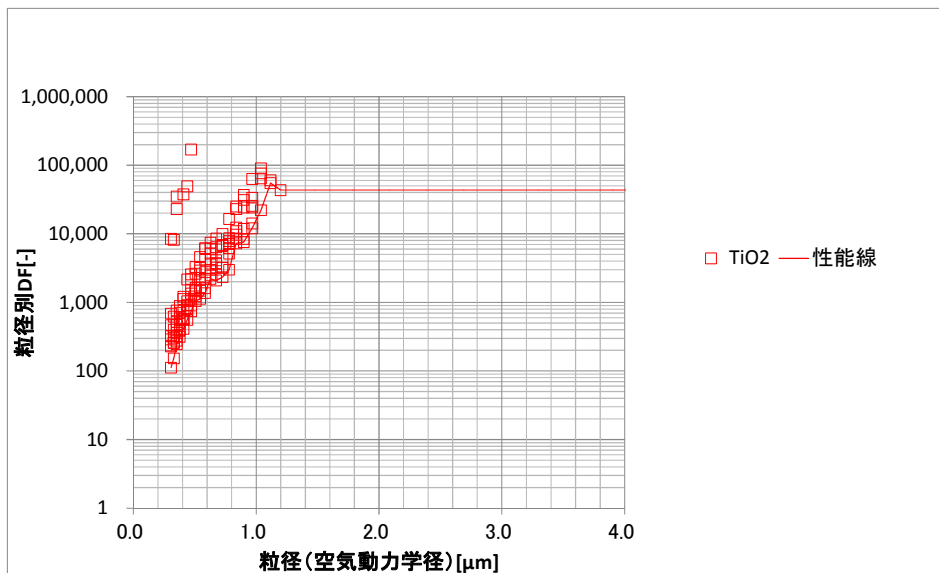


※ 質量分布にて表現している。

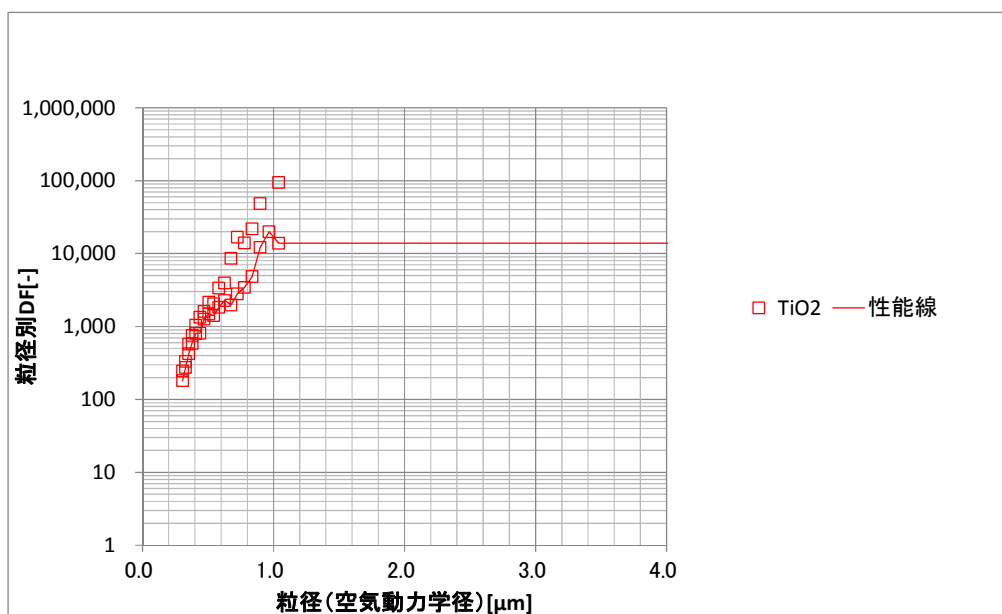
第 6-5 図 エアロゾル粒径分布 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント)

次に、フィルタ装置の DF 性能線を作成する。第 6-4 図, 第 6-5 図より、フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は、約  $0.7 \mu\text{m}$  以上の領域に分布している。そのため、DF 計測試験結果のうち、 $\text{TiO}_2$  のデータが有効であると考ええる。そこで、DF 計測試験結果のうち、 $\text{TiO}_2$  のデータのみを抜き出し、保守的に DF の下限値で包絡する線を作成、それを DF 性能線とする。また、DF データが存在しない大粒径の DF は、保守的に存在する最大粒径における DF する。

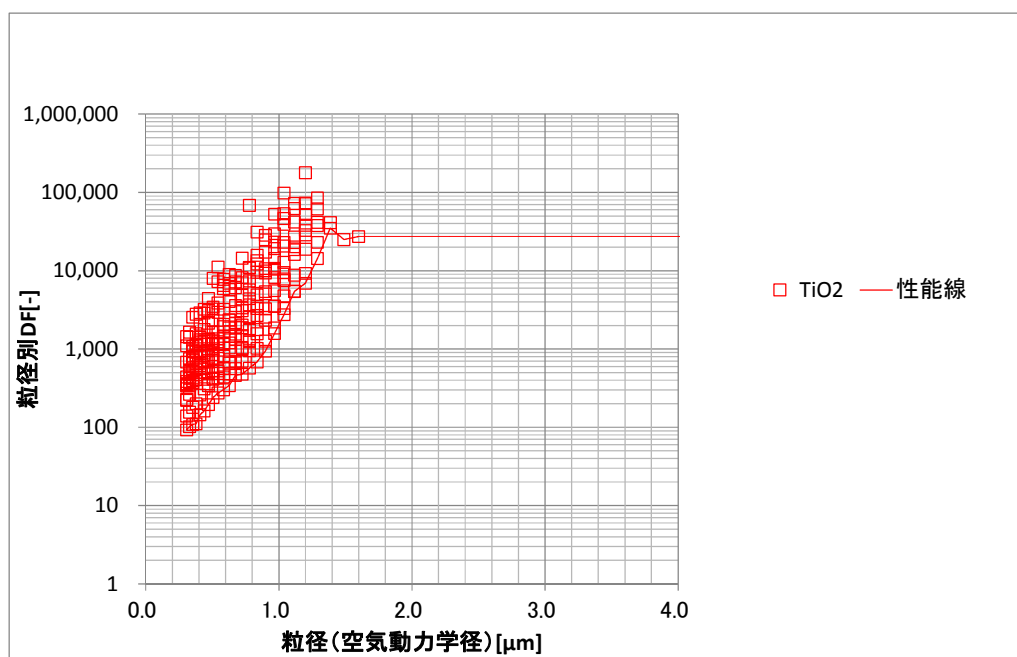
以上より、DF 性能線を作成すると、第 6-6~8 図の通りとなる。



第 6-6 図 DF 性能線 (2Pd 相当流量)



第 6-7 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-8 図 DF 性能線 (最小流量相当)

最後に、第 6-4 図、第 6-5 図の粒径分布の粒子に対して、第 6-6~8 図に示す DF 性能線を用いて、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、第 6-1 表の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D<sub>p</sub>)は、粒径 D<sub>p</sub> におけるフィルタ装置の DF

M(D<sub>p</sub>)は、フィルタ装置に流入する粒径 D<sub>p</sub> のエアロゾルの総質量

第 6-1 表 オーバーオール DF（下限包絡性能線）

シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34110
	1Pd 相当流量	13342
	最小流量相当	9856
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	40858
	1Pd 相当流量	13728
	最小流量相当	20323

第 6-1 表より、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおけるフィルタ装置のオーバーオールの DF は、1000 を大幅に上回っていることが確認できた。

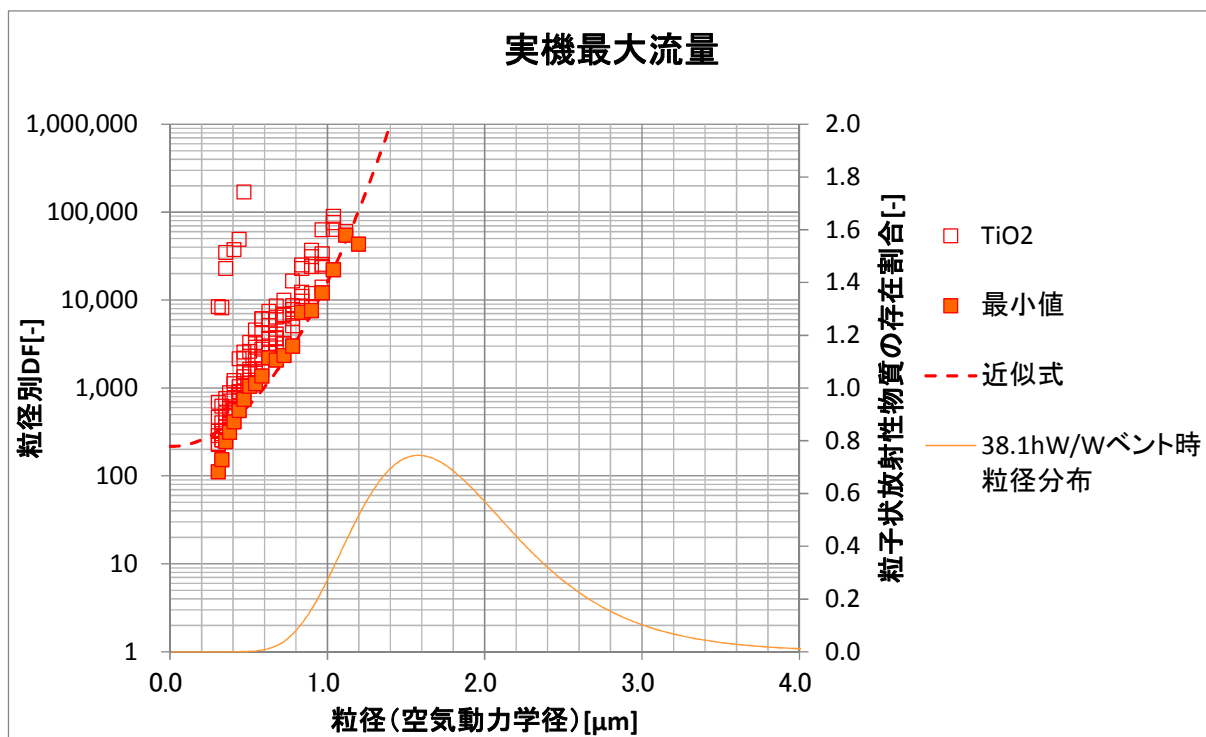
また、第 6-1 表の W/W ベントと D/W ベントの評価結果を比較するとわかるように、[粒径分布](#)が小粒径側にシフトするとオーバーオール DF は低く、粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオール DF は高くなる。

なお、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオの D/W ベントにおいては、最小流量相当の方が、1Pd 相当流量よりもオーバーオール DF が大きくなっている。これは、第 6-7 図、第 6-8 図より、最小流量相当の方が DF を計測できている粒径が大きく、DF データが存在しない大粒径の DF を大きく見積もることができているためである。

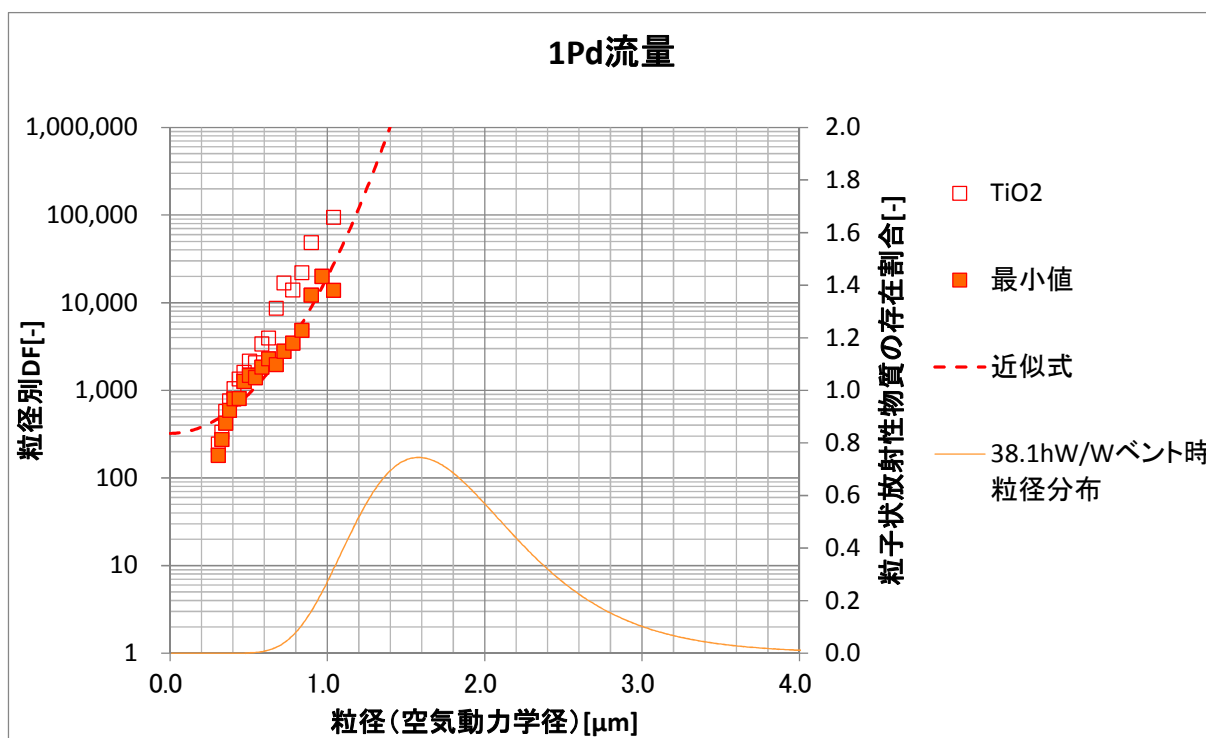
一方、上記評価においては、DF データが存在しない大粒径の DF は、データが存在する最大粒径の DF であるとし、オーバーオール DF を算出している。しかし、実際は今回 DF データが存在しない 1.0 μm 程度以上の[粒径範囲](#)の粒子においては、粒径が大きい程 DF も大きくなる。

そこで、より現実的な評価として、DF データをフィッティングするカーブを作成し、それを DF 性能線とし、DF データが存在しない[粒径範囲](#)の DF についても、この DF 性能線上の DF であるすることで、オーバーオールの DF を算出することとする。フィッティングカーブを作成する際の DF データは、保守的に各粒径における最小値を用いることとする。フィッティングカーブは第 6-9~11 図の通りとなる。これを DF 性能線とする。

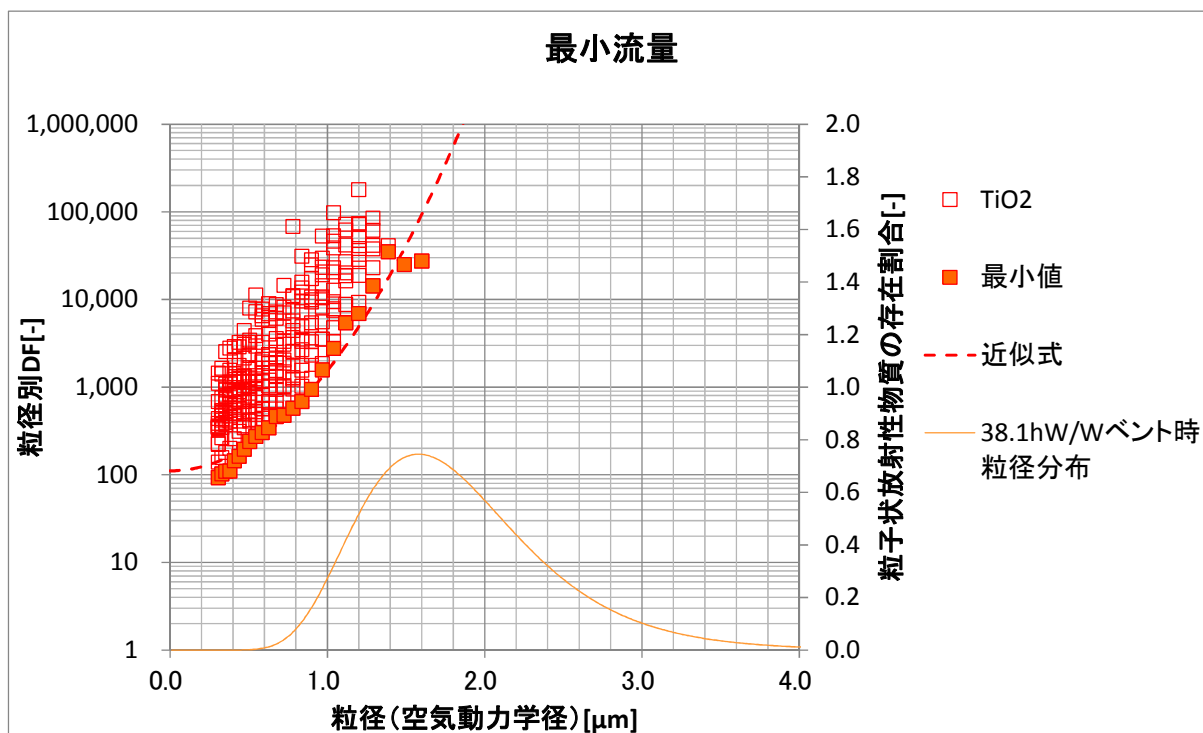




第 6-9 図 DF 性能線 (2Pd 相当流量)



第 6-10 図 DF 性能線 (1Pd 相当流量)



第 6-11 図 DF 性能線（最小流量相当）

これらの DF 性能性を用いて、第 6-4 図、第 6-5 図の粒径分布の粒子に対して、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、第 6-2 表の通りとなった。

第 6-2 表 オーバーオール DF（フィッティング性能線）

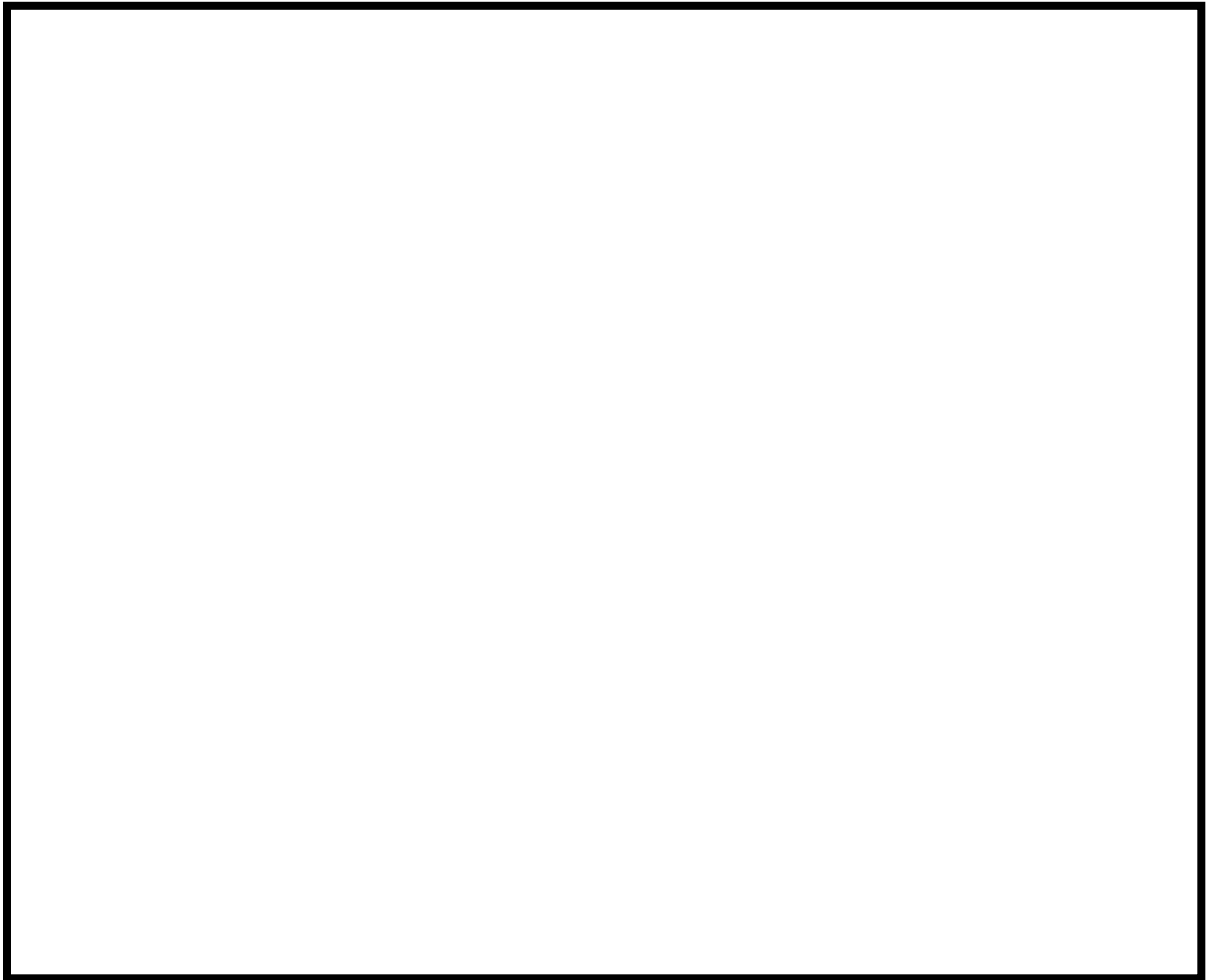
シナリオ	ガス流量	オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117459
	最小流量相当	10199
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546628
	最小流量相当	54584

第 6-2 表によるオーバーオール DF は、第 6-1 表と比較し大幅に大きくなっているが、第 6-2 表の値がより確からしい実力値であると考えられる。また、第 6-1 表の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

## 7. 蒸気を用いた性能試験

これまでの DF 性能試験では、試験ガスとして常温の空気を用いて試験を実施してきた。これは、「4. 試験ガスの代表性について」に記載の通り、蒸気よりも空気の方がフィルタ装置の粒子捕捉メカニズムを考慮すると DF 性能に対して保守的であるという考察を基にした設定である。

一方、実機ベントガスの主成分は蒸気であることから、蒸気による DF 性能試験についても実施した。試験設備の構成を第 7-1 図に、試験条件を第 7-1 表に示す。

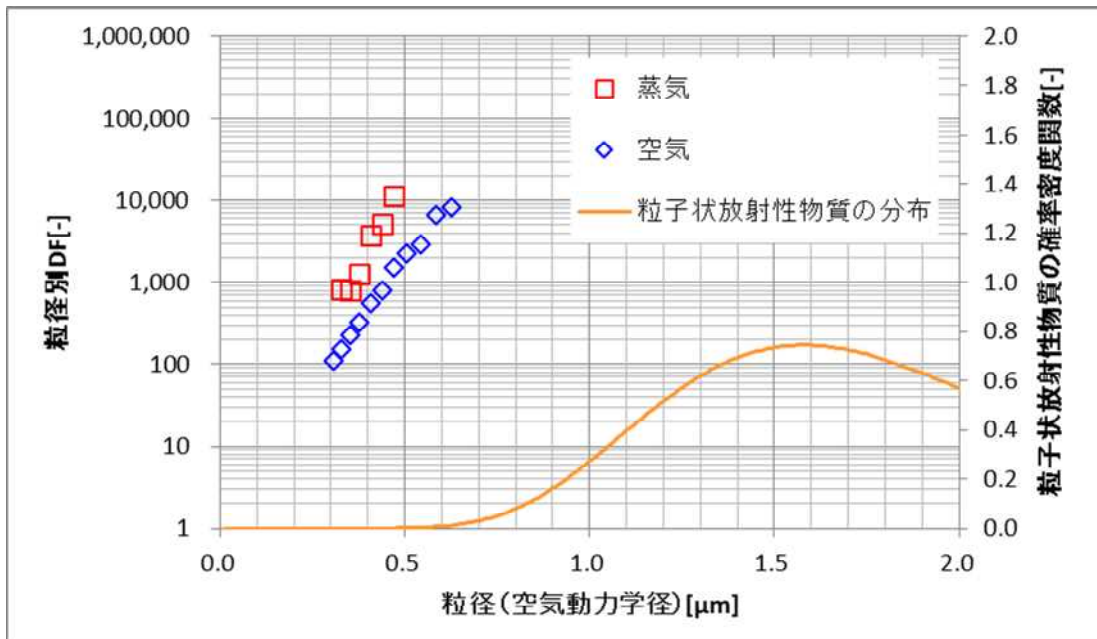


第 7-1 図 試験概要図（蒸気性能試験）

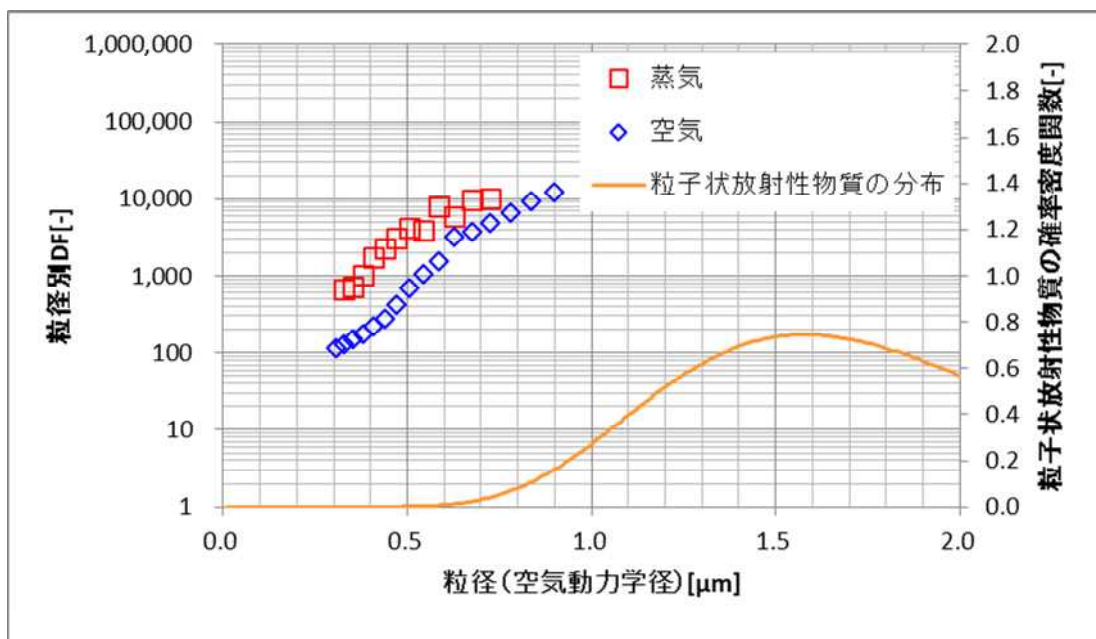
第7-1表 蒸気試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気+空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約95%（2Pd相当流量） 約88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約100℃
ガス体積流量	・2Pd相当流量 ・最小流量相当
試験エアロゾル	・TiO <sub>2</sub>

上記の条件にて試験を実施した結果、蒸気試験におけるDFは第7-2図、第7-3図の通りとなった。これらより、蒸気試験におけるDFの方が、空気試験におけるDFよりも大きいことがわかり、フィルタ装置はベントガスが蒸気の場合においても、十分な性能を有していることが確認できた。また、「4. 試験ガスの代表性について」にて理論的に示した通り、空気試験は蒸気試験よりも保守的であることが確認できた。なお、空気試験については蒸気試験と条件を合わせるため、実機高さ試験装置にて計測したDFを記載している。



第7-2図 蒸気性能試験結果（2Pd相当流量）



第 7-3 図 蒸気性能試験結果 (最小流量相当)

## 8. 試験条件の網羅性

格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置に作用する物理パラメータには、スクラバ水位、スクラバ水温、ベントガス性状、ベントガス流量、フィルタ装置内圧力がある。また、フィルタ装置には、粒径分布をもったエアロゾルが流入する。

これらフィルタ装置に作用する物理パラメータについては、下記の通り実機条件を網羅するか、もしくは実機よりも DF が小さく保守的な条件を、試験条件として設定している。

### 【スクラバ水位】

スクラバ水位は高い程 DF は大きくなる。フィルタ装置使用中は、スクラバ水位変動要因としてベントガスに含まれる水蒸気の凝縮の影響が支配的となり、スクラバ水位は上昇する。そのため、スクラバ水位が初期水位の 1m 以下となることはない。そのため、保守的にスクラバ水位は 1m を試験における基本条件とする。

一方、スクラバ水の運用上の最低水位は 0.5m としている。そのため、スクラバ水位 0.5m における試験も実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。(『5. スクラバ下限水位時のフィルタ装置の性能』参照)

### 【スクラバ水温】

スクラバ水温は低い程水蒸気凝縮や熱泳動によるメカニズムによる DF は大きくなる。試験における基本条件としては常温とするが、試験ガスとして水蒸気凝縮や熱泳動による DF を見込めない常温空気と組み合わせて試験を実施することから、保守的な条件となる。

一方、スクラバ水高温状態における条件として、水温を飽和温度まで昇温し、試験ガスとして水蒸気と組み合わせた試験を実施し、基本条件として設定したスクラバ水常温+常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。(『7. 蒸気を用いた性能試験』参照)

### 【ベントガス性状】

ベントガスの主成分は水蒸気である。水蒸気は凝縮や熱泳動によるメカニズムが作用すること、ならびに慣性力、重力沈降、ブラウン拡散による各捕捉効果が大きいことから、空気よりも DF は大きくなる(『4. 試験ガスの代表性について』参照)。そのため、試験ガス条件としては常温空気を用いることを基本条件とする。

一方、試験ガス条件として水蒸気を用いた試験を実施し、基本条件である常温空気の条件よりも DF が大きくなることを確認している。(『7. 蒸気を用いた性能試験』参照)

### 【ベントガス流量】

ベントガス流量については、実機にて想定される体積流量を網羅するよう、試験条件を設定している。

また、実機では二次隔離弁は調整開度に設定してベントを行うが、仮に二次隔離弁を全開とした場合の流量においても試験を実施し、DF は所望の性能を満たせることを確認している。(『1. 超過流量状態における DF 性能について』参照)

### 【フィルタ装置内圧力】

フィルタ装置内圧力については、基本条件として常圧条件とした。

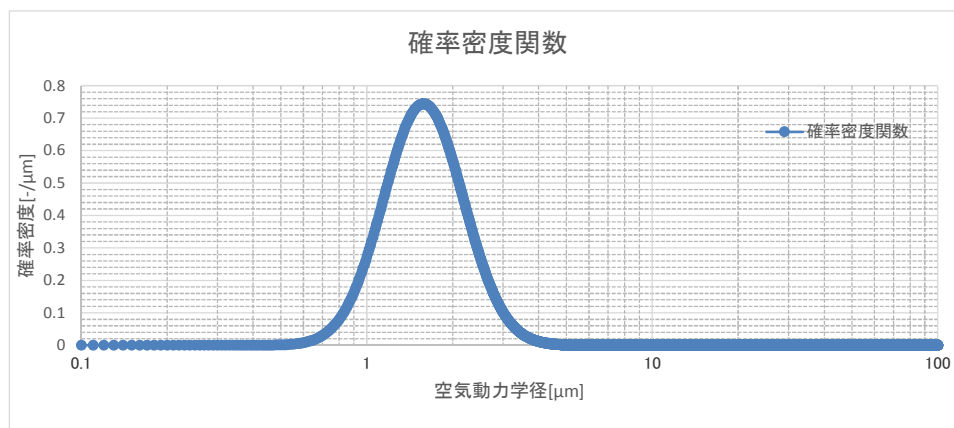
一方、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響を確認するため、フィルタ装置内圧力を 0.31MPa, 0.62MPa (gage) に加圧した状態で試験を実施し、実機で想定される径の粒子においては、フィルタ装置内圧力が DF へ与える影響はないことを確認している。(『2. フィルタ装置内圧力の DF への影響について』参照)

第 8-1 表 フィルタ装置物理パラメータと試験条件

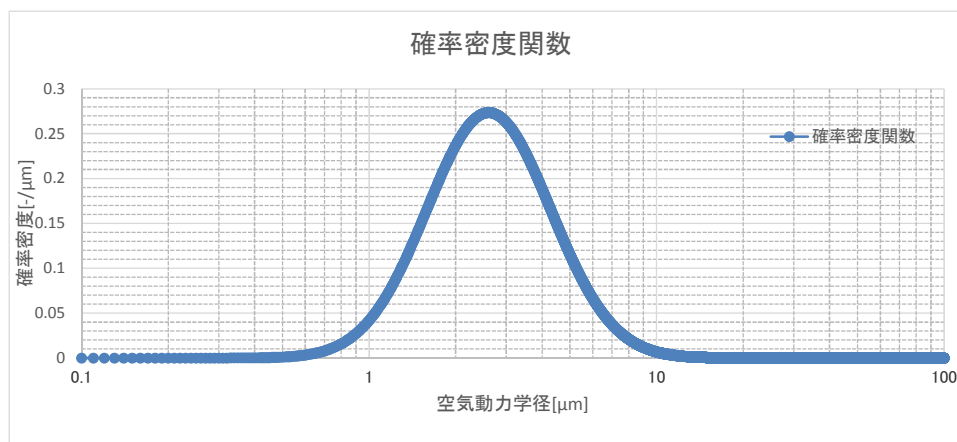
物理パラメータ	実機条件	試験条件
スクラバ水位	【実機運転時変動範囲】 1m～2.2m 【設定下限水位】 0.5m	【基本条件】 1m 【最低水位条件】 0.5m
スクラバ水温	【実機運転時変動範囲】 常温～飽和温度	【基本条件】 常温 【高温条件】 飽和温度
ベントガス性状	【実機運転時条件】 水蒸気（主成分）	【基本条件】 常温空気 【蒸気条件】 水蒸気
ベントガス流量	【実機運転時変動範囲】 14500m <sup>3</sup> /h～33000m <sup>3</sup> /h 【超過流量（二次隔離弁全開）】 37000m <sup>3</sup> /h	【基本条件】 33000 m <sup>3</sup> /h 相当 27000 m <sup>3</sup> /h 相当 13500 m <sup>3</sup> /h 相当 【超過流量条件】 37000 m <sup>3</sup> /h 相当
フィルタ装置内圧力	【実機運転時変動範囲】 0.03MPa (gage)～0.5MPa (gage)	【基本条件】 常圧 【圧力影響確認試験】 0.31MPa (gage) 0.62MPa (gage)

### 【エアロゾル粒径分布】

大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオの W/W ベントならびに D/W ベント時のフィルタ装置に流入するエアロゾル粒径は第 8-1, 2 図の通りとなる。W/W ベントにおいては約  $0.7\mu\text{m}$ ～約  $3.5\mu\text{m}$ 、D/W ベントにおいては約  $0.7\mu\text{m}$ ～約  $10\mu\text{m}$  の範囲で粒子が分布している。なお、第 8-1, 2 図にて粒径を空気動力学径<sup>\*1</sup>にて示しており、物理径から空気動力学径へ換算するときの粒子密度としては、保守的にベント時にフィルタ装置に流入する主要核種のうち、密度の小さい CsOH の値を設定している。



第 8-1 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, W/W ベント）

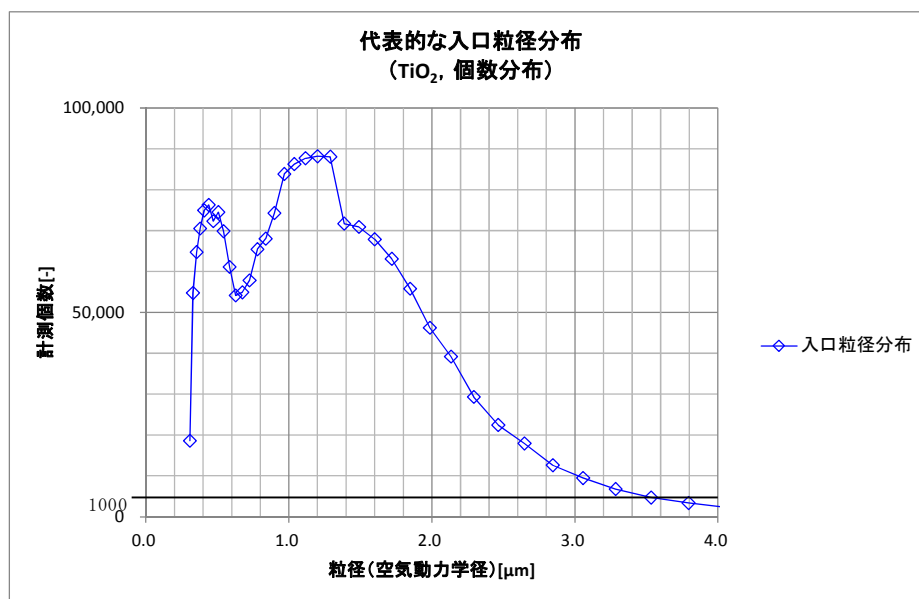


第 8-2 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント）

また、試験にて使用しているエアロゾルの粒径分布を第 8-3 図に示す。第 8-3 図より、約  $3.5\mu\text{m}$  までは粒子個数が 1000 個を超えており、DF1000 を計測可能である。フィルタ装置の捕捉メカニズムには拡散効果、慣性効果、重力沈降等が考えられるが、拡散効果以外の慣性効果、重力沈降速度等は、**粒径**が大きい程 DF が大きくなる方向へ寄与する。拡散効果は**粒径**が小さい程 DF が大きくなる方向に寄与するが、拡散による粒子捕捉効果が得られるのは、約  $0.1\sim 0.2\mu\text{m}$  よりも小さい粒子である。そのため、実機で想定される約  $0.7\mu\text{m}$  以上の粒子に対しては、拡散による捕捉効果は非常に小さく、それ以外の慣性力等のメカニズムによる捕



捉が支配的である。よって、実機で想定される粒径範囲においては、粒径が大きいほど、DFは大きくなると考えられる。フィルタ装置に流入するエアロゾルは3.5  $\mu\text{m}$  より大きいものも含まれるが、そのDFは試験用エアロゾルで網羅できている小さい粒径におけるDFよりも小さくなることはない。したがって、試験用エアロゾルが実機に流入するエアロゾルの粒径分布上の大きい粒子を網羅できていなくても、DFを保守的に評価することは可能である。



第 8-3 図 試験用エアロゾルの粒径分布

### ※ 1 空気動力学径

異なる密度の粒子を同じ空気動力学特性を持つ密度  $1\text{g}/\text{cm}^3$  の粒子に規格化したものであり、空気動力学径が同じであれば、その粒子は密度や物理的な大きさとは関係なく、同じ空気動力学挙動を示す。

上記の特性から、フィルタ装置の性能評価においては、粒子の径として空気動力学径を用いている。

なお、物理的な粒径を空気動力学径へ変換する際は、物理的な粒径に粒子密度の平方根を乗じることで算出している。

## 別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素があり、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、ベント前の原子炉格納容器内ガスのおよそ 30%（モル分率）が水素となっている。また、MCCI（熔融炉心・コンクリート相互作用）が発生する TQUV シナリオにおいては、燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素に加え、MCCI により、水素ならびに一酸化炭素が発生する。また、よう素フィルタにおいて有機よう素を吸着する際には、可燃性ガスの   が発生する可能性がある。

これらの可燃性ガスが格納容器圧力逃がし装置系統内で燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の非凝縮性可燃性ガスの濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

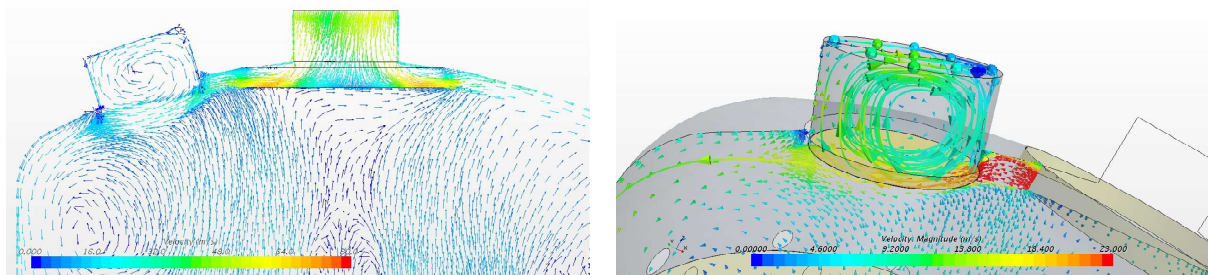
そのため、格納容器圧力逃がし装置は、待機時に系統内を窒素置換することとしている。それにより、ベント開始直後にベントガス中の非凝縮性可燃性ガスの濃度が上昇したとしても、系統内に酸素は殆ど存在しないため、可燃性ガスの燃焼は起こらない設計としている。また、ベント開始後には、常にベントガスの流れがあることから、排気口から空気が格納容器圧力逃がし装置内に逆流することはないため<sup>\*1</sup>、外部から系統内に酸素が供給されることはない。よって、ベント実施中は、系統内は不活性な状態が維持されることになる。

一方、ベントガスには、原子炉格納容器内やフィルタ装置内の水の放射線分解により、微量の水素と酸素が混入し続ける。そのため、閉塞端部において、この水素と酸素の混合ガスが蓄積し、局所的な燃焼を引き起こす恐れがある。このような閉塞端としては、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部（例えば格納容器圧力逃がし装置と他系統を仕切る弁までの範囲等）や、よう素フィルタの上部マンホールが挙げられる。

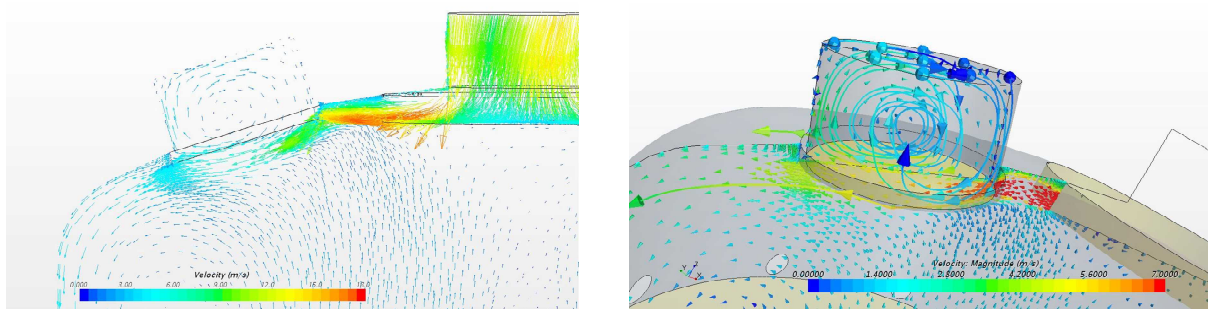
まず、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部のうち、水素と酸素の混合ガスが蓄積する恐れのある箇所については、別紙 19 に示すように、混合ガスを排出するためのベントラインを設置し、混合ガスの蓄積を防止することとしている。また、よう素フィルタの上部マンホールについては、流動解析によりマンホール内を換気する流れによって、混合ガスの蓄積は生じないことを確認している（第 1, 2 図参照）。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内においては、可燃性ガスの燃焼は生

じないと考えられる。



第1図 よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態  
[ベントガス組成：水蒸気 100%， ガス流量：15.8kg/s]



第2図 よう素フィルタ上部マンホール内ガス流れ状態  
[ベントガス組成：水蒸気 100%， ガス流量：2.48kg/s（事故後1ヶ月後の流量）]

※1 格納容器ベント実施直後は、水蒸気、窒素、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水に熱を奪われ凝縮する。スクラバ水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（1時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入（1000m<sup>3</sup>/h以上）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、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上より、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。

## 別紙 8 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響

### 【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

柏崎刈羽 6/7 号炉の有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事故シーケンスにおいては、事象発生から約 38 時間後に格納容器スプレイを停止し、その後にウェットウェルベント（W/W ベント）を実施している。

一方、有効性評価においては W/W ベントを実施しているが、ドライウェルベント（D/W ベント）を実施することも可能である。

ここでは、炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事故シーケンスにて、ベントライン（W/W ベントまたは D/W ベント）及び放出位置（格納容器圧力逃がし装置配管または主排気筒）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。

#### (1) 選定する事故シーケンス

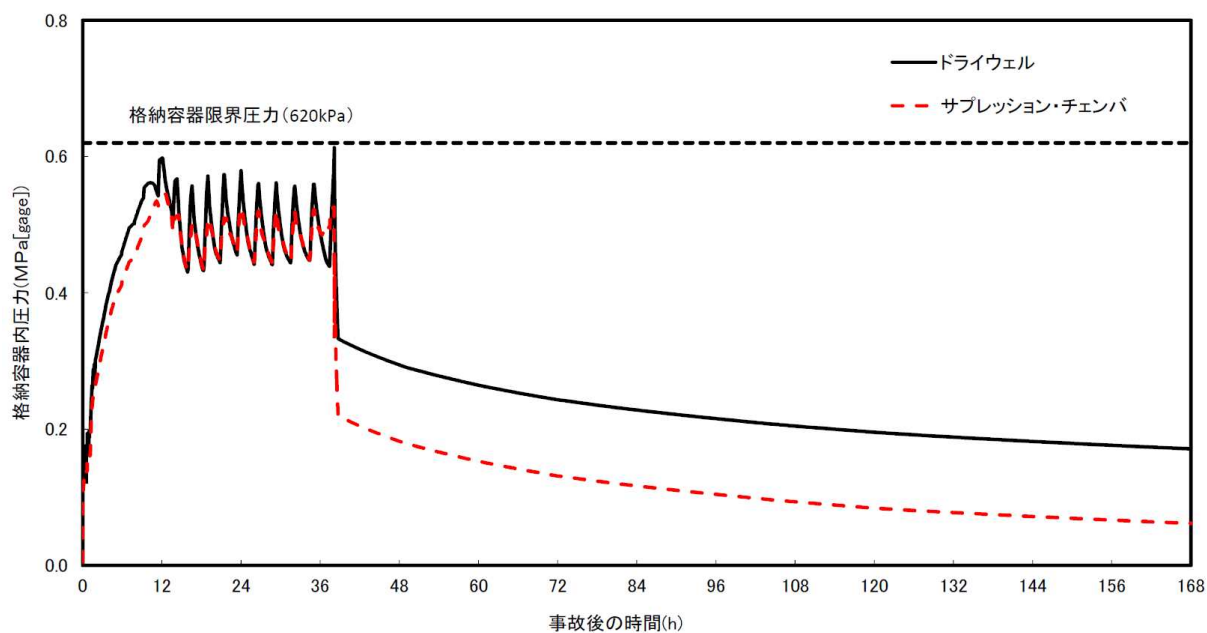
ベントライン及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価するための事故シーケンスとして、ここでは以下の 2 つを選定した。

##### a. 38 時間 W/W ベントシナリオ

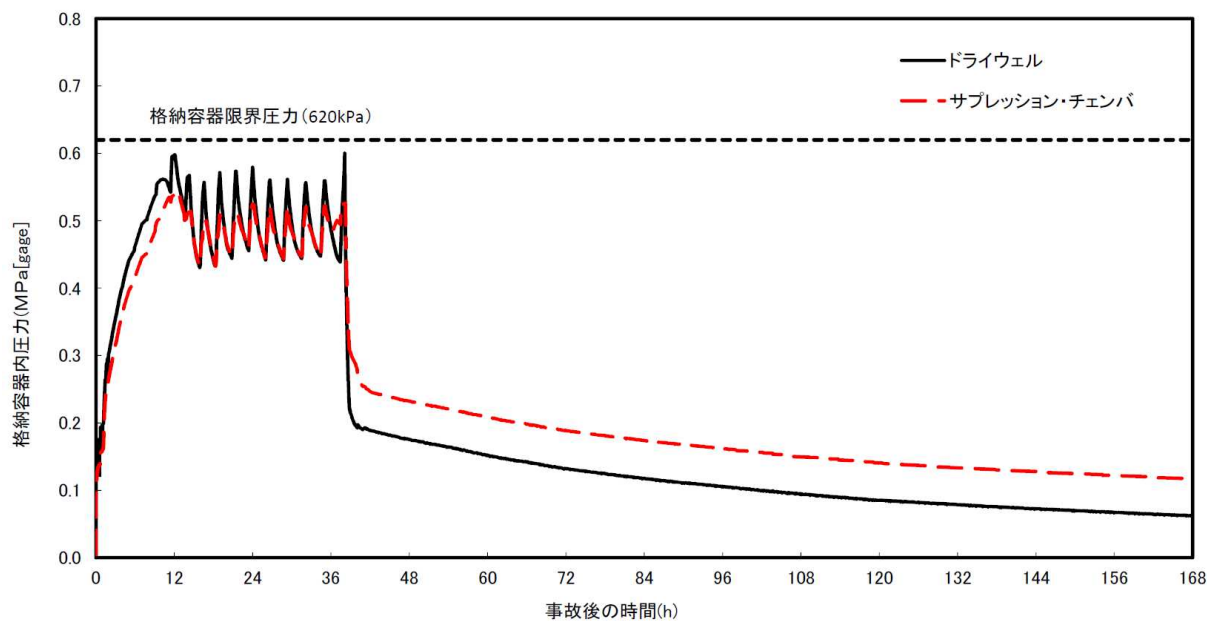
柏崎刈羽 6/7 号炉の有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同一の事故シーケンスであり、事象開始から約 38 時間後に W/W ベントを実施する。ベント時に原子炉格納容器から放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射エネルギーは、約 1.4 TBq となる。格納容器圧力の推移を第 8-1 図に示す。

##### b. 38 時間 D/W ベントシナリオ

a. と同一の事故シナリオであるが、事象開始から約 38 時間後に D/W ベントを実施する。ベント時に原子炉格納容器から放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入する Cs-137 の放射エネルギーは、約 2000 TBq となる。原子炉格納容器圧力の推移を第 8-2 図に示す。



第 8-1 図 38 時間 W/W ベントシナリオの原子炉格納容器圧力の推移



第 8-2 図 38 時間 D/W ベントシナリオの原子炉格納容器圧力の推移

## (2)被ばく量評価方法

### a. 評価コード

被ばく量評価において、ここでは3次元移流拡散評価コードを備えた原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下、DIANA）を利用した。DIANAには、「国土数値情報 行政区域データ「平成26（2014）年4月1日時点」」を参照し、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形データを再現したブロック図がインプットされており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。

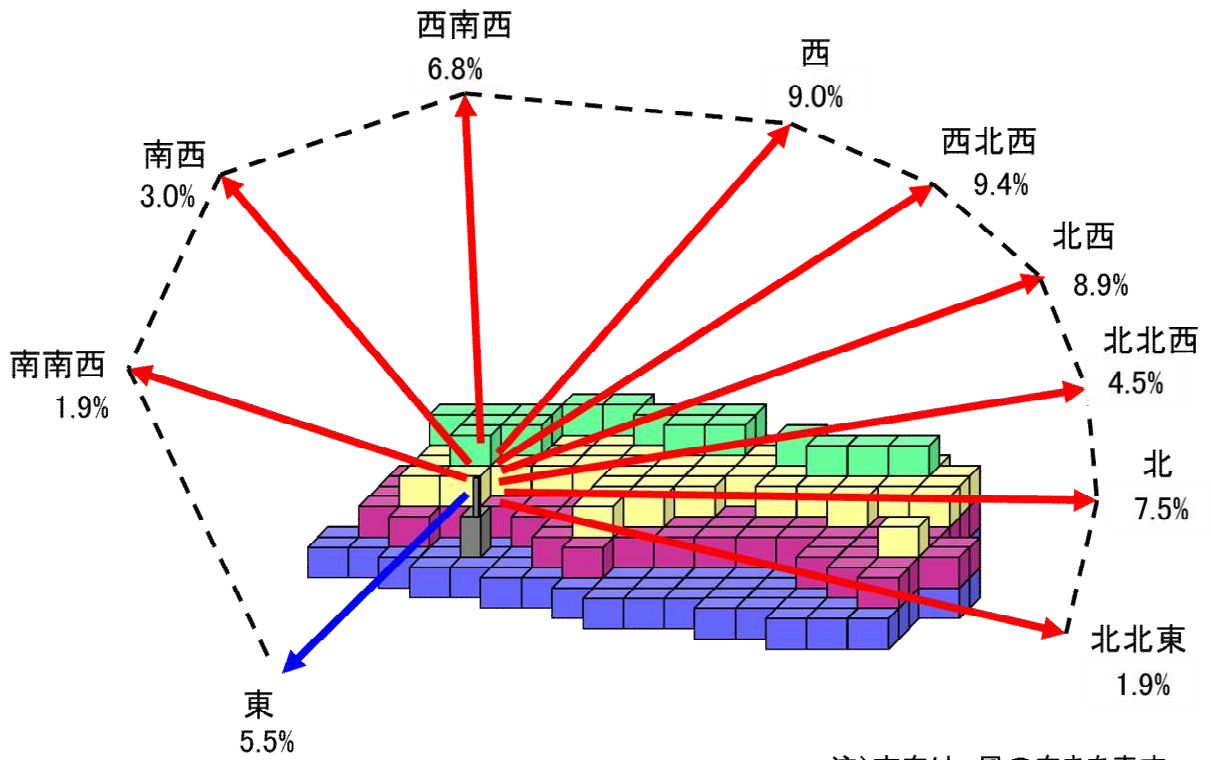
### b. 評価条件

格納容器ベント実施に伴う公衆の被ばく量は、大気中に放出される放射量の他に、格納容器ベント実施後の気象条件に強く依存する。ここではベントライン及び放出位置を変更することによる被ばく量への影響を明確にするため、気象条件（風向、風速、大気安定度）が時間によらず一定であるとして評価した。具体的な評価条件を第8-1表に示す。また、参考として、柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風向の、年間（1985年10月～1986年9月）の出現頻度を第8-3図から第8-5図に示す。

第8-1表 DIANAを用いた大気拡散評価条件

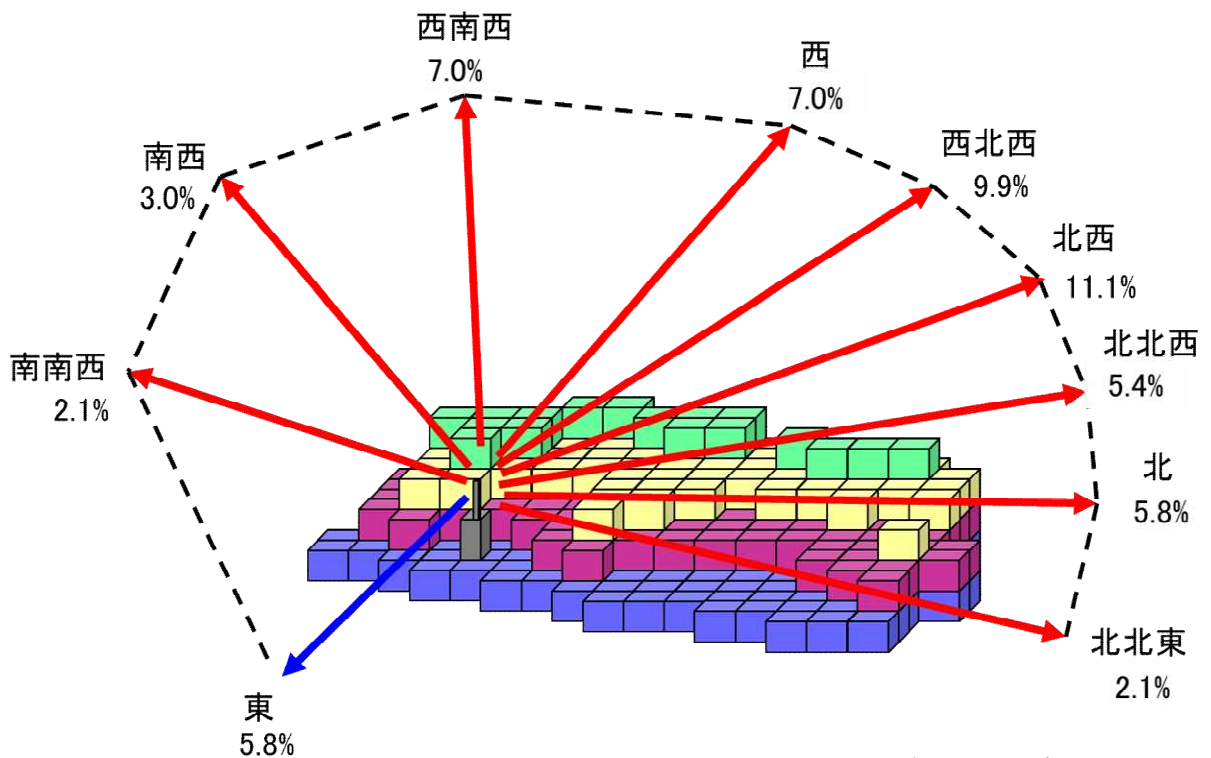
項目	選定内容	設定事由
風速	地上高10m：3.1m/sec 地上高75m：5.8m/sec 地上高150m：5.9m/sec	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された年間（1985年10月～1986年9月）の平均風速を参照
風向	陸向き：南南西, 南西, 西南西, 西, 西北西, 北西, 北北西, 北, 北北東 海向き：東	拡散が地形形状に影響されることを考慮し、陸側は全方位を選定。参考として海側方位も選定
大気安定度	D（中立）	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち、年間（1985年10月～1986年9月）で最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6号炉主排気筒（地上高73m）, 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上高40.4m）	7号炉でも同様の結果が得られると考えられるため、6号炉で代表して評価
評価地点	発電所敷地境界, 発電所中心位置から5km地点	距離に対する依存性を確認するため、発電所中心位置から5km地点を評価





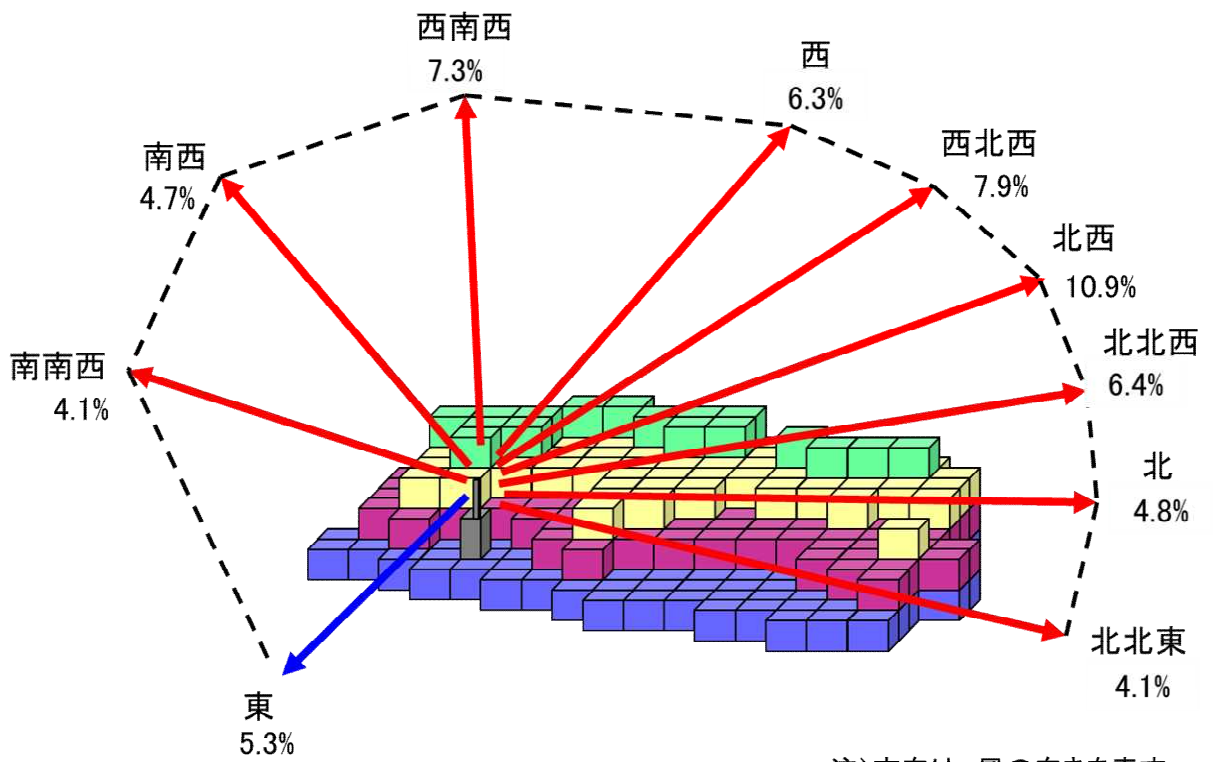
注) 方向は、風の向きを表す

第 8-3 図 風向出現頻度 (地上高 10m)



注) 方向は、風の向きを表す

第 8-4 図 風向出現頻度 (地上高 75m)



注) 方向は、風の向きを表す

第 8-5 図 風向出現頻度 (地上高 150m)



### (3) 評価結果

#### a. ベントラインの違いによる影響

各事故シナリオにおける希ガスによる外部被ばく評価結果を第8-2表に示す。ここでは、事故シナリオの違いによる影響を明確にするため、38時間W/Wベントシナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

38時間D/Wベントシナリオ時の相対値は約0.81<sup>※1</sup>となった。このことから、希ガスによる外部被ばくの、ベントラインの違いによる影響は限定的であると考えられる。

※1 38時間D/Wベントシナリオ時の相対値は38時間W/Wベントシナリオ時と比べ小さくなっている。これは、38時間D/Wベントシナリオにおいては、格納容器ベント実施後も希ガスの一部がW/W気相部に閉じこめられ、しばらくの間原子炉格納容器外に放出されないためである。

なお、(1)に示したとおり、ベント時に原子炉格納容器外に放出され、格納容器圧力逃がし装置に流入するCs-137の放射エネルギーは、2つの事故シナリオの中で38時間W/Wベントシナリオが約1.4TBqと、38時間D/Wベントシナリオの約2000TBqに比べ小さい。これはW/Wベントを行うことで、Cs-137がW/Wスクラビング効果等により原子炉格納容器内で更に除去されるためである。このため、長期に渡る土壌汚染を抑制するという観点では、2つの事故シナリオの中では38時間W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

第 8-2 表 希ガスによる外部被ばく量の相対値(事故シナリオの違いによる影響)

事故シナリオ	希ガスによる外部被ばく量の 相対値の評価結果 (実効線量の相対値)	
	敷地境界	5km 地点
38 時間 W/W ベント シナリオ	1	1
38 時間 D/W ベント シナリオ	約 0.81	約 0.81

放出位置：6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管

b. 放出位置の違いによる影響

放出位置の違いによる影響の評価結果を第8-3表に示す。ここでは、2つの事故シナリオのうち、38時間W/Wベントシナリオについて評価を行った。なお、放出位置の違いによる影響を明確にするため、6号炉格納容器圧力逃がし装置配管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した。6号炉主排気筒放出時の敷地境界での相対値は約0.55～約0.91であり、風向によって相対値が変わるという結果になった。風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を第8-6図に示す。

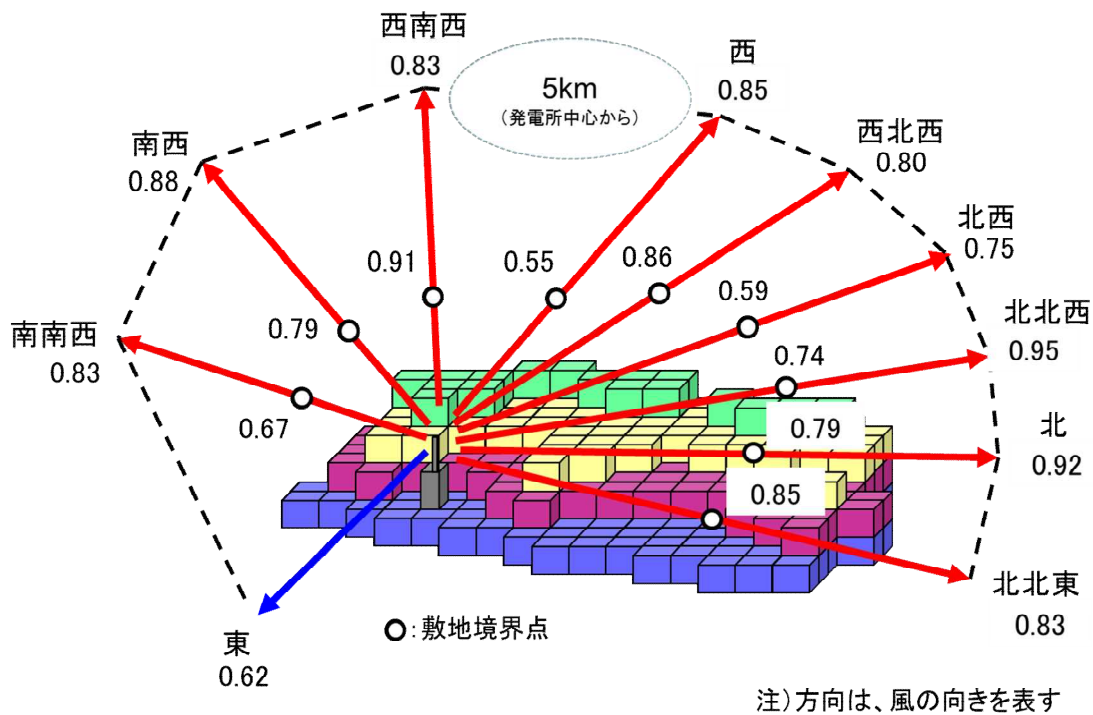
東風により海側へ放出した場合の5km地点における相対値は約0.62となっているが、障害物がない海側においては距離に応じて相対値が変わる。

一方、陸側に放出した場合においては距離だけではなく、評価位置の標高と6号炉格納容器圧力逃がし装置配管高さの違いによる影響がある。放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第8-7図に示す。さらに、地形の起伏等による形状の違いから放出されたガスが発散や収束されることにより、敷地境界における相対値は変わるが、その違いは最大で5割程度である。しかし、5km地点での相対値は最大で3割程度と、発電所からの距離に従い放出位置の違いによる影響は更に小さくなるという評価結果になった。

以上のことから、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いによる影響は敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響は小さくなることがわかる。

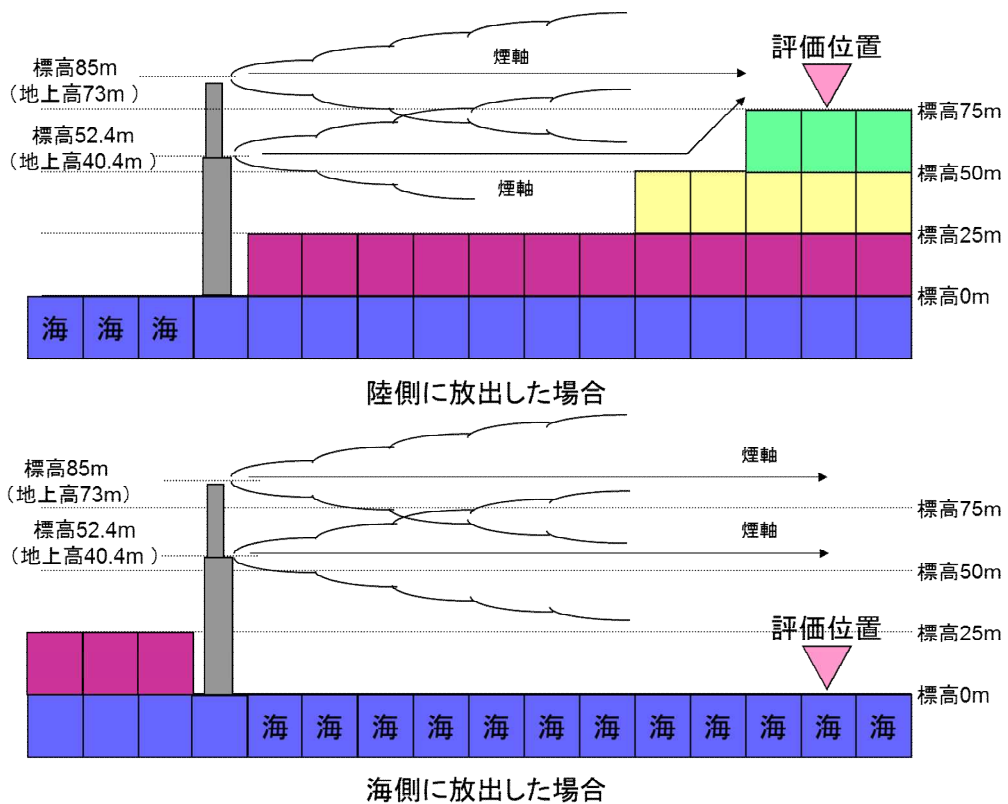
第8-3表 希ガスによる外部被ばく量の相対値（放出位置の違いによる影響）

事故シナリオ	放出位置	希ガスによる外部被ばく量の相対値の評価結果 (実効線量の相対値)	
		敷地境界	5km地点
38時間W/Wベントシナリオ	6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	1	1
	6号炉主排気筒	陸側：約0.55 ～約0.91	陸側：約0.75 ～約0.95 海側：約0.62



希ガス実効線量の影響(主排気筒/FV)

第 8-6 図 風向毎の相対値と柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状イメージ



第 8-7 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

#### (4)まとめ

希ガスによる外部被ばくに対し、ベントラインの変更による影響は限定的である。また、長期に渡る土壌汚染を抑制する観点では、2つの事故シナリオの中では38時間W/Wベントシナリオを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、柏崎刈羽原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的となるため、放出位置として格納容器圧力逃がし装置配管を選定しても公衆被ばくの観点で問題は無いと考えられる。

## 別紙 9 設備の維持管理についての補足事項

### 1. 機能確認における外観点検の確認内容について

機能確認における外観点検の確認内容を下記第 1 表に示す。

第 1 表 機能確認における外観点検の確認内容

対象機器	機能	外観点検の確認内容
スクラバノズル	フィルタ性能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞，ノズル穴の変形がないこと。</li> </ul>
気泡細分化装置		<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのある気泡細分化装置の充填高さが，所定の高さであること。</li> </ul>
金属フィルタ		<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞，溶接部の割れ，腐食がないこと。</li> </ul>
整流板	整流機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。</li> </ul>
オリフィス	流量調整機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのある亀裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。</li> </ul>

### 2. フィルタ性能の確認方法

待機中，定期的に，以下の a～c の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する

#### a. 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を 0.01MPa [gage] 以上に維持することで，容器内部の不活性状態が維持され，スクラバノズル及び気泡細分化装置，金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

#### b. スクラバ水位確認

スクラバ水位を通常水位 (500mm～2200mm) で維持していることを確認する。

#### c. スクラバ水質確認試験

スクラバ水をサンプリング測定することで，水酸化ナトリウムが規定の濃度を維持している事を確認する。

### 3. 点検周期の考え方

5.1 点検方法の第 5.1-1 表に示す点検周期は、第 2 表に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。また、点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

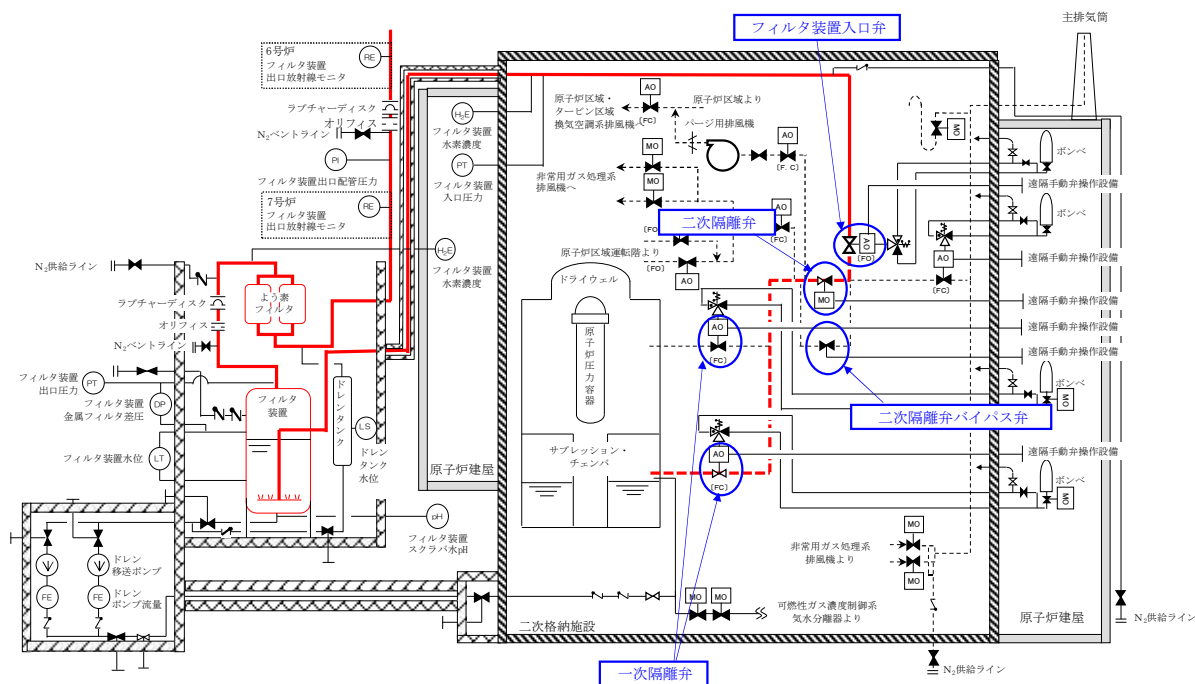
第 2 表 点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期	
	型式／機能	材料	内部流体		本格	簡易
容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	4	—
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	4	—
よう素フィルタ銀 ゼオライト	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活 性炭フィルタ	1	—
ドレン移送ポン プ	キャンドポ ンプ	ステンレス鋼	スクラバ水	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ	2	1
伸縮継手	変位吸収 機構	ステンレス鋼	窒素ガス	原子炉格納容器ダイヤ フラムフロアシールベ ロー	1	—
オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
ラプチャーディ スク	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス/ 外気	不活性系圧力開放板	2	1
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系配管	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10	1
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス	不活性ガス系弁類	10	1
		ステンレス鋼	スクラバ水 ／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10	1

※点検周期の単位はサイクル

別紙 10 弁の操作方法について

格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁，フィルタ装置入口弁は空気駆動弁（以下，「AO 弁」）である。また，二次隔離弁は電動駆動弁（以下，「MO 弁」），二次隔離弁バイパス弁は手動駆動弁（以下，「HO 弁」）となっている。これらの弁は**重大事故等時**を考慮し，電源喪失時においても操作が可能な構成としている。電源喪失時の操作方法は第 1 表の通りである。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

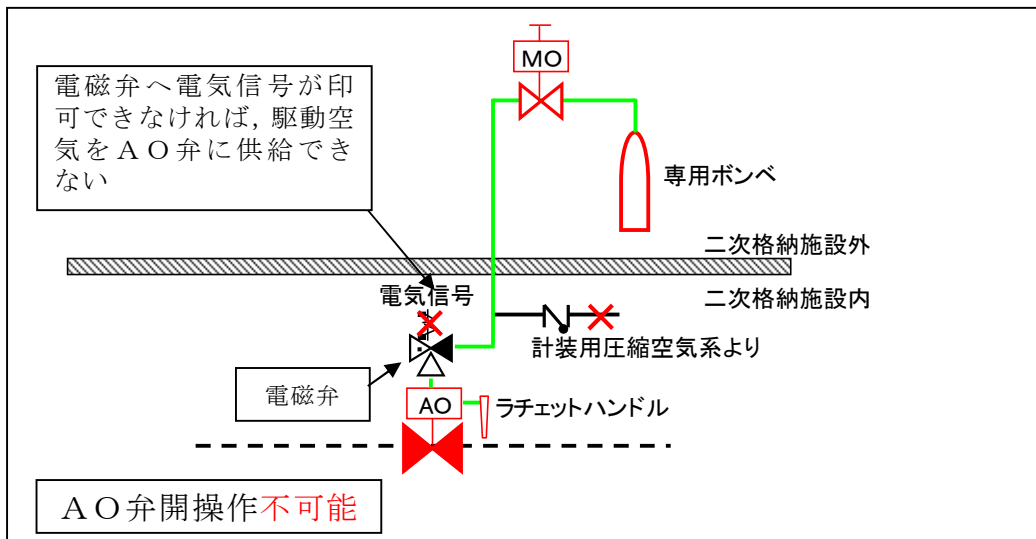
第 1 表 弁の操作方法

駆動方式	操作対象弁	電源喪失時の操作方法	操作場所
AO	■一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外
	■フィルタ装置入口弁 ■一次隔離弁 (ドライウエル側)	専用ポンベからの駆動空気供給による遠隔操作	二次格納施設外
MO	■二次隔離弁	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外
HO	■二次隔離弁バイパス弁	遠隔手動弁操作設備による遠隔操作	二次格納施設外

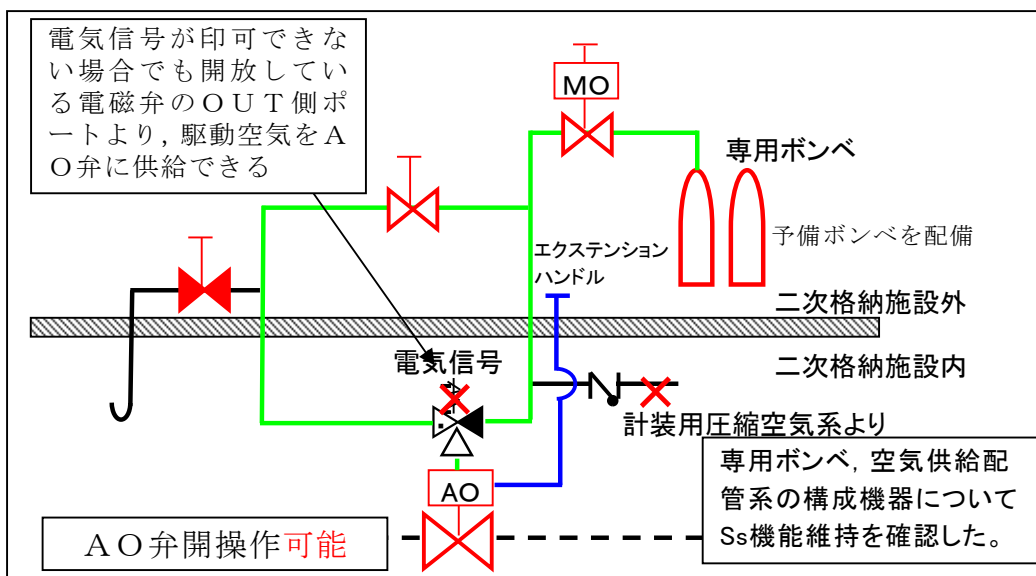


MO弁、HO弁ならびにAO弁については、遠隔手動弁操作設備により二次格納施設外から人力のみによる操作を行うことができる。

さらにAO弁については、駆動用の空気供給配管系の構成を変更し、電源喪失時においても二次格納施設外から操作可能な構成としている。変更前の構成図を第2図、変更後の構成図を第3図に示す。



第2図 AO弁 空気供給配管構成図（変更前）



第3図 AO弁 空気供給配管構成図（変更後）

第2図に示す通り、空気供給配管系の変更前の構成では、電磁弁に電気信号を印可できなければ、駆動空気をAO弁に供給することができない。そのため、電源喪失時には、駆動空気によりAO弁を操作することができない。

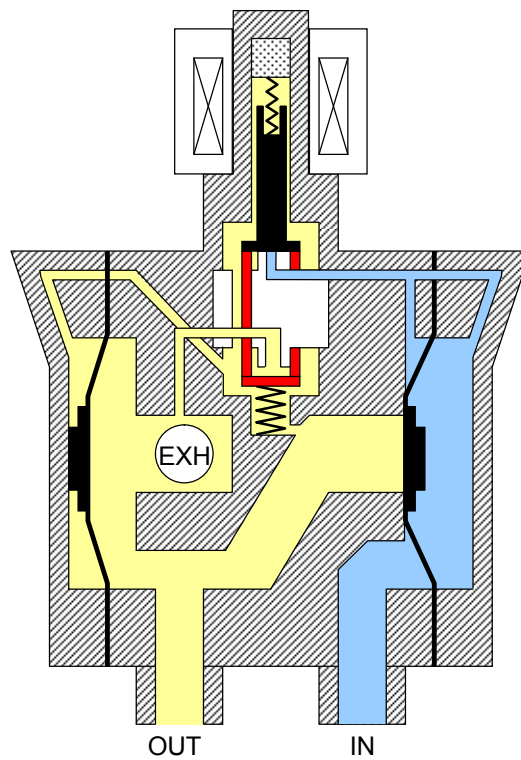
一方、第3図に示す通り、空気供給配管系の変更後の構成では、電磁弁に電気信号を印可できない場合においても開放している電磁弁のOUT側ポートより、駆動空気をAO弁に供給することができる。そのため、電源喪失時においても、駆動

空気により A0 弁を操作することができる。また、空気供給配管系に設置している弁は、全て二次格納施設外にて操作が可能である。よって、この空気供給配管系の変更により、電源喪失時において二次格納施設外より、A0 弁を操作することが可能となる。

以下に、電磁弁内の動作のメカニズムについて詳細に記載する。

(1) 電磁弁待機時（無励磁）の状態

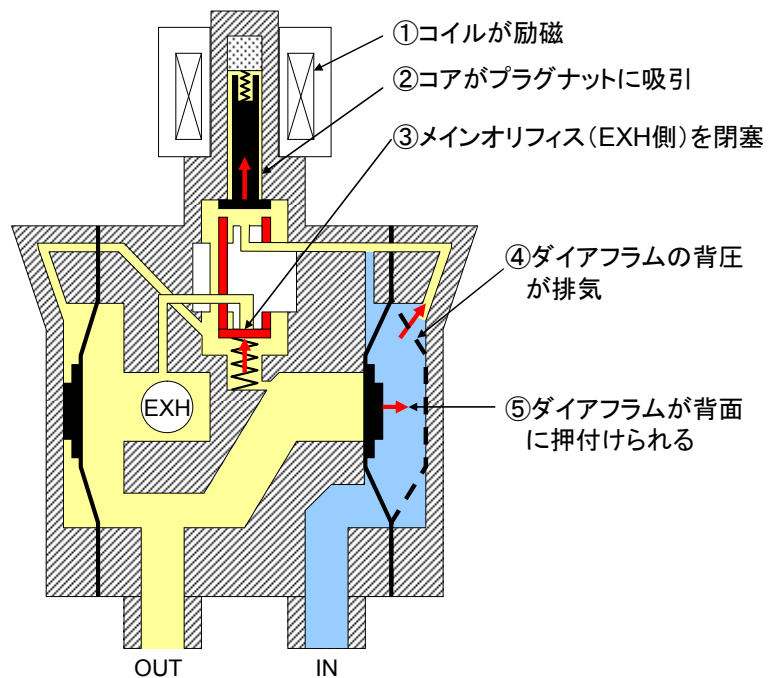
A0 弁用の電磁弁は、電気信号を印加していない状態（無励磁状態）では以下の第 4 図のような状態である。「IN 側」には計装用圧縮空気系、「OUT 側」は A0 弁の駆動部に接続されており、「EXH 側」は大気開放となっている。



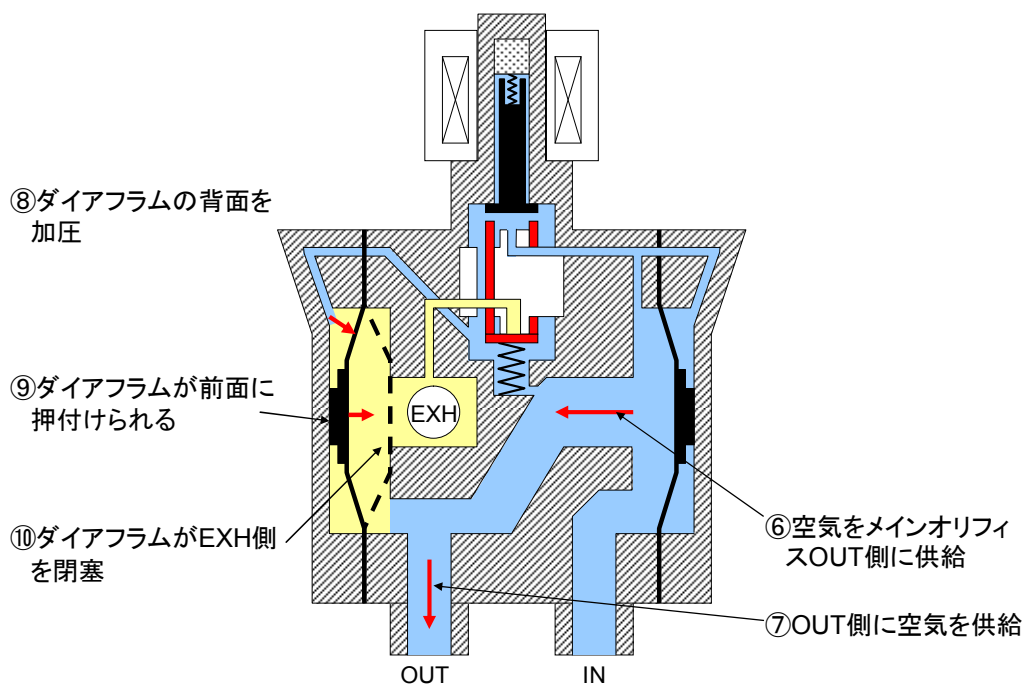
第 4 図 電磁弁（待機時）の概要図

(2) 電磁弁動作時（励磁）の状態

A0 弁用の電磁弁は、電気信号を印加した状態（励磁状態）となると第 5 図及び第 6 図のようなメカニズムにより、IN 側の計装用圧縮空気系の空気を OUT 側の A0 弁の駆動部に供給する。



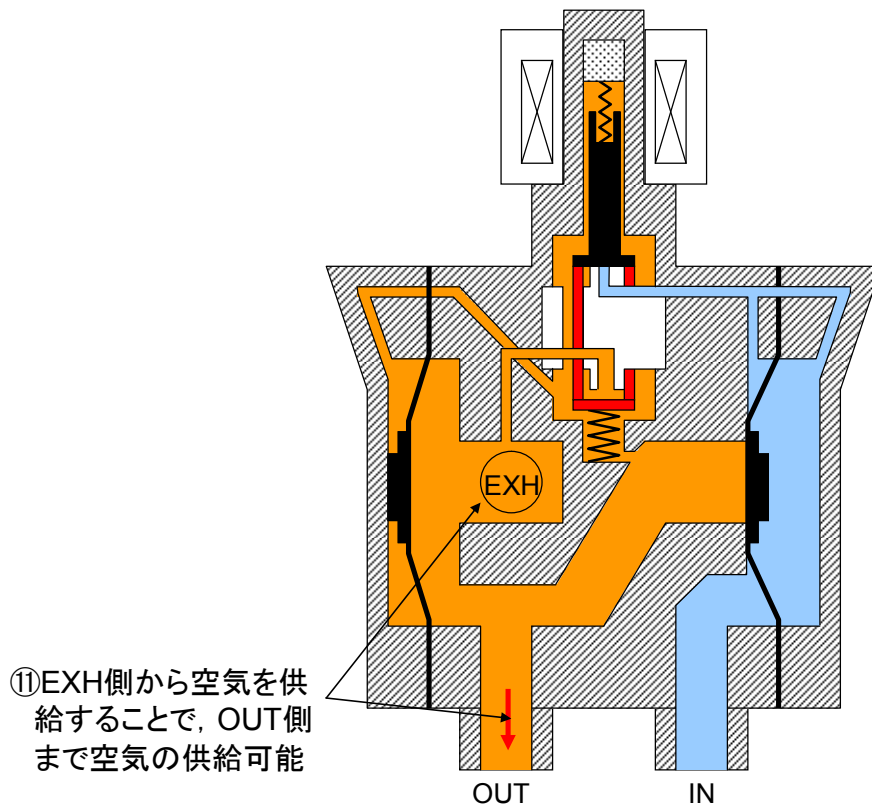
第 5 図 励磁時直後の動作概要図



第 6 図 ダイヤフラム動作～EXH 閉塞までの動作概要図

(3) 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合

A0 弁用の電磁弁は、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合は、第 7 図のようになる。専用ポンベの空気は IN 側にも供給されているため、右側のダイヤフラムは左右で圧力がバランスし、EXH 側の空気は OUT 側の A0 弁本体の駆動部へ供給される。

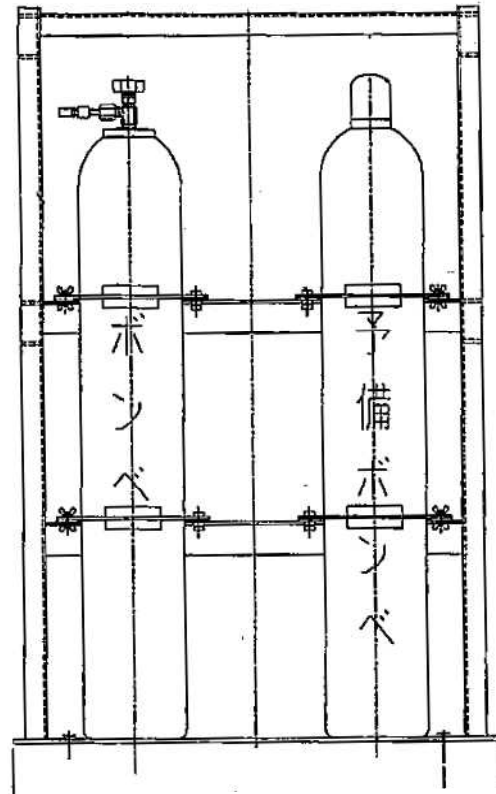


第 7 図 専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の概要図

なお、専用ポンベの空気を EXH 側から供給する場合の A0 弁の開閉試験を実施し、A0 弁が確実に全開及び全閉になることを確認した。

上記(1)～(3)より専用空気ポンベの空気を電磁弁の EXH 側から供給することで、電磁弁へ悪影響を与えることなく、電源喪失時においても確実に A0 弁の駆動部へ空気を供給することが可能である。

A0 弁を二次格納施設外から遠隔操作する場合には、A0 弁の駆動源として駆動空気が必要となる。その場合における、駆動空気供給源の信頼性の向上を図るため、駆動空気は常設の専用ポンペより供給し、第 8 図に示すように、その専用ポンペの横に常設の予備ポンペを設置している。



第 8 図 A0 弁駆動ポンペラック構造図

ここで、A0 弁の専用ポンベによる遠隔操作機構と、M0 弁の遠隔手動弁操作設備による遠隔操作機構について第 2 表に示す通り比較を行った。

第 2 表 弁の遠隔操作機構の比較

項目	専用ポンベを用いた A0 弁の遠隔操作	遠隔手動弁操作設備を用いた M0 弁の遠隔操作
操作に必要な 駆動源	常設専用ポンベの空気圧力	人力
弁操作時間	約 2 分	約 20 分
作業負荷	空気供給弁と排気弁の操作。これらの弁は 25A 以下の小口径の弁であるため操作は容易。	操作トルク：約 40～50Nm* 全開→全閉回転数：約 1500 回転
必要操作人員	1 名	2 名
信頼性	故障確率 $7.3 \times 10^{-8}$	故障確率 $3.4 \times 10^{-8}$

※ 電動駆動弁を人力操作する場合の操作トルクについては、弁体の前後配管に最高使用温度である 200℃、最高使用圧力である 2Pd の差圧が負荷された状態を考慮している。

M0 弁の遠隔操作機構には、取り回しの容易なフレキシブルジョイントを用いる構成を仮定した。フレキシブルジョイントには駆動ロスがあり、駆動ロスの分、操作には大きなトルクが必要となることから、減速機を用いて操作トルクを低減する構造となっている場合が多い。一方、駆動ロスにはフレキシブルジョイントの敷設長さや敷設時の曲げ箇所の数、曲げ箇所の曲率半径により決まることから、敷設ルートが決まらなければ駆動ロスは求められない。そこで、今回は駆動ロスを仮定し、減速比 5 の減速機を設置する。(一次隔離弁はラビリンス構造の部屋に設置されており、必ず曲げ箇所を設置する必要があるため、駆動ロスは大きくなると考えられる)

A0 弁については空気供給弁と排気弁の操作のみであり、これらは 25A 以下の小口径の弁かつ一箇所に集中して設置されていることから、1 名約 2 分で操作可能である。

一方、M0 弁については、減速機を設置により必要回転数が 5 倍となることから、減速機が無ければ約 4 分の作業であるが、5 倍の約 20 分かかると想定し、これまでの訓練の実績を踏まえ、操作には最低 2 名は必要と考えられる。

これらの条件のもと評価した、遠隔操作機構の信頼性は、A0 弁、M0 弁ともに  $10^{-8}$  [/h] オーダーであり、非常用の電動ポンプの故障率が  $1.3 \times 10^{-7}$  [/h] よりも小さく、代替機器としてはいずれの機構も十分な信頼性を有している。

