

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改9
提出年月日	平成29年6月1日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対処設備について

平成29年6月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 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，悪影響防止等について
    - 2.3.2 容量等
    - 2.3.3 環境条件等
    - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 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熔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

別添資料-1 耐津波設計

別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器  
圧力逃がし装置）について

別添資料-3 代替循環冷却の成立性について

別添資料-4 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

## 別添資料－ 2

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備  
(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 基本性能	1
1.3 系統概要	2
2. 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	7
2.3 格納容器フィルタベント系	8
2.3.1 系統構成	8
2.3.2 フィルタ装置	12
2.3.3 配置	23
2.4 付帯設備	33
2.4.1 計装設備	33
2.4.2 電源設備	41
2.4.3 給水設備	42
2.4.4 窒素供給設備	43
2.4.5 排水設備	45
3. フィルタ性能	47
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	47
3.1.1 エアロゾルの除去原理	47
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	54
3.2 運転範囲	58

3.3	性能検証試験結果	59
3.3.1	性能検証試験の概要	59
3.3.2	エアロゾルの除去性能試験結果	65
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	72
3.3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	77
4.	運用方法	82
4.1	有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	82
4.1.1	炉心が損傷していない場合	82
4.1.2	炉心が損傷している場合	87
4.1.3	格納容器フィルタベント系操作手順について	93
4.2	現場における操作について	119
4.2.1	隔離弁の現場操作	119
4.2.2	スクラビング水の補給	123
4.2.3	窒素の供給	125
4.2.4	排水操作	127
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	130
4.4	設備の維持管理	132
5.	新規制基準への適合性	139
5.1	第38条（重大事故等対処施設の地盤）	139
5.2	第39条（地震による損傷の防止）	140
5.3	第40条（津波による損傷の防止）	142
5.4	第41条（火災による損傷の防止）	143
5.5	第43条（重大事故等対処設備）	145
5.6	第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）	161
5.7	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）	163

5.8 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）  
..... 166

## 別 紙

- 別紙 1 水素の滞留に対する設計上の考慮について
- 別紙 2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 4 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 6 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 7 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 8 電源構成の考え方について
- 別紙 9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 11 よう素除去部におけるよう素の再揮発・吸着剤の容量の減少について
- 別紙 12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について
- 別紙 14 スウェリングの影響について
- 別紙 15 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 17 フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価
- 別紙 18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価
- 別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について



- 別紙 20 ベント停止の判断について
- 別紙 21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
- 別紙 22 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・プールへの冷却水の流入について
- 別紙 23 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 24 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 25 格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について
- 別紙 26 ベント準備操作開始タイミングについて
- 別紙 27 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 30 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
- 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
- 別紙 32 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について
- 別紙 33 主ライン・弁の構成について
- 別紙 34 格納容器負圧防止対策について
- 別紙 35 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 36 エアロゾルの保守性について
- 別紙 37 希ガスの減衰効果に期待してドライウェルベントを実施した場合の影響評価について
- 別紙 38 コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置（以下「格納容器フィルタベント系」という。）を設置する。本系統はフィルタ装置を通して放射性物質を低減したうえで、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、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、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることでできる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性元素の除去効率として、無機元素は 99%以上、有機元素は 98%以上の性能を有する。

### 1.3 系統概要

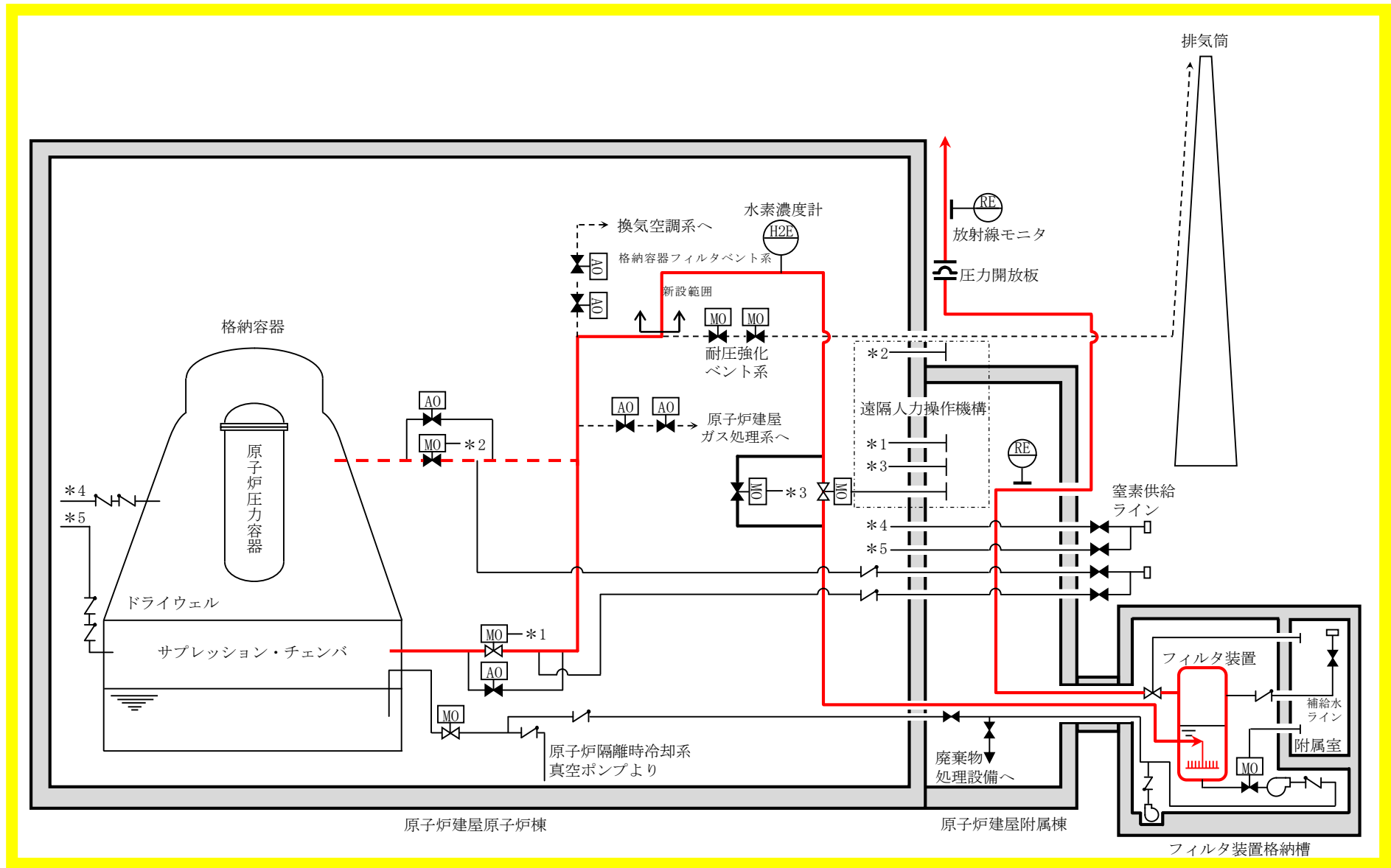
第 1.3-1 図に系統概要を示す。

本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作により、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル及びサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（標高約 65m）で放出する。

排気ラインには圧力開放板を設け、水素爆発防止のため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際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。



第 1.3-1 図 格納容器フィルタベント系 系統概要図

## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器フィルタベント系は，想定される重大事故等が発生した場合において，格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう，以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器過圧破損防止

##### a. 排気容量

格納容器の過圧破損を防止できるよう，想定するベント開始圧力に対して，必要な排気容量を確保するため，系統の圧力損失を考慮した設計とする。(2.2項)

##### b. 冗長性

サプレッション・チェンバ（ウェットウェル気層部）及びドライウェルに排気ラインを設置し，系統の冗長性を確保する。接続位置については，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けにくい場所とする。(別紙 33)

##### c. 閉塞の防止

系統の閉塞を防止するため，配管内に蒸気凝縮によるドレン水が滞留するような箇所（U シール）を設けない設計する。また，フィルタ容量は想定する粒子状放射性物質（以下「エアロゾル」という）が移行した場合においても，排気できる設計とする。(2.3.3項)

#### (2) 放射性物質の低減

##### a. 放射性物質の捕集及び保持

排気中に含まれる放射性物質を低減するため，フィルタ装置は想定する運転範囲（ベントガス圧力・温度・流量，エアロゾルの粒径等）にお

いて所定の除去性能を確保するとともに、捕集した放射性物質をフィルタ装置に保持できる設計とする。(3項)

b. 水位の維持

フィルタ装置の保有水量は、一定期間、放射性物質の除去性能及び捕集した放射性物質の崩壊熱を除去するのに必要な量を確保し、中央制御室及び現場で監視ができる設計とする。また、水量が低下した場合は、外部から補給できる設計とする。(2.4.1項, 2.4.3項, 4.2.2項)

c. 水質管理

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素を除去するため、フィルタ装置内のスクラビング水には化学薬剤を添加することから、定期的に水質確認を実施できる設計とする。(4.4項)

d. 監視計器

放射線モニタを設置し、ガス排出経路において、放射性物質の濃度を監視可能な設計とする。(2.4.1項)

(3) 水素ガス対策 (別紙1)

a. 系統不活性化

ベントガスに含まれる水素による爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素置換し、不活性化する。窒素置換時の大気との隔離は、圧力開放板を用いる。圧力開放板の動作圧力は微正圧とすることで、ベント操作の妨げにならないよう設計する。(2.3.1項, 2.4.1項)

b. 配管配置

格納容器フィルタベント系の配管にはUシール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガスの滞留を防止する。また、ベント停止後に水素ガスが滞留する可能性のある箇所については、窒素供給により系統内を希釈・掃気することで、可燃限界を超えること

がないようにする。(2.3.3項)

c. 監視計器

水素濃度計を設置し，ガス排出経路において，水素の濃度を監視可能な設計とする。(2.4.1項)

(4) 系統分離

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。また，他系統に悪影響を及ぼさないよう，接続する系統とは弁により分離する設計とする。

(2.3.1項)

(5) 弁操作の確実性

ベントに必要な弁は中央制御室からの操作を可能とする。

また，想定される重大事故等時においても容易かつ確実に操作できるように，フレキシブルシャフトにより，人力で現場操作が可能なよう操作方に多様性を持たせた設計とする。(4.2項) (別紙16)

(6) 放射線防護

(5)に記載する弁操作に加え，ベント開始後のスクラビング水の補給，その他の作業に従事する作業員の被ばくを低減するため，遮蔽等を考慮した放射線防護対策を行う。(2.4.3項，2.4.4項，4.2項)

(7) 共通事項

a. 耐環境性

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，必要な機能を維持できる設計とする。(2.3項)

b. 試験又は検査

性能及び健全性を確認するため，原子炉の運転中又は停止中に必要な試験又は検査ができるよう設計する。(4.4項)

c. 代替電源

プラント通常状態において、本システムに給電している電源（非常用ディーゼル発電機を含む）が喪失した場合においても、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。（2.4.2項）

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。（別紙 2）

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力である 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度とする。
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力 310kPa[gage]において）	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015%に相当する発熱量とする。
エゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアゾルの量（38kg）に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。



## 2.3 格納容器フィルタベント系

### 2.3.1 系統構成

本系統は、屋外地下の格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、窒素供給設備及び排水設備で構成される。