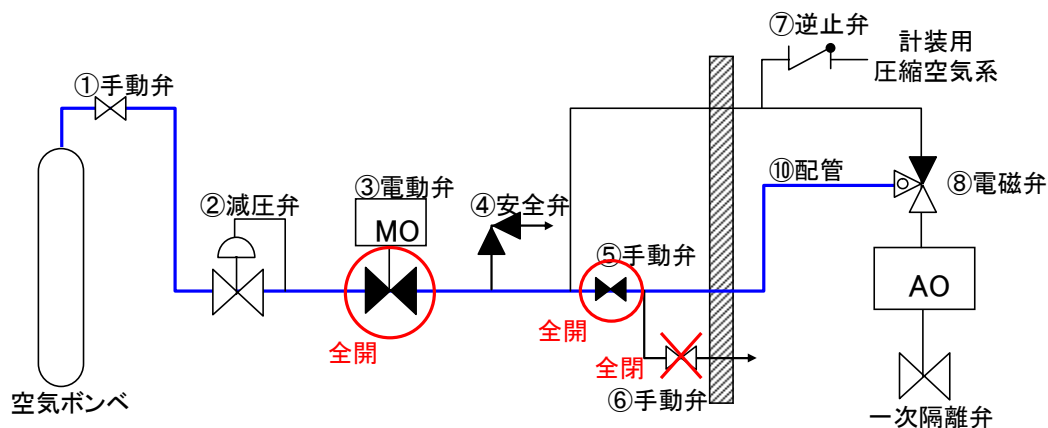
遠隔操作機構の信頼性については、以下の通り算定している。

## 【信頼性の算定】

各機器の故障率を、有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が 2009 年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 ヶ年データ）時間故障率（平均値）から想定すると、以下の通りとなる。

### (1) 専用ポンペを用いた遠隔操作

専用ポンペを用いた操作について、系統概要図を第 9 図に、故障率を第 3 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 $7.3 \times 10^{-8}$  [h]」となる。



第 9 図 専用ポンペを用いた操作の系統概要図

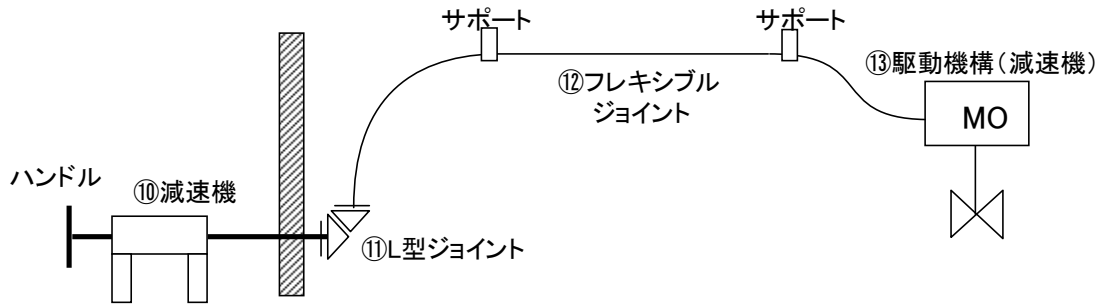
第 3 表 専用ポンペを用いた操作の故障率

No.	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率 [h]
①	手動弁	外部リーク	手動弁 (外部リーク)	$1.7 \times 10^{-9}$
②	減圧弁	減圧	安全弁 (開閉失敗)	$1.4 \times 10^{-8}$
③	電動弁 (純水)	閉固着	手動弁 (開閉失敗)	$8.3 \times 10^{-9}$
		外部リーク	電動弁 (外部リーク)	$2.5 \times 10^{-9}$
④	安全弁	内部リーク	安全弁 (内部リーク)	$2.2 \times 10^{-8}$
⑤	手動弁	閉固着	手動弁 (開閉失敗)	$8.3 \times 10^{-9}$
		外部リーク	手動弁 (外部リーク)	$1.7 \times 10^{-9}$
⑥	手動弁	開固着	手動弁 (開閉失敗)	$8.3 \times 10^{-9}$
		内部リーク	手動弁 (内部リーク)	$3.7 \times 10^{-9}$
⑦	逆止弁	内部リーク	逆止弁 (内部リーク)	$7.1 \times 10^{-9}$
⑧	電磁弁	外部リーク	電磁弁 (外部リーク)	$4.4 \times 10^{-9}$
⑨	配管	リーク	配管 (リーク)	$6.6 \times 10^{-9}$
当該システムの故障率				$7.3 \times 10^{-8}$



(2) 遠隔手動弁操作設備を用いた遠隔操作

遠隔手動弁操作設備を用いた操作について、系統概要図を第 10 図に、故障率を第 4 表に示す。第 3 表の故障率から系統全体の故障率を算出すると「 $3.4 \times 10^{-8}$  [/h]」となる。



第 10 図 遠隔手動弁操作設備を用いた操作の系統概要図

第 4 表 遠隔手動弁操作設備を用いた操作の故障率

	機器名称	想定故障モード	想定機器と故障モード	故障率[/h]
⑩	減速機	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
⑪	L型ジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
⑫	フレキシブルジョイント	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
⑬	MO 弁（減速機）	動力伝達不可	手動弁（開閉失敗）	$8.3 \times 10^{-9}$
当該システムの故障率				$3.4 \times 10^{-8}$

以上より、操作の実現性や機構の信頼性を考慮すると、A0 弁、MO 弁いずれも成立性があると考えられる。

第 1 図の構造図に記載の通り、一次隔離弁については不活性ガス系の弁と共用しており、当該弁は通常運転時も操作を実施する弁である。一方、原子炉格納容器隔離機能に着目すると、原子炉格納容器隔離信号発生時には、当該弁については確実に閉鎖する必要がある。そのため、電源喪失時に確実に FC となる A0 弁の方が、FAI となる MO 弁よりも適していると考えられる。



また、福島第一原子力発電所の事故では、空気駆動のベント弁の開操作が困難を極めたことから、「専用ポンベからの駆動空気供給による遠隔操作」においては、福島第一原子力発電所事故時の問題を考慮し、以下の第5表の対策を施している。

第5表 福島第一原子力発電所事故時の問題点と  
格納容器圧力逃がし装置における対策

比較項目	1F での問題点	KK 格納容器圧力逃がし装置での対応策
放射線量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A0 弁操作のために現場に向かうも 500mSv/h 以上あり 10 分で引き返した。(1 号機)</li> </ul>	放射線量率の低い二次格納施設外にて操作が可能
電磁弁 (電源)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電磁弁が地絡や他号機の爆発の影響により操作不能であった。(2 号機)</li> <li>・ 仮設で用意した小型発電機が故障した。(3 号機)</li> </ul>	電磁弁の排気ポートから空気を供給することで、強制的にベント弁の開操作を行うことができる。
作動空気	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ IA 喪失により仮設コンプレッサーを用意したが、別途接続治具が必要であった。(1 号機)</li> <li>・ 駆動用空気の残圧不足により、ベント弁の開状態の維持が困難であった。(2, 3 号機)</li> </ul>	専用の駆動用空気ポンベを現場に常設する。

## 別紙 11 格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について

### 1. フィルタ装置，よう素フィルタ，配管，弁，ドレン移送ポンプ等

屋外に設置するフィルタ装置，よう素フィルタ，屋外配管，弁，ドレン移送ポンプ等は外面腐食を防止するため，外面塗装を施している。屋内については，空調管理されていることから外面腐食リスクは小さいが，炭素鋼配管については外面塗装を施している。また，格納容器圧力逃がし装置待機時は，系統内は窒素にて置換することにより，配管内面やフィルタ装置内面・内部構造物（ノズル，気泡細分化装置，金属フィルタ等），よう素フィルタ内面・内部構造物の腐食を防止している。

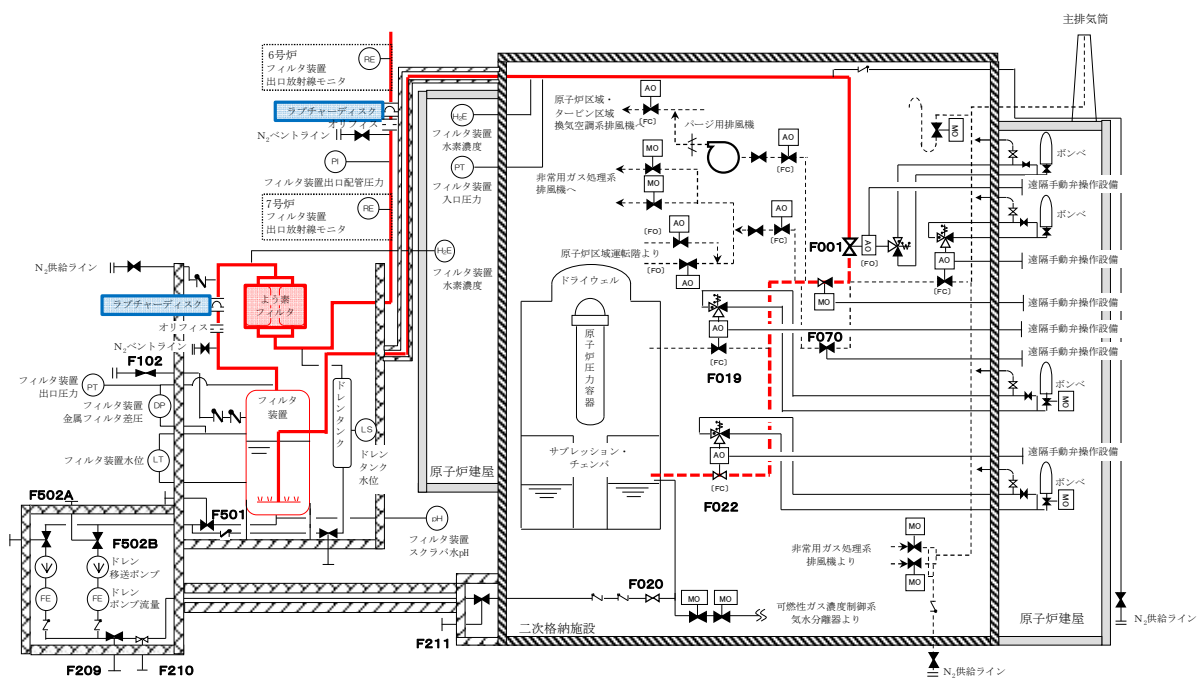
### 2. 銀ゼオライト

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは，高湿度ならびに照射の環境に長期間晒されると，変質してよう素除去性能が低下する。

そのため，フィルタ装置とよう素フィルタの間に圧力開放板を設置し，待機時にフィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することを防止し，さらに待機時には，よう素フィルタ内は窒素で置換する。また，よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし，よう素フィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにする。

このような対策により，よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトの劣化を防止する。

なお，フィルタ装置とよう素フィルタの間に設置する圧力開放板は，格納容器ベントの障害とならないよう，格納容器ベント時の原子炉格納容器圧力と比較して十分小さい圧力にて開放するように設定する。（開放圧力は 100kPa[gage]に設定）



第1図 格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ設備系統図

## 別紙 12 金属フィルタの液滴除去性能について

格納容器ベントを実施すると、スクラバ水には多量の放射性物質が捕捉される一方、スクラバ水の一部はエントレインメントにより液滴となってスクラバ水より浮遊する。当然ながら、液滴にも放射性物質は含まれることから、放射性物質の環境への放出量を抑制するためには、スクラバの後段に設置された金属フィルタにより、このスクラバ水の液滴を除去することも重要となる。

フィルタ装置に設置される金属フィルタは第2.2.1-9図に記載の通り3層構造となっている。そのうち、1層目と3層目には $\phi 30\mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置しており、このウェブの層はスクラバ水の液滴を除去するデミスタの機能を有している。

金属フィルタの液滴の除去性能は、下記の試験にて確認している。

### 【金属フィルタ液滴除去性能試験】

第1表 金属フィルタ液滴除去性能試験条件一覧表

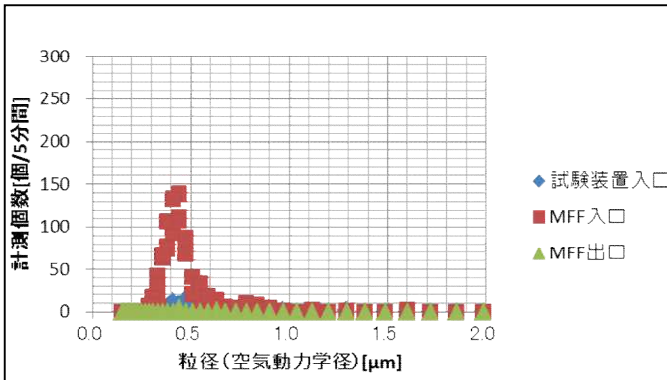
項目	条件
試験装置	・ 4m 高さ試験装置
試験ガス	・ 空気（エアロゾルは送気しない）
ガス流量	・ 超過流量相当 ・ 2Pd 相当流量 ・ 1Pd 相当流量 ・ 最少流量相当
粒子計測位置	・ 試験装置入口 ・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口） ・ 金属フィルタ出口
評価方法	・ 水スクラバ通過後（金属フィルタ入口）及び金属フィルタ出口の空気中の粒子（液滴）を比較することで、金属フィルタの液滴除去性能を確認

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

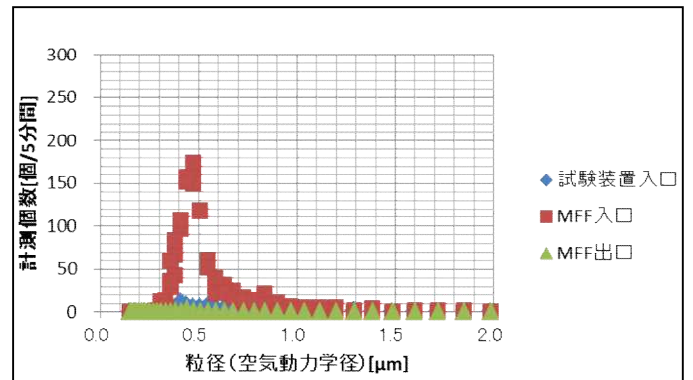


第1図 試験概要図（金属フィルタ液滴除去性能試験）

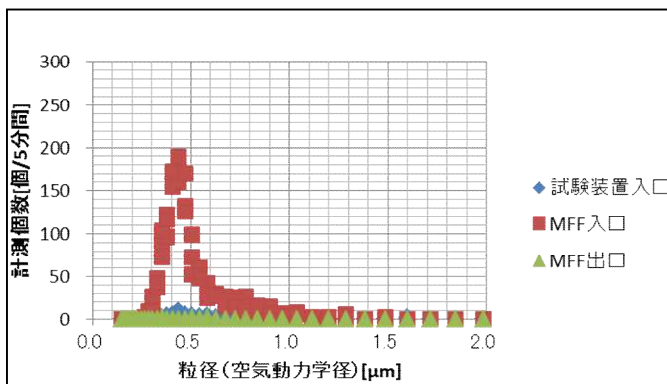
これらの試験の結果、各流量における粒子（液滴）の個数と粒径分布は以下の通りとなった。



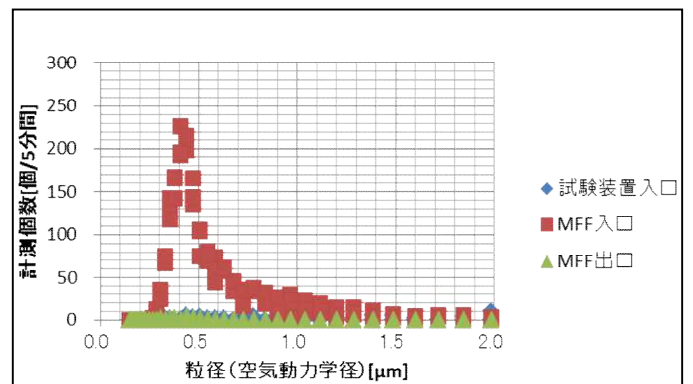
第2図 計測結果（最小流量相当）



第3図 計測結果（1Pd 相当流量）



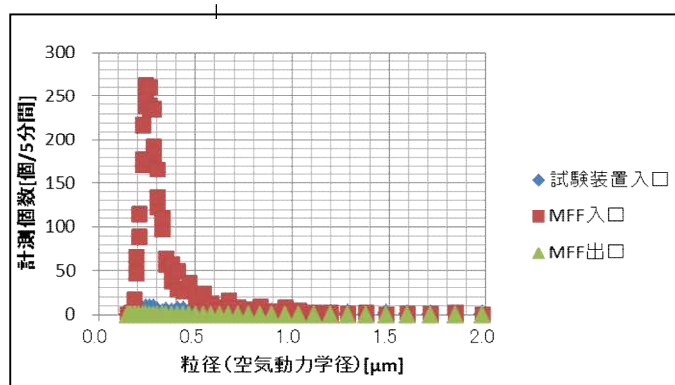
第4図 計測結果（2Pd 相当流量）



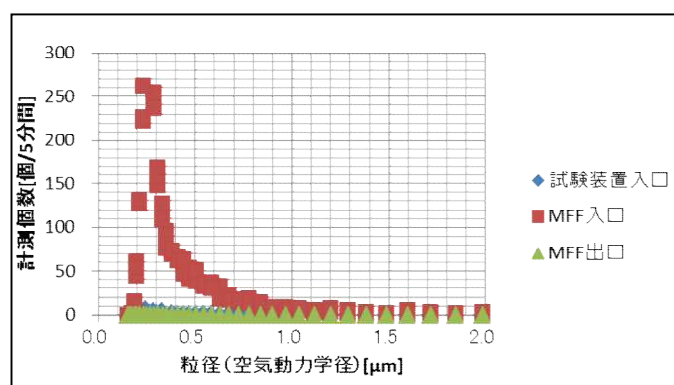
第5図 計測結果（超過流量相当）

全ての流量ケースにおいて、金属フィルタ出口側においては、殆ど粒子が検出されておらず、金属フィルタの液滴除去性能は非常に高いことを確認した。

また、スクラバ水に水溶性のエアロゾルが捕捉されている状態を模擬するため、スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム ( $K_2SO_4$ ) を 0.1wt%溶解した状態で、同様の試験を実施した。なお、試験流量については、最小流量相当と 2Pd 流量相当の 2 ケースにて実施した。



第 6 図 計測結果 (最小流量相当)



第 7 図 計測結果 (2Pd 相当流量)

スクラバ水に水溶性の硫酸カリウム ( $K_2SO_4$ ) を添加した状態においても、金属フィルタ出口側においては、殆ど粒子が検出されないことを確認した。

一方、この試験時に金属フィルタの差圧を計測していたが、試験開始時と終了時において差圧に変化はなかった。(第 2 表参照)

なお、金属フィルタは構造検討段階において、実機と同様の 3 層構造で、実機と同じ材料 ( $\phi 30 \mu m$  のウェブと  $\phi 2 \mu m$  の金属繊維焼結シート) を用いた  $\phi 75mm$ 、高さ 500mm (実機は  $\phi 150mm$ 、高さ 1000mm) の金属フィルタを製作し、その金属フィルタを水没させてから取り出し、すぐに差圧を計測する試験を行っている。この試験においても差圧が即座に回復する構造を見だし、実機の金属フィルタの構造に採用している。そのため、フィルタ装置の金属フィルタは非常に水はけが良く、金属フィルタに水が付着しても、金属フィルタの差圧に関して問題はない。

第2表 フィルタ装置金属フィルタ差圧計測値一覧

スクラバ水の 状態	流量	フィルタ装置金属フィルタ差圧[kPa]	
		試験開始時	試験終了時
水	最小流量相当	0.7	0.7
	1Pd 相当流量	1.9	1.9
	2Pd 相当流量	2.2	2.2
	超過流量相当	2.7	2.7
硫酸カリウム 添加	最小流量相当	0.7	0.7
	2Pd 相当流量	2.2	2.2

## 別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について

### ■ 水スクラバ

水スクラバに捕捉された放射性物質は、以下のメカニズムにより再浮遊する可能性がある。

(水スクラバの放射性物質再浮遊メカニズム)

- ① エントレインメントによる飛沫の浮遊
- ② よう素イオンが放射線照射により無機よう素となり浮遊

このうち①のエントレインメントによる飛沫については、『別紙 1 2 金属フィルタの液滴除去性能について』にて示す通り、水スクラバの後段に設置されている金属フィルタによりベントガスから除去することが可能な構成となっている。そのため、水スクラバより放射性物質を含んだ飛沫が発生したとしても、液滴除去性能を有する金属フィルタによって、放射性物質が環境へ放出されることを防止する設計としている。

また、②のよう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成については、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを、下記の試験にて確認している。スクラバ水の pH は、無機よう素の DF 捕捉性能を維持するため  以上としている。そのため、スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから、放射性照射によるよう素イオンからの無機よう素の生成は生じない。

以上より、水スクラバにて捕捉された放射性物質の環境への放出は生じないと考える。

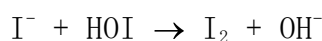
また、フィルタ装置使用後は、スクラバ水を原子炉格納容器に移送することで、放射性物質がフィルタ装置から環境へ放出されるリスクを更に低減する。



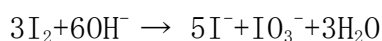
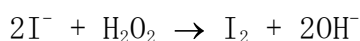
(無機よう素再浮遊試験)

I<sup>-</sup> (よう素イオン) は照射下で酸化種 OH・ラジカルあるいは H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> によって酸化され、I<sub>2</sub> (無機よう素) および HOI, さらに IO<sub>3</sub><sup>-</sup> になる。一方、生成した I<sub>2</sub>, HOI 及び IO<sub>3</sub><sup>-</sup> は還元種 (e<sub>aq</sub><sup>-</sup>, H) との反応によってもとに戻ると同時に、I<sub>2</sub> は加水分解する。I<sub>2</sub>, HOI 及び IO<sub>3</sub><sup>-</sup> は酸化種過剰の場合に応じて溶液内に残留するようになる。

■酸性環境下における反応式



■アルカリ性環境下における反応式



そのため、スクラバ水がアルカリ性に確保されていれば、よう素イオンから生成された無機よう素は、再びよう素イオンに戻るため、スクラバ水から無機よう素が再浮遊することはない。

今回、下記の第1図のに示す試験装置にて、放射線照射環境下におけるよう素イオンの挙動と溶液の pH の影響を確認する試験を実施した。



第1図 照射下よう素イオン挙動確認試験装置図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第1図に示す通り、放射線照射室に置かれた加温容器の中に、CsIを溶解し、pHを調整した後に、高温状態としつつ、空気ポンベによりバブリングを行った状態で放射線を照射する。加温容器からの排気は鉛遮蔽内に設置した空容器、ならびに捕集容器内のように素吸収液を通気することで、排気に含まれるよう素を回収する構成となっている。

試験開始前の加温容器内のように素量と、試験開始後の加温容器内、空容器内、捕集容器内、ならびに配管部のように素量を比較することで、加温容器からのように素の再浮遊の有無を確認した。

加温容器内の初期のよう素量を6.5mg (CsI:  $1 \times 10^{-4}$  [mol/l]), pHを4, 7, 10の3ケース、加温容器の温度を90℃とし、積算放射線量約18[kGy]を照射した後の各部のよう素量を確認した結果、第1表の通りとなった。

第1表 照射下よう素イオン挙動確認試験結果

--

第1表より、アルカリ性であれば、よう素イオンを含む溶液に放射線を照射したとしても、よう素の浮遊は生じないことが確認できた。

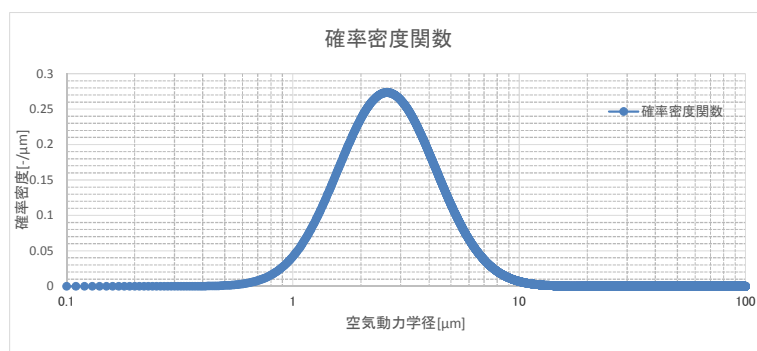
そのため、スクラバ水からのように素イオンの浮遊を防止するため、スクラバ水はアルカリ性に保つ必要がある。

## ■ 金属フィルタ

フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。もしも、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。そのため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

まず、有効性評価シナリオ（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）における、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 9.3kW となる。また、粒子径の分布は第 2 図の通りである。



第 2 図 エアロゾル粒子径分布（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失，D/W ベント）

第 2 図の粒子径分布に対して、『別紙 30 2. 金属フィルタ閉塞』にて示した水スクラバの DF のうち、保守的に最小流量相当の DF 性能線を用いて、(1)式により水スクラバのオーバーオール DF を算出すると、水スクラバの DF は 34 となる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D<sub>p</sub>)は、粒径 D<sub>p</sub> における水スクラバの DF

M(D<sub>p</sub>)は、フィルタ装置に流入する粒径 D<sub>p</sub> のエアロゾルの総質量

そのため、水スクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は

9.3/34=0.28kW となる。

そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、0.28kW に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な5kW に設定する。

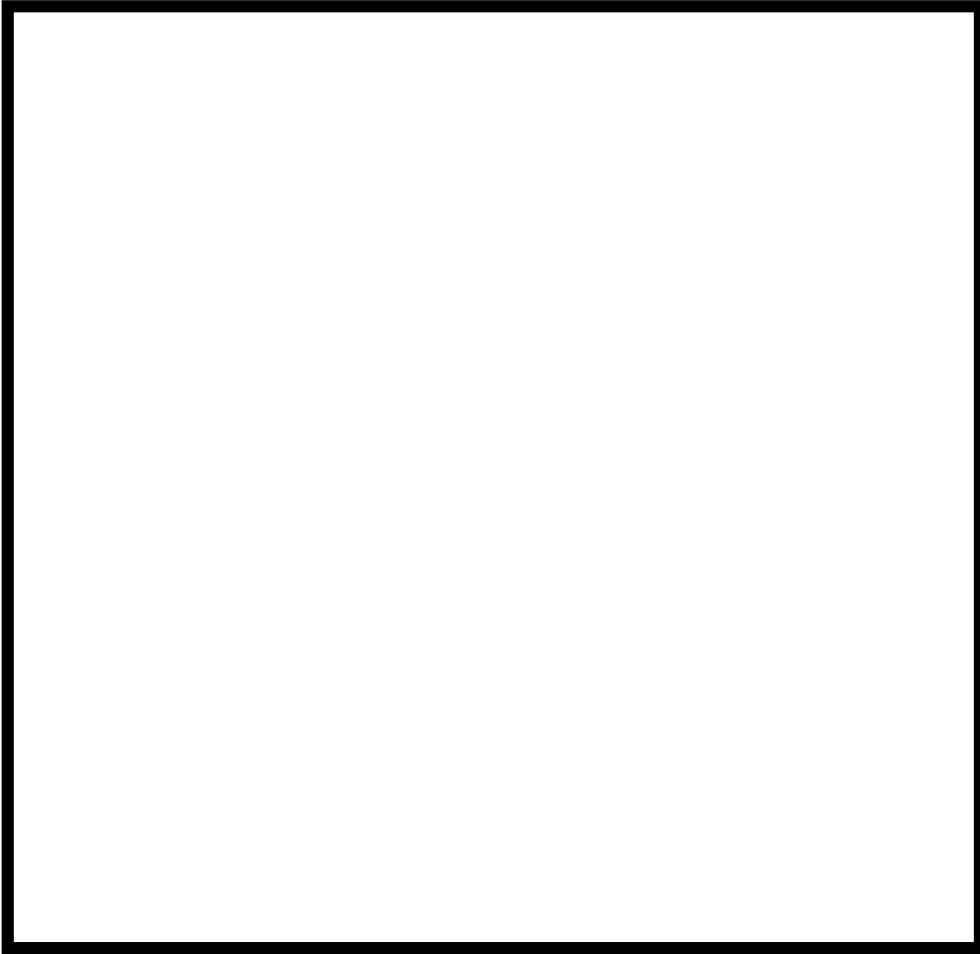
上記の通り、金属フィルタに捕捉される崩壊熱 5kW にて、まず金属フィルタ部の温熱解析を実施する。温熱解析には STAR-CCM+ (ver. 8.04.010) を用いた。なお、STAR-CCM は第 4 表に示す通り、原子力産業にも広く利用されている解析コードである。

なお、フィルタ装置使用後においても、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、金属フィルタ部においてガスの流れは生じるが、ここでは保守的にスクラバ水の給水のタイミングを想定し、スクラバ水の蒸発が発生していない状態の評価を実施した。

【温熱解析条件】

第 2 表 フィルタ装置温熱解析条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ STAR-CCM+ (ver. 8.04.010)
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 乱流モデル：Realizable K-ε</li> <li>・ 状態方程式：理想気体</li> <li>・ 圧縮性：考慮</li> <li>・ 重力：考慮</li> <li>・ 気体の種類：水蒸気</li> <li>・ 定常</li> </ul>
フィルタ装置内圧力	・ 大気圧（フィルタ装置使用後を想定）
フィルタ装置 周囲温度	・ 65℃
スクラバ水沸騰	・ 無し
スクラバ水温度	・ 100℃
フィルタ装置容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 材質：SUS316L</li> <li>・ 厚さ：30mm</li> </ul>
フィルタ装置保温	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 有り</li> <li>・ 材質：ケイ酸カルシウム保温材</li> <li>・ 厚さ：50mm</li> </ul>
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・ 5kW



第3図 解析モデル

第2表の解析条件ならびに第3図の解析モデルにて評価を実施したところ、金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW の場合の金属フィルタ部最高温度は、約 185℃となった。



第4図 解析結果(金属フィルタ捕捉崩壊熱 5kW)

一方、金属フィルタは第5図の通り、小粒径の粒子を捕捉する焼結シートの

前後に、大粒径の粒子やスクラバ水の飛沫を捕捉する金属繊維からなるウェブを設置した構造となっている。



第 5 図 金属フィルタ構造図

第 3 図の解析モデルは焼結シートのみをモデル化したものであり、ウェブについてはモデル化されていない。しかしながら、ウェブは空気を多く含む金属繊維であることから、ある程度の断熱効果があると考えられる。そこで、半径方向 1 次元の定常熱伝導評価式により、ウェブに挟まれた焼結シートの温度評価を実施した。

評価の条件を第 3 表に示す。

第3表 定常熱伝導条件一覧表

項目	条件
評価式	・半径方向1次元 定常熱伝導評価式
金属フィルタ 捕捉崩壊熱	・5kW
金属フィルタ 捕捉部位	・全ての放射性物質が焼結シートに付着しているとする (ウェブには付着していない)
金属フィルタ 周囲温度	・185℃
ウェブ熱伝導率	・保守的に水蒸気の熱伝導率を適用 (ステンレス製のウェブによる熱伝導率を考慮しない) ・水蒸気の熱伝導率は、金属フィルタ周囲温度の値を適用 (温度が低い方が、熱伝導率が小さく保守的であるため) ・0.032W/(m・K) (185℃における水蒸気の熱伝導率)
金属フィルタ 設置本数	・128本
金属フィルタ 表面積	・0.36m <sup>2</sup>

第3表の条件により評価した結果、ウェブに挟まれた焼結シートの温度は、下記の通りとなった。

【ウェブを考慮した場合の焼結シートの温度】

$$\begin{aligned} \text{金属フィルタ発熱量} &= 5 \times 10^3 / 128 \\ &= 39.1 \text{ W} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{金属熱流束 (片面)} &= 39.1 / 2 / 0.36 \\ &= 54.3 \text{ W/m}^2 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{金属フィルタ厚さ方向温度差} &= 54.3 \times 11.45 \times 10^{-3} / 0.032 \\ &= 19.5 \text{ }^\circ\text{C} \end{aligned}$$

$$\text{焼結シート部温度} = 185 + 19.5 = 204.5 \text{ }^\circ\text{C}$$

なお、フィルタ装置使用時に原子炉格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムの融点は約272℃である。そのため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が5kWの場合、金属フィルタ焼結シートの温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊する恐れはない。

よって、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオのD/Wベントを考慮したとしても、金属フィルタに捕捉された放射性物質の再浮遊は生じないと考える。

第4表 STAR-CCM+ , STAR-CD の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JAEA	STAR-CD	水銀ターゲットの熱流動設計(流体の核発熱及び伝熱を考慮した水銀および重水の熱流体解析)	<a href="http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2008-033.pdf">http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2008-033.pdf</a>
2	三菱 FBR システムズ	STAR-CD	過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発(「もんじゅ」実証炉内、冷却系統の自然循環除熱の検討)	<a href="http://www.jst.go.jp/nrd/result/h21/p02.html">http://www.jst.go.jp/nrd/result/h21/p02.html</a>
3	三菱 FBR システムズ	STAR-CD	非定常流動解析に基づいた流動構造連成解析手法の開発	<a href="http://www.mfbr.co.jp/contents/0700.html">http://www.mfbr.co.jp/contents/0700.html</a>
4	JAEA	STAR-CD	照射集合体伝熱解析(高速炉「常陽」内の照射集合体伝熱分布の評価)	
5	東京電力	STAR-CD	東通 ドライウェルスプレイ作動中の原子炉格納容器内流動解析	<a href="http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/3/1/004/04-05.pdf">http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/3/1/004/04-05.pdf</a>
6	AREVA	STAR-CCM+	PWR 集合体のスぺーサグリッド周辺評価(蒸気バブルのふるまい評価)	<a href="http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou_2012_48-1.pdf">http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou_2012_48-1.pdf</a>
7	JAEA	STAR-CCM+	気体軸受液体水素ポンプのスラスト軸受性能評価解析及び気柱管内の熱音響振動解析コードの開発(スラスト軸受の浮上量評価)	<a href="http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2012-042.pdf">http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2012-042.pdf</a>
8	電力中央研究所	STAR-CCM+	発電プラントの配管減肉現象の予測手法開発における STAR-CCM+の適用(流れ加速型腐食の原因の1つである乱流エネルギーの検討)	<a href="http://www.idaj.co.jp/ccsc2011/lecture/star_b13.html">http://www.idaj.co.jp/ccsc2011/lecture/star_b13.html</a>
9	JAEA	STAR-CCM+	冷中性子源装置の減速材容器内沸騰解析(減速材容器の受熱による減速材(液体水素)の沸騰挙動様相の解析)	
10	JNES	STAR-CCM+	汎用数値流動解析コードを用いた高速増殖炉におけるナトリウム-水反応解析手法の整備	<a href="http://www.jnes.go.jp/content/000119050.pdf">http://www.jnes.go.jp/content/000119050.pdf</a>
11	エネルギー総合工学研究所	STAR-CCM+	福島第一原子力発電所の圧力抑制プール内における蒸気凝縮の二相流解析	<a href="http://www2.cd-adapco.com/1/14592/2013-11-05/5smk3">http://www2.cd-adapco.com/1/14592/2013-11-05/5smk3</a>



## 別紙 14 水スクラバにて考慮する荷重と評価結果

フィルタ装置の水スクラバにおいては、ベント開始時にスクラバ配管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、フィルタ装置の内部構造物に大きな荷重がかかる。そこで、このクリアリング荷重によるフィルタ装置内部構造物に発生する応力を評価した。なお、保守的に地震荷重（基準地震動  $S_s$ ）ならびに自重による荷重も組み合わせて評価を実施した。

### (1) クリアリング荷重の評価

クリアリング荷重を評価するため、まずスクラバノズルからの水の噴射速度を算出する。ダルシー・ワイスバッハの式より、スクラバノズルからの水の噴射速度は以下のように算出できる。

$$P_i = P_o + \left( \frac{\zeta + 1}{2} \right) \rho v^2 \quad (1)$$

$$\Delta P = P_i - P_o \quad (2)$$

$$\begin{aligned} v_1 &= \left( \frac{2\Delta P}{\rho(\zeta + 1)} \right)^{0.5} \\ &= \left( 2 \times \frac{(0.72 \times 10^6 - 0.10 \times 10^6)}{1000 \times (3.05 + 1)} \right)^{0.5} \\ &= 17.5 [\text{m/s}] \end{aligned} \quad (3)$$

ここで、 $P_i$ 、 $P_o$ 、 $\rho$ 、 $\zeta$ は、以下の通り設定した。

■  $P_i = 0.72 \text{MPa (abs)}$

$P_i$ はベント開始時のスクラバ配管内の圧力であり、保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である  $0.72 \text{MPa (abs)}$  とする。実際は、原子炉格納容器からフィルタ装置に至る配管の圧力損失により、スクラバ配管内の圧力は原子炉格納容器の圧力以下となる。

■  $P_o = 0.01 \text{MPa (abs)}$

$P_o$ は噴射直後の圧力であり、保守的に大気圧である  $0.10 \text{MPa (abs)}$  とする。実際は、スクラバ水の水頭圧力が作用するため、大気圧以上となる。

■  $\rho = 1000 \text{kg/m}^3$

$\rho$ は水の密度であり、 $1000 \text{kg/m}^3$  とする。

■  $\zeta = 3.05$

$\zeta$ は圧力損失係数の総和であり、保守的にスクラバ配管から一番近いノズルまでの配管の圧力損失係数とする。

また、噴射速度から、力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重  $F$  を算出した。

$$F\Delta t = mv \quad (4)$$

$$\frac{m}{\Delta t} = \rho Av \quad (5)$$

$$\begin{aligned} F &= \frac{m}{\Delta t} \times v = \rho Av^2 \\ &= 1000 \times \left( \pi \times \left( \frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6} \right) \times 17.5^2 \\ &= 42092[\text{N}] \end{aligned} \quad (6)$$

ここで、スクラバノズルの断面積  $A$  は、一つのノズルに  $\phi 5\text{mm}$  の穴が 50 個設置されており、スクラバノズルは全部で 140 本設置されていることから、(6)式の通り算出される。

よって、スクラバノズル 1 本当たりの荷重は以下の通りとなる。

$$(F/g)/140 = m = 30.7[\text{kg}] \quad (7)$$

また、スクラバ配管の 400A エンドキャップにかかるクリアリング荷重について評価する。

まず、400A 配管の水の流速を求める。400A 配管の流速は、スクラバノズルの断面積比より、以下の通り算出することができる。

$$\begin{aligned} v_2 &= \left( \frac{2\Delta P}{\rho(\zeta+1)} \right)^{0.5} \times \frac{A_{scrubber}}{A_{400A}} \\ &= \left( \frac{2\Delta P}{\rho(\zeta+1)} \right)^{0.5} \times \left( \frac{\pi \times \left( \frac{5}{2} \right)^2 \times 50 \times 140 \times 10^{-6}}{\pi \times \left( \frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6}} \right) \\ &= 21.1[\text{m/s}] \end{aligned} \quad (8)$$

また、噴射速度から、力積の式を用いてスクラバノズルにおける荷重  $F$  を算出した。

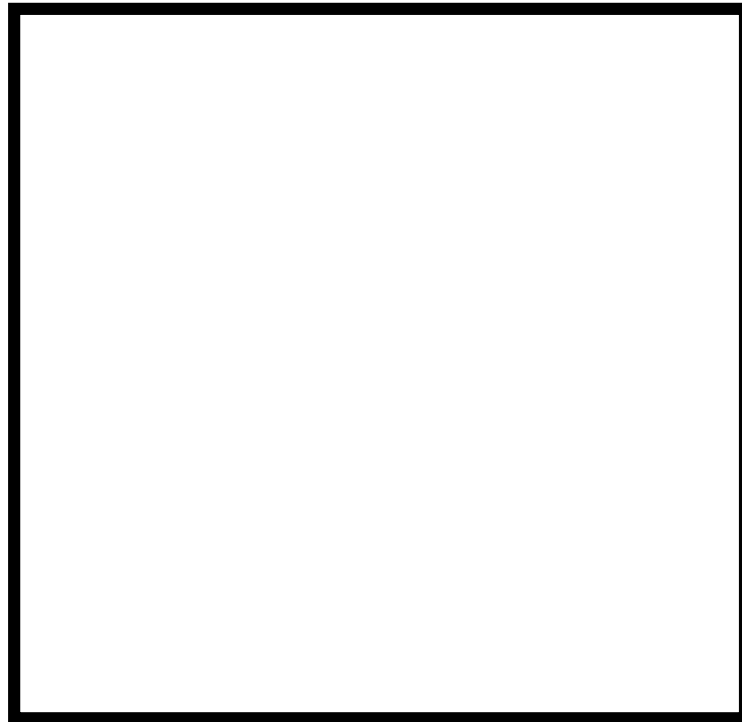
$$\begin{aligned}
 F &= \frac{m}{\Delta t} \times v = \rho A v^2 \\
 &= 1000 \times \left( \pi \times \left( \frac{381}{2} \right)^2 \times 1 \times 10^{-6} \right) \times 21.1^2 \\
 &= 50744 [\text{N}]
 \end{aligned}
 \tag{9}$$

よって、400A 配管エンドキャップに加わる荷重は以下の通りとなる。

$$F/g = m = 5.17 [\text{t}] \tag{10}$$

(2) フィルタ装置内部構造物応力評価

フィルタ装置の FEM モデル (第 1 図) を作成し、式(7)(10)で算出されたクリアリング荷重、ならびに基準地震動  $S_s$  による地震荷重を負荷し、各部に発生する応力を算出した。応力の評価には、汎用構造解析コード FINAS v21.0 を用いた。また、健全性評価に当たり、許容応力は第 1 表に示す供用状態 D の値を用いた。



第 1 図 フィルタ装置 FEM 解析モデル

第 1 表 許容応力一覧

評価対象	曲げ [MPa]	引張 [MPa]	せん断 [MPa]	配管 [MPa]
スクラバ配管	—	—	—	240
支持構造物 (U ボルトを含む)	220	162	93	—

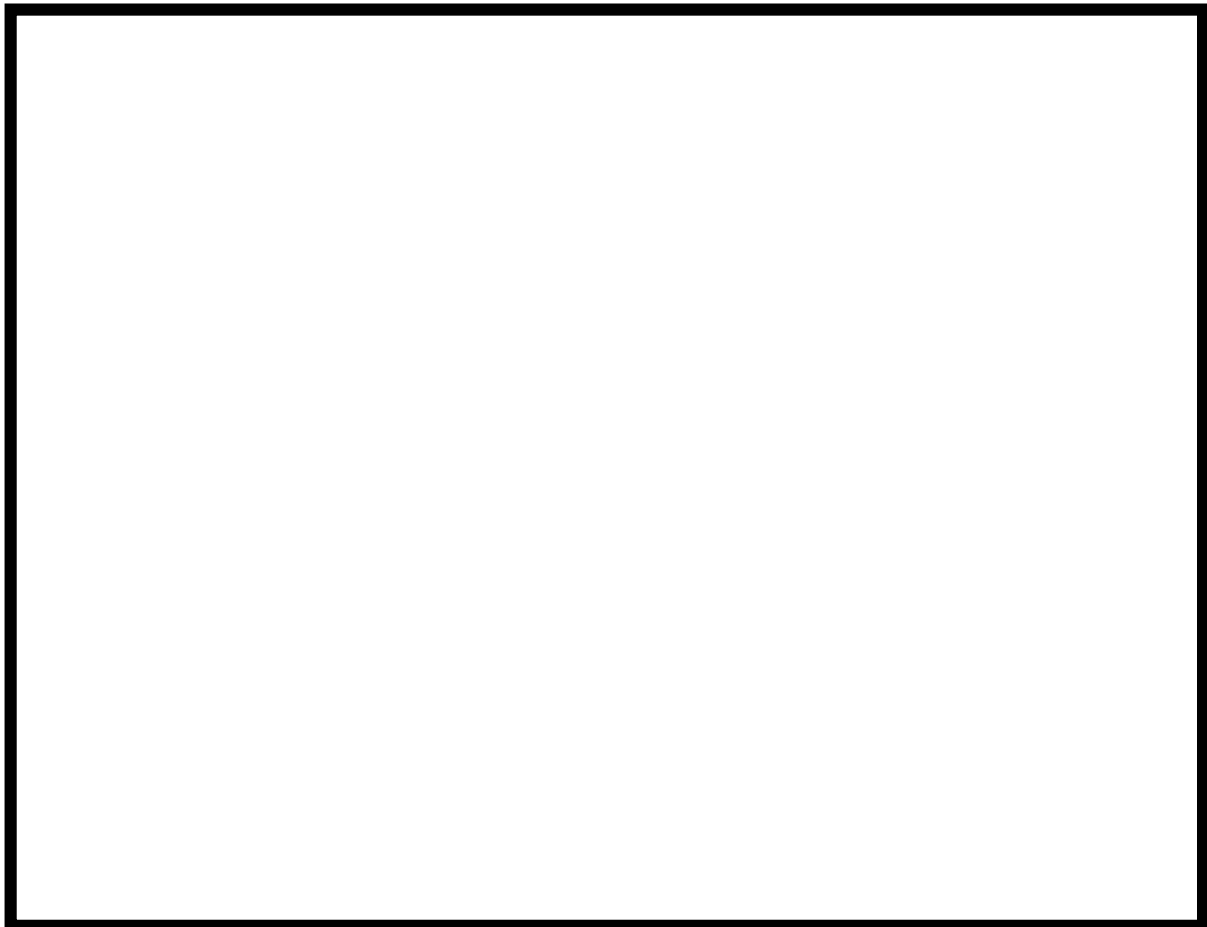
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

以上の条件のもと評価を実施したところ、第2表ならびに第3表の通りとなり、発生応力が許容応力以下となっていることを確認した。そのため、フィルタ装置内部構造物は、クリアリング荷重・地震荷重・自重による荷重が重畳した場合においても、健全性を確保することが可能である。

第2表 評価結果一覧表①

識別番号	部位名称		断面係数 Z [mm <sup>3</sup> ]	Uボルト断面積 [mm <sup>2</sup> ]	内圧 [MPa]	$\sigma$ (自重) [MPa]	$\sigma$ (水の噴出反力) [MPa]	$\sigma$ (耐震) [MPa]	ボルト本数	$\sigma$ (合計) [MPa]	許容値 [MPa]	裕度	判定
1	400A配管	テーパー	1.50E+06	-	0	7	28	146.62	-	181	240	1.3	○
2		直管部(Sch 160)	3.88E+06	-	0	0.35	0.24	12.49	-	14	240	17.1	○
3		直管部(Sch 40)	1.50E+06	-	0	0.28	0.07	7.62	-	8	240	30.0	○
4		エルボ	1.50E+06	-	0	1.15	0.36	20.06	-	22	240	10.9	○
5	200A配管	テーパー	2.69E+05	-	0	8.07	15.79	36.36	-	61	240	3.9	○
6		直管部	2.69E+05	-	0	2.69	5.54	7.74	-	16	240	15.0	○
7	100A配管	直管部	-	-	0	3.69	7.40	3.02	-	15	240	16.0	○
8		エルボ	5.25E+04	-	0	0.00	0.00	12.55	2	7	152	23.1	○
9	UボルトM16 (100A配管用)	引張方向	-	1.57E+02	-	0.00	0.00	21.41	2	12	93	7.7	○
10	UボルトM20 (200A配管用)	せん断方向	-	1.57E+02	-	0.19	1.55	21.41	2	12	93	7.7	○
11		引張方向	-	2.45E+02	-	0.00	0.00	100.04	1	101	162	1.6	○
		せん断方向	-	2.45E+02	-	0.00	0.00	35.59	1	36	93	2.5	○

※発生応力の内圧、 $\sigma$ (自重)、 $\sigma$ (水の噴出反力)、 $\sigma$ (耐震)は小数点以下第1位で四捨五入、発生応力の $\sigma$ (合計)は小数点以下第1位で切上げ、許容値は小数点以下第1位で切捨て、裕度は小数点以下第2位で切捨てを実施。これらはすべての評価が完了後に実施している。



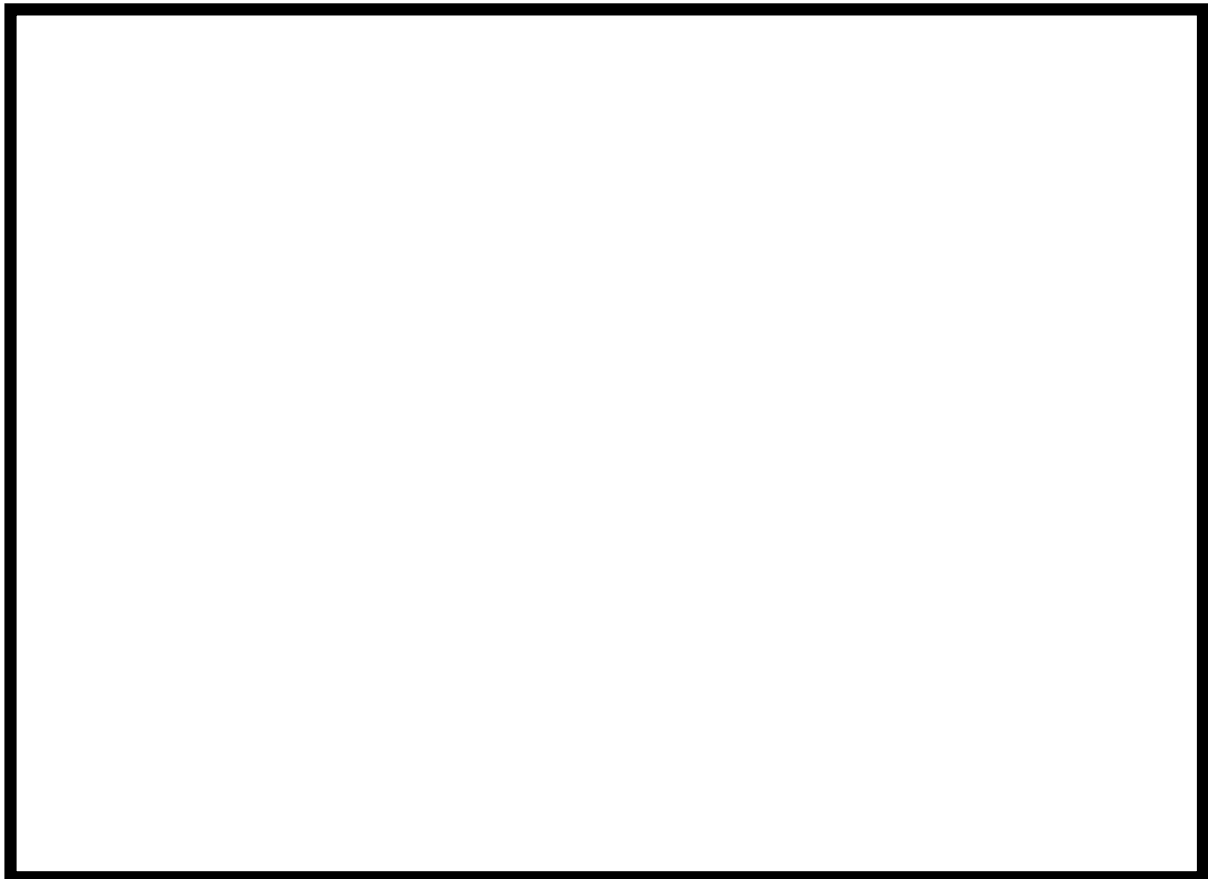
第2図 応力発生点①

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 3 表 評価結果一覧表②

	部位名称	X (MPa)	Y (MPa)	Z (MPa)	M (MPa)	合計 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度	判定	
1	入口サポート	引張	7	-	-	-	8	162	20.2	○
2		せん断	-	5	3	-	9	93	10.3	○
3	スクラバ配管サポート H鋼	曲げ	-	-	-	39	39	220	5.6	○
4		引張	2	-	-	-	2	162	81.0	○
5	スクラバ配管サポート C鋼	せん断	-	3	0	-	3	93	31.0	○
6		曲げ	-	-	-	22	23	220	9.5	○
7	スクラバ配管サポート 支持柱	引張	1	-	-	-	2	162	81.0	○
8		せん断	-	7	0	-	7	93	13.2	○
9	スクラバ配管サポート 支持柱	曲げ	-	-	-	42	42	220	5.2	○
10		引張	5	-	-	-	6	162	27.0	○
11	スクラバ配管サポート 支持柱	せん断	-	2	2	-	5	93	18.6	○
12		曲げ	-	-	-	5	6	220	36.6	○

※発生応力の X, Y, Z, M は小数点以下第 1 位で四捨五入, 発生応力の合計は小数点以下第 1 位で切上げ, 許容値は小終点以下第 1 位で切捨て, 裕度は小数点以下第 2 位で切捨てを実施している。なお, これらはすべての評価が完了後に実施している。



第 3 図 応力発生点②

第4表 FINAS の原子力産業における使用実績

No	企業	使用ツール	概要	備考
1	JNES	FINAS	BWR 炉内構造物耐震実証試験体解析	<a href="https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000007949.pdf">https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-library/seika/000007949.pdf</a>
2	JNES	FINAS	もんじゅ IHX ベローズの弾塑性大変形クリープ解析	<a href="https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000126973.pdf">https://www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000126973.pdf</a>
3	JAEA	FINAS	もんじゅ 炉心構成要素の群振動解析	<a href="http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/107/4/2/014/14-3-5.pdf">http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/107/4/2/014/14-3-5.pdf</a>
4	JAEA	FINAS	もんじゅ 原子炉容器及び炉内構造物の鉛直方向振動解析	<a href="http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai58kai/no1-3.pdf">http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai58kai/no1-3.pdf</a>
5	JAEA	FINAS Ver.18	再処理施設 ラグ支持貯槽の地震動による時刻歴応答解析	<a href="http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2011-006.pdf">http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2011-006.pdf</a>
6	PNC	FINAS Ver.10	FBR 原子炉容器モデルのスロッシング解析	<a href="http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/PNC-TN9410-87-125.pdf">http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/PNC-TN9410-87-125.pdf</a>
7	JANTI SANE 委員会	FINAS Ver.18	柏崎刈羽原子力発電所 No.3 ろ過水タンクおよび7号機軽油タンクの地震動による時刻歴応答解析	<a href="http://www.gengikyo.jp/archive/pdf/JANTI-SANE-02.pdf">http://www.gengikyo.jp/archive/pdf/JANTI-SANE-02.pdf</a>
8	東京電力	FINAS Ver.20.1	福島第一 汚染水処理設備 円筒型タンク(1000m <sup>3</sup> 容量)の基準地震動S <sub>s</sub> に対する耐震性評価	<a href="http://www.tepco.co.jp/cc/prests/betu14/j/images/140409j0103.pdf">http://www.tepco.co.jp/cc/prests/betu14/j/images/140409j0103.pdf</a>
9	九州電力	FINAS	川内原子力発電所2号機 燃料取替用水タンクおよび復水タンクの耐震バックチェック評価	<a href="https://www.nsr.go.jp/archive/nisa/stresstest/files/kaitou15-4.pdf">https://www.nsr.go.jp/archive/nisa/stresstest/files/kaitou15-4.pdf</a>
10	三菱原子燃料 関西電力	FINAS	大飯発電所第1,2号機 燃料体の強度計算に用いる炉心支持構造物の地震応答解析(基準地震動S <sub>s</sub> )	<a href="http://www.nsr.go.jp/data/000031724.pdf">http://www.nsr.go.jp/data/000031724.pdf</a>
11	三菱重工	FINAS	FBR 実用化炉 ポンプ組込型 IHX の振動解析	<a href="https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/434/434045.pdf">https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/434/434045.pdf</a>
12	海洋技術安全 研究所	FINAS	原子力プラント機器の高経年化と熱流動挙動に関する研究 流路内円管列の流力弾性振動解析	<a href="https://www.nmri.go.jp/main/publications/paper/pdf/21/05/02/PNM21050201-00.pdf">https://www.nmri.go.jp/main/publications/paper/pdf/21/05/02/PNM21050201-00.pdf</a>
13	原子力発電環 境整備機構	FINAS Ver.12	最終処分施設の処分場の設計 廃棄体定置後のニアフィールドにおける温度解析	<a href="https://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr0401pdf/TR0401-04c4.pdf">https://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr0401pdf/TR0401-04c4.pdf</a>



別紙 15 よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について

■ 放射線照射による再浮遊

よう素フィルタの銀ゼオライトに捕捉されたよう素は、捕捉した放射性核種による放射線の照射を受ける。ここで、一旦銀ゼオライトに捕獲されたよう素が放射線照射下において安定的に保持できるのかを確認するため、有機よう素を吸着した銀ゼオライトに対して放射線を照射したものと、放射線を照射していないものとを比較し、放射線照射によるよう素の離脱の有無の確認を行った。

まず、よう素フィルタの銀ゼオライトが吸収する放射線量について、以下の第1表の条件にて評価を行った。

第1表 銀ゼオライト吸収放射線量評価条件

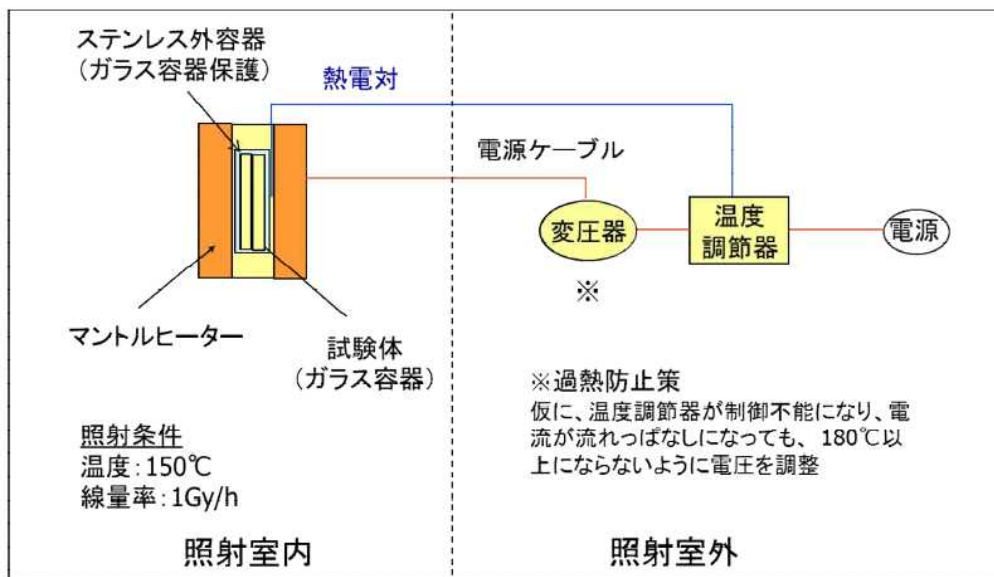
項目	条件
対象プラント	・ ABWR
事故シナリオ	・ シナリオレス（圧力容器から原子炉格納容器内に CsI が 100% 放出すると想定）
原子炉格納容器 pH 制御	・ 原子炉格納容器の pH 制御は無し
ベントタイミング	・ 出力停止後 1 時間後（線量を保守的に算定するための仮定）
対象線源	・ よう素フィルタに蓄積したよう素（有機よう素、無機よう素）及びよう素が崩壊して生成したキセノン。放射線としてはガンマ線及びベータ線を考慮
原子炉格納容器外への放出割合	・ 有機よう素=0.04, 無機よう素=0.91×0.5（原子炉格納容器への沈着）×0.01（スプレイによる除去）×0.1（S/Cでの除去） ・ D/W ベントの場合も、無機よう素は少なくとも一度は S/C スクラビングを受けるものと考えられるため、S/Cでの除去も考慮する
フィルタ装置の DF	・ 無機よう素, 有機よう素=1（除去されない）
よう素フィルタの DF	・ 無機よう素, 有機よう素=∞（全て除去される）
線源分布	・ よう素フィルタの吸着材全体に均一に吸着されると想定
評価時間	・ 10 万時間（積算値がほぼ変化しなくなるまでの時間）
評価方針	・ ORIGEN2 コードにてよう素フィルタに蓄積したよう素, キセノンの放出エネルギー（崩壊熱）の時間変化を評価し、この放出エネルギーが全量よう素フィルタに充填される銀ゼオライト全量で 100% 吸収されたとして、吸収線量を評価（系外への漏えい無し）

第1表の条件にて、よう素フィルタに充填される銀ゼオライトに吸収される累積放射線量を評価したところ、銀ゼオライト 1g 当たり 20kGy との結果となった。

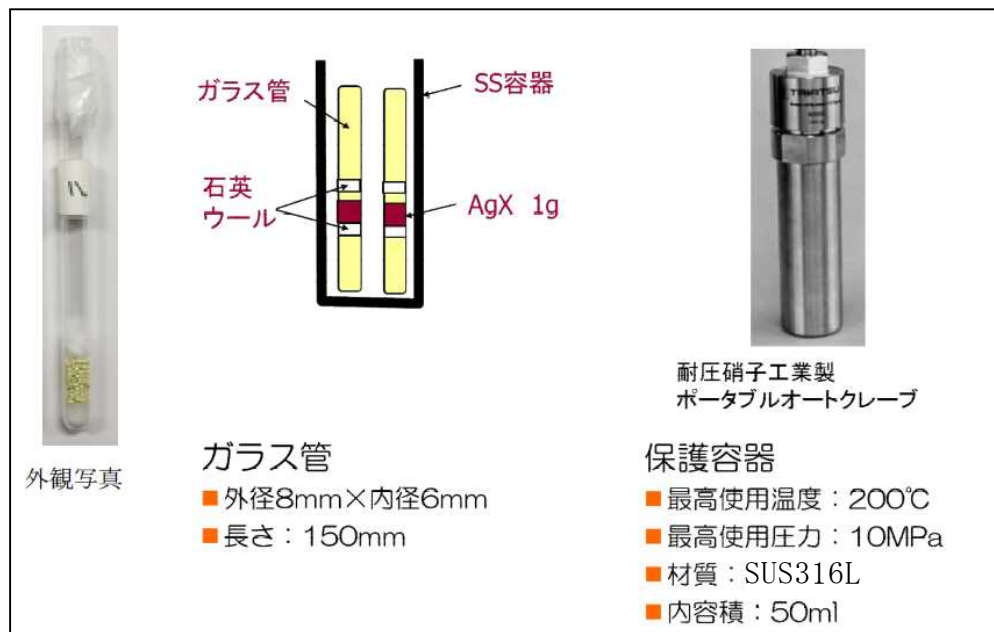
上記の評価結果を踏まえ、第2表の条件にて銀ゼオライトの放射線照射試験を実施した。また、試験設備の概略構成図を第1図に示す。

第2表 銀ゼオライト放射線照射試験条件

項目	条件
供試体	<ul style="list-style-type: none"> <li>有機よう素吸着済みの銀ゼオライト (1 サンプル 1 g)</li> <li>有機よう素を性能破過するまで吸着した</li> </ul>
照射線量	<ul style="list-style-type: none"> <li>累積照射線量: 4.1kGy, 18.9kGy, 28.4kGy</li> <li>照射線量率: 1.02Gy/h, 1.05Gy/h, 1.08Gy/h</li> </ul>
試験温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>150℃</li> </ul>
分析装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>SEM/EDX</li> </ul>

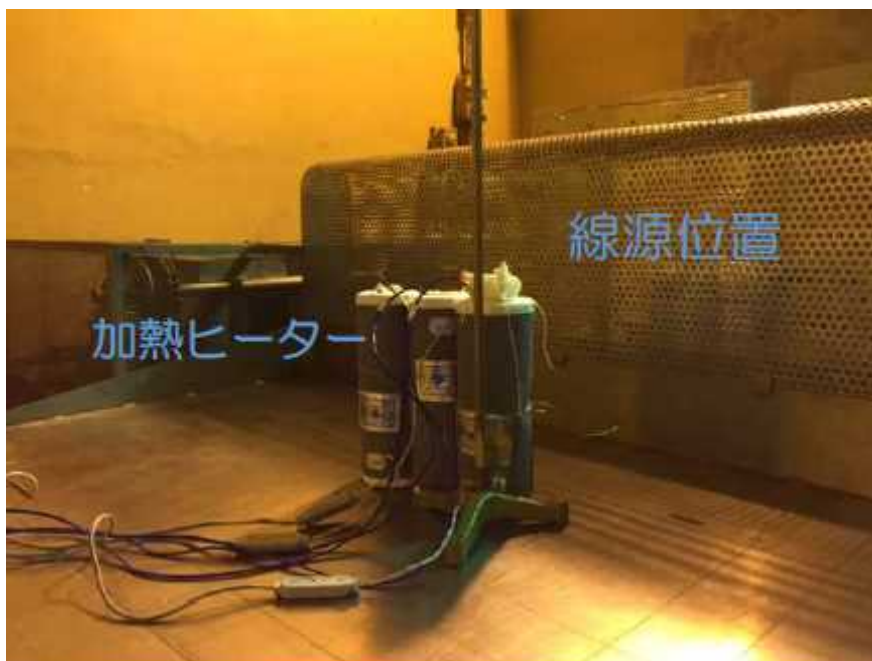


第1図 試験設備概略構成図



第2図 試験サンプル, 保護容器





第3図 放射線照射設備

第2表の条件にて、有機よう素吸着済みの銀ゼオライトに放射線を照射したものと、放射線を照射していないものに対して成分分析を実施したところ、第3表の通りとなった。また、放射線照射量とよう素・銀の濃度比の関係は第4図の通りとなった。これらの結果より、放射線照射の有無、累積放射線量の大きさに関わらず、よう素と銀の濃度比はほぼ一定であった。そのため、放射線照射により、銀ゼオライトに捕捉されたよう素の再揮発は生じないと考えられる。

第3表 成分分析結果

--

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

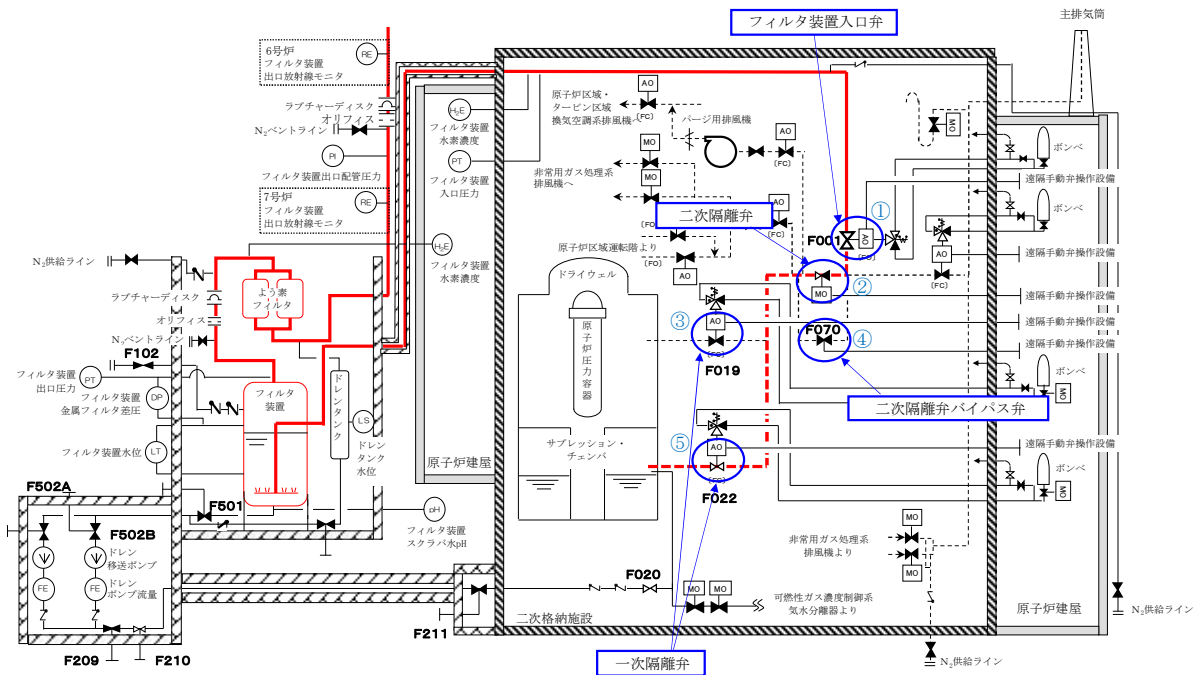


第4図 累積放射線量とよう素・銀濃度比の関係

別紙 16 格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方

格納容器圧力逃がし装置を使用するためには、第1図に示す通り、一次隔離弁、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁の合計3つの弁が「開」となる必要がある。一次隔離弁とフィルタ装置入口弁には空気駆動弁（AO弁）、二次隔離弁には電動駆動弁（MO弁）を選定している。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態（NC（通常状態「閉」；Normal Close）、NO（通常時「開」；Normal Open）、FC（電源喪失時「閉」；Failure Close）、FO（電源喪失時「開」；Failure Open））及び採用理由について第1表に示す。

一方、二次隔離弁については、単一故障により格納容器圧力逃がし装置、ならびに耐圧強化ベントともに機能を喪失し、格納容器ベントが実施できなくなる。そのため、原子炉格納容器減圧機能の信頼性を向上されるため、二次隔離弁をバイパスする二次隔離弁バイパス弁を設置する。なお、二次隔離弁バイパス弁は手動駆動弁（HO弁）とする。



第1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と主要弁

第1表 格納容器圧力逃がし装置 弁選定理由

No.	弁名称	駆動方式 弁の状態		選定理由
① ②	一次隔離弁 (ドライウエル側, サプレッション・チェンバ側)	空気 駆動	NC FC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 原子炉格納容器隔離機能の信頼性を高めるためには、FC 動作の空気駆動弁が望ましいこと</li> <li>■ 全開・全閉の運用であること</li> <li>■ 重大事故等時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図ること (弁駆動空気系の改造により、全電源が喪失した状態においても、二次格納施設外よりポンベの空気を弁駆動部へ供給することにより開操作が可能。労力が非常に小さい)</li> <li>■ 遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作も可能であること</li> </ul>
③	二次隔離弁	電動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 開度調整が必要であること</li> <li>■ 遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること</li> </ul>
④	フィルタ装置入口弁	空気 駆動	NO FO	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 格納容器圧力逃がし装置の機能信頼性を高めるためには、FO 動作の空気駆動弁が望ましいこと</li> <li>■ 全開・全閉の運用であること</li> <li>■ 重大事故等時の作業員の弁操作に関する労力の低減を図ること (弁駆動空気系の改造により、全電源が喪失した状態においても、二次格納施設外よりポンベの空気を弁駆動部へ供給することにより閉操作が可能。労力が非常に小さい)</li> <li>■ 遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること</li> </ul>
⑤	二次隔離弁バイパス弁	手動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 開度調整が必要であること</li> <li>■ 駆動部の構造が非常にシンプルであり、信頼性が高いこと</li> <li>■ 遠隔手動弁操作設備により、二次格納施設外からの人力操作が可能であること</li> </ul>

一方、格納容器圧力逃がし装置（FCVS）を設置している諸外国の弁構成を以下に例示する。

#### 【フィンランド】

フィンランド BWR プラントに設置されている FCVS 系統の概略系統図を第 2 図に示す。V1 と V20 はラプチャーディスクである。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。D/W 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、原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し、V1 と V20 のラプチャーディスクが開放すれば、D/W 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 2 図 概略系統図（フィンランド BWR プラント）

#### 【ドイツ】

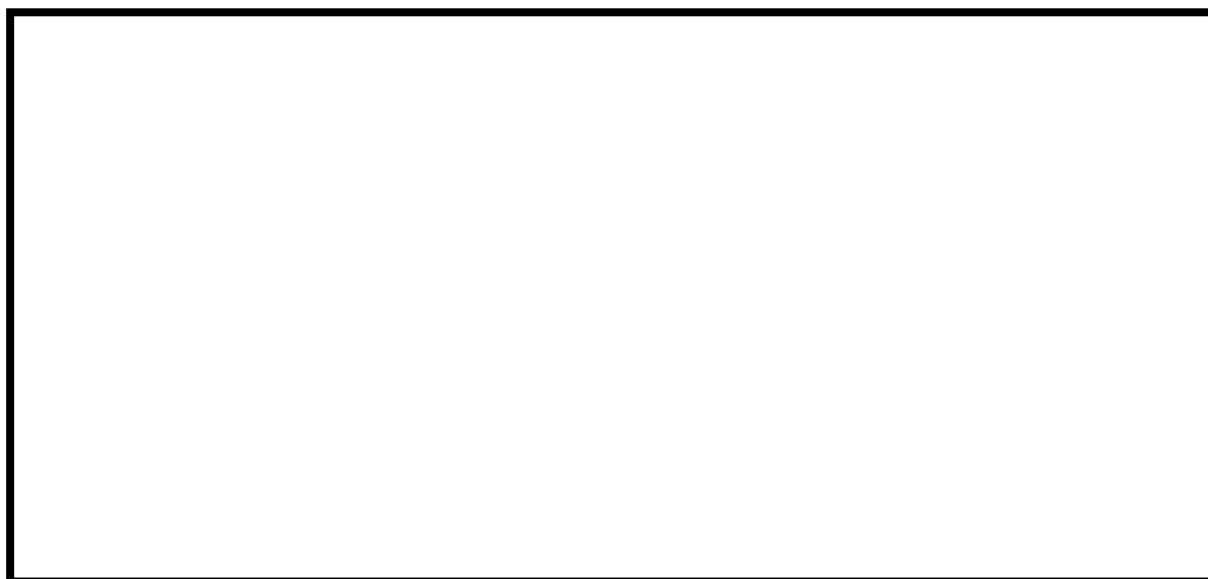
ドイツの BWR プラントに設置されている FCVS 系統の概略系統図を第 3 図に示す。FCVS 系統は、2 ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、原子炉格納容器隔離のための電動弁が 2 つと、ユニット間の切り替えのための電動弁が 1 つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている（FCVS 使用後にフィルタ装置内の水蒸気が凝縮し、フィルタ装置内圧力が負圧となった場合に、スタックから空気を吸い込むことがないように設置されているものと考えられる）。



第3図 概略系統図（ドイツ BWR プラント）

【スイス】

スイスの BWR プラントに設置されている FCVS 系統の概略系統図を第4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、原子炉格納容器から1つめの弁は通常時「開」、2つめの弁は通常時「閉」となっている。また、2つめ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ラプチャーディスクが設置されている。そのため、操作員が2つめの弁の「開」操作を実施しなくても、原子炉格納容器圧力が規定の値まで上昇し、ラプチャーディスクが開放すれば、格納容器ベントは自動的に開始される。



第4図 概略系統図（スイス BWR プラント）

フィンランドならびにスイスのプラントでは、ラプチャーディスクにより格納容器ベントの開始に際して人的介在が不要な弁構成となっている。一方、柏崎刈羽 6/7 号炉は格納容器ベントを実施する際は、必ず操作員による弁操作が必要な構成としている。これは、格納容器ベントのタイミングは、あくまでも人間が決めるべきであるという設計思想によるものである。ただし、弁操作を実施しないと格納容器ベントができないことから、弁は事故時に確実に操作できることが要求される。そのため、空気駆動弁には、遠隔手動弁操作設備による人力操作機構とポンペによる駆動機構を二次格納施設外に設置し、電動駆動弁についても遠隔手動弁操作設備による人力操作機構を二次格納容器外に設置している。また、電動駆動弁（二次隔離弁）が単一故障した場合に備え、それをバイパスする手動駆動弁を設置し、弁操作に対する信頼性の向上を図った構成としている。

また、ドイツのプラントでは、フィルタ装置の下流側に逆止弁が設置されているが、柏崎刈羽 6/7 号炉には設置していない。これは、逆止弁の固着等により、格納容器ベントの実施が阻害されるのを防止するためである。しかしながら、ベント実施後には格納容器圧力逃がし装置内が負圧となり、排気口から空気を吸い込む可能性がある。そのため、格納容器ベント実施後には、可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置の窒素パージを実施することとしている。

以上より、諸外国のプラントと柏崎刈羽 6/7 号炉では、格納容器圧力逃がし装置の弁構成が異なるが、これは設計思想の違いであり、諸外国の懸念事項に対して、柏崎刈羽 6/7 号炉の弁構成であったとしても対策は施せていると考えている。

別紙 17 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離

格納容器圧力逃がし装置は、既設の不活性ガス系と耐圧強化ベントのラインよりフィルタ装置にベントガスを導くが、他の系統・機器とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている。それぞれの系統における隔離弁の駆動方式等を第 1 表に整理する。各弁の構成については、第 1 図に示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

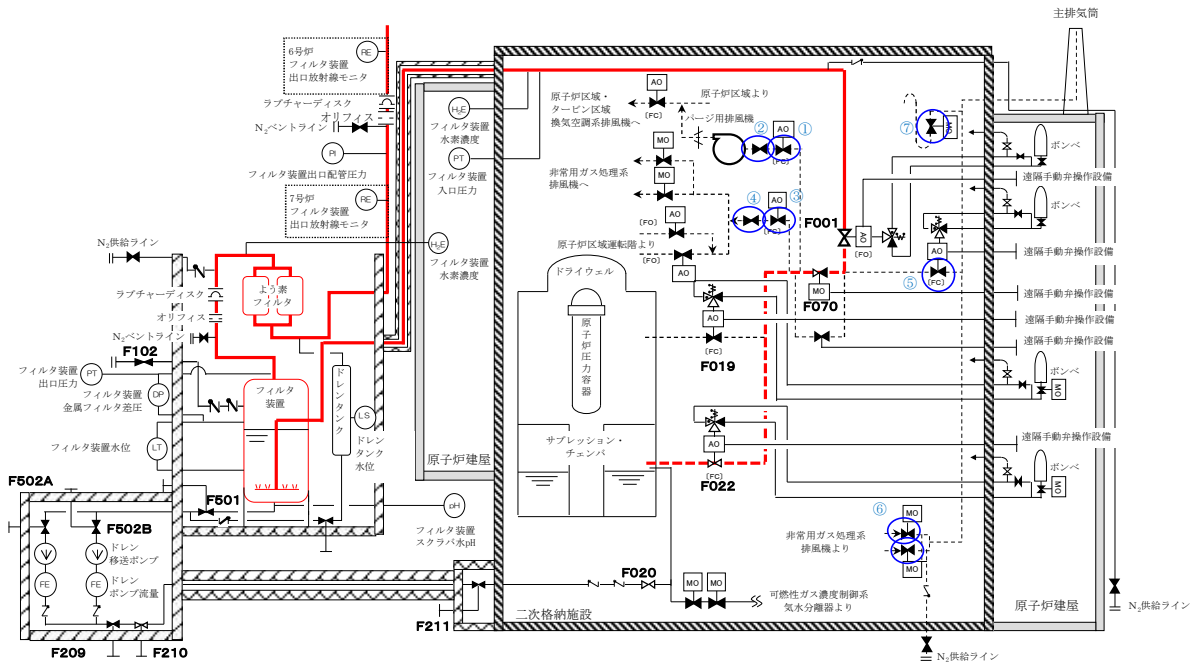
系統名称	系統の隔離弁				採用理由
	一次隔離弁		二次隔離弁		
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	手動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</li> <li>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から、手動駆動弁を新設する。</li> </ul>
非常用ガス処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	手動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</li> <li>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から、手動駆動弁を新設する。</li> </ul>
耐圧強化ベント ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	電動 駆動	NC	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</li> <li>■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁） 電動駆動弁が採用されている。</li> </ul>
			電動 駆動	NO	

①～⑥の弁については、系統作動時の圧損を減らすよう考慮してバタフライ弁としており、弁座シール材には EP ゴムを用いている。

弁座シール材に EP ゴムを用いたバタフライ弁においては、格納容器一次隔離弁が晒される環境を模した条件にてシール機能確認試験を実施しており、閉じこめ機能は確保可能であることを確認している。（小型弁試験装置により、EP ゴム弁座シールのバタフライ弁を 0.3MGy の累積放射線量を照射し、PCV 設計圧力の 2 倍の圧力・200℃の蒸気暴露環境に 168 時間晒した状態において、シール機能の健全性を確認する試験を実施）

一方、⑦については、玉型弁としており、弁座シールはメタルタッチである。そのため、放射線照射に対してシール機能を確保可能である。





第1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

## 別紙 18 圧損計算の詳細

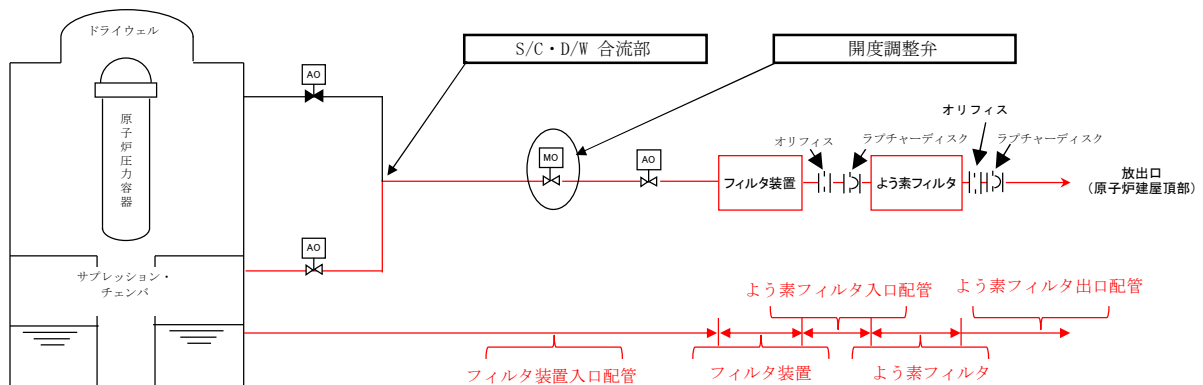
### 1 原子炉格納容器圧力毎の圧力損失

#### 1.1 圧力損失・流量の評価

格納容器圧力逃がし装置を流れるガスの流量は、原子炉格納容器の圧力に依存し変化する。格納容器圧力逃がし装置使用時、格納容器圧力逃がし装置には原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量に応じた流量のガスを通気し、原子炉格納容器圧力はその流量に応じた圧力にて静定する。

原子炉格納容器圧力が 2Pd (620kPa [gage]), 1Pd (310kPa [gage]) の際のガスの流量、各部の圧力損失、ならびに事故発生 1 週間後および 1 ヶ月後に発生する水蒸気量を通気する際の原子炉格納容器圧力、各部の圧力損失を第 1.1-1, 2 表に示す。なお、二次隔離弁 (MO 弁) については、ベント時は調整開度にて運用することとしている。そのため、二次隔離弁の開度の影響についても考慮することとする。また、各部の圧力勾配について、第 1.1-2, 3 図に示す。

なお、これらについては S/C を用いたベントの場合の評価であるが、D/W を用いた場合のベントにおいても、ほぼ同じ評価結果となる。(S/C 取出口～S/C・D/W 合流部と D/W 取出口～S/C・D/W 合流部の配管口径は同一であり、ルート長さに大きな違いはないため)



第 1.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略構成図

第 1.1-1 表 (6号炉) 格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

原子炉 格納容器圧力 (kPa[gage])	二次 隔離弁開 度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装 置入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

第 1.1-2 表 (7号炉) 格納容器圧力に対するガス流量と各部圧力損失

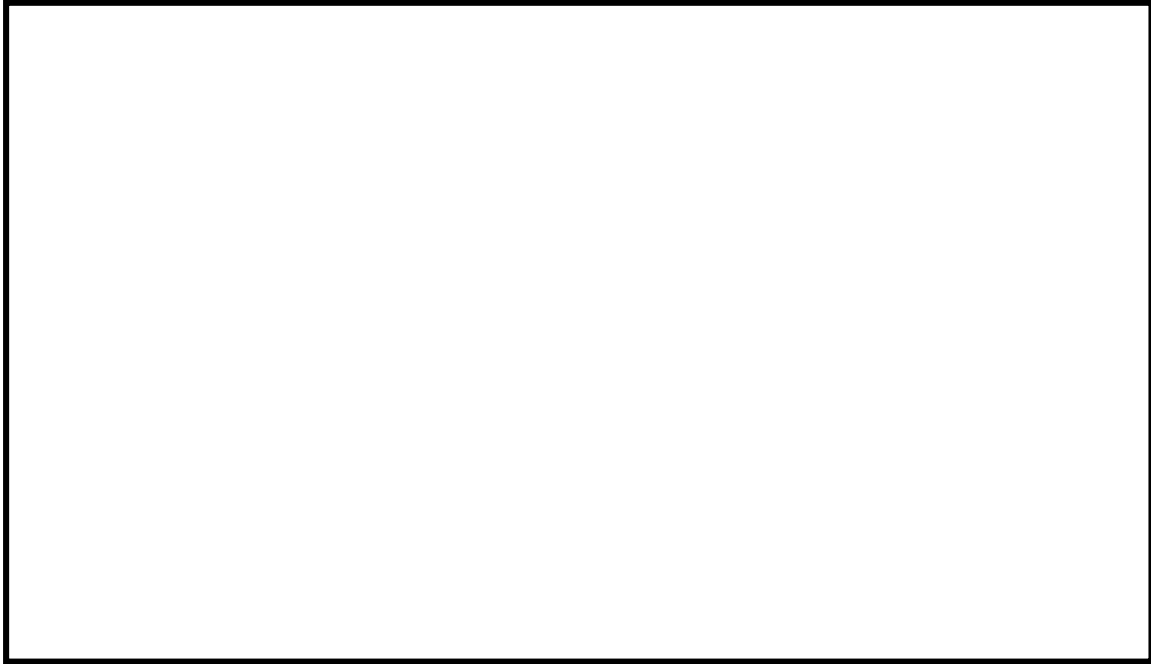
原子炉 格納容器圧力 (kPa[gage])	二次 隔離弁 開度	ガス流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ装 置入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィルタ 入口配管	よう素 フィルタ	よう素 フィルタ 出口配管

※1,2 フィルタ装置, よう素フィルタの圧力損失については, 最大流量時に想定される圧力損失値を, 保守的に全評価ケースに適用

※3 有効性評価シナリオ (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失) における, 原子炉格納容器ベント開始時の S/C の圧力。大 LOCA 時は, S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため, D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は, 2Pd よりも小さな値となる。

※4 事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※5 事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



第 1.1-2 図 (6号炉) 格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配



第 1.1-3 図 (7号炉) 格納容器圧力逃がし装置 各部圧力勾配

第 1.1-1, 2 表に示す通り、フィルタ装置、よう素フィルタに非常に保守的な圧力損失を見込んだとしても、事故発生 1 週間後、1 ヶ月後に原子炉格納容器内において発生する蒸気全量を通気し、原子炉格納容器の減圧状態を維持することが可能である。

なお、格納容器圧力逃がし装置の系統における各部圧力損失のうち、ガスの流量に関連しないものは水スクラバ部の水頭圧のみである。それ以外のものは、

ガス流量が小さいほど圧力損失も小さくなる（ガス流量が0であれば、圧力損失も0となる）。そのため、原子炉格納容器の圧力がスクラバ水の水頭圧以上であれば、格納容器圧力逃がし装置のガスの通気は可能である。

## 1.2 フィルタ装置，よう素フィルタの圧力損失

### 【フィルタ装置】

1.1 の評価において、フィルタ装置の圧力損失としては、スクラバ部圧力損失、スクラバ水頭圧、金属フィルタ圧力損失を考慮している。水スクラバ部については最大流量時の圧力損失 [ ] スクラバ水頭圧については設計上の許容最大スクラバ水位時における水頭圧 [ ]、金属フィルタ部については設計上の許容最大圧力損失 [ ] を考慮している。

水スクラバ部ならびに金属フィルタ部については、流量が低下すれば圧力損失も低下するが、1.1 では保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。また、金属フィルタ部の圧力損失は、想定されるエアロゾル負荷量（大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失，S/Cベント時のエアロゾル負荷量）に対して十分な裕度を持った設計としており、最大流量時においても許容最大圧力損失 [ ] には到達しないことを確認している。

なお、各圧力損失値の評価には、実機のスクラバ、金属フィルタを用いた当社FV試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

### 【よう素フィルタ】

1.1 の評価において、よう素フィルタの圧力損失としては、吸着塔の圧力損失を考慮しており、最大流量時の圧力損失 [ ] を考慮している。吸着塔の圧力損失は、流量が低下すれば圧力損失も低下するが、ここでは保守的に最大流量時の圧力損失に固定して評価を実施している。

なお、圧力損失値の評価には、実機の吸着塔を用いた当社のように素フィルタ試験設備にて取得した圧力損失データを用いている。

## 2 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統設計の意図は、原子炉格納容器圧力が 2Pd（620kPa [gage]）の際に、31.6kg/s の蒸気を排出可能であることである。（原子炉格納容器減圧という目的に対して、十分な容量を持つこと）

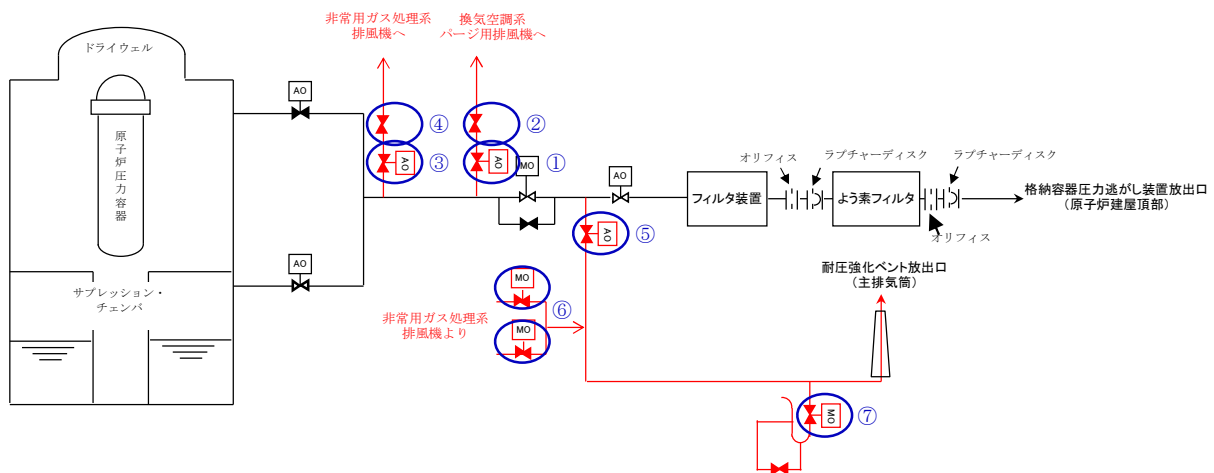
系統設計としては、これを満足するよう、配管ルート、配管口径、オリフィス径等の設定をしている。

フィルタ装置，よう素フィルタについては、この系統設計により評価されるガス条件において性能が満足できるよう、設計している。

## 別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について

### 1 他系統の接続位置

格納容器圧力逃がし装置には、排気経路に非常用ガス処理系、換気空調系ならびに耐圧強化ベント系が接続されている。非常用ガス処理系と換気空調系との接続箇所は、第1図に示す通り一次隔離弁と二次隔離弁の間となっている。また、耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され、耐圧強化ベント系には非常用ガス処理系が接続されている。また、格納容器圧力逃がし装置とそれぞれの系統を隔離する弁は各2弁ずつ設置し、格納容器圧力逃がし装置使用中に、格納容器圧力逃がし装置と確実に隔離できるようにし、ベントガスに含まれる水素が原子炉建屋に回り込むことを防止する設計としている。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 接続他系統概略構成図

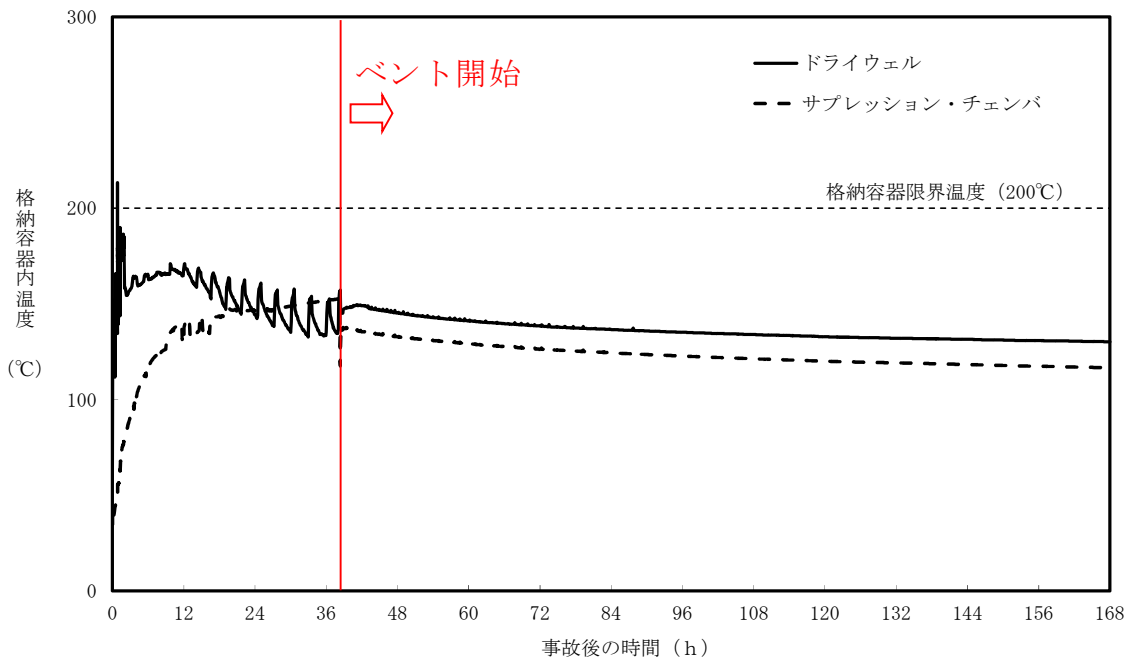
### 2 格納容器圧力逃がし装置運用時に他系統隔離弁が受ける負荷

炉心損傷後に格納容器圧力逃がし装置を運用する場合、まず二次隔離弁を「調整開」とし、次に一次隔離弁を「開」とすることで、格納容器ベントを開始する。そのため、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系、換気空調系、ならびに耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置を隔離している弁は、一次隔離弁を「開」操作し、格納容器ベントを開始するタイミングで、ベントガスと接することとなる。

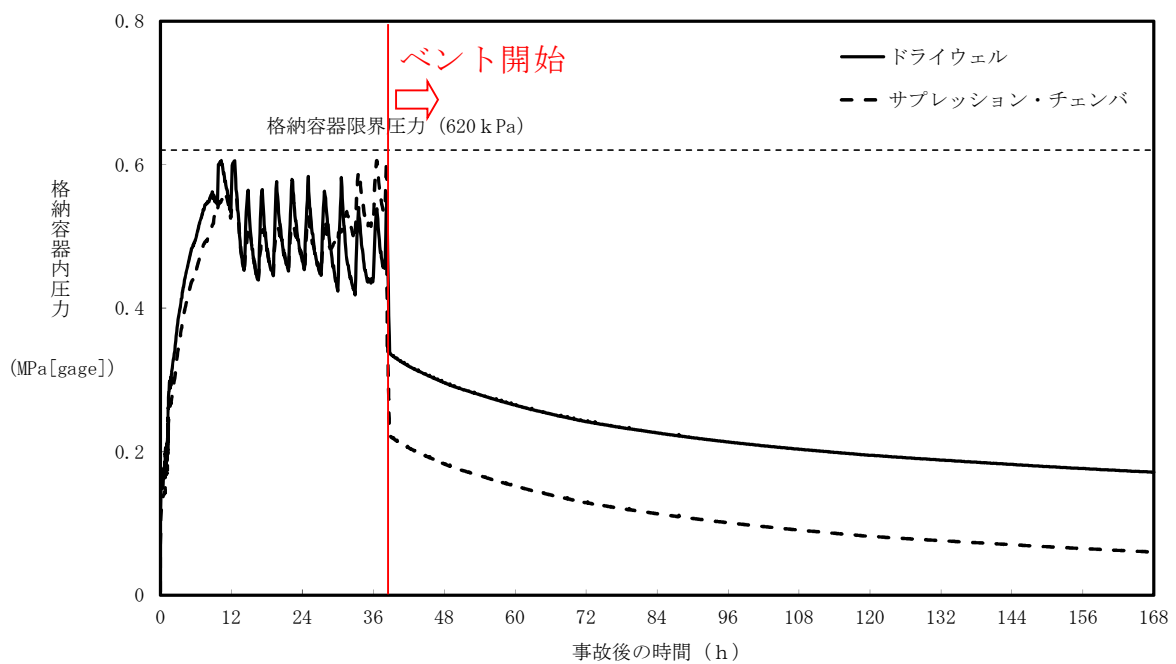
ここで、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁の部分におけるベントガスの温度・圧力は、原子炉格納容器から当該弁までの配管部におけるエネルギー損失により、原子炉格納容器の温度・圧力よりも小さな値となる。大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおける原子炉格納容器の温度・圧力の推移は第2, 3図の通りとなる。

第2図より、原子炉格納容器の温度はベント開始後200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離している弁が晒される温度も200℃以下となる。また、第3図より、原子炉格納容器の圧力はベント開始直前にPCV

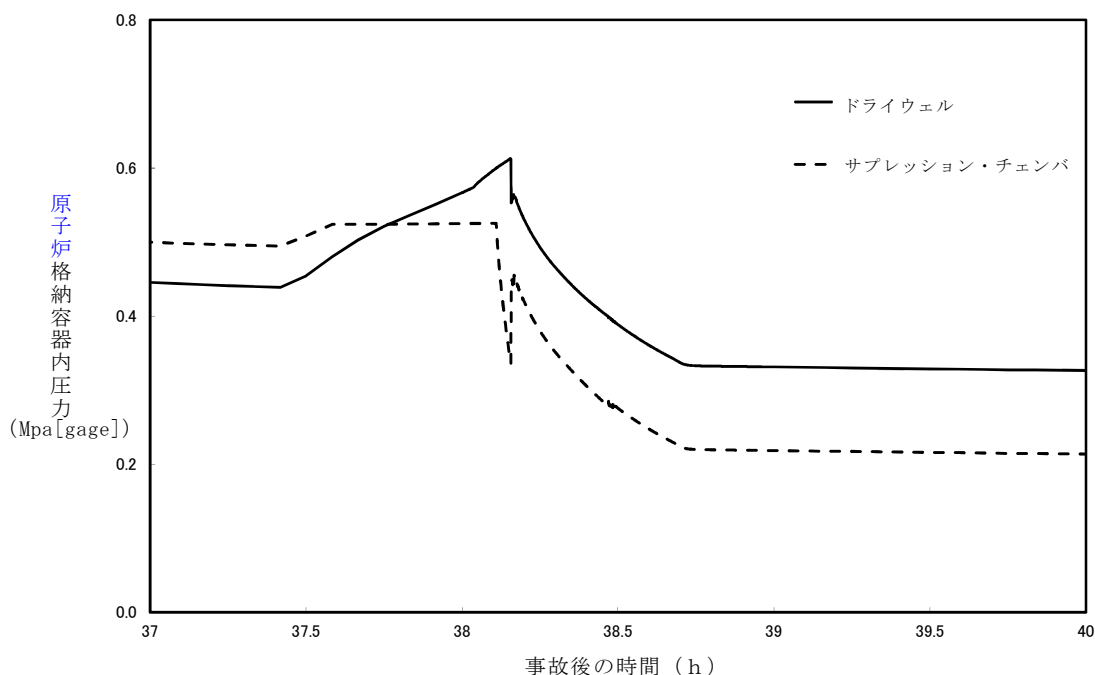
の設計圧力の2倍となるが、ベント開始後は即座に圧力が低下している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他システムを隔離している弁が晒される圧力もPCVの設計圧力の2倍以下となる。



第2図 原子炉格納容器温度推移(大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオ)



第3図 原子炉格納容器圧力推移(大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオ)



第4図 原子炉格納容器圧力推移（ベント初期部拡大）

一方、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する①～⑥の弁は、弁シール材にEPゴムを用いたバタフライ弁としている。EPゴムシール材のバタフライ弁については、200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力に晒した状態において、シール機能を確保可能であることを確認している。そのため、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁のシール機能は確保可能である。また、シール機能をより強化するため、各弁のシール材をより耐環境性に優れた改良EPDMへ変更する。⑦の弁は玉型弁であり、弁座シールはメタルタッチであることから、耐温度、耐圧力性能は非常に高く（圧力クラス600LB）、格納容器圧力逃がし装置使用時において、弁のシール機能を確保可能である。

格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁の駆動方式、状態、圧力クラス、採用理由について第1表にまとめる。第1表に記載の通り、格納容器圧力逃がし装置から他系統を隔離する1つ目の弁（一次隔離弁）については、事故時に確実に「閉」動作するよう、FCの空気駆動弁を採用している。

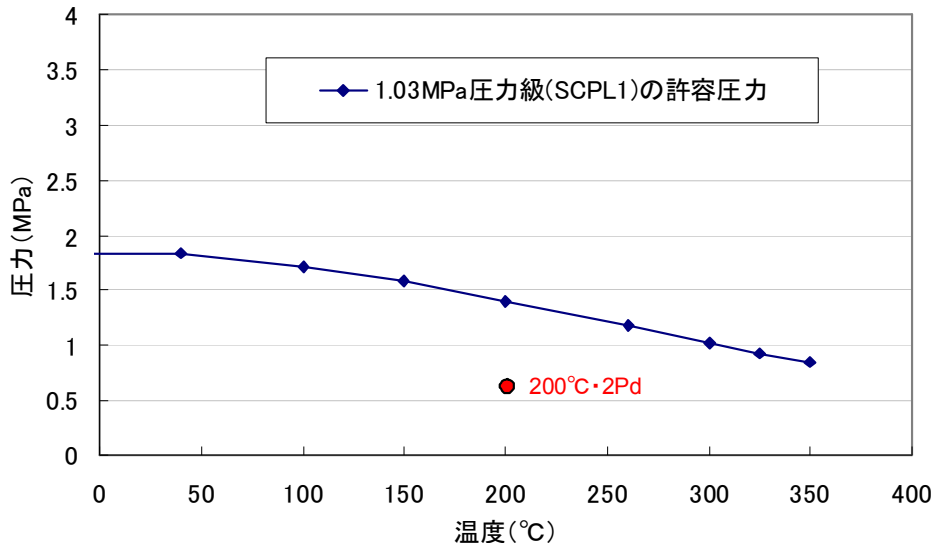
また、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、全て圧力クラスを150LB、ならびに600LBとしており、第5、6図に示す通り200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力は、許容圧力を下回る。そのため、200℃・PCV設計圧力の2倍の圧力に対して、耐圧部の強度に問題はない。

以上より、格納容器圧力逃がし装置と他系統を隔離する弁は、晒される環境条件に対して、隔離機能を有すると考える。

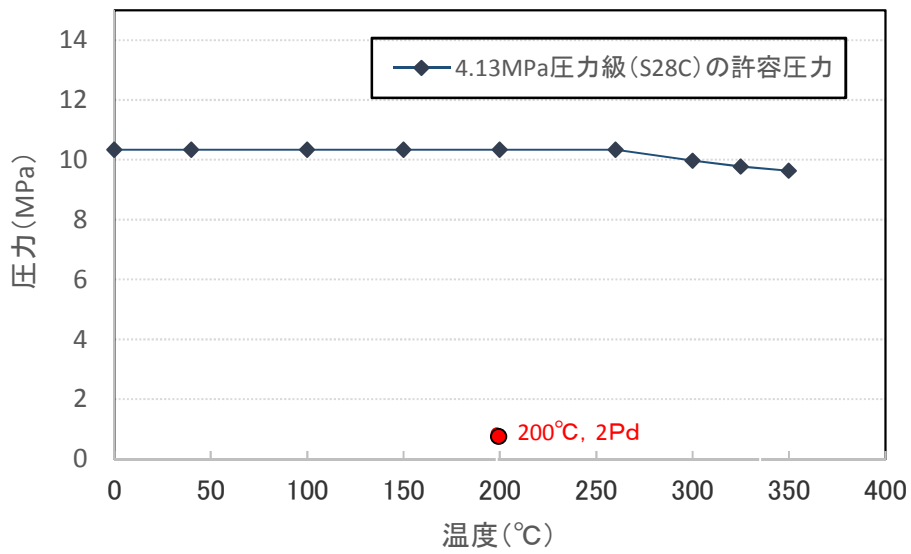


第1表 格納容器圧力逃がし装置に接続している他の系統の隔離弁

系統名称	一次隔離弁			二次隔離弁			採用理由
	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	駆動方式 状態		圧力 クラス [LB]	
換気空調系 ①②	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から換気空調系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
非常用ガス 処理系 ③④	空気 駆動	NC FC	150	手動 駆動	NC	150	<p>■ 既設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 新設手動駆動弁（二次隔離弁） 格納容器圧力逃がし装置から非常用ガス処理系の隔離を確実にする観点から、通常時「閉」の手動駆動弁を新設する。</p>
耐圧強化 ベント系 ⑤⑥⑦	空気 駆動	NC FC	150	電動 駆動	NC	150	<p>■ 新設空気駆動弁（一次隔離弁） 系統の隔離機能が要求される観点から、FC の空気駆動弁が採用されている。</p> <p>■ 既設電動駆動弁（二次隔離弁） 電動駆動弁が採用されている。</p>
				電動 駆動	NO	600	



第5図 150LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果  
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)



第6図 600LB級バタフライ弁の設計上の許容圧力確認結果  
 (出展：JSME 設計・建設規格 2005年版/2007 追補版)

### 3. 分岐点から他系統隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

6号炉及び7号炉について、格納容器圧力逃がし装置と接続される他系統との隔離弁までの配管口径及び容積等を第2表、系統図を第7図、鳥瞰図を第8図及び第9図に示す。

ベント時において、これら他系統と隔離弁までの閉止空間における水素滞留の評価を「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第3版）」に基づき実施した。

評価の結果、6号炉の換気空調系の隔離弁までの配管、及び耐圧強化ベント系への二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁バイパス弁までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

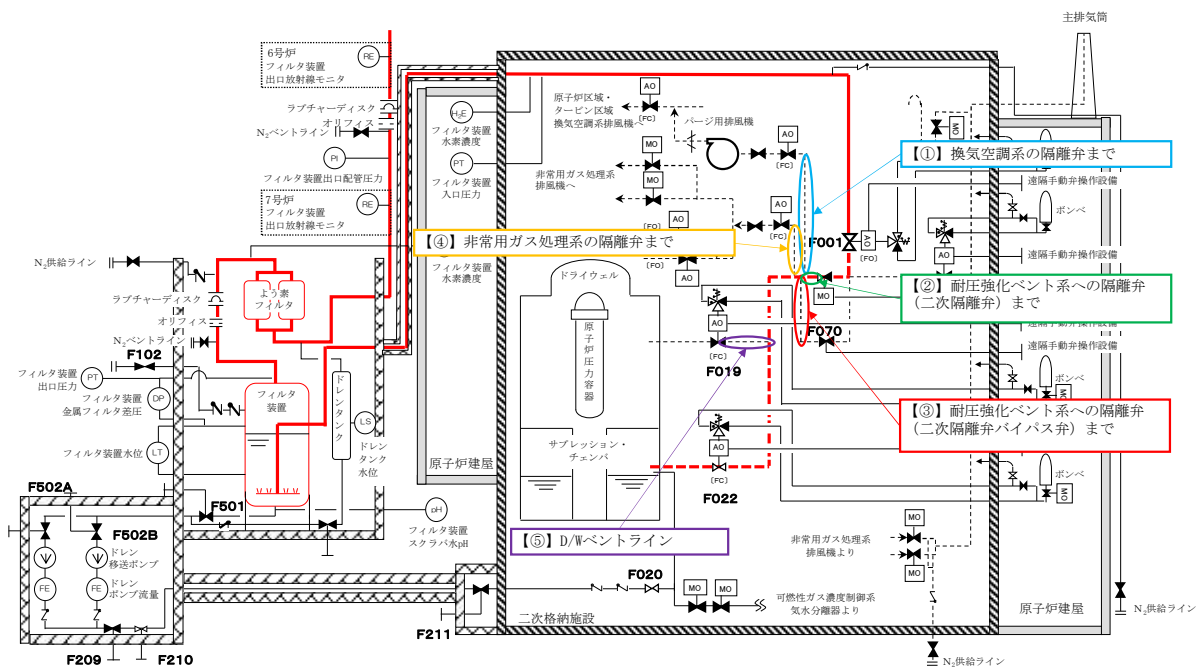
一方、6号炉及び7号炉の非常用ガス処理系の隔離弁までの配管、及び7号炉の耐圧強化ベント系への二次隔離弁までの配管については、水平及び上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、水素が滞留する可能性がある。そのため、ベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。

また、7号炉においては、W/Wベント時にD/W側一次隔離弁までの配管合流部において水素が滞留する可能性がある。そのため、W/Wベント時に水素を連続してベントの主ラインに排出させるベントラインを設置し、水素が蓄積することのない設計とする。一方で6号炉については、W/Wベント時においては配管合流部よりD/W側一次隔離弁、D/Wベント時においては配管合流部よりW/W側一次隔離弁までが水平枝管（下り勾配）であるため、水素が蓄積することはない。

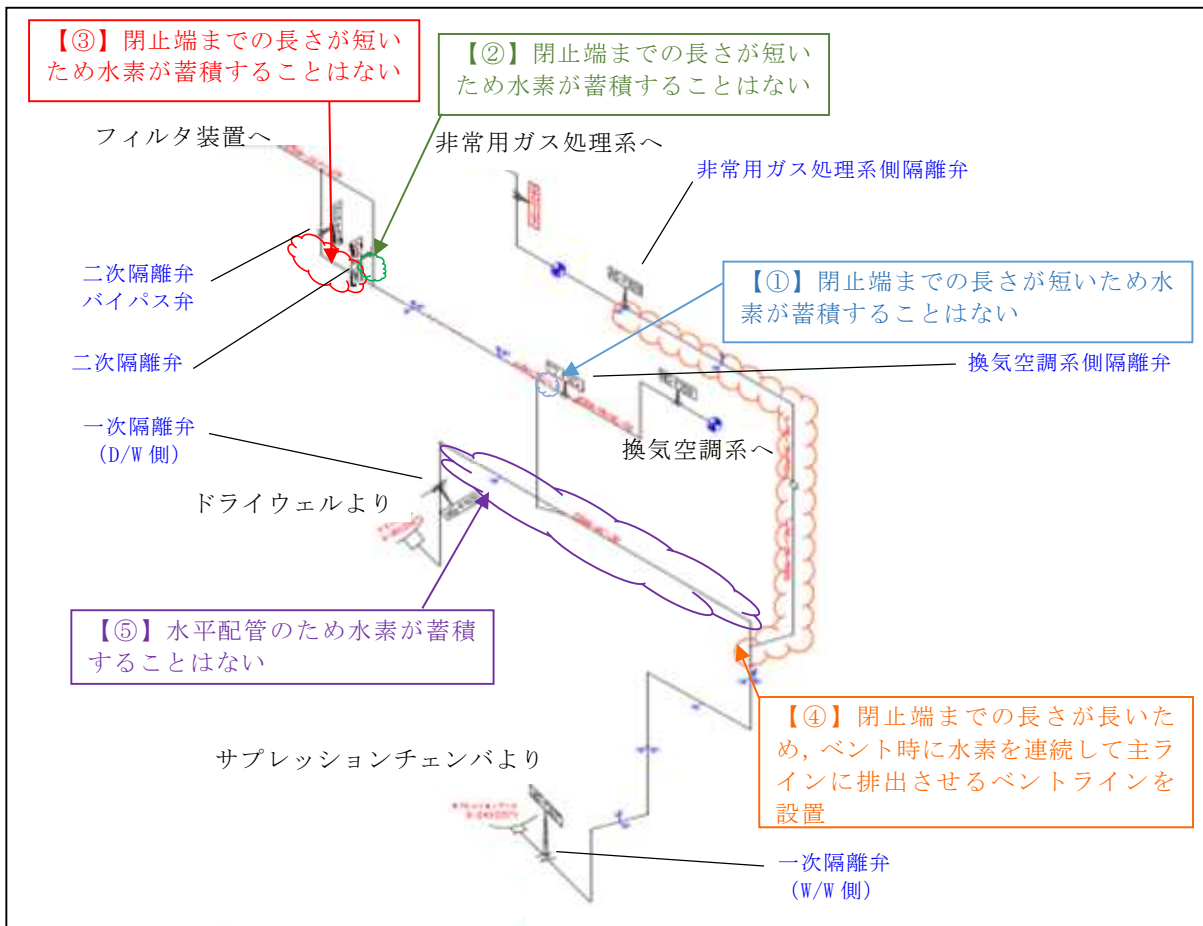
上記を踏まえて、水素滞留防止のために設置するベントラインの設置箇所を第10図～第12図に示す。

第2表 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管口径及び容積等

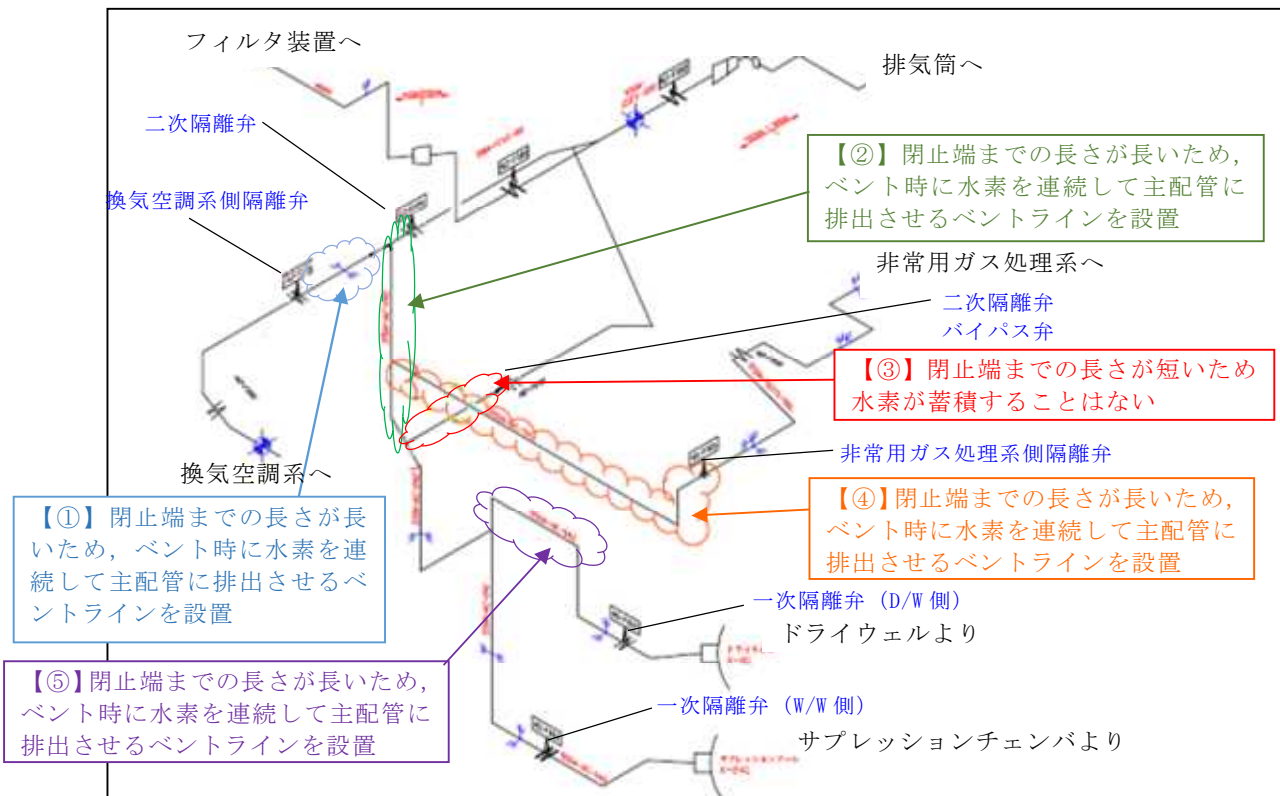
号炉	No	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m <sup>3</sup> )	対応方針
6	①	換気空調系	550A	0.7	0.2	対策不要
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	0.8	0.2	対策不要
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	2.4	0.6	対策不要
	④	非常用ガス処理系	400A 250A	2.0 11.8	0.9	ベントライン設置
7	①	換気空調系	550A	1.3	0.3	ベントライン設置
	②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	550A	3.1	0.8	ベントライン設置
	③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	550A	1.1	0.3	対策不要
	④	非常用ガス処理系	250A	4.5	0.3	ベントライン設置
	⑤	D/W ベントライン	550A	9.7	2.3	ベントライン設置



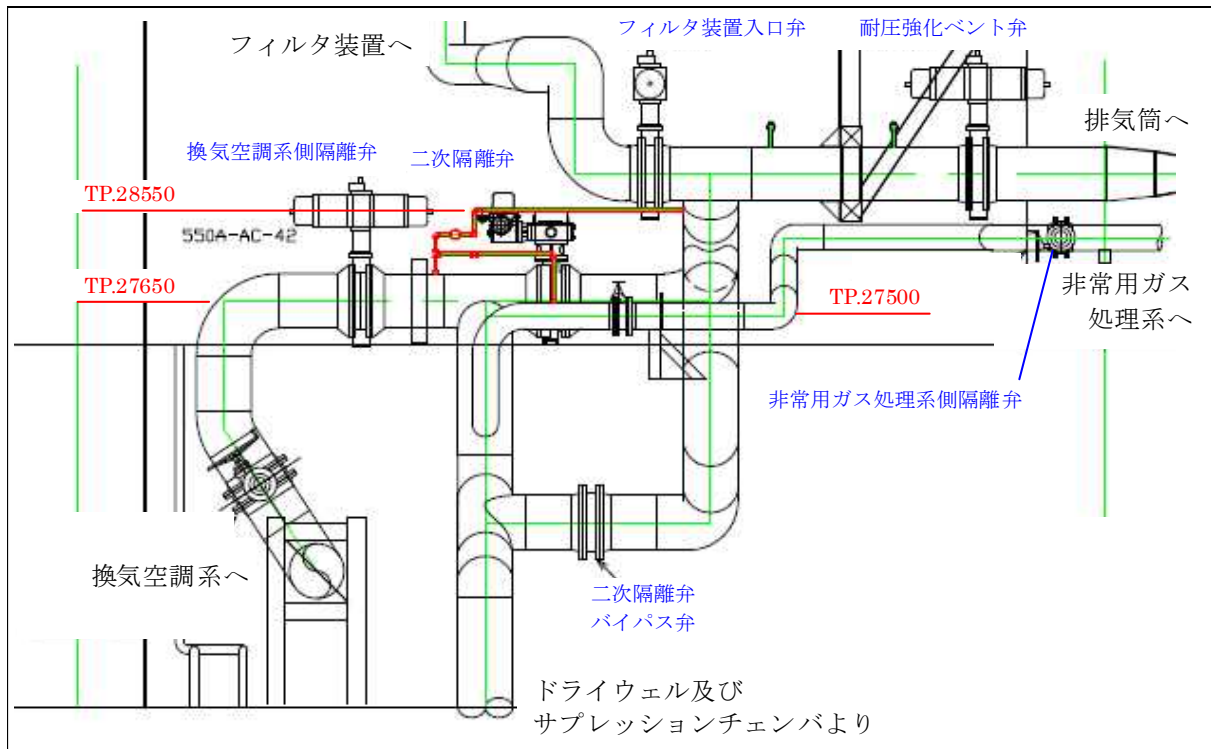
第7図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図



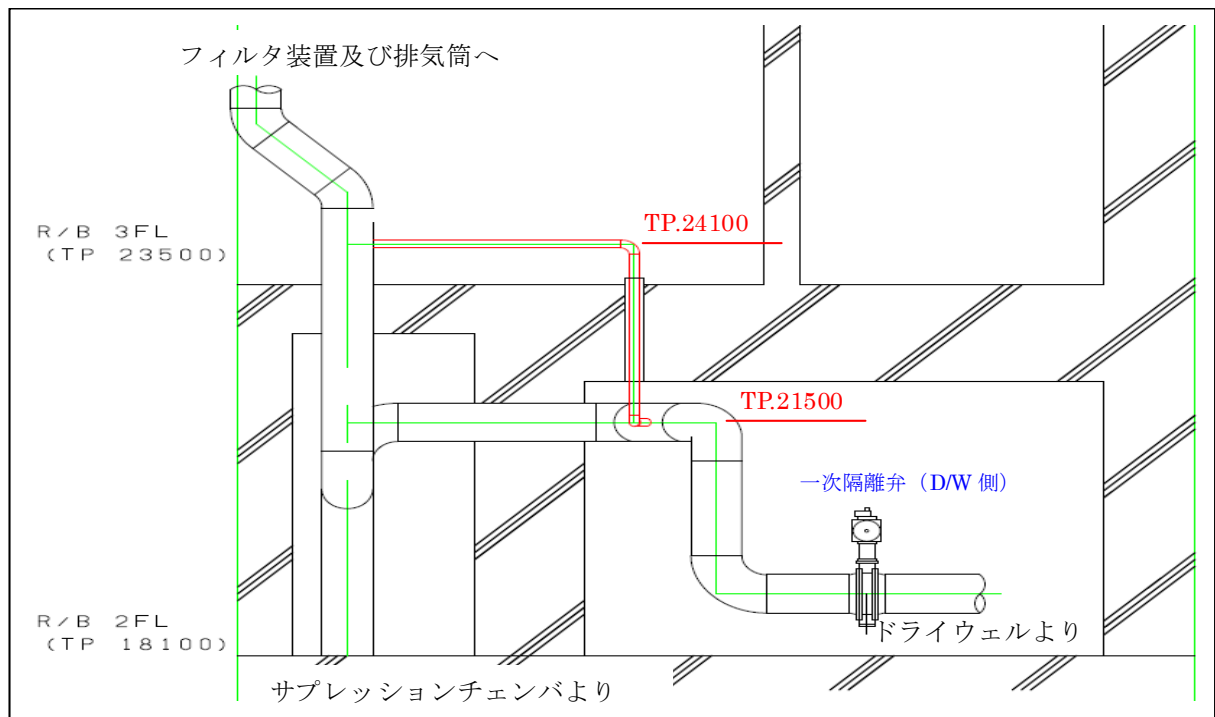
第 8 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (6号炉)



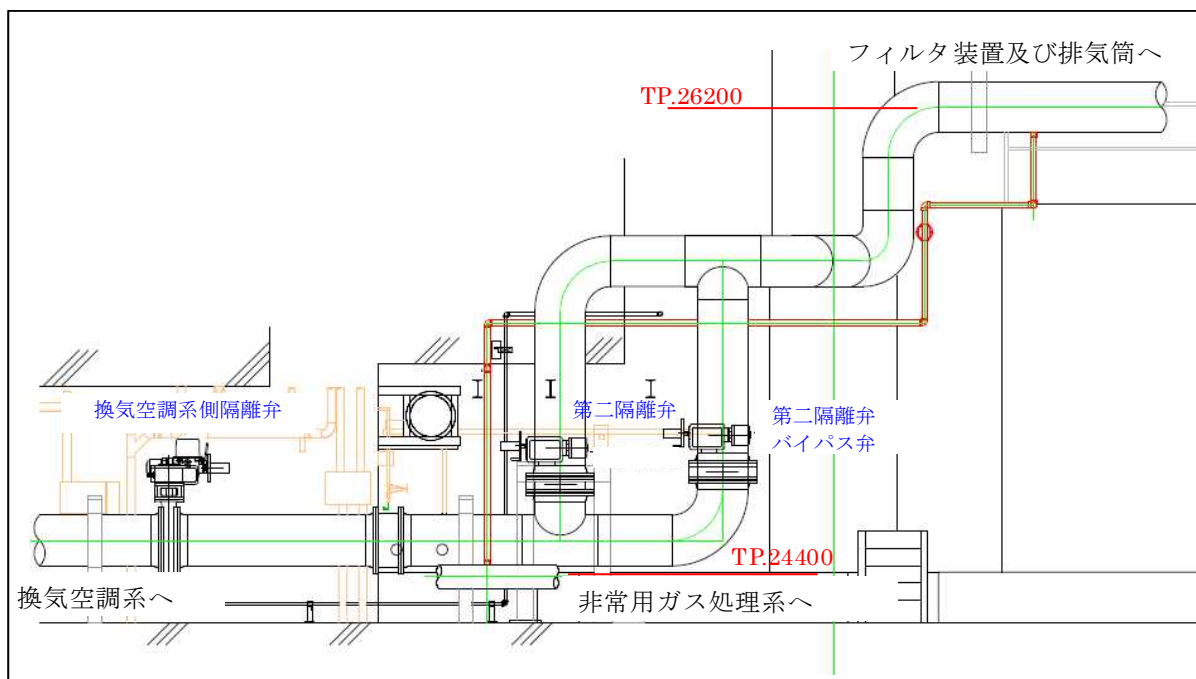
第 9 図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図 (7号炉)



第 10 図 非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管隔離弁に対するバイパスラインの設置位置図 (7号炉)



第 11 図 D/W ベントラインに対するベントラインの設置位置図 (7号炉)



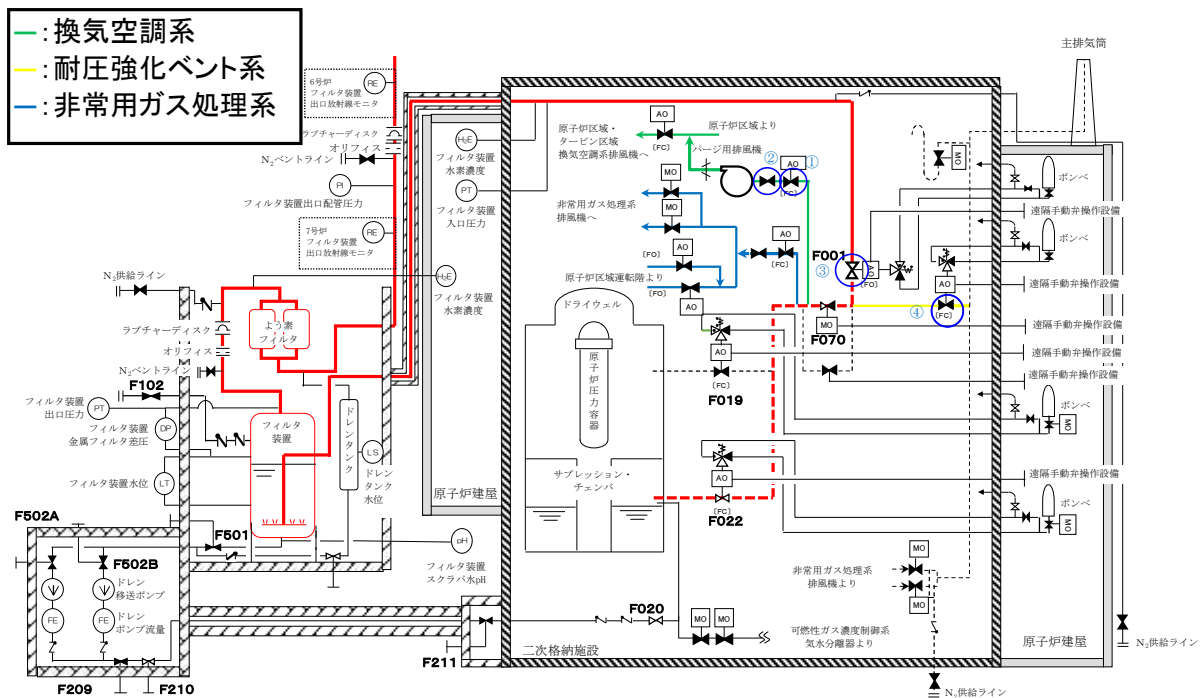
第 12 図 非常用ガス処理系までの配管隔離弁に対するベントラインの  
設置位置図 (6 号炉)

#### 4 格納容器圧力逃がし装置運用時における他系統使用との干渉

格納容器圧力逃がし装置と接続する系統は、換気空調系、耐圧強化ベント系、非常用ガス処理系がある。(第13図参照)

格納容器圧力逃がし装置に接続される換気空調系のラインは、通常時のプラント起動・停止時に原子炉格納容器内を窒素・空気に置換するためのものであり、事故時に格納容器圧力逃がし装置と同時に使用することはない。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置と換気空調系を隔離する①②の弁が「閉」であっても問題はない。

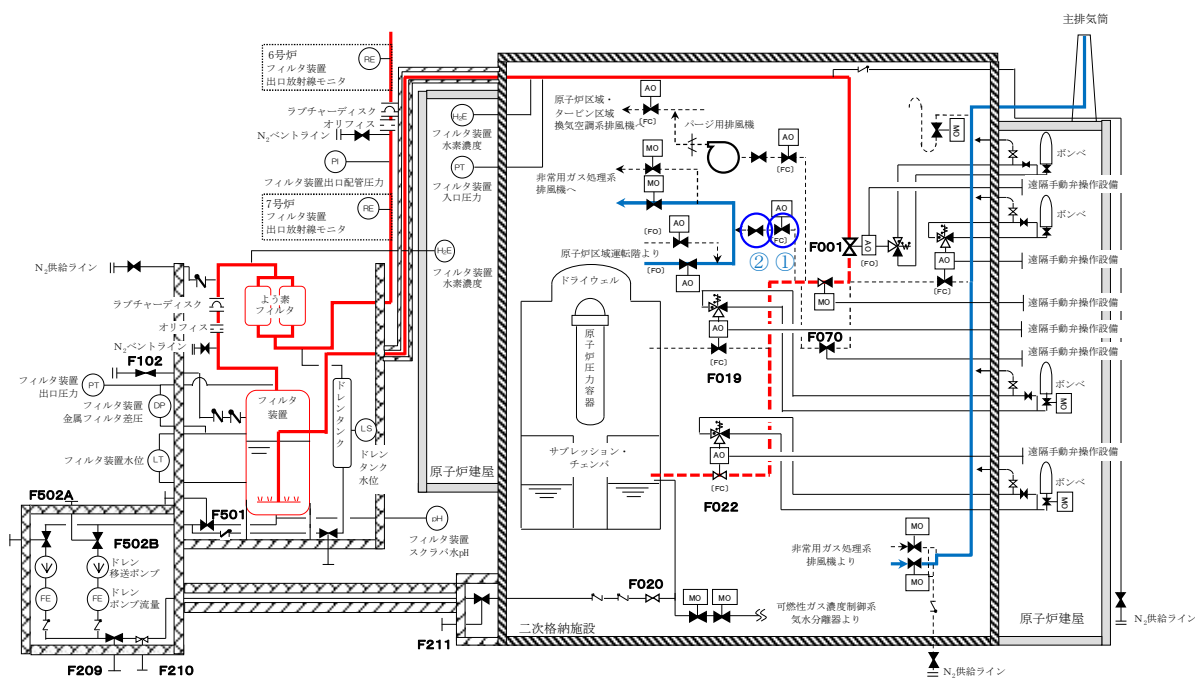
格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は、③④の弁により使用する系統を選択することができる。また、格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系は同時に使用することはない。



第13図 格納容器圧力逃がし装置系統概要と他系統隔離弁

格納容器圧力逃がし装置と非常用ガス処理系の使用時における系統構成を第14図に記載する。第14図に記載の通り、非常用ガス処理系使用時は原子炉区域運転階より原子炉建屋内のガスを吸気し、非常用ガス処理系排風機ならびにフィルタを通した後に主排気筒へ排気する。そのため、非常用ガス処理系使用時には、格納容器圧力逃がし装置に接続される非常用ガス処理系のラインは使用しない。よって、当該ラインに接続される①②弁については、非常用ガス処理系使用時において「閉」となっているにもかかわらず非常用ガス処理系の機能に影響を与えるものではない。





第 14 図 格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系使用時の系統構成

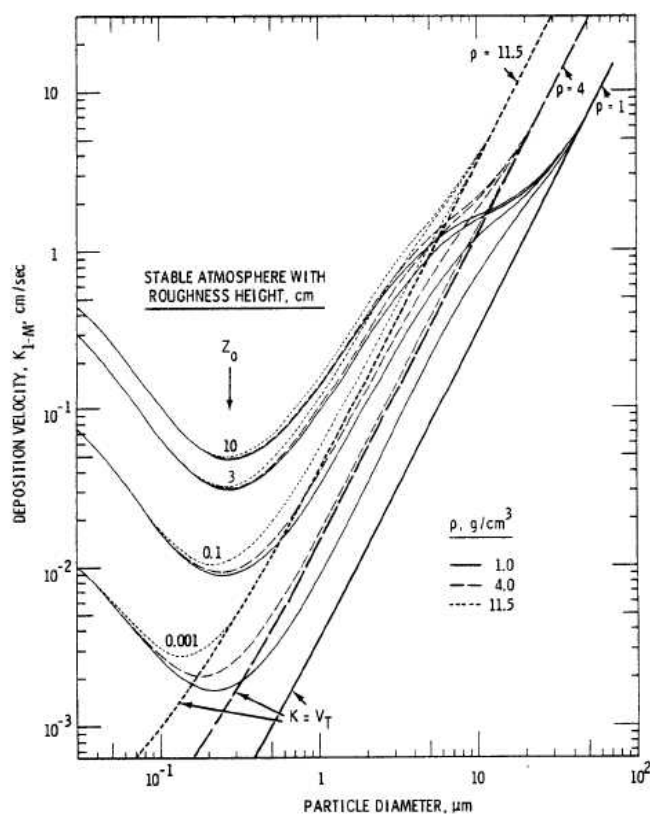
以上より，格納容器圧力逃がし装置と接続する換気空調系，耐圧強化ベント系，非常用ガス処理系は，格納容器圧力逃がし装置と接続していることで，その系統の機能に影響を与えることのない設計としている。

配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては、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検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” \*1 は、環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算）についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ  $0.001\text{cm}$  ( $10\ \mu\text{m}$ ) と粒子密度  $4\text{g/cm}^3$  を想定した、PCV より放出される粒径ごとの沈着速度（第 1 図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下の通り評価した。

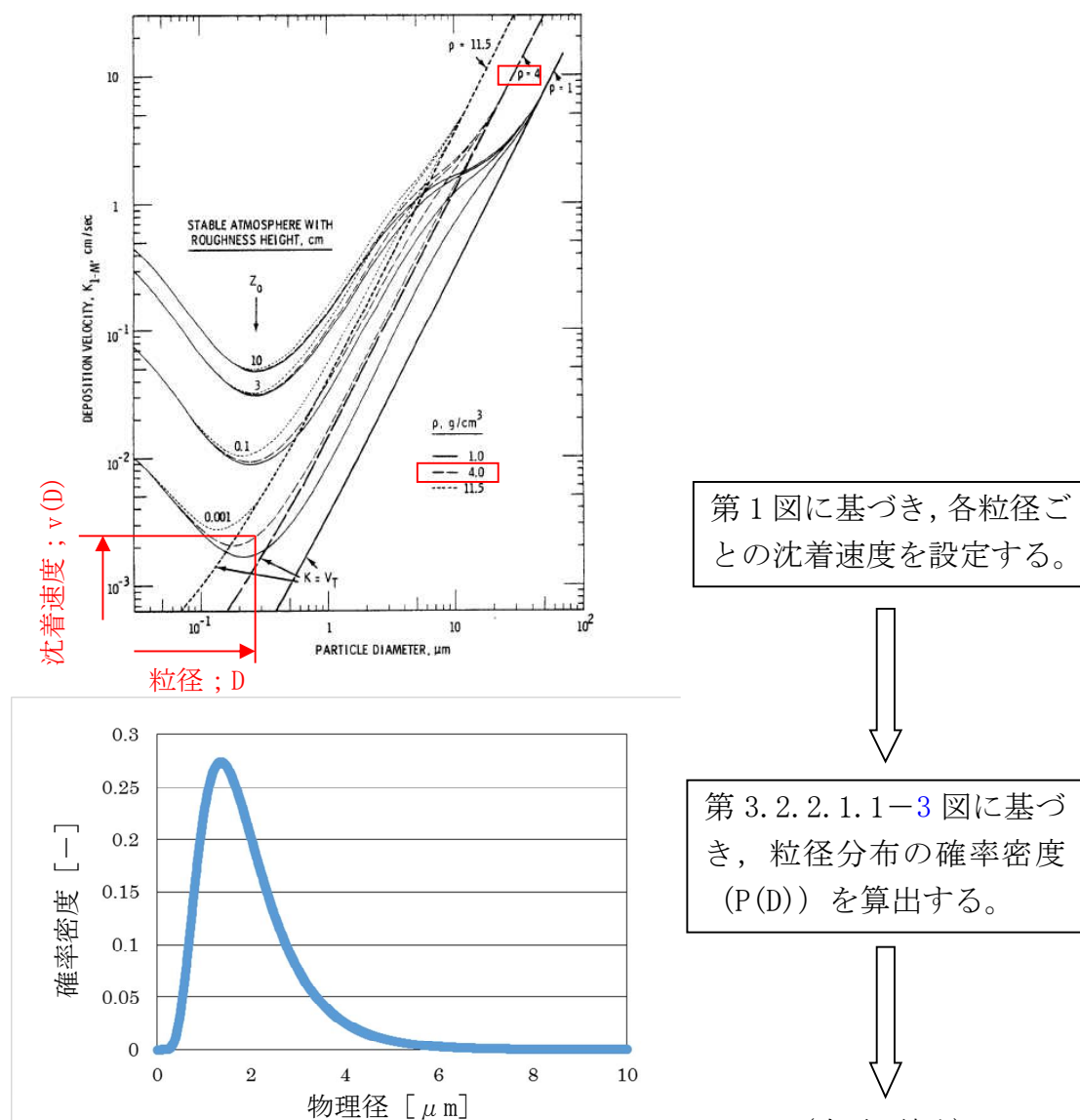


第 1 図 エアロゾル粒径と沈着速度の関係

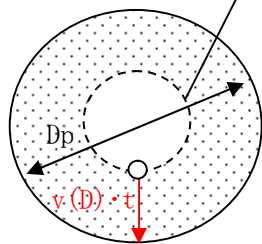
評価条件は、ABWR（6号炉及び7号炉）を対象として、配管長さ100m、配管内径400mm、2Pdおよび最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒径分布は「大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失（D/Wベント）」（第3.2.2.1.1-3図）に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。

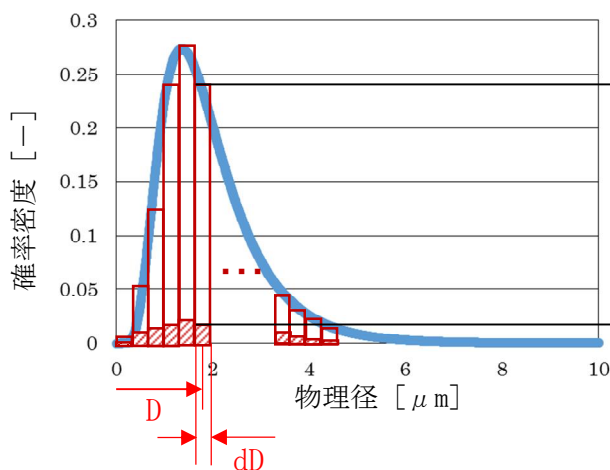
評価の考え方を第2図および第3図に、評価結果を第1表に示す。



第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



沈着量は、100mの配管をベントガスが通過する時間 (t) の分だけ、各粒子が各沈着速度 (v(D)) で移動して壁面に到達できる範囲 (A=π((Dp/2)<sup>2</sup>-(Dp/2)-v(D)·t)<sup>2</sup>) にあるエアロゾル量の総和となる。



ベントガス流入前エアロゾル  
P(D) × dD

ベントガス通過後に沈着するエアロゾル  
C(D) × dD

第3図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left( \frac{\sum \text{Red Boxes}}{\sum \text{White Boxes}} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D) は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left( \frac{\pi (Dp/2)^2 - \pi ((Dp/2) - v(D) \cdot t)^2}{\pi (Dp/2)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left( \frac{(Dp/2)^2 - ((Dp/2) - v(D) \cdot t)^2}{(Dp/2)^2} \right)$$

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.4	
沈着条件	沈着速度の分布	m/s	$1.9 \times 10^{-3} \sim 3.9 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	15.7	2.5
	蒸気流速	m/s	33.1	14.8
沈着割合		%	約 2.5	約 5.4

第1表より、最小流量であっても約5.4%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m あたり 10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

\*1 ; "Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT",  
NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

## 別紙 21 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

フィルタベント容器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、以下の2ケースを想定した。

### 【ケース1】

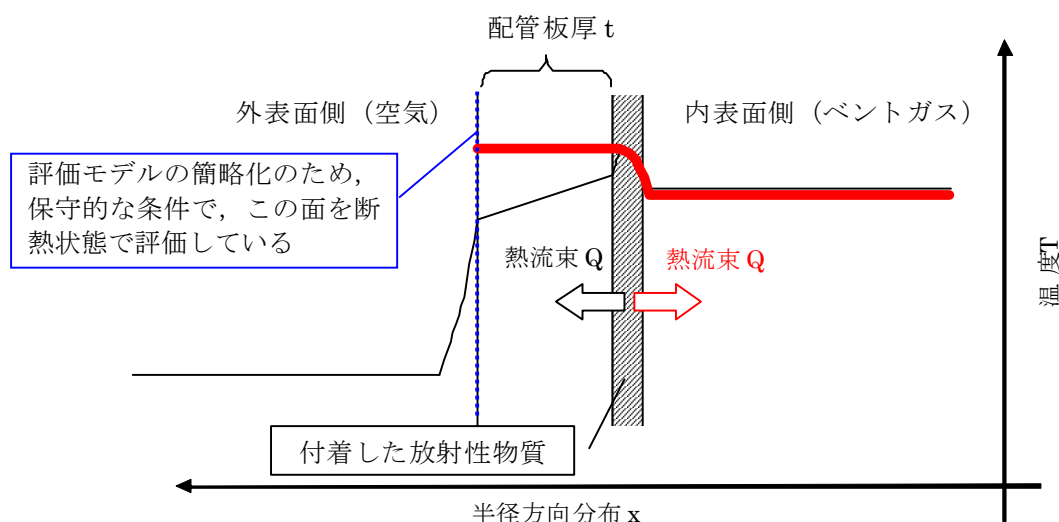
ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

### 【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ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、第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を行っている。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1表に示す。



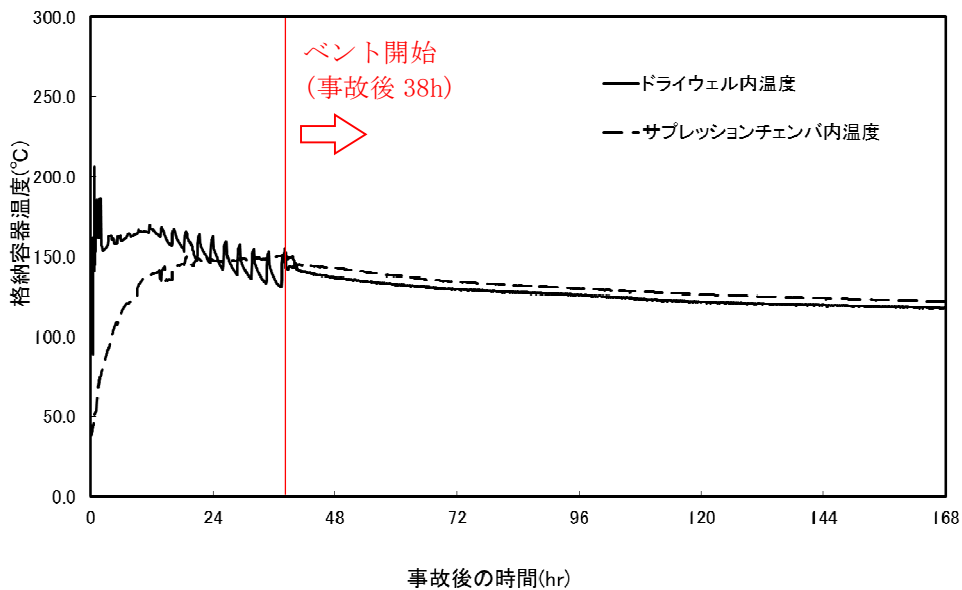
注；実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。  
(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

第1図 配管内表面の温度評価 (イメージ)

第 1 表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3kW
配管内発熱割合 (FP 付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	400A, Sch40
配管熱流束	7.3W/m <sup>2</sup>
質量流量	2.5kg/s (ベント後期 (ベント 1 ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	150°C

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。第 2 図に大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおける D/W ベント時の原子炉格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり、概ね 150°C 以下となる。



第 2 図 原子炉格納容器内温度推移  
(大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオ, 38h 後 D/W ベント)

原子炉格納容器より流入する崩壊熱量は 9.3kW とし、配管内面に付着する放射性物質質量割合としては、別紙 20 にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあ

たつ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 2.5kg/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。

$$\Delta T = q / h \quad \dots \text{式 (1)}$$

$\Delta T$  ; 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/m<sup>2</sup>)

$h$  ; 配管内表面の熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>·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 (0.032 (W/(m·K)))

$d$  ; 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 (1.1 ; 保守的に 160°C の飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu \quad \dots \text{式 (4)}$$

$v$  ; 流速 (約 41.7 (m/s) ; 質量流量から換算)

$d$  ; 水力等価直径 (m)

$\nu$  ; 水蒸気の動粘性係数 (約  $4.2 \times 10^{-6}$  (m/s))

これより、配管内面の温度上昇は 0.09°C 程度であると評価できる。ベントガスの温度は 150°C 程度であることから、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】の温度評価条件を第 2 表に示す。

第 2 表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCV より流入する崩壊熱量	9.3 kW
配管内発熱割合 (FP 付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	400A, Sch. 40
配管熱流束	7.3W/m <sup>2</sup>
配管外表面放射率	0.80 (酸化鉄相当の放射率*1)
環境温度	50°C

\*1 ; 日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第 5 版

以上の条件に基づき、配管内面に付着した放射性物質の崩壊熱による温度を評価する。ここで、評価対象の配管板厚は 12.7mm 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ことができる。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、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” の表面温度および表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式 (5)}$$

T ; 配管外表面温度 (°C)

q ; 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)

h<sub>se</sub> ; 配管外表面熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

T<sub>atm</sub> ; 環境温度 (°C)

この式 (5) における、q と h<sub>se</sub> は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式 (6)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式 (7)}$$

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外表面積 (m<sup>2</sup>)

h<sub>r</sub> ; 放射による配管外表面熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

h<sub>cv</sub> ; 対流による配管外表面熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

上記の h<sub>r</sub> は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T + 273.15)^4 - (T_{atm} + 273.15)^4}{(T - T_{atm})} \right) \quad \dots \text{式 (8)}$$

ε ; 配管外表面放射率 (0.80)

σ ; ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10<sup>-8</sup> (W/(m<sup>2</sup>・K<sup>4</sup>)))

h<sub>cv</sub> 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、垂直平面及び管 (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 (9), (10)) と水平管 (式 (11)) とで得られる h<sub>cv</sub> 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。

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式 (9)}$$

$$h_{cv} \text{ (垂直管)} = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式 (10)}$$

$$h_{cv} \text{ (水平管)} = 1.19 \times \left( \frac{(T - T_{atm})}{D_o} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式 (11)}$$

D<sub>o</sub> ; 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 51℃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℃～1000℃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、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

## 別紙 22 スクラバノズルのエロージョンについて

スクラバノズルは、第 1 図に示す通り、ノズル吹き出し部手前の配管が細く、当該部にてベントガスの流速が大きくなる。そのため、ベントガス中の水蒸気が凝縮してできた液滴が、この高流速のガス流れにより加速され、高速の状態でスクラバノズルの天板に衝突すると考えられる。この液滴の衝突により、スクラバノズル天板にエロージョン（液滴衝撃エロージョン）が生じて孔が開くと、水スクラバの性能が低下する恐れがある。そこで、この液滴の衝突によるスクラバノズル天板の液滴衝撃エロージョンに対する評価を行った。



第 1 図 スクラバノズル構造図

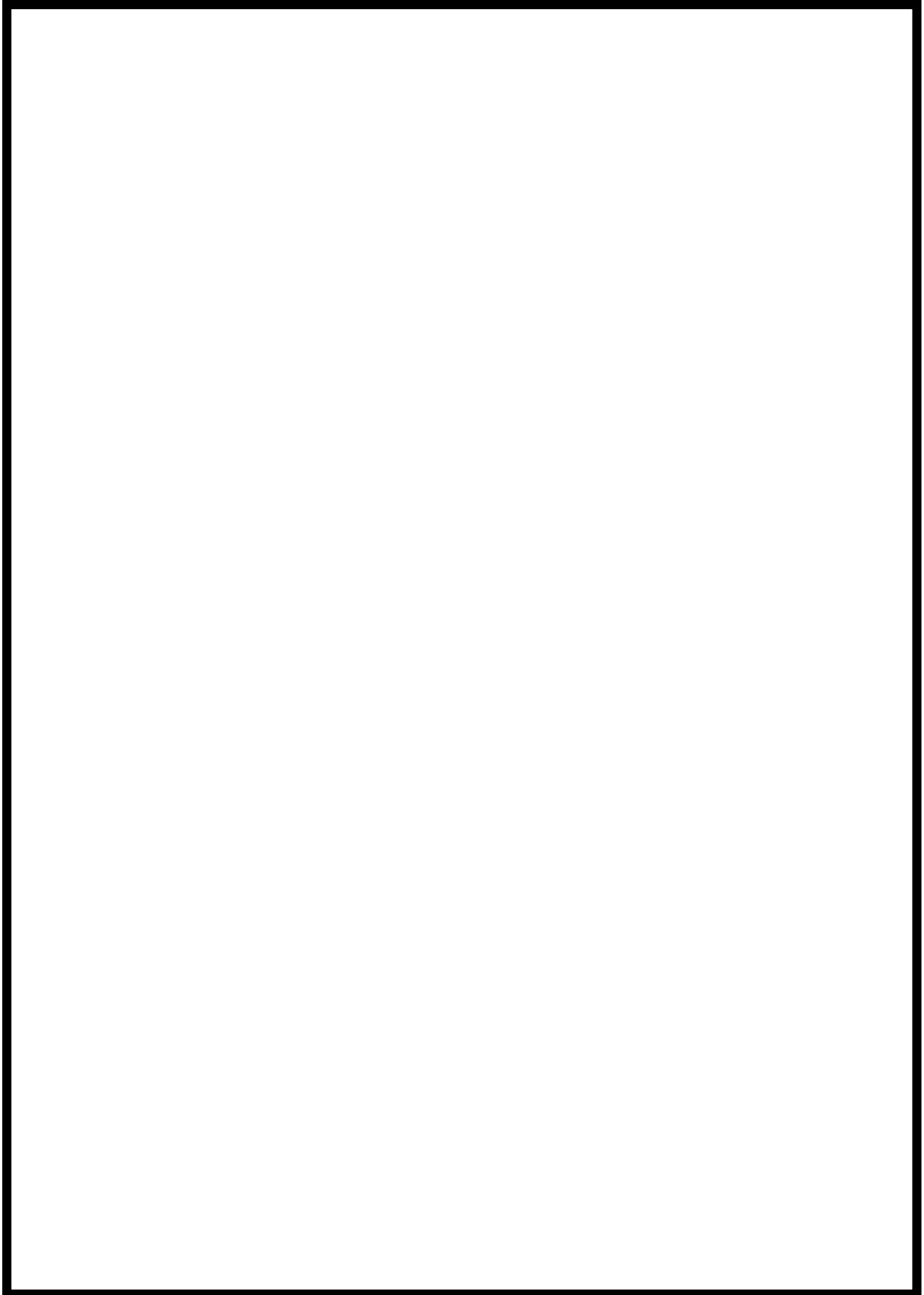
まず、スクラバノズル吹き出し部手前の配管におけるベントガス流速を算出する。ベントガスの体積流量は最も厳しい超過流量時の 37000[m<sup>3</sup>/h]とする。また、スクラバノズル細管部の内径は  スクラバノズル本数は 140[本]である。

$$\begin{aligned} \text{スクラバノズル細管部流速 [m/s]} &= 37000/3600/ \{140 \times (\text{input}) \times 10^{-3}\}^2 \times \pi / 4 \\ &= \text{input} \end{aligned}$$

一方、『発電用設備規格 配管減肉に関する規格（2005年版）（増訂版）JSME S CA1-2005』より、液滴衝撃エロージョン発生の限界流速は 70[m/s]である。そのため、スクラバ細管部の流速は液滴衝撃エロージョン発生の限界流速よりも小さいことから、スクラバノズル天板に液滴衝撃エロージョンは生じない。

なお、蒸気を累積で 179 時間通気した後の、フィルタ性能試験設備のノズルを取り外して外観確認を行ったが、エロージョンの発生は認められなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

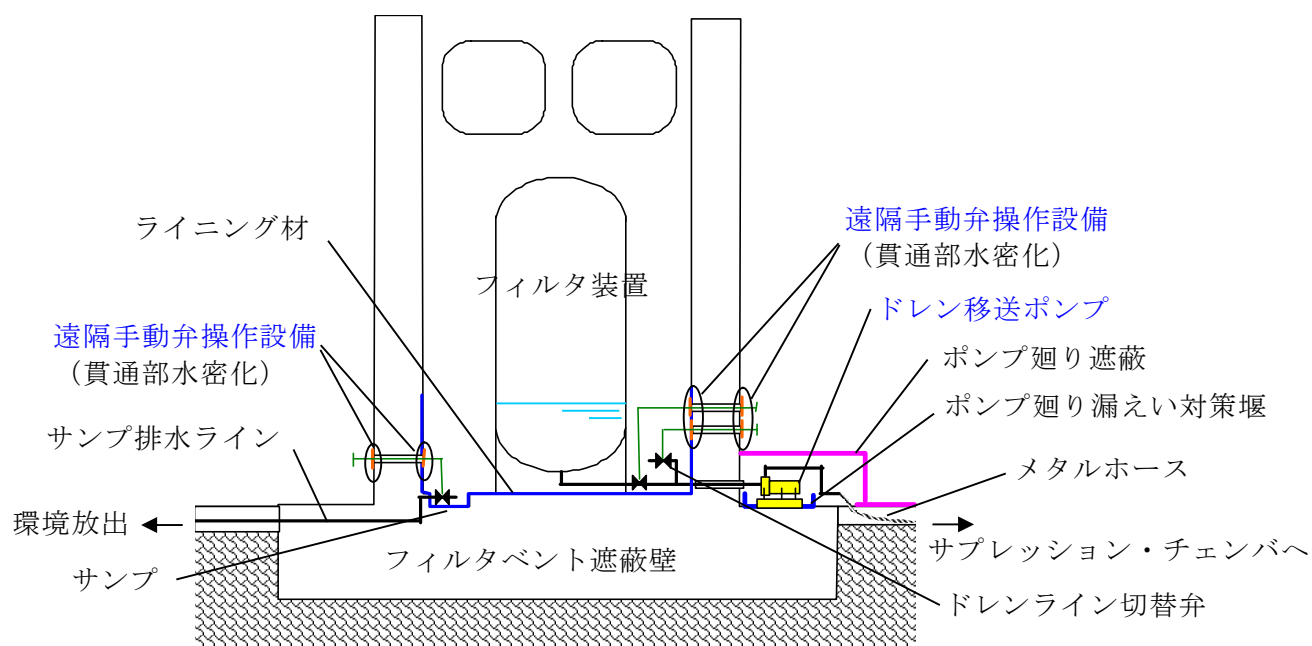


第 2 図 試験用フィルタノズル 外観確認結果

1. フィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管からの漏えい対策について

フィルタベント遮蔽壁は上部に屋根が無い為、雨水や降雪等は遮蔽壁内に流入する。タンク室内に流入した雨水等はサンプに集められ、サンプ排水ラインを通じて外部へ放出される。

一方で、遮蔽壁内でフィルタ装置及びフィルタ装置廻り配管から漏えいがあった場合の対策についてを第1図に示す。サンプ排水ラインに設置されている排水止め弁をタンク室外部より遠隔手動弁操作設備を介して遠隔操作を行い閉じることで、漏えい水を遮蔽壁内側に貯留し、遮蔽壁外部へ漏えいしないようにする。また、遮蔽壁タンク室内はコンクリート表面の亀裂への追従性の良いポリウレタ系のライニング材を内側に塗布することにより、地震等により遮蔽壁内のコンクリート面に亀裂が生じていた場合にも、亀裂を通じてタンク室外部へ漏えいすることを防止する。



第1図 フィルタベント遮蔽壁内の漏えい対策概要図

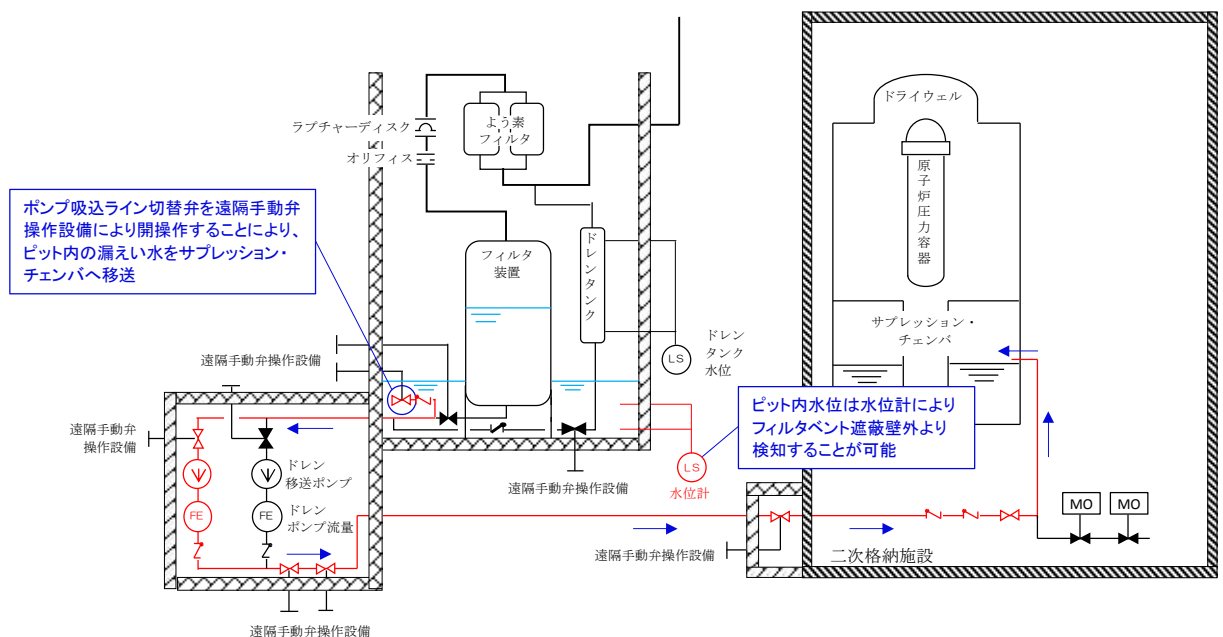
さらに、遮蔽壁タンク室内の弁を遠隔操作するために設置しているエクステンションジョイント貫通部については、貫通部をOリングにて水密化することにより、貫通部を通じた漏えいを防止している。

貫通部シャフトは第2図に示すとおり、遮蔽壁内外よりベアリングにて固定されているが、それぞれのベアリングに対してOリングを組み合わせることで、貫通部を2重の水密構造としている。



第2図 遠隔手動弁操作設備貫通部に対する水密構造

フィルタベント使用時に漏えいがあった場合に排水止め弁を閉じる必要があるため、雨水によってタンク室内の水位が上昇した場合には、漏えい水を含んだ雨水がオーバーフローにより外部へ漏えいする懸念がある。そのため、第3図に示すようにドレン移送配管のポンプ吸込側を分岐してタンク室側に開放し、ドレン移送ポンプを用いて漏えい水をサプレッション・チェンバへ移送することが可能な構造とした。通常時はフィルタ装置内のスクラバ水が上昇対策としてサプレッション・チェンバへ移送する運用としているが、附室側から遠隔手動弁操作設備にて切替弁を操作することにより、遮蔽壁内に貯留した雨水等をサプレッション・チェンバへ移送することが可能である。一方で、遮蔽壁内には水位計を設置することにより、遮蔽壁内の雨水がオーバーフロー水位に達しているかを遮蔽壁外より監視可能である。



第3図 遮蔽壁内サンプ排水操作概要図

ベント実施後はサンプ排水弁を常時閉運用とすることにより、万が一漏えいがあった場合には環境へ放出することを防止する運用とする。ベント実施後に周辺線量が下がった後にサンプ排水弁を微開し、サンプ排水ラインより遮蔽壁内の貯留水をサンプリングし、遮蔽壁内に漏えいがないことを確認した上で排水を行う。

## 2. ドレン移送ポンプ及びポンプ廻り配管からの漏えい対策について

遮蔽壁外に設置されているドレン移送ポンプについては、軸封部からの漏えいのない構造であるキャンドモーターポンプを用いることとしている。

また、ドレン移送ポンプ及びポンプ廻りの配管については、鉄板遮蔽壁が設置されており、ドレンライン使用時にポンプ及び配管内のスクラバ水からの線量に対して操作員の被ばくを低減するよう配慮されている。(第4図, 第5図)



第4図 ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図（平面図）



第5図 ドレン移送ポンプ廻りメタルホース敷設図（側面図）

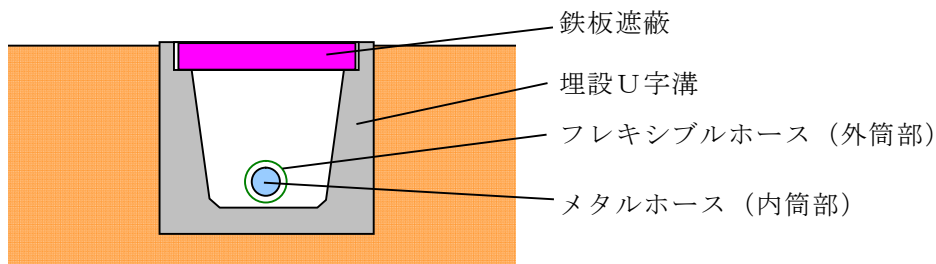
### 3. 遮蔽壁外の屋外配管からの漏えい対策について

ドレン移送ポンプから原子炉建屋までの屋外配管については、可撓性のあるメタルホースを用いることで地震による変位を吸収する構造としている。また、第6図に示すように、フレキシブルホースを外筒としてメタルホースを内部に格納することで二重管構造とし、メタルホースからの漏えいは外筒部のフレキシブルホース内に貯留する構造となっている。メタルホース間の接合部はフランジ締結されており、メタルホースに損傷があった場合には対象部を予備品と交換可能な構造としている。



第6図 メタルホースの二重管構造

メタルホースは第7図のように埋設U字溝内に格納されており、U字溝上部にはスクラバ水に含まれる放射性物質による地上面の線量の上昇を抑制するように鉄板遮蔽蓋が設置されている。



第7図 U字溝内メタルホース敷設図

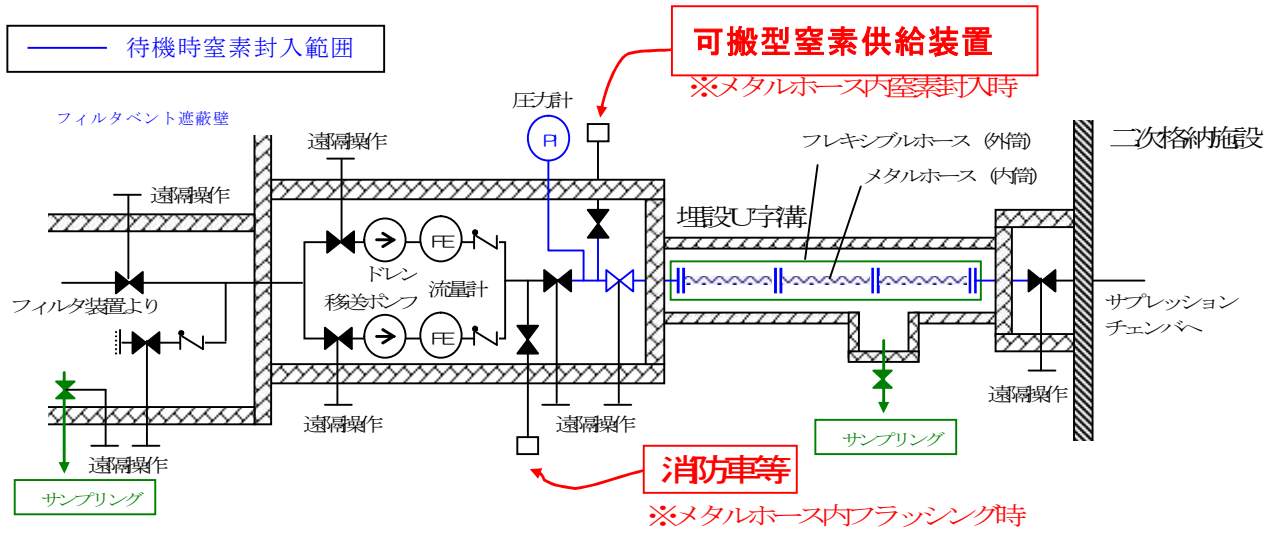
系統待機時には第8図に示すようにメタルホース内を可搬型窒素供給装置により大気圧より高い状態で窒素封入しており、圧力計にてメタルホースの内圧を常時監視可能な構造としている。ドレン移送ライン使用前にメタルホースが損傷した場合には、メタルホース内の窒素封入ガスが外筒部へ漏えいして内圧が下がるため、圧力計にて監視可能である。したがって、ドレン移送ライン使用前には圧力計を確認し、メタルホースの健全性を確認した上でドレン移送ラインを使用する手順としている。

また、ドレン移送ライン使用後は、待機時と同様に可搬型窒素供給装置より系統内に窒素を供給してメタルホース内のスクラバ水をサプレッション・チェンバへ移送すると共に、メタルホース両端の仕切弁を全閉することにより圧力計にてメタルホースの圧力降下を監視する。

メタルホースの敷設範囲を第9図及び第10図に示す。



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 8 図 ドレン移送ライン概略系統図



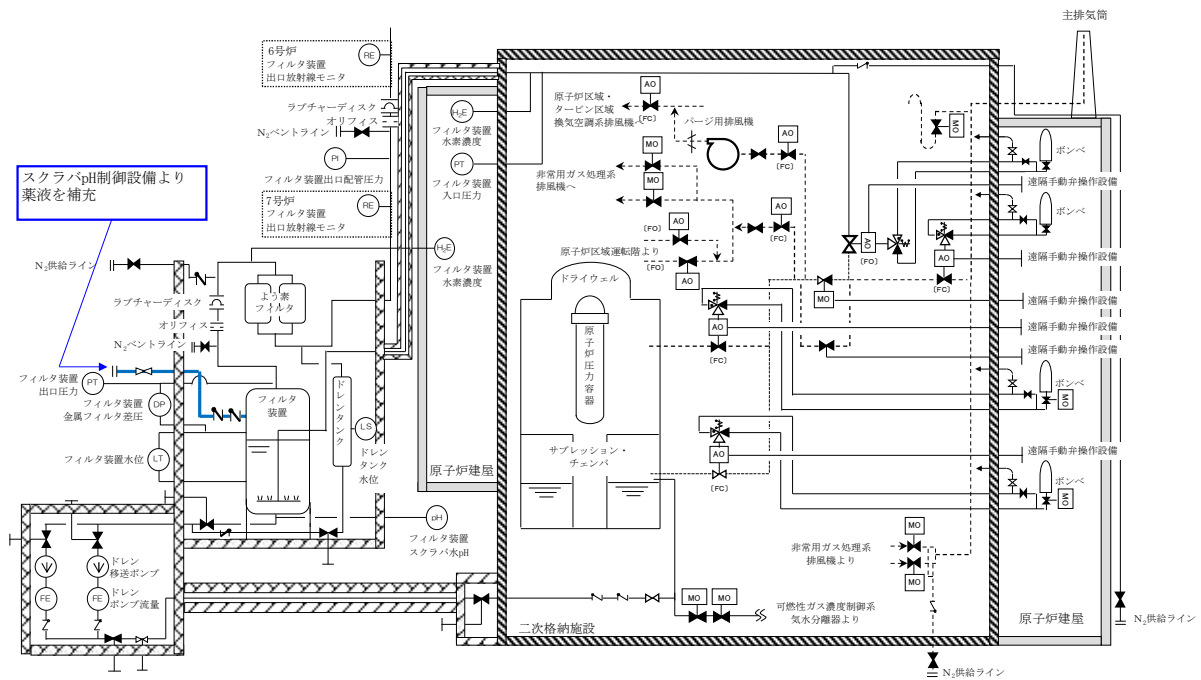
第 9 図 メタルホース敷設範囲図 (7号炉)



第 10 図 メタルホース敷設範囲図 (6 号炉)

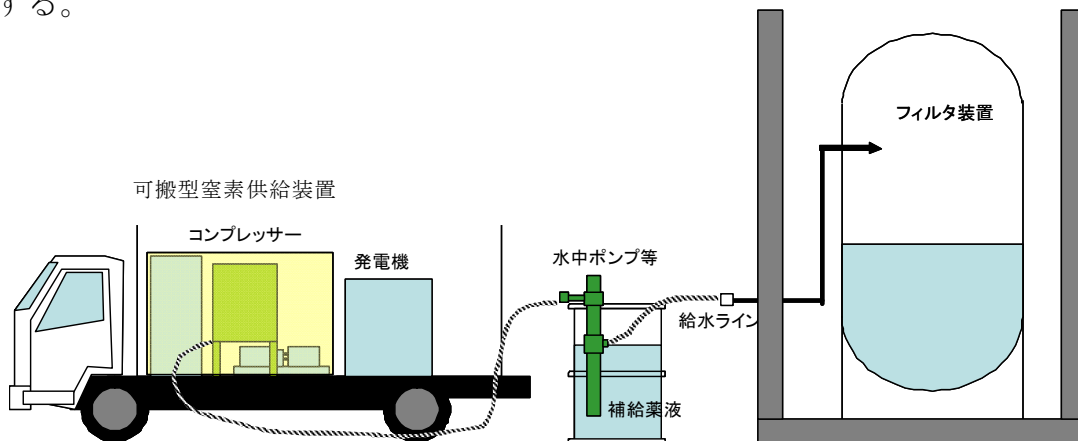
別紙 24 スクラバ水の pH 調整方法について

ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によりフィルタ装置内のスクラバ水位が上昇した場合、スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まるため、スクラバ水の pH 値が低下する。pH 値が規定値よりも低くなった場合には、第 1 図に示すように給水ラインを用いて外部よりスクラバ水へ薬液を補充する必要がある。



第 1 図 薬液注入箇所

薬液を補充する方法については、第 2 図に示すように、可搬型窒素供給装置の空気圧力にて空気駆動水中ポンプ等を用いてフィルタ装置内に薬液を注入する。補充する薬液濃度は、スクラバ水内の初期濃度よりも十分に濃度の高いものとし、必要な補充量についてはフィルタ装置水位により予め算出した量を補充するものとする。



第 2 図 スクラバ水 pH 制御設備概要図 (案)

薬液を貯留するタンク及び水中ポンプ等の資機材は可搬式として薬液補充が必要な時期までに予め給水口付近まで運搬して待機するものとする。また、補充する薬液については、高濃度の薬液を予め用意しておき、必要となる時期までに必要量をタンク内に準備する。

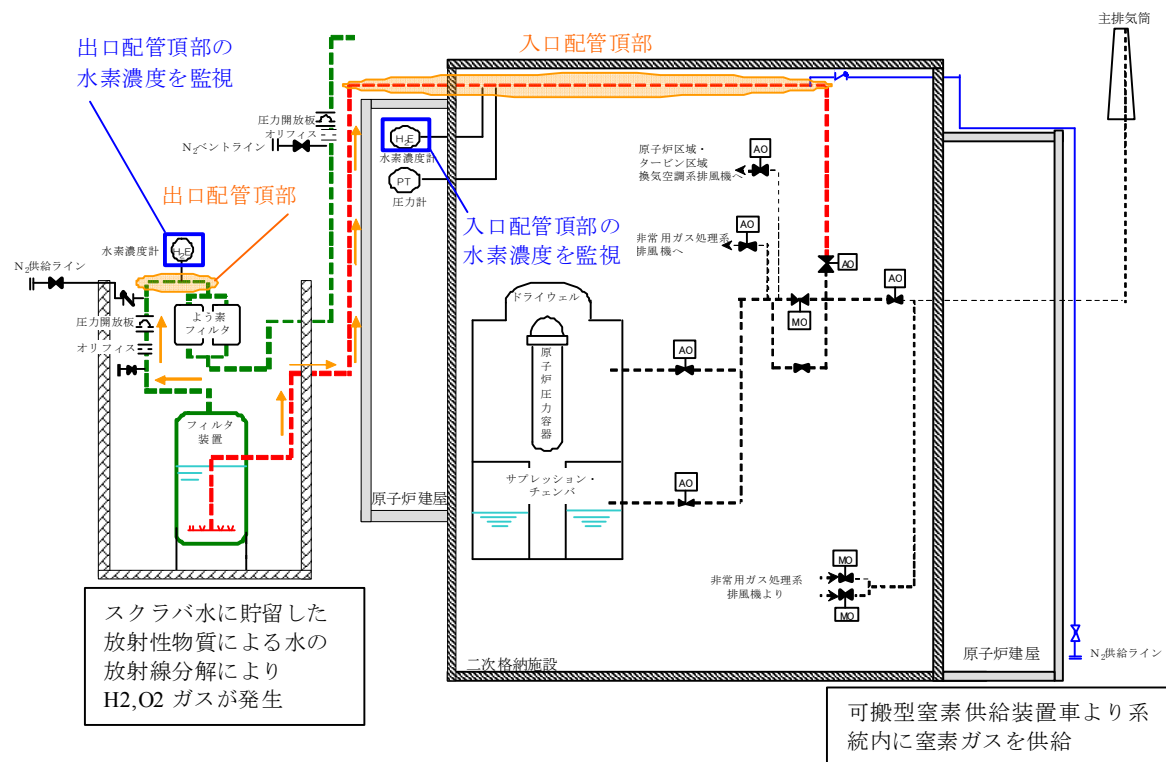
別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方について

1. 格納容器圧力逃がし装置への水素滞留可能性について

ベント実施直後には原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応によって発生した水素がベントガスとともに格納容器圧力逃がし装置を通じて系外へ放出される。このときのベントガスのモル組成としては水蒸気及び水素、窒素が支配的であり、酸素はほとんど含まれていない。ベント実施前は予め系統内は窒素置換されており、ベントガスに含まれる水素濃度が高くて可燃限界に達することはない。

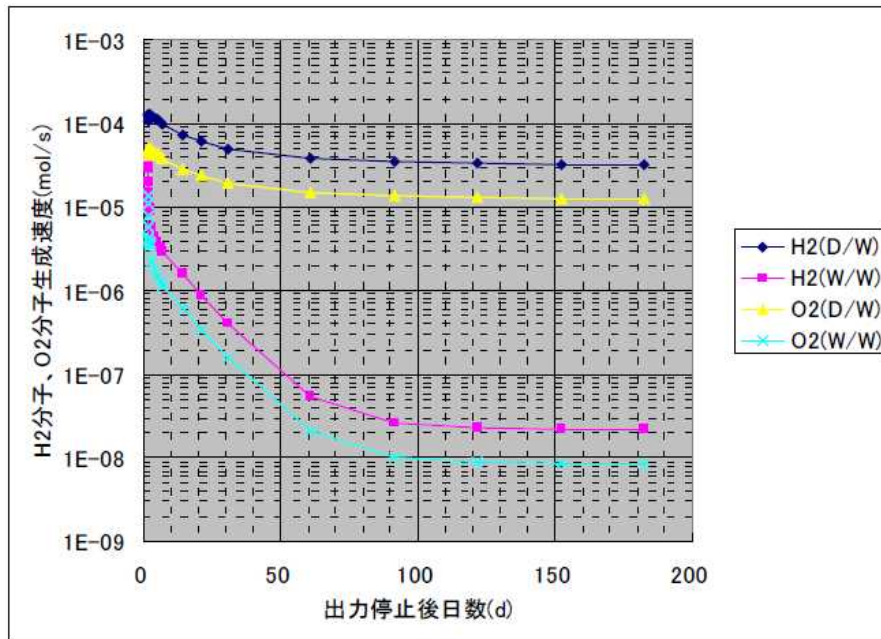
ベント実施中においては原子炉格納容器内及びフィルタ装置内へ放出された放射性物質により水の放射線分解によって発生する水素・酸素が系統内へ放出される。ただし、常にガス流れがあること、及びベントガス中のモル組成としては水蒸気が支配的であるため、系統内が可燃限界に達することはない。また、配管内で他系統への隔離弁によって閉塞する箇所のうち、水素滞留の可能性のある箇所については別紙 19 に示すベントラインを設置することで、局所的に水素・酸素濃度が上昇しないように配慮している。

ベント停止後にベント弁を閉じた後は、系統内にガス流れが無くなるため、スクラバ水内に蓄積された放射性物質による水の放射線分解によって発生した水素・酸素が系統内に滞留する。水素は分子量が小さいため、浮力により上部へ移行して、時間とともに系統内配管頂部に蓄積する。(第 1 図)

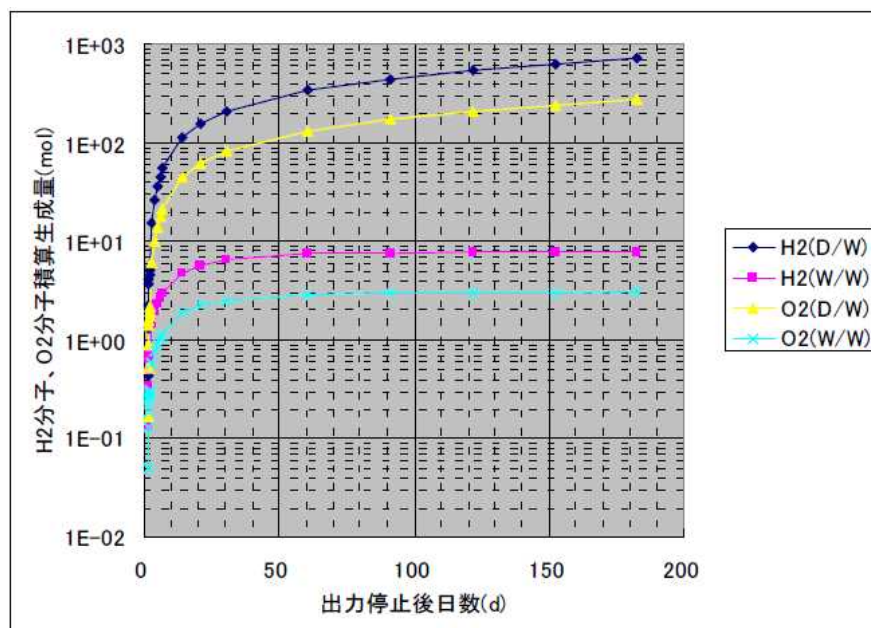


第 1 図 スクラバ水内での水素・酸素の発生系統図

2. スクラバ水で発生する水素・酸素により系統内が可燃限界となるまでの評価  
 ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、  
 水の放射線分解にて発生する水素・酸素の生成速度及び積算生成量について評  
 価を行った。ベントシナリオとしては大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオと  
 し、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。評価結果を第 2  
 図及び第 3 図に示す。



第 2 図 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度



第 3 図 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

なお、水素・酸素分子の生成量を算出するにあたって、有効性評価の補足説明資料「G 値について」にて紹介されている電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」にて実測された照射開始から短時間経過後の実効 G 値のうち、最も大きい実効 G 値<sup>※1</sup>である以下の値を用いた。

$$G(\text{H}_2) = 0.36(10^{-2}\text{eV}), G(\text{O}_2) = 0.14(10^{-2}\text{eV})$$

※1 上記の値は FCS の性能解析に用いることを目的として設定した環境条件下での G 値の測定結果である。有効性評価の補足説明資料「G 値について」で示したとおり、G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため、今回の評価において FCS の性能解析条件下での G 値を用いることは保守的な扱いになっているものとする。

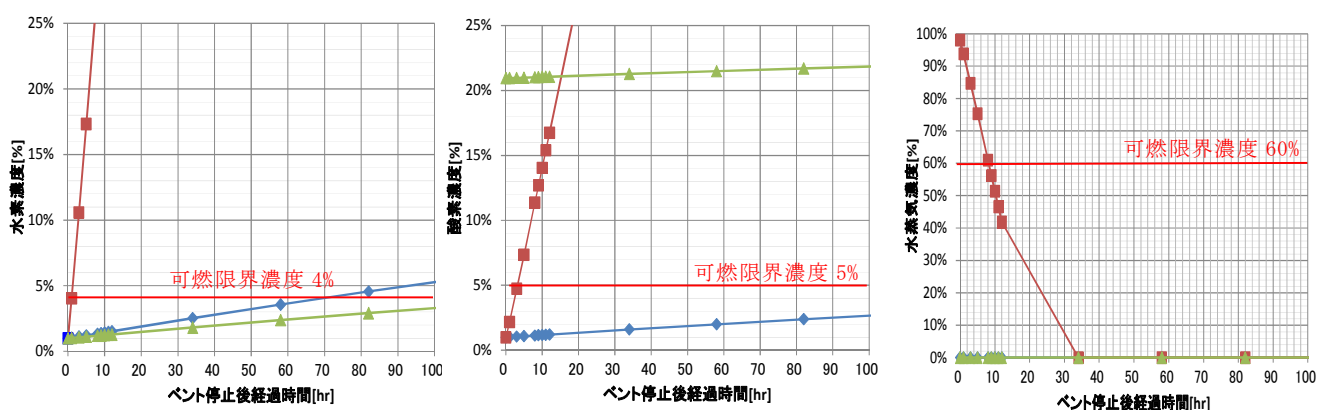
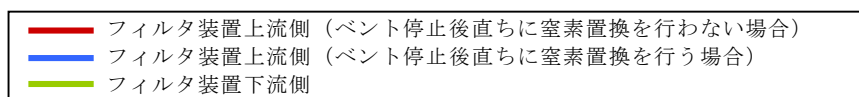
上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素及び酸素が可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、水素 4%以上、酸素 5%以上、水蒸気 60%以下とした。なお、保守的な条件として、系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず、ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮したものとする。

評価条件を第 1 表、評価結果を第 4 図及び第 5 図に示す。

第 1 表 評価条件一覧

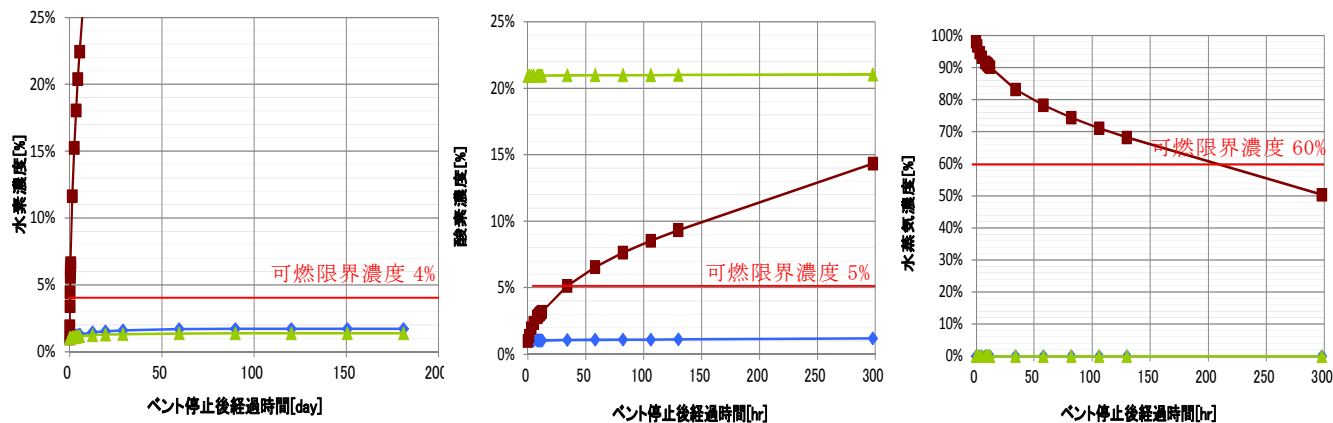
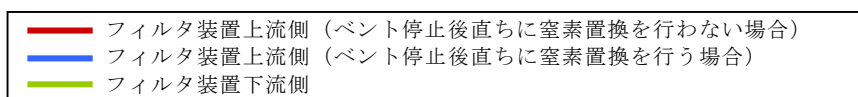
評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず、系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧 (46℃で約 0.1atm) になることにより、スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。</li> <li>・ 系統内の気体のモル組成として、水素と酸素以外は全て水蒸気と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素 1%、酸素 1%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・ スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・ スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し、吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。</li> <li>・ 水素、酸素が蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置上流側 (ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い、フィルタ装置上流側配管が窒素で置換 (1atm) されたと仮定した。(スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない)</li> <li>・系統内の気体のモル組成として、水素と酸素以外は全て窒素と仮定した。また、初期の系統内の気体条件として、水素 1%, 酸素 1%が系統内に存在すると仮定した。</li> <li>・スクラバ水に蓄積された FP によって水素・酸素が発生する範囲としては、フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。</li> <li>・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.5m (上限水位) と仮定し、水素、酸素が蓄積する範囲としては、保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。</li> </ul>
フィルタ装置下流側	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。</li> <li>・スクラバ水位はノズル上端から 2.5m (上限水位) と仮定した。</li> <li>・保守的に狭い空間体積への水素・酸素ガスの蓄積を評価することとし、フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。</li> <li>・フィルタ装置下流部はラプチャーディスクが開放されていることから、初期ガス組成としては、空気 1atm とした。</li> </ul>



第 4 図 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)





第5図 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約8時間後、W/W ベントの場合は約9日後にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が60%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では約6日後にフィルタ装置下流側の水素濃度が4%以上（酸素濃度は大気開放のため5%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180日後でも可燃限界に到達することはなかった。

### 3. 窒素置換完了までの所要時間について

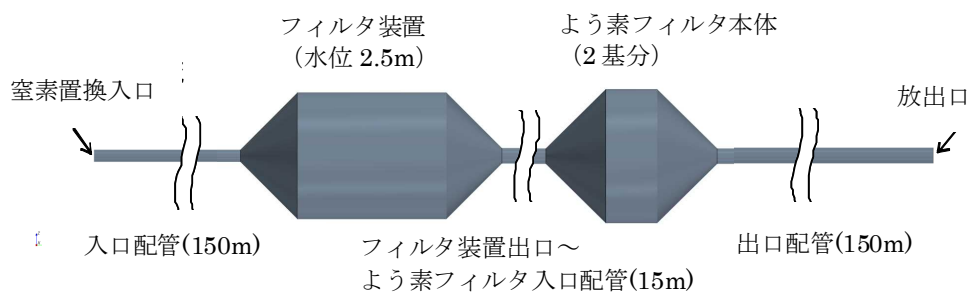
格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素を窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を第 2 表、評価モデルを第 6 図に示す。

第 2 表 評価条件

項目	値
使用コード	汎用流体計算コード STAR-CCM+ Ver. 8.04
窒素供給装置流量	70 Nm <sup>3</sup> /h <sup>*</sup>
窒素供給装置ガス組成	窒素 99%, 酸素 1%
系統内初期ガス組成	窒素 91%, 酸素 5%, 水素 4%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第 6 図参照</li> <li>・強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。</li> </ul>

※ 可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99%以上の窒素ガスを、70 Nm<sup>3</sup>/h の流量にて供給可能である。



第 6 図 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果、約 3 時間程度で系統内全域において濃度が 1%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1%まで下げることができる能力を有している。