#### (1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する（別紙15）。

フィルタ装置には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

第2.3.1-1 図に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管、弁は重大事故等クラス2機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いス

ステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。(別紙3)

系統を構成する主要な機器の仕様を第2.3.1-1表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第2.3.1-2図に示す。

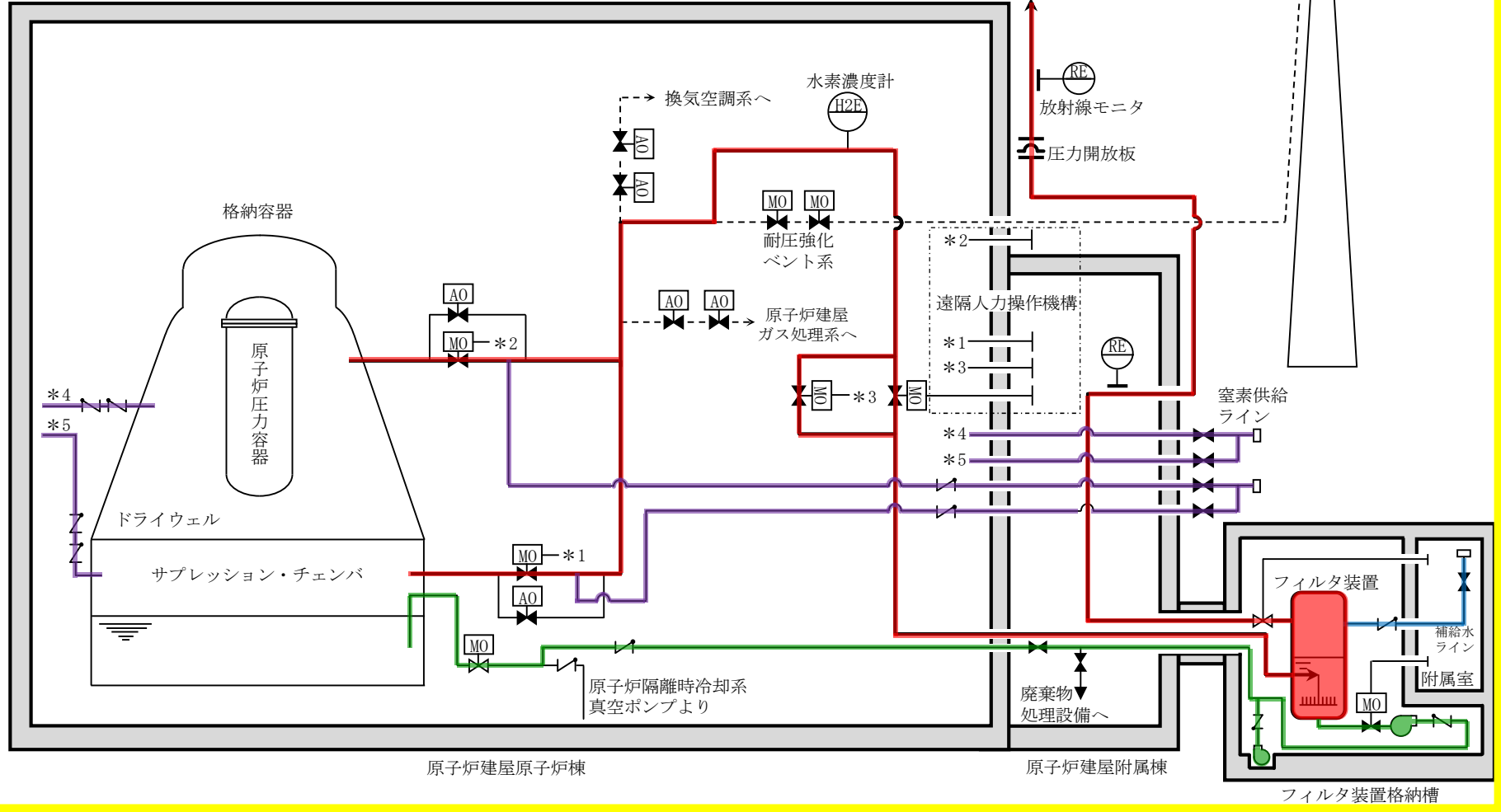
### (3) 系統の切替え性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに切替えが可能である。

全交流動力電源喪失時には、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁はフェイルクローズの空気駆動弁であることから、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合いの弁については、耐圧強化ベント系を使用している際に全交流動力電源が喪失した場合には開状態となるが、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用するため、現場での閉操作が可能である。

以上より、ベント操作時にも他系統との切替え性は確保できている。

凡例  
— : 格納容器ベントライン  
— : スクラビング水給水ライン  
— : 窒素供給ライン  
— : 排水ライン



第 2.3.1-1 図 格納容器フィルタベント系 系統概要図

第 2.3.1-1 表 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

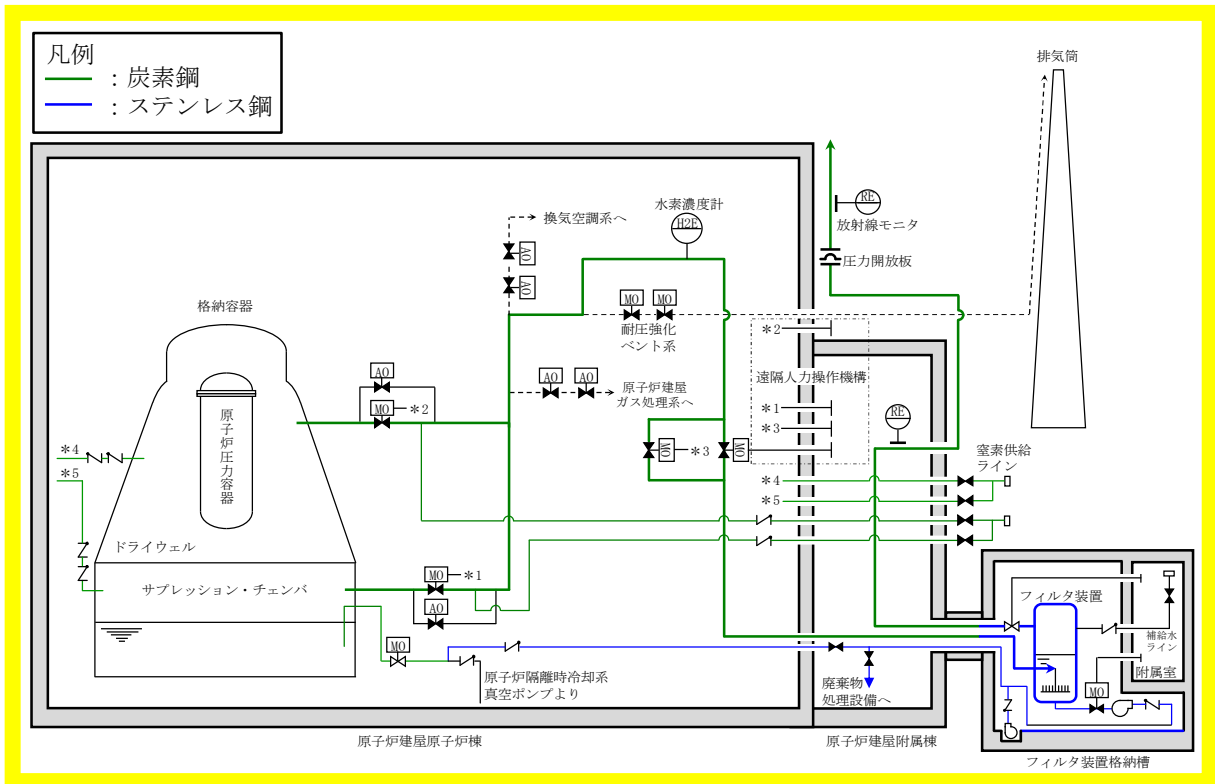
	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450A~600A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (格納槽内に設置する範囲)	450A (入口側), 350A~600A (出口側)	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (サプレッション・ チェンバ側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
b. 第一弁 (ドライウェル側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A

(3) 圧力開放板

型式	設定圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャー ディスク	0.08MPa	600A	ステンレス鋼	1



第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

## 2.3.2 フィルタ装置

### (1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置はスカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

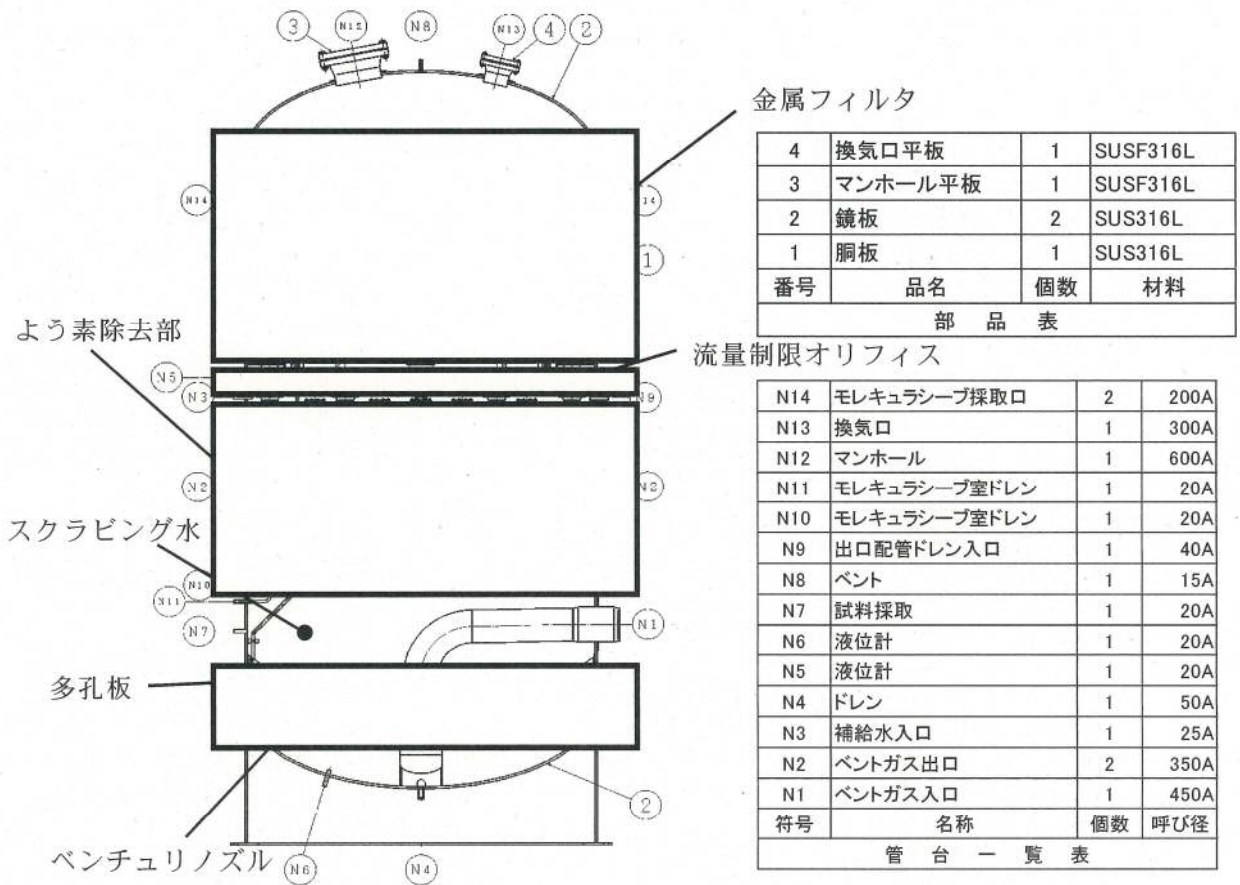
さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。

- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は，捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し，設計条件であるフィルタ装置内発熱量 500kW に対して，ベント開始後 24 時間は補給不要となるように設定する。(別紙 1 2)
- c. 容器及び内部構造物の材料には，スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して，耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には，スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル，スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル，スクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。
- e. 容器内部にはベンチュリノズルと，金属フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には，よう素除去部を設け，銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属フィルタとよう素除去部の連絡管には，流量制限オリフィスを設け，格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に，構造を第 2.3.2-1 図に示す。(別紙 4)



第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

(2) フィルタ仕様

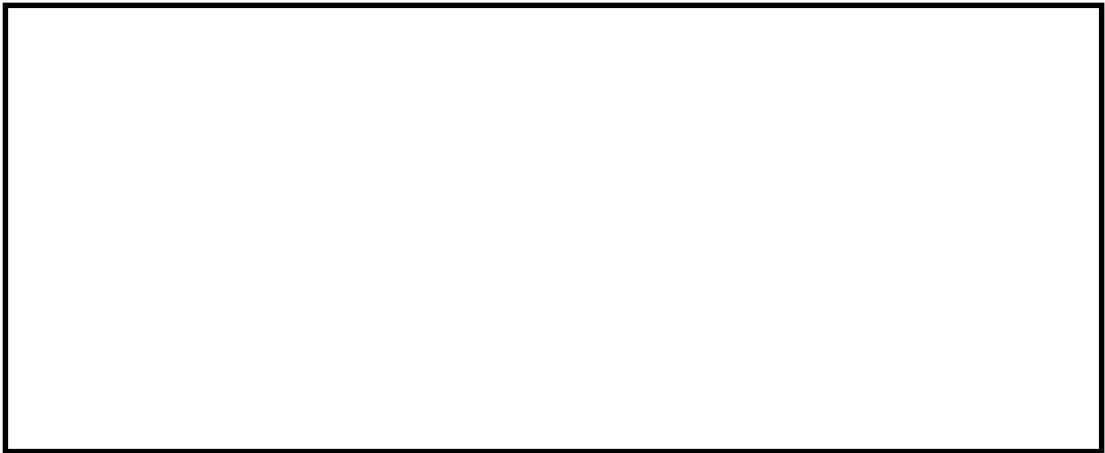
a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ノズル中低部の一番流路断面が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズルスロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の

流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

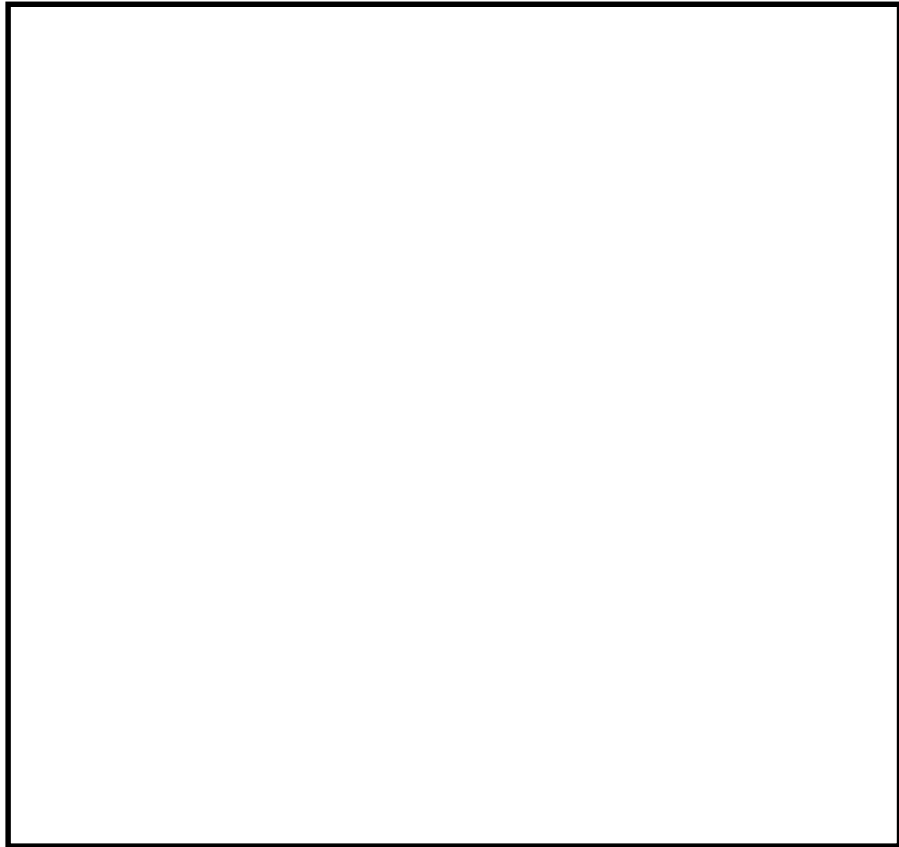
ベンチュリノズルは分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは離隔距離を確保した配置とする。したがって、ベンチュリノズルから吹き出したベントガスは容器外周へ向かうため、同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の隣接ノズルへ与える影響はない。



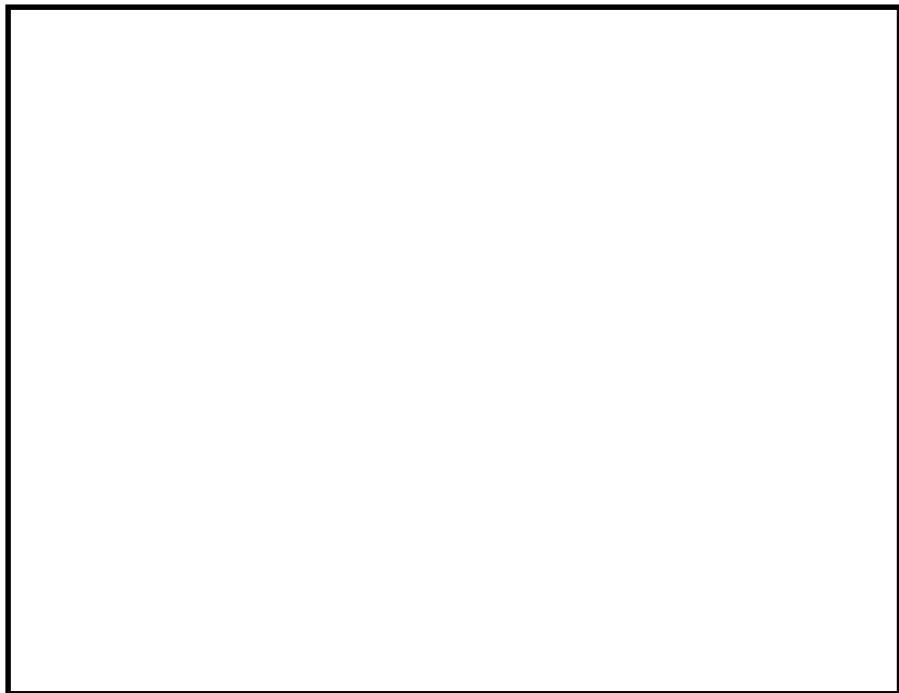
ベンチュリノズルの材質は耐アルカリ性に優れる  とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.4.2-4 図に示す。





第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図



第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

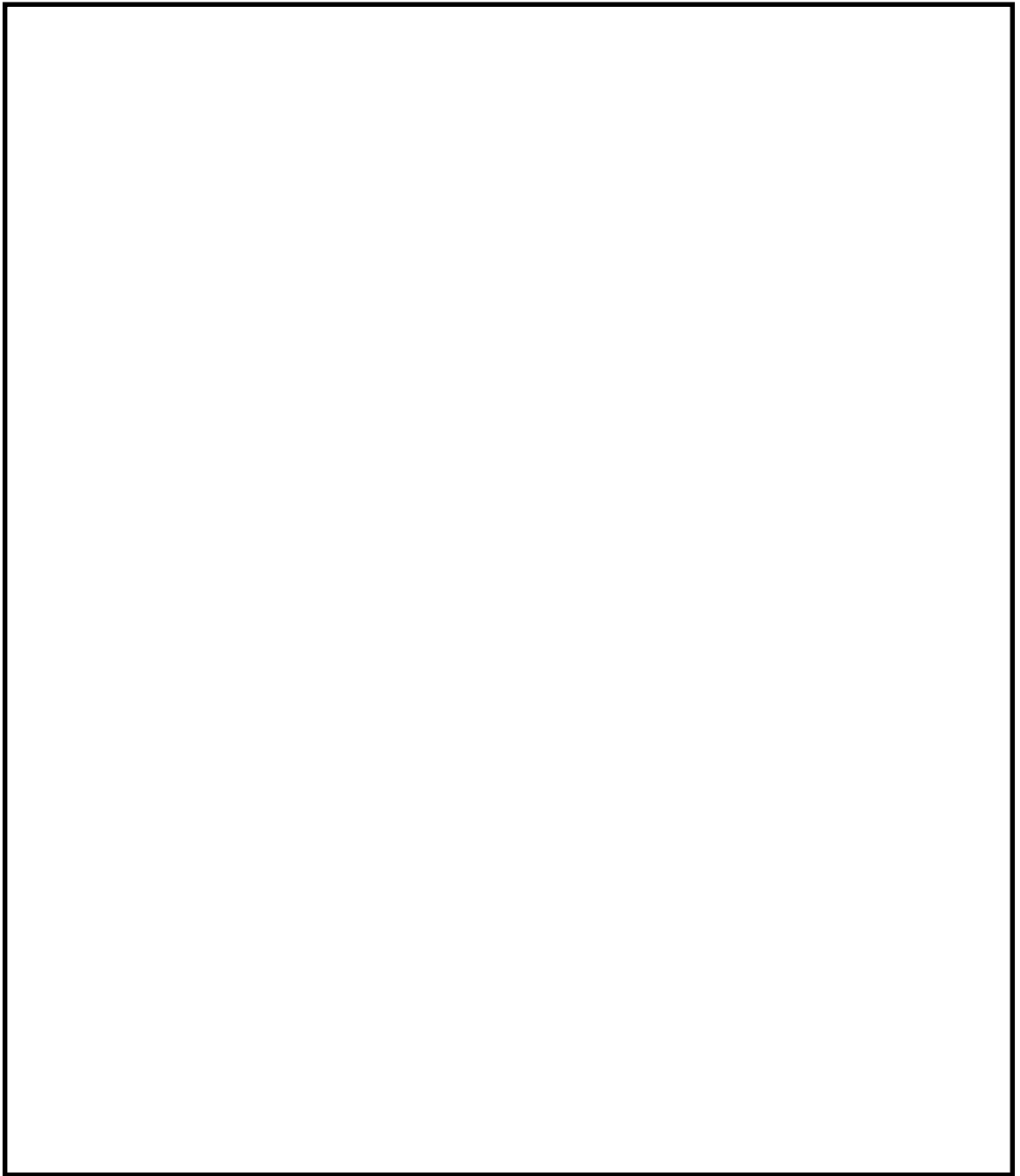
b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは [ ] で、プレフィルタとメインフィルタを [ ] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスはスクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [ ] 除去した液滴はスクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図を第 2.3.2-5 図に示す。