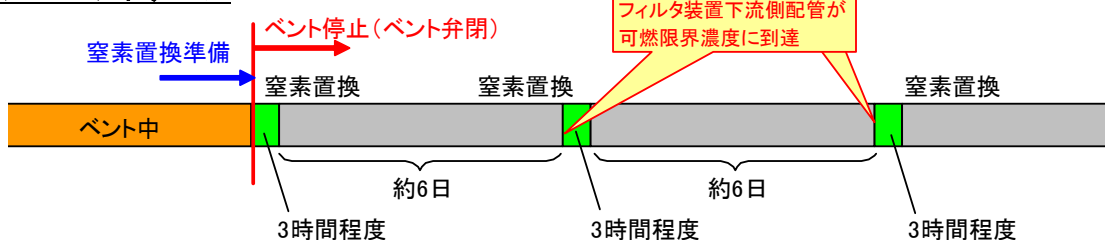
#### 4. 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、D/W ベントの場合は約 6 日後に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は約 180 日以上可燃限界に達することはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

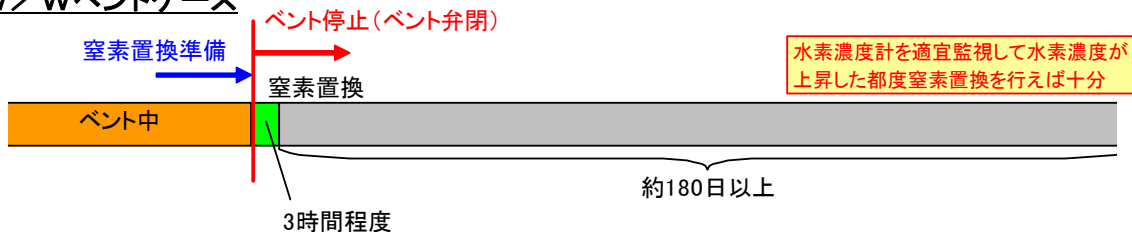
間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、前述の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されている水素濃度計により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力（70Nm<sup>3</sup>/h において窒素濃度 99%）、ならびに水素濃度計の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が 2%以下になった時点で窒素置換を停止する。

以上をもとに、窒素置換を間欠的に実施する運用に関してを第 7 図に示す。ベント停止においては、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行っておき、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後には水素濃度計にて水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇した場合には間欠的に窒素置換を行うこととする。

#### D/Wベントケース



#### W/Wベントケース

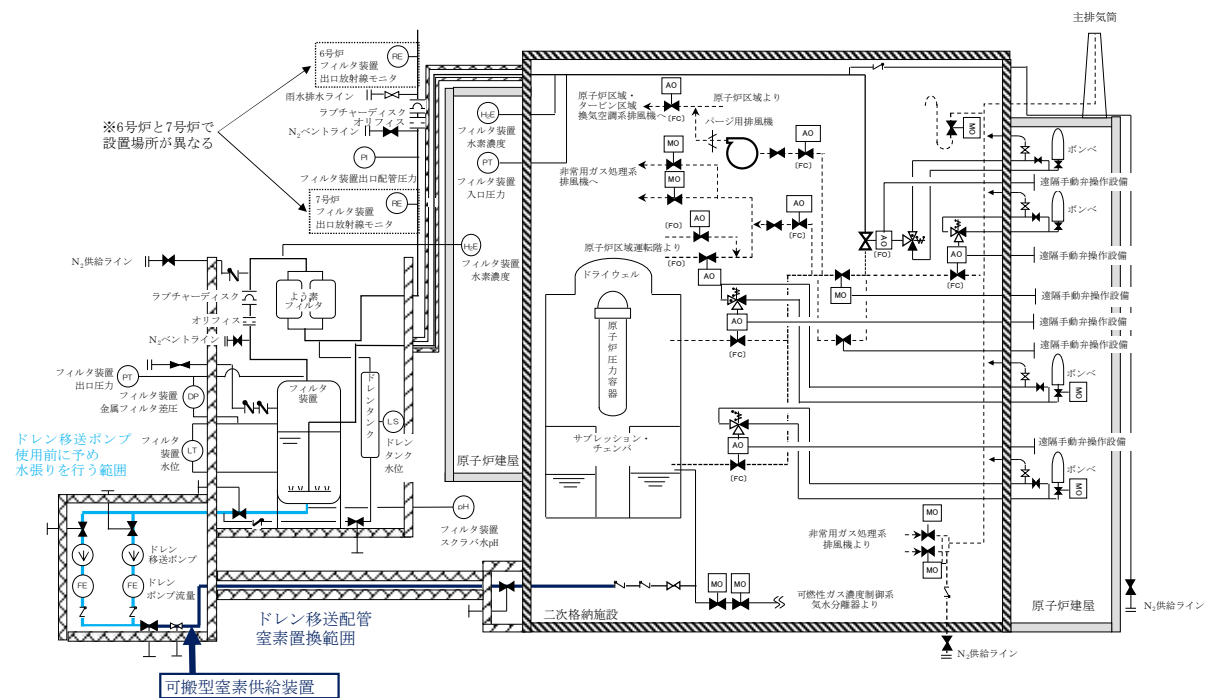


第 7 図 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

別紙 26 ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入影響について

ドレン移送ラインについては、第1図のように可燃性ガス濃度制御系配管を通じてサブプレッション・チェンバに接続されている。ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサブプレッション・チェンバへ移送した際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラバ水と同時にサブプレッション・チェンバへ流入する。サブプレッション・チェンバ内の水素濃度が高い状態でスクラバドレン水を移送した場合には、流入した空気に含まれる酸素と水素が合流してサブプレッション・チェンバ内で局所的な水素燃焼を生じることが懸念される。

したがって、点検停止中に予めドレン移送ライン（ポンプ出口側隔離弁～原子炉格納容器隔離弁間）の窒素置換をしておくことにより、スクラバドレン水移送時においてもサブプレッション・チェンバ内に酸素が流入しない運用とする。



第1図 ドレン移送ライン窒素置換範囲系統図

## 別紙 27 スクラバ水の設定について

### 【待機時薬液濃度の設定】

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を  以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は、これらの要因を考慮しても pH が  以上を維持できるよう設定する必要がある。

そこで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を評価する。

#### ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

原子炉格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が、熱ならびに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し、スクラバ水の pH を低下させる。原子炉格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mo1]<sup>※1</sup> と評価している。そのため、この酸を中和するため、水酸化物イオンも 330[mo1]消費される。

※1 原子炉圧力容器が破損し、炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は、下部ドライウエルが局所的に高温になり、下部ドライウエルに接続されるケーブルの被覆材が熱分解する可能性がある。ここでは、保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が熱分解されるものと仮定し、HCl の生成量を評価した。熱分解により生成された HCl については、ドライウエルスプレイにより気相部から除去されるとともに、原子炉格納容器内に保持されている間、水蒸気と共にサブプレッション・チェンバに移行し複数回スクラビングを受けることから、ドライウエルスプレイによる除去効果及びサブプレッション・チェンバでのスクラビング効果を考慮してフィルタ装置への流入量を評価した。

なお、格納容器ベント実施後においては、ケーブルが存在する原子炉格納容器気相部の線量率が低下することから、放射線分解による HCl の生成量は無視できるものと考えられる。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_1 \times 1 / (DF_1 \times DF_2) \\
 &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\
 &= 330 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q<sub>1</sub> : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

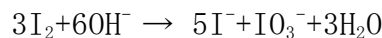
DF<sub>1</sub> : ドライウェルスプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF<sub>2</sub> : サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数

(10: 発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針 (平成 2 年 8 月 30 日  
原子力安全委員会決定 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員  
会)) [-]

## ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載の通り、1 [mol] の無機よう素を捕捉するためには、2 mol の水酸化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、5.22 [mol]<sup>※2</sup> と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン 10.44 [mol] が消費される。

※2 無機よう素のフィルタ装置への流入量は、原子炉格納容器内での沈着や、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果を考慮し、以下の式により評価する。ここで、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_0 \times F \times g \times 1 / (DF_1 \times DF_2 \times DF_3) \times 1/M \\
 &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1 / (2 \times 10 \times 1) \times 1/254 \\
 &\sim 5.22 [\text{mol}]
 \end{aligned}$$

Q : 無機よう素のフィルタ装置への流入量 [mol]

q<sub>0</sub> : よう素の停止時炉内内蔵量 (29100) [g]

F : よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g : 無機よう素の組成構成比 (0.91: R. G. 1. 195) [-]

DF<sub>1</sub> : 原子炉格納容器内での沈着による除去係数 (2: Standard Review Plan 6.5.5) [-]

DF<sub>2</sub> : サプレッション・チェンバでのスクラビングによる除去係数

(10: 発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針 (平成 2 年 8 月 30 日  
原子力安全委員会決定 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会)) [-]

DF<sub>3</sub>: ドライウェルスプレイによる除去係数(1) [-]

M: 無機よう素の分子量 (254) [-]

- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈  
待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張って  
おり、水量は 23670[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大  
水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38750[l]へ増  
加する。そのため、スクラバの薬液濃度は  $23670/38750=0.61$  倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [ ] [wt%]とする。スクラ  
バ水の初期量は 23670[l]であるため、添加する NaOH の量は  $23670 \times [ ] [ ]$   
[kg]=[ ] [mol]となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は  $330+10.44=340.44$  [mol]であ  
るため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は  
[ ]  $-340.44=$  [ ] [mol]となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の  
量は 38750[l]である。そのため、水酸化物イオン濃度は  
[ ]  $/38750=$  [ ] [mol/l]となり、pHは [ ]となる。

よって、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [ ] [wt%]とすると、①②  
③の要因を考慮した後の pHは [ ]となり、無機よう素の DFを 1000 以上とする  
ために必要なスクラバ水の pHである [ ]よりも十分に大きい。そのため、フィル  
タ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [ ] [wt%] (NaOH)とする。また、その時の  
pHは [ ]となる。

### 【ラジオリシスによる pH の変化】

フィルタ装置スクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線に晒される。この放射線により、スクラバ水が放射線分解し、pH が酸性側にシフトしてしまうと、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性がある。

そこで、放射線分解シミュレーションにより、スクラバ水に想定される高温の放射線照射環境下において、スクラバ水の pH がどのように変化するかの評価を実施した。評価の条件を第 1 表に示す。

第 1 表 放射線分解シミュレーション条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ FACSIMILE
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水の放射線分解収量，分解生成物の反応式リスト，反応速度定数 ：文献<sup>1)</sup>より設定</li> <li>・ 高温での水酸化ナトリウム解離定数 ：文献<sup>2)</sup>より設定.</li> </ul>
スクラバ水の条件	<p>【ケース 1：スクラバ水温 100℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラバ水温度：100℃</li> <li>・ 雰囲気：脱気</li> <li>・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h<sup>※1</sup></li> <li>・ 照射時間：7 日間</li> <li>・ 初期 pH：12.5 (25℃における値)</li> </ul> <p>【ケース 2：スクラバ水温 200℃】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラバ水温度：200℃</li> <li>・ 雰囲気：脱気</li> <li>・ スクラバ水吸収線量率：10kGy/h<sup>※1</sup></li> <li>・ 照射時間：7 日間</li> <li>・ 初期 pH：12.5 (25℃における値)</li> </ul>

文献<sup>1)</sup>：A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009)

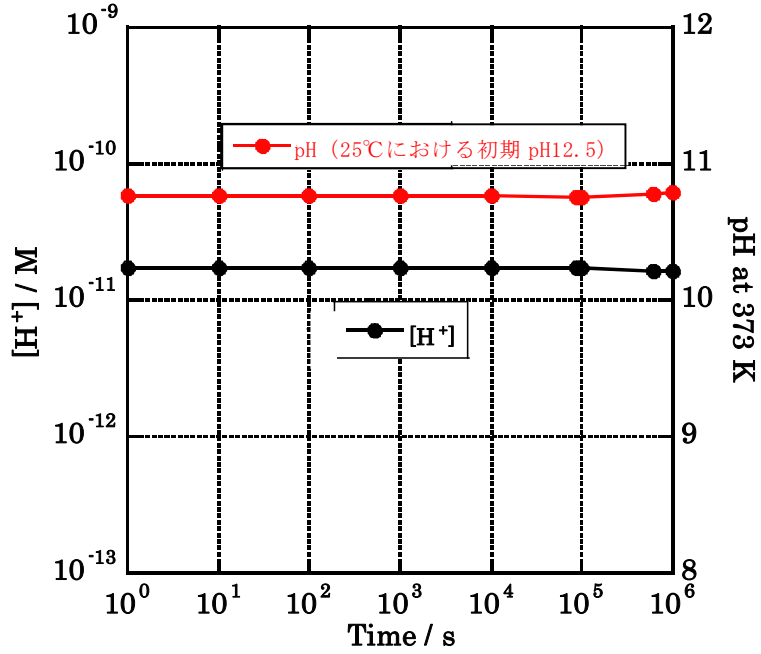
文献<sup>2)</sup>：Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

※1 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベントシナリオにて想定される線量率の約 10 倍

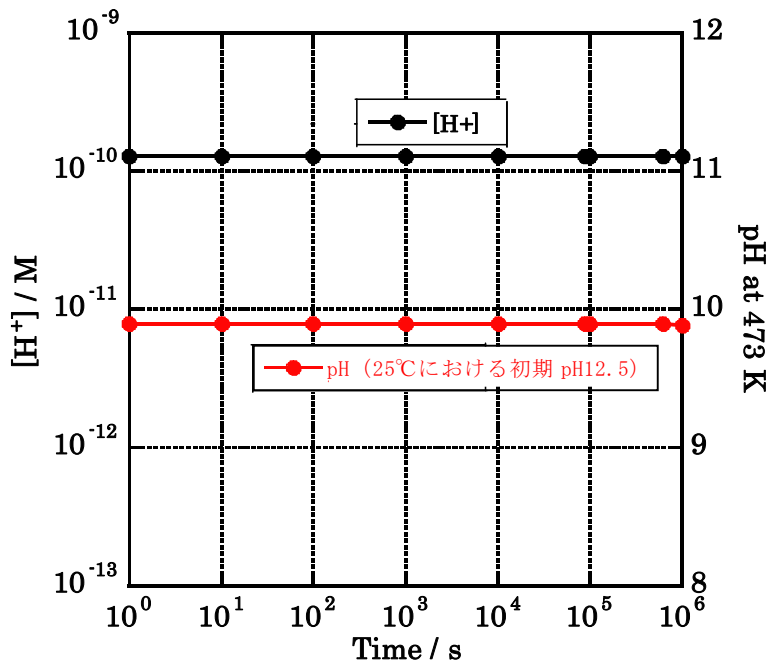
第 1 表の条件にて放射線分解シミュレーションを実施したところ、スクラバ水 pH の時間推移は第 1 図，第 2 図の通りとなった。第 1 図，第 2 図より、いずれのケースにおいても、H<sup>+</sup>濃度はほとんど変化しておらず、そのためスクラバ水の pH もほとんど変化しないことがわかった。

よって、スクラバ水の放射線分解による pH の変化はほとんど生じないことから、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。





第1図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 100°C)



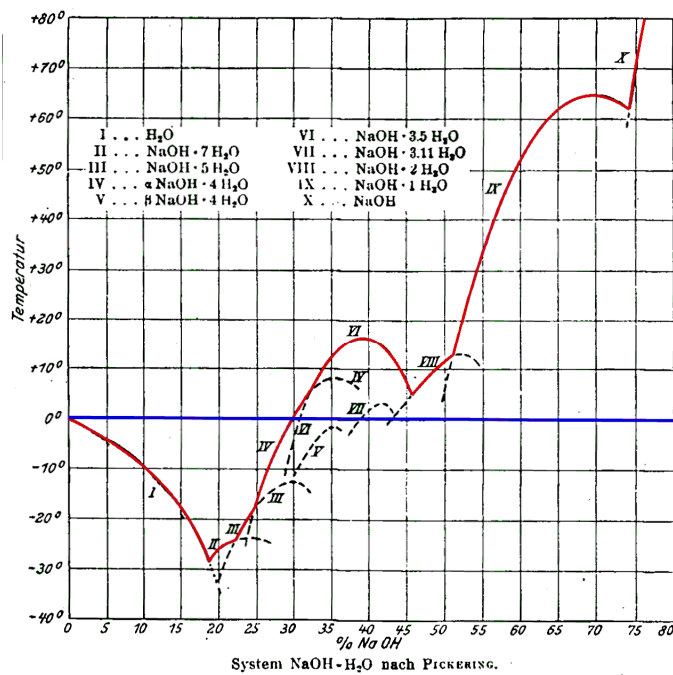
第2図 スクラバ水 pH の時間推移 (スクラバ水温 200°C)

【薬液の劣化・濃度均一性】

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、第3図の通り示されている。第3図より、フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH    [wt%] では、水温が 0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は保温材を敷設しており、スクラバ水は 0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に NaOH が析出することはない。

また、NaOH は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はラプチャーディスクより外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルタ装置を使用すると、スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。



第3図 NaOH の水系相平衡図

## 【水位の設定】

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

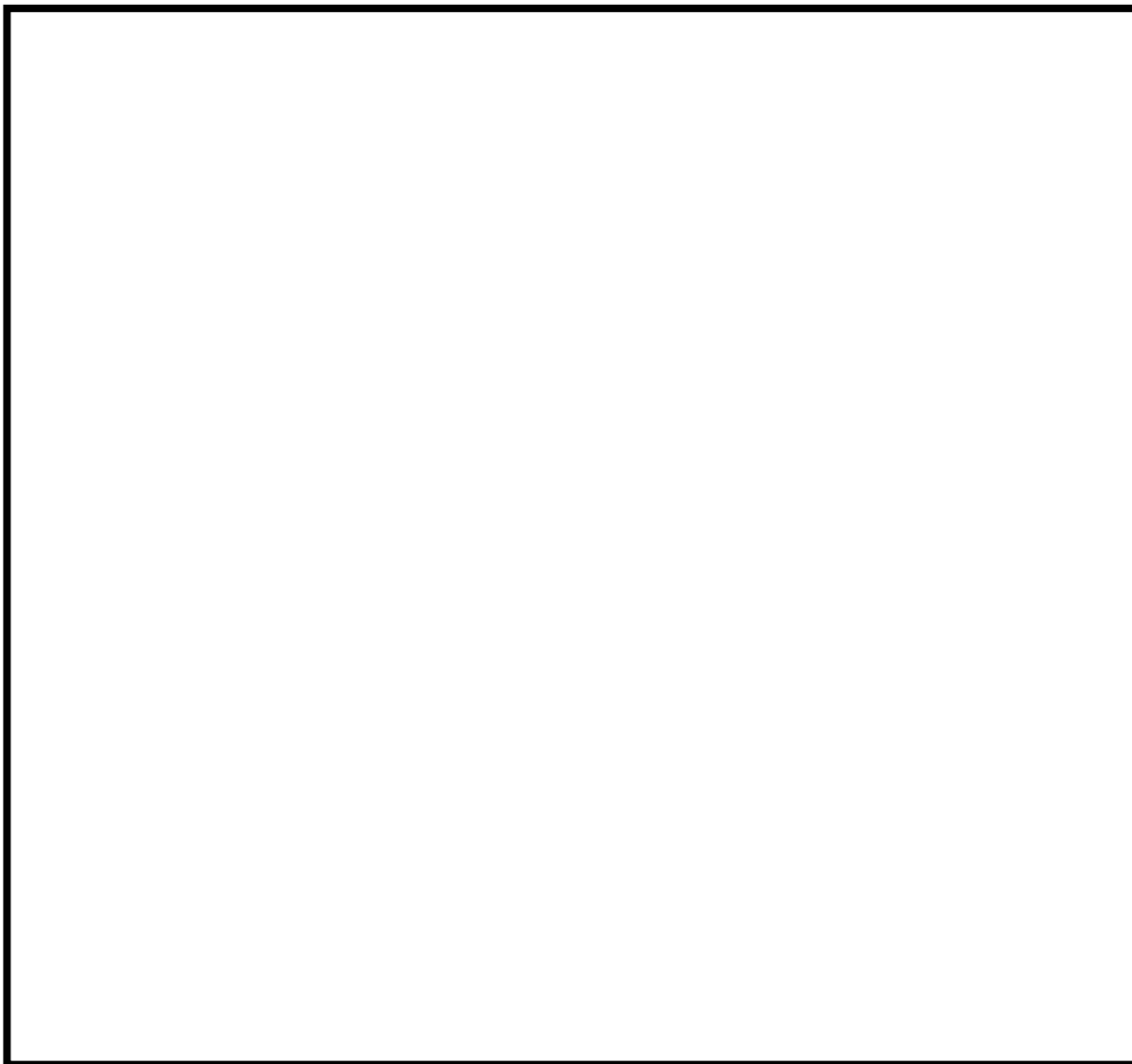
### ① 下限水位

- ・スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。
- ・スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを確認している。
- ・そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

### ② 上限水位

- ・スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。
- ・金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。
- ・スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。
- ・金属フィルタドレン配管下端の位置は、第4図の通り、スクラバノズル上端よりも低いため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。
- ・スクラバ水の吹き上がり量、ならびにスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、以下の『スウェル試験』により確認し、その結果、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第4図 フィルタ装置構造図

(スウェル試験)

水スクラバにガスを噴射した際の、スクラバ水の吹き上がり（スウェル）量と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

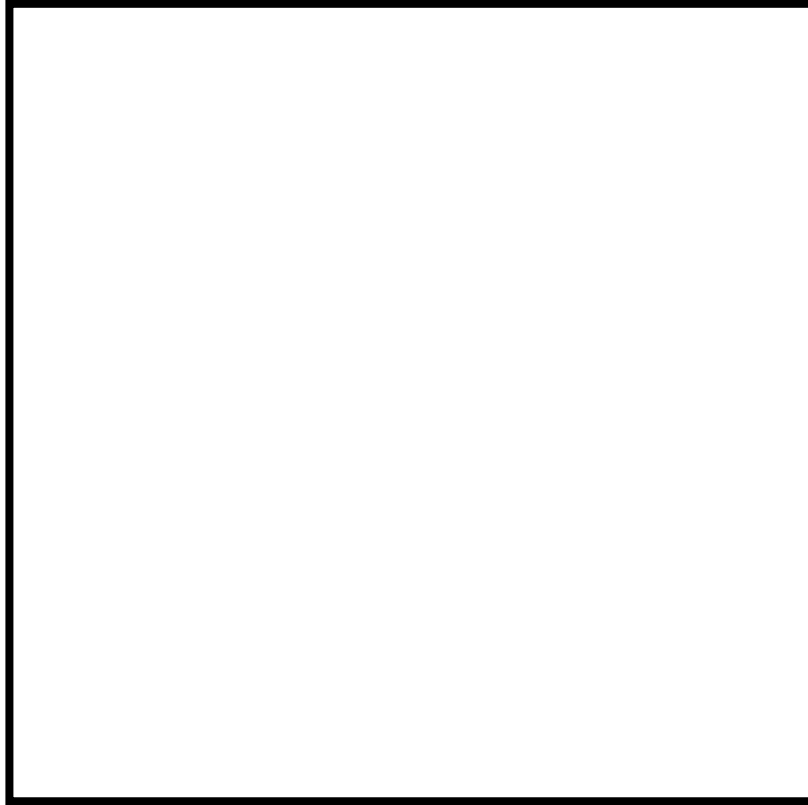
試験条件は第2表に記載の通り、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に大きくし、スクラバ水の吹き上がり量を目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、吹き上がり高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは常温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく [ ] wt% の NaOH を溶解した。

第2表 スウェル試験条件一覧表

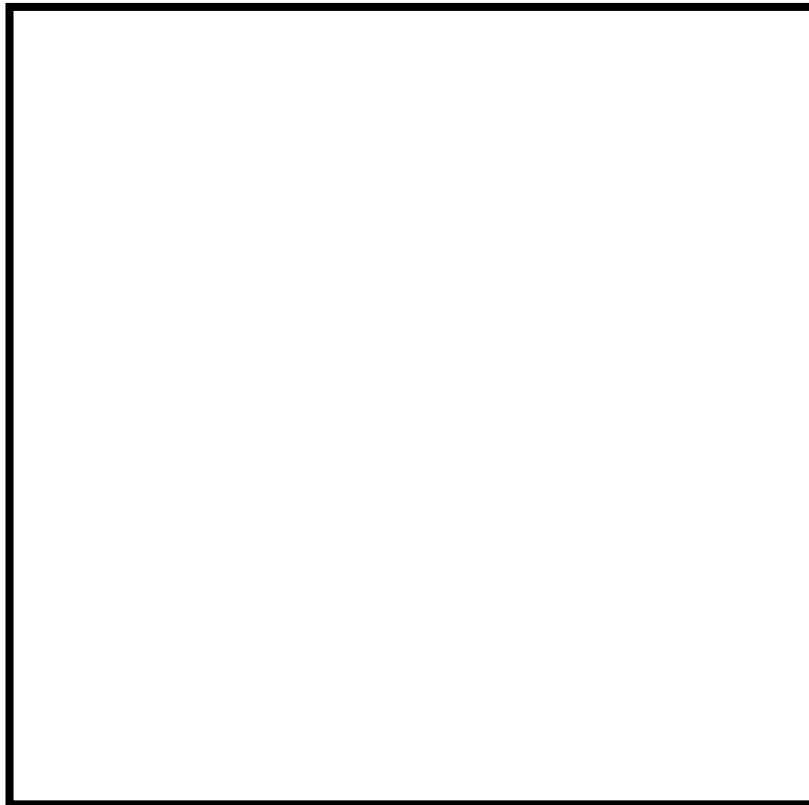
項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置 スクラバノズル本数は1本（実機は140本）、断面積は実機の1/140
試験ガス	・空気
ガス・スクラバ水温度	・常温
スクラバ水位	・1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd相当流量試験時) ・2m, 2.5m (最小流量相当試験時)
ガス体積流量	・2Pd相当流量 ・最小流量相当
薬液濃度	・NaOH [ ] wt%

上記条件にて試験を実施した結果、スクラバ水の吹き上がり量は第5, 6図の通りとなった。第5図に示す通り、2Pd相当流量（実機最大流量）においては、スクラバ水位2.3mで吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し、それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また、第6図の通り、最小流量相当では、スクラバ水位2.5mでも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

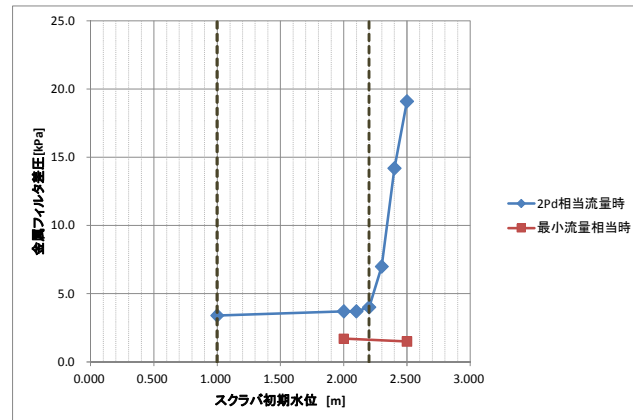


第5図 吹き上がり量目視確認試験結果（2Pd相当流量時）



第6図 吹き上がり量目視確認試験結果（最小流量相当時）

また、金属フィルタの差圧は第7図の通りとなった。第7図に示す通り、2Pd相当流量（実機最大流量）においては、水位が2.3m以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため、やはり金属フィルタの一部が水没してしまうと、金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方、最小流量相当では、スクラバ水位2.5mでも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。



第7図 金属フィルタ差圧計測結果

以上より、水スクラバの上限水位は、実機最大流量時の吹き上がり高さを考慮して、スクラバノズル上端+2.2mに設定する。

一方、フィルタ装置が最大流量となるのは、原子炉格納容器圧力2Pdにてベントを開始した直後であり、スクラバ水位は低い状態である。ベントガスの凝縮によりスクラバ水位が上昇して上限水位に到達する時には、ベント開始から十分時間が経過しており、ベントガスの流量は最大流量と比較して十分小さくなっている。

そのため、水スクラバの水位が高い状態と、ベントガスの流量が大きい状態を組み合わせ設定した上限水位は、非常に保守的である。

## 別紙 28 6号炉と7号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方

放射線モニタの設置目的は、別紙 3 で示したとおり、配管の線量率(mSv/h)から放射性物質濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)を算出することである。

放射線モニタは6号炉の場合、ラプチャーディスク通過後に設置しており、7号炉では、ラプチャーディスク通過前に設置してあるが、ラプチャーディスクは、原子炉格納容器からの排気圧力(0.62MPa [gage])と比較して十分低い圧力(0.10MPa [gage])で開放する設定としているため、6号炉及び7号炉の設置位置でも放射線モニタで十分に計測することが可能である。そのため、放射線モニタの設置位置は、現場の施工性を考慮して上記のとおり設計している。

なお、ラプチャーディスクが開放したかどうかの判断については、圧力計で確認できる設計としている。

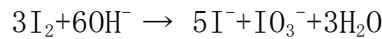


別紙 29 よう素捕捉時の化学反応による影響について

(1) 水スクラバによる無機よう素の捕捉

【化学反応熱】

水スクラバには、薬液として NaOH を   [wt%] 溶解することにより、下記の化学反応式により、無機よう素をよう素イオンとして、水スクラバ中に捕捉する。



上記の反応に伴う反応熱  $Q_1$  を標準エンタルピーより算出すると、 $Q_1$  は以下の通りとなる。なお、無機よう素は固体状とガス状で標準エンタルピーが異なることから、それぞれの場合について反応熱  $Q_1$  を算出する。(化学便覧改訂 5 版基礎編 II 表 10.127 および表 10.139 より)

① 無機よう素が固体状の場合

$$3x[0] + 6x[-230.015] = 5x[-56.78] + 1x[-221.3] + 3x[-285.83] + Q_1$$

$$Q_1 = -17.4 [\text{kJ/mol}]$$

ここで、フィルタ装置に流入する無機よう素は 5.22 [mol] と評価していることから、無機よう素の捕捉により生じる熱量  $Q_2$  は、以下の通りとなる。

$$Q_2 = Q_1 \times 5.22$$

$$= -17.4 \div 3 \times 5.22$$

$$= -30.276 [\text{kJ}]$$

② 無機よう素がガス状の場合

$$3x[62.438] + 6x[-230.015] = 5x[-56.78] + 1x[-221.3] + 3x[-285.83] + Q_1$$

$$Q_1 = 169.914 [\text{kJ/mol}]$$

ここで、フィルタ装置に流入する無機よう素は 5.22 [mol] と評価していることから、無機よう素の捕捉により生じる熱量  $Q_2$  は、以下の通りとなる。

$$Q_2 = Q_1 \times 5.22$$

$$= 169.914 \div 3 \times 5.22$$

$$= 295.651 [\text{kJ}]$$

一方、フィルタ装置には、事故後 1 ヶ月においても約 2.5 [kg/s] の蒸気が流入する。なお、フィルタ装置に流入する蒸気が、保守的に大気圧の飽和蒸気であるとする、蒸気の比エンタルピーは 2675.57 [kJ/kg] となる。よって、事故後 1 ヶ月における、フィルタ装置への蒸気エネルギーの流入率  $W_3$  [kJ/s] は以下の通りとなる。

$$W_3 = 2675.57 \times 2.5$$

$$= 6688.92 [\text{kJ/s}]$$

ゆえに、無機よう素が捕捉される際の熱量は、事故後 1 ヶ月後のフィルタ装置への蒸気流入量を想定したとしても、1 秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。そのため、無機よう素捕捉による熱

量がフィルタ装置の性能に与える影響はない。

### 【化学反応生成物】

無機よう素が反応するときの生成物は、フィルタ装置の性能に影響を与えるものではなく、可燃性物質もないことから、生成物の除去等特段の対応は不要である。

また、原子炉格納容器から塩化物の飛来が想定されるが、スクラバ水の水酸化ナトリウムと反応してNaClが生成されるだけであることから、フィルタ装置の性能に影響を与えるものではない。

また、有機よう素はスクラバ水とは反応しないことから、有機よう素の飛来がフィルタ装置の性能に与える影響はない。さらに、フィルタ装置内の内部に塗装は施していないため、フィルタ装置内で有機よう素が発生することはない。

### (2) 銀ゼオライト吸着材による有機よう素の捕捉

#### 【化学反応熱】

よう素フィルタは、銀ゼオライト吸着材により、下記の化学反応式によって、有機よう素をよう化銀として、銀ゼオライト中に捕捉されている。

上記の反応に伴う反応熱  $Q_1$  を標準エンタルピーより算出すると、 $Q_1$  は以下の通りとなる。(化学便覧改訂5版基礎編II 表10.127, 10.129 および表10.133より)



ここで、よう素フィルタに流入する有機よう素は9.16[mol] (1.3[kg]) と評価していることから、有機よう素の捕捉により生じる熱量  $Q_2$  は、以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} Q_2 &= Q_1 \times 9.16 \\ &= 142.004 \times 9.16 \\ &= 1300.757 [\text{kJ}] \end{aligned}$$

一方、よう素フィルタには、事故後1ヶ月においても約2.5[kg/s]の蒸気が流入する。なお、よう素フィルタに流入する蒸気が、保守的に大気圧の飽和蒸気であるとすると、蒸気の比エンタルピーは2675.57[kJ/kg]となる。よって、事故後1ヶ月における、よう素フィルタへの蒸気エネルギーの流入率  $W_3$  [kJ/s] は以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} W_3 &= 2675.57 \times 2.5 \\ &= 6688.92 [\text{kJ/s}] \end{aligned}$$

ゆえに、有機よう素が捕捉される際の熱量は、事故後1ヶ月後のよう素フィルタへの蒸気流入量を想定したとしても、1秒間に流入する蒸気のエネルギーに満たない非常に小さい熱量であることがわかる。また、よう素フィルタに流入する

蒸気により、この熱量はすぐに除去されると考えられる。そのため、有機よう素捕捉による熱量がよう素フィルタの性能に与える影響はない。

【化学反応生成物】

有機よう素が反応するときの生成物として、可燃性物質である [ ] が生成されるが、この [ ] はベントガスと共に窒素雰囲気となっている系統内を通過し、燃焼することなく系統外へ排出されることとなる。そのため、よう素フィルタにおいて、有機よう素を捕捉する際に生成される [ ] が、格納容器圧力逃がし装置に与える悪影響はない。なお、仮に有機よう素の反応が全て上式による場合、発生する [ ] の量は [ ] (9.16[mo1]) となる。一方、ベントガスの蒸気流量は、事故後1ヶ月後においても約2.5[kg/s]となっている。そのため、発生する [ ] の量は、ベントガスの蒸気流量に対して非常に微量である。

別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について

フィルタ装置を長期間使用した場合の影響として、フィルタ装置スクラバ水にエアロゾルを捕集したことによるスクラバ水性状変化による DF 性能への影響と、金属フィルタに捕捉されるエアロゾルによる閉塞、スクラバノズルの振動による脱落、さらに金属フィルタによろ素が付着することによる腐食の影響について、以下の通り確認した。

1. スクラバ水性状変化による影響

水スクラバには、格納容器ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり、エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化が DF 性能に与える影響を確認するため、水溶性エアロゾルとして CsI を、非水溶性エアロゾルとして  $TiO_2$  それぞれをスクラバ水に大量に投入して、水スクラバ単体の DF 性能試験を行い、エアロゾルを投入しない場合の DF 性能試験の結果と比較した。

試験は第 1-1 図に示す、アクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を第 1-1 表に示す。また、実機に換算したエアロゾルの投入量を第 1-2 表に示す。第 1-2 表より、非常に大量のエアロゾルを投入したことがわかる。



第 1-1 図 試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

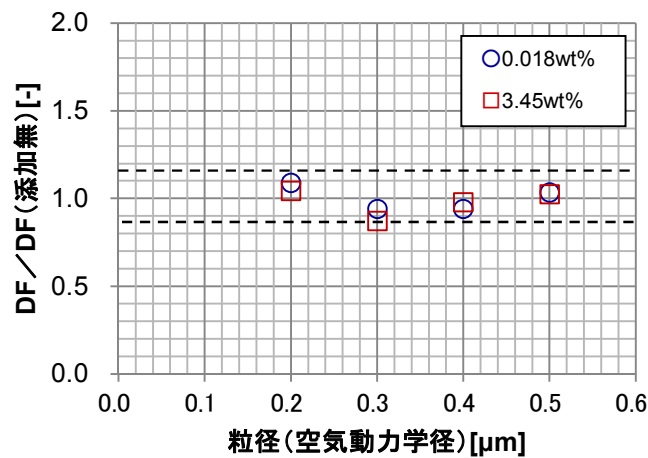
第1-1表 スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ アクリル試験装置
試験ガス	・ 空気
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 常温
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	<b>【CsI】</b> ・ 0.018wt% ・ 3.45wt% <b>【TiO<sub>2</sub>】</b> ・ 0.019wt% ・ 3.67wt%
試験エアロゾル	・ PSL

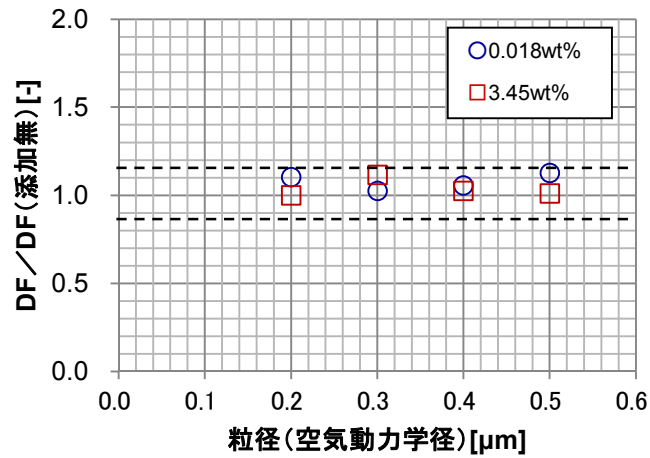
第1-2表 エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量
CsI	0.018wt%	4.42kg
	3.45wt%	847.32kg
TiO <sub>2</sub>	0.019wt%	4.66kg
	3.67wt%	901.35kg

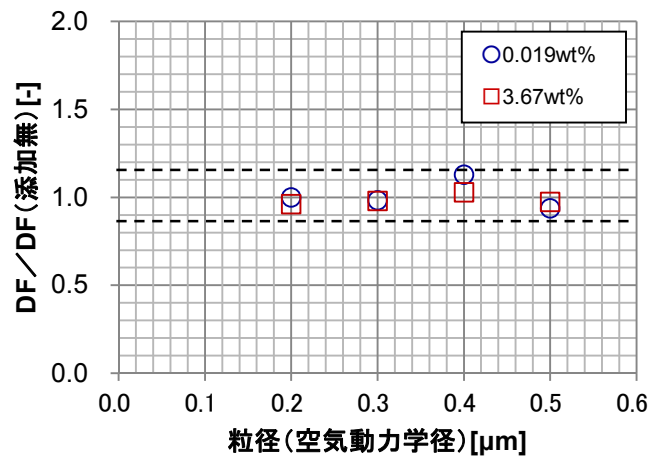
上記の条件にて試験を実施してDFを算出し、スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果、第1-2～5図の通りとなった。



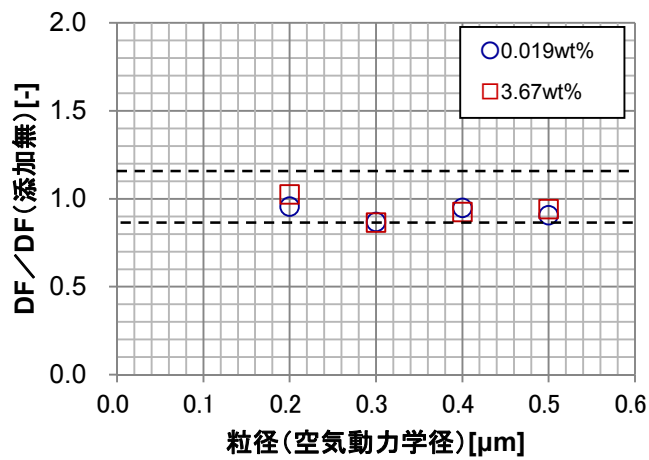
第1-2図 DF比 (CsI投入, 2Pd相当流量)



第1-3图 DF比 (CsI投入, 最小流量相当)



第1-4图 DF比 (TiO<sub>2</sub>投入, 2Pd相当流量)



第1-5图 DF比 (TiO<sub>2</sub>投入, 最小流量相当)

試験の結果より、エアロゾルを投入する場合としない場合で、DFに顕著な増減はなく、またDFの増減に一定の傾向は認められなかった。そのため、実機においてエアロゾルがスクラバ水に大量に流入したとしても、水スクラバのDF性能に影響はないと考える。

## 2. 金属フィルタ閉塞

フィルタ装置へのエアロゾルの流入による、金属フィルタの閉塞評価を実施した。事故シナリオは、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオと、MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオ<sup>※1</sup> とし、フィルタ装置へのエアロゾル流入量が大きい D/W ベントの場合を考慮した。

※1 フィルタ装置へのエアロゾル流入量の不確かさを考慮してもフィルタ装置が性能を発揮できることを確認するために、MCCI により、コンクリートエアロゾルが大量に発生するシナリオを想定した。このシナリオでは、原子炉圧力容器への注水及び下部ドライウエルへの事前水張りに全て失敗し、熔融炉心が下部ドライウエルに落下してから 1 時間後に初めて原子炉格納容器内（下部ドライウエル）に注水を開始するものとした。

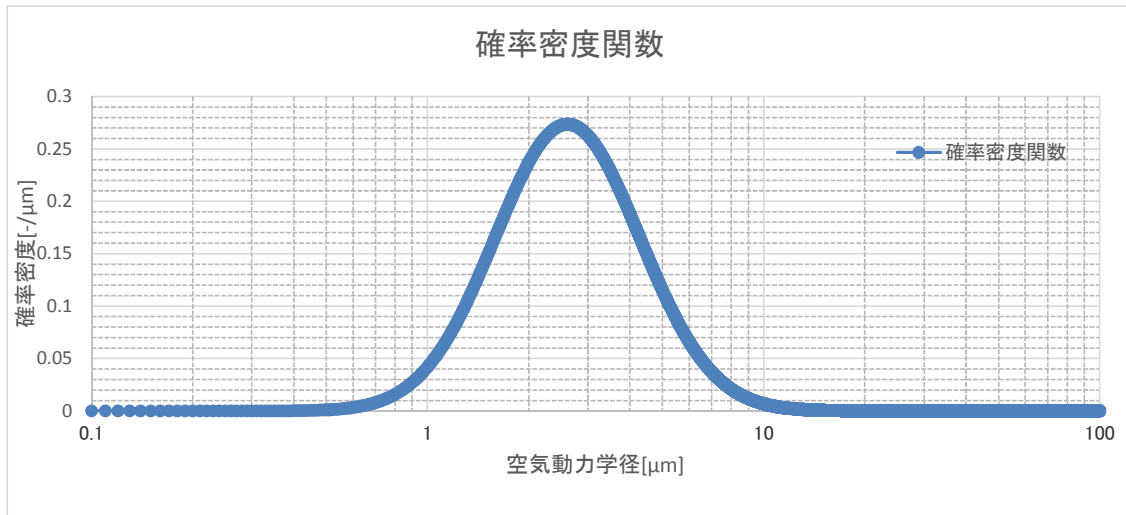
評価の手順は、以下の通りとなる。

- ① 各シナリオにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量 (cm<sup>3</sup>) を評価
- ② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して、水スクラバ単体のオーバーオール DF を算出
- ③ フィルタ装置に流入するエアロゾル量を水スクラバ単体のオーバーオール DF で除して、金属フィルタに流入するエアロゾルの量を算出
- ④ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量と、金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較し、流入量 < 許容量であることを確認する

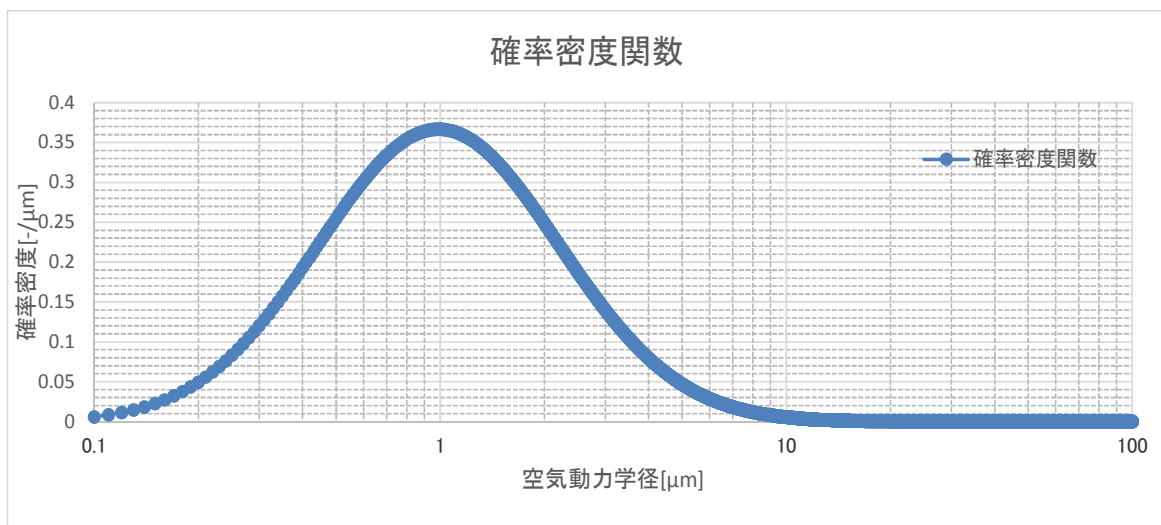
以下に評価結果を示す。

- ① フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布と流入量  
フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布は第 2-1, 2 図の通りとなる。また、フィルタ装置に流入するエアロゾル量は第 2-1 表の通りとなる。





第 2-1 図 エアロゾル粒径分布（大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント）



第 2-2 図 エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント）

第 2-1 表 エアロゾル流入量

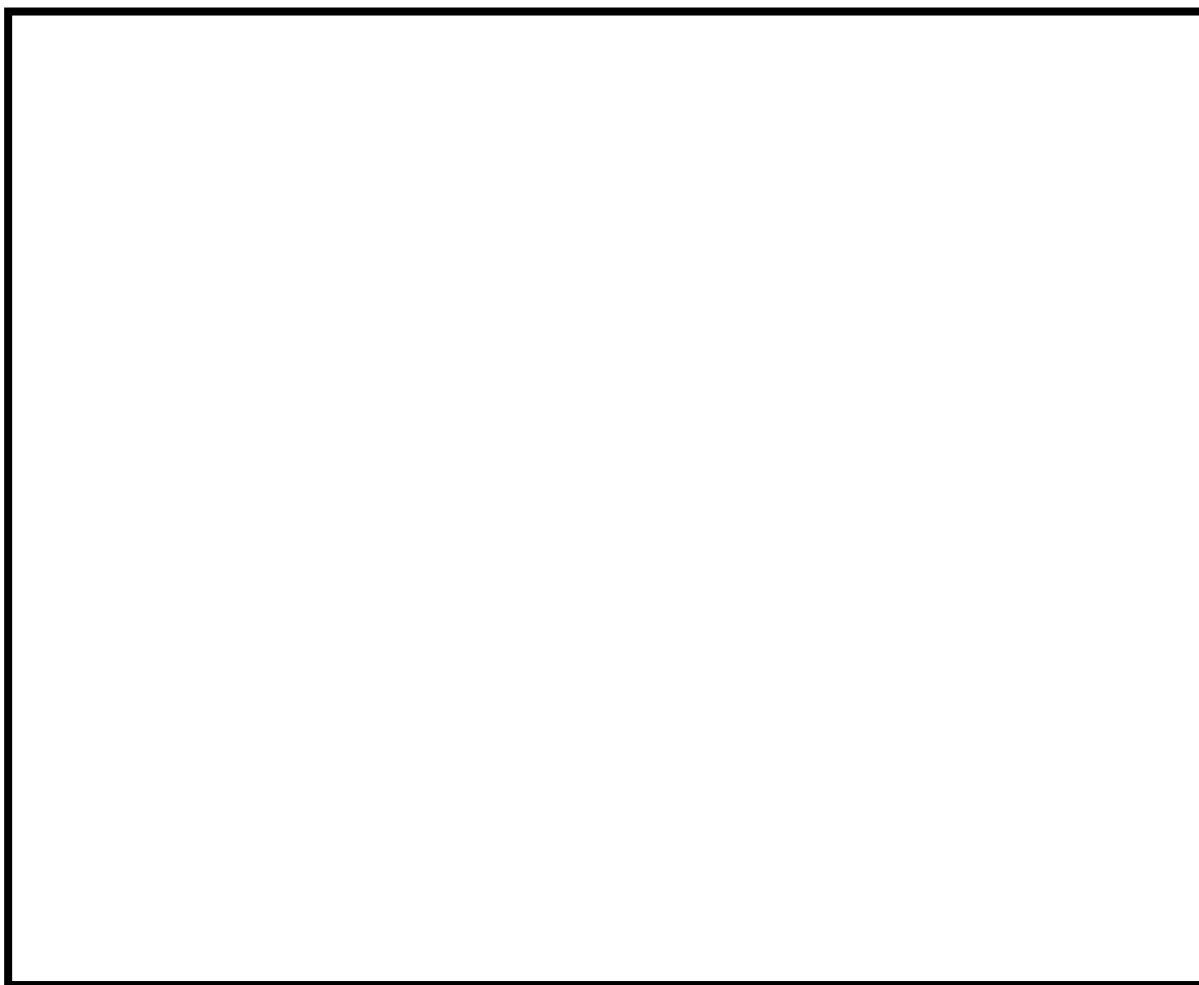
シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	569.48 cm <sup>3</sup>
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	10203.38 cm <sup>3</sup>

② 水スクラバ単体オーバーオール DF

水スクラバオーバーオールの DF を評価するため、水スクラバ単体の DF 性能試験にて DF を評価した。

DF 性能試験は、実機により近い条件である蒸気を用いた場合にて実施した。なお、スクラバ水温は飽和温度とし、水蒸気の凝縮効果を見込まない保守的な条件とした。試験設備は第 2-3 図、試験条件を第 2-2 表に示す。なお、スクラバ水の薬液の影響を考慮し、スクラバ水に実機と同じ NaOH を  [wt%] 溶解して試験を実施した。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

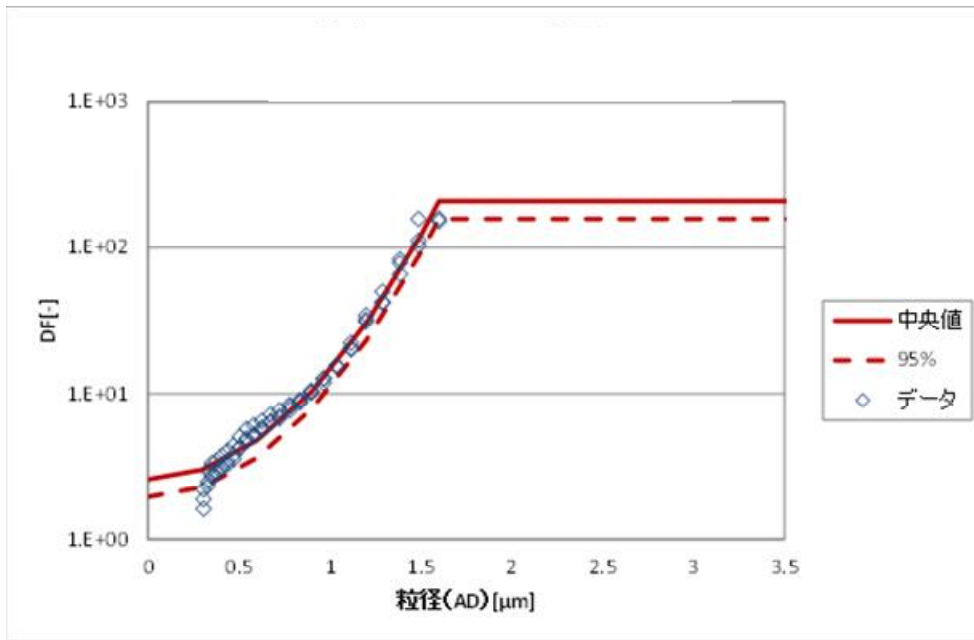


第 2-3 図 試験概要図（蒸気，水スクラバ性能試験）

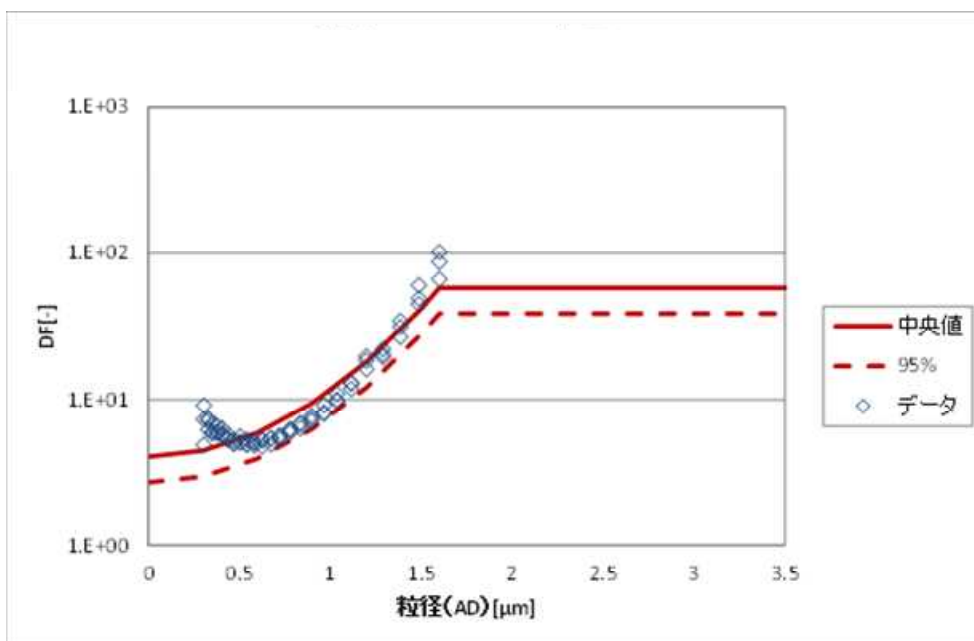
第 2-2 表 蒸気，水スクラバ試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気＋空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約 95%（2Pd 相当流量） 約 88%（最小流量相当）
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 約 100℃
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
薬液添加量	・ NaOH <input type="text"/> wt%
試験エアロゾル	・ TiO <sub>2</sub>

上記の条件にて試験を実施した結果、蒸気試験における DF は第 2-4 図、第 2-5 図の通りとなった。なお、試験データプロットにはばらつきがあることから、これらデータプロットのフィッティングカーブを作成し、さらに 95%信頼区間の下限値を示すカーブを作成した。また、2Pd 相当流量、最小流量相当ともに約 1.5  $\mu\text{m}$ 、までのデータがあるが、それより大きい粒径範囲の DF については、非常に保守的な設定であるが、データがある最大の粒径における DF 値であるとした。このようにして作成した線を水スクラバ単体の DF 性能線とした。



第 2-4 図 水スクラバ性能試験結果 (2Pd 相当流量)



第 2-5 図 水スクラバ性能試験結果 (最小流量相当)

第2-1図、第2-2図の粒径分布に対して、第2-4図、第2-5図に示す水スクラバのDF性能線を用いて、(1)式により水スクラバのオーバーオールDFを算出すると、第2-3表の通りとなった。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D<sub>p</sub>)は、粒径 D<sub>p</sub> におけるスクラバ水の DF

M(D<sub>p</sub>)は、フィルタ装置に流入する粒径 D<sub>p</sub> のエアロゾルの総質量

第2-3表 水スクラバオーバーオールDF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオールDF
大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	15
	最小流量相当	12

③ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量

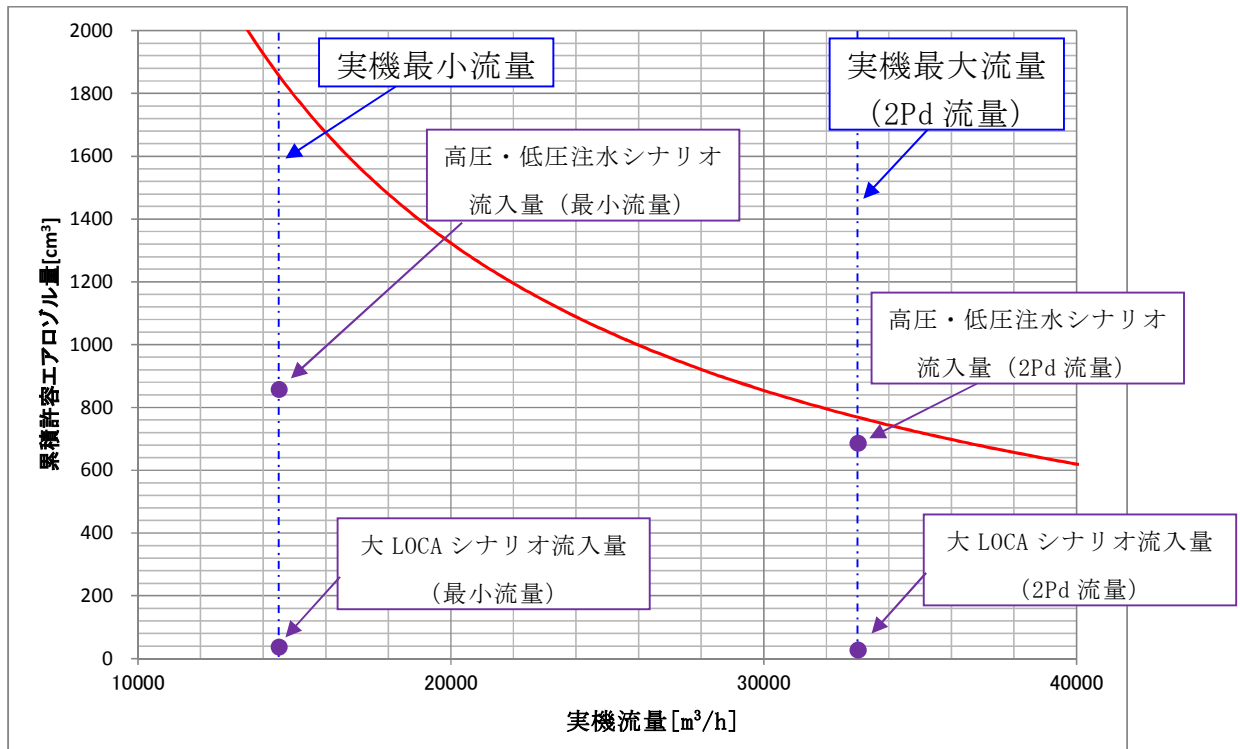
フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スクラバのオーバーオールDF②より、金属フィルタに流入するエアロゾルの量は、第2-4表の通り評価できる。

第2-4表 金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	金属フィルタに流入する エアロゾル量
大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	4.95 cm <sup>3</sup>
	最小流量相当	16.75 cm <sup>3</sup>
高圧・低圧注水機能喪失, D/Wベント	2Pd相当流量	680.23 cm <sup>3</sup>
	最小流量相当	850.29 cm <sup>3</sup>

④ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量と、金属フィルタに許容されるエアロゾル量と比較

金属フィルタに許容されるエアロゾル量を第2-6図に示す。



第2-6図 金属フィルタの許容エアロゾル量

第2-6図に示す通り、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオ、MCCIが発生する高圧・低圧注水機能喪失シナリオともに、金属フィルタに流入するエアロゾルの量は、金属フィルタに許容されるエアロゾルの量よりも小さいことがわかった。よって、金属フィルタの閉塞は生じないと考える。

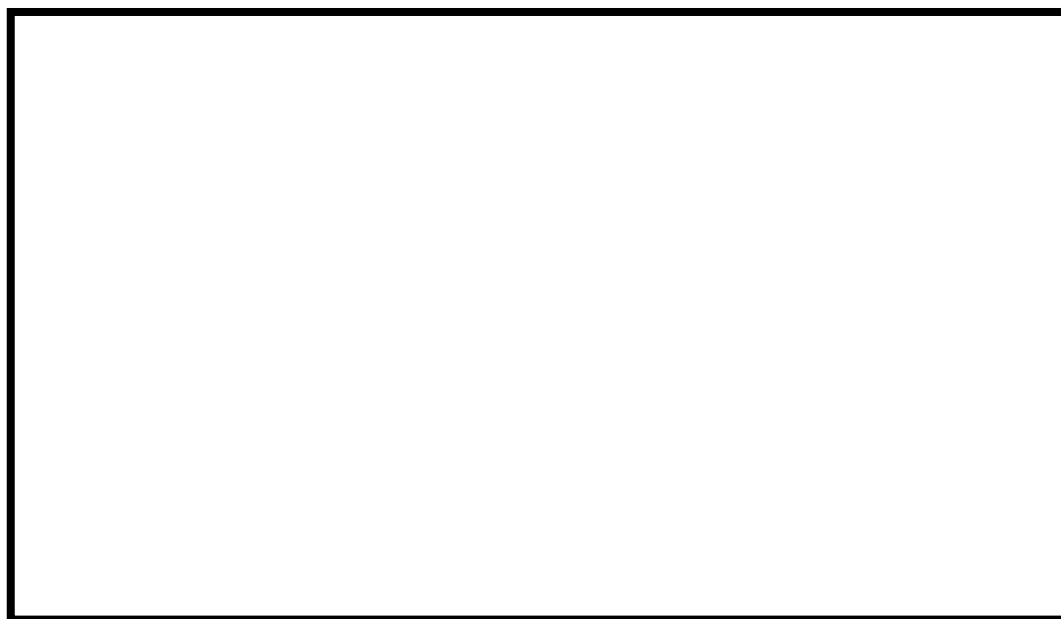
### 3. スクラバノズルの振動による脱落

スクラバノズルは、第3-1図に示す通り、ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は、スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりユニオンが緩む恐れがある。ユニオンが緩み、スクラバノズルが脱落してしまった場合、水スクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで、第3-2図に示す通りユニオンにワイヤリングを施し、フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止することとする。なお、ワイヤリングに用いるワイヤの材質は、腐食の発生を考慮しSUS316Lとする。



第3-1図 スクラバノズル構造図



第3-2図 ワイヤリング設置図

#### 4. よう素による金属フィルタ腐食の影響

フィルタ装置に設置される金属フィルタは SUS316L ステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれる CsI や I<sub>2</sub> に由来する I<sup>-</sup> が付着すると、Cl<sup>-</sup> と同じハロゲン元素イオンであることから、ステンレスの保護被膜を破壊し、局所腐食の原因となる可能性がある。そこに O<sub>2</sub> が存在すると、保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展する。(有機よう素は金属フィルタでは捕捉できないため、金属フィルタ腐食の原因とはならない)

フィルタ装置には、金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており、CsI や I<sub>2</sub> の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため、フィルタ装置の金属フィルタには、CsI や I<sub>2</sub> に由来する I<sup>-</sup> が付着するとしても、非常に微量であると考えられる。さらに、フィルタ装置に流入するベントガスには O<sub>2</sub> はほとんど含まれないことから、酸化性が弱く、腐食反応は進みにくいと考えられる。そのため、よう素種に起因する金属フィルタの腐食により、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することは考えにくい。

今回、金属フィルタに CsI が付着したことによる、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能に与える影響を確認するため、以下の試験を実施した。

##### 【試験項目】

- (1) DF 性能試験装置の試験用フィルタに CsI 粒子を混入した水蒸気を通気。  
金属フィルタに CsI を付着させる。
- (2) 金属フィルタに CsI を付着させた状態で、一定期間保持する。(CsI に由来する I<sup>-</sup> による金属フィルタの腐食を進展させる)
- (3) CsI を付着させた金属フィルタを用いて、エアロゾル DF 計測試験を実施。  
粒子を付着させていない新品の金属フィルタを用いたエアロゾル DF 計測試験と比較することで、CsI が付着することによる、金属フィルタの性能に与える影響を確認する。

試験(1)の試験条件を第 4-1 表、試験装置構成図を第 4-1 図、試験に用いた CsI 粒子の粒径分布を第 4-2 図に示す。試験では、水スクラバに捕捉される CsI 粒子の量を小さくし、金属フィルタに流入する CsI 粒子の量を大きくするため、ガス流量は最小流量相当とし、CsI 粒子の粒径は実機で想定される粒径よりも小さいものを用いた。また、CsI 粒子の送気量は 0.0051mol としている。実機の大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失、D/W ベント時にフィルタ装置へ流入すると想定される CsI 粒子の量は 0.5599mol であり、金属フィルタは 128 本設置されているため 1 本あたりに換算すると 0.0044mol となることから、今回の試験で送気される CsI 粒子の量は、実機よりも大きくなる。さらに、実機ではベントガスには酸素はほとんど含まれないが、今回の試験では約 19%の割合で空気を混入し、より金属フ



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

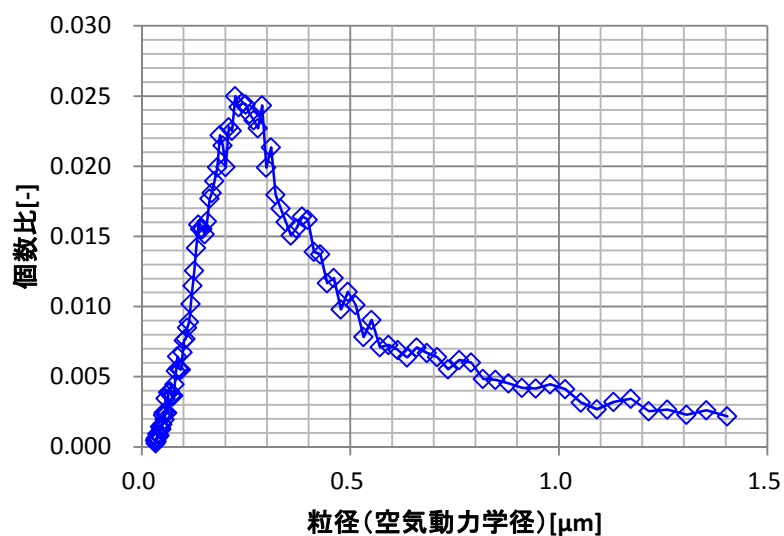
フィルタの腐食が進展する環境とした。

第4-1表 CsI 粒子付着試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・蒸気+空気（エアロゾル送気用） ・試験時蒸気割合：約81%
スクラバ水位	・1m
ガス・スクラバ水温度	・約100℃
ガス体積流量	・最小流量相当
薬液添加量	・NaOH <input type="text"/> wt%
試験エアロゾル	・CsI
試験エアロゾル送気量	・0.0051mol（CsI）



第4-1図 CsI 粒子付着試験構成図



第 4-2 図 CsI 粒子の粒径分布

試験(1)が完了後、試験フィルタへの蒸気と CsI 粒子の送気を停止し、ヒーターを停止して2日間静置した。その間、金属フィルタには凝縮水が付着し、試験用フィルタ出口側から空気を吸い込むことで、金属フィルタは空気中に晒された状態となっていた。その後、試験フィルタから金属フィルタを取り外し、約 2.5 ヶ月の間空調の無い倉庫に保管した。これを試験(2)とした。

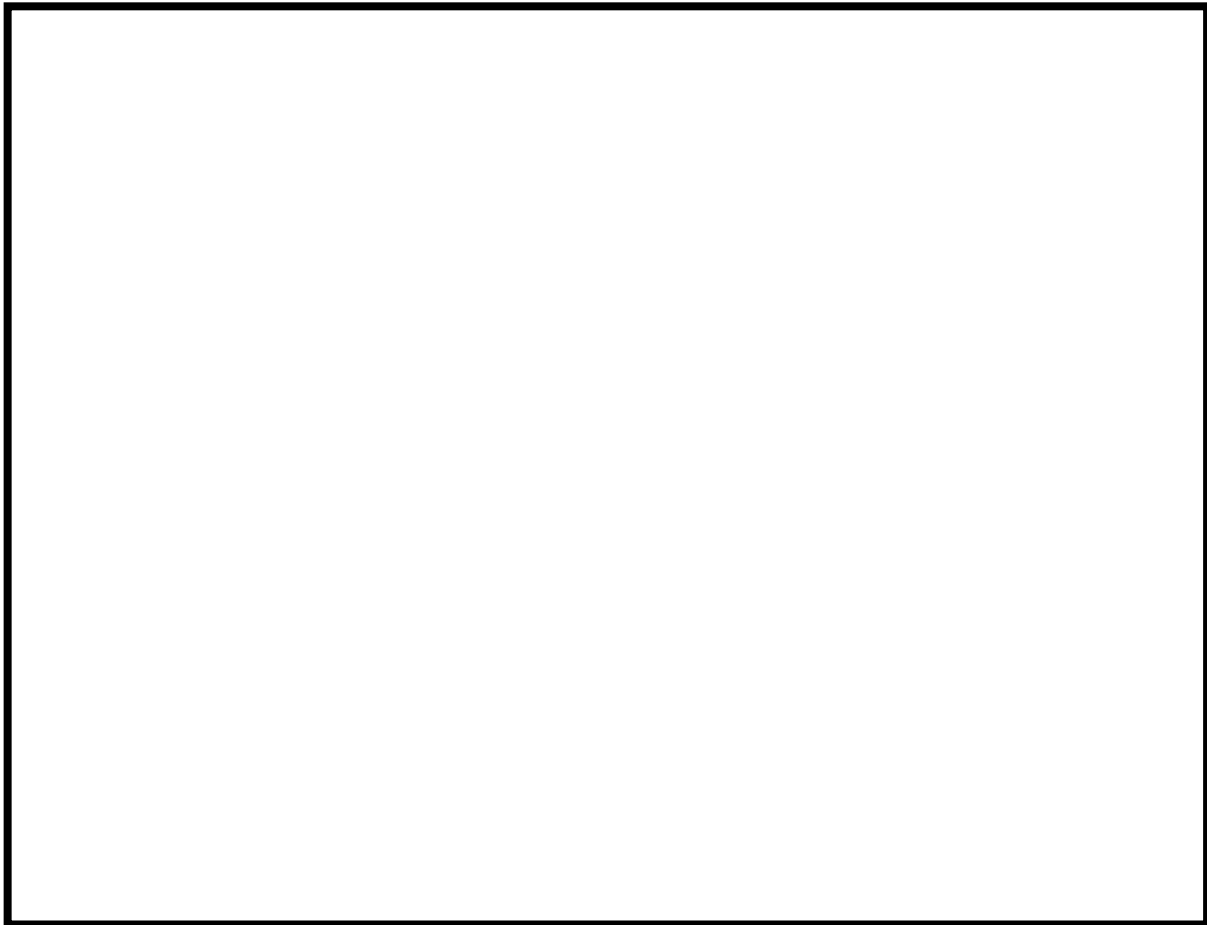
試験(3)は、試験条件を第 4-2 表、試験装置構成を第 4-3 図の通りとし、試験を実施した。試験の結果を第 4-4 図に示す。

第 4-4 図より、CsI が付着した金属フィルタと新品の金属フィルタでは、エアロゾル除去性能はほぼ同じであることが確認できた。よって、CsI の付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことが確認できた。

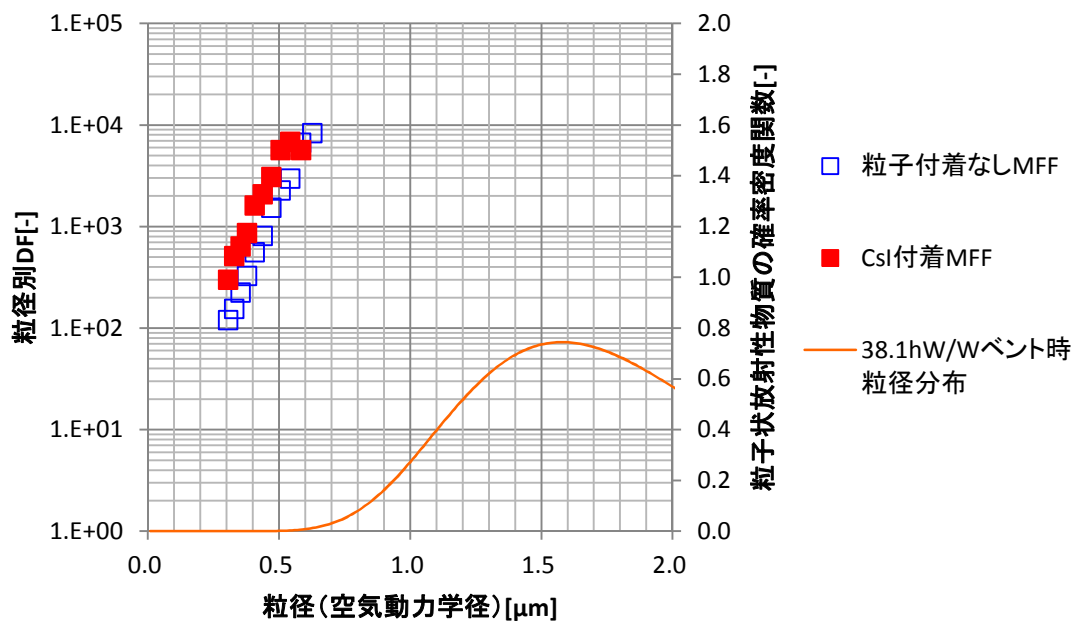
第 4-2 表 エアロゾル計測試験一覧表

項目	条件
試験装置	・実機高さ試験装置
試験ガス	・常温空気
スクラバ水位	・1m
ガス体積流量	・2Pd 相当流量
試験エアロゾル	・TiO <sub>2</sub>
使用金属フィルタ	・CsI 付着金属フィルタ ・新品金属フィルタ

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第 4-3 図 エアロゾル DF 性能試験構成図



第 4-4 図 エアロゾル DF 性能試験結果 (CsI 付着影響確認試験)

別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

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

格納容器圧力逃がし装置は、ベント使用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以内であることを確認している。

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等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。したがって、地震荷重に対する荷重の組み合わせを「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している。

表 1 配管設計における荷重の組み合わせと許容応力

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	$1.5 \cdot Sh$	Sa (c)	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520 (1) PPC-3530 (1)
D + Pd + (Ma) + Mb	$1.8 \cdot Sh$	Sa (d)	—		設計・建設規格 PPC-3520 (2) PPC-3530 (1)
D + Pd + (Ma) + Ss	$0.9 \cdot Su$	Ss 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)

Sa(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)

Sa(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)

Sh : 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

Ss : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力

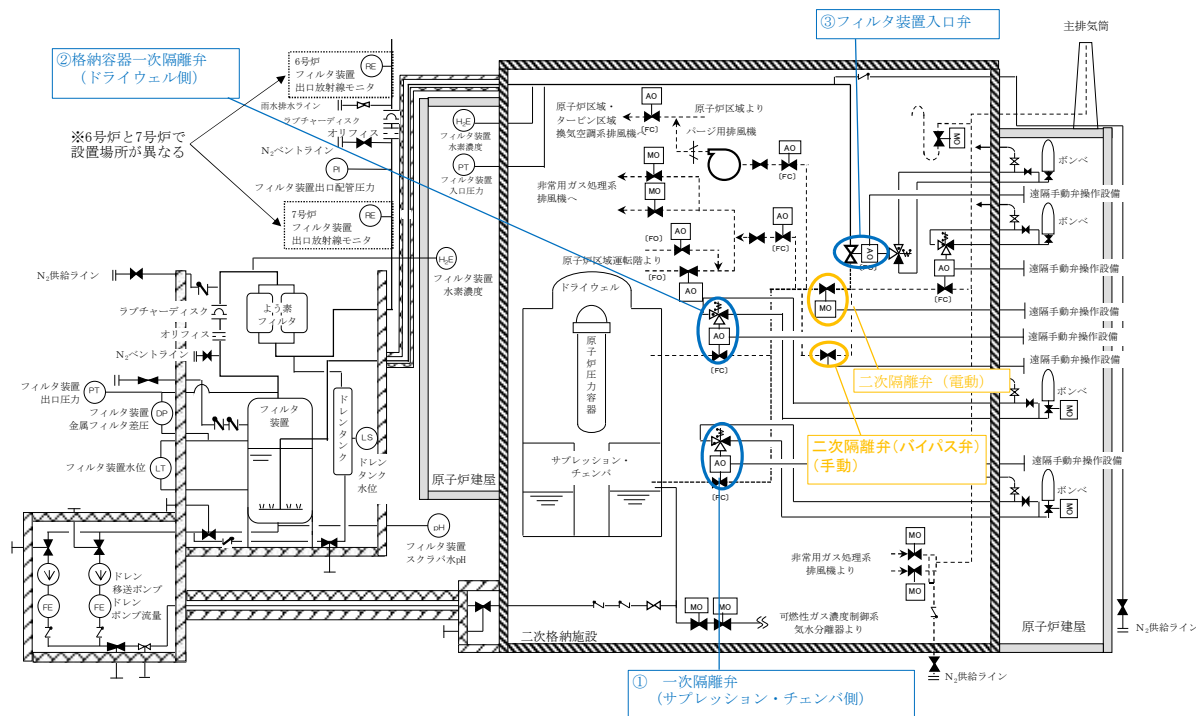
Su : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 9 に規定される値

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、原子力発電所耐震設計技術指針（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）（以下「JEAG4601」という。）および発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007 追補版含む）（日本機械学会 2005 年 9 月, 2007 年 9 月）（以下「設計・建設規格」という。）に準拠したものである。

別紙 32 空気作動弁に対する人力操作の成立性について

1. 概要

ベント操作に関連して開閉が必要な空気作動弁としては、一次隔離弁（ドライウエル側及びサプレッション・チェンバ側）及びフィルタ装置入口弁がある（第1図）。これらはの弁はいずれもシリンダー操作式空気作動バタフライ弁であり、二次格納施設外からの遠隔人力操作が可能な構造としている。



第1図 二次格納施設外より人力操作を行う空気作動弁

遠隔人力操作機構の主な機器構成を第2図に示す。

- ・ 二次格納施設外の操作ハンドルの回転トルクを弁駆動部シリンダーの操作軸まで伝達させるための等速ジョイント
- ・ 手動操作軸の回転トルクを低減するための減速ギアボックス
- ・ 等速ジョイントを躯体床もしくは壁面に固定するためのギアボックス

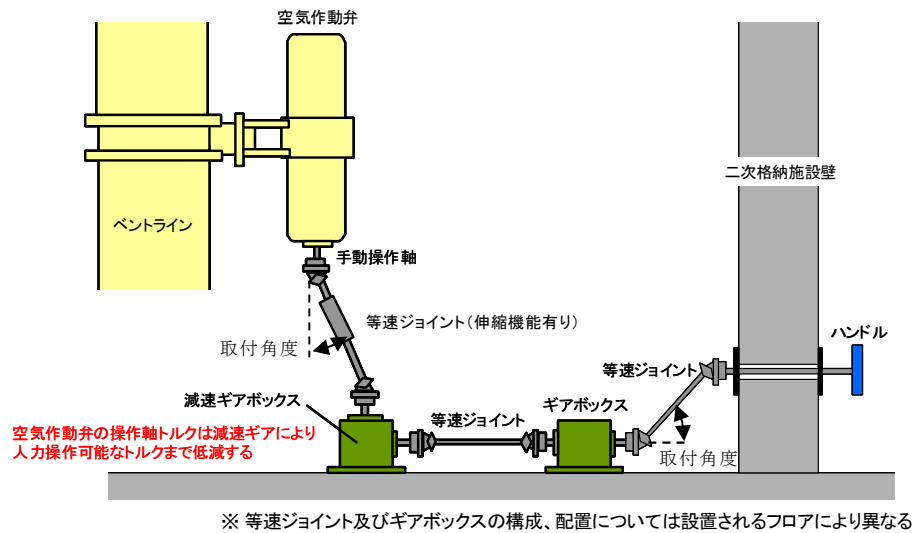
により構成されている。

空気作動バタフライ弁に対して空気作動の場合と人力操作を行う場合の動作機構の説明を第3図に示す。

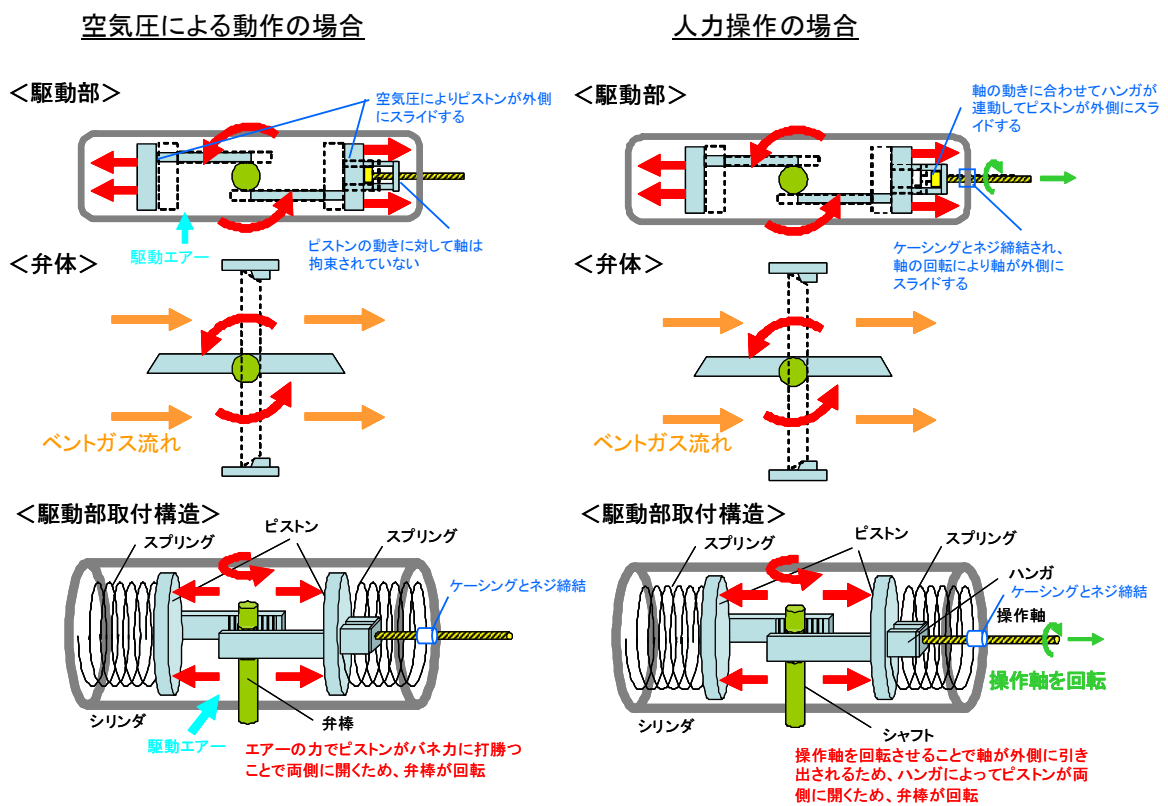
空気作動を行う場合にはシリンダー内に空気を供給することにより、ピストンがスプリング反力に逆らって外側に押し広げられ、ピストンの動作に合わせて弁棒が回転して弁体が開閉動作する。

一方で、人力操作を行う場合、操作軸がケーシングに対してネジ締結になっており、手動で操作軸を回転させることにより、操作軸が水平方向に移動する。ピストンに取り付けられているハンガは操作軸と連動して回転することなく水平方向

に移動し、弁が開閉する。この際に、スプリング力は水平方向の力しか発生しないため、操作軸を水平方向に押さえつけるだけである。そのため、操作軸に回転力を加え続けなくても逆転することはなく、開保持は可能である。開保持可能であることは弁単体を用いた実機での作動試験においても十分に確認済みである。



第2図 空気作動弁遠隔操作機構構成図



第3図 空気作動弁を操作する際の動作原理

## 2. 操作性

二次格納施設外よりハンドルを回転する際の操作トルクについては、等速ジョイントやギアボックスによる伝達効率を考慮した上で、人力で操作可能な回転数、トルクに調整されている。人力操作対象弁を操作する際の最大トルク及び人力で全開もしくは全閉するためのハンドル回転数について第1表に示す。

第1表 空気駆動バタフライ弁の人力操作性 (6/7号炉)

No.	弁名称	駆動方式	弁の状態	最大操作トルク※1	回転数 (全閉→全開)	操作時間※2	必要人員※2
①	一次隔離弁 (ドライウエル側)	空気駆動	NC FC	30~40N・m	779回転	約20分	2人
②	一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	空気駆動	NC FC	30~40N・m	779回転	約20分	2人
③	フィルタ装置入口弁	空気駆動	NO FO	30~40N・m	779回転	約20分	2人

※1 空気駆動弁を人力操作する場合のハンドルトルクについては、弁駆動部の手動操作軸がスプリングをたわめながら回転する反力が支配的であり、全開操作を行った際に全開状態付近で受ける反力が最大となる。一方で、全閉状態で弁体に対して2Pdの差圧が負荷された状態で、全開操作を行ったときには、差圧が無い状態と比べて操作トルクは過渡的に大きくなる可能性があるが、スプリング反力と比較して小さい。

以上のことから、最大操作トルクは全開操作時に全開付近のものを対象としており、その時点での弁体前後の差圧影響はない。

※2 操作時間については、既に遠隔人力操作機構を設置済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウエル側及びサブプレッション・チェンバ側））に対し、遠隔人力操作機構にて人力操作試験を行った際の実績時間（全閉→全開とする時間）をもとに設定している。

人力操作試験にあたっては、SA時の作業状況を再現するために全面マスクを着用して実施し、操作員の個人差による影響については極力保守的な結果となるように配慮して実施した。なお、人力操作試験を実施していない空気駆動弁の操作時間については、等速ジョイントの伝達ロス等の差異を考慮すると、人力操作試験を実施済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウエル側及びサブプレッション・チェンバ側））よりも短くなる見込みである。



### 3. 信頼性

シリンダー操作式空気作動バタフライ弁である一次隔離弁(ドライウェル側及びサブプレッション・チェンバ側)については、従前より原子炉格納容器バウンダリの一次隔離弁として設置されているものであり、十分な耐放射線性、耐震性、耐環境性を有している。また、フィルタ装置入口弁については、一次隔離弁と同一仕様のものを採用しており、一次隔離弁と同様に、十分な耐放射線性、耐震性、耐環境性を有している。

また、シリンダー操作式空気作動バタフライ弁について操作軸を回転させることにより開閉することは、従前から配備していたラチェットハンドルにて人力操作する機構(第4図)を取り付けることで実施しており、現状までに当該装置を用いることによる開閉操作によって、シリンダー操作式空気作動バタフライ弁に不具合は発生していない。そのため、操作軸を回転させることにより生じる荷重に対して、操作軸やハンガ、ピストン、シリンダが十分な強度を有していると考えられる。



第4図 シリンダー操作式空気作動バタフライ弁

一方、今回追設する遠隔人力操作機構においても、事故時の動作要求を満足することを確認するため、耐放射線性、耐震性、耐環境性について、下記の通り検証した。また、ベント操作を複数回実施する場合を想定し、繰り返しの荷重(駆動トルク)に対する遠隔人力操作機構の健全性についても確認した。

#### 【耐放射線性】

ベント時に配管から受ける線量に対して劣化しないことが求められるが、駆動部及びケーシング等の強度部材として有機物を使用していないため、操作性に影響を与えることはない。

## 【耐震性】

等速ジョイント及びギアボックス単品について、各部品が設置されるフロアにおける地震荷重に対して健全であることを加振試験にて確認する。また、各部品を組み合わせた場合に、構成上最も厳しいパターンを代表して、加振試験を行うことで健全性を確認する。

また、操作対象弁が設置される配管が熱及び地震荷重によって変位するため、建屋床及び壁面に直接設置されるギアボックスに対して相対変位を生じる。これによって、弁とギアボックスを接続する等速ジョイントに可動範囲外の荷重がかかり、機器を破損することを防止するため、操作対象弁とギアボックスを接続する等速ジョイントは変位を吸収するための伸縮機構が設置されている。

## 【耐環境条件】

遠隔人力操作機構が設置されるエリアの事故時環境温度としては、保守的に100℃を想定する。等速ジョイントやギアボックスの主要部材は金属であることから事故時環境温度においても影響はない。一方で、主要部材以外で比較的耐熱温度が低いものについては以下の2点がある。

- ・ ギアボックスに使用している潤滑油については、高温状態に晒された条件で長期間使用することで劣化速度が早まる傾向がある。劣化した状態で使用することによりギアボックスの内部抵抗が増加する可能性があるが、人力による低速回転で使用するものであり、使用時間も十分短いことから、潤滑油の劣化が機能に影響することはない。
- ・ 等速ジョイントに使用されている異物混入防止カバーについてはクロロプレンゴム製品であるが、カバーの劣化が機能に影響を及ぼすことはない。また、クロロプレンゴム(CR)はASTMにおける材料物性として耐熱温度が120℃と規定されているため、十分に許容温度以内である。

## 【複数回動作に対する健全性】

等速ジョイント（伸縮機構有り，無し）には，長時間健全に動作するために許容されるトルクと取付角度が定められている。遠隔人力操作機構の等速ジョイントに負荷されるトルクと取付角度は，これらの許容トルクならびに許容取付角度を超過しないよう設計している。

また，ギアボックスには，長時間健全に作動するために許容されるトルクが定められている。遠隔人力操作機構のギアボックスに負荷されるトルクは，この許容トルクを超過しないよう設計している。

一方，遠隔人力操作機構を構成する等速ジョイントやギアボックスは，本来自動車の駆動系等の長時間に渡り動作することが要求される回転機械に適用さ

れるものである。そのため、トルクや取付角度について、許容される範囲を満たす使い方をすれば、遠隔人力操作機構を複数回使用した程度で損傷するものではない。なお、これまで、実機に設置した遠隔人力操作機構を用いて、一次隔離弁の開閉操作を合計 18 回実施したが、遠隔人力操作機構および弁に不具合は発生していない。

## 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の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。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

### 1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯を第1表及び第1-1図から第2-5図に示す。

なお、原子炉建屋外での作業時の評価に当たっては、作業場所への移動中における線量率や作業時間帯中の一時退避時における線量率が、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業時間帯のうち半分は作業場所よりも線量影響が小さい場所に移動しているものとして評価した。

第1表 格納容器ベント実施前後の作業及び被ばく経路

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入	排水ラインの窒素バージ	ドレンタンク排水
		屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	○	○	○	○	○	○
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※4	—※4	— (大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した)	○	○	○	○
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	— (屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる)	○	○	○	○	○
作業開始時間 (事象開始後)		4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時：63 時間後※1 D/W ベント時：79 時間後※1	W/W ベント時：63 時間後以降 D/W ベント時：79 時間後以降		168 時間後 以降※2
作業時間 (作業場所へのアクセス時間及び一時退避時間を含む)		60 分間	60 分間	25 分間	135 分間 (現場滞在は 60 分間※3)	60 分間※3	60 分間※3	60 分間※3

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※4 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

## 2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 格納容器ベント時のベントライン：以下の4ケースについて評価<sup>※1</sup>
  - 6号炉：W/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
  - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：W/W ベント
  - 6号炉：D/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
  - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：D/W ベント

※1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、仮に6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合であっても、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

## 3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価<sup>※1</sup>と同じ評価方法にて評価した。評価結果を第2-1表、主な評価条件を第2-3表に示す。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について」を参照。

第2-1表 放射性物質の大気中への放出量（7日間積算値）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	単一号炉当たりの放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 (W/W ベント時)	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 (D/W ベント時)
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $7.6 \times 10^{18}$	約 $6.5 \times 10^{18}$
よう素類	約 $3.4 \times 10^{19}$	約 $5.7 \times 10^{15}$	約 $4.2 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $1.3 \times 10^{18}$	約 $3.4 \times 10^9$	約 $5.1 \times 10^{12}$
Te 類	約 $9.5 \times 10^{18}$	約 $2.4 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Ba 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $2.3 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Ru 類	約 $2.9 \times 10^{19}$	約 $3.7 \times 10^8$	約 $5.4 \times 10^{11}$
La 類	約 $6.5 \times 10^{19}$	約 $6.6 \times 10^7$	約 $9.6 \times 10^{10}$
Ce 類	約 $8.9 \times 10^{19}$	約 $3.0 \times 10^8$	約 $4.3 \times 10^{11}$

#### 4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点及び着目方位を除き、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を表 2-2 に示す。また、主な評価条件を第 2-4 表に示す。

なお、評価点は、全方位（16 方位）に対し 10m 刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行った場合に最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため、作業エリア全域に対し、表 2-2 に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第2-2表 相対濃度（ $\chi/Q$ ）及び相対線量（ $D/Q$ ）

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離 [km]	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [ $s/m^3$ ]	相対線量 ( $D/Q$ ) [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	$1.0 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	$1.0 \times 10^{-3}$	$7.4 \times 10^{-18}$

## 5. 評価経路

格納容器ベント実施前においては、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線の影響を受ける。また、格納容器ベント実施後においては、格納容器ベント前の被ばく経路に加え、格納容器ベントに伴い大気中に放出された放射性物質並びに格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線の影響を受けることになる。各作業で評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。また、被ばく経路の概念図を第 3-1 図及び第 3-2 図に示す。

## 6. 評価方法

### (1) 原子炉建屋外での作業

#### a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

#### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

#### c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

#### d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

#### e. フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を、作業エ



リアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状等を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

## (2) 原子炉建屋内での作業

### a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の作業エリアにおいては，二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による実効線量を，QAD-CGGP2R コードを用いて評価した。原子炉建屋内の積算線源強度は，原子炉建屋外での作業時の評価と同じとした。

### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

### c. 原子炉建屋内に取り込まれた放射性物質による被ばく

本評価においては，中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じく原子炉建屋内と外気とのやりとりは無いものと想定し，外気から原子炉建屋内へ放射性物質の取り込みは無いものとした。