第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構





湿分分離機構の概要を第 2.3.2-6 図に，ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-7 図に示す。



第 2.3.2-6 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-7 図 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ



c. 流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮したうえで、ベント開始時の格納容器圧力(1Pd~2Pd)のうち、低い圧力(1Pd)において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

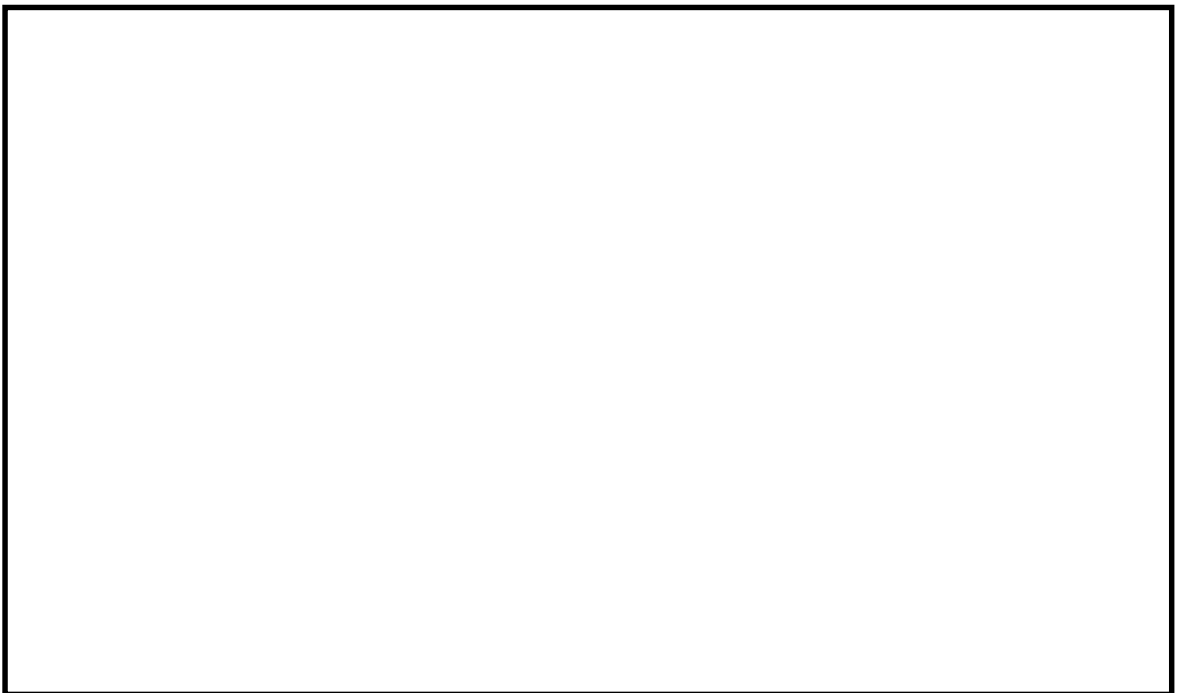


流量制限オリフィスの仕様を第2.3.2-1表に示す。(別紙6)

d. よう素除去部

よう素除去部には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通させることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

よう素除去部の仕様を第2.3.2-1表に、概略図を第2.3.2-8図に示す。



第2.3.2-8図 よう素除去部概略図

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	円筒たて形容器
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	約 5m
高 さ	約 10m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
織 維 径	
個 数	
総 面 積	

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	
個 数	

(5) よう素除去部

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	
ベッド厚さ	

第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様 (待機水位時)

項 目	設定値

### 2.3.3 配置

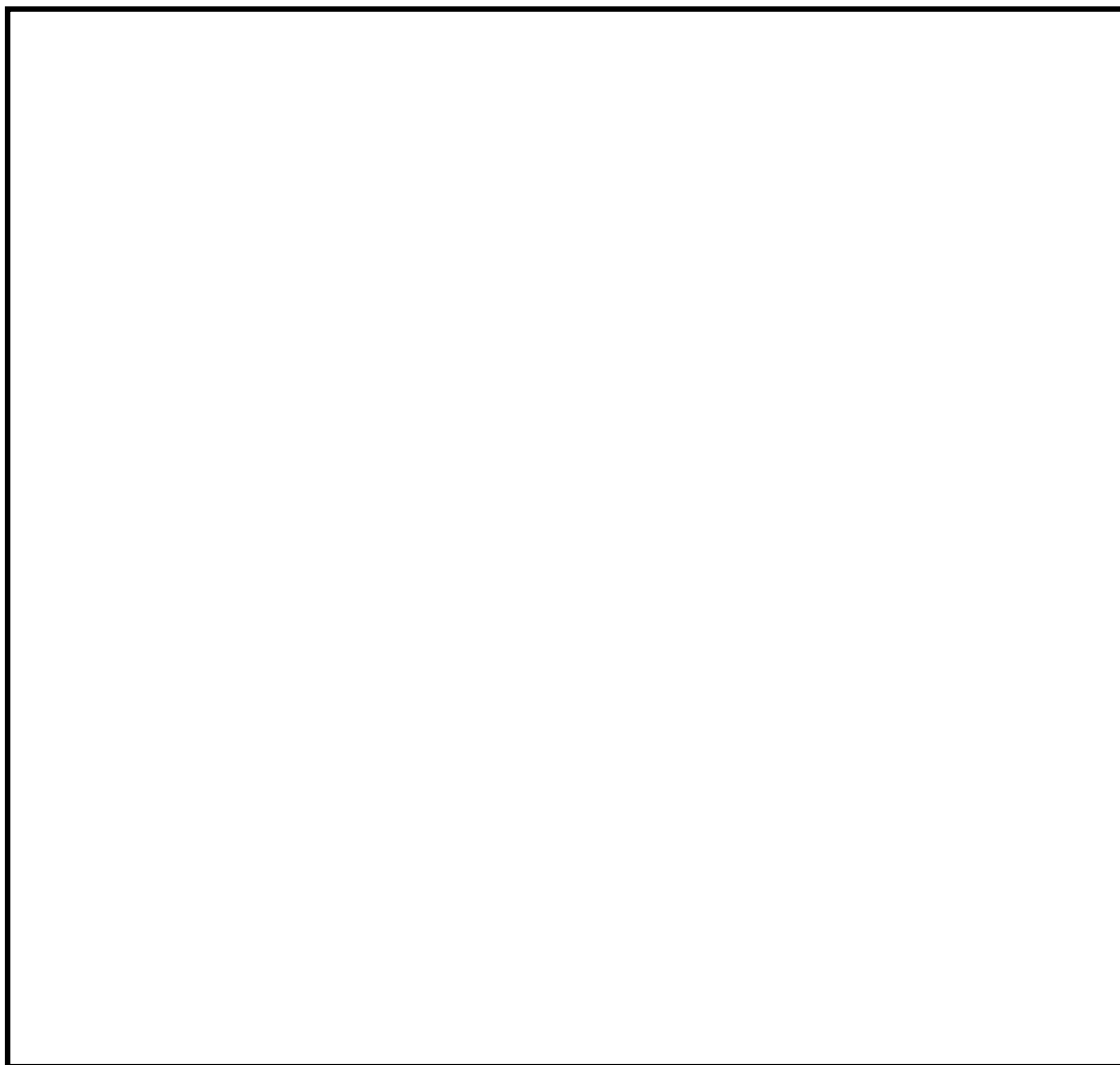
フィルタ装置は原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納槽は鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプ、重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

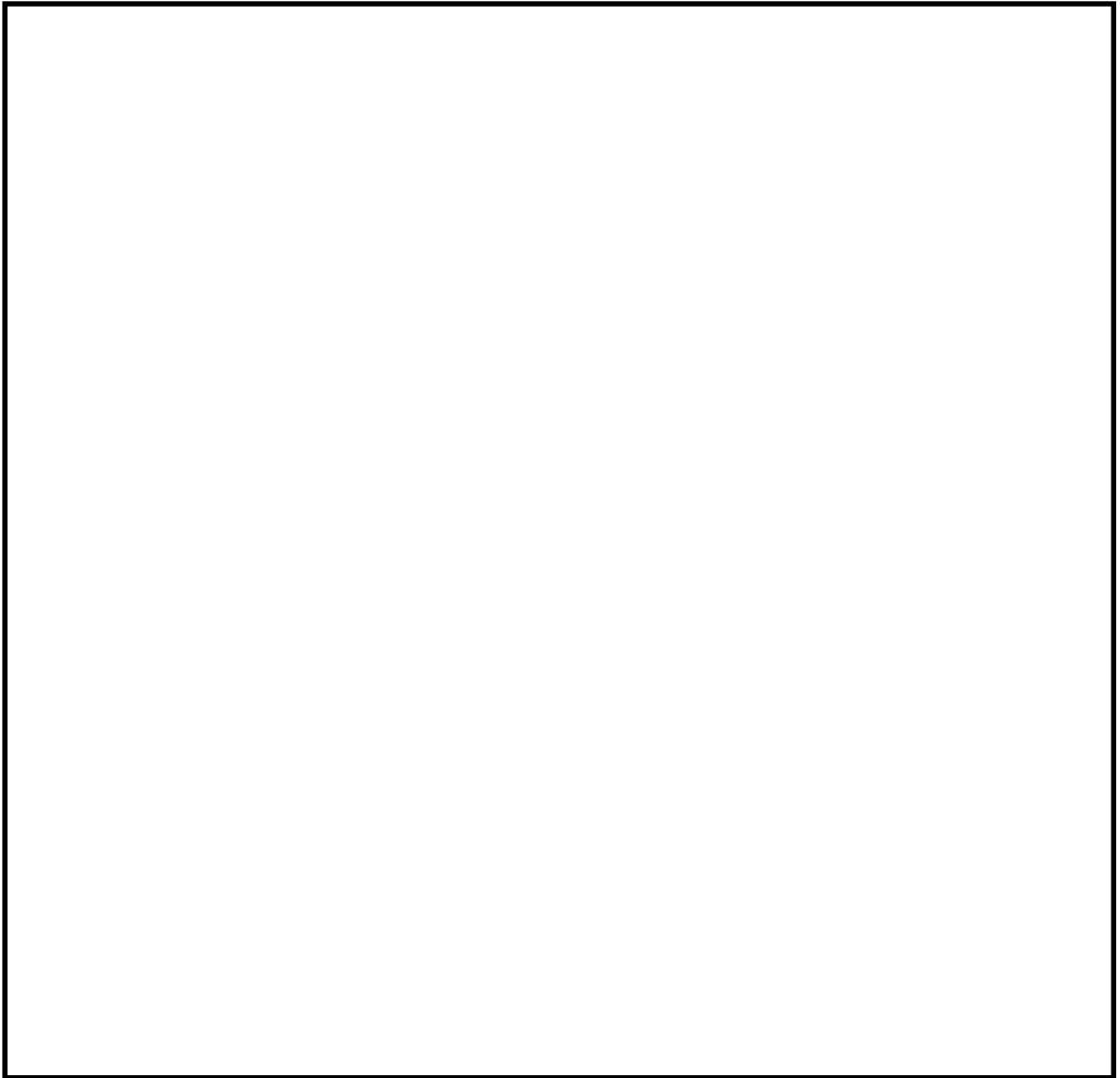
格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素の滞留を防止するために、配置に留意する。具体的には配管ルートに U シール部ができないよう配置する。なお、新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。