### d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。

### e. フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは，フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

## 7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 2-5 表及び第 2-6 表に示す。

## 8. 評価結果

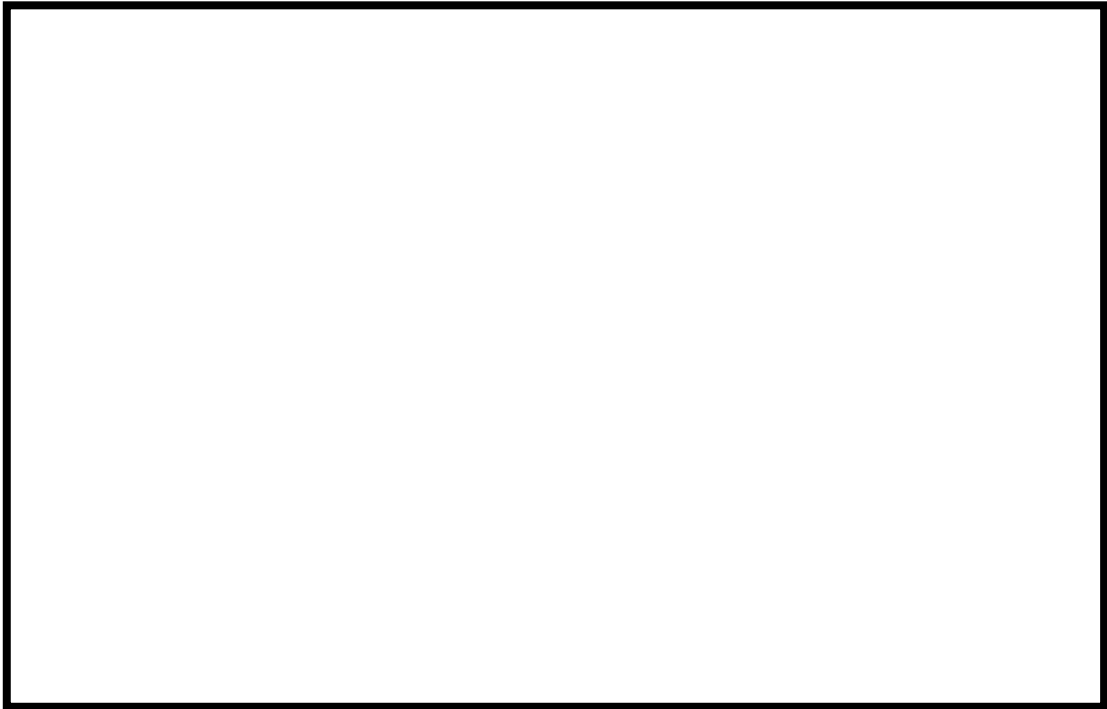
格納容器ベント（W/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 3-1 表，第 3-2 表に示す。また，格納容器ベント（D/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 4-1 表，第 4-2 表に示す。

最も被ばく量が大きくなるのは，屋外で行うフィルタ装置の水位調整，薬液注入，排水ラインの窒素パージであり，6 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 94mSv，D/W ベント時は約 90mSv，7 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 87mSv，D/W ベント時は約 85mSv となる。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。

なお，第 3-1 表～第 4-2 表の評価結果は，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載しており，その他の時間帯における線量影響は前述の評価結果以下となる。したがって，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては，いずれの時間帯においても作業可能である。

また，炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については，当該作業に係る被ばく量が，炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため，作業可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

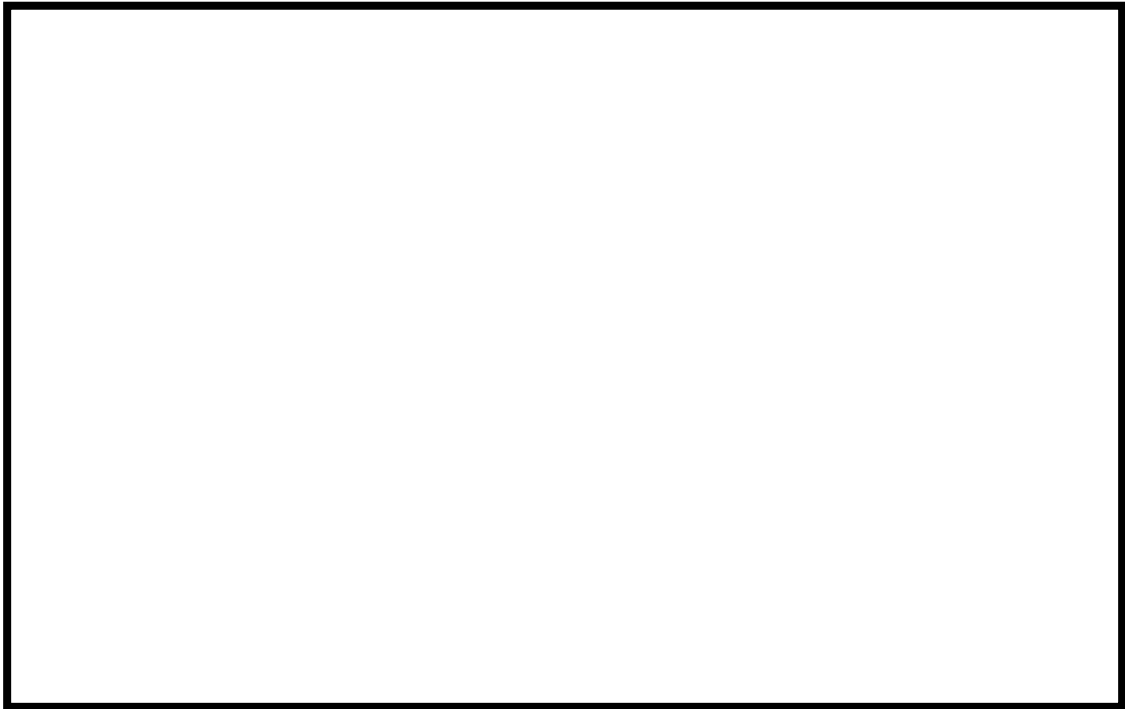


第1-1 図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋3階）

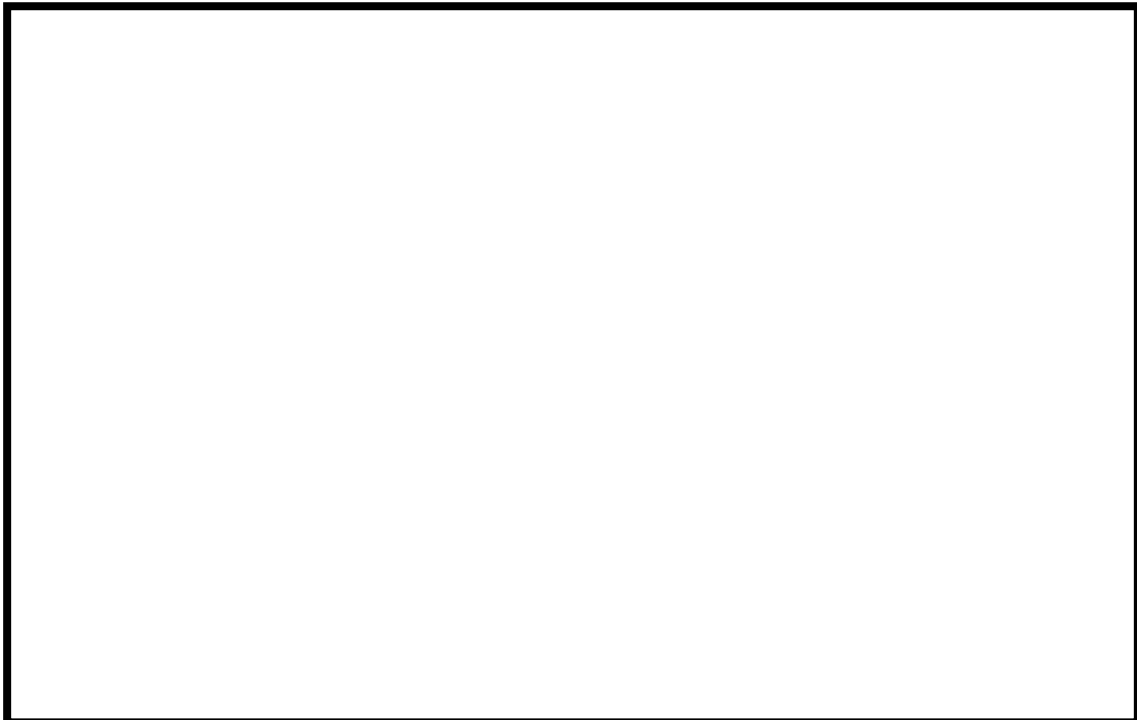


第1-2 図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋2階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

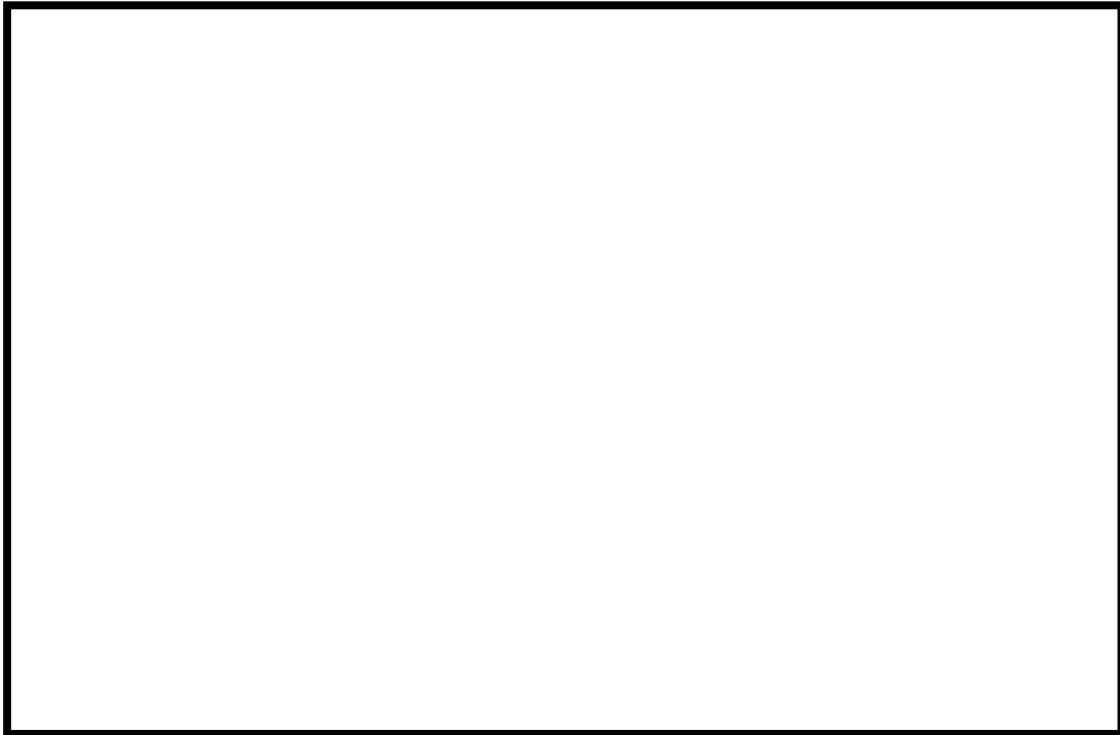


第1-3図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下1階）

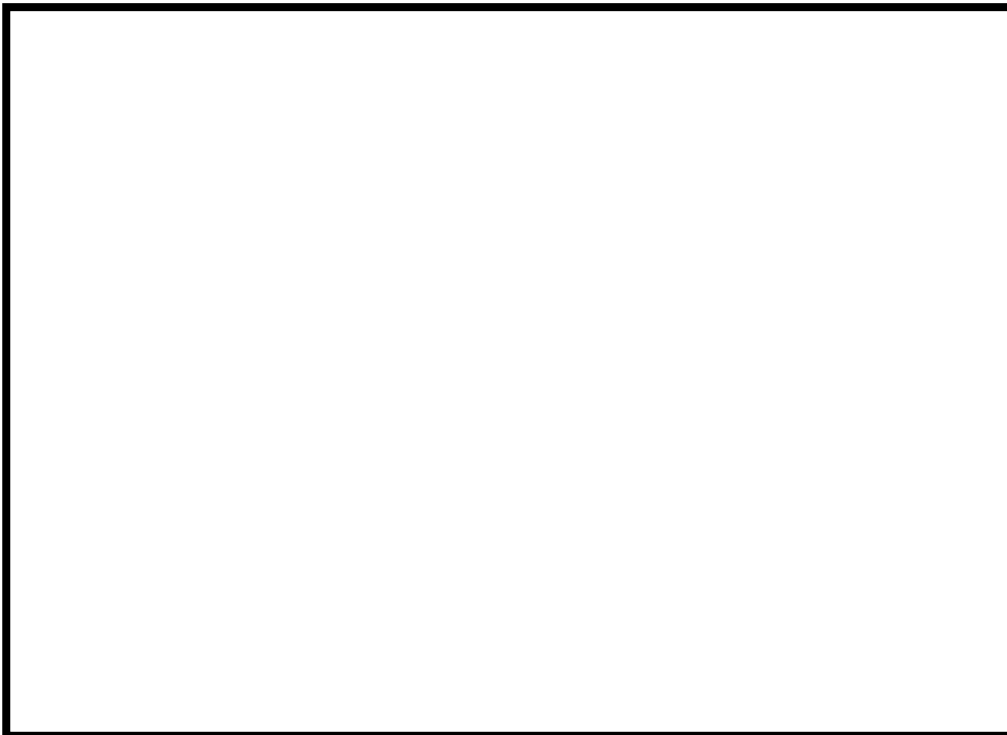


第1-4図 6号炉屋外作業場所及び周辺の遮蔽壁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2-1 図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋中4階）

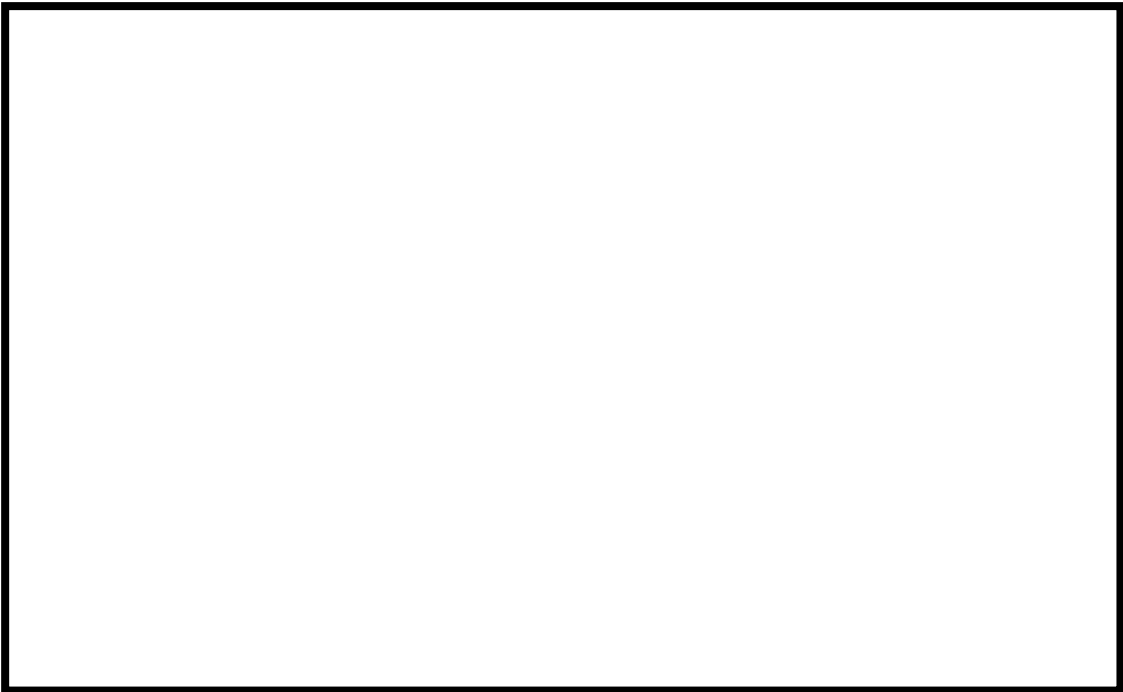


第2-2 図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2-3図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋2階）

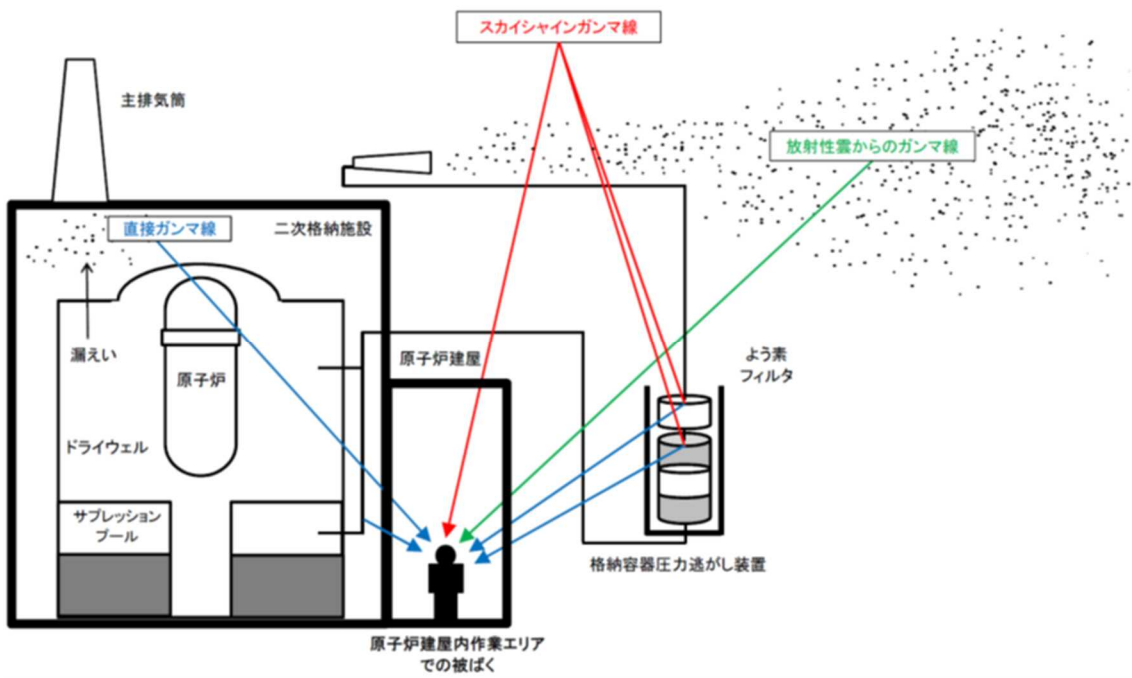


第2-4図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下1階）

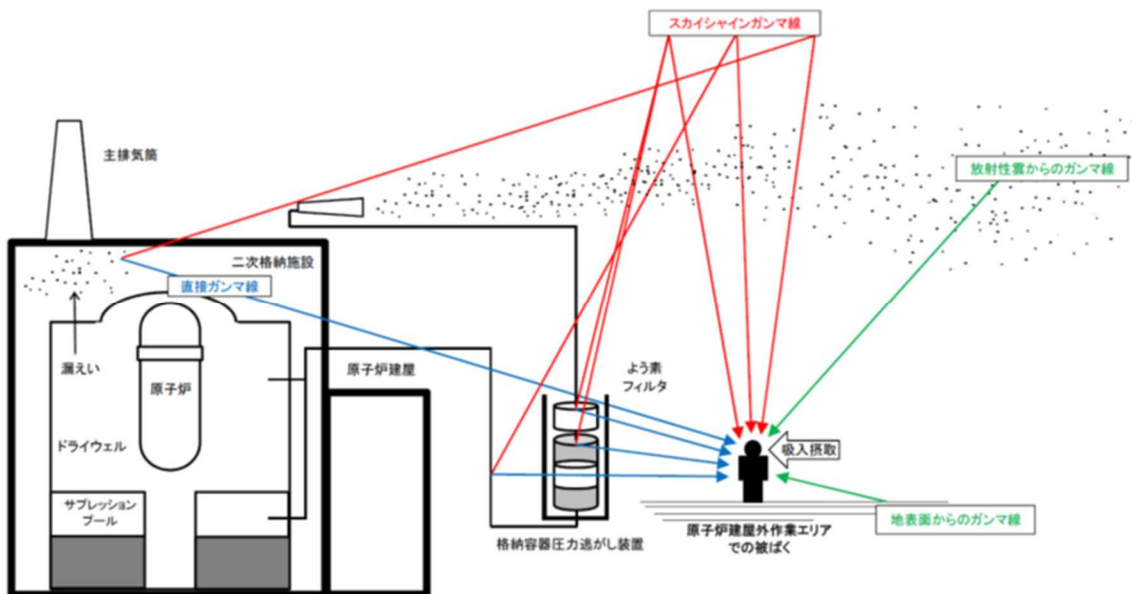
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2-5図 7号炉屋外作業場所及び遮蔽壁



第 3-1 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第 3-2 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）



第2-3表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル：10000h (416 日) 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事象発生直後  格納容器ベント： 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり、開口面積を原子炉格納容器圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で、原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/day, 1~2Pd：2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/day) 及び AEC 式に基づき設定
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集係数	希ガス：1 無機よう素：1 有機よう素：1 粒子状物質：450	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮

第2-3表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器内でのエアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく	—
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数	無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)を参照
サプレッション・チェンバでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10	Standard Review Plan6.5.5に基づき設定
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	CSE 試験に基づき設定
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	格納容器ベント(W/Wベント)を想定する場合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $9.4 \times 10^{-1}$ よう素類：約 $3.1 \times 10^{-2}$ Cs類：約 $8.8 \times 10^{-7}$ Te類：約 $1.8 \times 10^{-7}$ Ba類：約 $7.1 \times 10^{-8}$ Ru類：約 $8.8 \times 10^{-9}$ La類：約 $7.1 \times 10^{-10}$ Ce類：約 $1.8 \times 10^{-9}$
	格納容器ベント(D/Wベント)を想定する場合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $8.1 \times 10^{-1}$ よう素類：約 $3.4 \times 10^{-2}$ Cs類：約 $3.9 \times 10^{-3}$ Te類：約 $7.7 \times 10^{-4}$ Ba類：約 $3.1 \times 10^{-4}$ Ru類：約 $3.9 \times 10^{-5}$ La類：約 $3.1 \times 10^{-6}$ Ce類：約 $7.7 \times 10^{-6}$
	代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合	ベントラインへの流入割合はゼロ
		MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定。よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。

第2-3表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため、原子炉建屋空間部が過度に加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋の換気空調系を停止しているため、外気との空気のやり取りがないものと想定した。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1	—
	無機よう素：1,000 粒子状放射性物質：1,000	設計値
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—
	有機よう素：50	設計値

第2-4表 放射性物質の大気拡散評価条件

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	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象データ(1985年10月～1986年9月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 審査ガイドに示された通り、発電所において観測された1年間の気象データを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に1時間と設定
放出源及び放出源高さ	【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上40.4m  【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上39.7m	実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋	放出源であり、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定
放射性物質濃度の評価点	全方位(16方位)に対し、放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える方位及び距離を選定	大気拡散評価の評価結果が、作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
建屋投影面積	1931m <sup>2</sup>	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第2-5表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

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使用(主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2*1 より設定。
配管内、フィルタ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(別紙20参照)
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状物質 : 100%  【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 0% 粒子状物質 : 0%	
遮蔽	第1-1図~第2-5図のとおり	遮蔽厚さは設計値に基づき設定

\*1 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification Major Input Parameters”

第2-6表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる除染係数	50	着用を考慮し、期待できる除染係数として設定した
安定よう素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上

第3-1表 6号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（S/C 側）	フィルタ装置水位 調整	フィルタ装置への薬液 注入※1	排水ラインの 窒素バージ※1	ドレンタンク 排水※1
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$3.7 \times 10^1$	$6.5 \times 10^0$ ※2	$2.3 \times 10^0$	$4.5 \times 10^0$ ※1	$4.5 \times 10^0$ ※1	$4.5 \times 10^0$ ※1	$3.5 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$5.5 \times 10^{-1}$
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	0.1以下
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	$4.4 \times 10^0$	$8.6 \times 10^1$	$8.6 \times 10^1$	$8.6 \times 10^1$	$4.1 \times 10^1$
作業線量		37mSv	6.5mSv	6.7mSv	94mSv	94mSv	94mSv	45mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第3-2表 7号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作 <sup>※1</sup>	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（S/C 側）	フィルタ装置水位調 整	フィルタ装置への薬液 注入 <sup>※1</sup>	排水ラインの 窒素バージ <sup>※1</sup>	ドレンタンク 排水 <sup>※1</sup>
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から 原子炉建屋に漏えい する放射性物質	二次格納施設内に浮遊す る放射性物質からのガン マ線による外部被ばく	$3.7 \times 10^1$	$4.5 \times 10^0$ <sup>※2</sup>	$2.3 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$ <sup>※1</sup>	$3.0 \times 10^0$ <sup>※1</sup>	$3.0 \times 10^0$ <sup>※1</sup>	$2.0 \times 10^0$ <sup>※1</sup>
大気中へ放出される 放射性物質	放射性雲中の放射性物質 からのガンマ線による外 部被ばく	— <sup>※3</sup>	— <sup>※3</sup>	0.1以下	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$2.3 \times 10^0$	$5.5 \times 10^{-1}$
	放射性雲中の放射性物質 を吸入摂取することによ る内部被ばく	— <sup>※3</sup>	— <sup>※3</sup>	— （大気中の放射性物質の 屋内への流入は無いもの と想定した）	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	0.1以下
	地表面に沈着した放射性 物質からのガンマ線によ る外部被ばく	— <sup>※3</sup>	— <sup>※3</sup>	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内 の放射性物質	格納容器圧力逃し装置 のフィルタ装置及びよう 素フィルタ並びに配管内 の放射性物質からのガン マ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源と の間に十分な遮蔽がある ため、影響は軽微であり 無視できる）	0.1以下	$8.1 \times 10^1$	$8.1 \times 10^1$	$8.1 \times 10^1$	$3.9 \times 10^1$
作業線量		37mSv	4.5mSv	2.3mSv	87mSv	87mSv	87mSv	41mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無い場合評価対象外

第4-1表 6号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（D/W 側）	フィルタ装置水位調 整	フィルタ装置への薬液 注入※1	排水ラインの 窒素バージ※1	ドレンタンク 排水※1
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$3.2 \times 10^1$	$6.6 \times 10^0$ ※2	$2.4 \times 10^0$	$3.9 \times 10^0$ ※1	$3.9 \times 10^0$ ※1	$3.9 \times 10^0$ ※1	$3.5 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$6.0 \times 10^{-1}$
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の 屋内への流入は無いもの と想定した）	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$5.1 \times 10^{-1}$
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	$7.9 \times 10^1$	$7.9 \times 10^1$	$7.9 \times 10^1$	$4.8 \times 10^1$
作業線量		32mSv	6.6mSv	2.4mSv	90mSv	90mSv	90mSv	53mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外



第4-2表 7号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（D/W 側）	フィルタ装置水位調 整	フィルタ装置への薬液 注入※1	排水ラインの 窒素バージ※1	ドレンタンク 排水※1
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	$3.2 \times 10^1$	$4.6 \times 10^0$ ※2	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$ ※1	$2.4 \times 10^0$ ※1	$2.4 \times 10^0$ ※1	$2.1 \times 10^0$ ※1
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^0$	$6.0 \times 10^{-1}$
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の 屋内への流入は無いもの と想定した）	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$2.4 \times 10^0$	$5.1 \times 10^{-1}$
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	$1.6 \times 10^0$	$7.5 \times 10^1$	$7.5 \times 10^1$	$7.5 \times 10^1$	$4.6 \times 10^1$
作業線量		32mSv	4.6mSv	4.0mSv	85mSv	85mSv	85mSv	50mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載

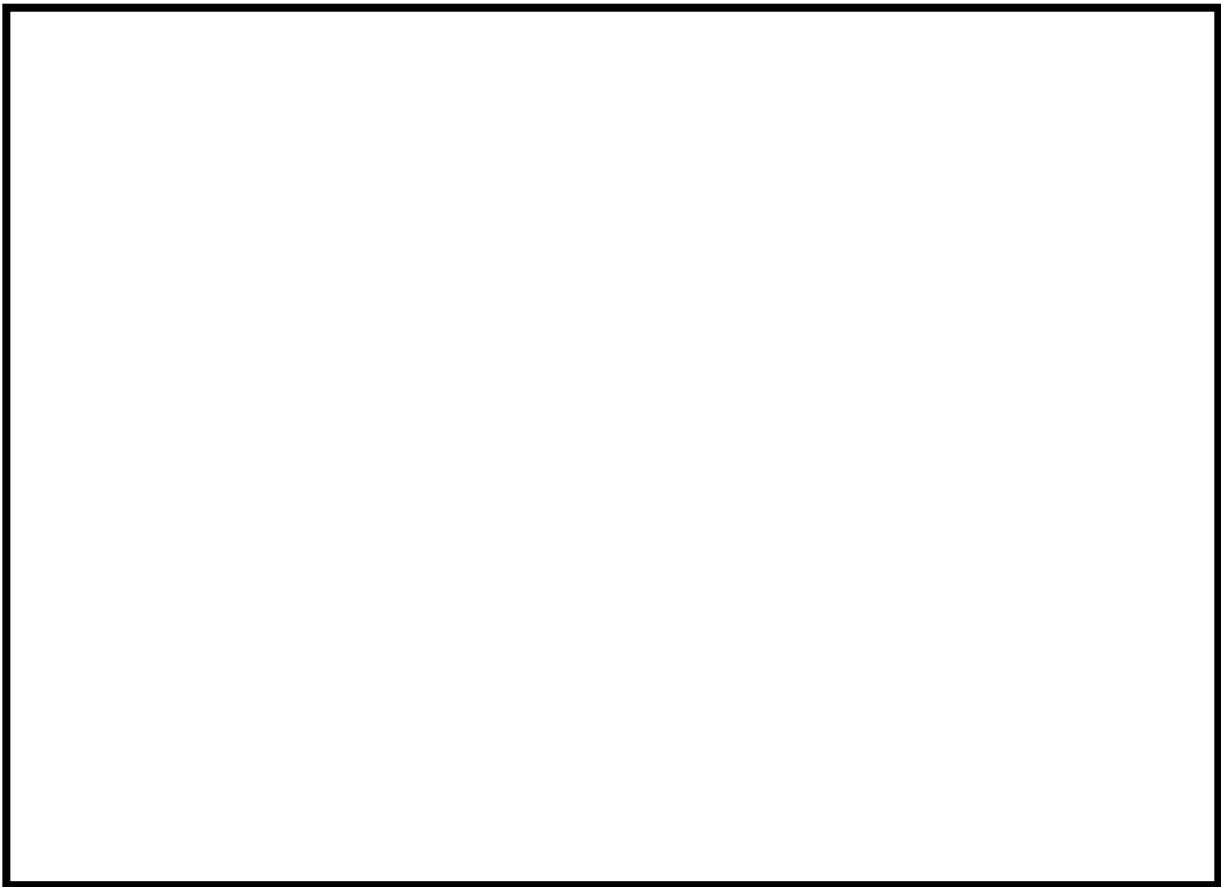
※2 詳細仕様検討中のため、今後見直す可能性がある

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

#### 別紙 34 スクラバ水スロッシングの影響について

フィルタ装置使用中に地震が発生した場合、スクラバ水にスロッシングが発生する可能性がある。そこで、フィルタ装置使用時にスロッシングが発生したスクラバ水の挙動について、CFD 解析にて確認した。

解析の条件として、フィルタ装置の性能として厳しい条件である、下限水位であるスクラバノズル上端+0.5mの時に、基準地震動  $S_s$  の地震が発生したとする。評価の結果を第 1 図に示す。



第 1 図 スクラバ水スロッシング評価結果

第 1 図に示す通り、下限水位時に  $S_s$  地震によりスロッシングが発生すると、波高が高い瞬間はスクラバノズルが一部気相部に露出し、水スクラバの性能が低下する。

しかしながら、地震が発生して、さらにスクラバノズルの一部が気相部に露出している時間は、格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、さらに水スクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。

(1) ガasket選定の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の弁、フィルタ装置・よう素フィルタのマンホール、オリフィス、ラプチャーディスク等の接続部に設置するガasketには、使用時の温度、圧力、放射線による劣化によってリークが生じないように、耐温度、耐圧力、耐放射線性能に優れた黒鉛を主要材としている『ステンレス製うず巻きガasket』と『黒鉛パッキン』を用いている。これらのガasketを格納容器圧力逃がし装置に使用することの妥当性を以下に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置において、最も放射線量が大きくなるのは、最も大量の放射性物質を保持するスクラバ水である。大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて、ベントガスに含まれる希ガスと有機よう素以外の全ての放射性物質がスクラバ水に捕捉された場合、スクラバ水の放射線量率は最大で約 1kGy/h となる。

① ステンレス製うず巻きガasket

格納容器圧力逃がし装置のガasketに用いているステンレス製うず巻きガasketは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、ステンレス (SUS316) 製の内外輪の間に、黒鉛パッキンをフィラー材として用いたものである。格納容器圧力逃がし装置に使用するステンレス製うず巻きガasketは、最高仕様温度 450℃、最高仕様圧力 30MPa のものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件 (200℃, 0.62MPa) に対して、十分な余裕を有している。

また、ステンレス製うず巻きガasketは、1.0MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線性を有している。

さらに、ステンレス製うず巻きガasketは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、ステンレス製うず巻きガasketを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考えられる。

なお、ステンレス製渦巻きガasketは、フィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部に用いている。

② 黒鉛パッキン

格納容器圧力逃がし装置のガasketに用いている黒鉛パッキンは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、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asketの材料として幅広い分野で使用され

ている。格納容器圧力逃がし装置のガスケットとして使用する黒鉛パッキンは、最高使用温度 300℃、最高使用圧力 3.4MPa のものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、黒鉛パッキンは、0.1MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線を有している。

さらに、黒鉛パッキンは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

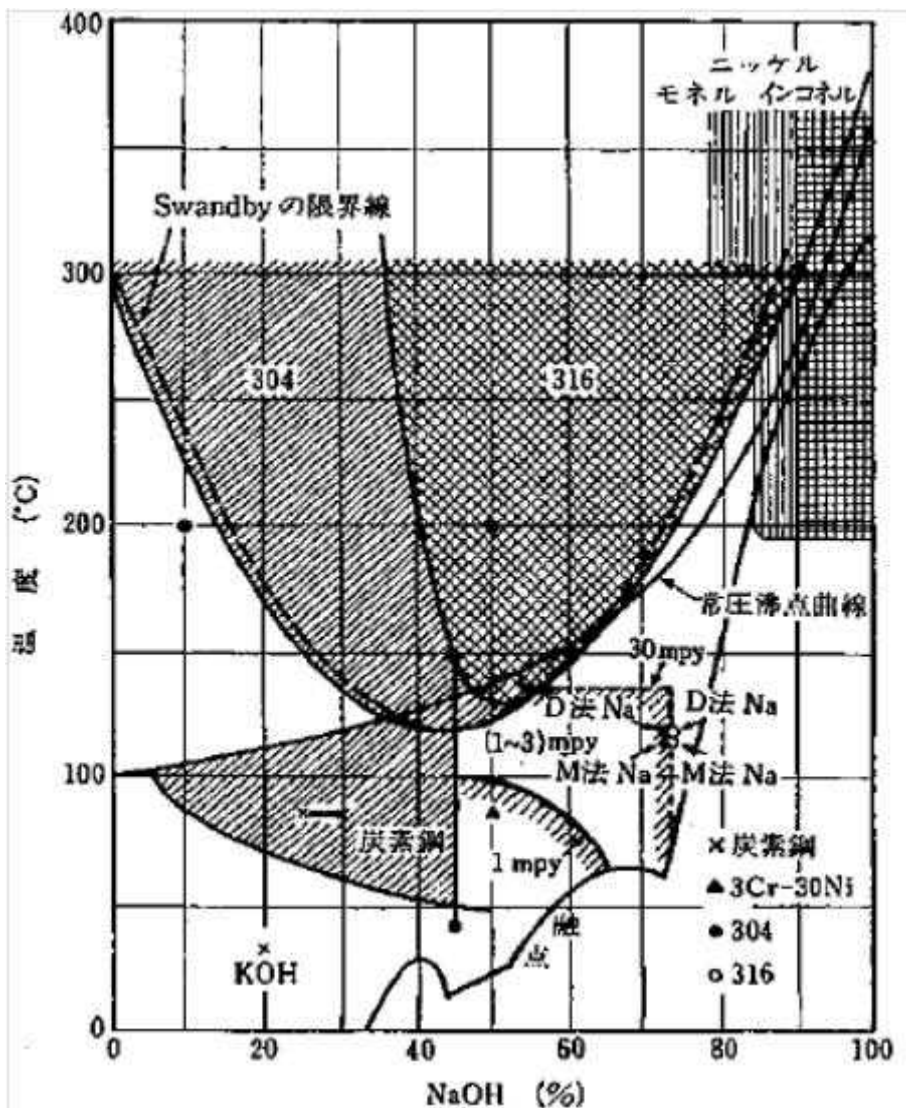
以上より、黒鉛パッキンを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考えられる。

なお、黒鉛パッキンは、ステンレス製渦巻きガスケットを用いているフィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部以外の接続部に用いている。

(2) フィルタ装置構造材（ステンレス鋼）の妥当性

フィルタ装置の容器・内部構造材には、ステンレス鋼を用いている。

フィルタ装置待機中は、スクラバ水にはNaOH  [wt%]の薬液を内包している。ステンレス鋼は、高濃度のNaOH溶液に晒されるとアルカリ腐食割れを生じる可能性がある。ステンレス鋼のアルカリ腐食割れに対する温度とNaOH濃度の関係は、『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』により，第1図の通り示されており，NaOH  [wt%]，フィルタ装置の最高使用温度である200℃においては，ステンレス鋼のアルカリ腐食割れは生じないことが確認できる。そのため，フィルタ装置スクラバ水のNaOH濃度において，アルカリ腐食割れは発生しない。



第1図 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

また、フィルタ装置使用中は、無機よう素の捕捉性能を確保するため、フィルタ装置の pH を  以上に維持することとしているが、アルカリ腐食割れが生じるほど NaOH が高濃度となることはない※1。

一方、フィルタ装置使用中は、pH を  以上の強アルカリに保つことにより、フィルタ装置に飛来する塩化物による、フィルタ装置の容器・内部構造材に発生する孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

※1 フィルタの水位が上昇しドレン操作を実施する都度、フィルタ装置使用中の薬液の補充を実施する。薬液の補充量は、ドレン操作により抜けてしまった分の薬液量とする。そのため、薬液の補充により、薬液濃度が必要以上に高濃度となることはない。

## 別紙 36 フィルタ装置の性能維持の確認について

フィルタ装置使用中に、フィルタ装置の性能が維持されていることについては、下記をもって確認することができる。

### 【エアロゾル除去性能】

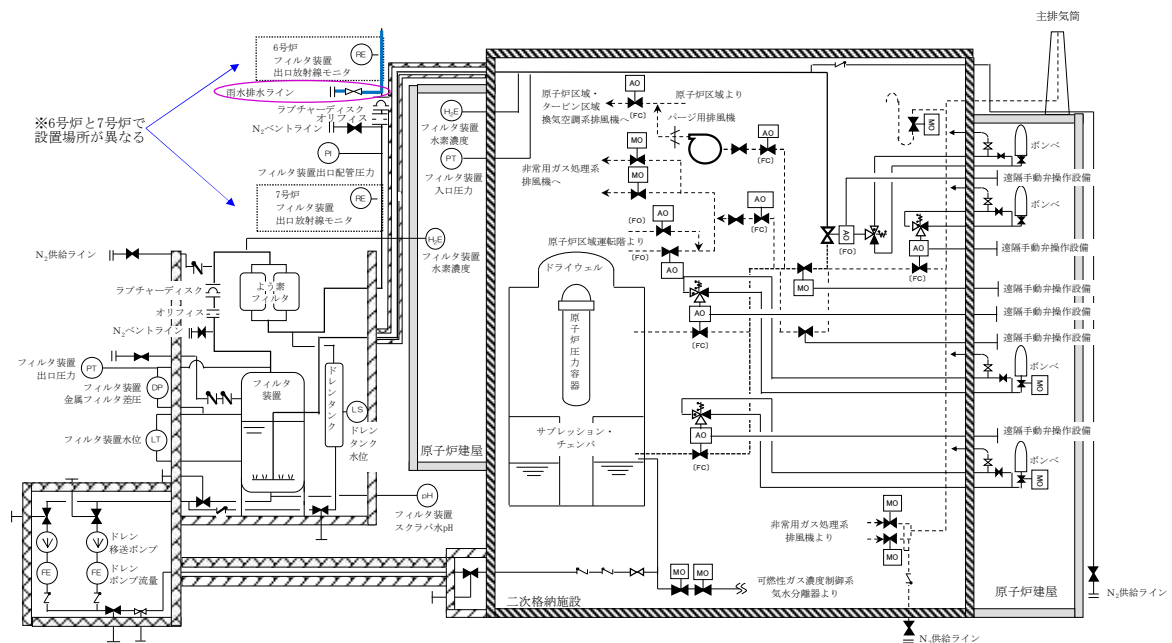
- 水スクラバについては、水位が規定の水位（スクラバノズル上端+0.5～2.2m）にあることで、規定の性能を維持することができる。スクラバ水位については、フィルタ装置に設置されている水位計により確認することができる。
- 金属フィルタについては、差圧が規定の差圧（ k Pa）以下であることで、規定の性能を維持することができる。金属フィルタの差圧は、フィルタ装置に設置されている **フィルタ装置** 金属フィルタ差圧計をもって確認可能である。

### 【無機よう素除去性能】

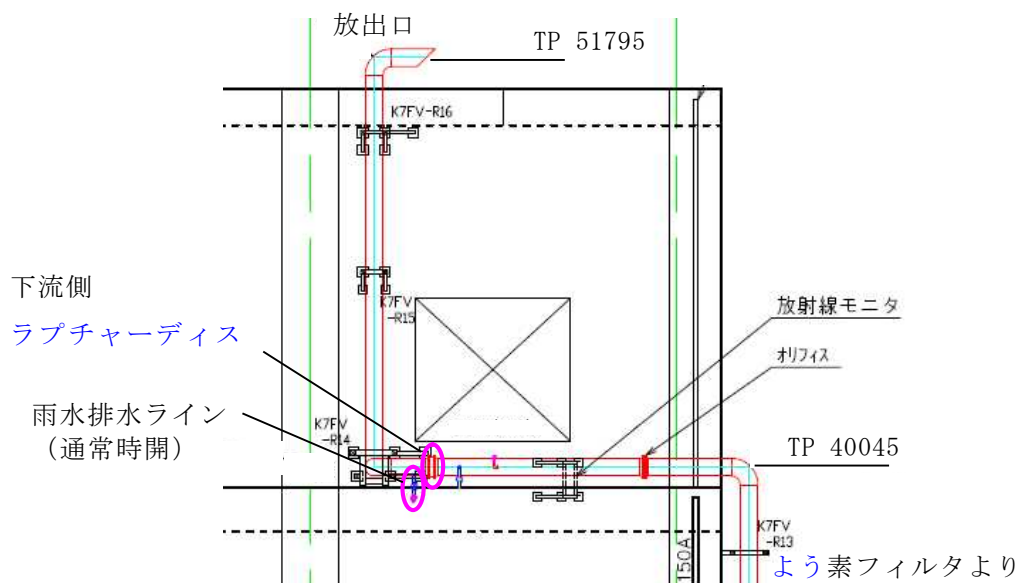
- 無機よう素除去性能については、スクラバ水の pH が規定値（pH ）以上であることで、規定の性能を維持することができる。スクラバ水の pH は、pH 計により確認可能である。  
なお、スクラバ水の pH については、スクラバ水位の上昇によりドレン操作を実施する都度、ドレン操作によりフィルタ装置より抜けてしまった分の NaOH を追加することで、pH  以上に維持することが可能である。

別紙 37 ラプチャーディスクの凍結による影響について

よう素フィルタ下流側のラプチャーディスク出口側は第1図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器圧力逃がし装置の出口配管の頂部放出口から雨水が流入したp場合、ラプチャーディスクまで流入する。そのため、第2図に示すようにラプチャーディスクの下流側配管水平部に設置している雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水はラプチャーディスク下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出され、配管内で凍結することはない。



第1図 雨水排水ライン系統図

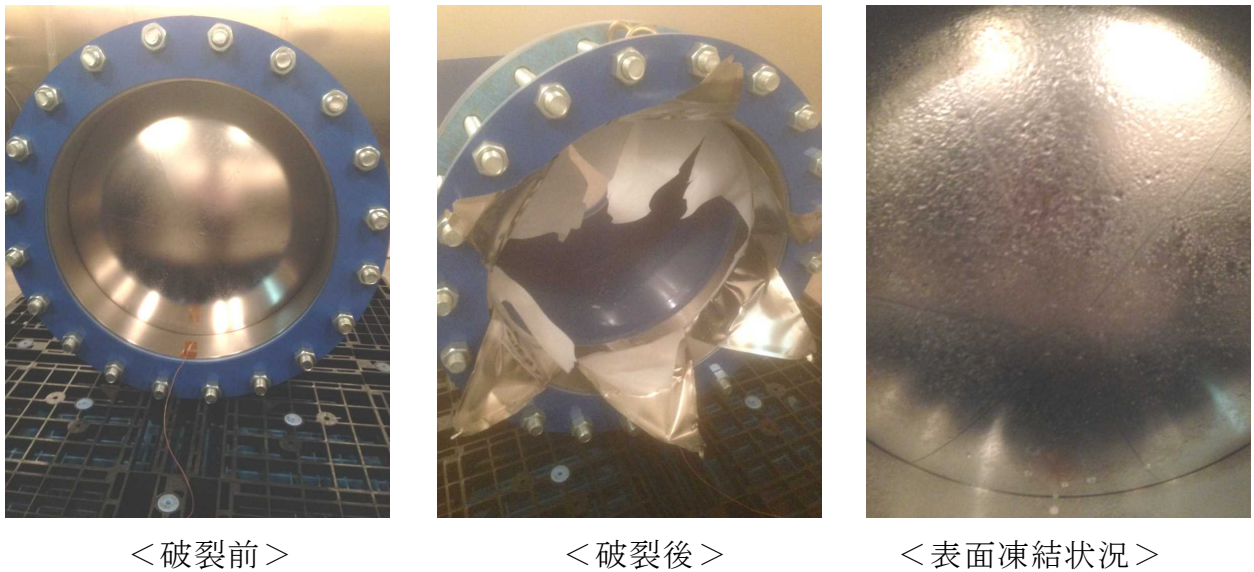


第2図 ラプチャーディスク下流側の配管配置図（7号炉）



一方で、下流側ラプチャーディスクの出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合にはラプチャーディスク表面で水分が凍結する可能性がある。ラプチャーディスク表面が凍結することにより、設定圧力での作動への影響については、ラプチャーディスク表面を意図的に凍結させることにより、凍結状態を模擬した冷温破裂試験を行うことにより、破裂圧力に影響がないことを確認している。(第3図)

試験結果を第1表に示す。



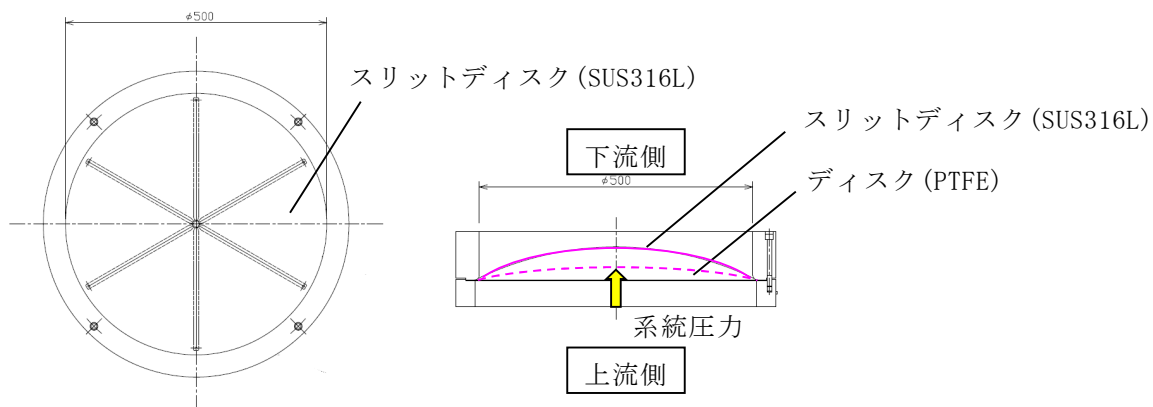
第3図 ラプチャーディスク破裂試験

第1表 ラプチャーディスク表面の凍結による破裂圧力影響試験結果

	破裂設定圧力	試験環境温度	備考
通常破裂圧力 (工場出荷時)	0.1±0.01MPa	200℃±10℃	仕様書において定める破裂 圧力設定値
凍結時破裂圧力 (冷温試験時)		-17℃以下	ラプチャーディスク 出口側 を凍結

ラプチャーディスクの構造を第4図に示す。ラプチャーディスク上流側の系統圧力が上昇すると、圧力によりディスク(PTFE)が膨らみ、スリットディスク(SUS316L)に接触する。圧力に対してスリットディスクの強度が許容値を上回っている場合は、ラプチャーディスクは破裂することはない。圧力が上昇してスリットディスクの許容値を超えた場合には、スリットディスクが均等に破裂し、系統圧力は大気側に開放される。

当該のラプチャーディスクの破裂圧力は200℃にて0.1MPaにて破裂するように設定されているが、冷温破裂試験においては [ ] にて破裂した。これはステンレスの物性値は温度によって左右することから、200℃以外の温度条件では破裂圧力は変化することによるものと考えられる。但し、試験の結果からもベント操作に対して阻害するほどの影響ではないため、凍結したとしても問題はない。



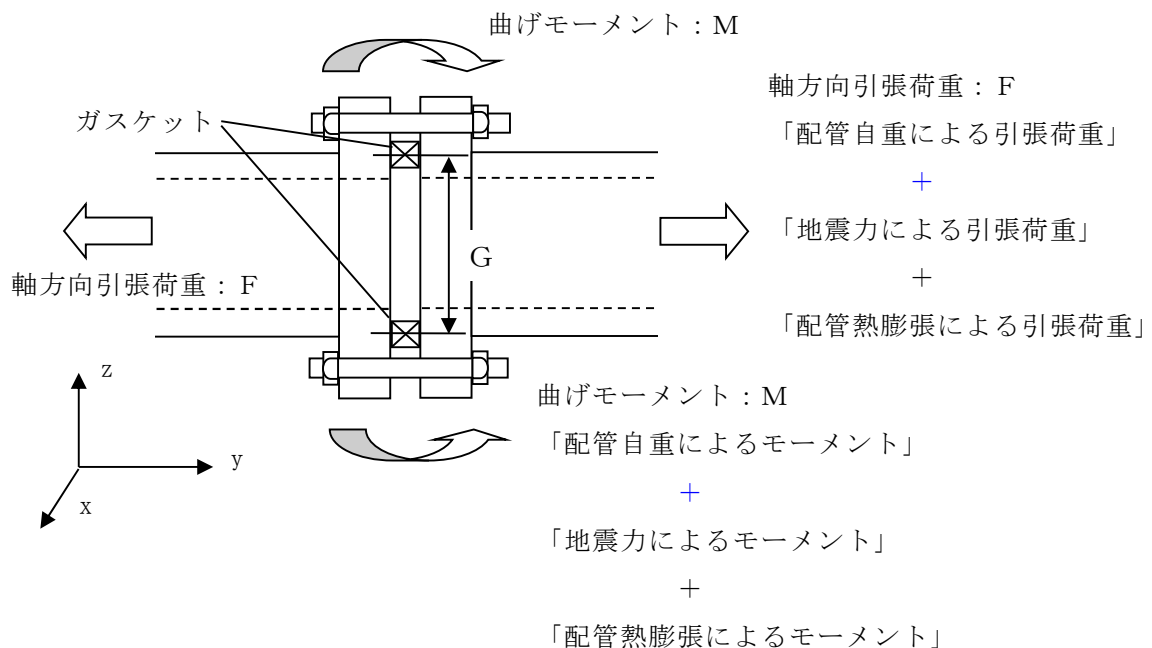
第4図 ラプチャーディスク構造図

別紙 38 高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと

格納容器圧力逃がし装置の使用状態において、常温での最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年度版)」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下 (200°C, 0.62MPa) にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針 (2012)」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお、フランジに接続する配管からの反力については、自重、地震荷重、配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし、フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。(第1図)



第1図 フランジにかかる配管荷重

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012） レベル2 耐震性能評価 解説編」に基づき、フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。

$$mp + \alpha p_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$$

m：ガスケット係数 [-]

p：内圧 [MPa]

$\alpha$ ：等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で、0.75m [-]

$\sigma_a$ ：ボルトの初期締め付け力によるガスケット面圧 [MPa]

$p_e$ ：地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧 [MPa]であり以下の式で算出する。

$$p_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \dots (2)$$

G：ガスケット接触面の平均直径 [mm]

F：軸引張力 [N]

M：曲げモーメント [N・mm]

ここで、軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重  $F_y$  であり、曲げモーメント M は同様に配管応力解析における軸直角方向のモーメントの  $M_x$  と  $M_z$  から  $\sqrt{M_x^2 + M_z^2}$  で算出する。

なお、フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため、フランジボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが、安全側に働くため本評価においては考慮しない。

今回、格納容器圧力逃がし装置の配管応力解析モデル<sup>\*1</sup>にて、自重、地震荷重（基準地震動 Ss）、最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における x,y,z 各成分の反力とモーメントを算出し、各節点の反力とモーメントの中から、成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。

この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値が、フィルタ装置とよう素フィルタの配管フランジ（500A）に作用し、さらに内圧として最高使用圧力（0.62MPa）が印可されているという非常に保守的な条件にて、上記(1)式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。

評価の結果、(1)式の判定条件を満足することを確認した（第1表参照）。よって、格納容器圧力逃がし装置使用時の高温状態においても、配管フランジからの漏えいは発生しない。

※1 配管応力解析モデルにおいてフランジ部のモデル化は、フランジ設置箇所フランジの質量に相当する質点を負荷し、当該部の配管材質をフランジの材質として置き換えることを行っている。ただし、フランジの断面係数等の形状に起因する剛性の影響については考慮していない。そのため、系の固有振動数が実機条件とは少し異なる可能性がある。しかしながら、解析に用いる FRS は、周期軸方向に±10%拡幅されているため、このようなモデル化による誤差の影響は包絡されていると考えられる。

第1表 フランジ漏えい評価結果

項目	記号	単位	値
<b>設計条件</b>			
最高使用圧力	P	MPa	0.62
ガスケット接触面寸法－外径	D	mm	568
ガスケット接触面寸法－内径	d	mm	536
ガスケット寸法－厚さ	tg	mm	4.5
ガスケット座の基本幅	b0	mm	8.0
ガスケット接触面の平均径	G	mm	553.7
ガスケット有効幅	b	mm	7.1
ガスケット係数	m	—	3
ガスケットの最小締付荷重	y	MPa	68.9
ガスケット接触面積	A	mm <sup>2</sup>	27747
標準トルクからのガスケット面圧	$\sigma_a$	MPa	40.5
最小トルクからのガスケット面圧	$\sigma_b$	MPa	31.5
<b>応力評価</b>			
地震動等による曲げモーメント	M	N・mm	2.43E+08
地震動等による引張力	F	N	1.55E+05
等価内圧	pe	MPa	7.92
等価内圧に対する漏洩影響度補正係数	$\alpha$	—	2.3
<b>標準トルクからのガスケット面圧を想定した場合</b>			
ガスケット開口圧力	$\sigma$	MPa	19.7
標準トルクからのガスケット面圧	$\sigma_a$	MPa	40.5
漏洩評価 $\sigma < \sigma_a$			合格
<b>最小トルクからのガスケット面圧を想定した場合</b>			
ガスケット開口圧力	$\sigma$	MPa	19.7
最小トルクからのガスケット面圧	$\sigma_{a'}$	MPa	31.5
漏洩評価 $\sigma < \sigma_{a'}$			合格

## 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置、並びによう素フィルタには多量の放射性物質が捕捉される。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置並びによう素フィルタに捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、適切に保管する必要がある。格納容器圧力逃がし装置使用後のフィルタ装置、並びによう素フィルタの保管方針を以下に示す。

### 【フィルタ装置】

格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラバ水は原子炉格納容器へ移送し、スクラバ水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管する。

なお、「別紙 13」に記載の通り、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラバ水が保管されていたとしても、水スクラバから環境への放射性物質の再浮遊は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送する。

また、同じく「別紙 13」に記載の通り、有効性評価シナリオにおいて、金属フィルタに捕捉した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れが無い状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。

### 【よう素フィルタ】

よう素フィルタについても、気中保管とする。

よう素フィルタに流入した放射性よう素は、AgI の化学種にてよう素フィルタ内に捕捉される。AgI は  以上の高温状態にて水素環境に晒されると、AgI が還元されて HI（ガス状）の化学種となり、よう素は環境へ放出されてしまう。

そのため、上記の通り、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送することで、よう素フィルタに水素が流入しないようにし、よう素フィルタからの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、放出口手前に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置並びによう素フィルタからの放射性物質の放出がないことを確認する。

別紙 40 よう素フィルタ部に発生する偏流について

よう素フィルタは、第1図に示す通り、キャンドルと呼ばれる銀ゼオライトを充填した吸着塔を19本配置した構造となっている。このよう素フィルタを2基設置し、計38本のキャンドルを設置する。

ベントガスがキャンドルに充填された銀ゼオライト吸着材を通過する過程で、ベントガス中に含まれるガス状よう素が銀ゼオライトに捕捉される。



第1図 よう素フィルタ構造図

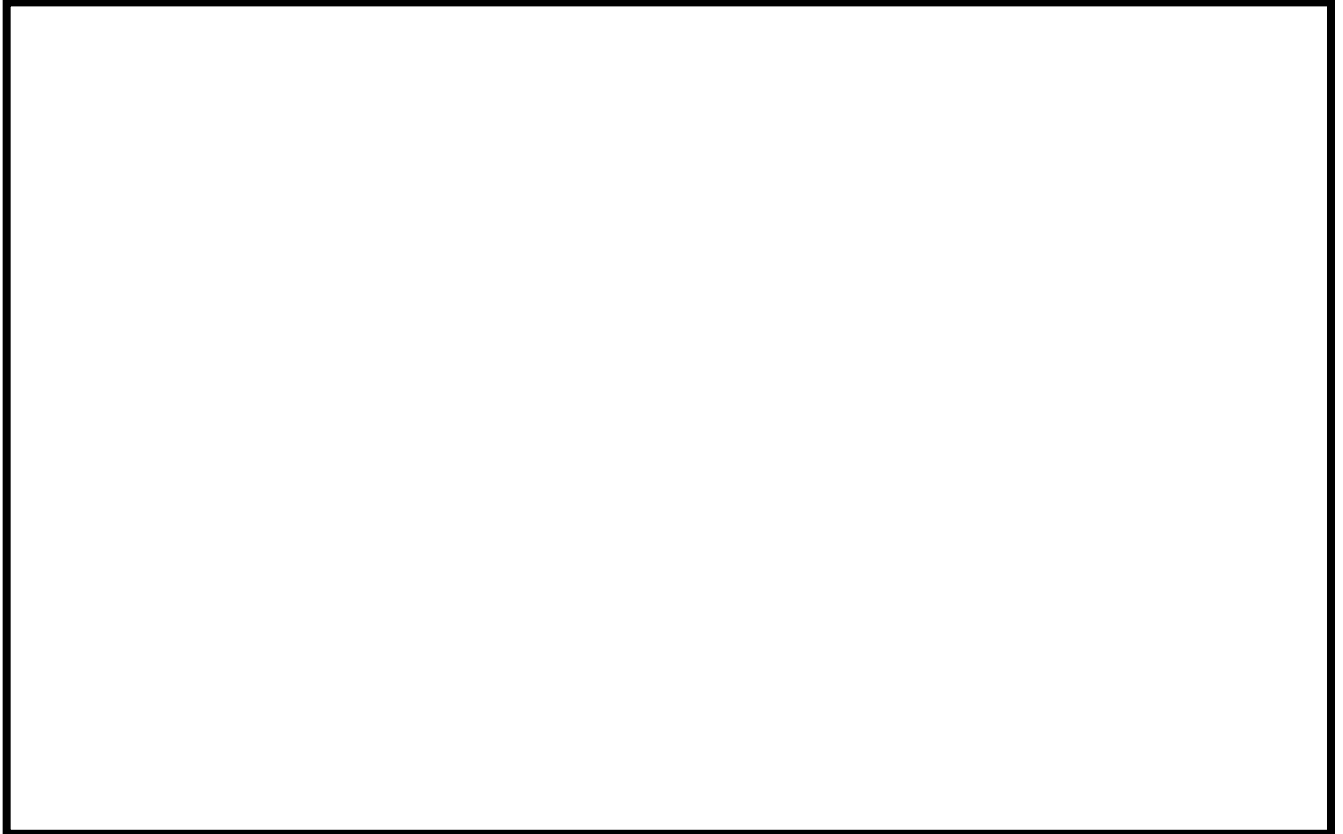
よう素フィルタのガス状よう素除去性能は、ベントガスと銀ゼオライト吸着材との接触時間が大きいほど、大きくなる。そのため、よう素フィルタ内で偏流が生じ、局所的にベントガスの銀ゼオライト吸着材通過速度が大きくなり、銀ゼオライト吸着材との接触時間が小さくなると、ガス状よう素除去性能が低下する。

そこで、流動解析により、よう素フィルタ内に生じるガスの偏流を評価した。

なお、銀ゼオライトが充填されているキャンドル部の流動特性について確認するため、実機と同じキャンドルを用いて蒸気を通気する流動試験（キャンドルユニット試験）を実施した。そして、キャンドルユニット試験により得られた試験データをよう素フィルタの流動解析に適用し、流動解析の精度向上を図った。

【キャンドルユニット試験】

第2図に示す通り、実機と同じキャンドルを容器内に1本設置し、試験容器に実機のキャンドル1本に相当する体積流量の蒸気を通気し、キャンドルに生じる差圧を計測した。



第2図 キャンドルユニット試験装置全体図

実機のように素フィルタで処理するベントガスの最大体積流量は第3.2.2.3.3.1-2表に示す通り、 $16.8\text{ m}^3/\text{s}$ (原子炉格納容器2Pd時流量)である。実機のように素フィルタのキャンドルの設置本数は38本であるため、キャンドル1本当たりの体積流量は $0.44\text{ m}^3/\text{s}$ (原子炉格納容器2Pd時流量)となる。そこで、実機の最大体積流量を網羅するように、第1表の通り、キャンドルユニット試験の試験条件を設定した。



第1表 キャンドルユニット試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・キャンドルユニット試験装置
キャンドル設置本数	・1本
試験ガス	・蒸気
ガス体積流量	・0.74 m <sup>3</sup> /s ・0.51 m <sup>3</sup> /s ・0.39 m <sup>3</sup> /s ・0.29 m <sup>3</sup> /s ・0.23 m <sup>3</sup> /s

第1表の条件にて試験を実施した結果、ガス体積流量とキャンドル差圧の関係は、第3図の通りとなった。

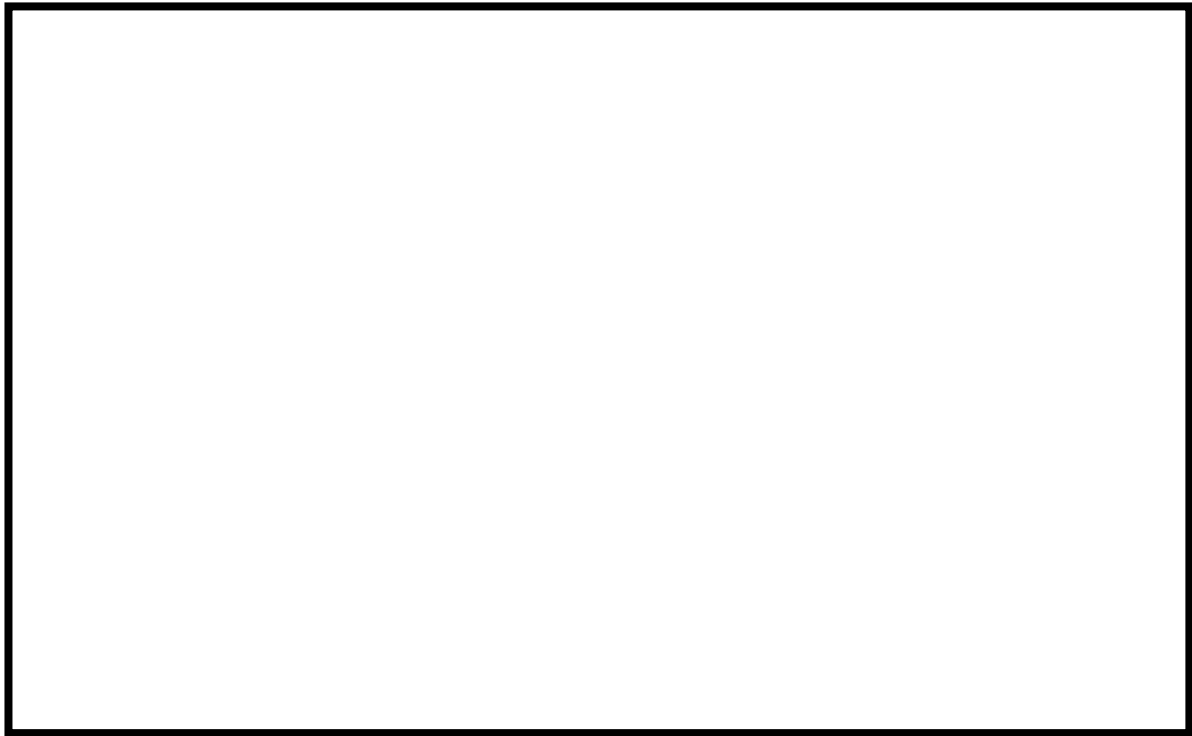


第3図 試験結果（ガス体積流量とキャンドル差圧の関係）

第3図のキャンドル差圧の実測値を用いて、よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。

【よう素フィルタ全体流動解析】

よう素フィルタ内の偏流を評価するため、よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。解析モデルは第4図に示す通り、よう素フィルタ1基をモデル化した。



第4図 よう素フィルタ流動解析モデル

まず、キャンドルをモデル化しているポーラスメディアの圧損係数を、第3図のキャンドルユニット試験実測値より求める。第3図のガス体積流量をキャンドルの表面積で除すことで、線速度LV (m/s)に変換し、試験データを非線形最小二乗法により最適フィッティングした抵抗係数カーブを作成する。抵抗係数カーブは、以下の2パターン作成する。

- ① 慣性抵抗項 ( $LV^2$ の項) と粘性抵抗項 (LVの項) を考慮  
(ガス流れがAgXに遮られる際に生じる慣性抵抗に加え、ガスがAgXとAgXの間の狭隘部を通過する際に生じる粘性抵抗を考慮)
- ② 慣性抵抗項 ( $LV^2$ の項) を考慮  
(ガス流れがAgXに遮られる際に生じる慣性抵抗のみを考慮)

以上の条件にて、抵抗係数カーブを作成すると、第5図の通りとなる。①を赤線、②を緑点線で示す。また、それぞれの抵抗係数カーブは以下の関数で表される。

$$\begin{aligned} \textcircled{1} \quad D_p &= \boxed{\phantom{000}} \times LV^2 + \boxed{\phantom{000}} \times LV & \dots (1) \\ \textcircled{2} \quad D_p &= \boxed{\phantom{000}} \times LV^2 & \dots (2) \end{aligned}$$

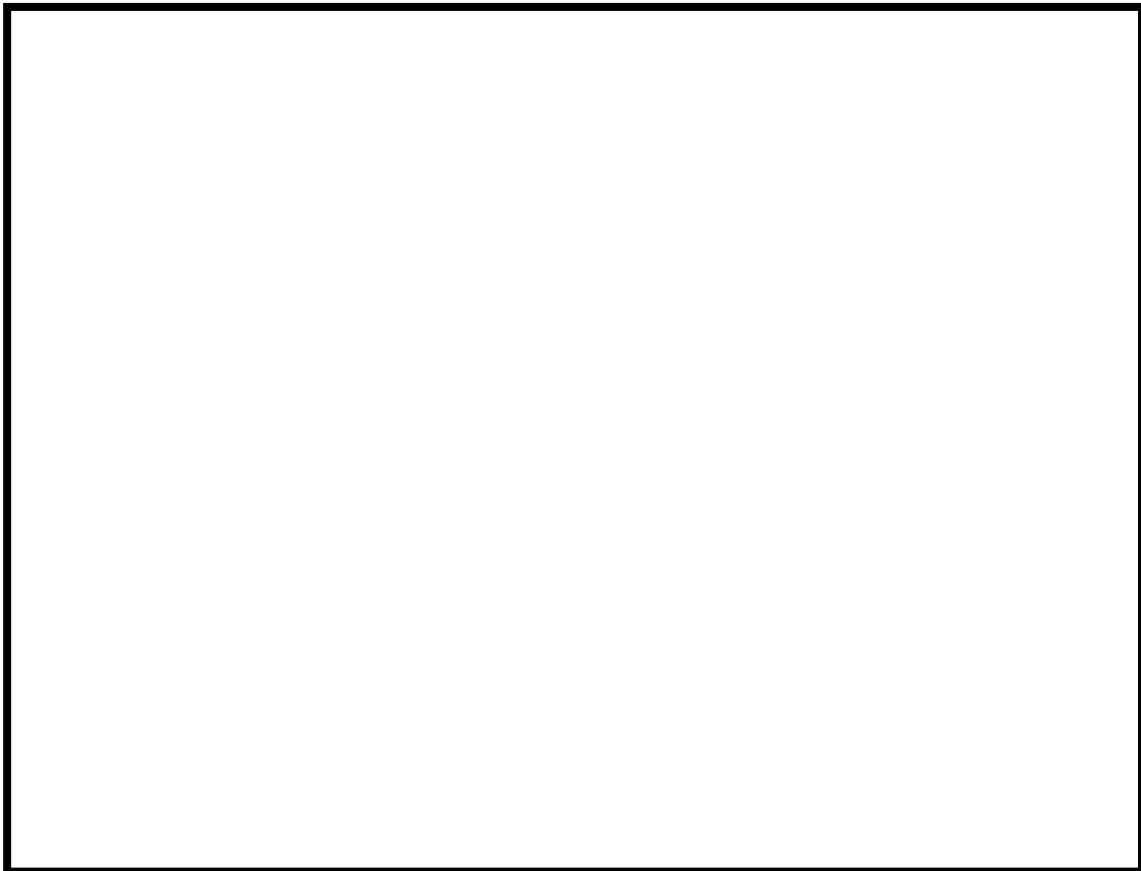
次に、(試験実測値－フィッティングカーブ) のRMSを算出したところ、①は115.3、②は176.7となった。そのため、①の方が実験データを精度よくフィッティングできていることがわかった。よって、①をキャンドルの抵抗係数カーブとした。

次に、汎用抵抗式は以下の通り表される。

$$\text{汎用抵抗式} : D_p = k_i \times \rho \times LV^2 + k_v \times \mu \times LV \quad \dots (3)$$

ここで、 $\rho$  : 気体密度 ( $\text{kg/m}^3$ )、 $\mu$  : 粘性係数 ( $\text{Pa} \cdot \text{s}$ )、 $k_i$  : 慣性抵抗係数 (-)、 $k_v$  : 粘性抵抗係数 ( $1/\text{m}$ ) である。(1)、(3)式より、 $k_i \times \rho = \boxed{\phantom{000}}$   $k_v \times \mu = \boxed{\phantom{000}}$  なる。ここで、キャンドルユニット試験時のガスの密度は  $0.56937 (\text{kg/m}^3)$ 、粘性係数は  $1.3032 \times 10^{-5} (\text{Pa} \cdot \text{s})$  であったことから、 $k_i$  ならびに  $k_v$  は、 $k_i = \boxed{\phantom{000}} (-)$ 、 $k_v = \boxed{\phantom{000}} (1/\text{m})$  となる。

そのため、 $k_i = \boxed{\phantom{000}} (-)$ 、 $k_v = \boxed{\phantom{000}} (1/\text{m})$  を、流動解析を実施する際のキャンドル (ポーラスメディア) の圧力損失係数とする。



第5図 抵抗係数カーブ

よう素フィルタ全体の流動解析は、実機の流量を再現するよう、原子炉格納容器圧力 2Pd にてベントした直後の最大流量相当と、事故後 1 ヶ月後の流量の 2 ケースで実施した。解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 よう素フィルタ流動解析条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ STAR-CCM+ (ver. 9)
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基礎式：質量保存式，運動量保存式 (Navier-Stokes 方程式)</li> <li>・ 基礎式の離散化手法：有限体積法</li> <li>・ 乱流モデル：Realizable <math>K-\epsilon</math></li> <li>・ 壁近傍の扱い：ALL <math>y+</math>モデル</li> <li>・ 対流項離散化：二次精度風上差分</li> <li>・ 気体の扱い：水蒸気，非圧縮性流体</li> <li>・ キャンドル圧力損失係数：<math>k_i = \square (-)</math>，<math>k_v = \square (1/m)</math></li> </ul>
ベントガス条件	<p>【ケース 1：原子炉格納容器圧力 2Pd，ベント開始直後流量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 体積流量：16.0 <math>m^3/s</math> (よう素フィルタ 2 基分)</li> <li>・ 質量流量：15.8 <math>kg/s</math> (よう素フィルタ 2 基分)</li> <li>・ 圧力：181.3 <math>kPa(abs)</math></li> <li>・ 露点温度差：15 K</li> </ul> <p>【ケース 2：事故後 1 ヶ月流量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 体積流量：3.80 <math>m^3/s</math> (よう素フィルタ 2 基分)</li> <li>・ 質量流量：2.48 <math>kg/s</math> (よう素フィルタ 2 基分)</li> <li>・ 圧力：114.3 <math>kPa(abs)</math></li> <li>・ 露点温度差：6.5K</li> </ul>

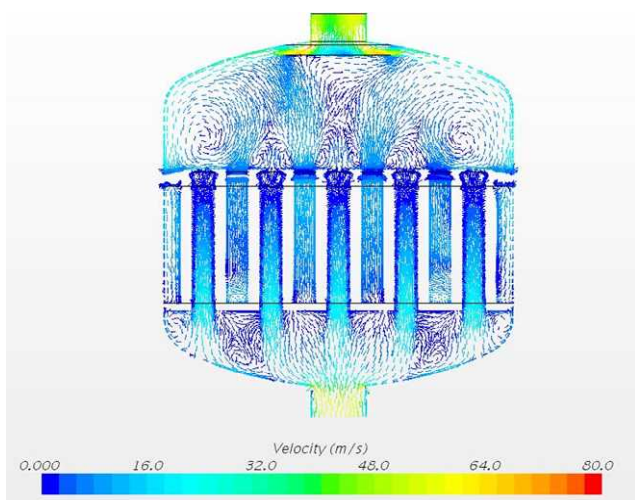
また，キャンドル配置と番号を第 6 図の通り設定した。



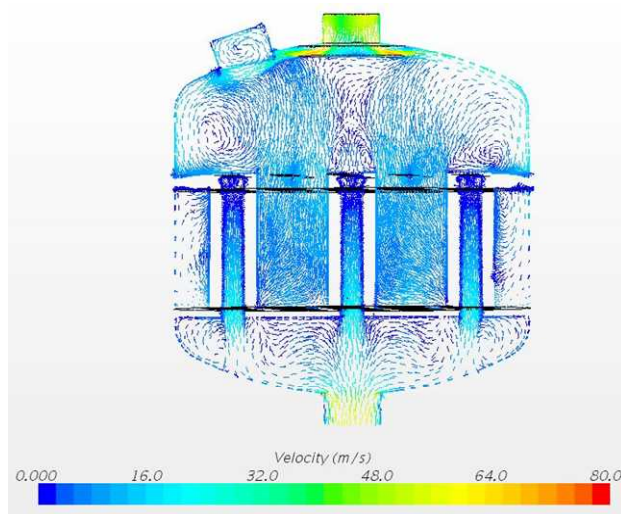
第 6 図 キャンドル配置ならびに番号

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

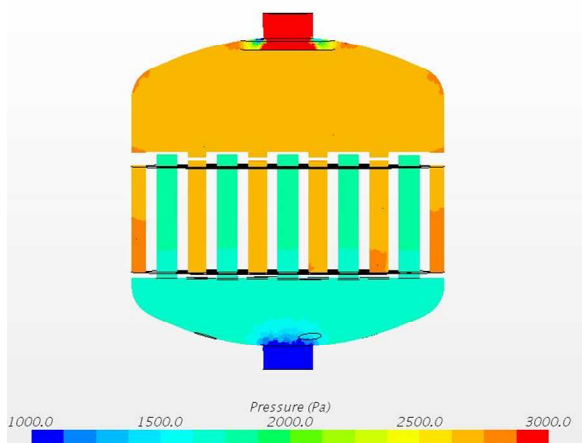
上記条件にてよう素フィルタ全体の流動解析を実施した。ケース1の解析結果を第7～11図，第3表に示す。



第7図 フィルタ中央(キャンドル31-35)  
断面ガス流速 (ケース1)

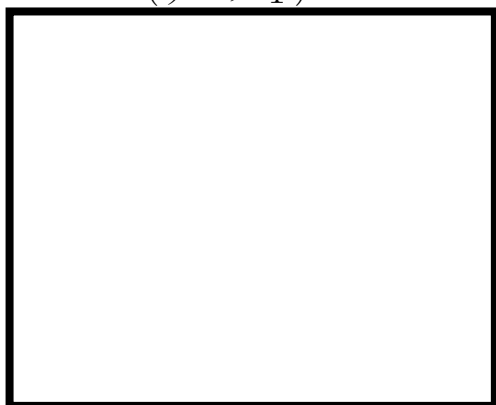


第8図 フィルタ中央 (出入口配管方向)  
断面ガス流速 (ケース1)



第9図 フィルタ中央(キャンドル31-35)  
断面ガス圧力 (ケース1)

第3表 各キャンドル流量分布  
(ケース1)



第10図 各キャンドル流量分布  
(ケース1)



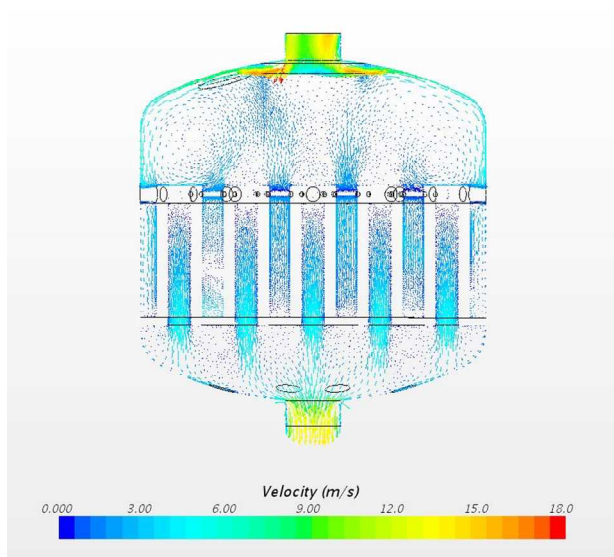
第11図 各キャンドル上下方向流速分布  
(ケース1)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

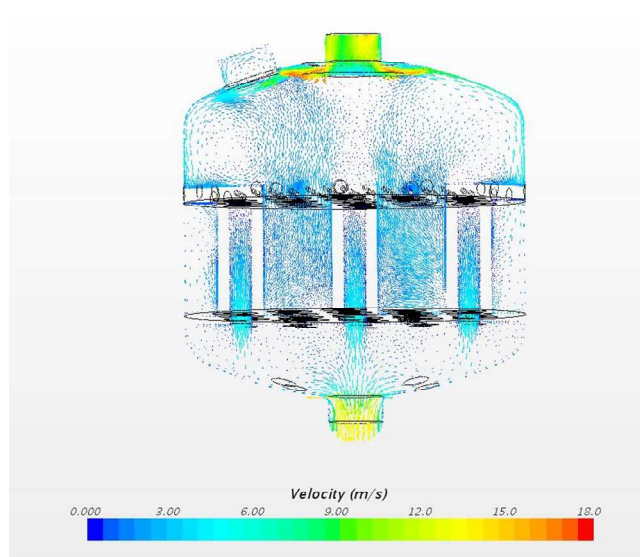
第10図、第3表より、各キャンドルの流量分配はほぼ均一で、各キャンドルのばらつきの範囲は±1%に収まっている。

また、第11図より、キャンドルの上下方向は、キャンドル下側の方が流量が大きい状態となっているが、上下方向のばらつきの範囲は±10%に収まっている。

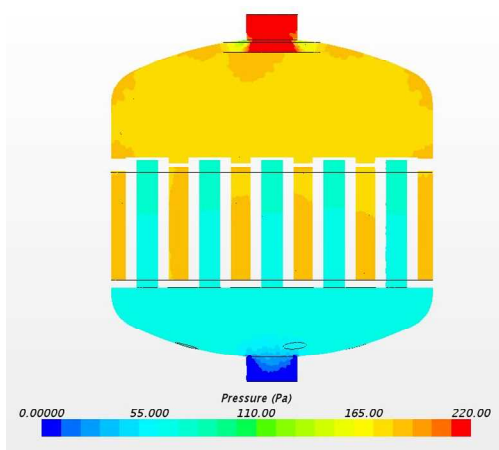
次に、ケース2の解析結果を第12～16図、第4表に示す。



第12図 フィルタ中央(キャンドル31-35)断面ガス流速(ケース2)



第13図 フィルタ中央(出入口配管方向)断面ガス流速(ケース2)

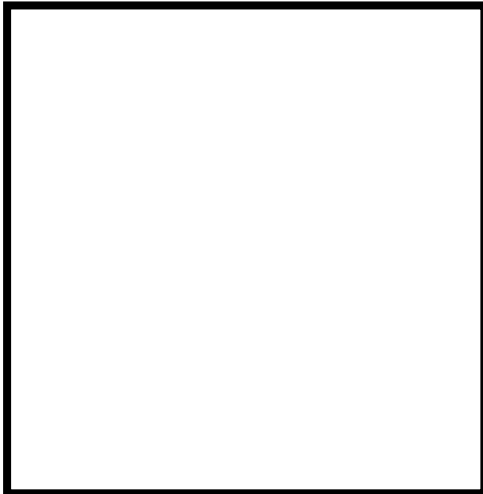


第14図 フィルタ中央(キャンドル31-35)断面ガス圧力(ケース2)



第15図 各キャンドル流量分布(ケース2)

第 4 表 各キャンドル流量分布  
(ケース 2)



第 16 図 各キャンドル上下方向流速分布  
(ケース 2)

第 15 図、第 4 表より、各キャンドルの流量分配はほぼ均一で、各キャンドルのばらつきの範囲は $\pm 0.6\%$ に収まっている。

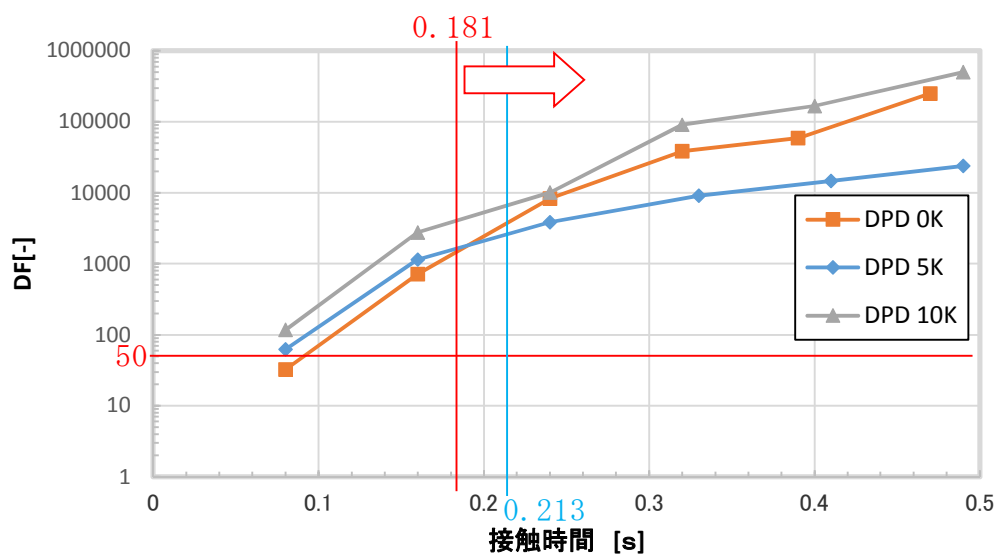
また、第 16 図より、キャンドルの上下方向は、キャンドル下側において流量が大きい状態となっているが、上下方向のばらつきの範囲は $\pm 5\%$ に収まっている。

以上より、よう素フィルタは流量が大きい方ほどキャンドル各部の偏流は大きくなるが、実機最大流量においても、各キャンドルの流量ばらつきは $\pm 1\%$ 以内、キャンドル上下方向のばらつきは $\pm 10\%$ 以内に収まることが確認できた。

次に、キャンドルの偏流がよう素フィルタの性能に与える影響を考える。

各キャンドルへ完全に均一にガスが流れていた場合における、ベントガスと吸着材の接触時間は、原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後において  $0.213[s]$  となる。ここで、キャンドルの偏流により、局所的にベントガスの流速が保守的に 15% 大きくなった場合を考慮すると、局所的にベントガスと吸着材の接触時間は 15% 減少し、 $0.181[s]$  となる。銀ゼオライトの性能は第 17 図に示す通りであり、接触時間が  $0.181[s]$  であっても DF50 以上確保可能である。

今、キャンドルの偏流は、原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後であっても 15% より小さいため、キャンドルの偏流を考慮したとしても、DF50 以上は確保可能である。



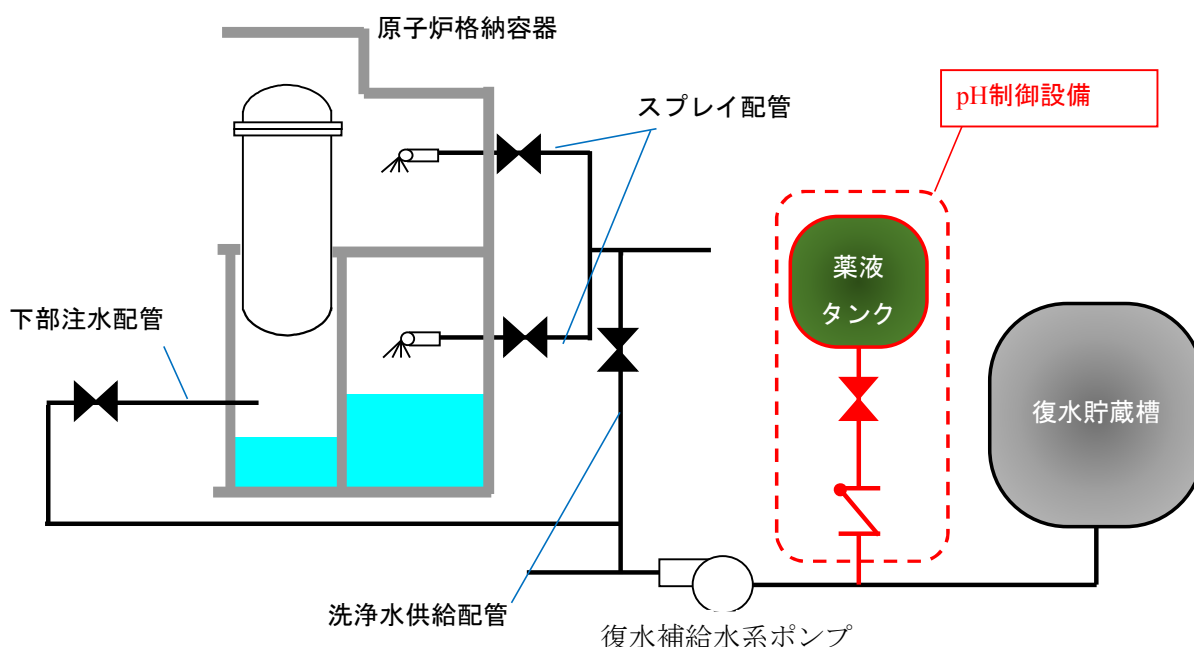
第 17 図 銀ゼオライト性能線図



別紙 41 原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を第 1 図に示す。本系統は復水補給水系ポンプの吸込配管に薬液を混入させ、上部ドライウェルスプレー配管、サプレッション・チェンバースプレー配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム(  [wt%]水溶液)  [m<sup>3</sup>]とする。

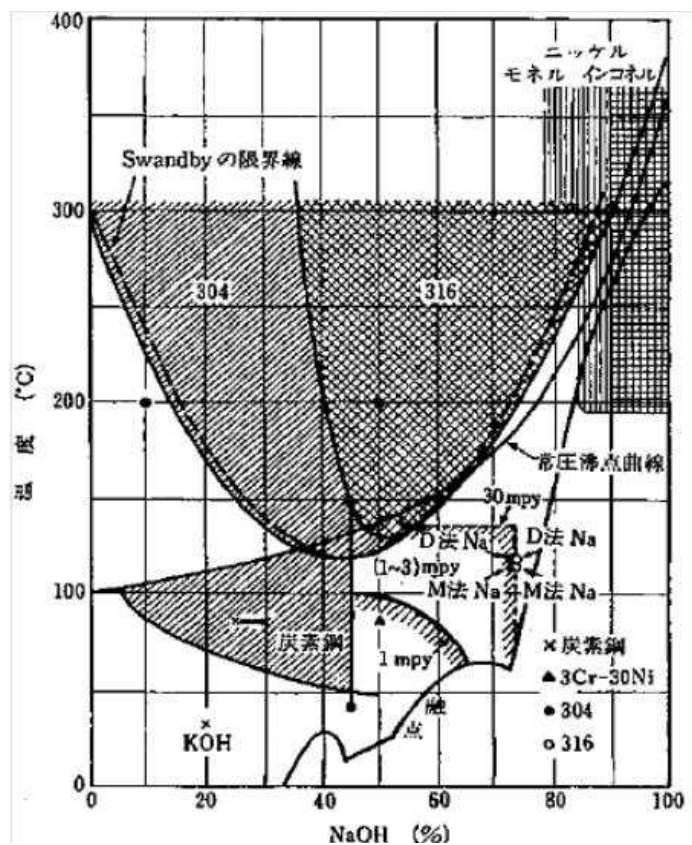


第 1 図 原子炉格納容器 pH 制御のための設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

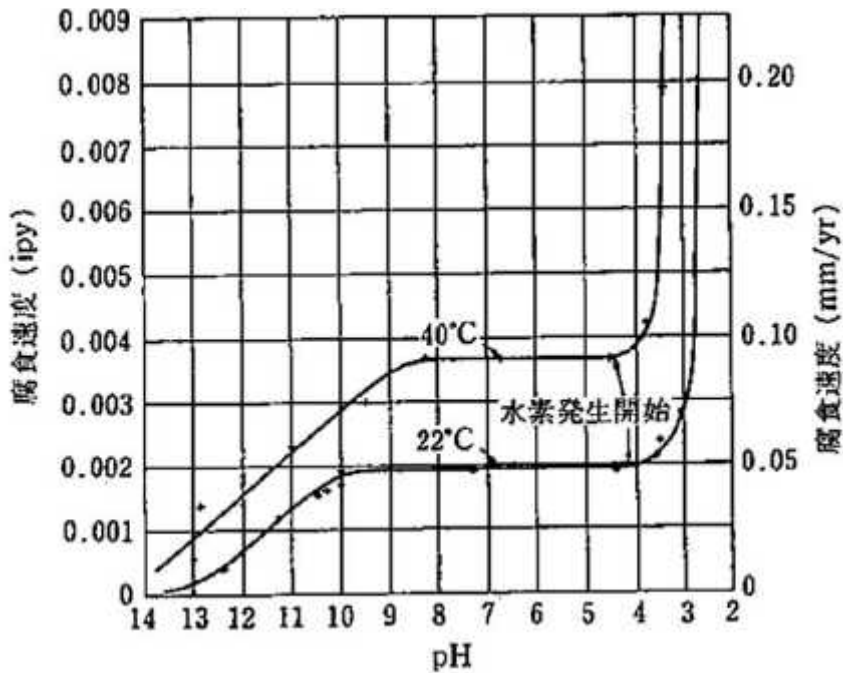
薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウェル、下部ドライウェル、サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが、それらは連通孔やベント管等で接続されており、最終的にはサプレッション・プールに流入する。その場合、サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約  [wt%], pH は約  となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を第 2 図，第 3 図に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。



第 2 図 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響  
 出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3図 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響