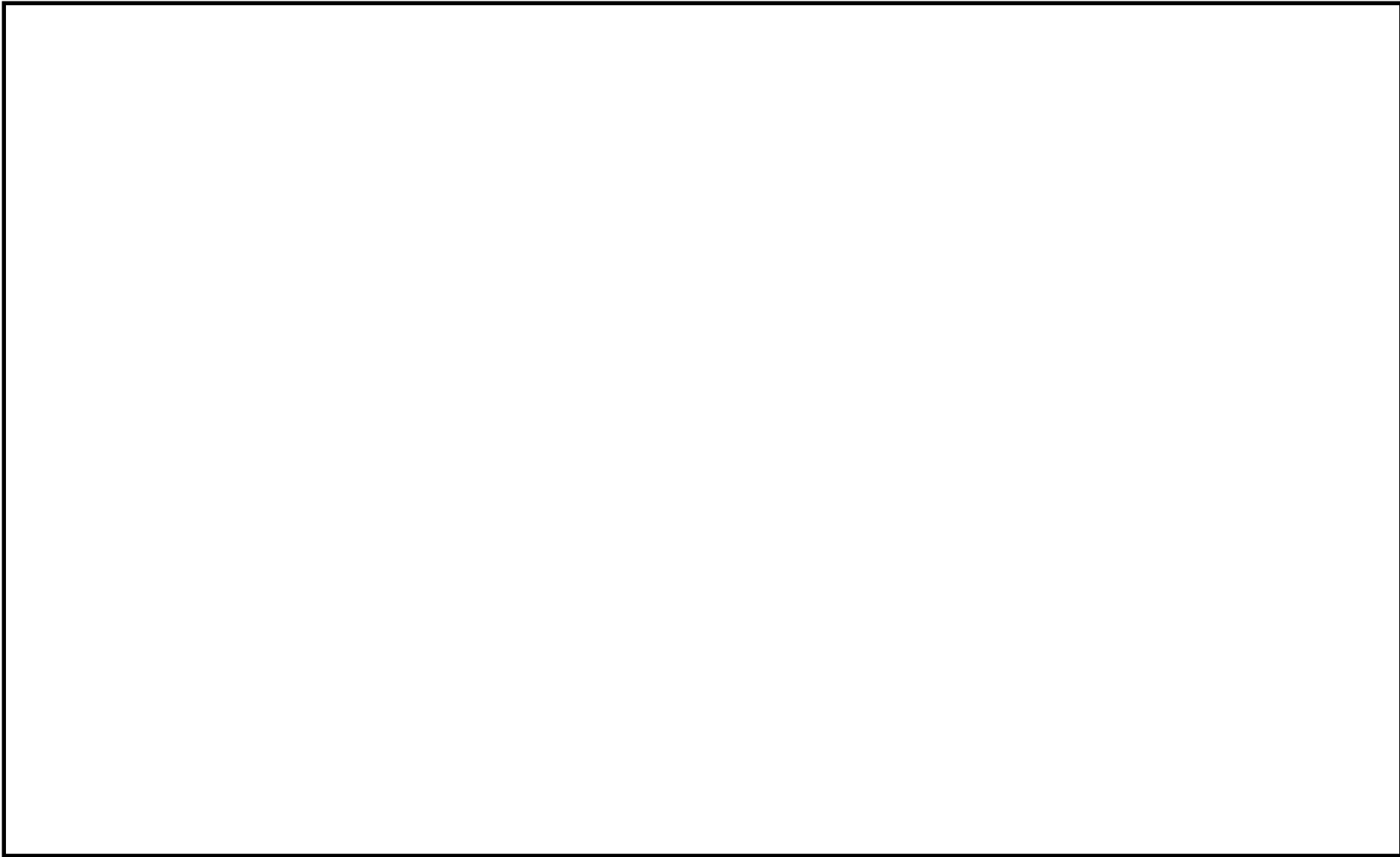




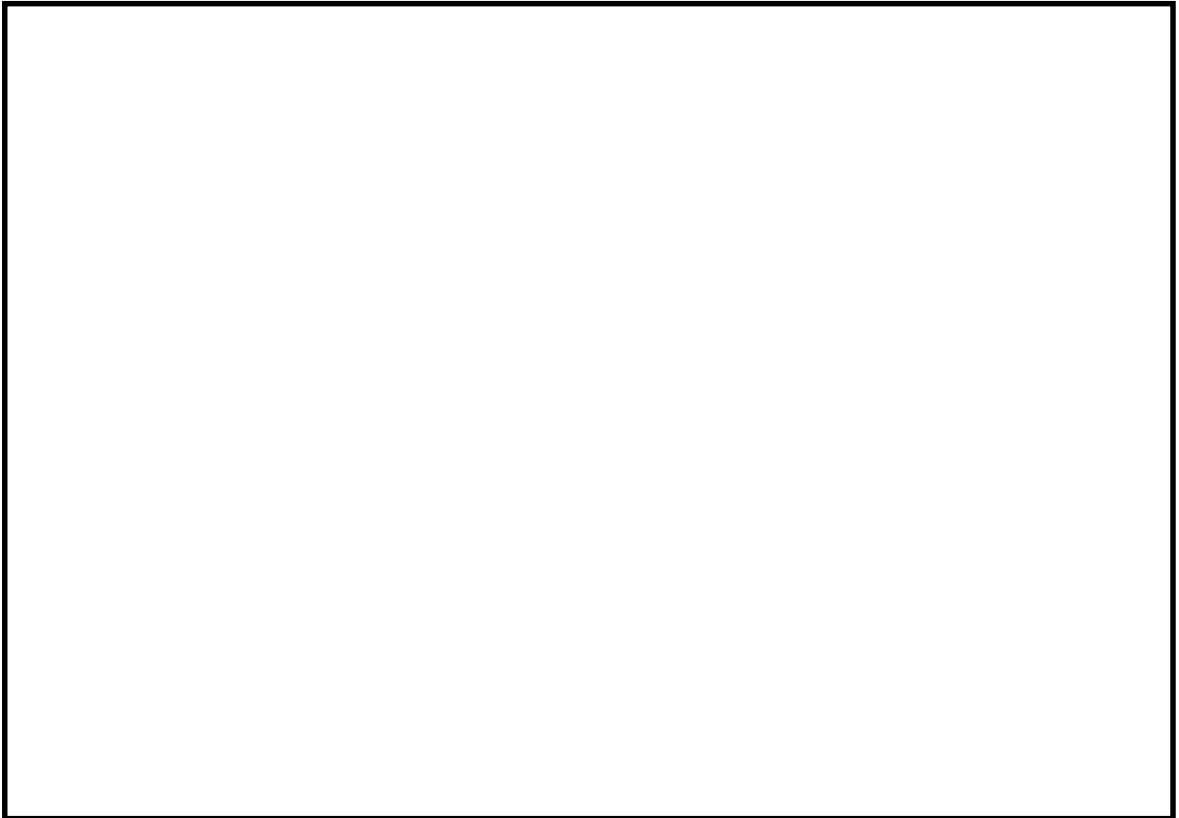
第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋最地下階）



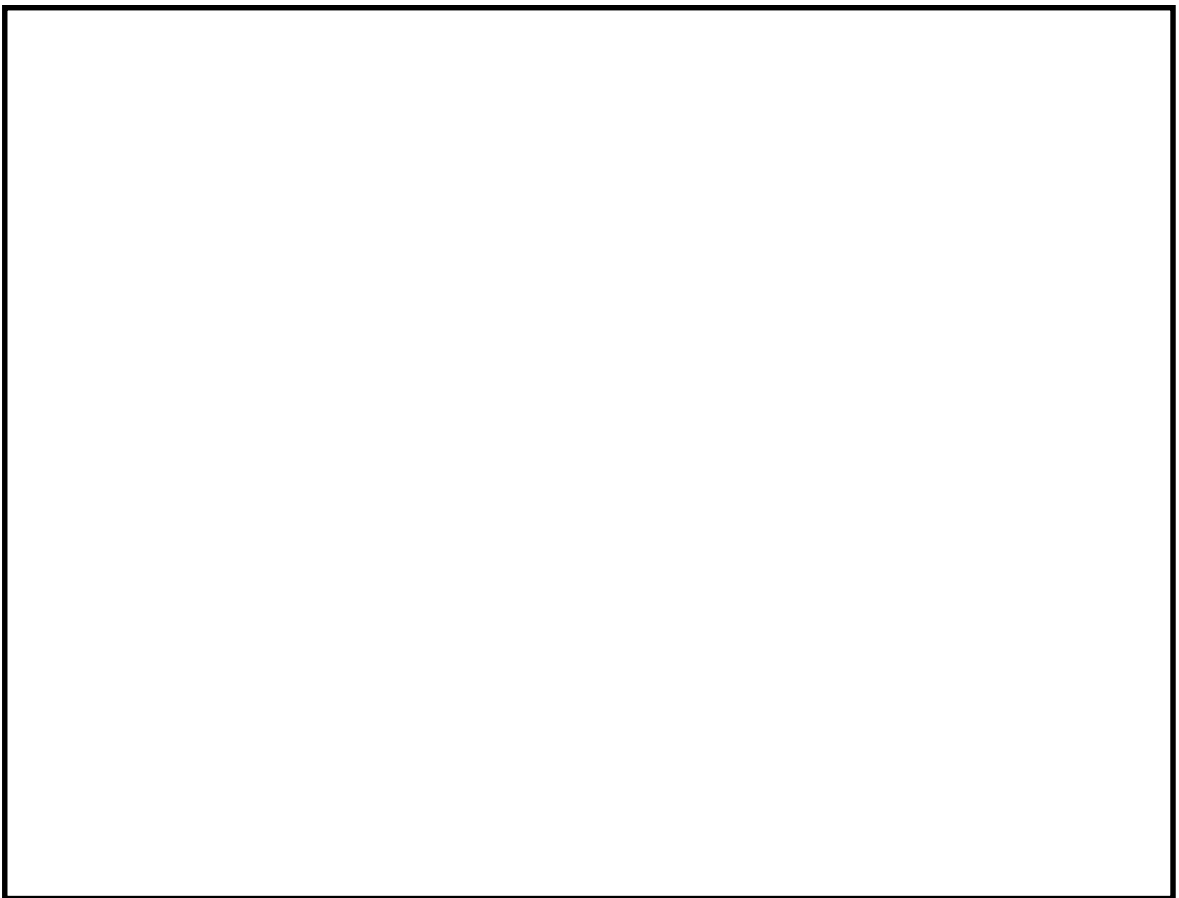
第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図（屋外）



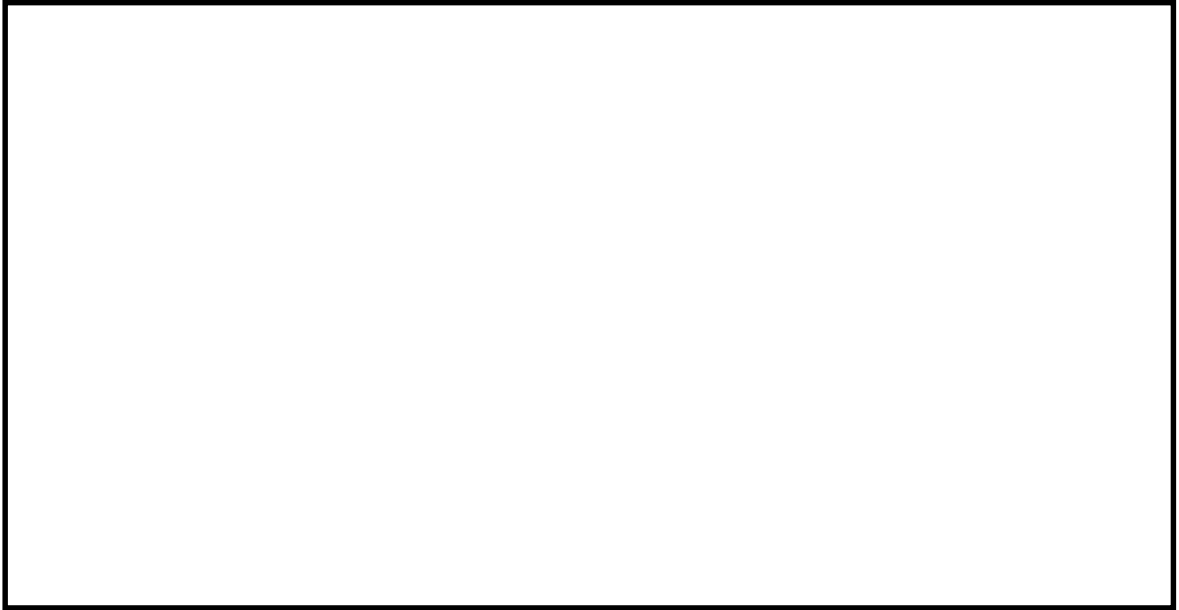
第 2.3.3-3 図 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (全体図)



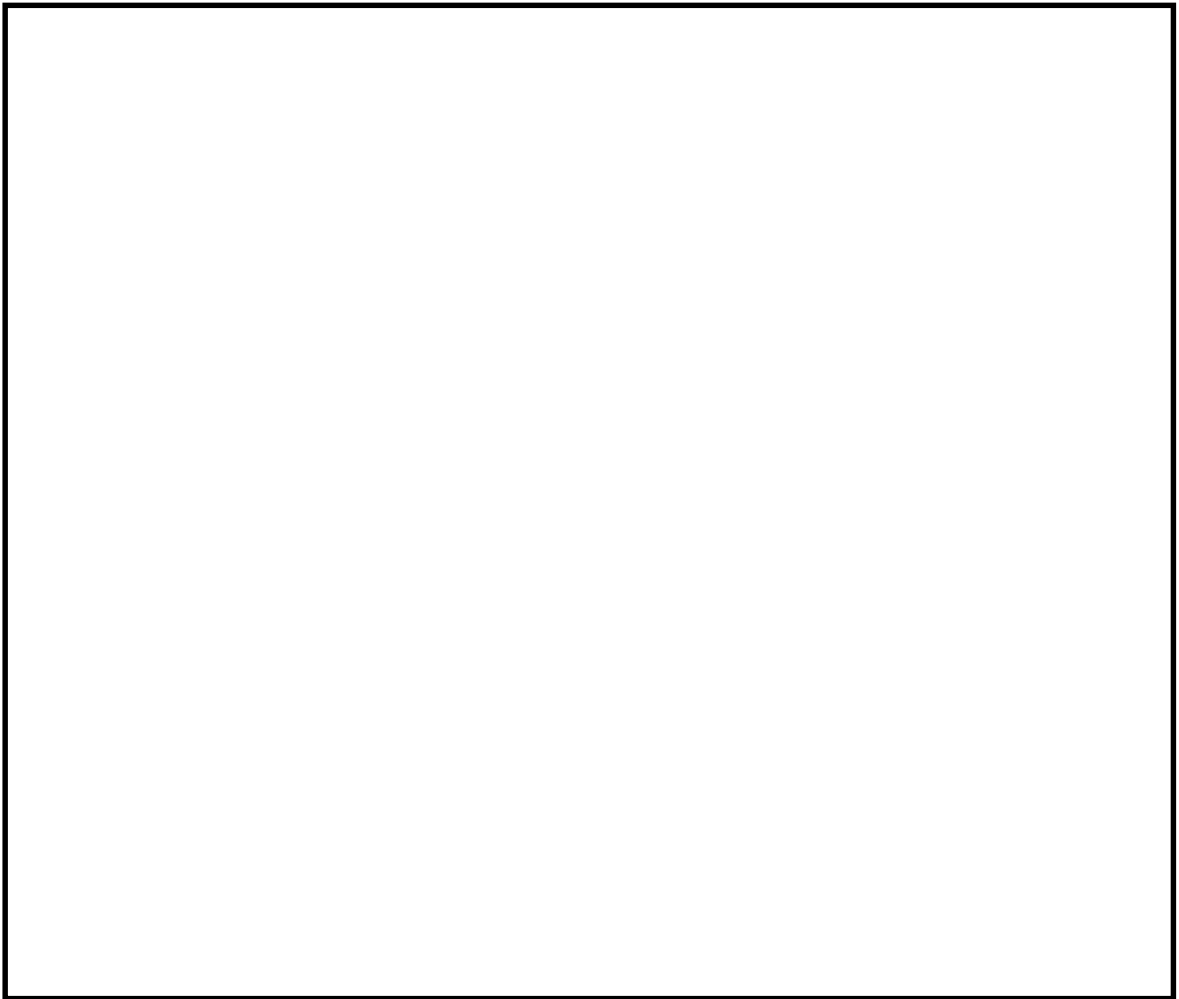
第 2.3.3-4 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)



第 2.3.3-5 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)



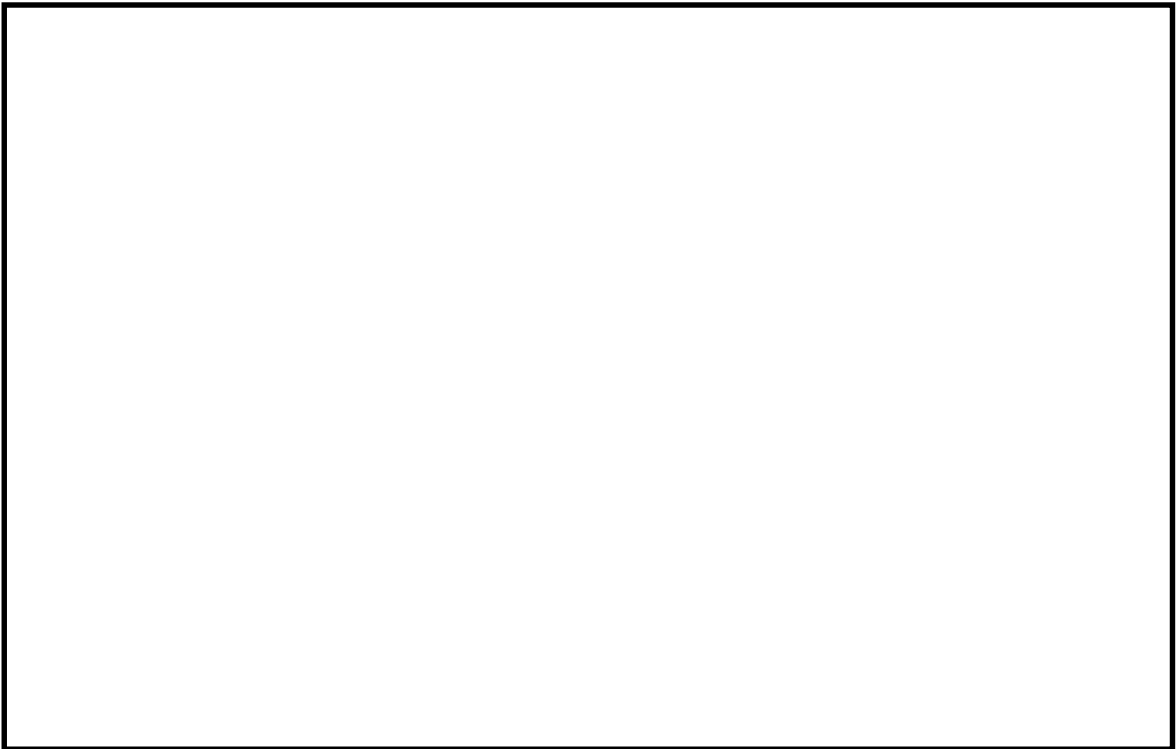
第 2. 3. 3-6 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)



第 2. 3. 3-7 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)



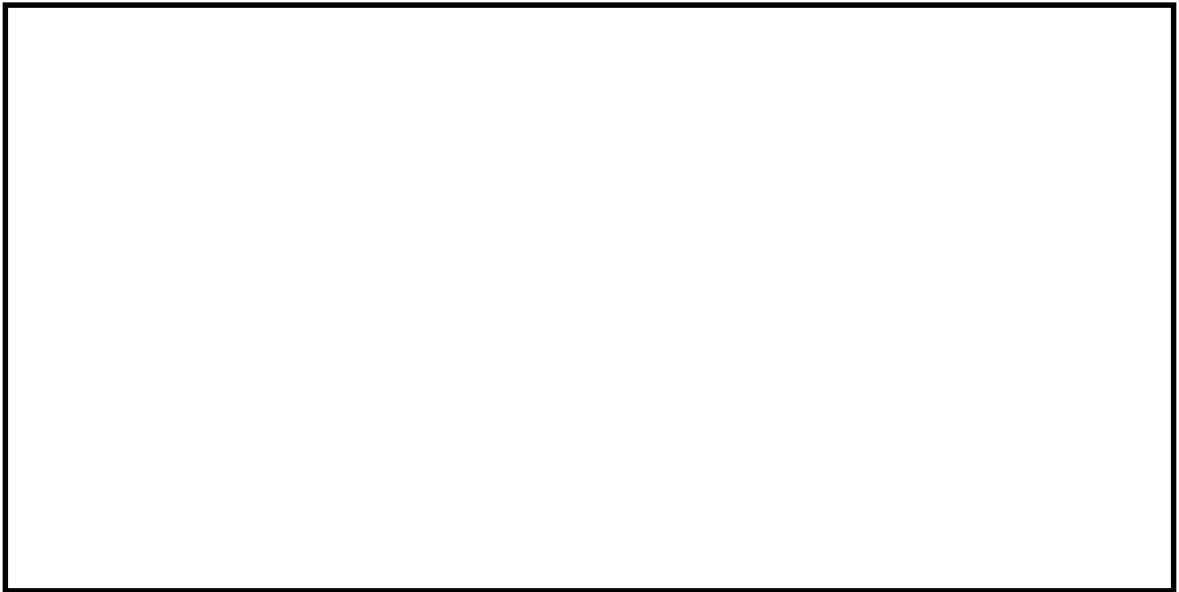
第 2.3.3-8 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)