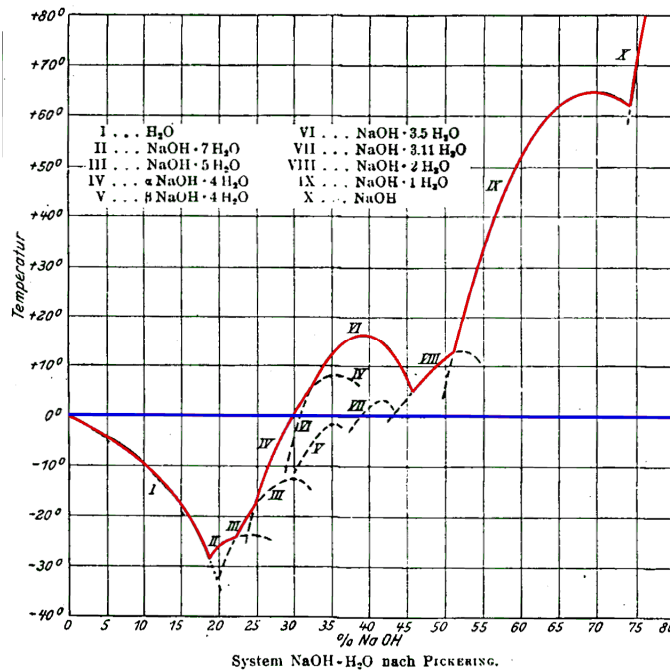
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，第1表の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

第1表 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

これらから，pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を第4図に示すが，本システム使用後の濃度である  [wt%] では，水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。



第4図 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

### 3. 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



### 3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は  [kg] となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約  [kg] となる。

### 3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウェルで  [kg]、サプレッション・チェンバで  [kg] となり、合計で  [kg] となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約  [kg] となる。

### 3.3 水素発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大 LOCA シナリオで 592[kg]であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

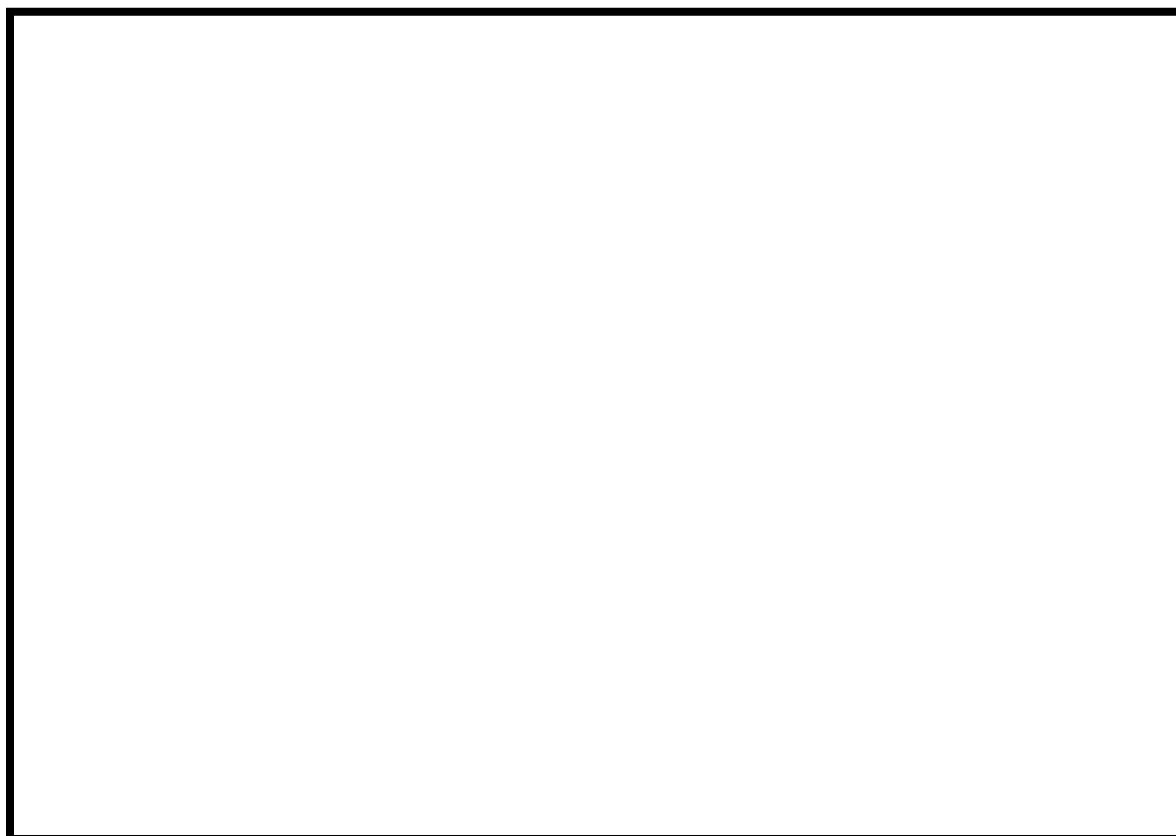
これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について

1. よう素フィルタの初期過渡性能について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については 3.2.2.3.3 に記載の通りであり、ベント初期から長期連続運転後のベント後期にかけて、目標とする除去性能が達成可能であることを確認している。しかし、第 3.2.2.3.3.1-1 図に示す性能線は、吸着材の温度が一定の状態の性能を示したものであり、ベント最初期の吸着材が冷えており、吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状態のものとは異なる可能性がある。

そこで、第 1 図に示す有機よう素除去性能試験装置にて、ベント最初期の吸着材が冷えている状態を模擬し、よう素フィルタの初期過渡性能を確認した。



第 1 図 有機よう素除去性能試験装置構成図

ヨウ化メチル発生装置から供給されるガスは、ボイラからの蒸気と混合され、実機と同じ銀ゼオライト吸着材が充填された試験カラムに導かれる。試験カラム上流の配管にはガス注入口を設け、蒸気以外のベントガス組成である水素や窒素を必要に応じて注入してガス組成を調整できるようにした。試験カラムの銀ゼオライト充填層の厚さは、実機キャンドルユニットの吸着材充填厚さと同

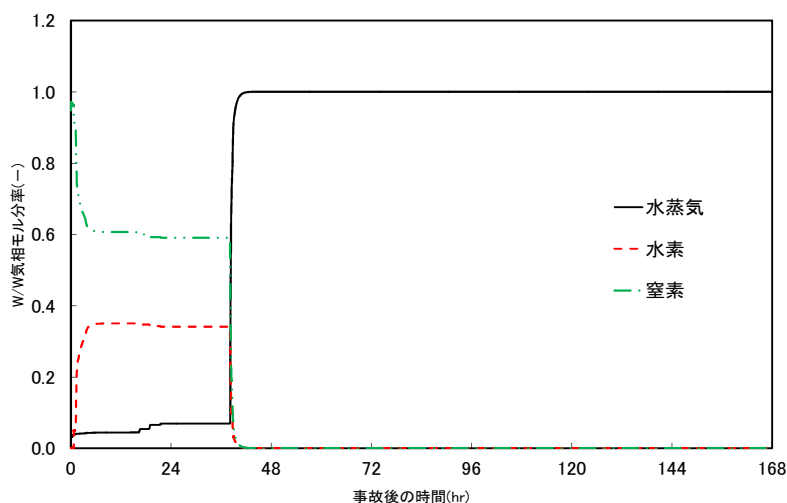
一寸法とした。

試験装置に供給されるヨウ化メチルの濃度は、サンプリング口①から試料を採取してガスクロマトグラフ（GC-FID：島津製作所製 GC-14B）による分析で確認した。一方、試験カラムを通過したガスは窒素希釈され、冷却トラップでガスと凝縮水に分離してサンプリング口②から採取され、その両方を試料としてGC-FIDによる分析を行った。また、蒸気流量は凝縮水の重量から算出した。試験は、まずダミーカラムに水蒸気を通気し、試験ガスの条件を安定させた後、吸着カラムにラインを切り替え、DFの計測を開始する。

今回実施した試験条件を第1表に示す。ベント最初期の状態を模擬するため、吸着材カラム部のヒータを切って吸着材の温度を室温の状態とし、その状態からダミーカラムより試験カラムへラインを切り替え、試験を開始した。また、ベント最初期のベントガスは蒸気、水素、窒素の混合ガスであることから、実機の条件を考慮して蒸気10%、水素30%、窒素60%の混合ガスとして試験を実施した（実機のガス組成は第2図参照）。さらに、接触時間はベント初期に想定される0.213sよりも短い0.173sとした。

第1表 よう素フィルタ初期過渡性能試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	有機よう素除去性能試験装置
試験ガス組成	蒸気10%、水素30%、窒素60%
試験ガス温度	101℃
試験カラム入口圧力	15.9 kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	126 volppm
接触時間	0.173 s

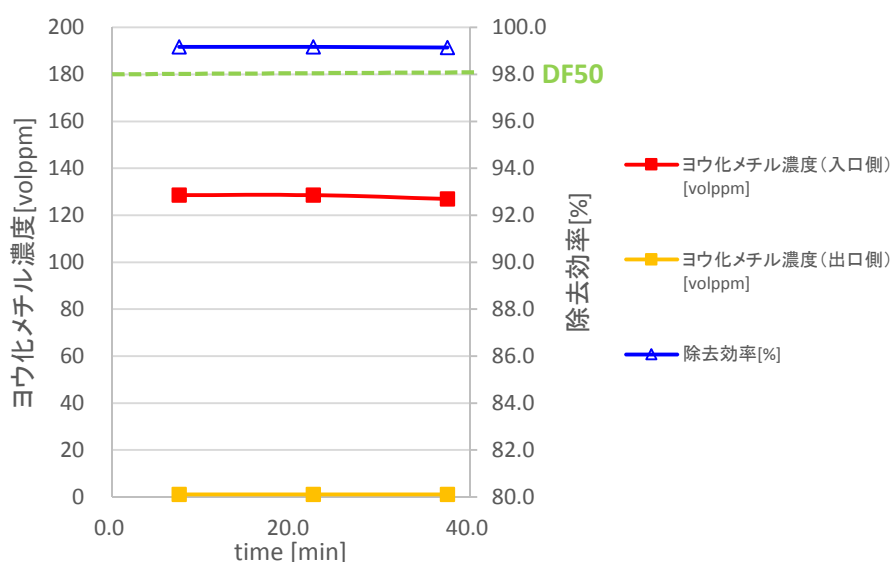


第2図 ベントガス組成時刻歴



第1表の条件にて有機よう素除去性能試験を実施したところ、DFの時刻歴は第3図に示す通りとなった。第3図中の最初の計測データは、試験カラム通気開始時から15分後までのガスを採取したサンプルのデータ、2つ目のデータは15分後から30分後までのガスを採取したサンプルのデータ、3つ目のデータは30分後から45分後までのガスを採取したサンプルのデータである。

第3図より、ベント最初期の吸着材が低温の状態であって、接触時間が実機よりも短い条件であったとしても、DFは50以上となることが確認できた。よって、実機においてベント最初期の吸着材が低温であって、吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状況であっても、目標のDFを達成できると考えられる。



第3図 有機よう素除去性能試験結果

## 2. よう素フィルタの有機よう素許容吸着量について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については3.2.2.3.3に記載の通りであるが、供給するヨウ化メチルの量は少なく、DFが低下するほどのヨウ化メチルは供給していない。

そこで、第1図の有機よう素除去性能試験装置を用いて、ヨウ化メチルを大量に供給し、DFが目標である50を維持する期間中に吸着できるヨウ化メチルの量を確認する試験を実施した。なお、この試験では、試験カラム部のヒータも入れた状態で、まず試験カラムに水蒸気のみを通気し、所望のガスの流量や温度となり、吸着材の温度が一定となったところでヨウ化メチルを供給することとした。

試験条件を第2表に示す。また、DFが50以上を維持する期間中に、実機の

よう素フィルタに吸着されるヨウ化メチルの総質量（3.2.2.3.3 に示すように、よう素フィルタは 2 個並列設置されるのでその合計値）であり、次式によって算出した。

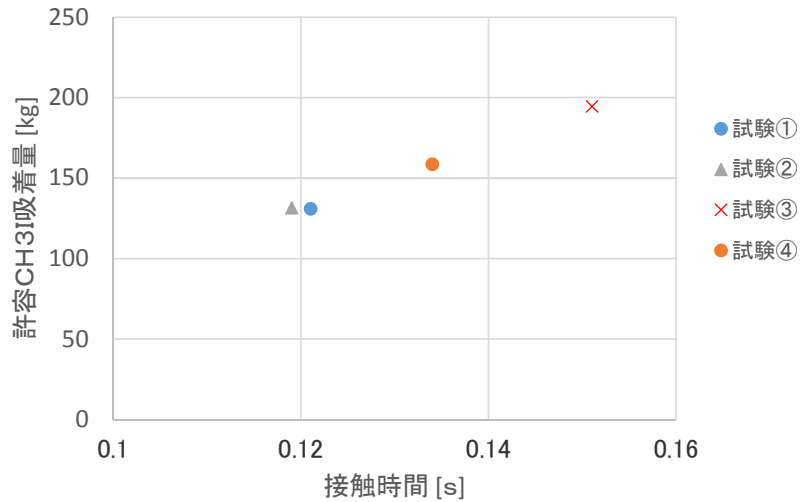
$$A = \int_0^T SI \left(1 - \frac{1}{DF}\right) dt \cdot AgXr / AgXt$$

ここで、A はよう素フィルタ許容吸着量、SI は試験カラムに単位時間当たり供給されたヨウ化メチルの質量、DF は除染係数、 $AgX_r$  は実機のよう素フィルタ 2 個に充填される吸着材の総質量、 $AgX_t$  は試験カラムに充填された吸着材の総質量、T は試験開始から DF が 50 を切るまでの時間である。

第 2 表 よう素フィルタ許容吸着量確認試験条件一覧表

項目	条件			
	試験①	試験②	試験③	試験④
試験装置	有機よう素除去性能試験装置			
試験ガス組成	蒸気 100%			
露点温度差	9.1 K	10.6 K	8.5 K	12.5 K
試験カラム	8.1	8.4	5.6	250.4
入口圧力	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	55 volppm	116 volppm	48 volppm	57 volppm
接触時間	0.121 s	0.119 s	0.151 s	0.134 s

以上の条件にて試験を実施し、よう素フィルタの許容吸着量を評価したところ、第 4 図の通りとなった。第 4 図に示す通り、よう素フィルタの許容吸着量は接触時間に対してほぼ線形的に増加し、ヨウ化メチル濃度や、ガスの圧力に対する依存性はないことが確認できた。また、ヨウ化メチルの許容吸着量は 100kg 以上であることが確認できた。一方、実機にてよう素フィルタに流入する有機よう素の量は約 1.3kg<sup>\*1</sup> と評価していることから、流入量に対して十分な余裕があることが確認できた。



第 4 図 よう素フィルタ許容吸着量確認試験結果

※1 有機よう素のよう素フィルタへの流入量は，以下の式により評価する。  
 ここで，有機よう素の原子炉格納容器内及びフィルタ装置での除去には期待しないものとした。また，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_0 \times F \times g \times M_{\text{CH}_3\text{I}} / M_{\text{I}} \\
 &= 29.1 \times 1 \times 0.04 \times 142 / 127 \\
 &\sim 1.3 [\text{kg}]
 \end{aligned}$$

Q：有機よう素のよう素フィルタへの流入量[kg]

$q_0$ ：よう素の停止時炉内内蔵量 (29.1) [kg]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合(1) [-]

g：有機よう素の組成構成比 (0.04 : R. G. 1.195) [-]

$M_{\text{CH}_3\text{I}}$ ：有機よう素の分子量 (142) [-]

$M_{\text{I}}$ ：よう素の分子量 (127) [-]

別紙 43 格納容器からの取り出し位置について

1. 格納容器圧力逃がし装置

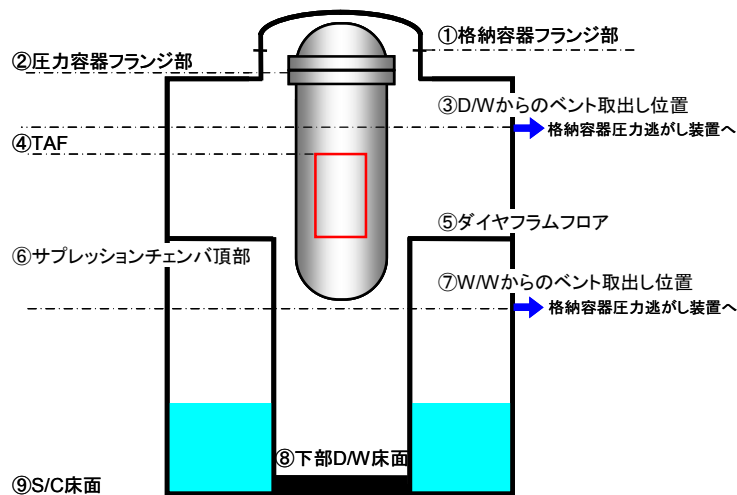
1.1 配管設置箇所

原子炉格納容器からの排気ラインの取出し位置は、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバのそれぞれに設け、いずれの箇所からも排気が可能な設計としている。

格納容器圧力逃がし装置の系統において、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバからの取り出し箇所の概要を、第 1-1 表、第 1-1 図に示す。

第 1-1 表 格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概要 (T. M. S. L)

No.	場所	6号機	7号機
①	原子炉格納容器フランジ部	24,400	24,400
②	原子炉圧力容器フランジ部	22,653	22,653
③	ドライウェルからの取り出し箇所	19,000	19,000
④	有効燃料頂部		
⑤	ダイヤフラムフロア	12,300	12,300
⑥	サブプレッション・チェンバ頂部	11,100	11,100
⑦	サブプレッション・チェンバからの取り出し箇所	9,000	9,200
⑧	下部ドライウェル床面	-6,600	-6,600
⑨	サブプレッション・チェンバ床面	-8,200	-8,200



第 1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概略図 (高さ)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

## 1.2 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統において、ドライウエル、及び、サプレッション・チェンバからの取り出し箇所は、ダイヤフラムフロア及びサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、気相部からの取り出しを確保できる位置としている。

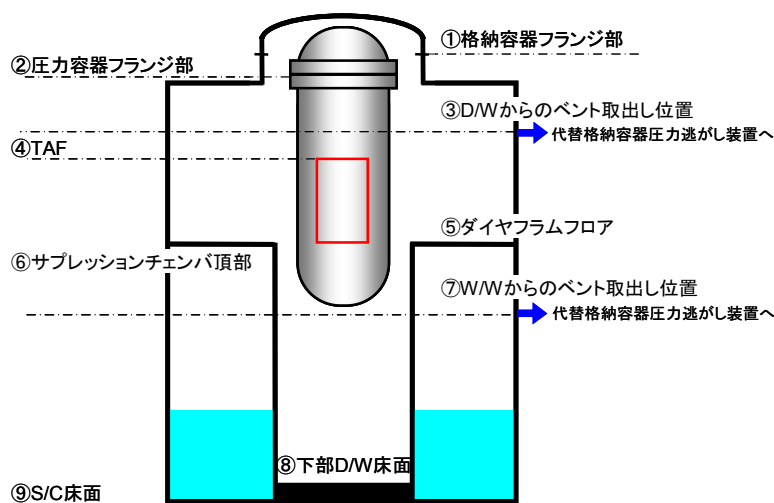
## 2. 代替格納容器圧力逃がし装置

### 2.1 配管設置箇所

代替格納容器圧力逃がし装置の系統において、ドライウエル、及び、サプレッション・チェンバからの取り出し箇所の概要を、第2-1表、第2-1図及び第2-2表、第2-2図に示す。

第2-1表 代替格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概要 (T. M. S. L)

No.	場所	6号機	7号機
①	原子炉格納容器フランジ部	24,400	24,400
②	原子炉圧力容器フランジ部	22,653	22,653
③	ドライウエルからの取り出し箇所	20,100	20,100
④	有効燃料頂部		
⑤	ダイヤフラムフロア	12,300	12,300
⑥	サプレッション・チェンバ頂部	11,100	11,100
⑦	サプレッション・チェンバからの取り出し箇所	9,400	9,200
⑧	下部ドライウエル床面	-6,600	-6,600
⑨	サプレッション・チェンバ床面	-8,200	-8,200



第2-1図 代替格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概略図 (高さ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

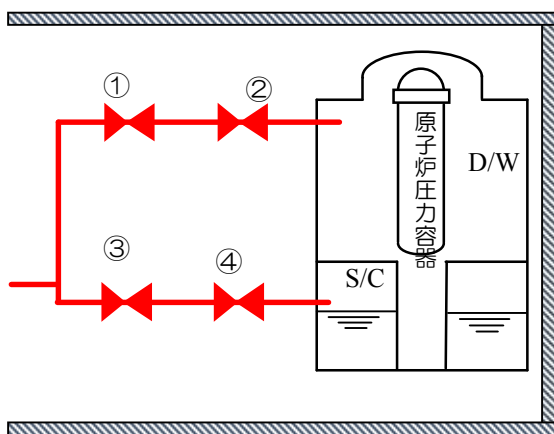
第2-2表 代替格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概要（角度）



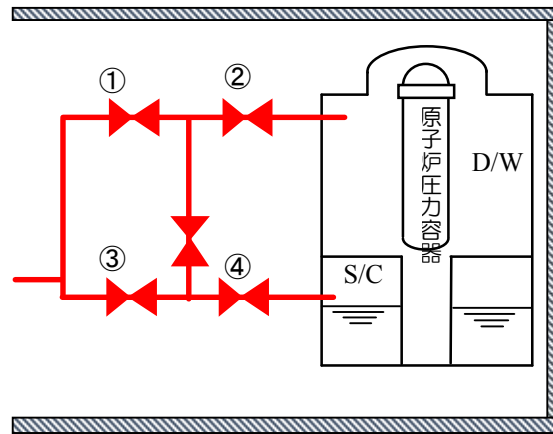
第2-2図 代替格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概略図（方位）

1. 系統構成の比較

代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管の系統構成は第 1 図の様に D/W 側と S/C 側それぞれに隔離弁を 2 弁設けることを検討しており、この構成にタイラインで接続する場合の系統構成を第 2 図に示す。タイラインを接続することによる影響を検討した。



第 1 図 地下式 FCVS 系統構成



第 2 図 タイライン接続案

2. タイラインを設置することによる悪影響について

タイラインを設けることで、これまで D/W 側と S/C 側の 2 パターンだったベントの系統構成が 4 パターンに増え、信頼性が向上すると考えられる。一方、タイラインを設けることで配管長も長くなり、配管自体もリークする可能性がある。特に K7 については S/C 側と D/W 側の原子炉格納容器からの取り出し箇所が対角位置 (180° 離れている) となっているため、タイラインとしてかなり長い配管の引き回しが必要となる。また、タイラインを設置することで現場施工の成立性による制約、水素溜まり、ドレン溜まりの発生などの悪影響が生じることが考えられる。

(参考) タイライン設置によるベント失敗率低減効果について

タイラインを設けることでベント可能となるケースが増えるが、組合せによってはタイラインを設けてもベントは不可である。具体的には、「①と④」、「②と③」の弁の故障時にタイラインを設けることでベントが可能となる(「①と②」、「③と④」はタイラインを設けなくてもベント可能、「②と④」、「①と③」はタイラインを設けてもベント不可)。遠隔手動弁操作設備を用いた遠隔操作の故障率は  $3.4 \times 10^{-8}[\text{h}]$  \* であるため、弁の開操作失敗によるベント失敗確率について、タイラインを設けない場合は式 (1)、設ける場合は式 (2) の様に算出され、信頼性向上(ベント失敗率の低減効果)は式 (3) より  $2.32 \times 10^{-15}[\text{h}]$  となる。

$$(3.4 \times 10^{-8})^2 \times 4 = 4.62 \times 10^{-15} \tag{1}$$

[2 弁開の故障率] [4 パターン]

$$\frac{(3.4 \times 10^{-8})^2}{2} \times 2 + \frac{(3.4 \times 10^{-8})^2}{2} \times \frac{(3.4 \times 10^{-8})}{2} \times 2 = 2.32 \times 10^{-15} \quad (2)$$

[2 弁開の故障率] [2 パターン] [2 弁開の故障率] [タイライン弁開の故障率] [2 パターン]

$$\frac{4.62 \times 10^{-15}}{2} - \frac{2.32 \times 10^{-15}}{2} = 2.32 \times 10^{-15} \quad (3)$$

[タイライン無しの失敗率(1)] [タイライン有りの失敗率(2)]

※別紙 10 にて提示した遠隔手動弁操作設備を用いた操作の故障率を引用



## 別添資料－ 2

復水補給系を用いた代替循環冷却の成立性  
について

<目次>

1. 代替循環冷却系の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電源設備	24
2. 代替循環冷却系の成立性確認	29
2.1 有効性評価シナリオの成立性	29
2.1.1 代替循環冷却系の運用について	29
2.1.2 代替循環冷却系の有効性について	29
2.2 代替循環冷却系の操作性	31
2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性	31
2.2.2 操作概要について	43
2.3 系統運転時の監視項目	50
2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	50
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	58
3.1 放射線による影響について	58
3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について	59
3.3 系統の健全性について	61

別紙

1. 格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について	64
2. 循環流量の確保について	83
3. 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について	103
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について	104
5. 代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について	106
6. 系統が高線量となった場合の影響について	108
7. 代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について	110

## 1. 代替循環冷却系の構成

### 1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「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の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①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であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。更に「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。」に対し、③ウェットウェルベントの長期的な継続性をより確実にするための対策となる。

重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できないため、外部水源からの炉心冷却及び格納容器スプレイを継続し、サプレッション・チェンバ・プール水位がウェットウェルベントラインに到達するまでに格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施し、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とし、格納容器除熱機能を有する代替循環冷却系を用いることにより、以下について可能となる。

- ① 代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバが水源であり、その水位上昇を抑制できることから、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる
- ② 格納容器ベントを実施する場合においても、格納容器除熱機能により格納容器圧力の上昇を低減でき、ベント時間を遅延させることができる
- ③ ベント後もサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇は抑制され、スクラビング効果が継続的に得られることから、ウェットウェルベントの継続性がより確実なものとなる。また、格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合においても、耐圧強化ベント系及び代替循環冷却系を用いることにより、ウェットウェルベントの信頼性が向上する

## 1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サプレッション・チェンバ・プールから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、格納容器下部への注水及び格納容器スプレイを行うことも可能とする。
- ・原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ダイヤフラムフロア、ペデスタルを経て、連通孔からサプレッション・チェンバ・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。
- ・前述のとおり、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及び格納容器スプレイ、又は原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイとして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・プール水の温度は約 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又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。このため、代替循環冷却を行うには、代替原子炉補機冷却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。
- ・代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物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。

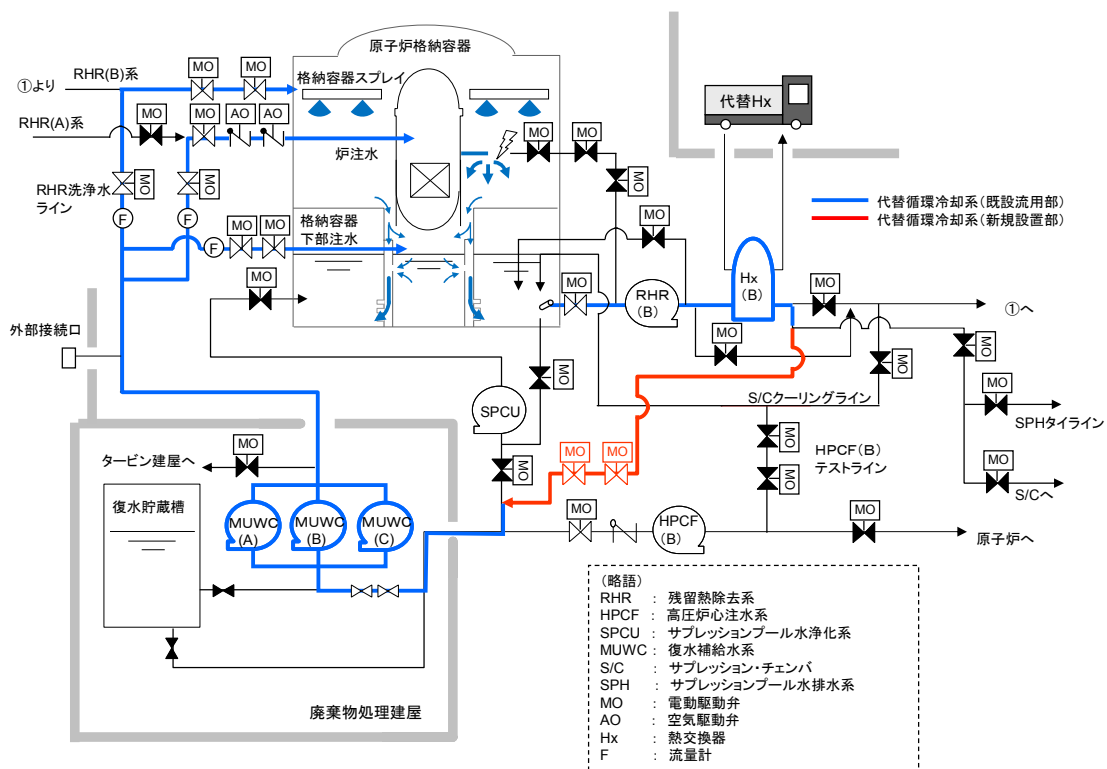


図 1.2-1 代替循環冷却系の設備概要 (7号炉の例)

\*上図は大 LOCA を想定しているため原子炉へ注水した水は破断口から溢れ出しサプレッション・チェンバ・プールに流入する。LOCA 以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサプレッション・チェンバ・プールに流入することになる。

### 1.3 系統設計仕様

#### 1.3.1 機械設備

代替循環冷却系について、格納容器過温・過圧破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。

##### <設計条件>

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・0.62 MPa)を超えないようサブプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイ、又は格納容器下部への注水及び格納容器スプレイができること。

- ・原子炉注水流量：炉心を冠水できる流量であること
- ・格納容器下部注水流量：格納容器下部の溶融炉心を冷却できる流量であること
- ・格納容器スプレイ流量：スプレイ水が蒸気凝縮可能な粒径となる流量であること

##### <主要仕様>

主要仕様は、以下に示す通りである。

##### 代替循環冷却系統

系統流量： 190 m<sup>3</sup>/h

(原子炉注水流量： 90 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：100 m<sup>3</sup>/h)

(格納容器下部注水流量： 50 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量：140 m<sup>3</sup>/h)

水 源： サプレッション・チェンバ

除熱手段： 代替原子炉補機冷却系

### 1.3.2 計測制御設備

代替循環冷却系について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。

#### ①設計方針

代替循環冷却系により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、代替循環冷却系統により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、サブプレッション・チェンバ・プール水温度及び、除熱量を確認するための代替循環冷却系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系熱交換器入口温度及び残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

また、格納容器下部への注水を確認するための代替循環冷却系の系統流量（格納容器下部への注水流量）、格納容器下部の温度及び水位を監視できる設計とする。

以上より、下記で示す④～⑧の計器を設置する。

- ・系統流量：④復水補給水系流量（原子炉圧力容器）  
⑤復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器スプレイ  
⑥復水補給水系流量（原子炉格納容器）＊格納容器下部注水
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度：④サブプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度：⑥復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・格納容器下部の温度：⑦ドライウエル雰囲気温度
- ・格納容器下部の水位：⑧格納容器下部水位

また、復水移送ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す⑨の計器を設置する。

- ・復水移送ポンプの運転状態：⑨復水移送ポンプ吐出圧力

なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を代替原子炉補機冷却系側で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。

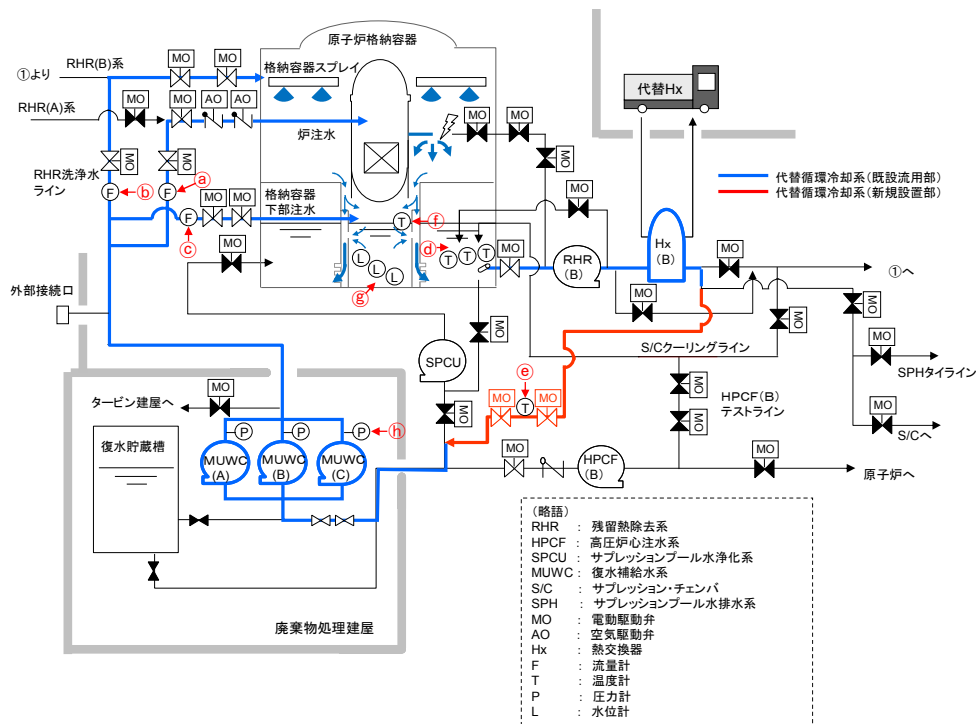


図 1.3.2-1 代替循環冷却系 使用時の概略図

②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 代替循環冷却運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
① 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
② 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器スプレイ	0~350m <sup>3</sup> /h	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
③ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器下部注水	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
④ サプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	格納容器的限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑤ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定としている。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑥ ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	格納容器的限界温度(200℃)を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
⑦ 格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600, -4600, -3600mm) * 1	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)
⑧ 復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])を監視可能。	3	中央制御室 (緊急時対策所)

\* 1 : T. M. S. L. = 東京湾平均海面



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

b. 配置図

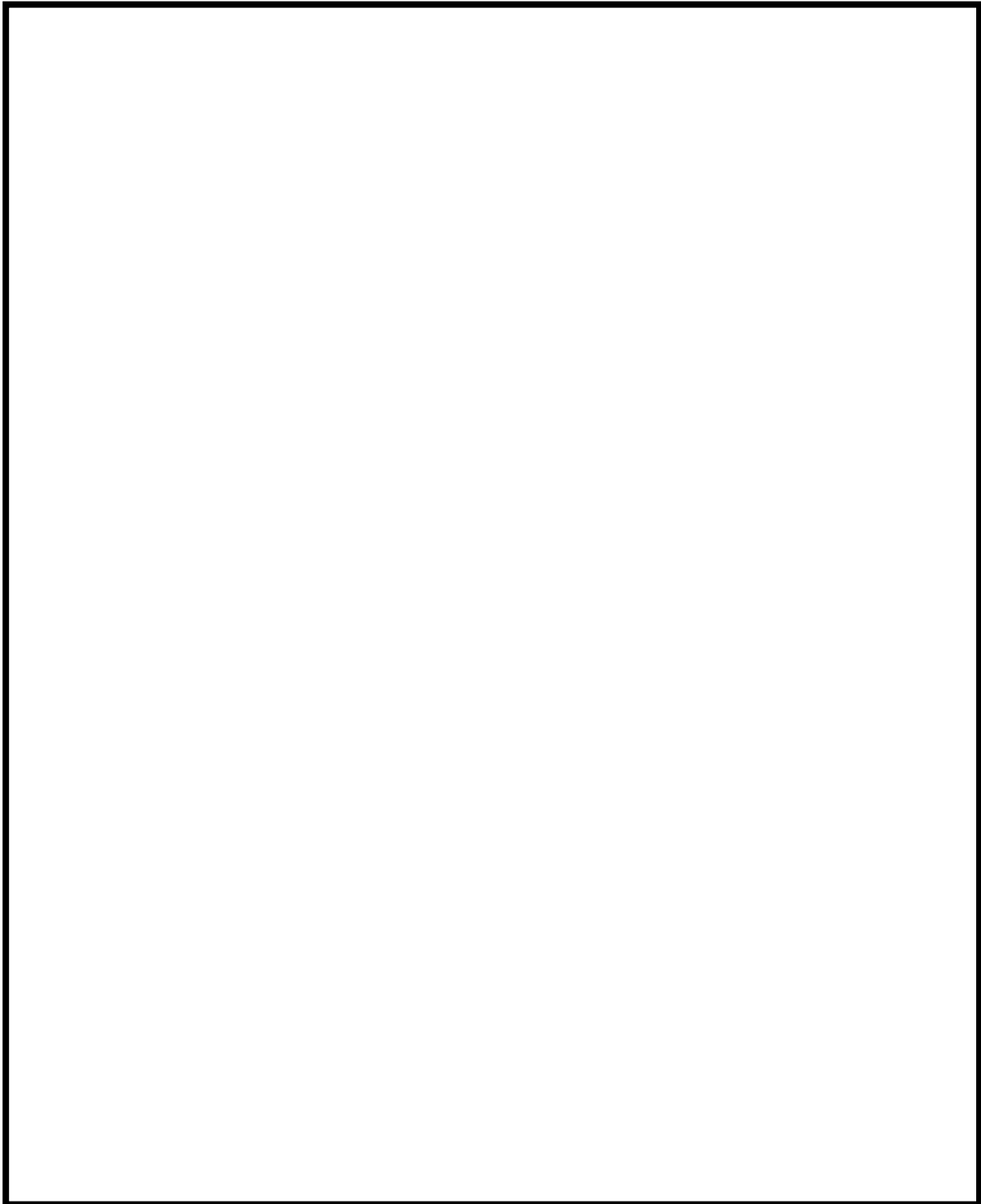


図 1.3.2-2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

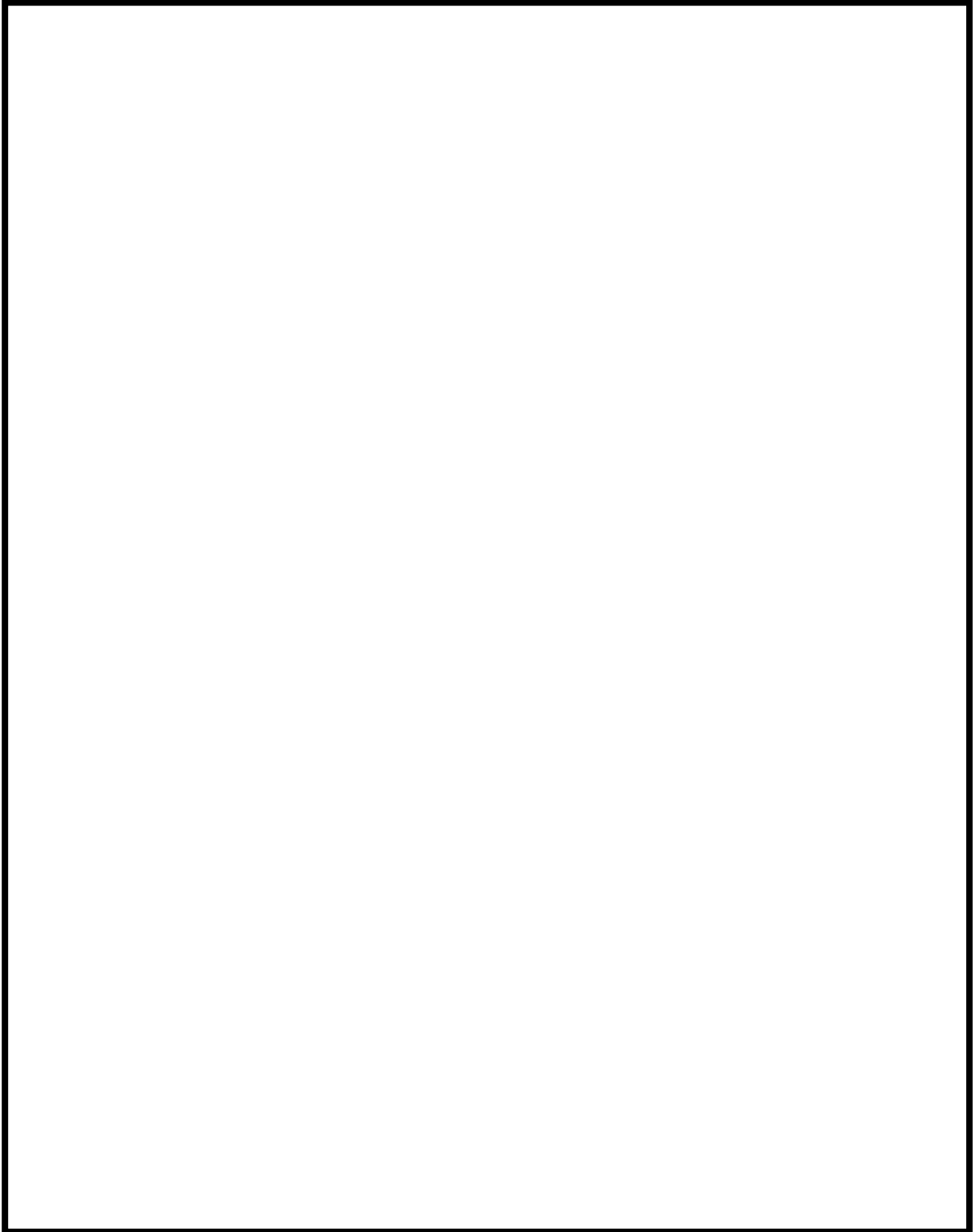


図1.3.2-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

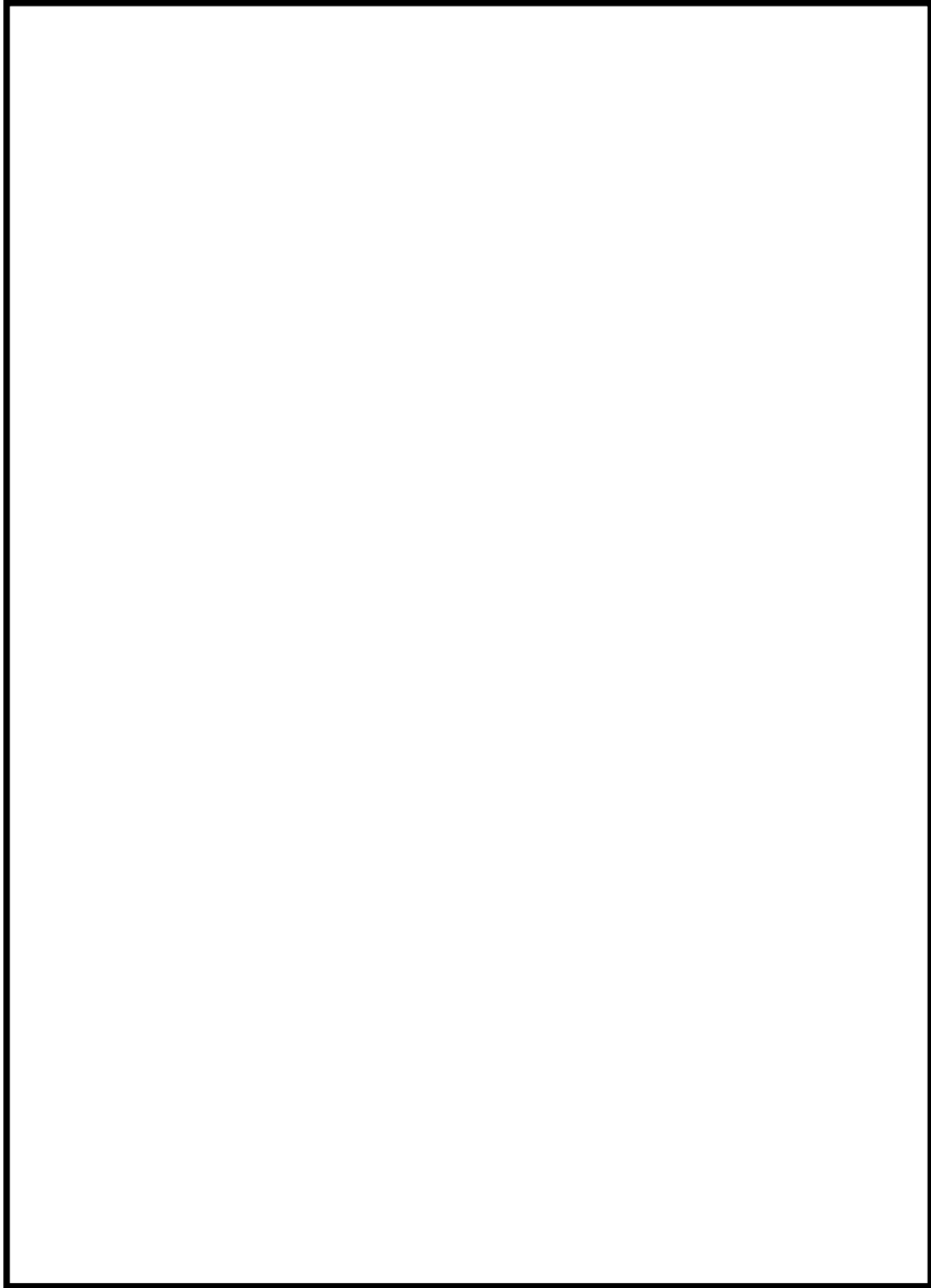


図1.3.2-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

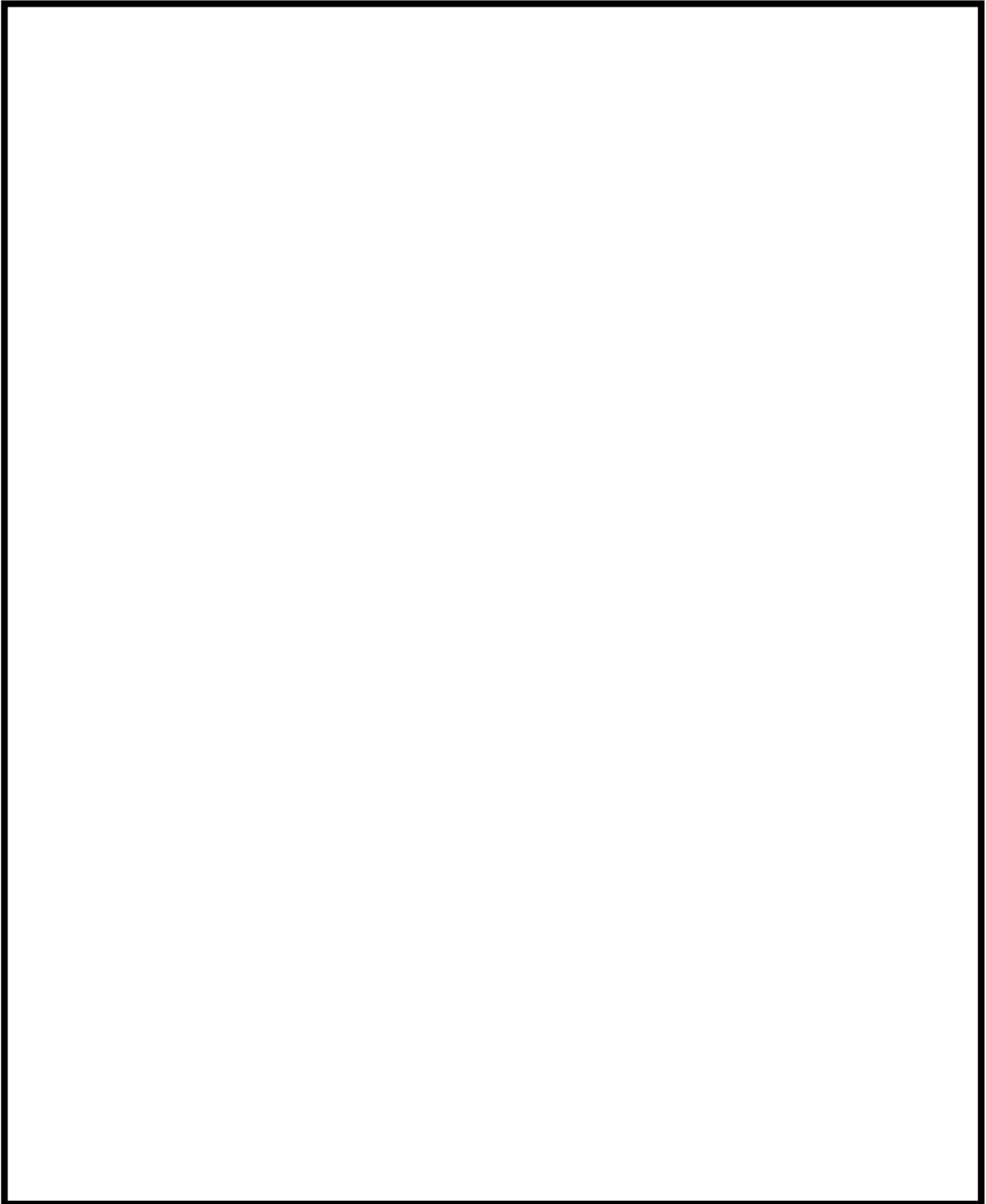


図1.3.2-5 機器配置図（廃棄物処理建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

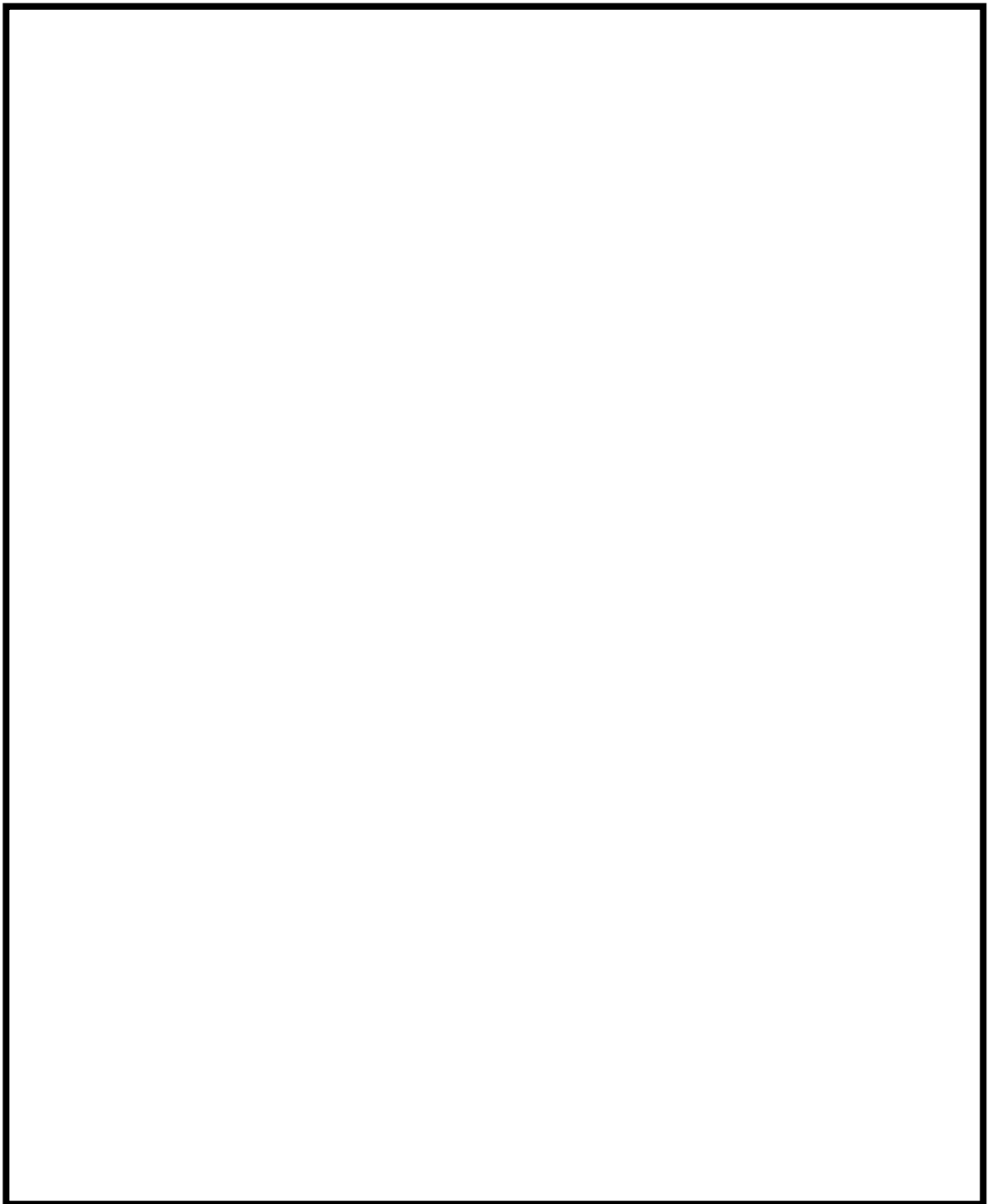


図1.3.2-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

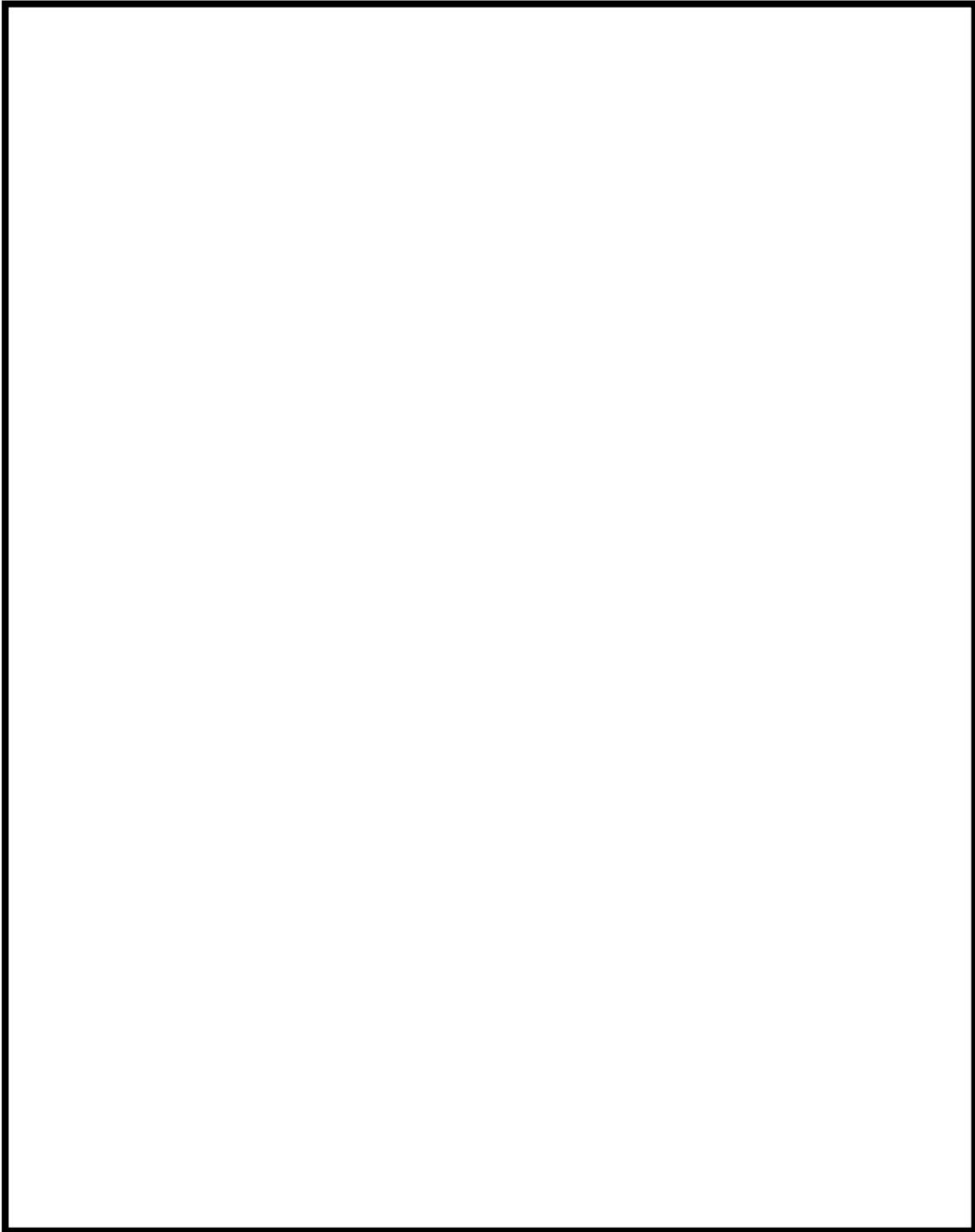


図1.3.2-7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

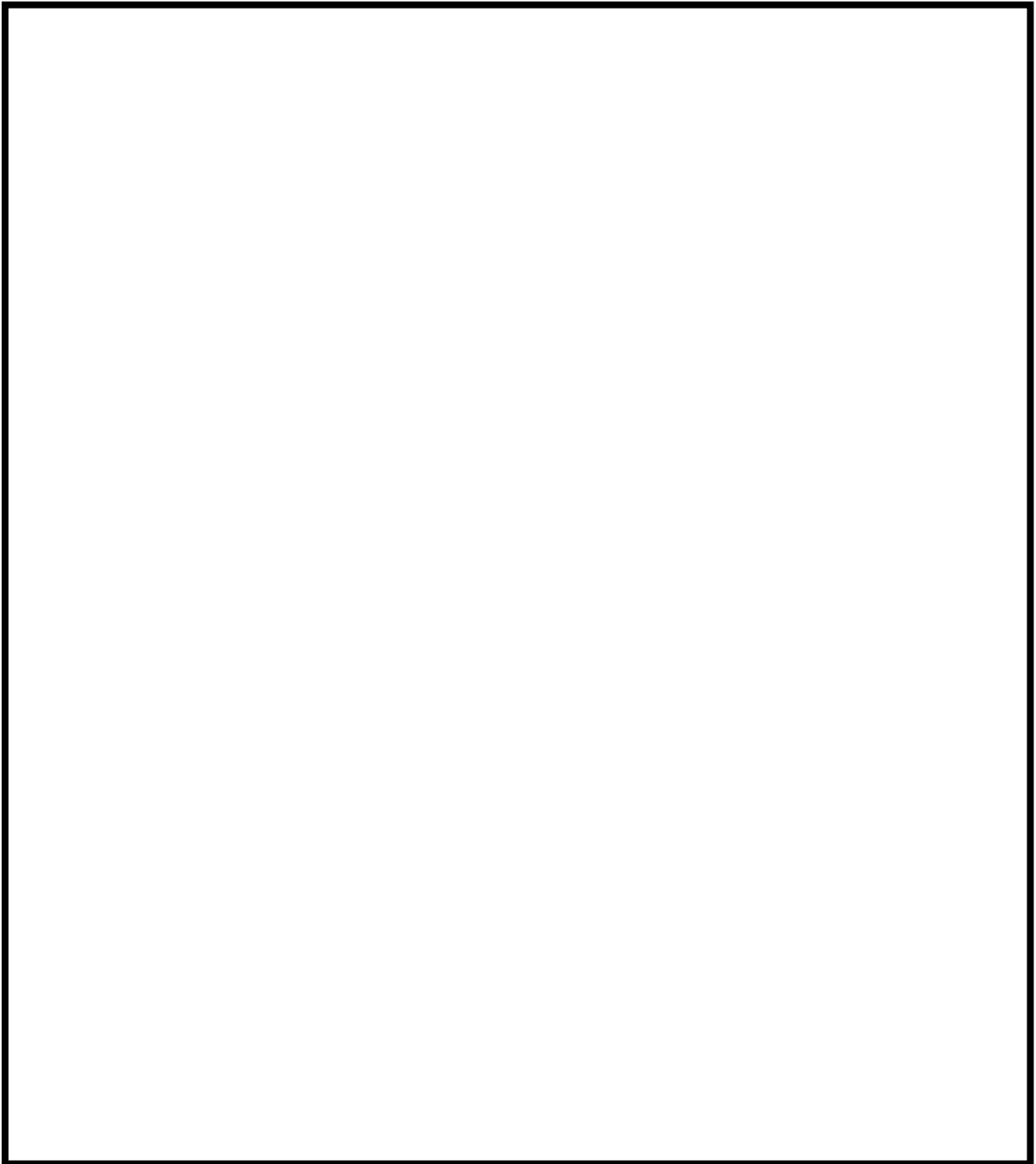


図1.3.2-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

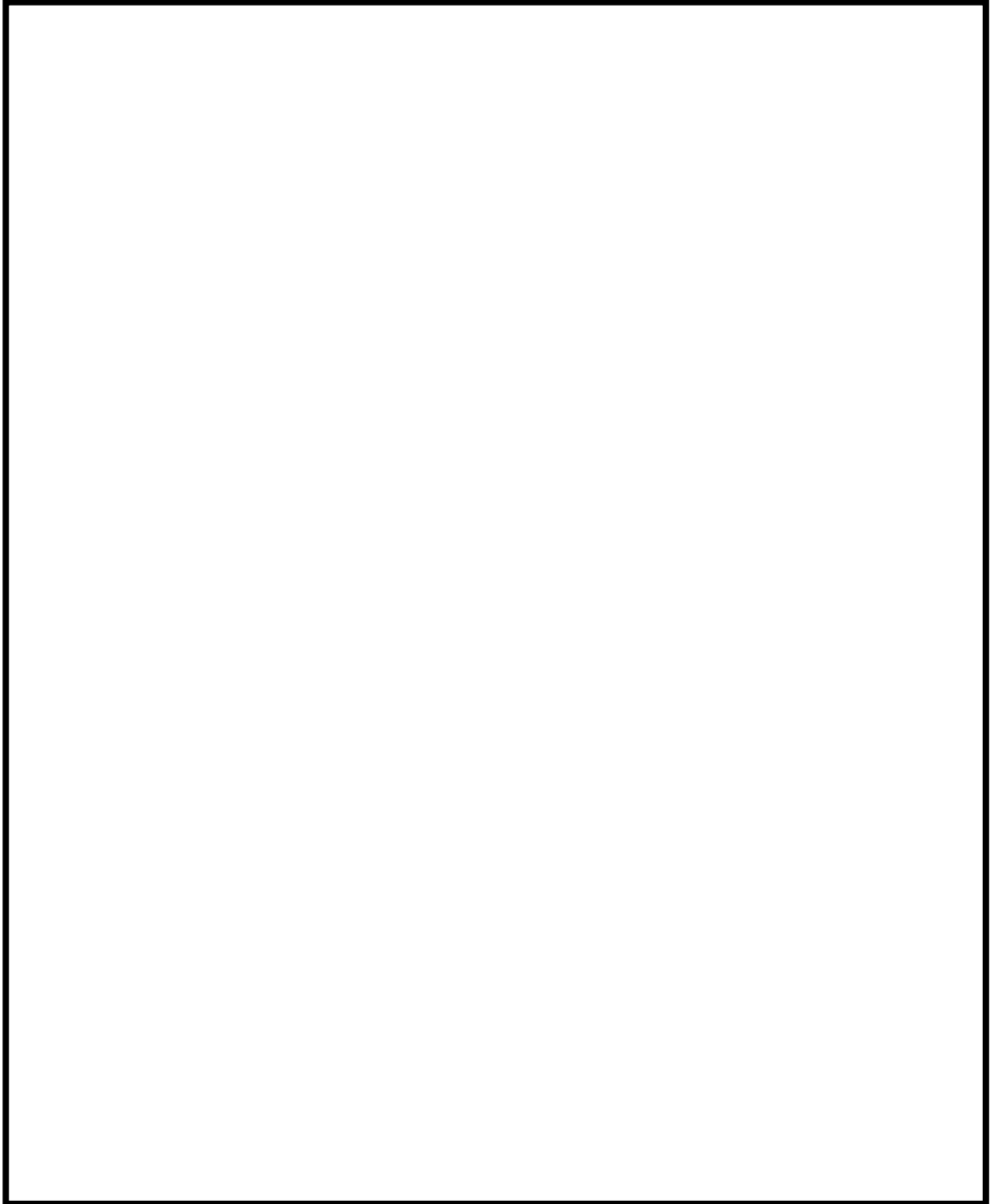


図1.3.2-9 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

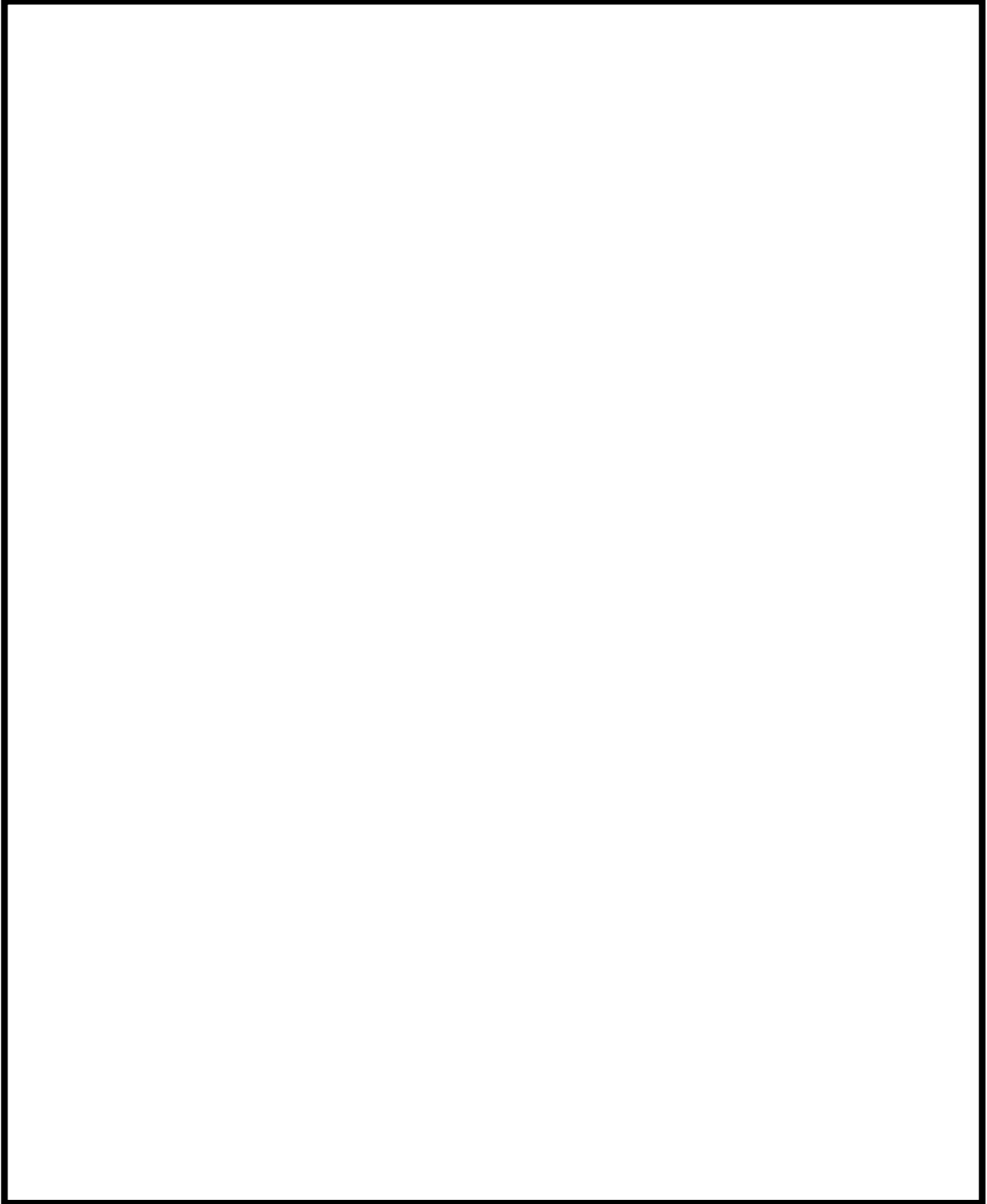


図1.3.2-10 機器配置図（廃棄物処理建屋地下3階）

原子炉格納容器内における，サブプレッション・チェンバ・プール水温度の位置を図1.3.2-11に示す。

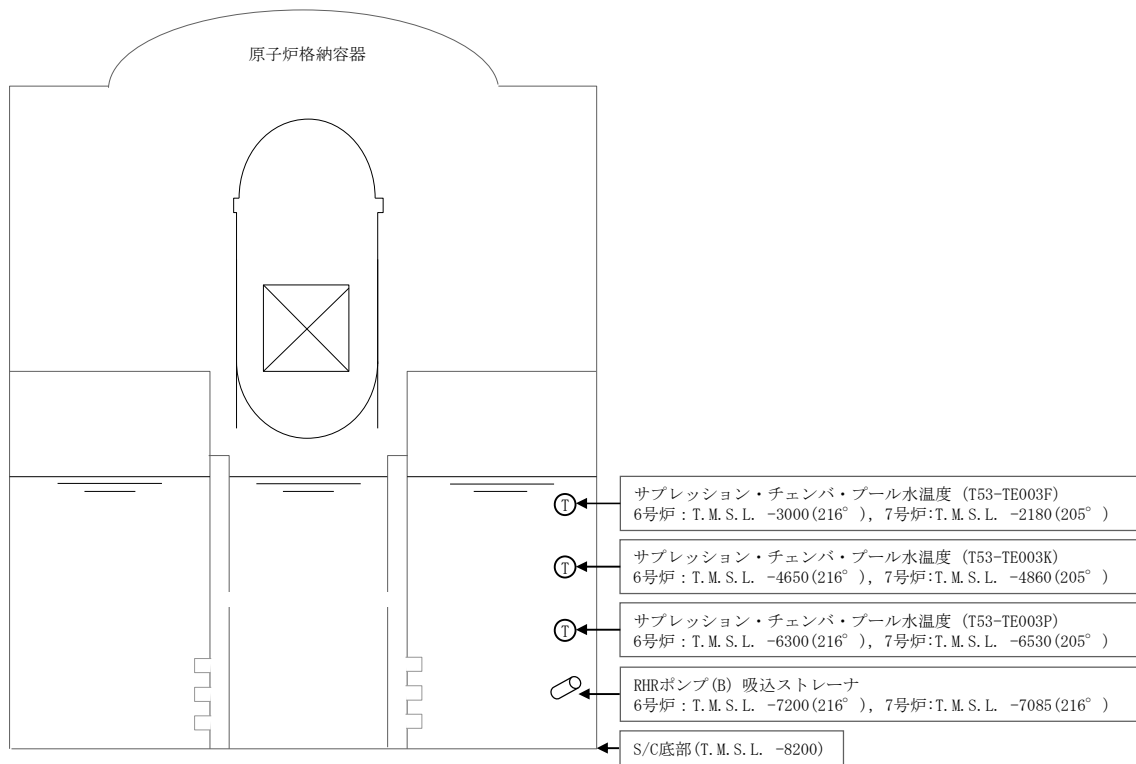
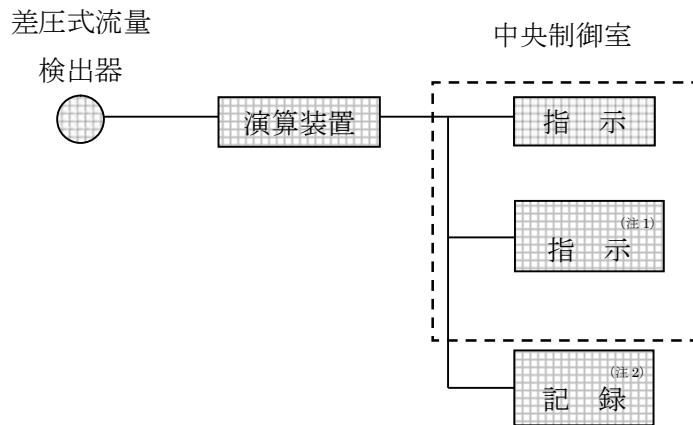


図1.3.2-11 サプレッション・チェンバ・プール水温度の位置

c. システム構成

④ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）

復水補給水系流量（原子炉压力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉压力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉压力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-12「復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

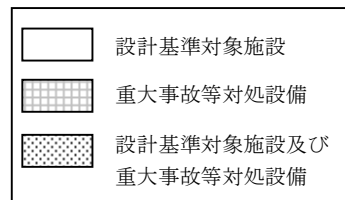
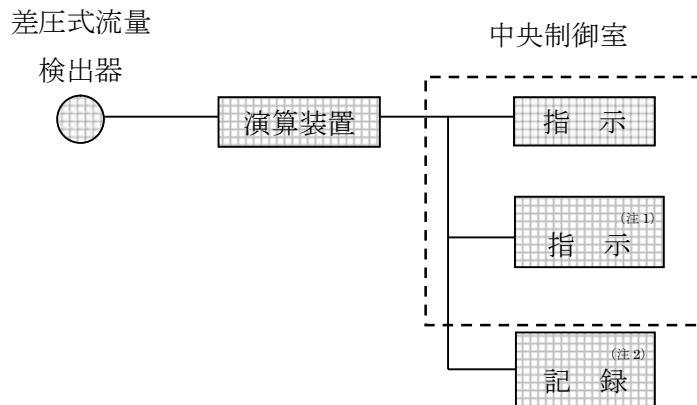


図 1.3.2-12 復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図

①③ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-13「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

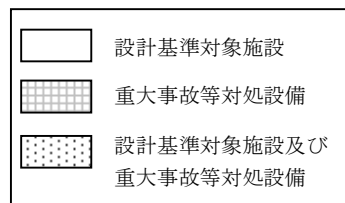
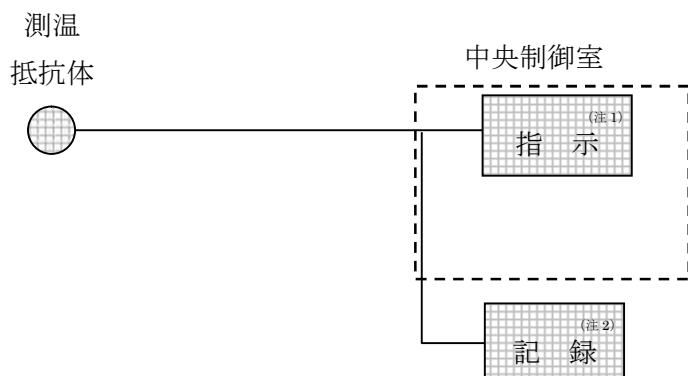


図1.3.2-13 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図

④ サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-14 「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

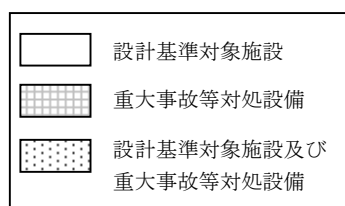


図 1.3.2-14 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

㉔ 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図1.3.2-15 「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）

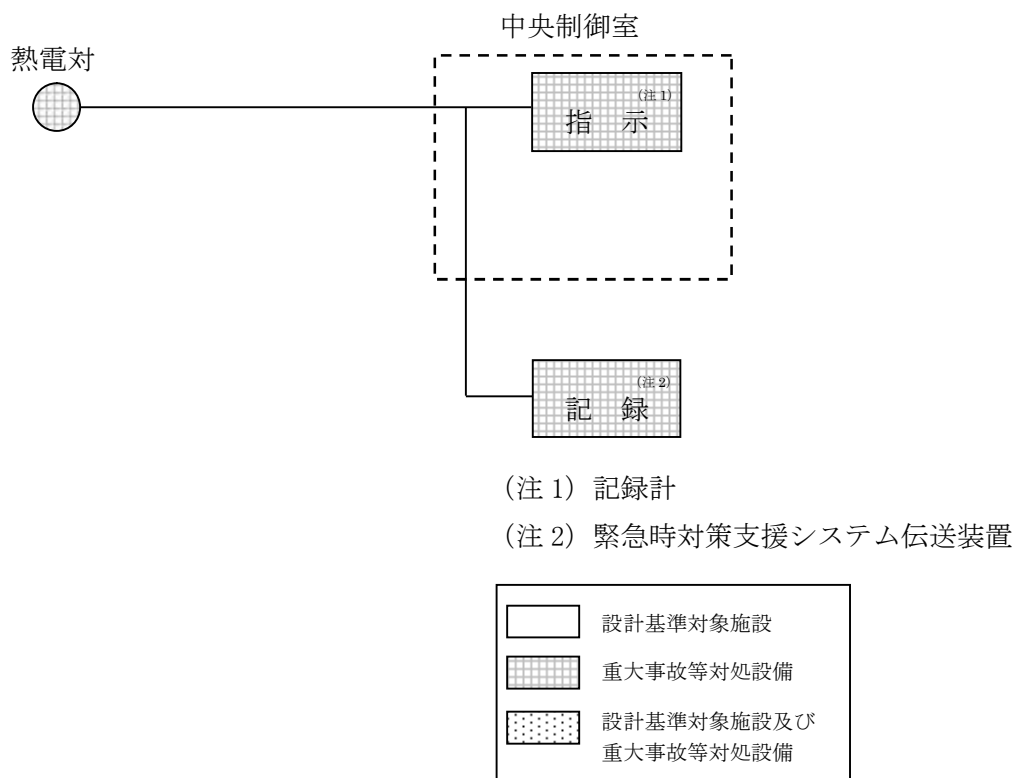
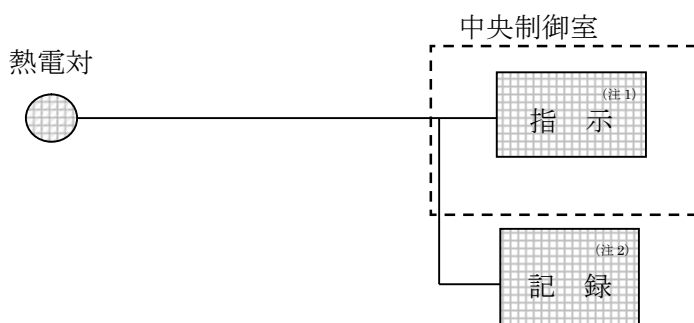


図 1.3.2-15 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 1.3.2-16「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

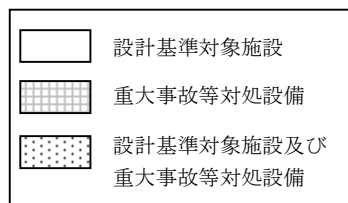
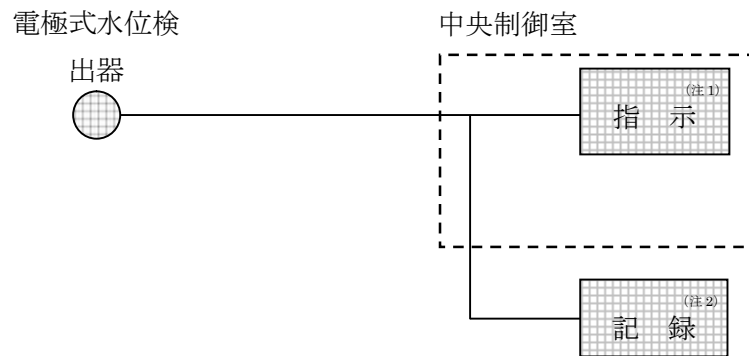


図 1.3.2-16 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

㊦ 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。

(図 1. 3. 2-17 「格納容器下部水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

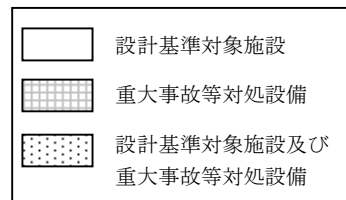
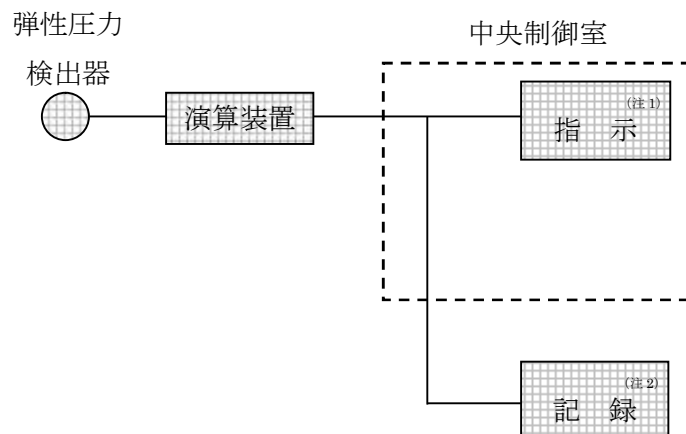


図 1. 3. 2-17 格納容器下部水位の概略構成図



⑫ 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。  
 (図1.3.2-18「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

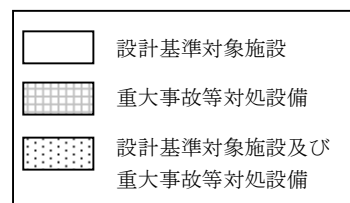


図 1.3.2-18 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

### 1.3.3 電源設備

#### ① 概要

代替循環冷却系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を作動させるため，代替交流電源設備から非常用電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としている。また，既設非常用電気設備が使用不能の場合においても，代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計としている。

#### ② 電源供給負荷

代替循環冷却系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。

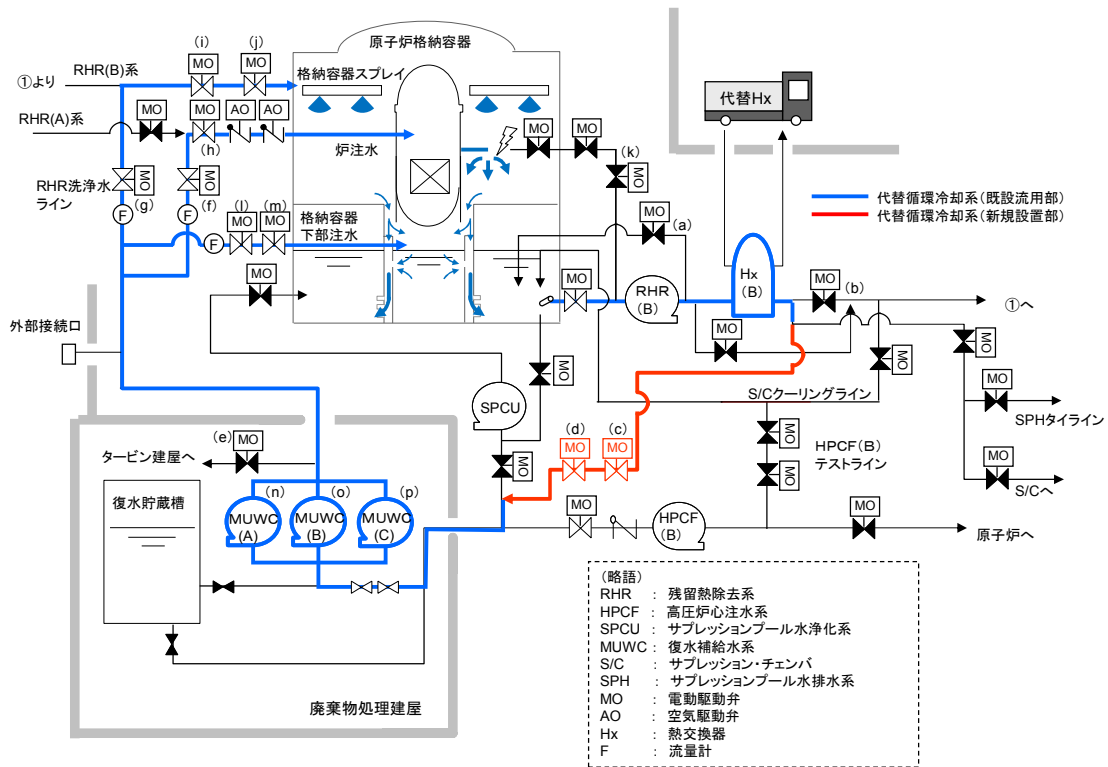


図 1.3.3-1 代替循環冷却系 概略図

表 1.3.3-1 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(b)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(c)	残留熱除去系高圧炉心注水系系第一止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(d)	残留熱除去系高圧炉心注水系系第二止め弁※4	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(e)	タービン建屋負荷遮断弁	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(f)	残留熱除去系洗浄水止弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(g)	残留熱除去系洗浄水止弁(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(h)	残留熱除去系注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(i)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(j)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(k)	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(l)	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	MCC 7C-1-6	AM用 MCC 7B ※2
(m)	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	MCC 7D-1-6	AM用 MCC 7B ※2
(n)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(o)	復水移送ポンプ(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(p)	復水移送ポンプ(C)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
—	計測制御設備※3	MCC 7C-1-4	AM用 MCC 7B ※2

(略語) T/B：タービン建屋

※1：P/C 7D-1 より AM用 MCC 7B を受電する

※2：AM用動力変圧器より AM用 MCC 7B を受電する

※3：AM用直流 125V 充電器を経由して以下のパラメータを確認する

- ・復水補給水系流量
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度

※4：代替循環冷却系設置に伴い新設した設備

### ③ 単線結線図

代替循環冷却系の単線結線図は、図 1.3.3-2 及び図 1.3.3-3 に示すとおりである。

外部電源喪失時における代替循環冷却系の電源供給元は、次のとおりとして、a から b の順に優先順位を定めることとする。

- a. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から非常用電気設備（M/C, P/C, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-2）
- b. 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（動力変圧器, MCC）を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1.3.3-3）

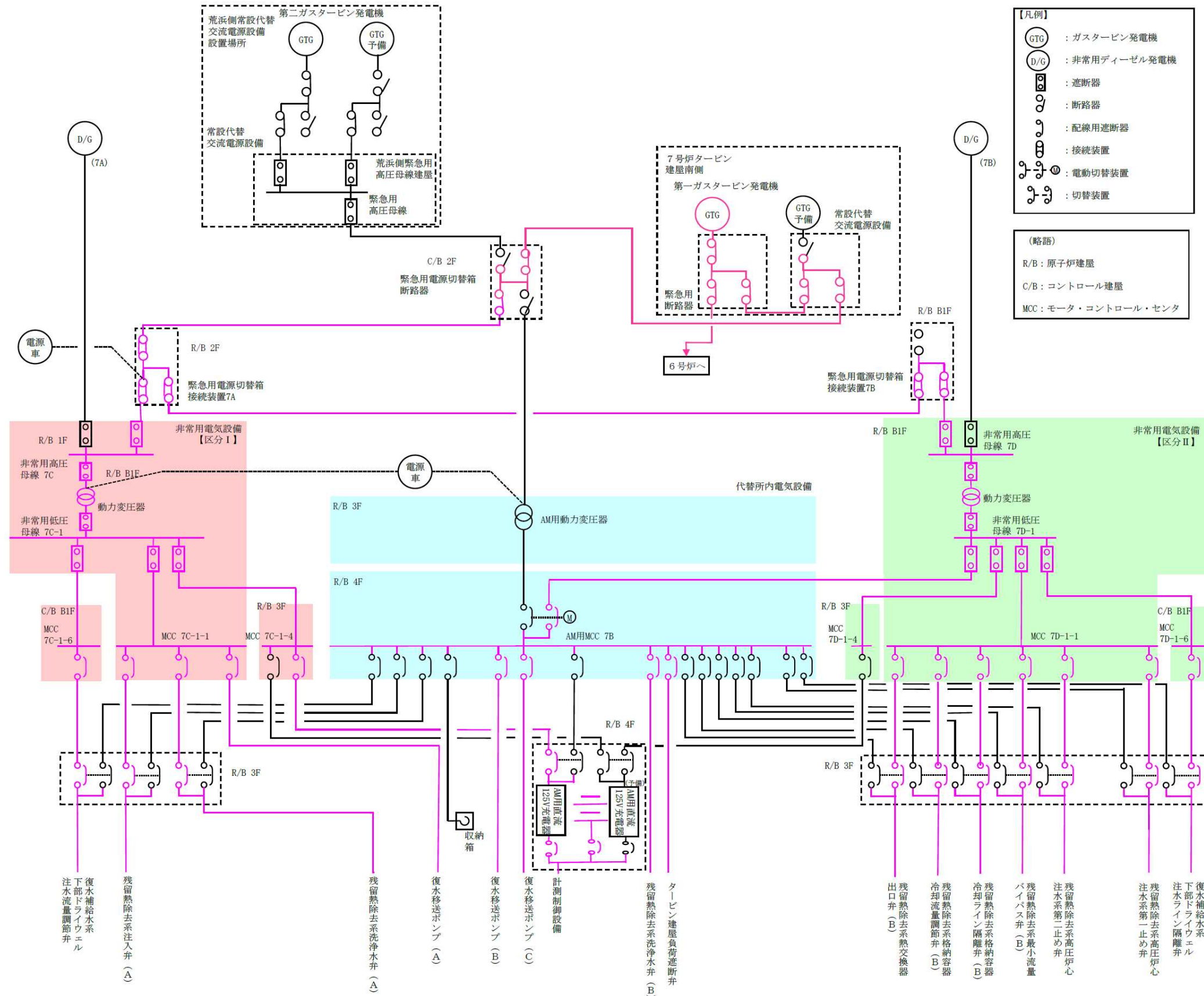


図 1.3.3-2 代替循環冷却系の単線結線図（代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時）

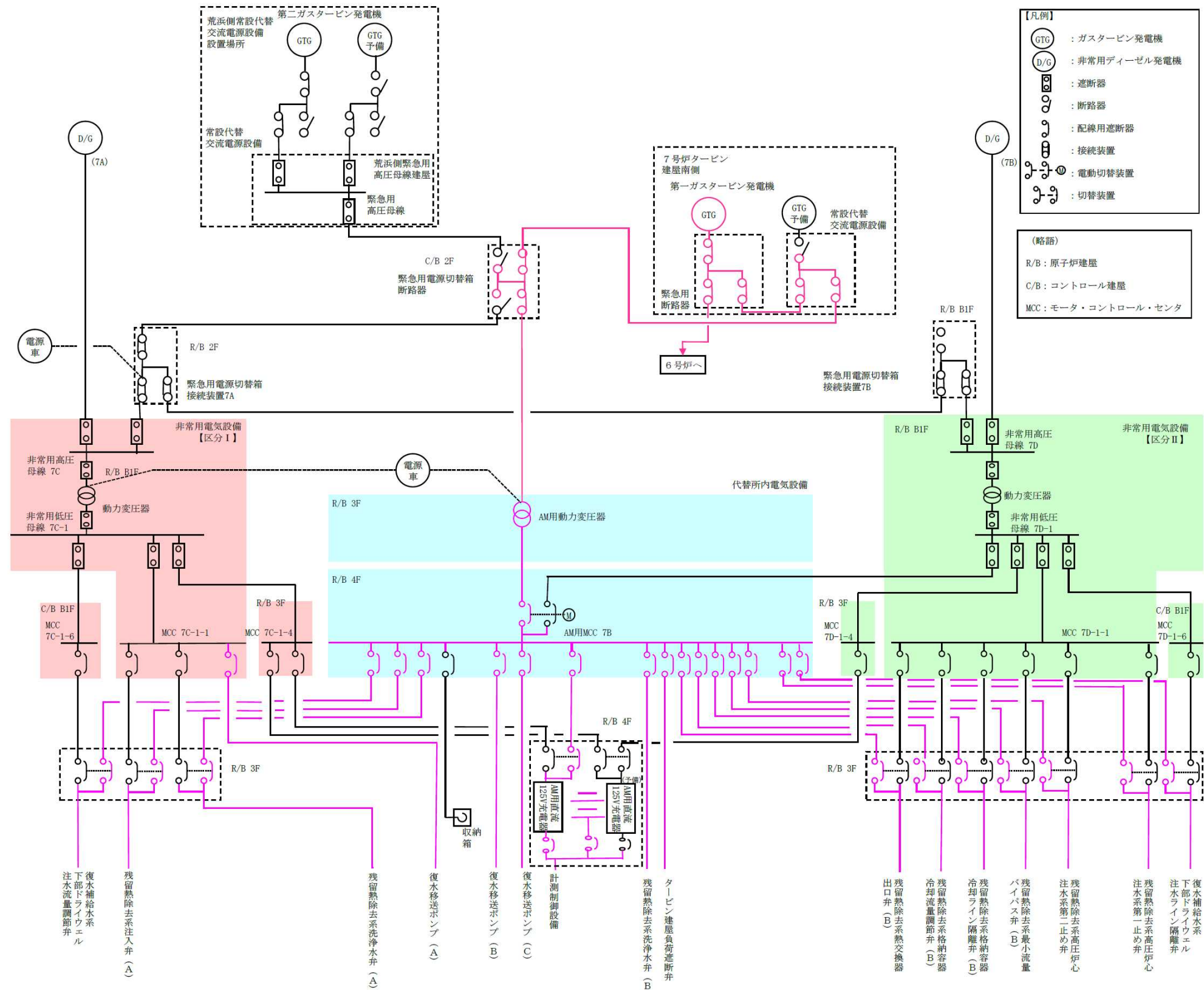


図 1.3.3-3 代替循環冷却系の単線結線図 (代替交流電源設備から代替所内電気設備経由で電源供給時)

## 2. 代替循環冷却系の成立性確認

### 2.1 有効性評価シナリオの成立性

#### 2.1.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している。

炉心損傷前の有効性評価において格納容器ベントを実施するシナリオは、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA 時注水機能喪失等があり、22.5 時間後より以前に格納容器ベント実施することになるため、格納容器ベントまでに代替循環冷却系の運転開始をすることはできない。しかしながら、最も格納容器ベント時の実効線量が高い全交流動力電源喪失の敷地境界外での実効線量の評価結果は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合は約  $9.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$  であるが、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約  $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$  であり、敷地境界外での実効線量の 5mSv を大きく下回り、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。なお、格納容器ベント後においても、代替循環冷却系はサプレッション・チェンバ・プール水位上昇の抑制を更に確実にするための有効な対策となる。

また、代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用するものとする。

#### 2.1.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 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、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオ<sup>※1</sup>においても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。