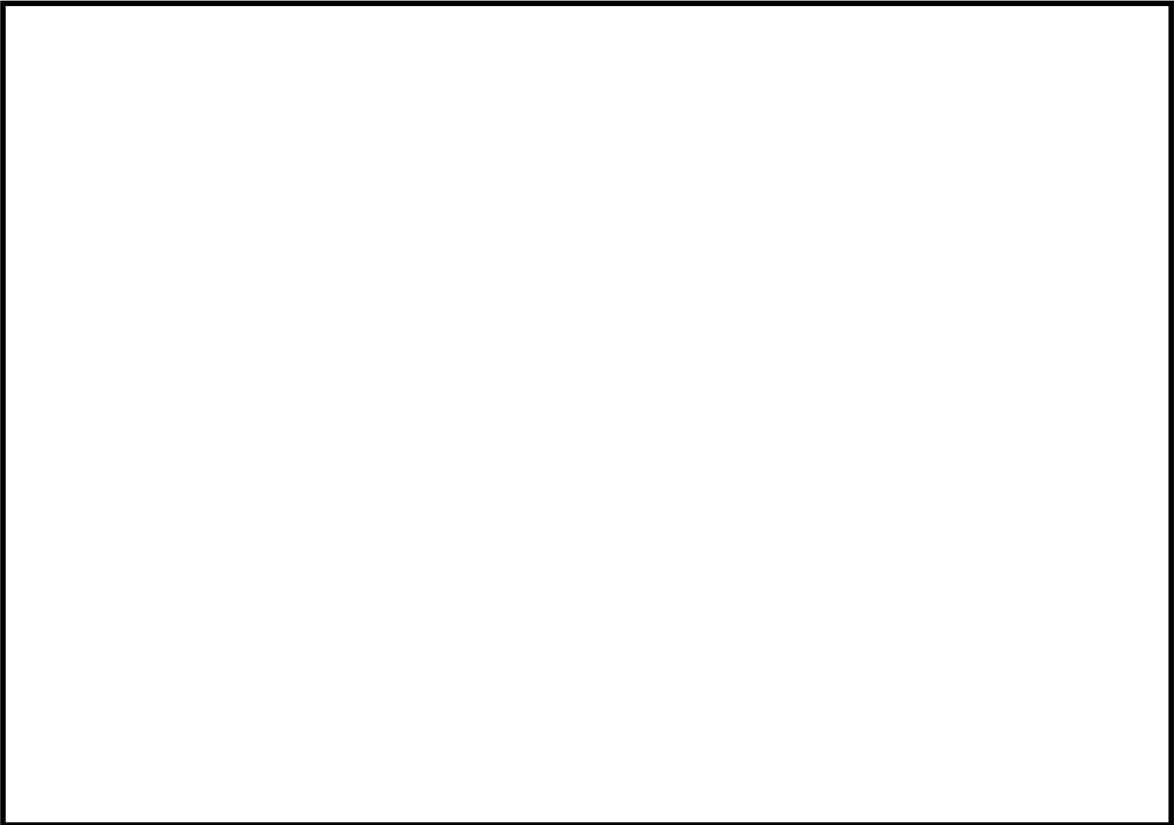
第 2.3.3-9 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)



第 2.3.3-10 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



第 2.3.3-11 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)

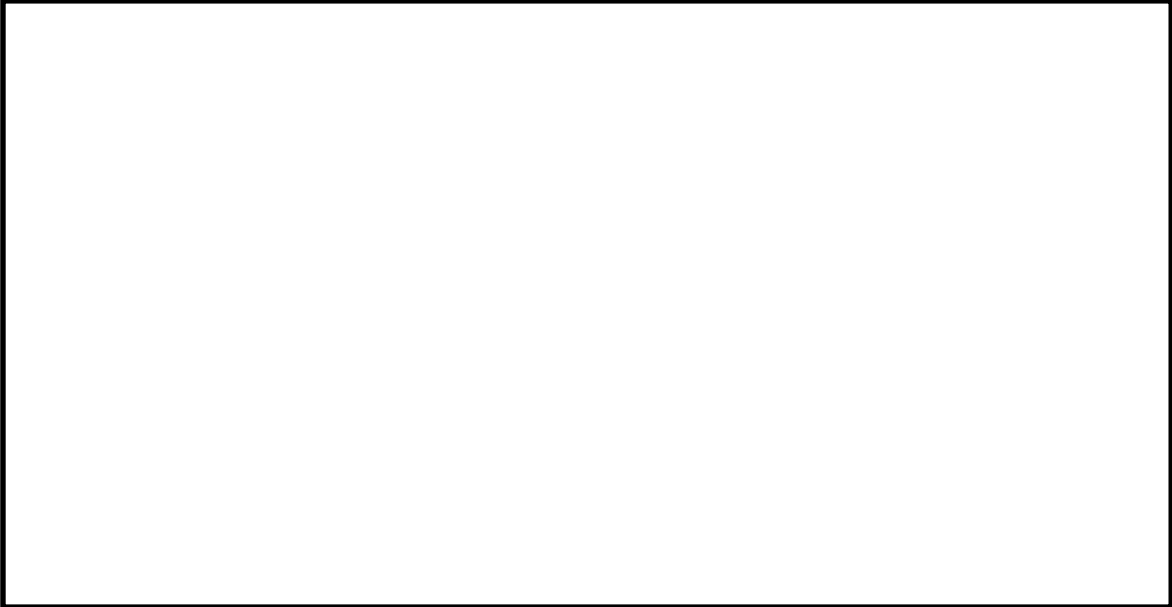


第 2.3.3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)

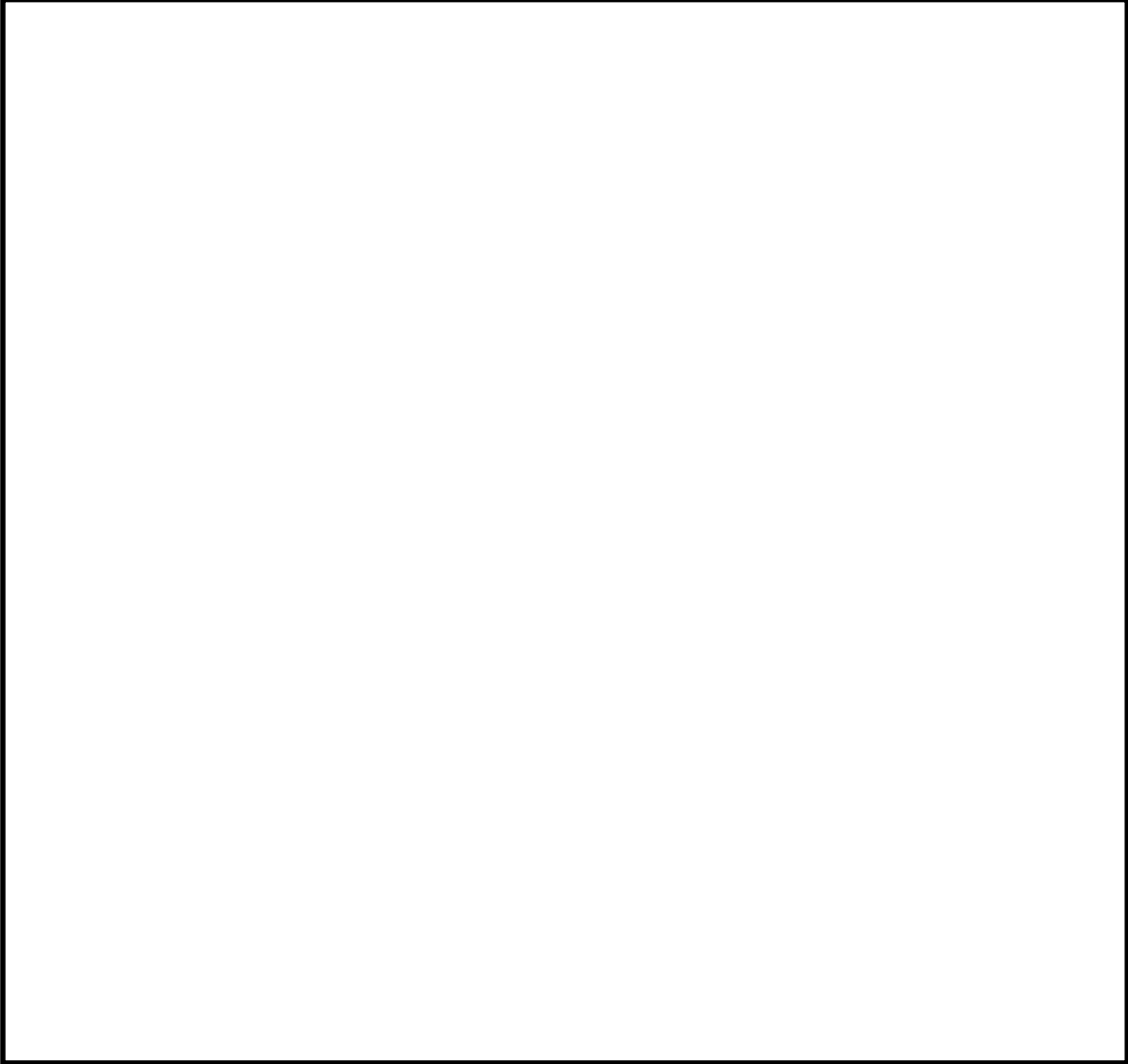


第 2.3.3-13 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)





第 2.3.3-14 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



第 2.3.3-15 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、水素濃度計、放射線モニタ、フィルタ装置周り計装設備にて構成する。

#### (1) 水素濃度計

水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管に設置する。

ベント停止（第一弁を閉止）後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より、放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、窒素供給中及び窒素供給の停止中のいずれにおいても実施する。

水素濃度計の計測範囲は 0～100vol% とし、0～20vol% に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

水素濃度計は、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

水素濃度計の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。

第 2.4.1-1 表 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	2
使用電源	交流電源

(2) 放射線モニタ

放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

放射線モニタの計測範囲はフィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

放射線モニタは、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。（別紙 7）

第 2.4.1-2 表 放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

系統待機，系統運転，事故収束の各状態において，フィルタ装置の水位，圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため，容器周辺に水位計，圧力計，温度計及び pH 計を設置し，中央制御室，緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計，圧力計及び温度計は，通常時には非常用母線より受電しているが，重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備に加え，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。また，pH 計は，通常時には非常用母線より受電しているが，重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な構成とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の待機時の状態を，以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、待機時の設定範囲内  であることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮してもフィルタ装置の放射性物質除去性能を維持し、24時間以上水補給が不要となるよう設定している。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計にて、封入した窒素圧力   を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  であることを監視することで、要求される放射性物質除去性能が維持で

きることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管より放出される放射性物質濃度を評価する。

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器フィルタベント系の水素濃度の確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて系統内に水素が滞留し、可燃限界に至っていないことを確認する。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