※1 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」シナリオは原子炉への注水ができず、原子炉圧力容器が破損する場合について評価しており、格納容器スプレイ及び格納容器下部への注水を実施している。また、代替循環冷却系の運転開始は事故後 20.5 時間以降として成立性を評価しているが、このうち代替原子炉補機冷却系の準備時間については「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオとの違いは無い。なお、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて事故後 22.5 時間以降の運転開始を想定している理由は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後の原子炉水位の制御操作等、同シナリオ固有の代替循環冷却系に切り替える上での準備操作によるものである。

なお、高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）に対しては、重大事故等対処設備である高圧代替注水系による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能であ

る。また、耐圧強化ベント系によるベント実施により格納容器の健全性も維持され、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。高圧代替注水系の有効性については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について」の「2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」にて確認している。



## 2.2 代替循環冷却系の操作性

### 2.2.1 代替循環冷却運転のために必要な系統・機器とアクセス性

代替循環冷却運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。

- |   |
|---|
| <ul style="list-style-type: none"><li>(1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視ができること</li><li>(2) 可搬型代替注水系による原子炉注水<sup>※1</sup>，格納容器ベント操作ができること</li><li>(3) 残留熱除去系の復旧作業ができること</li></ul> |
|---|

※1 原子炉への注水ができない状態において、原子炉圧力容器の破損を確認した場合は格納容器下部への注水を実施する。

#### (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作，監視

代替循環冷却運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋での手動弁の操作が必要であるが、操作は運転開始前のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。(表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照)

また、運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

代替循環冷却運転を開始した後は、復水移送ポンプの運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉注水流量を復水補給水系流量(原子炉圧力容器)で、格納容器スプレイ流量を復水補給水系流量(原子炉格納容器)で、格納容器下部注水流量を復水補給水系流量(原子炉格納容器)にて監視する。

代替循環冷却運転による系統水冷却状況を、復水補給水系温度(代替循環冷却)及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により確認する。

代替循環冷却運転の効果を、原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サブプレッション・チェンバ・プール水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、代替循環冷却運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、代替循環冷却運転時には原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量及び格納容器下部注水流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。(表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照)

その他の作業としては、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

なお、代替循環冷却運転の評価は、事故発生 22.5 時間後としているが、対応要員が早期

に確保され代替循環冷却運転の判断がされた場合は、評価上の時間を待つことなく運転を開始する。その場合の対応について「別紙-5」に記す。

表 2.2.1-1 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番
残留熱除去系最小流量バypass弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(a)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	運転開始前	弁閉	中央制御室	(b)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(c)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(d)
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(e)
復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(f)
復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(g)
復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	運転開始前	弁閉	廃棄物処理建屋	(h)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(l)
残留熱除去系注入弁(A)	運転開始前	弁開	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	運転開始前	弁開	中央制御室	(p)
復水補給水系下部ドライウエル注入ライン隔離弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(s)
復水移送ポンプ(B)	運転開始時	起動	中央制御室	(i)
復水移送ポンプ(C)	運転開始時	起動	中央制御室	(j)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	運転開始時	弁開	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	運転開始時	弁開	中央制御室	(m)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	運転開始時	弁開	中央制御室	(t)
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(k)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(l)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(r)
残留熱除去系洗浄水弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(m)
残留熱除去系注入弁(A)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(n)
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(o)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	RHR復旧時	弁閉	中央制御室	(p)
復水補給水系下部ドライウエル注入ライン隔離弁	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(s)
復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(t)
残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)	RHR復旧時	弁開	中央制御室	(q)
計測制御設備※1	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する

- ・復水補給水系流量
- ・復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位

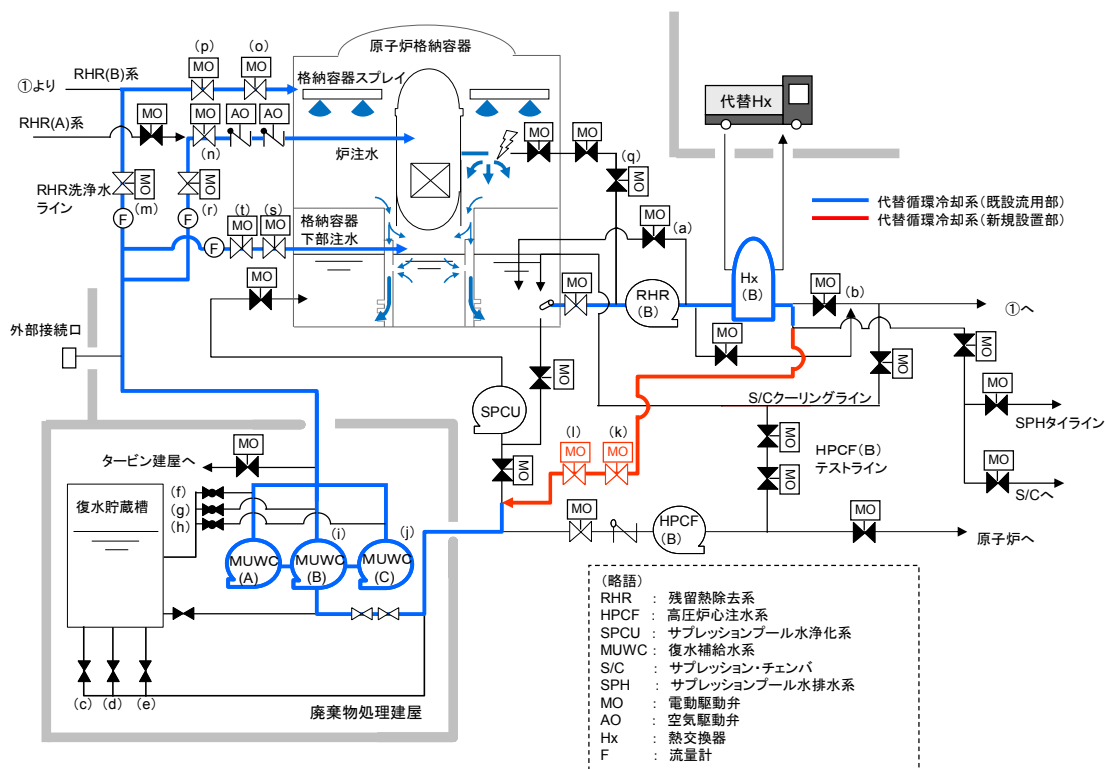


図 2.2.1-1 代替循環冷却系 概略図

(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作

代替循環冷却運転開始前に，代替原子炉注水として低圧代替注水系（可搬型）の準備が必要となる。これは屋外作業であり，格納容器ベント操作前であるため作業環境は維持されている。

代替循環冷却運転への切替操作時及び代替循環冷却運転開始後に機能喪失した場合の対応として，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，格納容器ベント操作が必要となる。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は，代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で，注水操作を屋外で実施することにより，建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。

格納容器ベント操作について，操作対象弁は図 2.2.1-2 のとおりであり，これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を表 2.2.1-2 及び図 2.2.1-3～図 2.2.1-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため，代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお，何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は，放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお，これらの操作位置は二次格納施設外であっても，代替循環冷却運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため，放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し，必要に応じて放射線防護対策を施す。

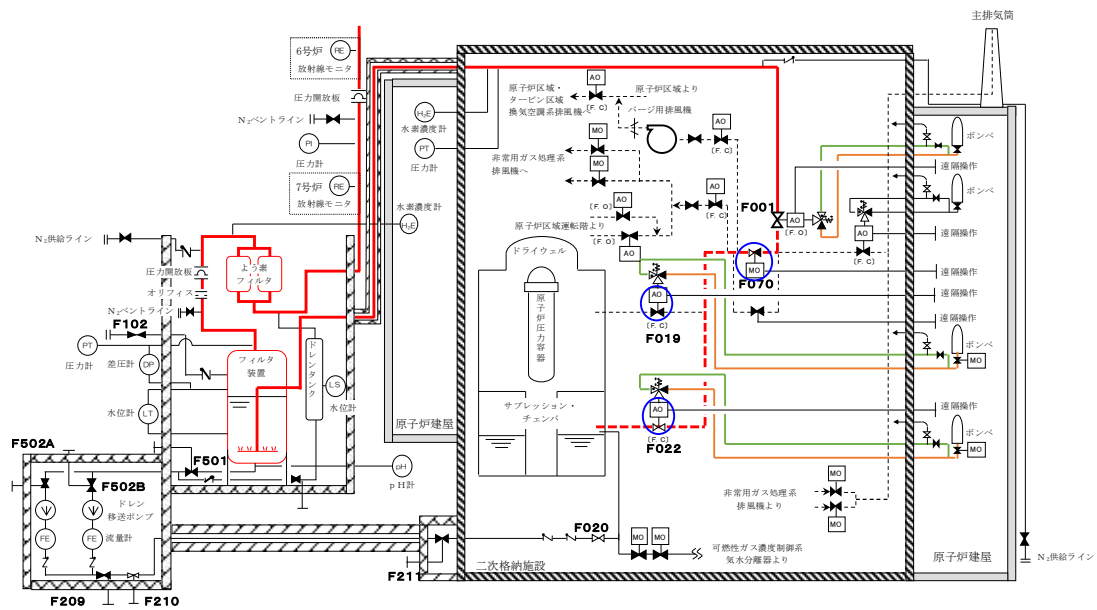


図 2.2.1-2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 2.2.1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

	6号炉	7号炉
F022 (一次隔離弁 S/C)	弁① (図 2.2.1-3)	弁① (図 2.2.1-5)
F019 (一次隔離弁 D/W)	弁② (図 2.2.1-4)	弁② (図 2.2.1-6)
F070 (二次隔離弁)	弁③ (図 2.2.1-4)	弁③ (図 2.2.1-6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.2.1-3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中1階及び地下1階)

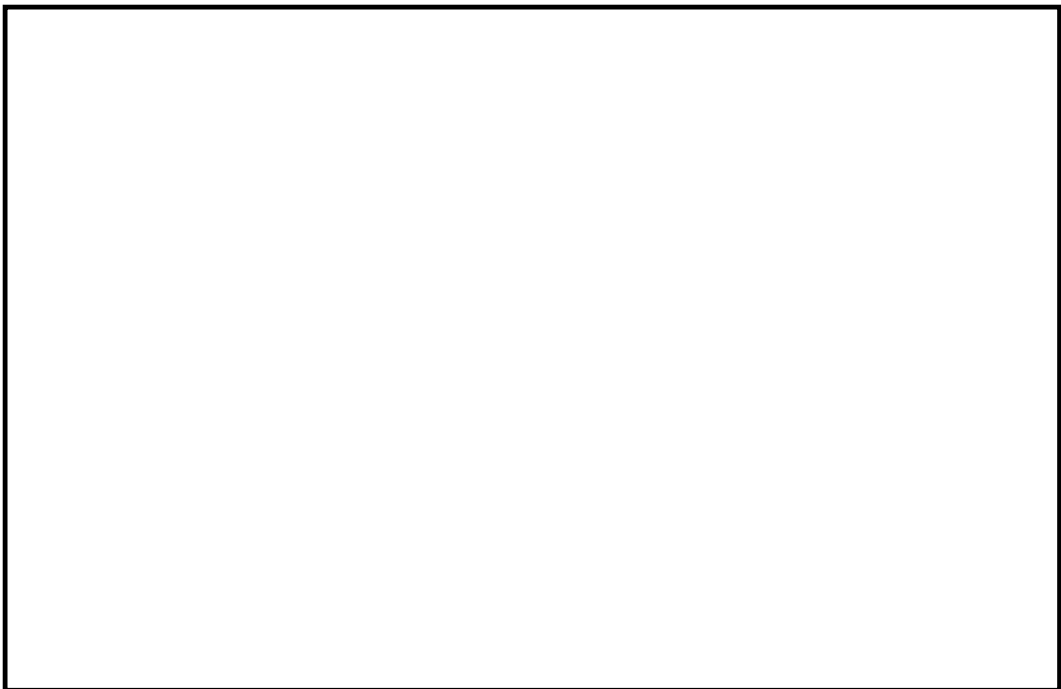


図 2.2.1-4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階及び地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

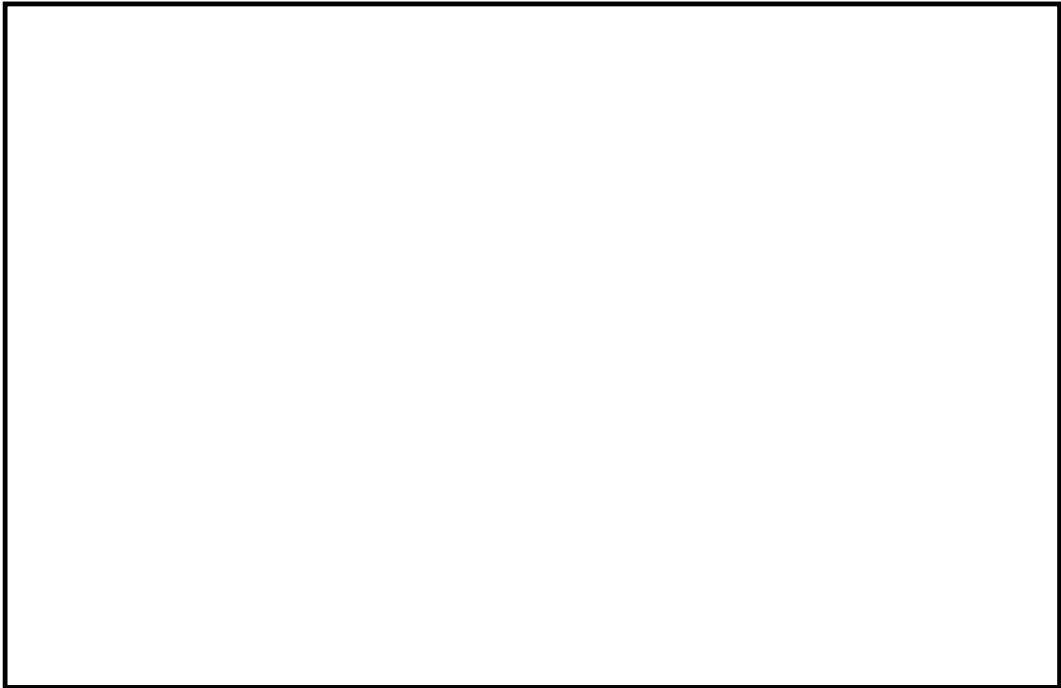


図 2.2.1-5 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上中 1 階及び地下 1 階)

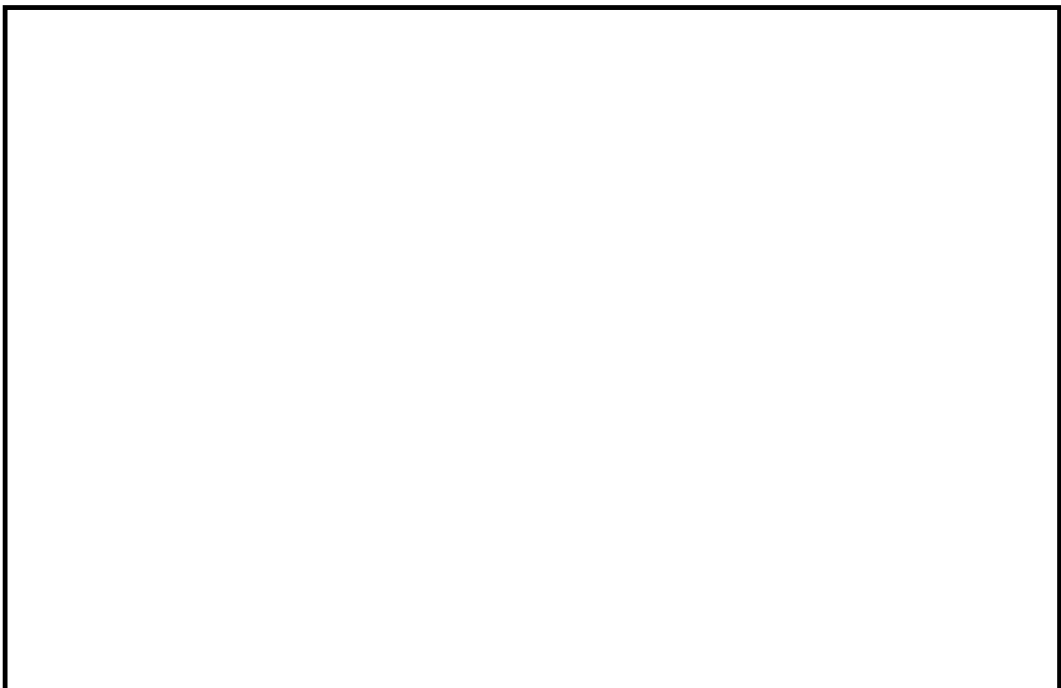


図 2.2.1-6 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地上 2 階及び地上 4 階)

### (3) 残留熱除去系の復旧作業

代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、代替循環冷却運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

代替循環冷却系では、サプレッション・チェンバからの吸込み、及び、原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系も想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却運転の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

6号炉については、図2.2.1-7に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室並びに上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

7号炉については、図2.2.1-8に示すとおり、代替循環冷却系により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。このときの上部ハッチ付近の線量評価結果を以下に示す。

線源となる配管は図2.2.1-8にて青ラインで示す口径250Aの配管であるが、保守的に口径500Aの配管中にサプレッション・プール水が満たされているものとして評価した。また、サプレッション・プール水中の放射性物質の濃度の評価に当たり、セシウム及びヨウ素については炉内内蔵量の全量がサプレッション・プール水中に溶け込んだものと想定した。評価モデル図を図2.2.1-9に示す。

評価の結果、事故発生後30日間経過した場合、上部ハッチ付近（線源となる配管からの距離が10mの地点）において約500mSv/hとなった。

作業場所が高線量である場合は、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の作業で使われているような移動式遮蔽体等を用いることで、当該箇所へのアクセス、復旧作業への影響がないように適切に対策を講じる。移動式遮蔽体を用いた場合の一例を図2.2.1-10に示す。なお、前述の線量率（約500mSv/h）を約20mSv/hに低減することを想定した場合に必要な遮蔽厚さ（減衰率:0.04）は、遮蔽体が鉄の場合約11cmとなる（図2.2.1-11参照）。

$$\begin{aligned} \text{減衰率} &= \text{低減後の線量率 (mSv/h)} / \text{上部ハッチ付近の線量率 (mSv/h)} \\ &= 20 / 500 \\ &= 0.04 \end{aligned}$$



これが上記のとおり保守的な配管口径を想定した遮蔽厚さになるが、実際の配管口径が250Aであることを踏まえ、移動式遮蔽体は適切な遮蔽効果を有し、構造強度を有する設計とする。

これらの遮蔽を現場状況に応じて適切に設置すること等で放射線防護の対策を講じる。

なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

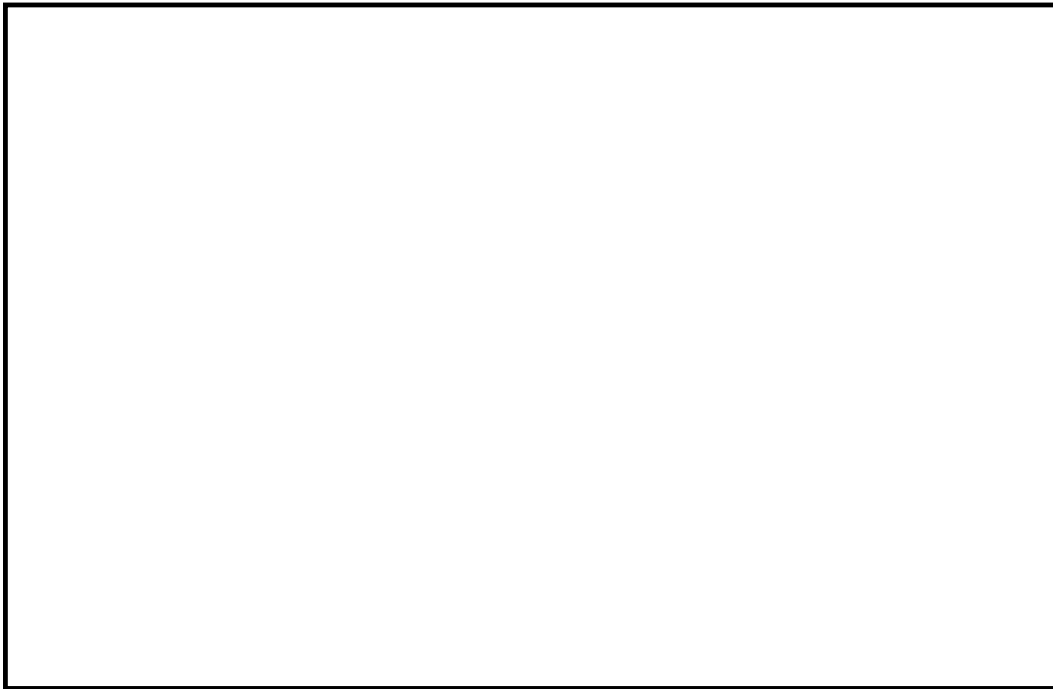


図 2.2.1-7 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

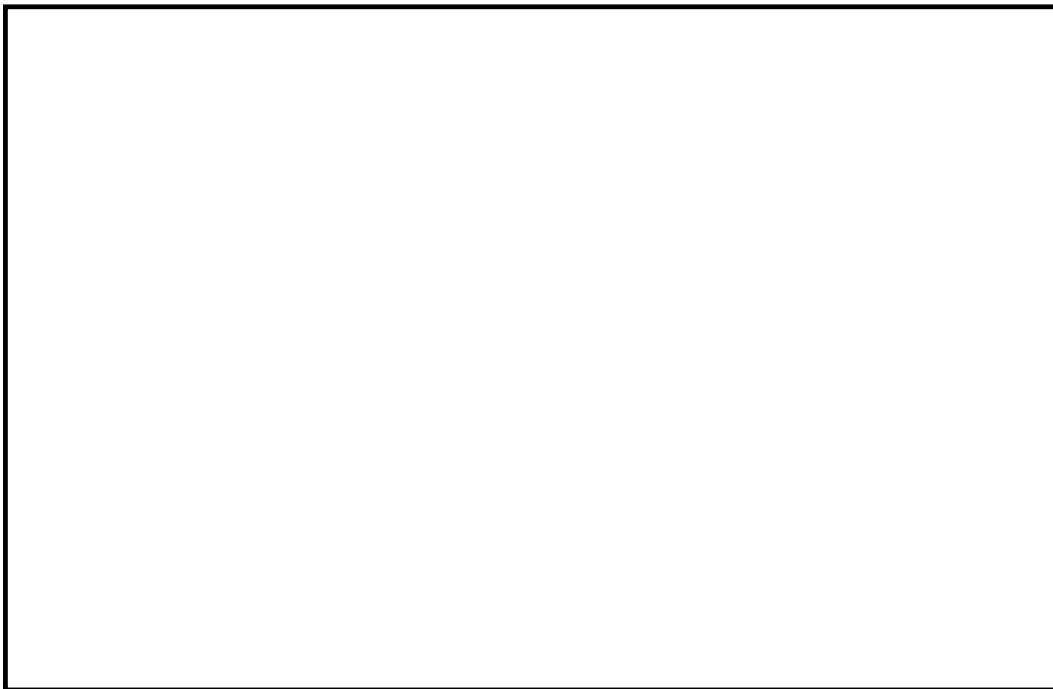
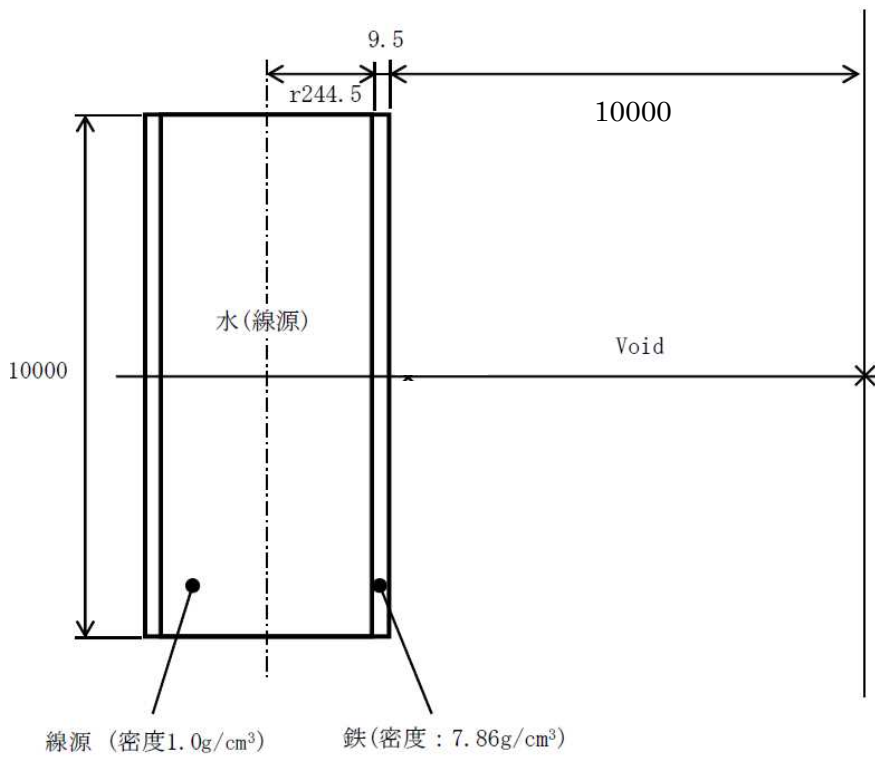


図 2.2.1-8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



QAD-CGGP2R コードを用いて評価

× : 評価点  
(単位 : mm)

図 2.2.1-9 RHR(C)ポンプ室上部ハッチ付近 線量評価モデル



図 2.2.1-10 7号炉 RHR(C)ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

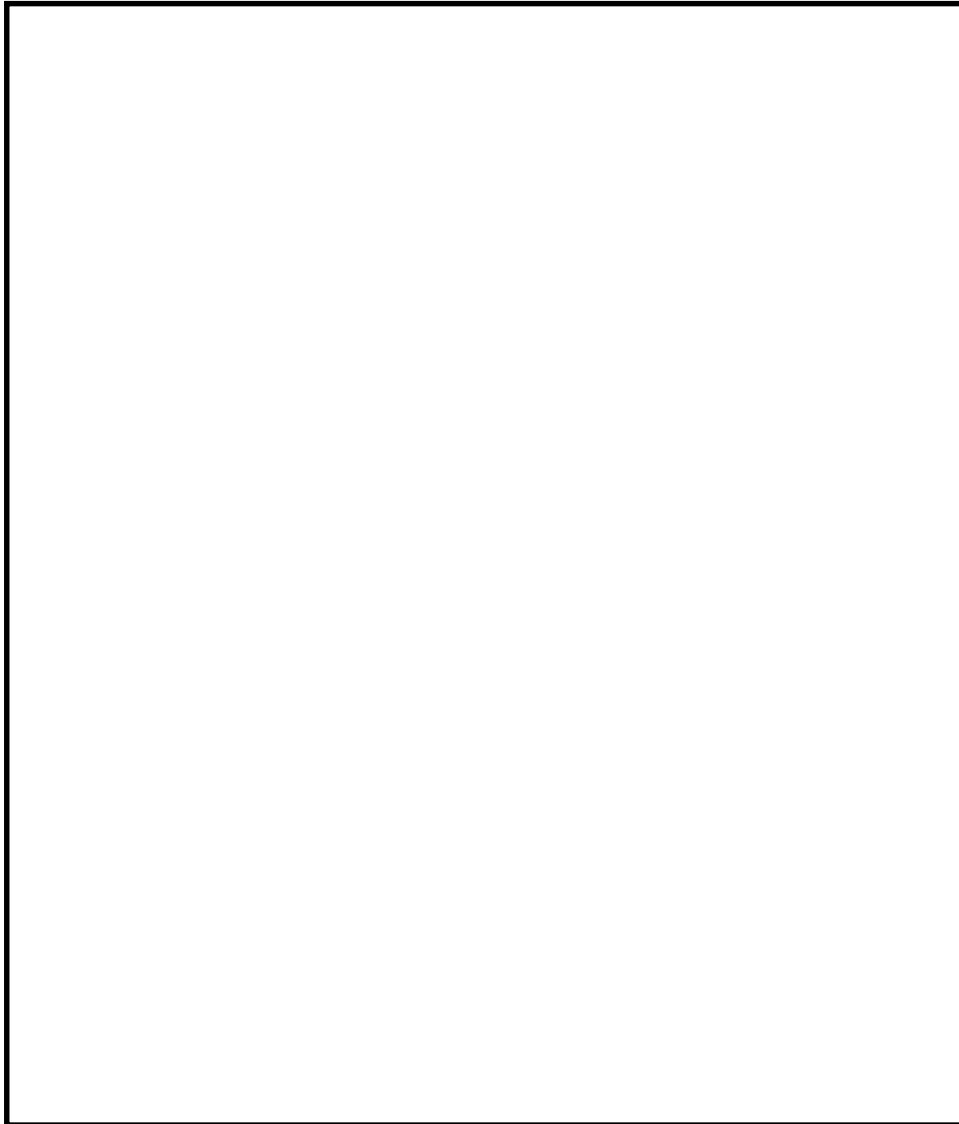


図 2.2.1-11 遮蔽体（鉄，鉛）の減衰率（QAD-CGGP2R コードを用いて評価）

### 2.2.2 操作概要について

「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用した場合）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

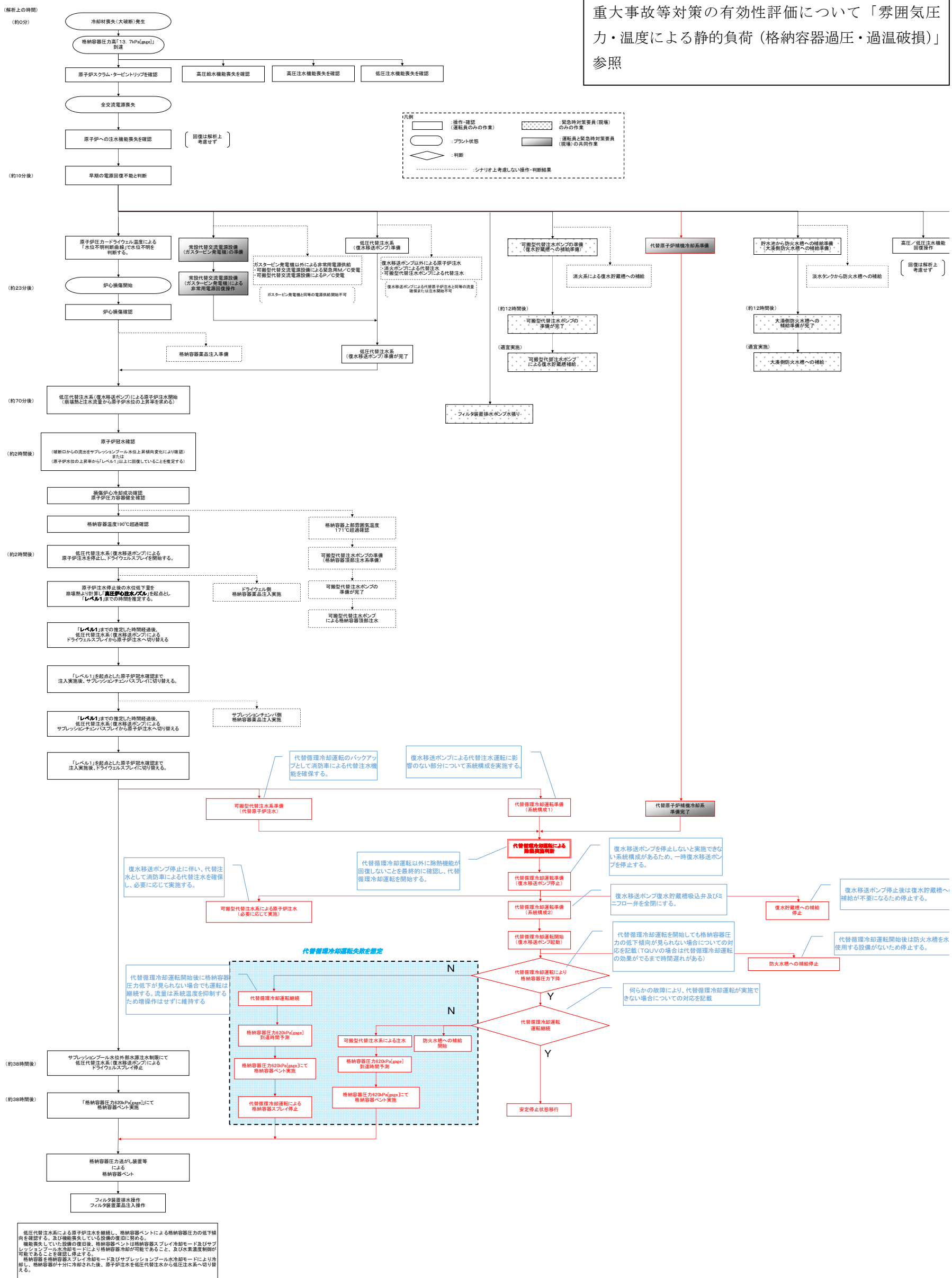


図 2.2.2-1 代替循環冷却運転の手順概要 (格納容器過圧・過温破損シナリオの場合) 「全体図」

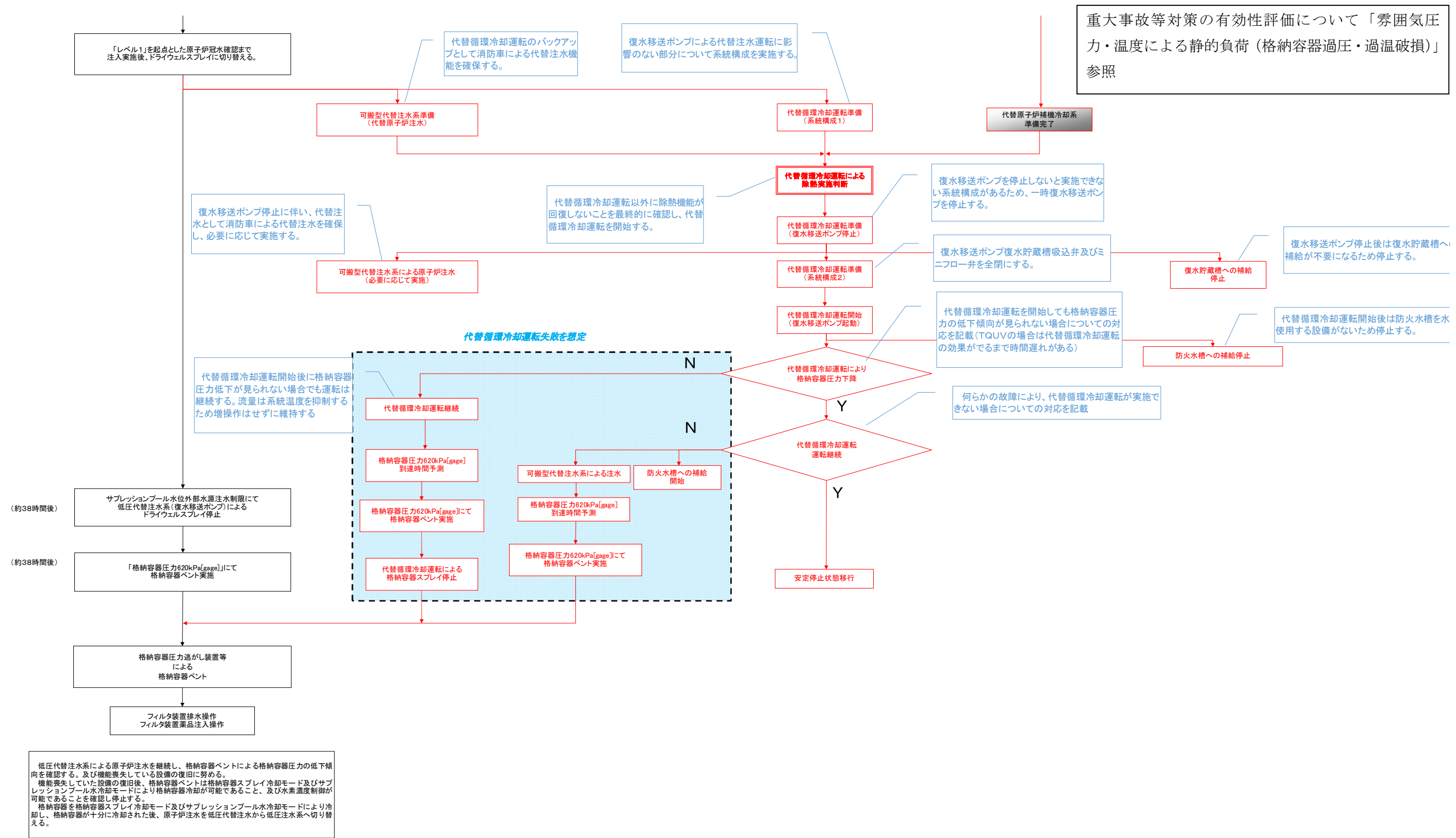


図 2.2.2-2 代替循環冷却運転の手順概要（格納容器過圧・過温破損シナリオの場合）「抜粋図」

(解析上の時間)  
(約0分)

(約1時間後)

(約1.4時間後)

(約3.7時間後)

(約5.7時間後)

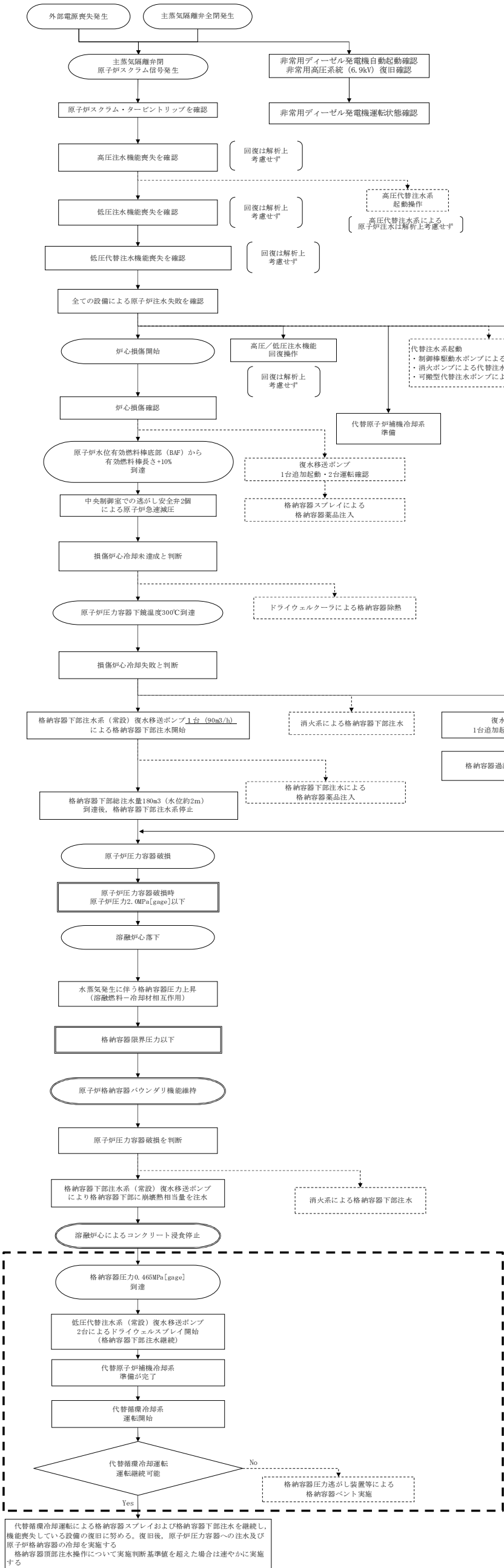
(約7時間後)

(約8時間後)

(約8時間後)

(約20時間後)

(約20.5時間後)



重大事故等対策の有効性評価について「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

図 2.2.2-3 代替循環冷却運転の手順概要 (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合)





重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)																	備考															
	運転員(中操)		運転員(現場)		緊急時対策要員(現場)			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																																		
格納容器薬品注入操作(解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせた薬品注入を実施																																
格納容器薬品注入操作(解析上考慮せず)	-	-	(4人) C,D E,F	(4人) c,d e,f	-	-	格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせた薬品注入を実施																																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人	2人	消防車による復水貯蔵槽への注水準備(消防車移動、ホース敷設(防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分						継続実施																	復水貯蔵槽への補給停止時に、復水貯蔵槽への補給を停止する									
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人		現場移動 貯水池～防火水槽への系統構成、ホース張り	90分						継続実施																	復水貯蔵槽への補給停止後も、代替循環冷却運転開始まで消防車による代替注水を実施する必要があるため、防火水槽への補給は継続する									
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	現場移動 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分						継続実施																										
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	10時間																											適宜実施					
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人(参集)	5人(参集)	消防車による原子炉への注水準備(消防車移動、ホース敷設(防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分						この時間内に実施																										
代替循環冷却運転 準備操作(系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ	30分			この時間内に実施																													
代替循環冷却運転 準備操作(系統構成2)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	復水移送ポンプ停止 中央制御室ラインアップ	30分																																
代替循環冷却運転開始	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	現場移動 代替循環冷却運転 現場ラインアップ(復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニフロー弁)	60分																																
代替循環冷却運転状態監視	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動 低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分																																
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	継続実施																																
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	(2人)	(2人)	低圧注水系 注入弁操作 消防車による原子炉への注水	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。 外部注水管の漏洩弁は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ開する(代替循環冷却運転時のワンダリ確保のため)																	適宜実施															
燃料供給準備	-	-	-	-	2人		軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分						継続実施																	タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給									
燃料給油作業	-	-	-	-	2人		消防車への給油 電源車への供給	継続実施																																
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	14人(参集要員36人)																																			

以上が、代替循環冷却運転による格納容器ベント回避のシナリオ  
 以下は、代替循環冷却運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ  
 (\* 2時間後に代替循環冷却運転に失敗し、事故後30時間で格納容器ベントに至ることを想定)

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)																	備考										
	運転員(中操)		運転員(現場)		緊急時対策要員(現場)			1	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34									
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	適宜実施																											代替循環冷却運転開始2時間後に故障等により失敗することを想定
可搬型代替注水系による原子炉・格納容器への注水	-	-	-	-	(2人)	(2人)	現場移動 消防車再起動 消防車による原子炉への注水	60分						継続実施																	現場確認中断(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する				
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	(2人)	現場移動 防火水槽への補給再開 貯水池から防火水槽への補給	60分						継続実施																	現場確認中断(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する				
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	30分																											この時間内に実施
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	ベント準備	60分						この時間内に実施																	格納容器ベント前に第2待避所へ待避準備及び待避を実施する				
格納容器ベント準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	フィルタ装置水位調整準備(排水ライン水張り)	60分						この時間内に実施																	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する				
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	(2人)	(2人)	格納容器ベント操作 ベント状態監視 フィルタ装置水位調整	適宜実施																											格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視 中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施																											現場確認中断(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
燃料供給準備	-	-	-	-	(2人)		軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分						継続実施																	タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給				
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)		消防車への給油 電源車への供給	継続実施																											作業中断(一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する

図 2.2.2-5 循環冷却運転の作業と所要時間(0~34時間後)「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

重大事故等対策の有効性評価について「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間（時間）												備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容														
	責任者		当直長		1人																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
通報連絡者	緊急時対策要員		5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)		緊急時対策要員 (現場)																	
6号		7号		6号		7号															
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	-	外部電源喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 非常用ディーゼル発電機起動確認 全ての原子炉注水機能喪失確認	15分												
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留除去系 機能回復 復水移送ポンプ起動/運転確認	5分												対応可能な要員により対応する
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	1人 B	1人 b	-	-	-	-	-	残留除去系 スプレー弁操作 放射線防護準備/装備	60分												要員を確保して対応する
格納容器下部注水系 準備	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	格納容器下部への注水準備 低圧代替注水系（常設）ラインアップ 放射線防護準備/装備	10分												
原子炉急凍圧操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	急凍移動 急凍圧調整機ライン切替	30分												
格納容器下部注水系操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	急凍移動 急凍圧調整機ライン切替	5分												
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	-	放射線防護準備/装備 格納容器下部注水に合わせた薬品注入	10分												要員を確保して対応する
低圧代替注水系（常設）準備操作	1人 B	1人 b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動/運転確認	30分												格納容器薬品注入操作において 実施済みとなる
代替格納容器スプレー冷却系 操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	残留除去系 スプレー弁操作 放射線防護準備/装備	10分												格納容器温度制御流量 「7m <sup>3</sup> /h」
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	-	放射線防護準備/装備 現場移動 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ 放射線防護準備/装備	10分												300分
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	2人 ※1	2人 ※1	-	放射線防護準備/装備 現場移動 淡水貯水池～防火水櫃への系統構成、ホース水張り	10分												90分
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人 ※2	2人 ※3	-	放射線防護準備/装備 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ移動、ホース敷設(防火水櫃から可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替注水ポンプから接続口)、ホース接続)	10分												180分
燃料給油準備	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	放射線防護準備/装備 軽油タンクからタンクローリへの補給	10分												90分
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	-	可搬型代替注水ポンプへの給油	10分												タンクローリ積込に応じて適宜 軽油タンクから補給
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	-	現場移動 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ 放射線防護準備/装備	300分												400分
燃料給油準備	-	-	-	-	2人 ※6	2人 ※6	-	軽油タンクからタンクローリへの補給	90分												タンクローリ積込に応じて適宜 軽油タンクから補給
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	-	電源車への給油	30分												適宜実施
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	2人 ※7	2人 ※7	-	代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	30分												適宜実施
代替補機冷却運転 (系統構成1)	1人 B	1人 b	-	-	-	-	-	代替補機冷却運転 中央制御室ラインアップ 現場移動 代替補機冷却運転 現場ラインアップ (代替スプレーに影響のない部分)	30分												この時間内に実施
格納容器下部注水系操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水	120分												格納容器下部に 崩壊熱相当量を継続注水
代替格納容器スプレー冷却系 操作	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	残留除去系 スプレー弁操作	465～300kPa[表圧]で開欠スプレー												
代替補機冷却運転 (系統構成2)	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ停止 代替補機冷却運転 中央制御室ラインアップ 現場移動 代替補機冷却運転 現場ラインアップ (復水貯蔵槽へ送水)	30分												
代替補機冷却運転開始	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ起動 格納容器スプレー弁、格納容器下部注水弁操作	30分												
代替補機冷却運転状態監視	1人 A	1人 a	-	-	-	-	-	代替補機冷却運転による格納容器の状態監視	5分												適宜実施
可搬型代替注水ポンプによる防火水櫃から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	30分												適宜実施
淡水貯水池から防火水櫃への補給	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	-	淡水貯水池～防火水櫃への補給	30分												適宜実施
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※5	2人 ※5	-	可搬型代替注水ポンプへの給油	30分												適宜実施
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 ※1, ※2, ※3, ※4, ※5, ※6, ※7	8人 ※1, ※2, ※3, ※4, ※5, ※6, ※7	8人 (※8要員20人)														

図 2.2.2-6 循環冷却運転の作業と所要時間「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオの場合」

## 2.3 系統運転時の監視項目

### 2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

#### (1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

##### a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを抽出している。更に有効性評価では、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、SBO を重畳させ、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応を確認している。

よって、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

##### b) 重大事故等時の格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「格納容器過圧・過温破損」における審査において示したとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である格納容器内の気体の組成の推移を図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 に示す。

##### c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

###### ①測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要である。

###### ②測定が必要となる時間

図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点ですみやかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視は可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）の復旧がされない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって原子炉格納容器圧力は上昇し、原子炉格納容器限界圧力（2Pd）に到達するまでに格納容器ベント

を実施することとなる（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）」では約 38 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約 38 時間までは、図 2.3.1-1 及び図 2.3.1-2 のとおり、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、G 値を設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$  とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは、事象発生から約 51 時間後である（図 2.3.1-3 及び図 2.3.1-4 参照）。これより、除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

更に、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

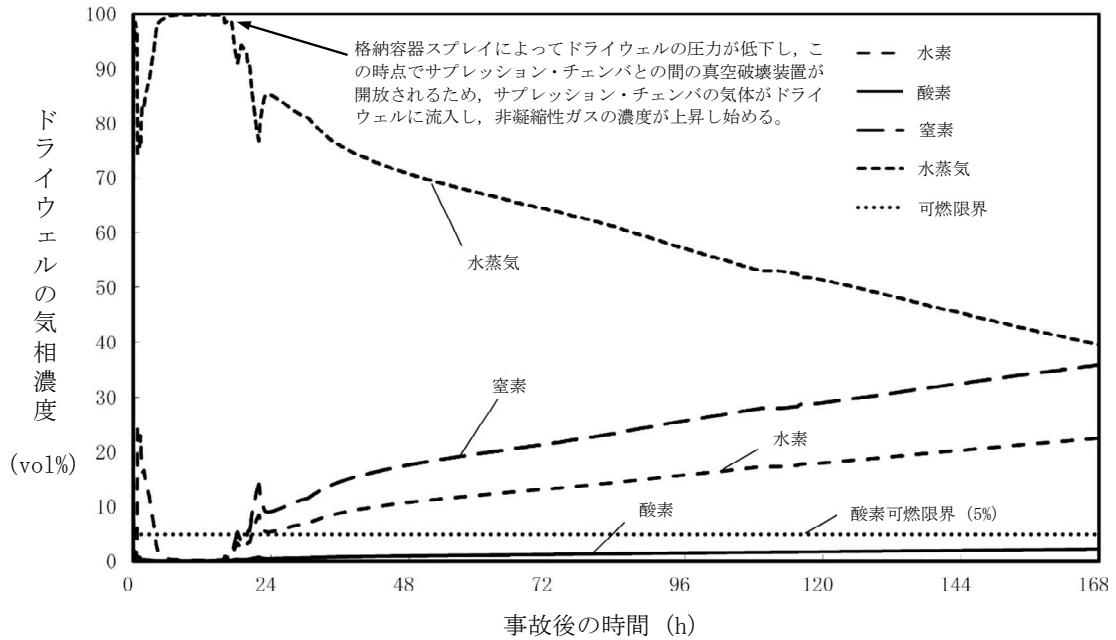


図 2.3.1-1 ドライウエル内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

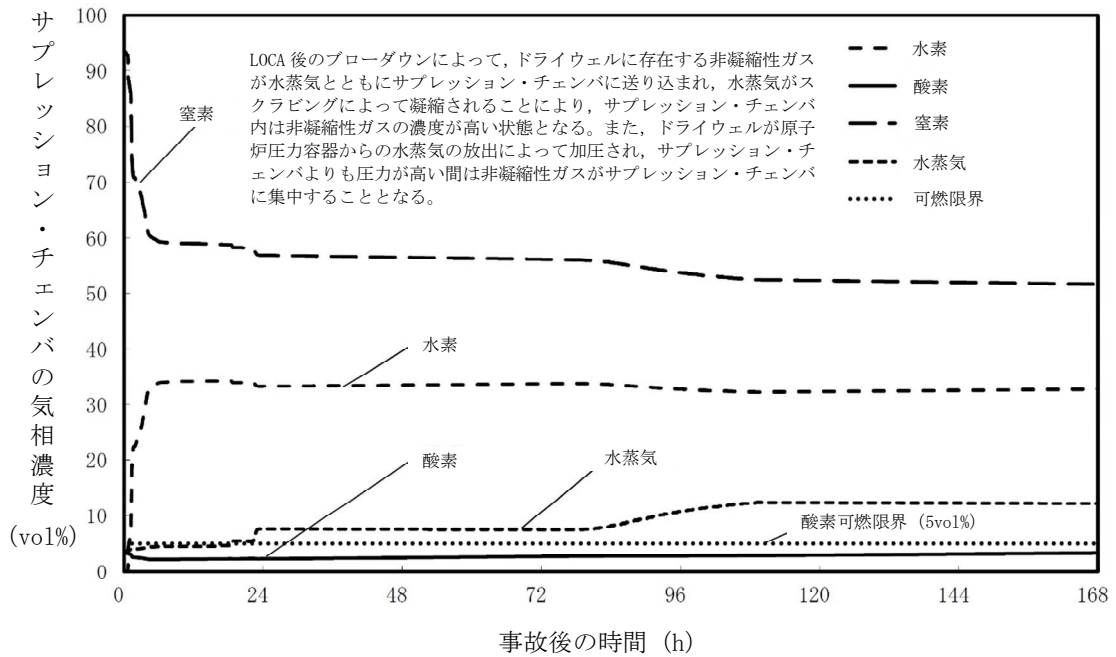


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移  
(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」事故時において、設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$  を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至るのは約 51 時間後となる。

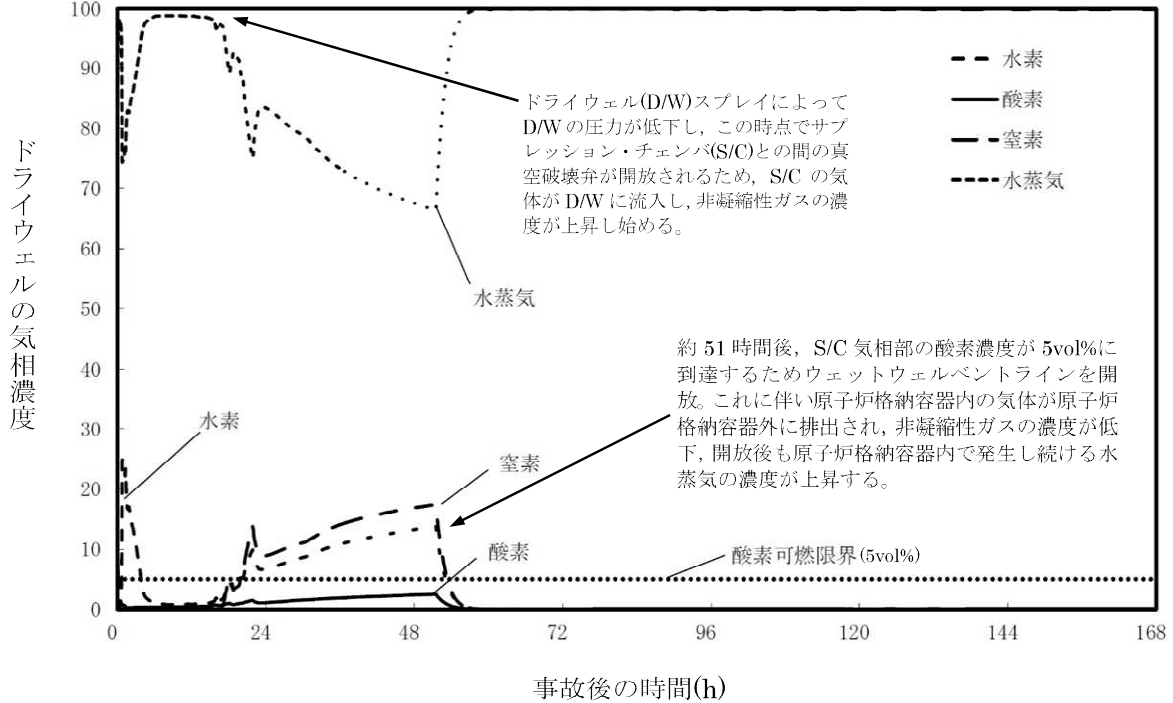


図 2.3.1-3 ドライウエル内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

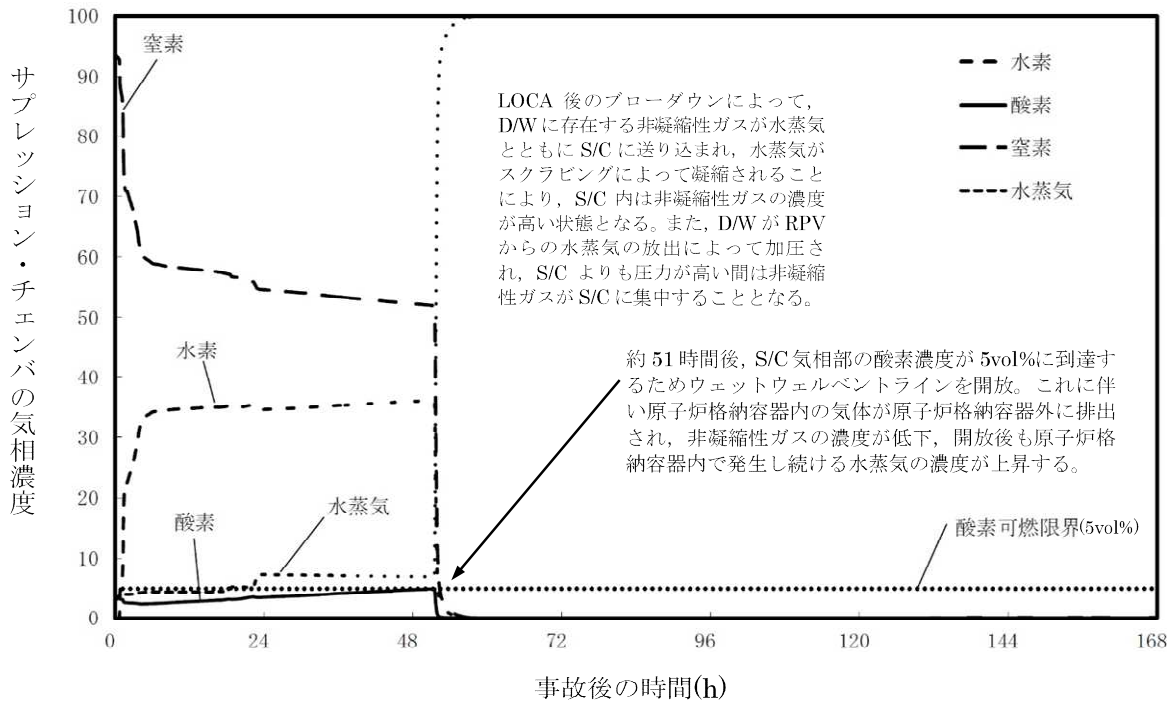


図 2.3.1-4 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移（大 LOCA シナリオ）

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は 4vol%，酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」における格納容器内の水素濃度・酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様

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 (SA)	水素吸蔵材料式	0～100vol%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、過酷事故環境下における G 値に基づき、7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合と 7 日間以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が 5vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が 5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、格納容器内に残る水素及びガス及び酸素ガスは無視しえる程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について」3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.5 G 値を設計



基準事故ベースとした場合の評価結果への影響 参照)。

b) 7日間以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 代替補機冷却系復旧以前における格納容器内の酸素濃度の推定

格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、約 22.5 時間以前に格納容器内の酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至らないことを確認しているが、約 22.5 時間以前において格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値 ( $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$ ) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。

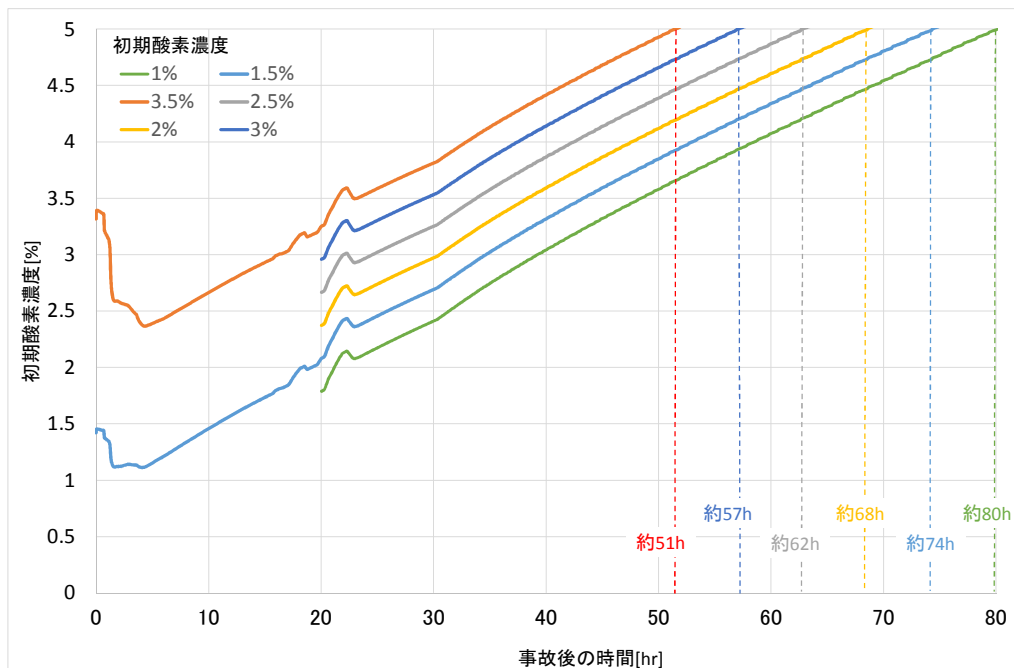


図 2.3.1-5 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力の変化を図 2.3.1-6 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

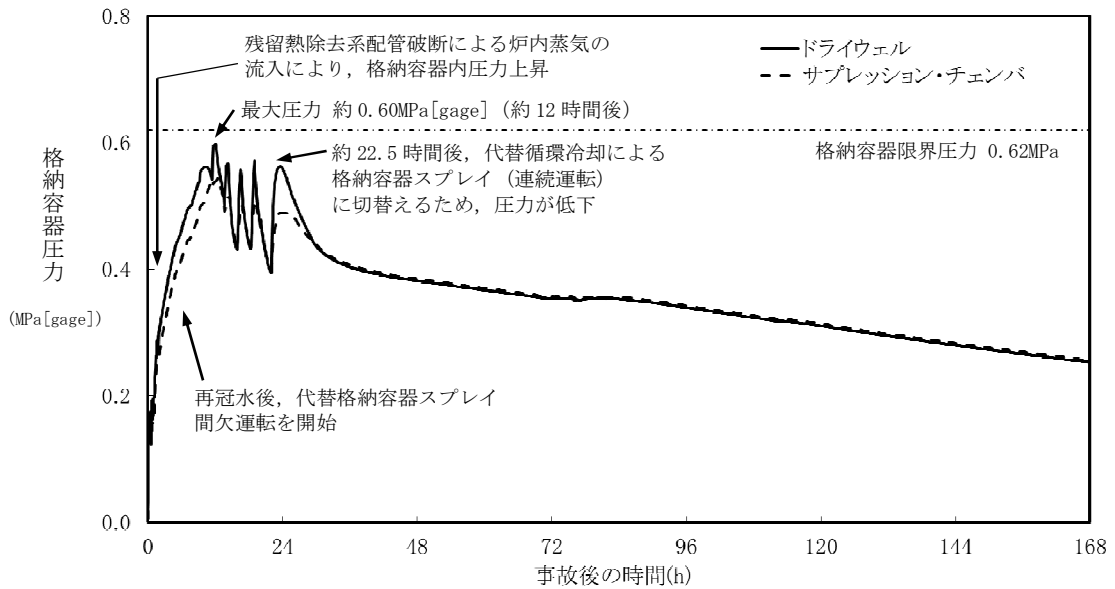


図 2.3.1-6 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力変化

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握できるため、計器誤差を考慮して対応することで操作に与える影響はない。

### 3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

#### 3.1 放射線による影響について

##### ① 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

代替循環冷却系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間 90 日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約  Gy であることが目安としてある。よって、代替循環冷却系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

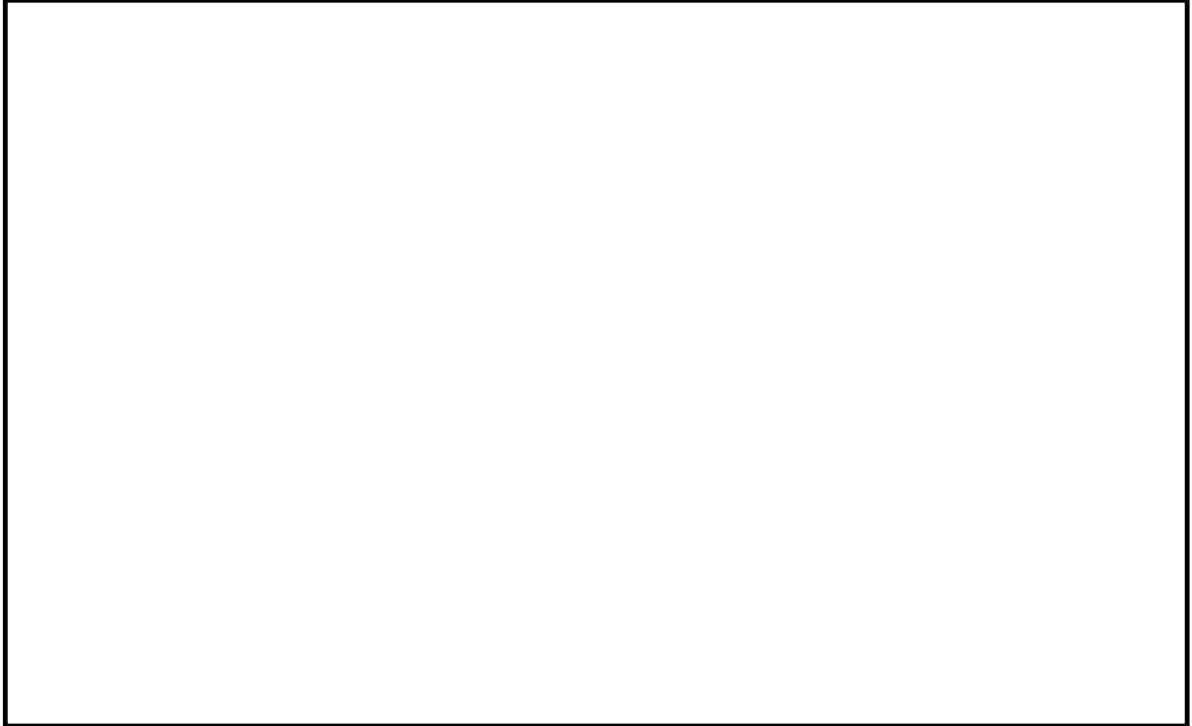
##### ② 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却運転中は配管内に流れがあり、又、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に低圧代替注水系（可搬型）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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

### 3.2 意図的な航空機衝突に対する耐性について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

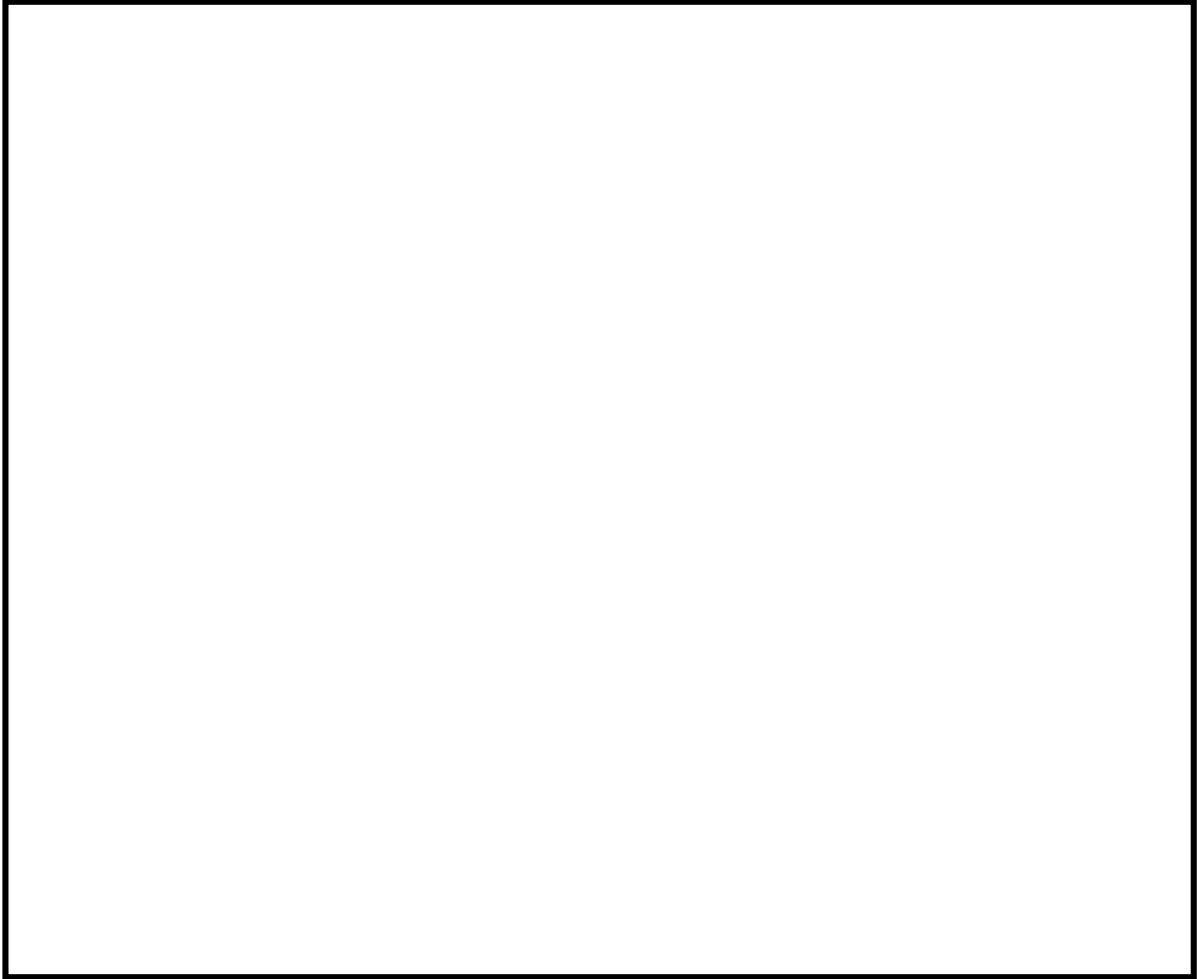


図 3. 2-1 航空機衝突が行われた場合の影響について

### 3.3 系統の健全性について

#### (1) 代替循環冷却運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却運転時に系統水の漏えいがないことを確認し、系統の健全性を示す。

代替循環冷却系は残留熱除去系、高圧炉心注水系、復水補給水系を組み合わせることで重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。これら各系統を単独で通常どおりを使用する場合には系統水が漏えいしない設計としているが、代替循環冷却系は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

図 3.3-1 に示すとおり、代替循環冷却系は復水移送ポンプでサブプレッション・チェンバのプール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、代替循環冷却運転時は、残留熱除去系ポンプが停止している状態でポンプ内を流体が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水されるフラッシング水により温度上昇を抑えることが可能な設計としているが、ポンプ停止時に流体が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールにフラッシング水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

なお、残留熱除去系ポンプとは異なる軸封構造で、他系統からのシール水により軸封部をシールする構造のポンプがあった場合は、同様に影響の確認が必要であるが、代替循環冷却系統内に当該構造のポンプはない。

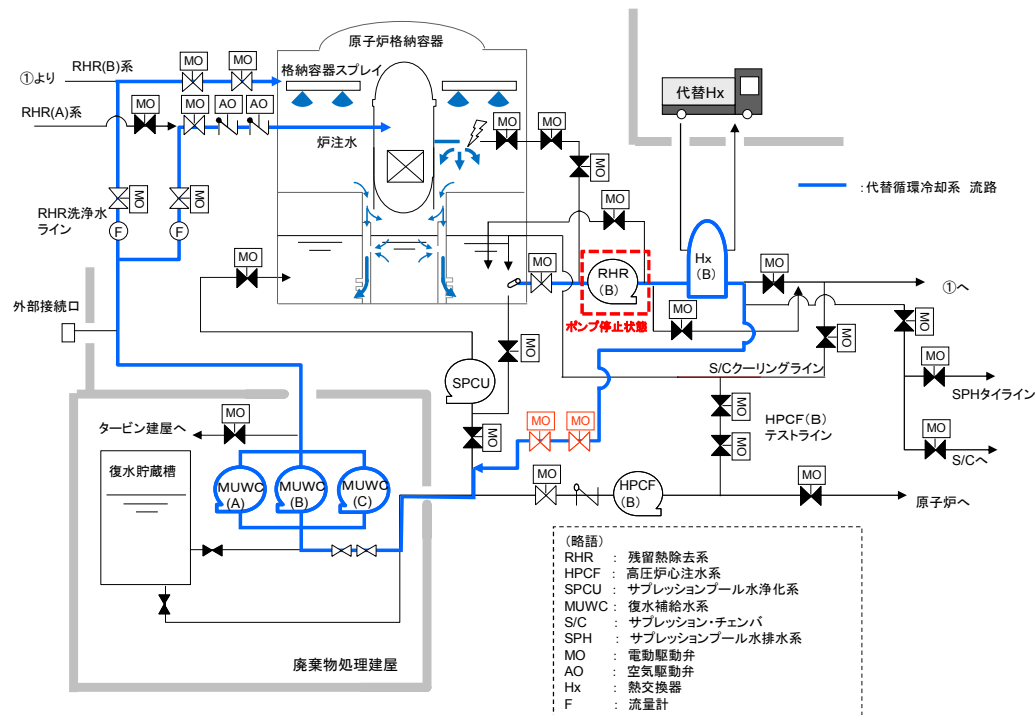


図 3.3-1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)

(2) 残留熱除去系ポンプ停止時のメカニカルシールのシール性について

残留熱除去系ポンプはメカニカルシールにより漏えいを防止する設計となっており、図 3.3-2 に示すとおりポンプ吐出水の一部を封水ラインに分岐し、メカニカルシール冷却器を通して軸封部にフラッシング水を送ることで、ポンプ運転時のメカニカルシールの温度上昇を抑える構造となっている。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、図 3.3-3 に示すとおり、スプリングによって固定環と回転環から構成される摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。

代替循環冷却運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの摺動部の温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが運転していない状態では冷却の必要がないため、特にメカニカルシールの機能としては問題にならない。よって、フラッシング水が無くても、メカニカルシールはスプリングによって摺動部を押さえつけるタイプであるため漏えいを防止することができる。なお、残留熱除去系ポンプ内を流れる流体は高温であることが想定されるが、この場合、メカニカルシールのうち最も影響を受けると考えられる部位は O リングシールであり、その耐熱温度は約 250℃であるが、想定流体温度（約 166℃）を上回っているため、熱によるメカニカルシールの機能への影響はない。

したがって、代替循環冷却運転時の残留熱除去系ポンプが停止している状態においても軸封部のシール性に影響はなく、系統水が漏えいすることはないと考えられる。

なお、系統水の流れによるポンプ空転の可能性については、ポンプロータ及び電動機ロータの質量（約 2.2 t）が鉛直下方向に作用しているため、軸受の抵抗損失により、ポンプが空転することはないと考えられるが、万が一空転した場合の影響について以下に示す。

保守的に上記の軸受損失がないと仮定した場合、代替循環冷却運転（流量 190 m<sup>3</sup>/h）時に想定されるポンプ回転速度は、残留熱除去系ポンプ定格運転（流量 954 m<sup>3</sup>/h）時のポンプ回転速度の約  % である。この場合、最も影響を受ける部位は、メカニカルシールの固定環と回転環の摺動部と考えられるが、想定される摺動部の発熱量は、残留熱除去系ポンプ定格運転時の発熱量の約  % 程度と僅かである。摺動部の温度が上昇し過ぎると、熱により固定環と回転環の間の微小隙間の水膜が形成されにくくなる可能性があるが、空転による摺動部発熱量が軽微であることから、メカニカルシールの健全性が確保できなくなるような状況には至らないと考えられる。

以上のことから、代替循環冷却運転時に残留熱除去系ポンプは空転しないものと考えているが、仮に空転したとしてもメカニカルシールへの熱的影響は軽微であり、シール性への影響はないと考えられる。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

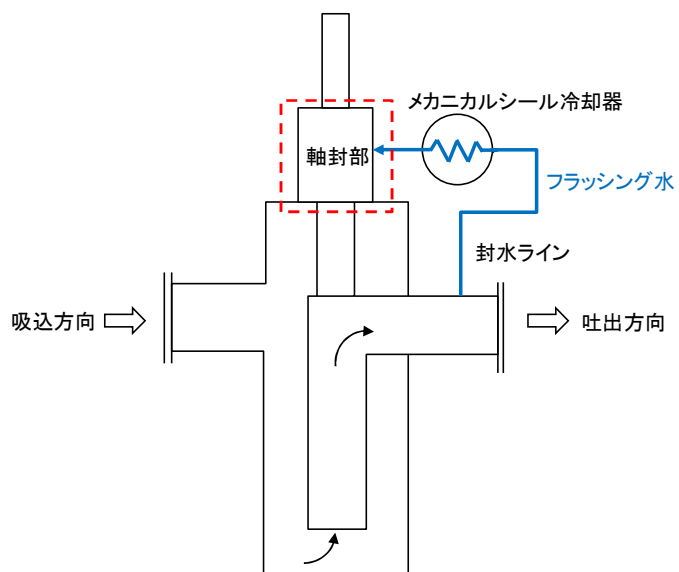


図 3.3-2 残留熱除去系ポンプ概要図

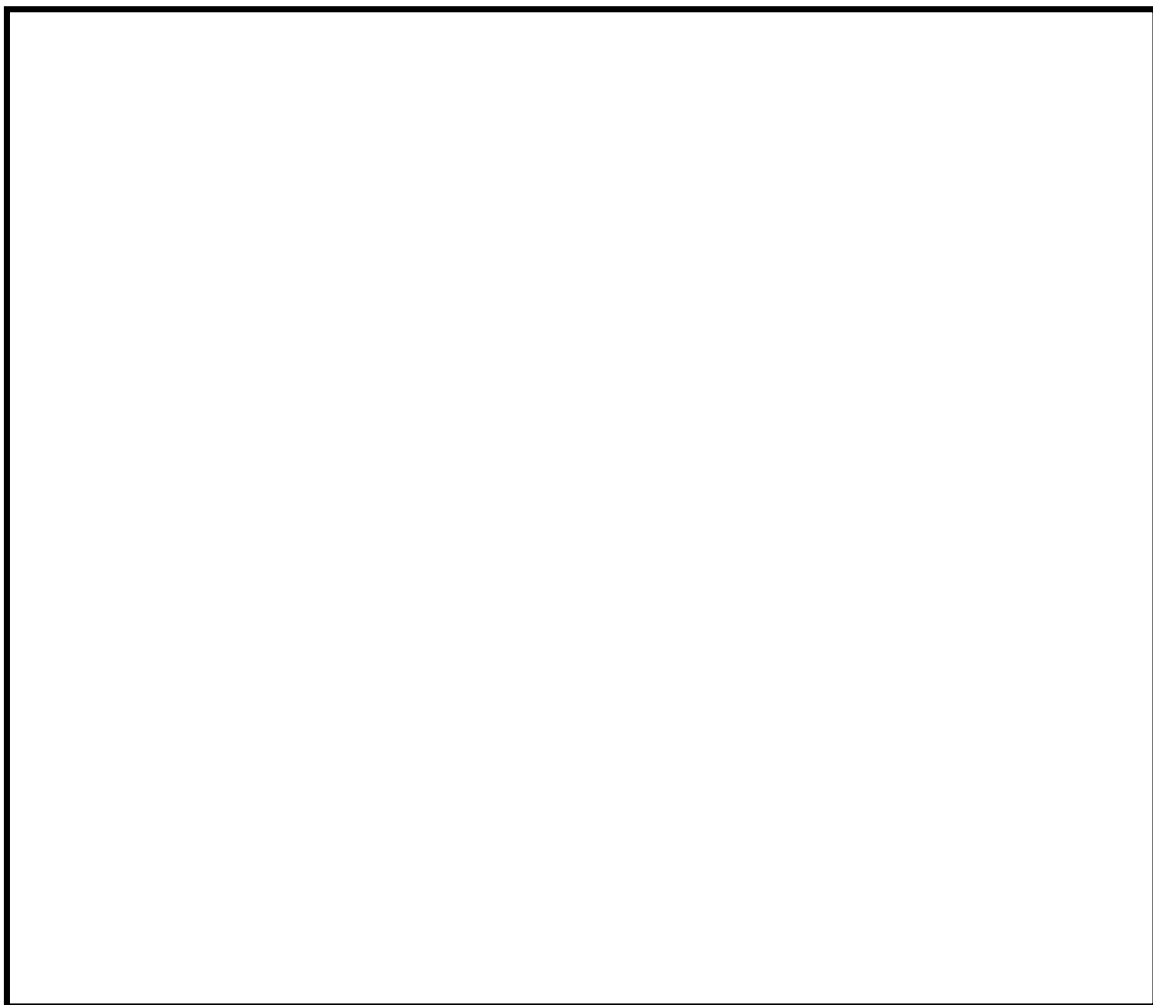


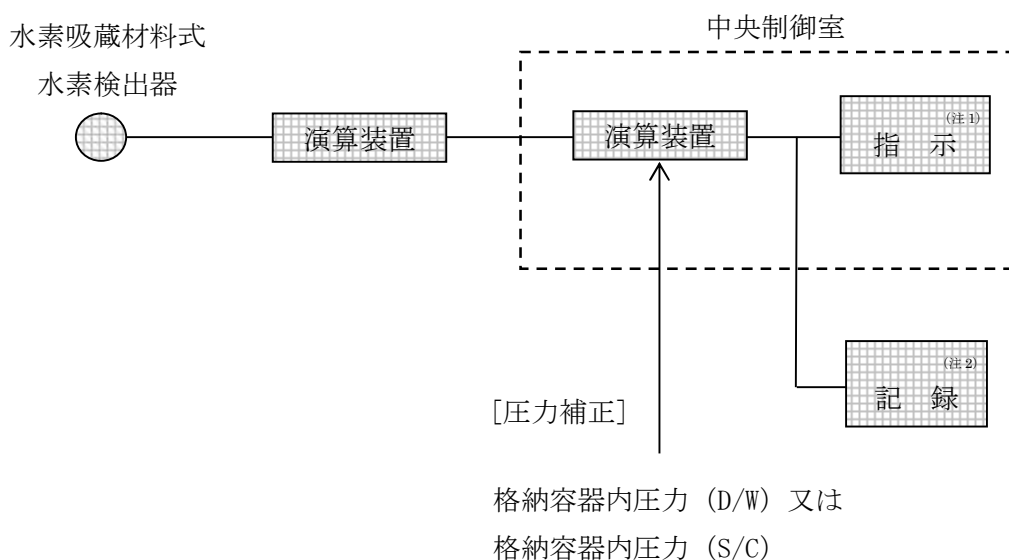
図 3.3-3 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図 (7号炉の例)

格納容器内水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器内水素濃度 (SA) について

(1) システム構成

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 1「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

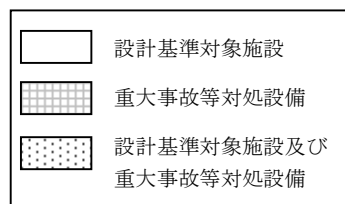


図 1 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

## (2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材料 (Pd: パラジウム) が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図2のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

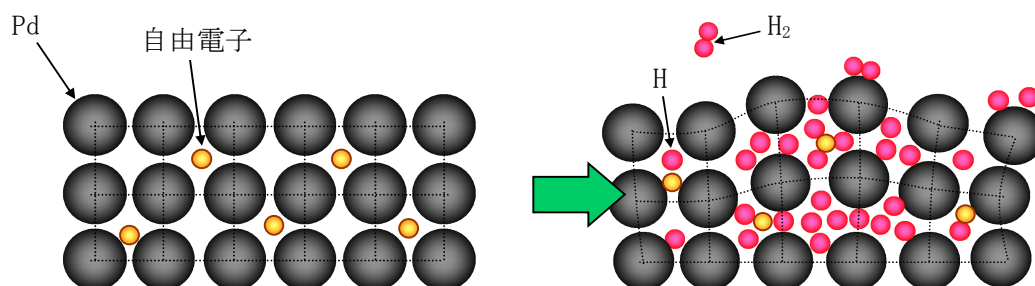


図2 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む格納容器内ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

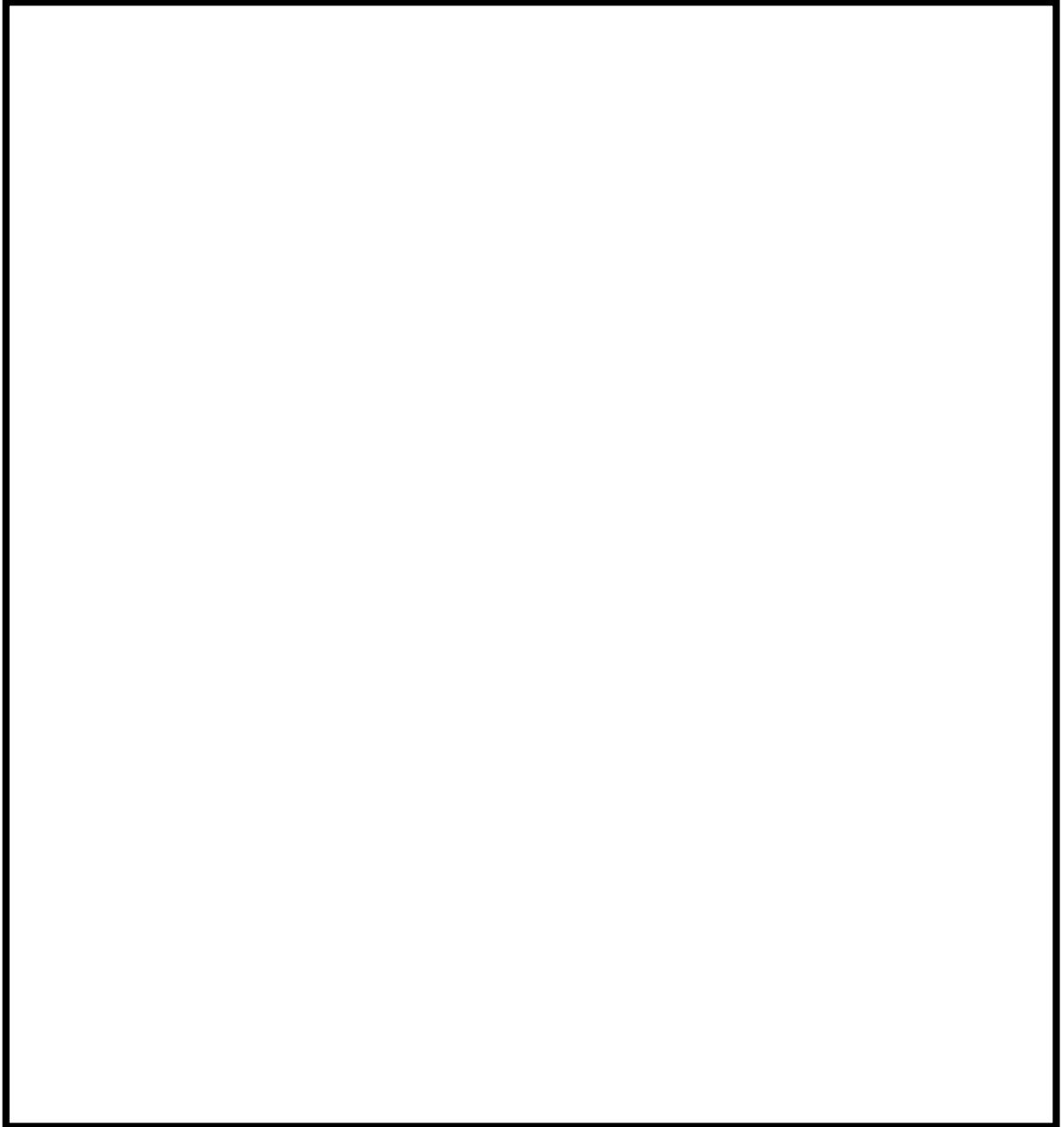


図3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

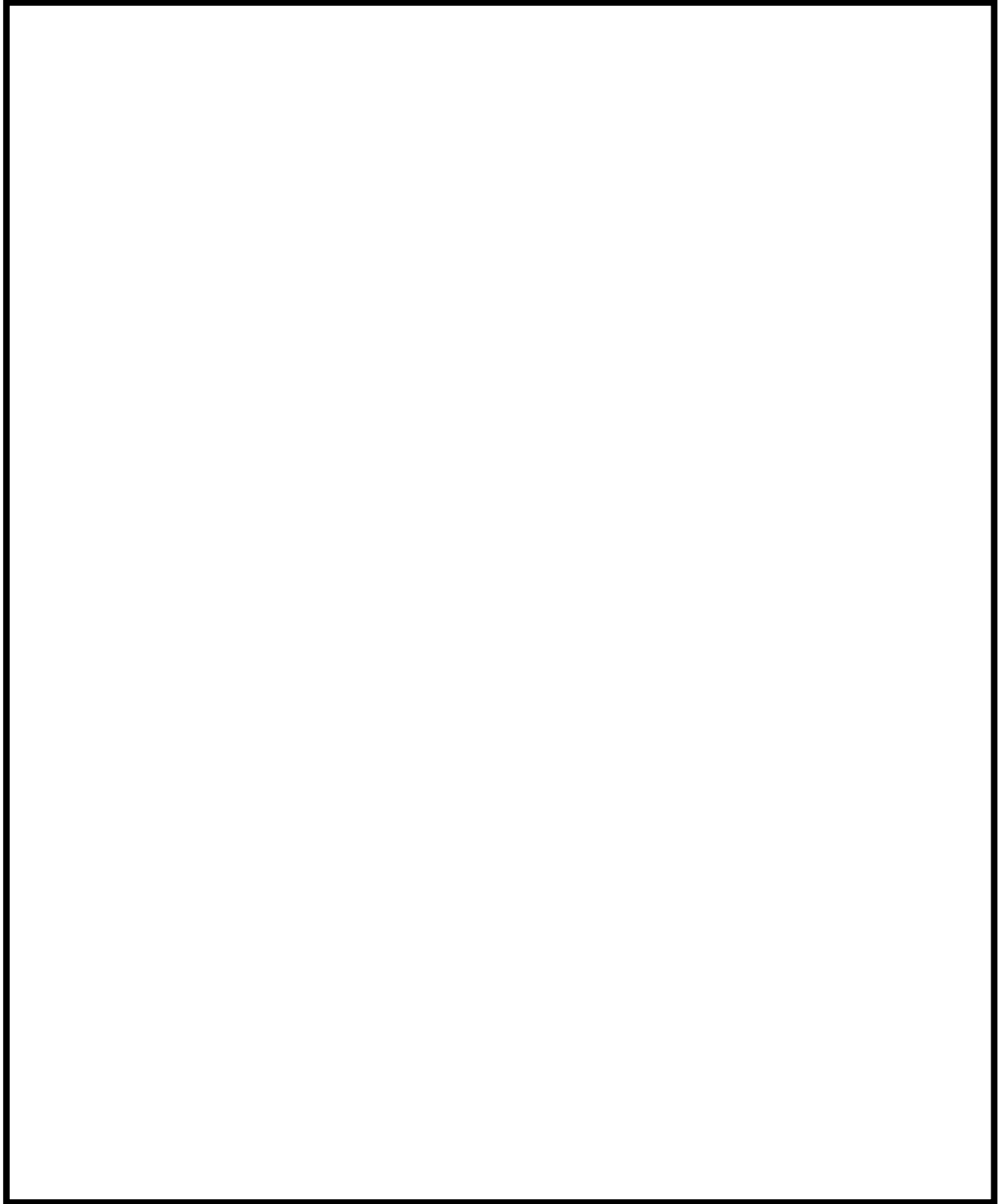


図 4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

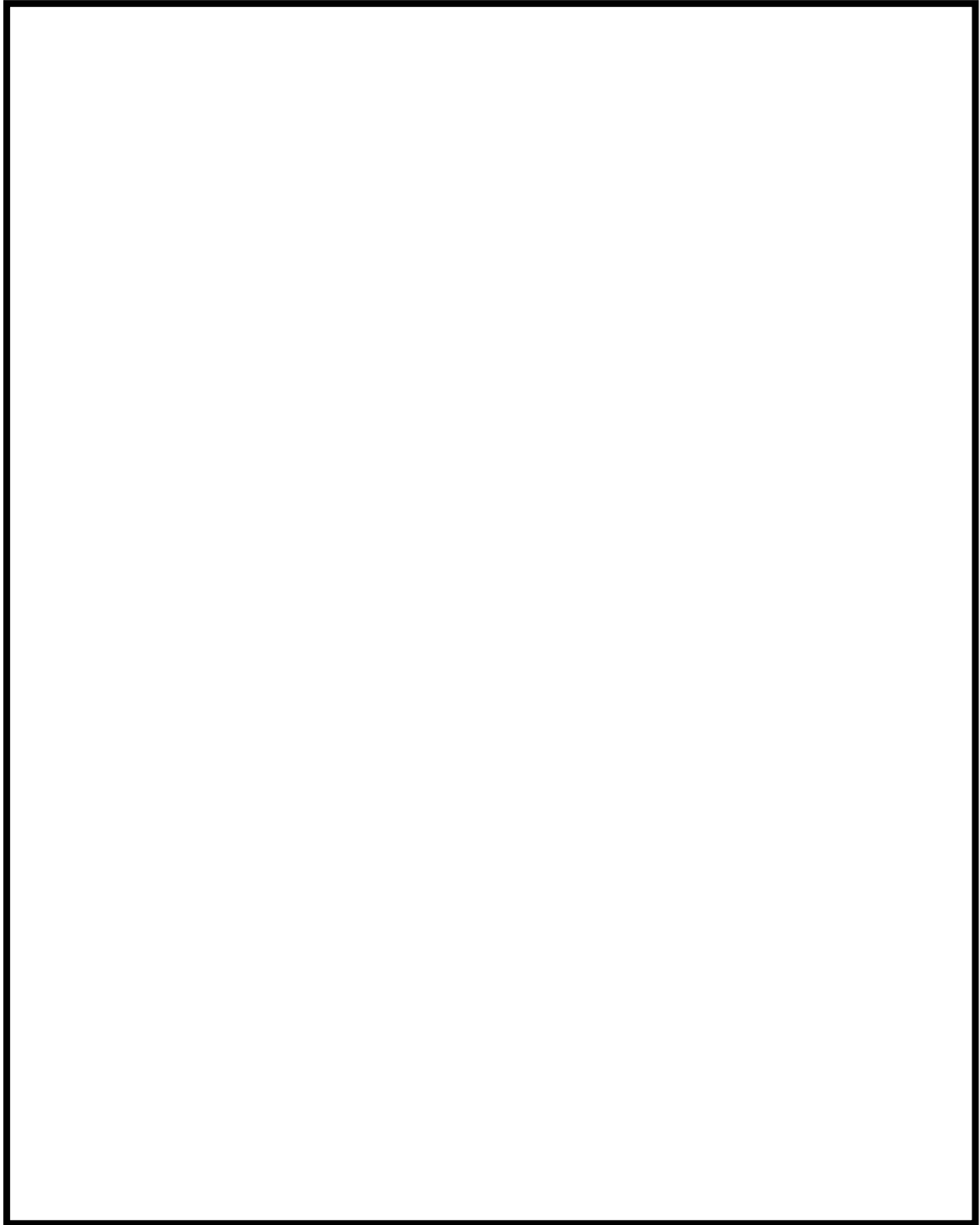


図 5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

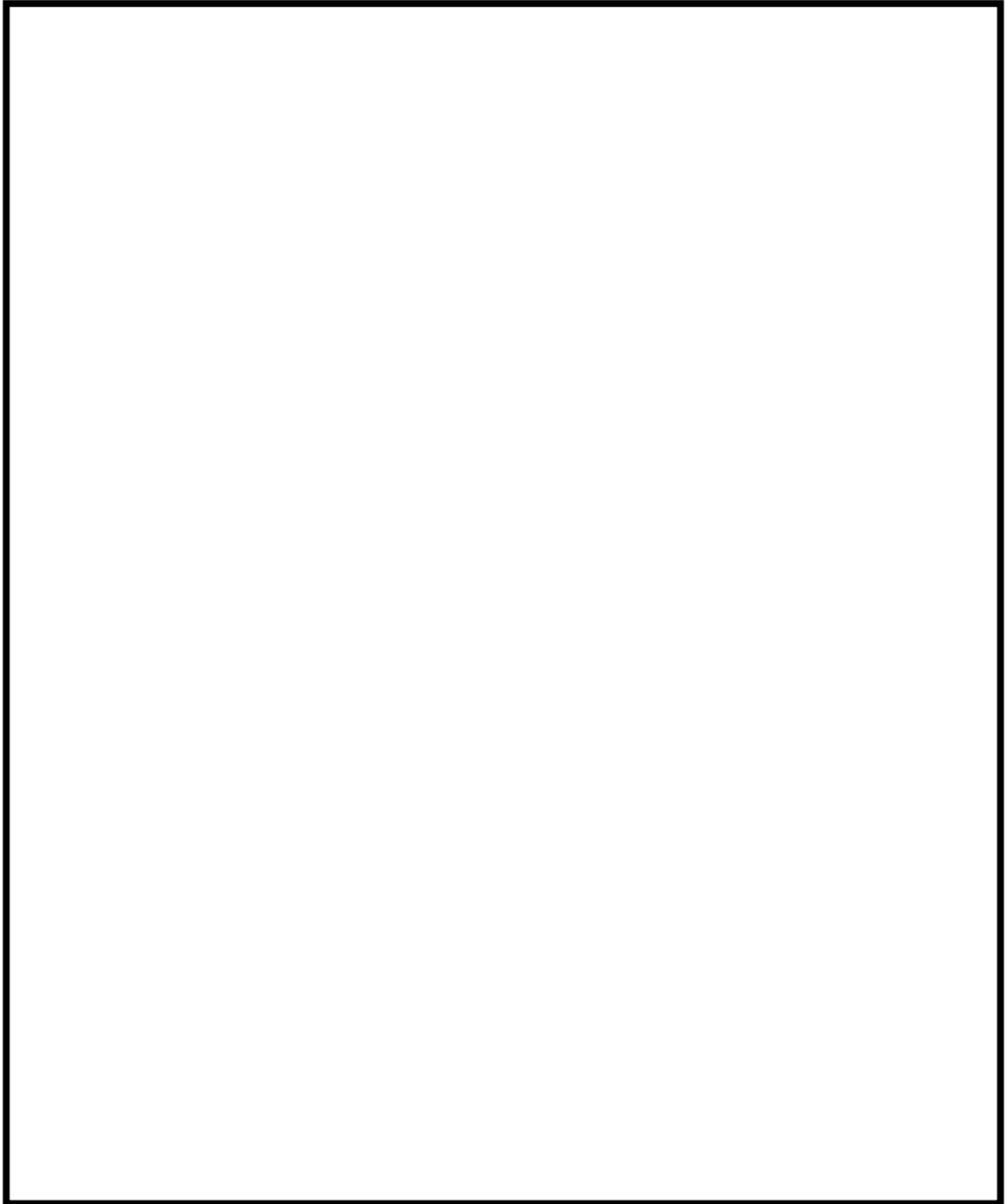


図 6 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 1 階)

## 2. 格納容器内水素濃度について

### (1) システム構成

格納容器内水素濃度のシステム概要を図 7 に示す。格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図 8「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)

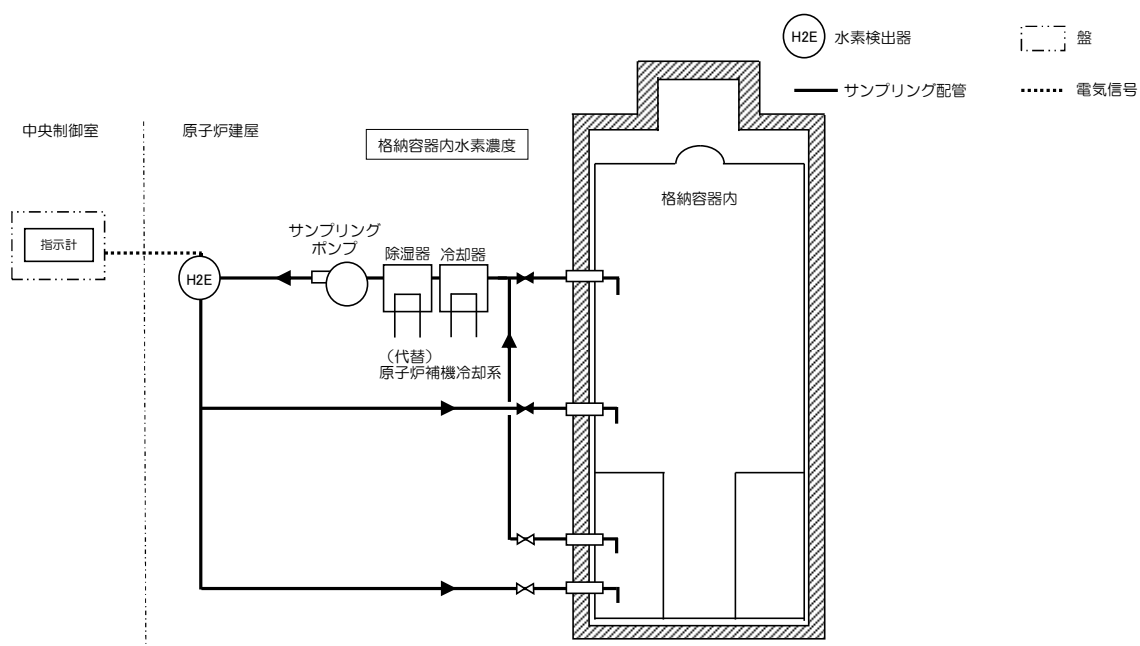
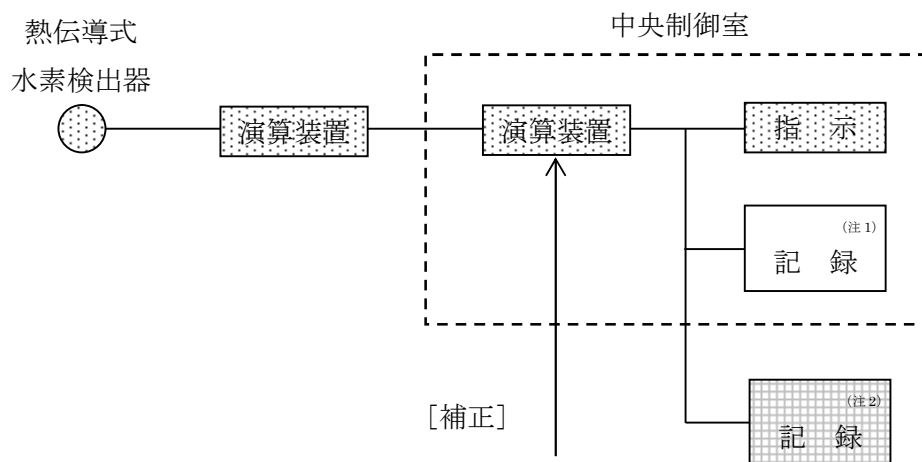


図 7 格納容器水素濃度 システム概要





サンプルガス温度,  
ドレン水位,  
サンプルガス圧力 (6号炉のみ) 及び  
格納容器内酸素濃度 (6号炉のみ)

(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

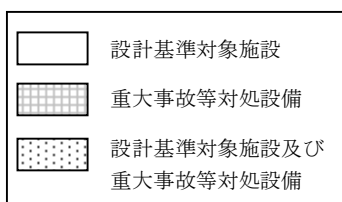


図8 格納容器内水素濃度の概略構成図

## (2) 測定原理

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 9 に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 9 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

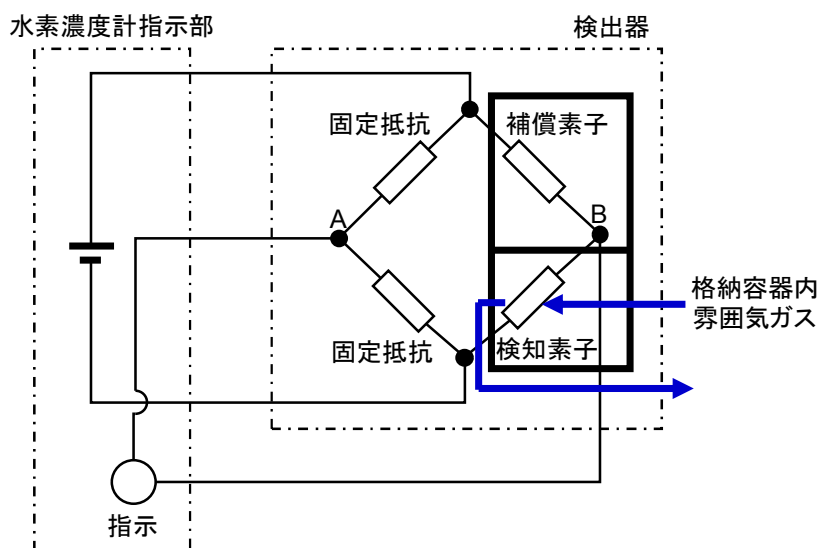


図 9 水素濃度計検出回路の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

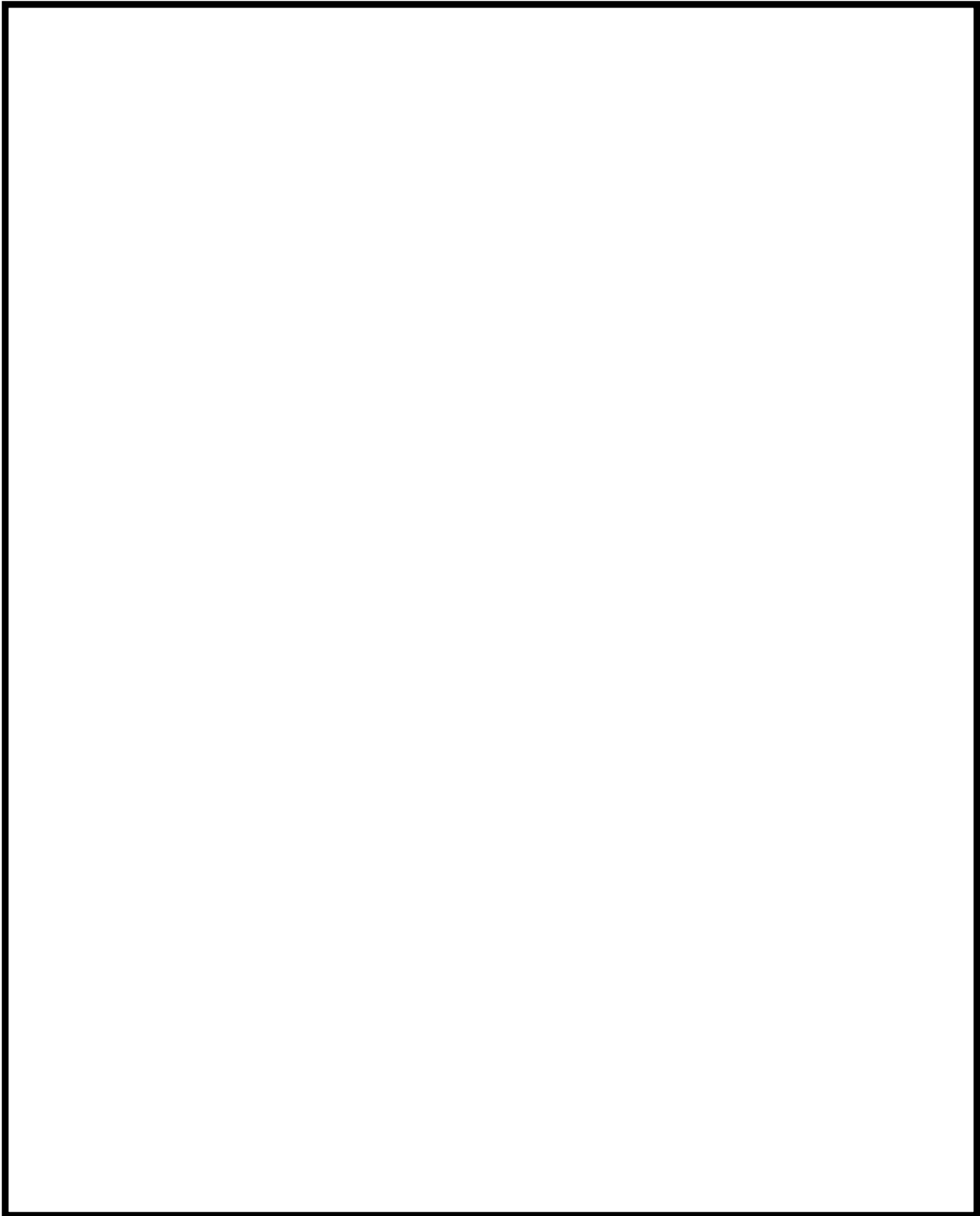


図 10 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

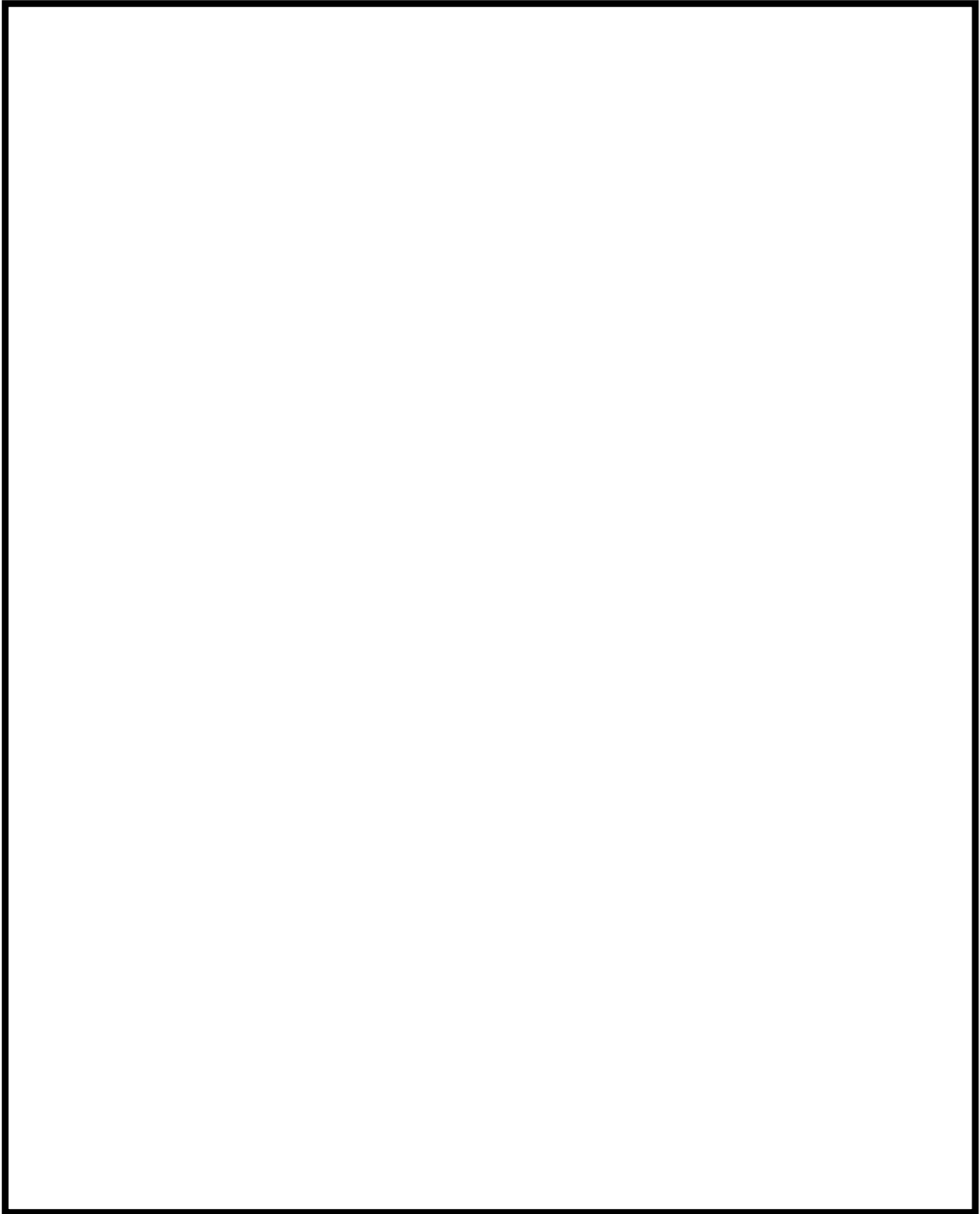


図 11 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

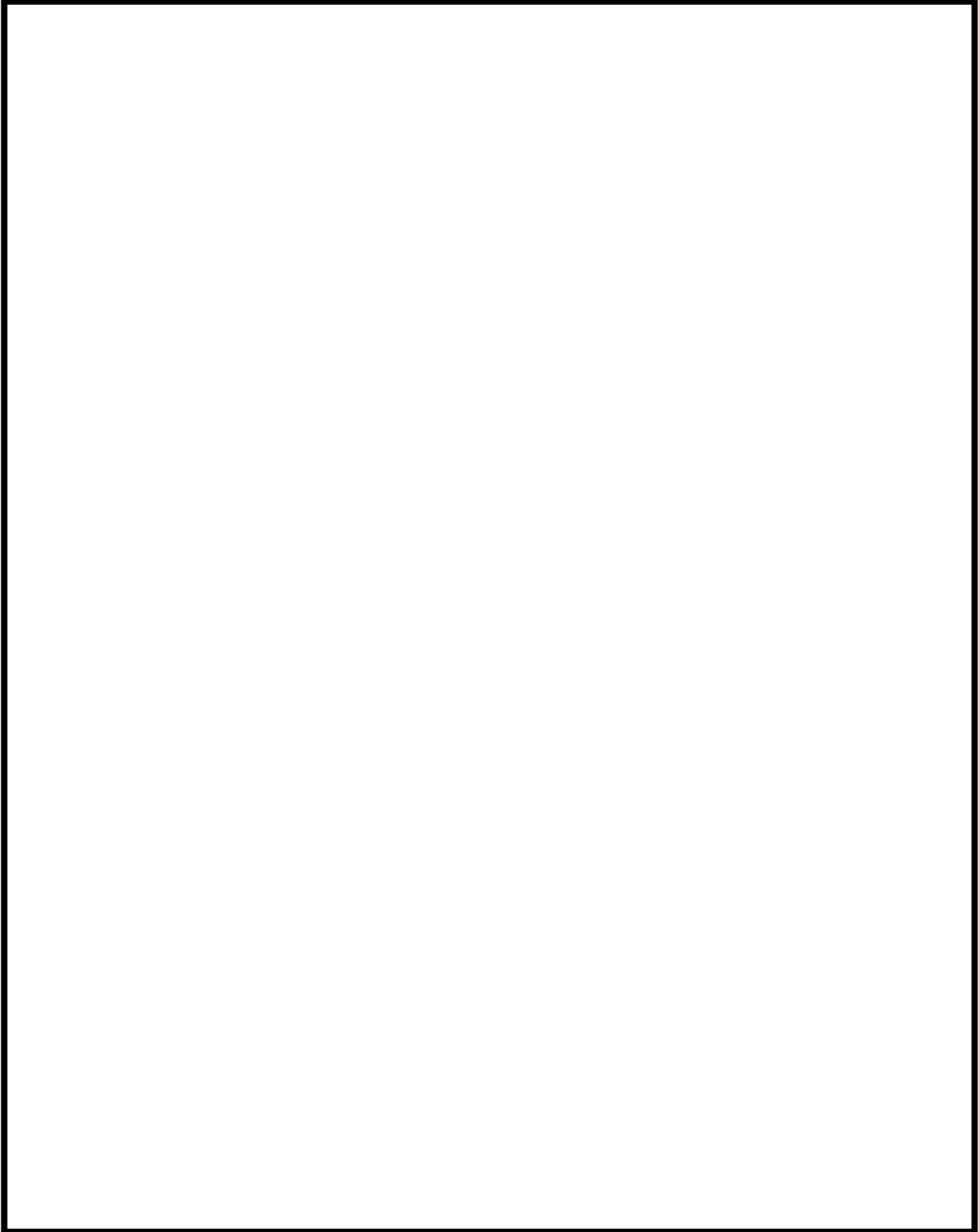


図 12 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

### 3. 格納容器内酸素濃度について

#### (1) システム構成

格納容器内酸素濃度のシステム概要を図 13 に示す。格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。

(図 14 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)

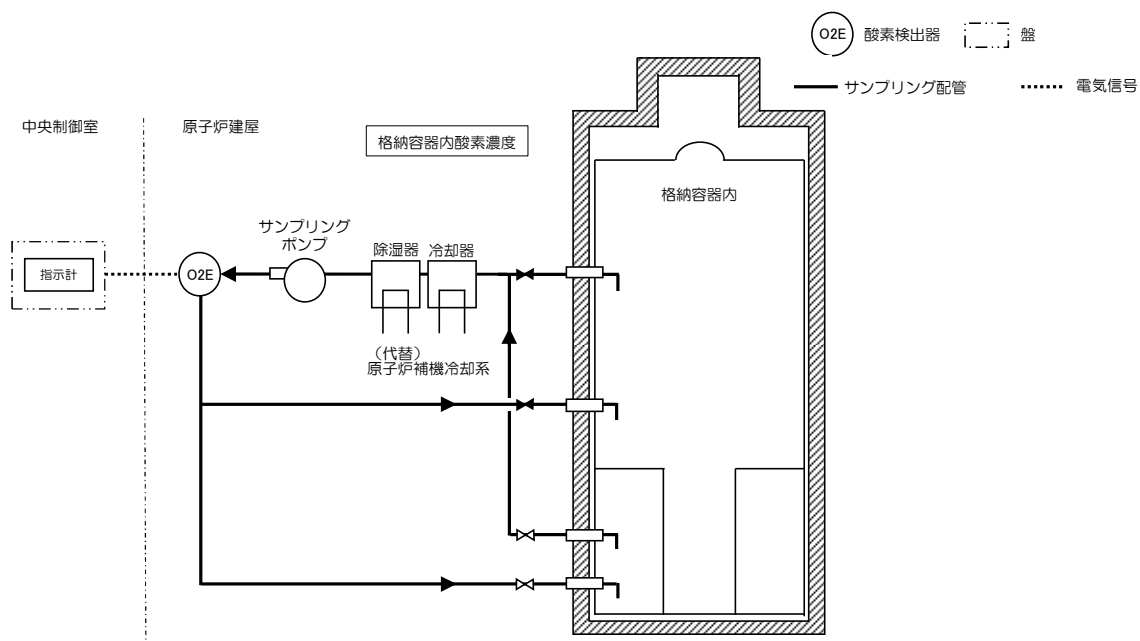
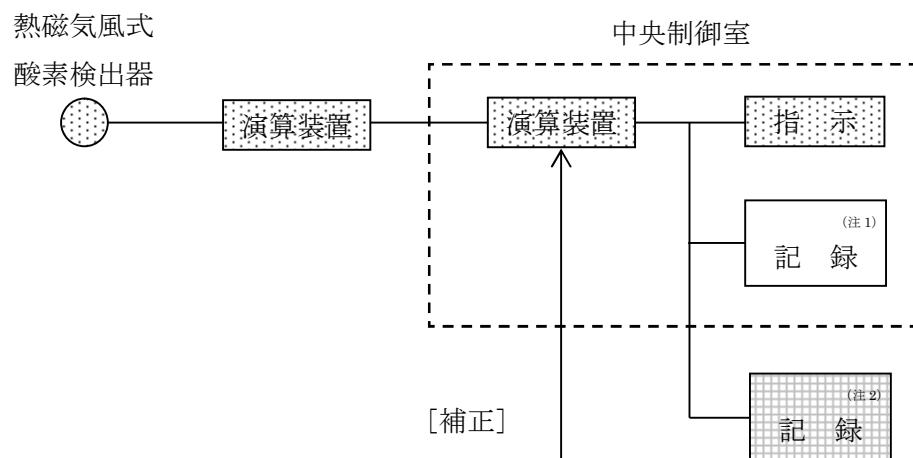


図 13 格納容器酸素濃度 システム概要



サンプルガス温度,  
ドレン水位,  
サンプルガス圧力 (6号炉のみ) 及び  
格納容器内水素濃度 (6号炉のみ)

(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

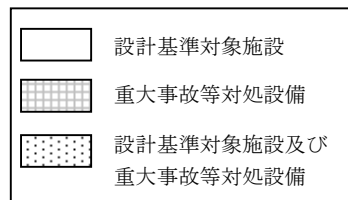


図 14 格納容器内酸素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる酸素濃度計は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 15 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

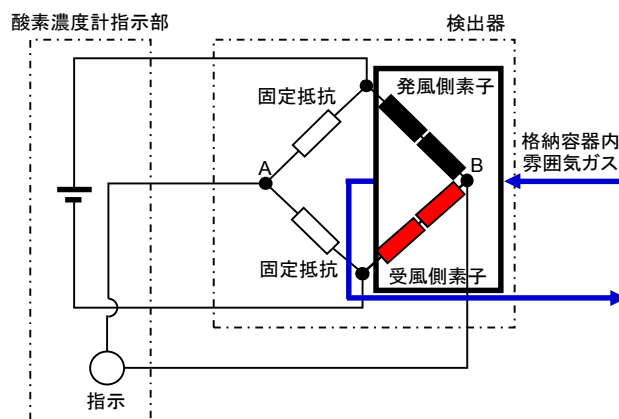


図 15 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 16 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

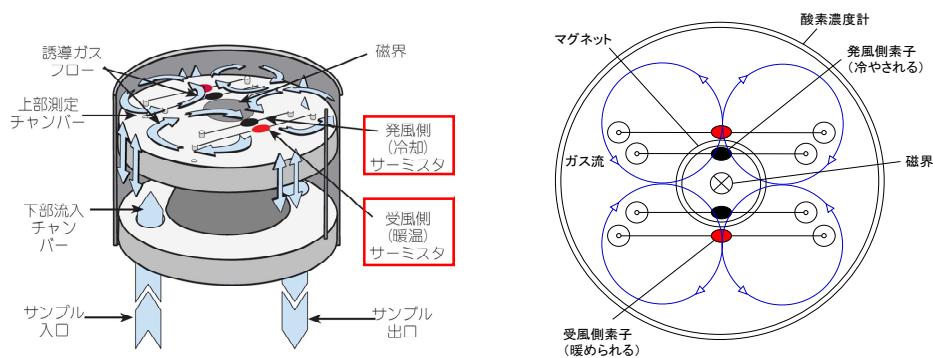


図 16 酸素含有ガスの流れ



チャンバー内に酸素を含む格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 15 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 設置場所

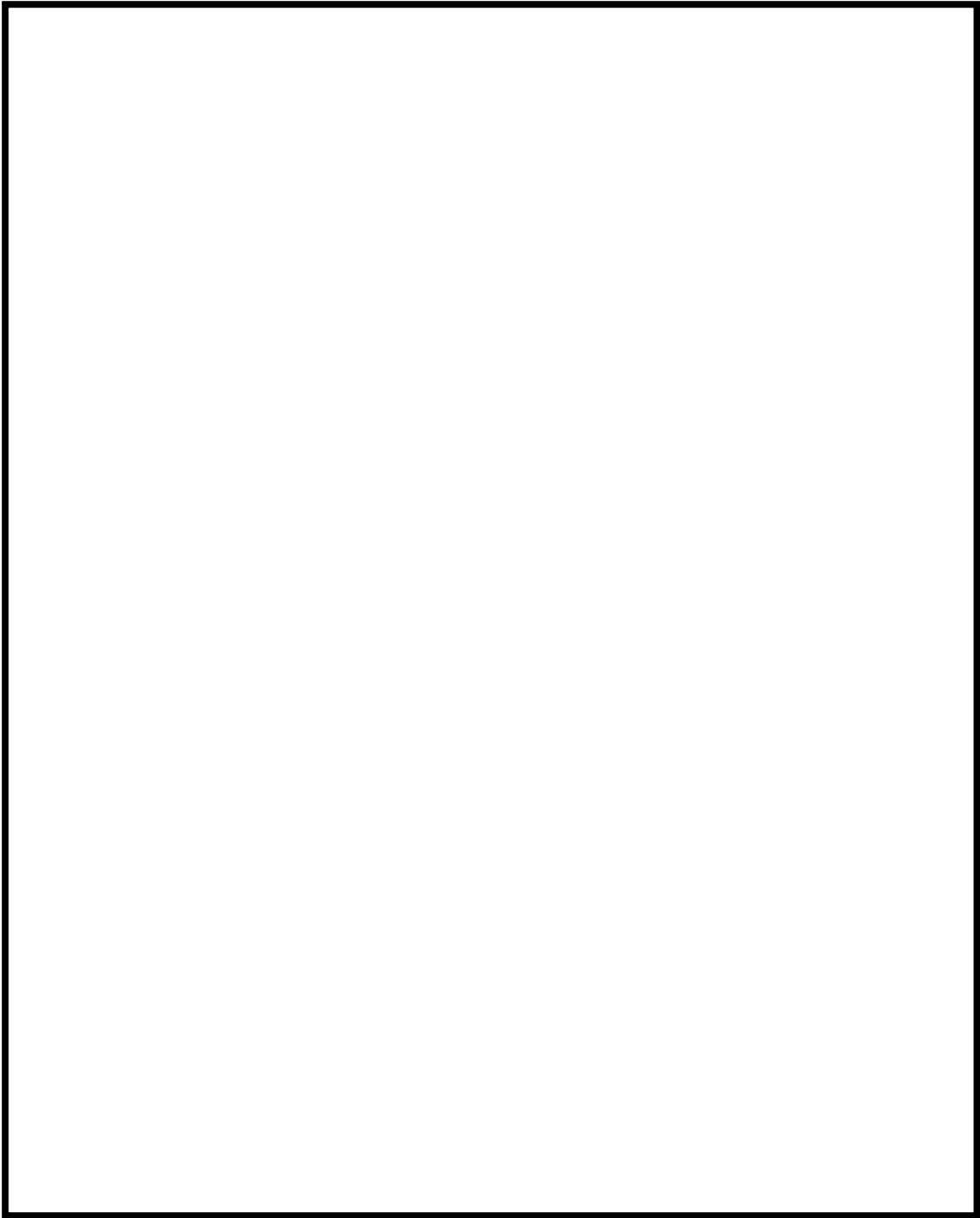


図 17 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

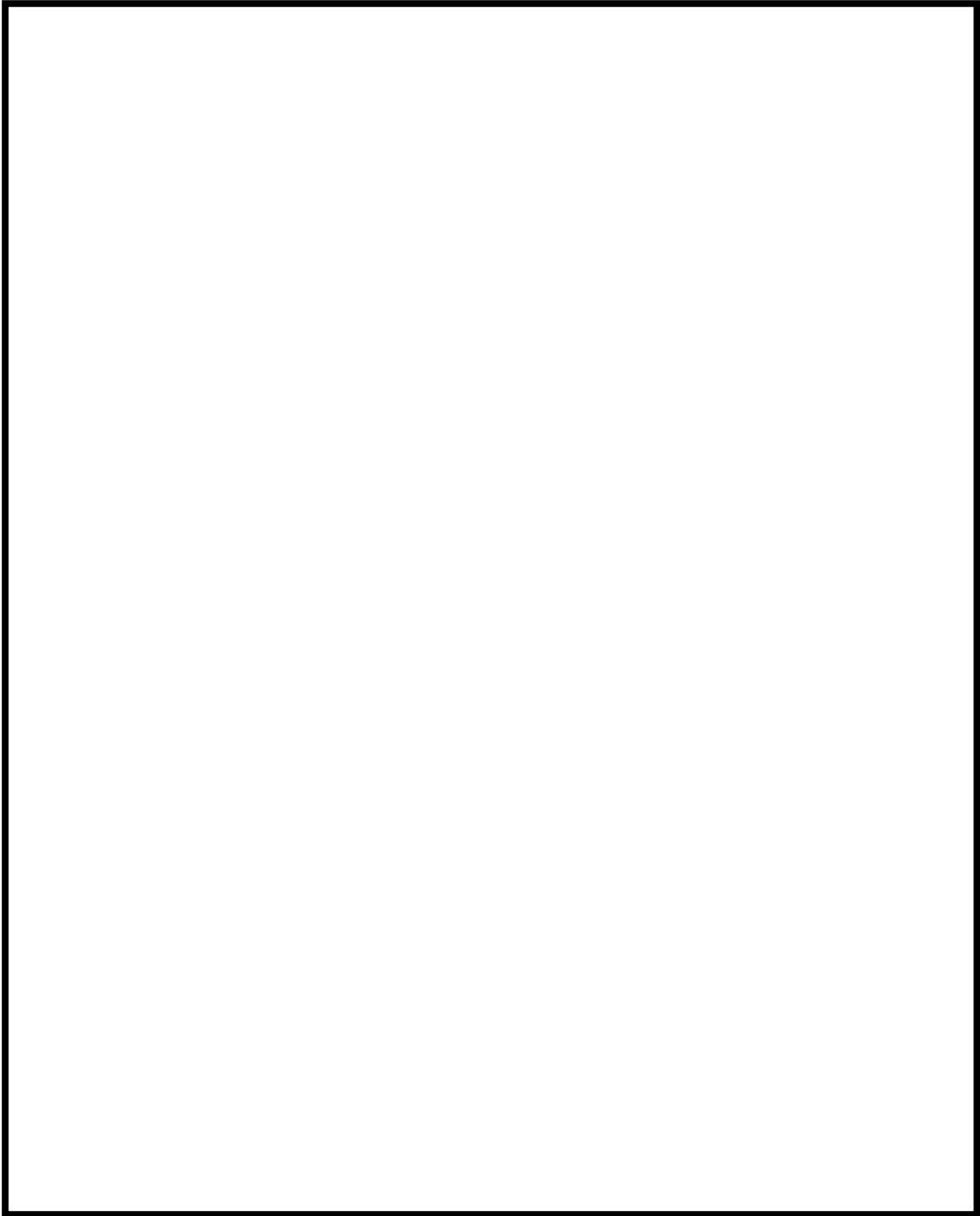


図 18 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

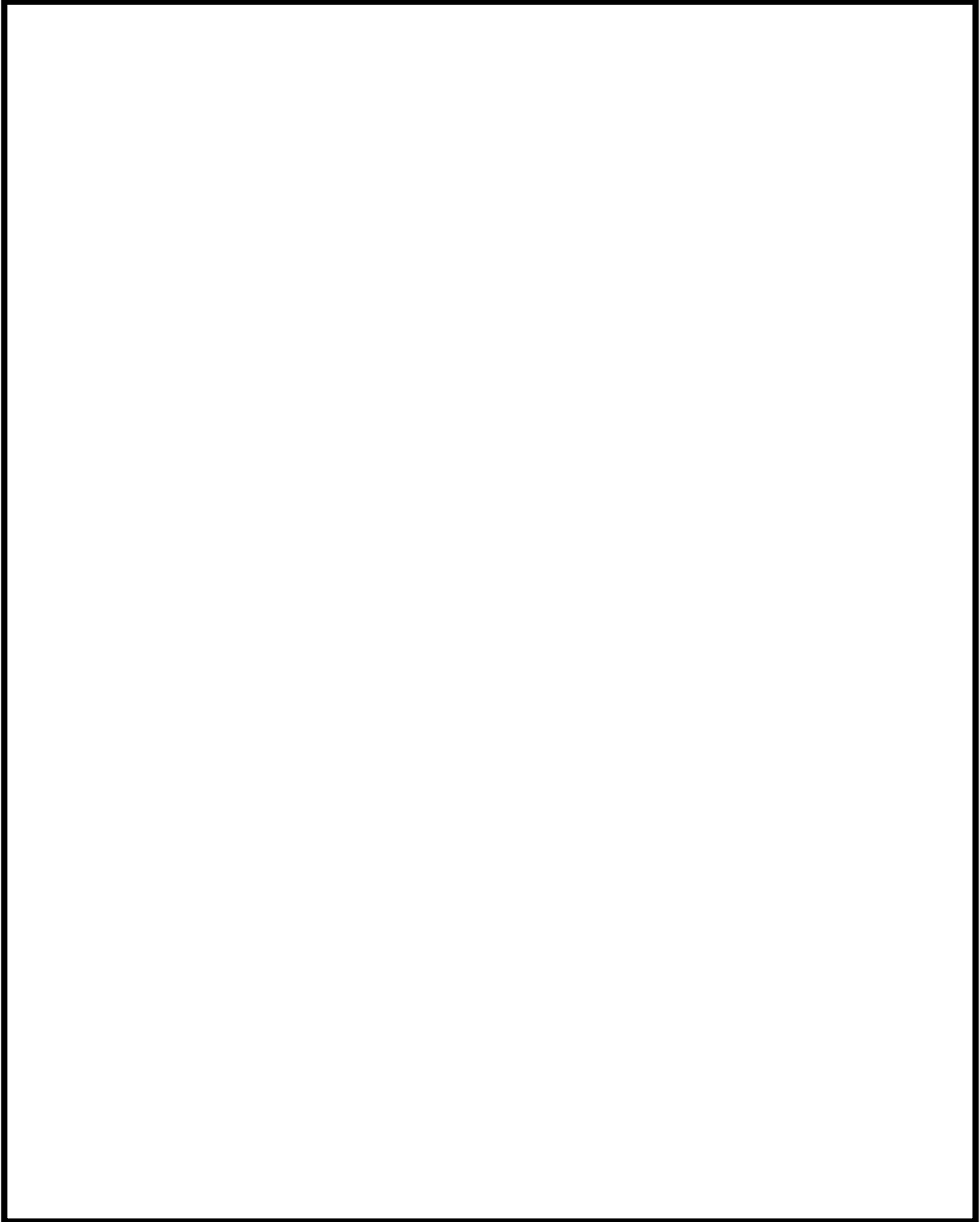


図 19 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

## 循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 190m<sup>3</sup>/h（原子炉注水：90m<sup>3</sup>/h 及び格納容器スプレイ：100m<sup>3</sup>/h 又は、格納容器下部注水：50m<sup>3</sup>/h 及び格納容器スプレイ：140m<sup>3</sup>/h）以上とする。よって、代替循環冷却系が循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上を確保可能であることを示す。評価にあたっては「①ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で MUWC ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することを確認する。次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量 190m<sup>3</sup>/h が確保可能であることを確認する。また、代替循環冷却運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「③系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

## ① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH $\geq$ 必要 NPSH)を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは、代替循環冷却系において MUWC ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。本評価では、図 1 の系統構成を想定し、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、MUWC ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては、格納容器内圧力 (S/C) が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

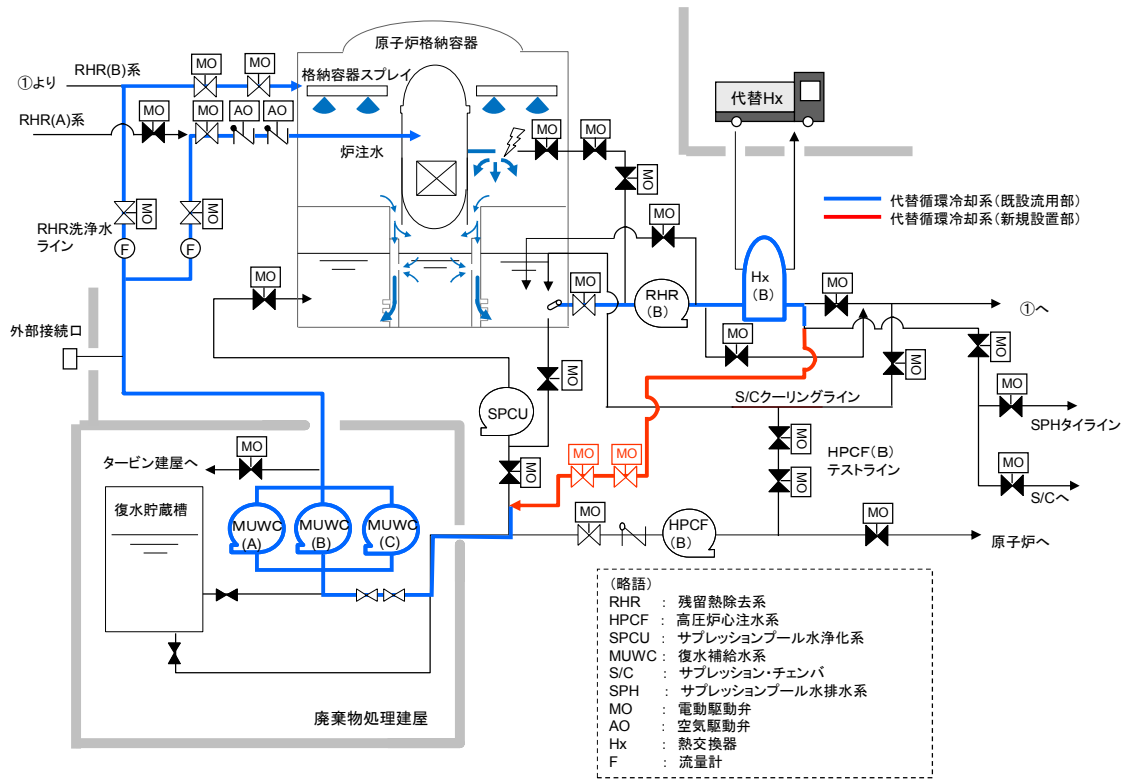


図1 代替循環冷却系 系統概要図（7号炉の例）

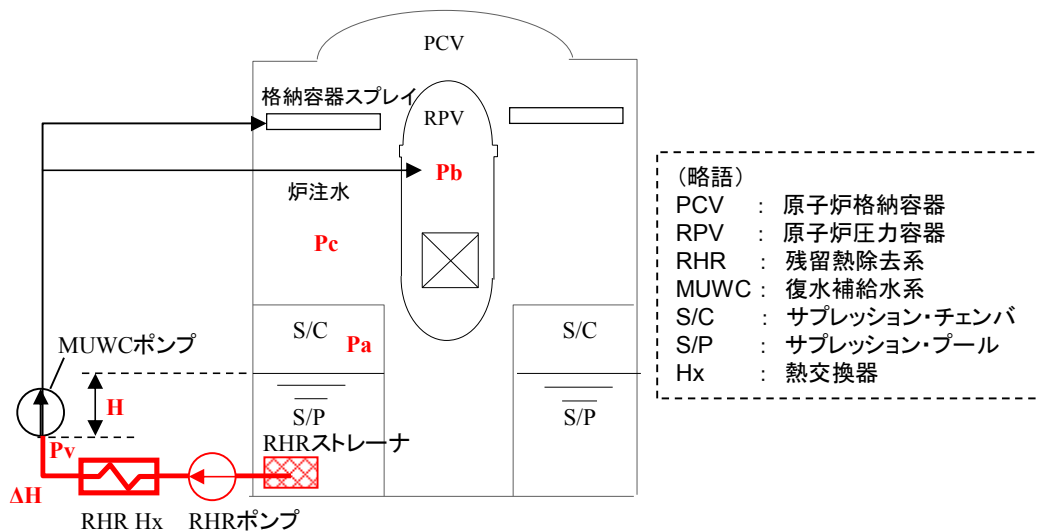


図2 NPSH 評価条件図

表 1 NPSH 評価条件

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	—	—	S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃と設定*)での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と □m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した圧損約 □m に余裕を見込み □m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と □m <sup>3</sup> /h (本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した値		
—	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m<sup>3</sup>/h) に余裕を考慮した □m<sup>3</sup>/h として保守的に評価している。

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH)  $\geq$  (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\quad} \text{MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\quad}$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

【7 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\quad} \text{MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、7 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\quad}$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力 (S/C) が 6 号炉では  $\boxed{\quad}$  MPa 以上、7 号炉では  $\boxed{\quad}$  MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

<代替循環冷却の運転成立条件を拡張する方法について>

上記の評価結果にもあるとおり、代替循環冷却系の運転を長期継続し、事故後格納容器内圧力 (S/C) が低下し、6 号炉では  $\boxed{\quad}$  MPa 以下、7 号炉では  $\boxed{\quad}$  MPa 以下程度になると MUWC ポンプの必要 NPSH が満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないように運転操作を行う。

運転操作における具体的な調整パラメータを次に示す。NPSH 評価の式から、「 $P_a \geq P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」となることから、「 $P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」の項が小さくなると、それに伴い  $P_a$  (格納容器内圧力 (S/C)) も小さくなる。つまり、 $P_v$  (復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧) が低下すること、 $\Delta H$  (圧力損失) が低下することにより、代替循環冷却系成立に必要な  $P_a$  (格納容器内圧力 (S/C)) の下限値は低下するため、より運転範囲が広がる。

したがって、次の観点から、運転パラメータ監視、運転操作を行うことで、ポンプの起動停止操作を極力繰り返すことのない、長期的な運転が可能である。



1) 復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 ( $P_v$ ) の低下

継続的な冷却によりサプレッション・チェンバ・プール水温度が低下する。これに伴い、復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値は低下することとなる。また、事故後の崩壊熱減少に伴い代替循環冷却系統流量を低下させることも可能であり、それによって復水移送ポンプ入口温度を低下させることも可能である。したがって、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

2) 圧力損失 ( $\Delta H$ ) の低下

継続的な冷却により格納容器圧力・温度が低下するため、格納容器スプレイ流量を絞ることが可能となる。流量を絞った場合、圧力損失が低下し、格納容器内圧力 (S/C) の下限値が低下することとなる。したがって、格納容器内圧力・温度を監視し、格納容器内圧力・温度の時間変化にあわせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

加えて、継続的な冷却により崩壊熱量は低下することから、格納容器内圧力・温度を監視した上で代替原子炉補機冷却系の流量を調整することにより、格納容器内圧力 (S/C) の低下を抑えることも可能であり、この操作を行うことで代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

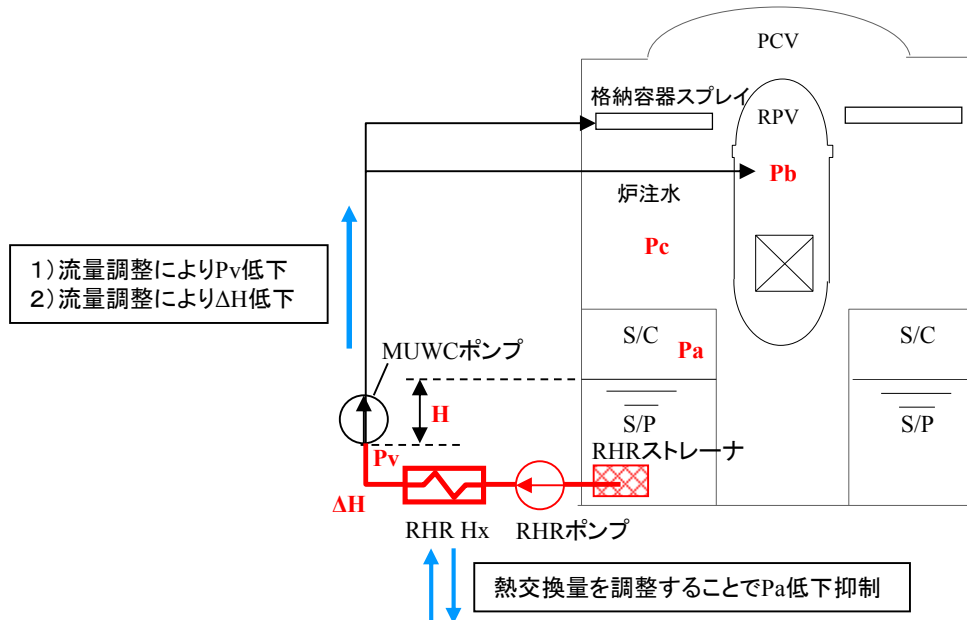


図3 運転成立条件の拡張

代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH 評価の結果（格納容器内圧力（S/C）の下限）」及び「代替循環冷却運転を 30 日間継続した場合の評価結果例」を示す。

<NSPH 評価>

事故後長期の状態を想定した場合の NPSH 評価を行い、格納容器内圧力（S/C）の下限を示す。条件を図 2、表 2 に示す。なお、代表として 6 号炉における結果を示す。

表 2 NPSH 評価条件（事故後長期を想定したケース）

項 目		6 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）		S/P 水温度 130℃ <sup>*1</sup> を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定 <sup>*2</sup> ) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位は T.M.S.L. 0 <sup>*1</sup> とし、MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損		本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損		工認記載値に、RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h の二乗比を掛けて算出した圧損
	RHR ポンプ圧損		RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m <sup>3</sup> /h と本系統循環流量 190m <sup>3</sup> /h の二乗比を掛けて算出した値	
—	MUWC ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

※1 「2.1 有効性評価シナリオの成立性」における事故後 7 日後を想定

※2 代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては、代替循環冷却系必要流量 190m<sup>3</sup>/h を用いて評価している。

表 2 の条件を元に、(有効 NPSH)  $\geq$  (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力 (S/C) の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{\phantom{000}} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉では格納容器内圧力 (S/C) が「 $\boxed{\phantom{000}}$  MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

以上より、事故後長期の条件を想定した場合において、格納容器内圧力 (S/C) が  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足する。この値からも、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられる。

<代替循環冷却運転を 30 日間継続した場合の評価結果例>

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO」シナリオにおいて、循環流量 190 m<sup>3</sup>/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図 4 に示す。

図 4 より、事故後 30 日後の格納容器内圧力 (S/C) は 0.15 MPa [gage] であるため、上記 NPSH 評価結果の  $\boxed{\phantom{000}}$  MPa 以上であり、代替循環冷却系の運転は継続可能である。

更に 図 5 に示すとおり、事故後 7 日以降にサプレッション・チェンバ・プール水位のみで必要 NPSH が確保可能な循環流量 (150 m<sup>3</sup>/h) に変更した場合においても、事象を収束させることができることから、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能である。

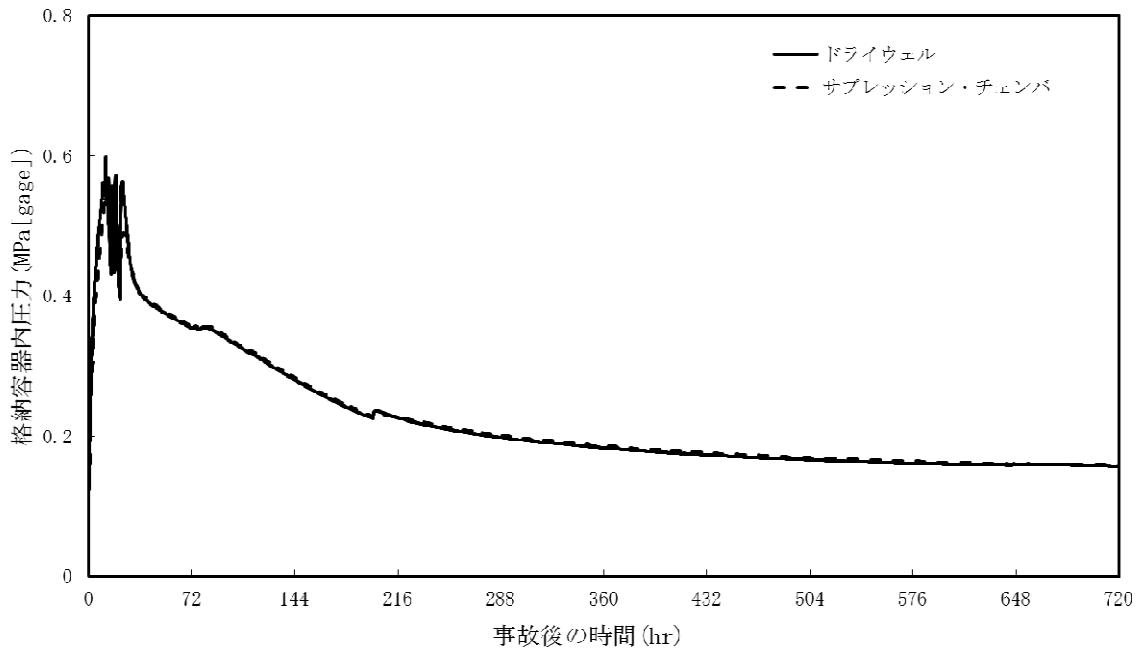


図4 格納容器圧力の推移  
(循環流量 190 m<sup>3</sup>/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

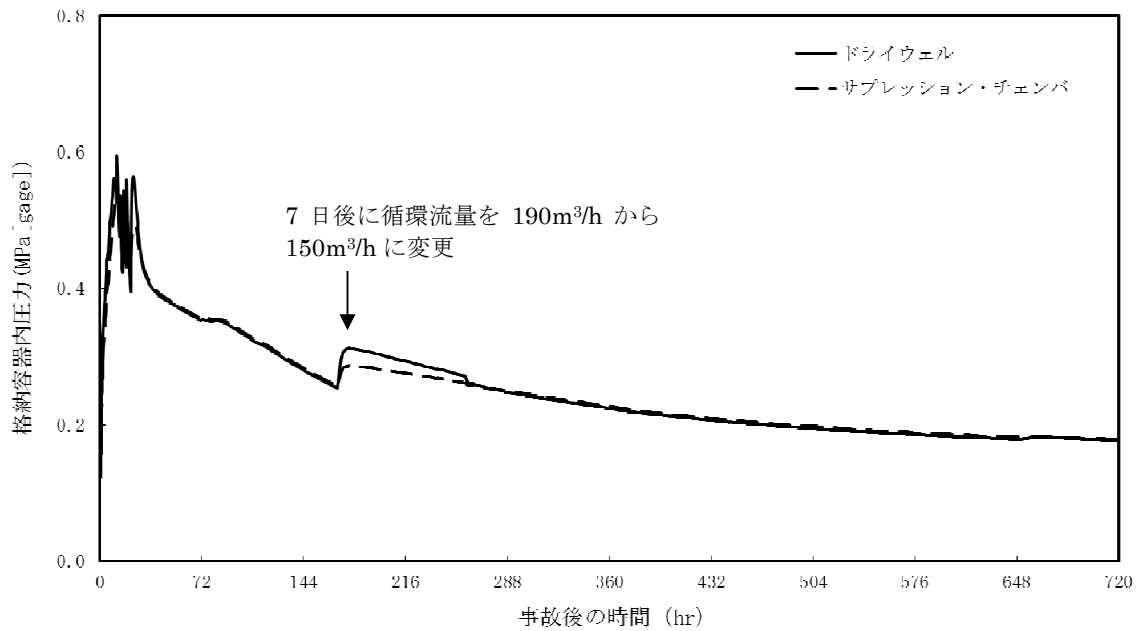


図5 格納容器圧力の推移  
(7 日後より循環流量を 150 m<sup>3</sup>/h に変更し、代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

② 循環流量評価

代替循環冷却系において循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上確保できることを確認する。

確認方法は、MUWC ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点(ポンプの動作点)が190m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。ここで想定するシナリオとして、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の想定シナリオである「大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」の状態に加え、流量評価として保守側となるよう、原子炉圧力が高い状態を想定して評価を行う。

評価条件は、図2及び表1の条件に、表3の条件を加えたものとする。

表3 循環流量評価条件(図2及び表1の追加条件)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pb	RPV 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa*とする
—	RPV 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RPV 水位は、RPV 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする
Pc	PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする

(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁, MS : 主蒸気

※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力

### 【6号炉】

6号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ、6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図6に示す。

図6より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、6号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

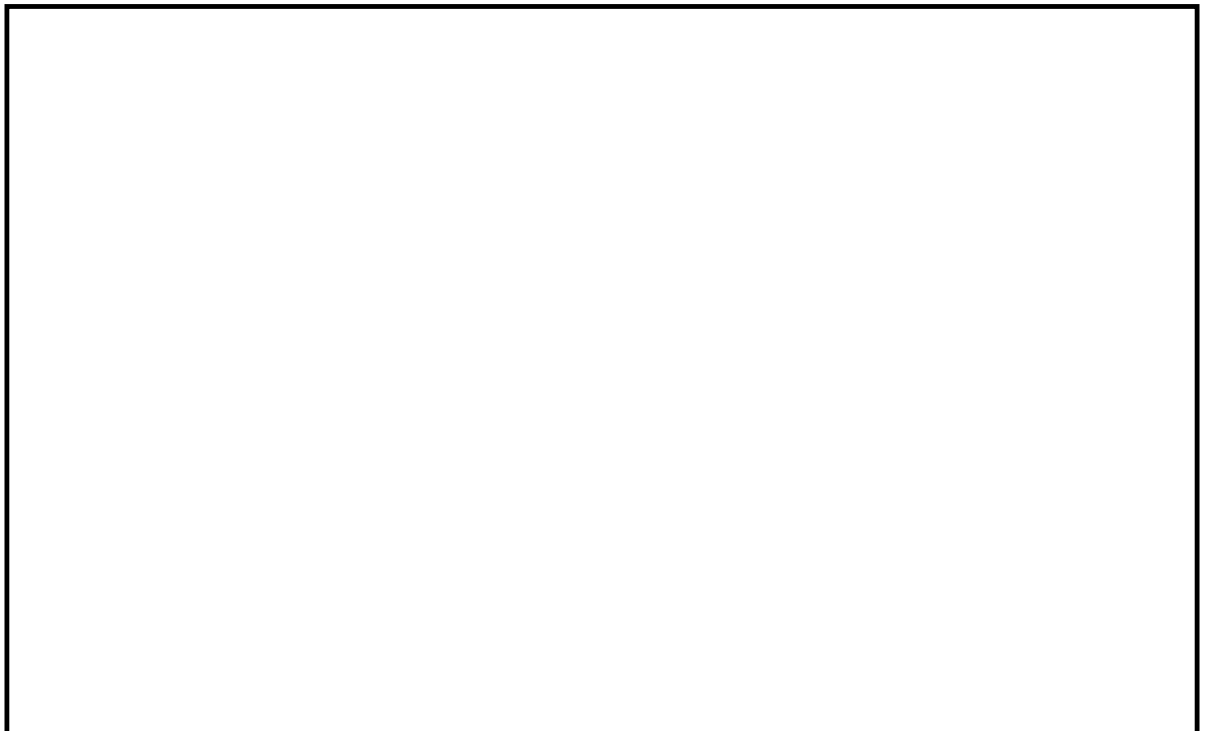


図6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図7に示す。

図7より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

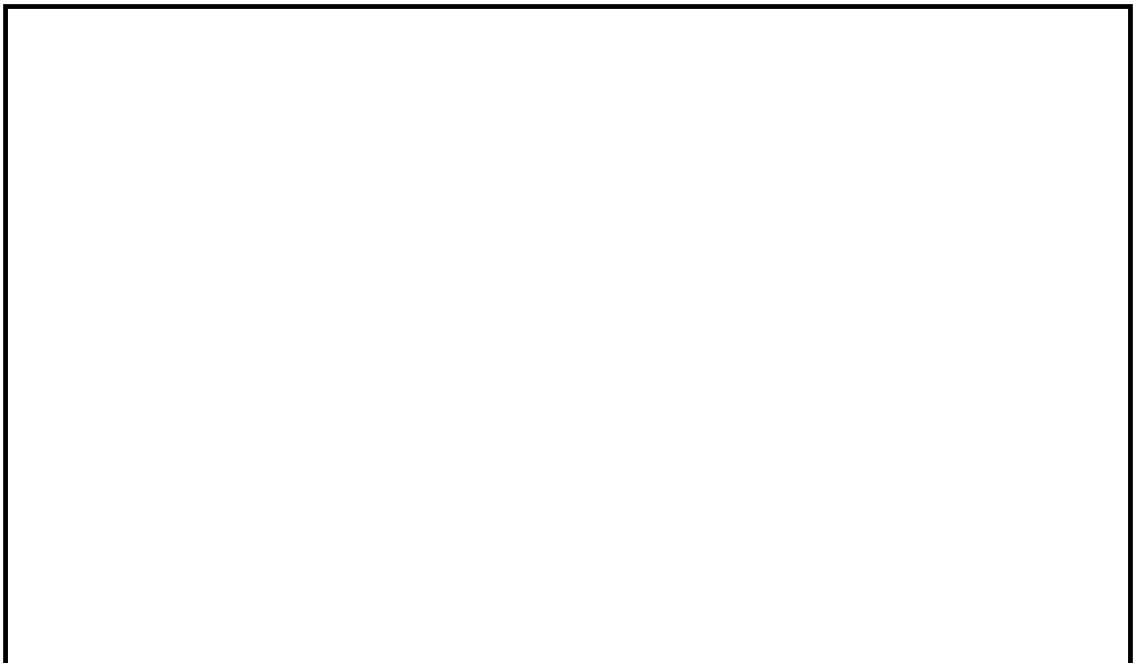


図7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）

また、原子炉に注水できず、原子炉圧力容器が破損した場合を想定した「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」シナリオ時においても、同様に、循環流量 190m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水：50m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ：140m<sup>3</sup>/h) 以上確保できることを確認する。

評価条件は、図 2 及び表 1 の条件に、表 4 の条件を加えたものとする。

表 4 循環流量評価条件 (図 2 及び表 1 の追加条件) (原子炉圧力容器破損時)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pc	D/W 圧力及び下部 D/W 圧力	S/C 圧力 + [ ] MPa [gage]	S/C 圧力 + [ ] MPa [gage]	有効性評価結果の代替循環冷却運転開始後における D/W 圧力と S/C 圧力の差圧の最大値 (有効性評価「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」参照) を S/C 圧力に加えた値とする
—	下部 D/W 水位	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [ ])	下部 D/W 水位 (T. M. S. L. [ ])	下部 D/W 底面 (T. M. S. L. [ ]) に有効性評価結果の最大水位約 [ ] m (有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」参照) を想定し、(T. M. S. L. [ ]) とする

#### 【6号炉】

6号炉の MUWC ポンプ性能曲線及び系統のシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 190m<sup>3</sup>/h 以上 (格納容器下部注水 50m<sup>3</sup>/h 以上かつ格納容器スプレイ 140m<sup>3</sup>/h 以上) を達成できることを確認する。図 8 に 6号炉における MUWC ポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図 8 より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 [ ] m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水流量約 [ ] m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量約 [ ] m<sup>3</sup>/h) となり、190 m<sup>3</sup>/h (格納容器下部注水流量 50 m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量 140 m<sup>3</sup>/h) 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 190 m<sup>3</sup>/h が確保可能であることを確認した。

よって、6号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水 50 m<sup>3</sup>/h 以上、格納容器スプレイ 140 m<sup>3</sup>/h 以上を同時に達成することが可能である。



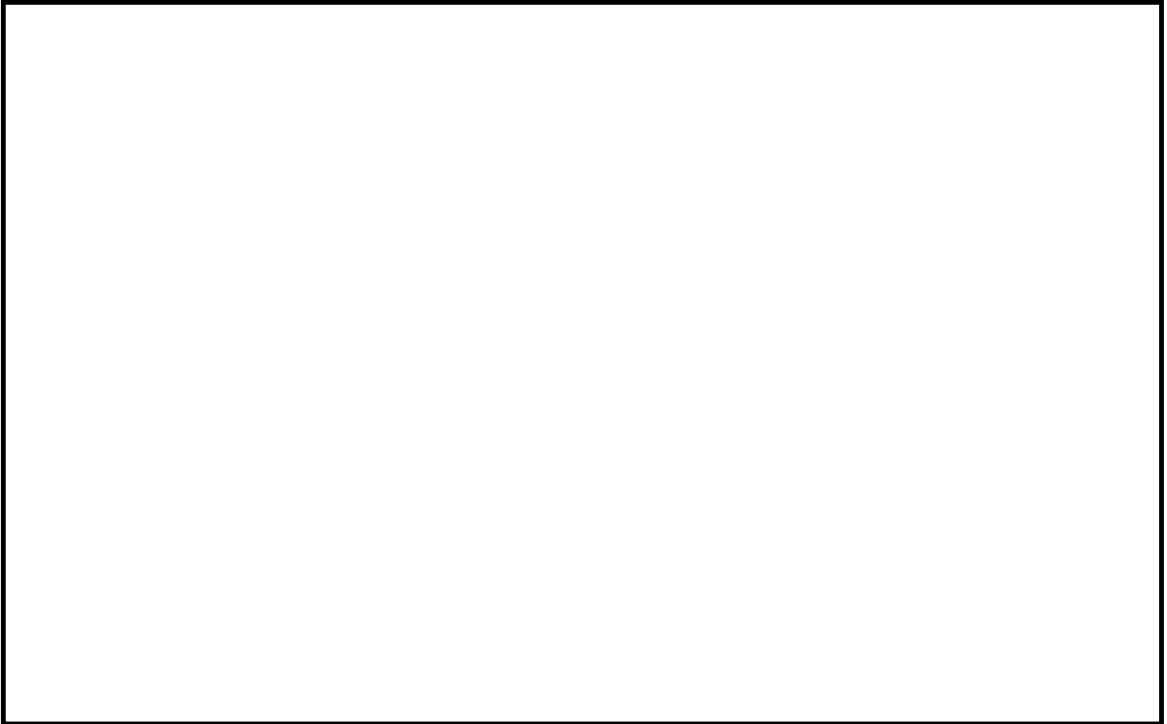


図8 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）（原子炉圧力容器破損時）

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量190m<sup>3</sup>/h以上（格納容器下部注水50m<sup>3</sup>/h以上かつ格納容器スプレイ140m<sup>3</sup>/h以上）を達成できることを確認する。図9に7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を示す。

図9より、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約□□ m<sup>3</sup>/h（格納容器下部注水流量約□□ m<sup>3</sup>/h，格納容器スプレイ流量約□□ m<sup>3</sup>/h）となり，190 m<sup>3</sup>/h（格納容器下部注水流量50 m<sup>3</sup>/h，格納容器スプレイ流量140 m<sup>3</sup>/h）以上を示していることから，7号炉において，必要循環流量190 m<sup>3</sup>/hが確保可能であることを確認した。

よって，7号炉の代替循環冷却系は格納容器下部注水50 m<sup>3</sup>/h以上，格納容器スプレイ140 m<sup>3</sup>/h以上を同時に達成することが可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

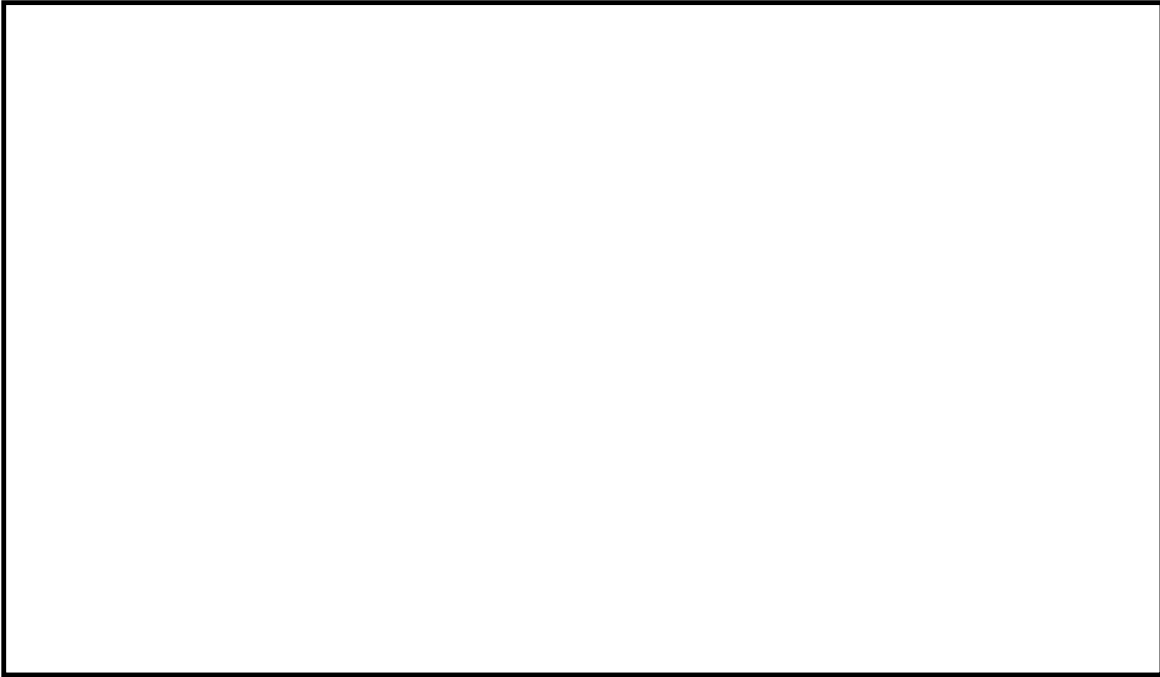


図9 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）（原子炉圧力容器破損時）

### ③系統の閉塞防止対策

#### (a) 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレインズル部が考えられる。格納容器スプレインズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（表 4 参照）。

表 5 残留熱除去系ストレーナについて

プラント	PCV スプレイ最小流路サイズ	残留熱除去系ストレーナ孔径
6 号炉		
7 号炉		

よって、代替循環冷却系の閉塞防止に関する説明は、残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策についてまとめている。

#### (b) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果\*<sup>1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA 時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本系統の成立性評価として「①ポンプの NPSH 評価」で NPSH 評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、更に代替循環冷却系で想定している定格流量に余裕を見込んだ流量を用いて評価した結果、ポンプ定格流量時の必要 NPSH を満足しており、本系統の成立性に問題がないことを確認している（表 1 参照）。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。

苛酷事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサプレッション・チェンバ・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバフローや、ベント管を通じてサプレッション・チェンバ・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

更に仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

#### ※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。

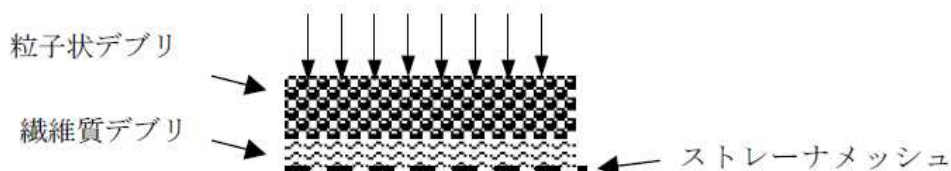


図10 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。ゆえに、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を

仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 6 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

<b>Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</b>		
<b>Size Range μm</b>	<b>Average Size μm</b>	<b>% by weight</b>
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 代替循環冷却系の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機 (H21.3) ,PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7 号炉の例, 250m<sup>3</sup>/h の時) 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※ 3 : ABWR は RPV 破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTAL であり、代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバ・プールへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTAL へ落下し、下部ペDESTAL 床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・チェンバ・プールへ流入することとなる（図 11 参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTAL から巻き上げられ、更にベント管からストレーナまで到達するとは考え

にくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

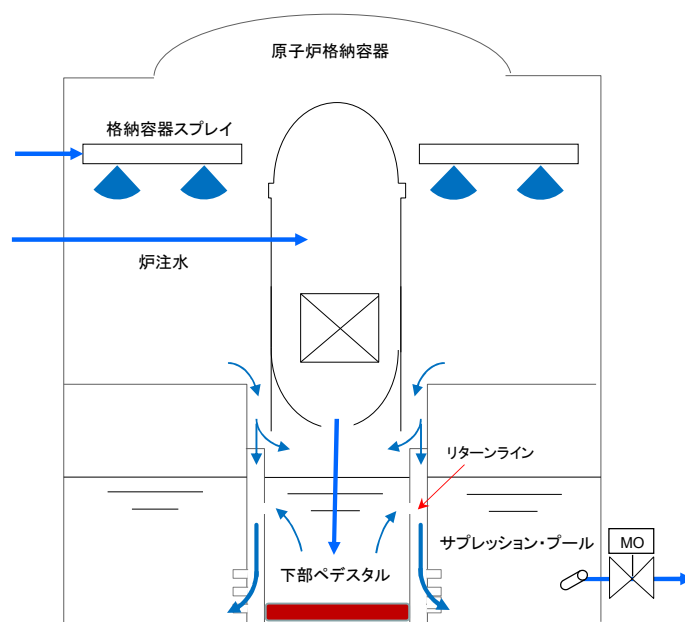


図 11 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

※ 4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 12 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 13 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、すみやかに冷却を再開することが可能である。

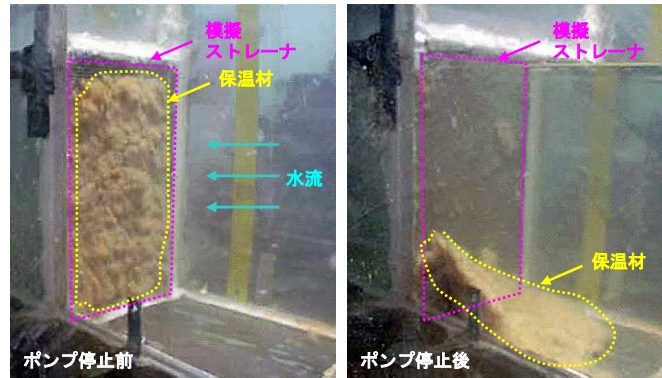


図 12 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号炉 残留熱除去系ストレーナ図

7号炉 残留熱除去系ストレーナ図

図 13 ABWRにおいて設置されているストレーナ

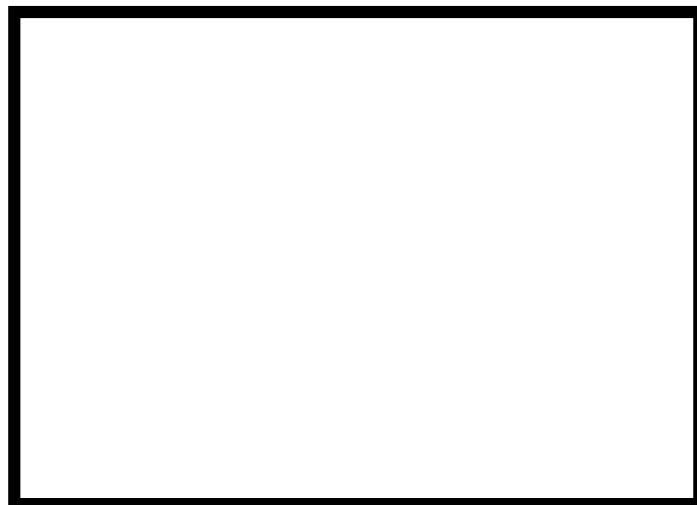


図 14 6号炉残留熱除去系 (B) ストレーナ (据付状態)

(c) 閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図 15 に示しているが、MUWC 外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、代替循環冷却運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は MUWC ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

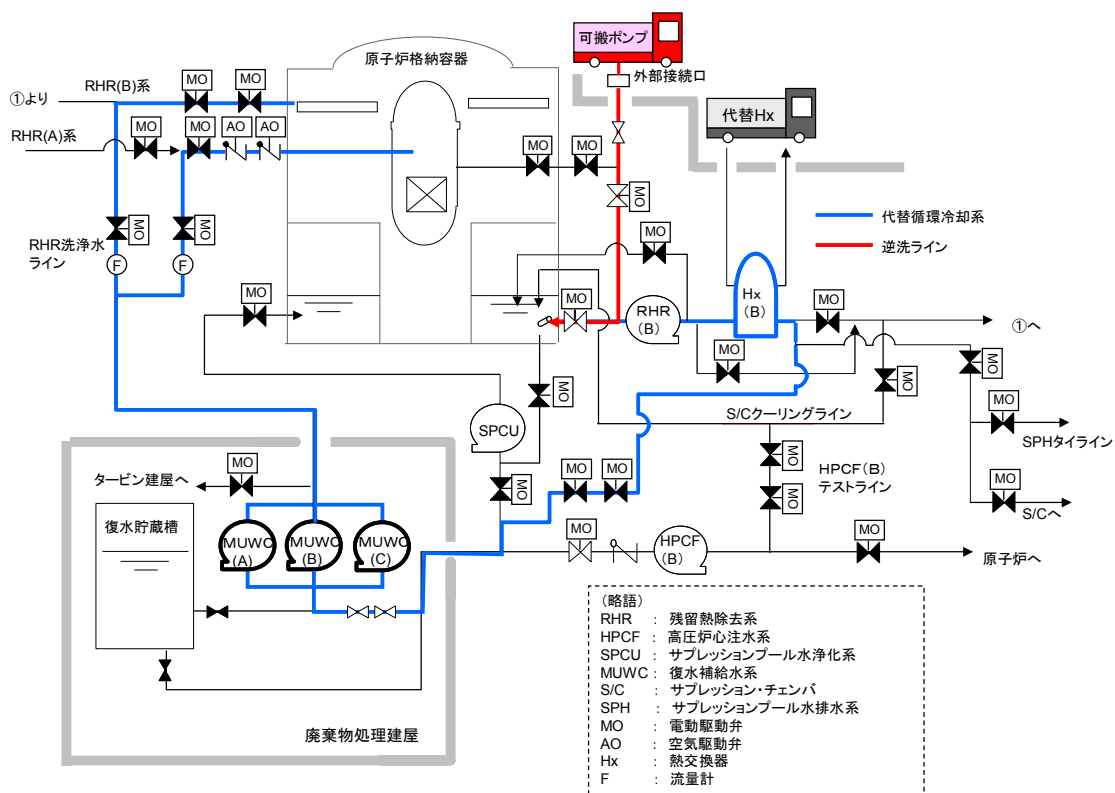


図 15 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について



長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）での  
適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の事故シーケンスである、格納容器過圧・過温破損（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO）シナリオが対象となる。

「別紙-2 循環流量の確保」で示したとおり、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられるが、この場合、格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。

よって、格納容器の耐震評価に際しては、

- ① 事故後の運転状態 V(L)<sup>※1</sup>のうち初期（例：3 日後）における適切な地震力との組合せ評価
- ② 事故後の運転状態 V(L)のうち長期（例：60 日後）における適切な地震力との組合せ評価

を行うこととなる。

※1 運転状態 V(L)：重大事故等の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

## 系統のバウンダリに対する影響評価について

## 1. はじめに

復水補給水系を用いた代替循環冷却運転を行う場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

## 2. シール材の影響評価

## (1) 評価対象

復水補給水系を用いて代替循環冷却運転を行う場合に、サプレッション・チェンバ・プールからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

## (2) 放射線による影響

復水補給水系による代替循環冷却系では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

また、ポンプメカシールには、ニトリルゴムが使用されており、耐放射線に関する性能が確認されていることから、シール性能は維持されるものとする。

一方、ポンプケーシングシールには、ニトリルゴム以外にフッ素ゴムが用いられているものがあり、フッ素ゴムについては放射線による影響を受けて劣化することが考えられる。このため、フッ素ゴムを使用している復水移送ポンプのケーシングシールについては、今後、耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム (EPDM) のシール材への取替を行うことにより、耐放射線性を確保する。

## (3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム、及び、ハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境に

において劣化の影響はなく、また、ニトリルゴムや EPDM についても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるニトリルゴムや EPDM では影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している EPDM については、当社での社内試験により影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるヨウ素濃度（約  $450\text{mg/m}^3$ ）よりも高濃度のヨウ素環境下（約  $10000\text{mg/m}^3$ ）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、ヨウ素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

### 3. まとめ

以上より、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。一方、ポンプケーシングシールに用いられているフッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があり、ポンプメカニカルシールやケーシングシールに用いられているニトリルゴムは、核分裂生成物による化学的な影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

以上

## 代替循環冷却運転開始時期が評価より早まる場合について

代替循環冷却運転の評価では、代替原子炉補機冷却系運転のため緊急時対策要員の参集に10時間、準備作業時間に10時間を想定しており、代替原子炉補機冷却系運転開始時間を20時間後と想定している。ただし、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合は、この時間より早くなる可能性がある。

その場合の運転員の対応について以下に示す。必要な要員と作業項目を図1に示す。

- 中央制御室運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ操作を実施している。この操作を実施している運転員とは別の運転員が代替循環冷却運転を準備することが可能であり、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

- 現場操作運転員の場合

常設代替交流電源設備からの交流電源回復後、格納容器薬品注入等の現場操作を実施している。これらの操作は事故発生約4時間後まで継続する。その後、原子炉補機冷却系運転準備を開始する。この準備操作は「2名」の現場操作運転員により「約5時間」で実施することを想定している。また、別の「2名」の現場操作運転員が代替循環冷却運転準備を実施する。事故発生約10時間後には終了するため、緊急時対策要員の作業が早まることからの影響はない。

事故発生約1時間後から、緊急時対策要員による準備作業を開始することを想定した場合、現場操作運転員の作業は「約10時間後」に終了し、緊急時対策要員による準備作業は「約11時間後」に終了することになる。

ただし、緊急時対策要員による準備作業は、継続した訓練により大幅に短縮しており、至近では「約6.5時間」という訓練結果が出ている。現場操作運転員による準備作業も代替循環冷却運転準備の「2名」を追加して「4名」対応することで、作業時間を短縮させることができる。更に、緊急時対策要員の確保が容易にできる場合においては、運転員の応援も期待することができるため、作業時間の短縮が期待できる。

以上により、評価で考慮している代替原子炉補機冷却系「20時間後」の運転開始時間から早まる場合があっても対応は可能である。

以上

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																											備考
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）																														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																													
常設代替交流電源設備による交流電源回復	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34											
常設代替交流電源設備による交流電源回復 格納容器薬品注入操作 中央制御室圧力調整 中央制御室待避室の準備操作 低圧代替注水系（常設）準備操作	-	-	4人 C, D E, F	4人 c, d e, f	-	-		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34											
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人	5人	・消防車による原子炉への注水準備 （消防車移動、ホース敷設（防火水槽から消防車、消防車から接続口）、ホース接続）	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
代替循環冷却運転（系統構成1）準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ （代替注水系に影響の無い箇所）	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
代替循環冷却運転（系統構成2）準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・中央制御室ラインアップ	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
代替循環冷却運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ （復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニフロー弁）	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器的状態監視	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															
格納容器頂部注水（解析上考慮せず）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプによる格納容器頂部注水	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34															

図1 代替循環冷却運転開始が評価より早まる場合の要員と作業項目

## 系統が高線量となった場合の影響について

代替循環冷却系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・代替循環冷却系において使用する機器のうち、放射線劣化影響が懸念される機器（シール材、電動機、計器、ケーブル）への影響

上記の影響について、確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性、機器への影響

確認項目		放射線影響	
操作性・アクセス性	代替循環冷却系の系統構成、起動操作、運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、廃棄物処理建屋等での手動弁の操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの操作が必要であるが、弁操作は運転開始前の実施であり、熱交換器ユニット操作は屋外作業であり、格納容器ベント操作前であるため、アクセス及び操作への放射線による影響はない。(24～26頁参照)
		復水移送ポンプの起動	運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は、中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		流量調整	代替循環冷却運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)
		その他操作	その他の作業として、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業があるが、これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため、放射線による大きな影響はない。(24～26頁参照)

(次頁へ続く)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作	<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は、代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。(26 頁参照)</p>
	格納容器ベント	<p>格納容器ベントの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は二次格納施設外であっても、代替循環冷却運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて遮蔽体設置等の放射線防護対策を施す。(26～29 頁参照)</p>
	代替循環冷却運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）	<p>代替循環冷却運転時の放射線影響を受ける可能性が最も低い残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下 3 階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下 2 階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要があるが、7号炉の上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて移動式遮蔽体等の放射線防護対策を施す。</p> <p>なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備した上でアクセスすることとしている。(30～32 頁参照)</p>
機器	シール材（配管、弁、ポンプ、熱交換器）	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して代替循環冷却系の系統機能確保可能な設計とする。(46 頁参照)
	電動機（弁、ポンプ）	
	ケーブル	
	計器	

## 代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、代替循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図1、図2、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

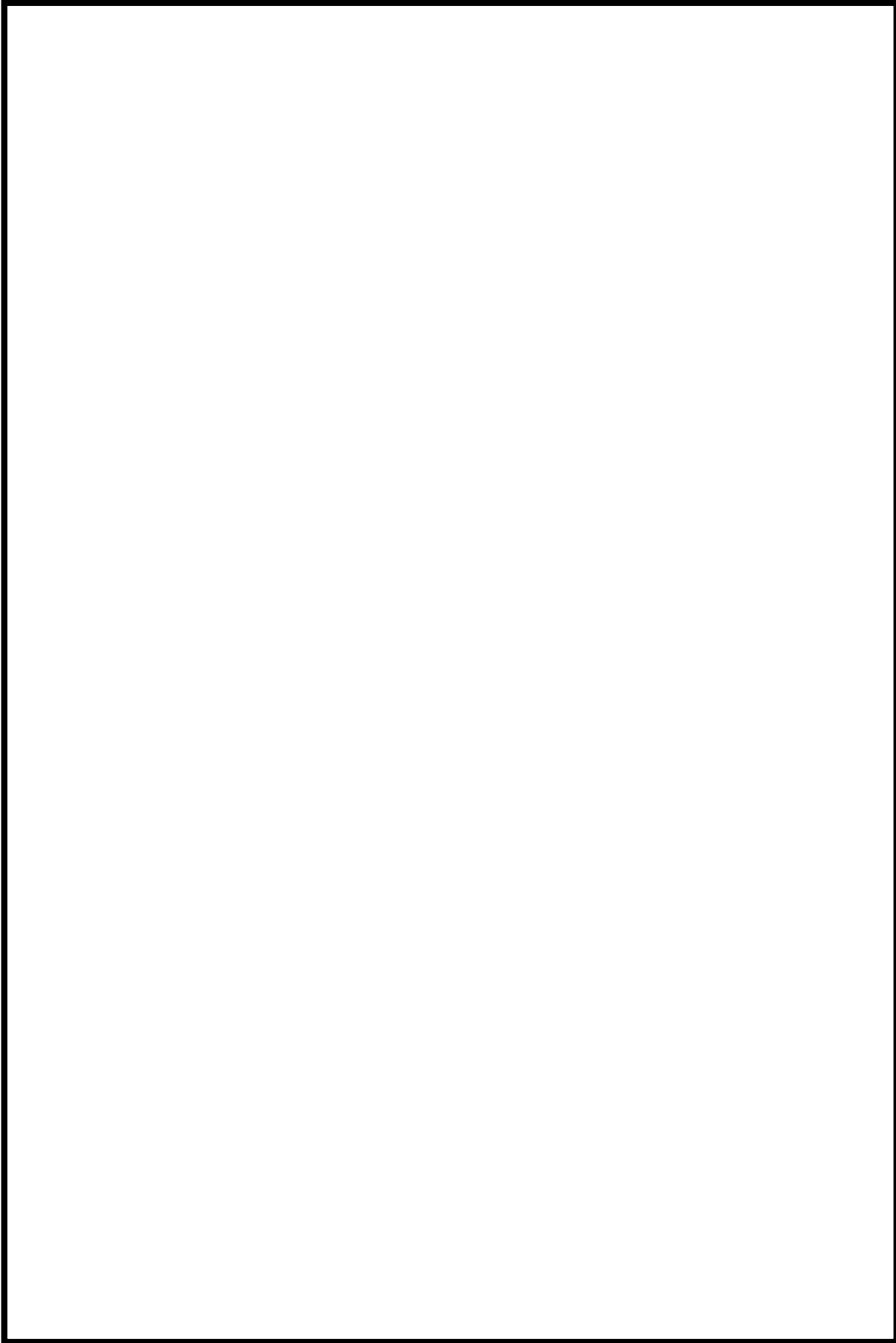


図 1 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

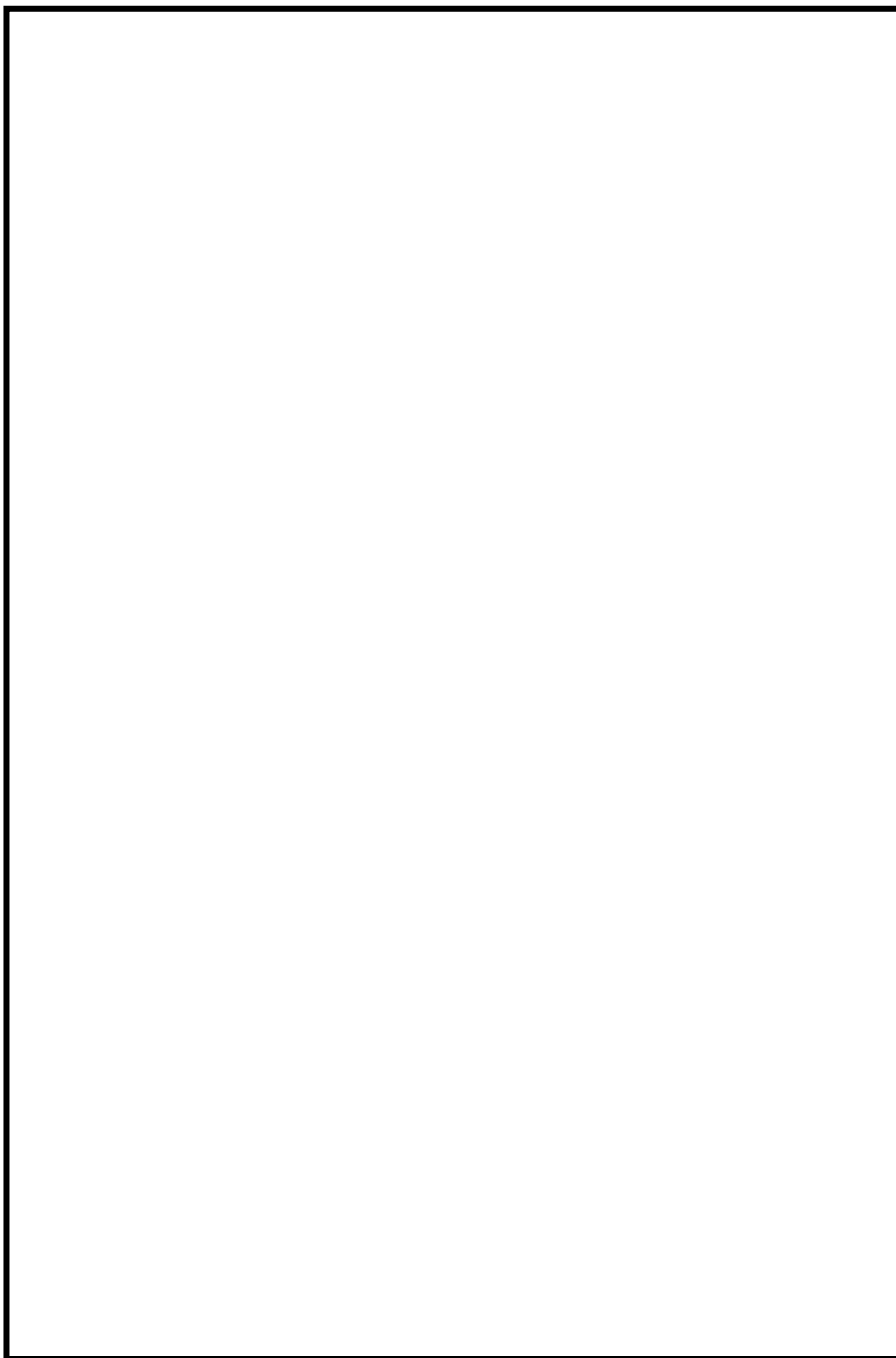


図 2 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウェル高電導度廃液系サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC 封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系 (B) 系統洗浄用等復水元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系 (A) (C) 系統洗浄用復水元弁	HPCF (C) 封水ライン SA 時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク (B) 積算流量計入口弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サブプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SPCU を用いた SFP 注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高压炉心注水系 (B) 系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF (B) 封水ライン
25	E22-M0-F001B	高压炉心注水系系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
26	E22-F030	高压代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC 吸込みライン (水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
28	E22-M0-F001C	高压炉心注水系系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.※	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	閉止不可理由
03	P13-F077	復水補給水系-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系 R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系 P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF (B) 封水ライン
22	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水 ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込 弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	復水補給水系 R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。