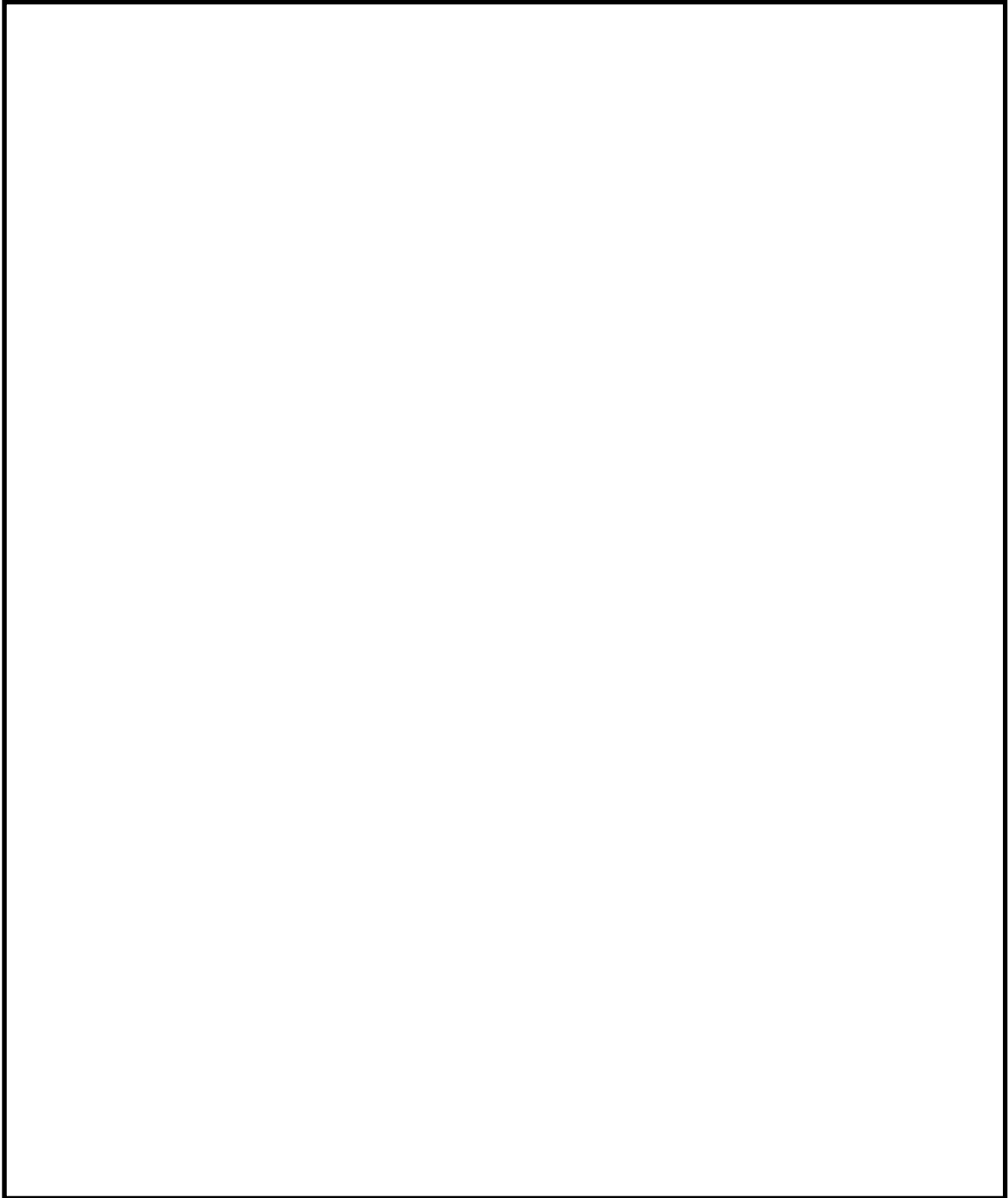
フィルタ装置水位計にて、水位（スクラビング水の水位）が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の保持機能が維持できることを確認する。

(c) 放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認

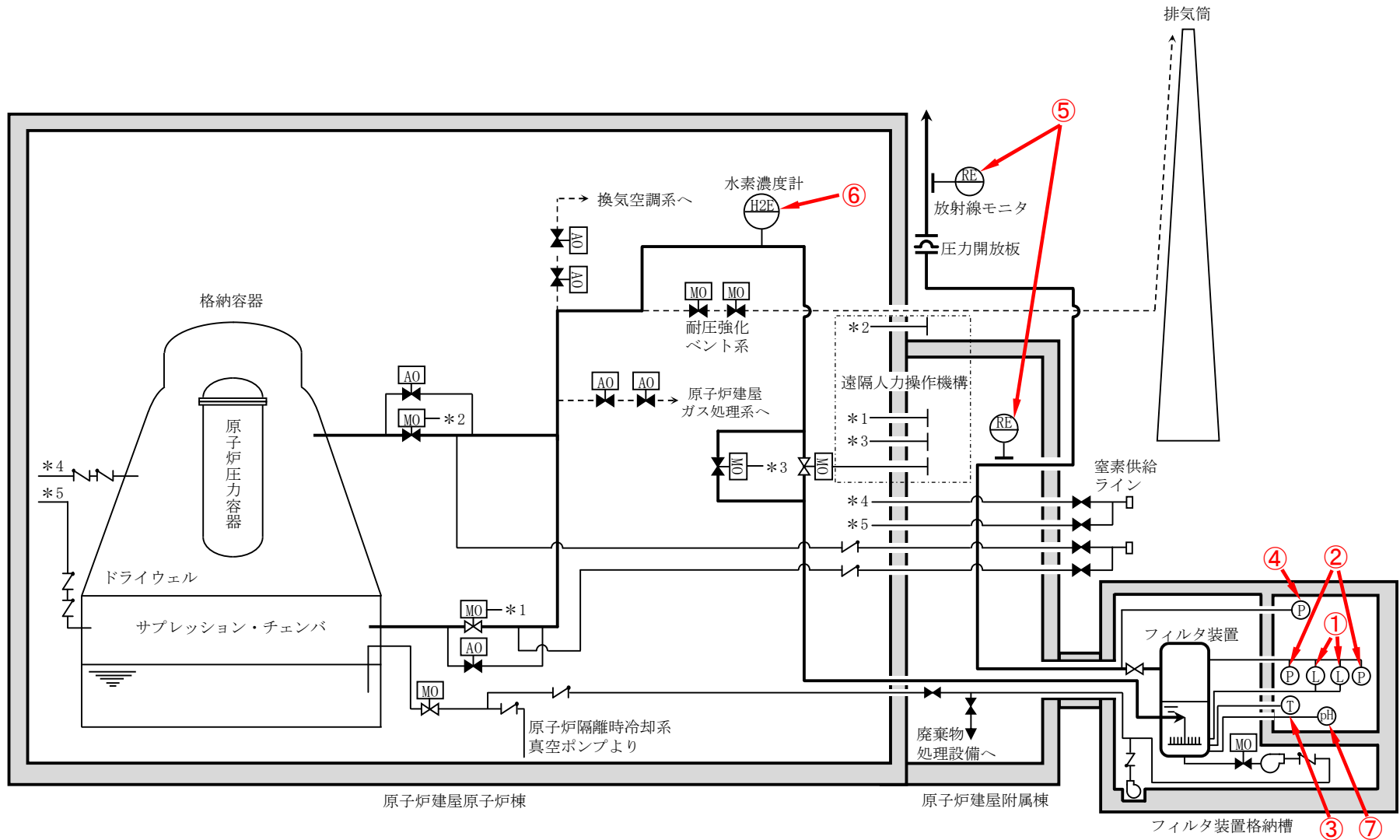
フィルタ装置出口放射線モニタにて、 $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置に保持した放射性物質が再浮遊していないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について第 2.4.1-1 図に、計装設備の概略構成図を第 2.4.1-2 図に、主要仕様を第 2.4.1-3 表に示す。



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位



第 2.4.1-2 図 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図



第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

監視パラメータ※1	設置目的	計測範囲※2	計測範囲の根拠※2	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制御 室,緊急時 対策所
				1	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲 気ガスがフィル タ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
				1	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
④フィルタ装置排気 ライン圧力	系統待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100kPa [gage]		1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑤フィルタ装置出口 放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	系統運転中に 放出される放 射性物質濃度 の確認	高レンジ： 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 低レンジ： 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	想定される放射性 物質がフィルタ装 置出口配管に内包 された時の最大の 放射線量率を計測 できる範囲	高レンジ： 2 低レンジ： 1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑥フィルタ装置入口 水素濃度	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0～100vol%	想定される水素濃 度の変動範囲を計 測できる範囲	2	中央制御 室,緊急時 対策所
⑦フィルタ装置スク ラビング水 pH	フィルタ装置 性能維持のた めの pH 監視	pH0～14	想定される pH の 変動範囲を計測 できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所

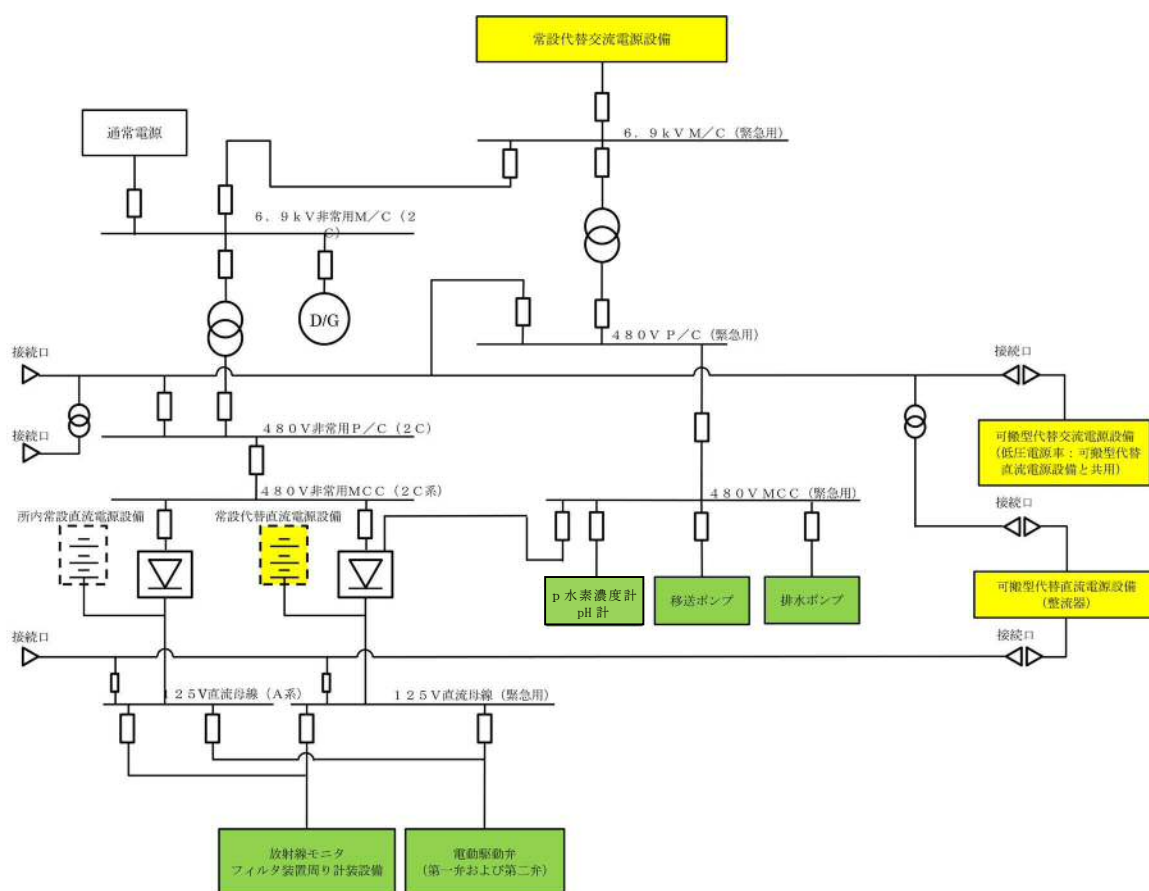
※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

※2 計測範囲及び計測範囲の根拠に記載の数値は現状の計画値

※隔離弁は交流電動として見直す

## 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常時には非常用母線より受電しているが、重大事故時等で非常用母線が喪失した場合には、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電可能な構成とする。電源構成図を第2.4.2-1図に示す。(別紙8)



第2.4.2-1図 格納容器フィルタベント系 電源構成図

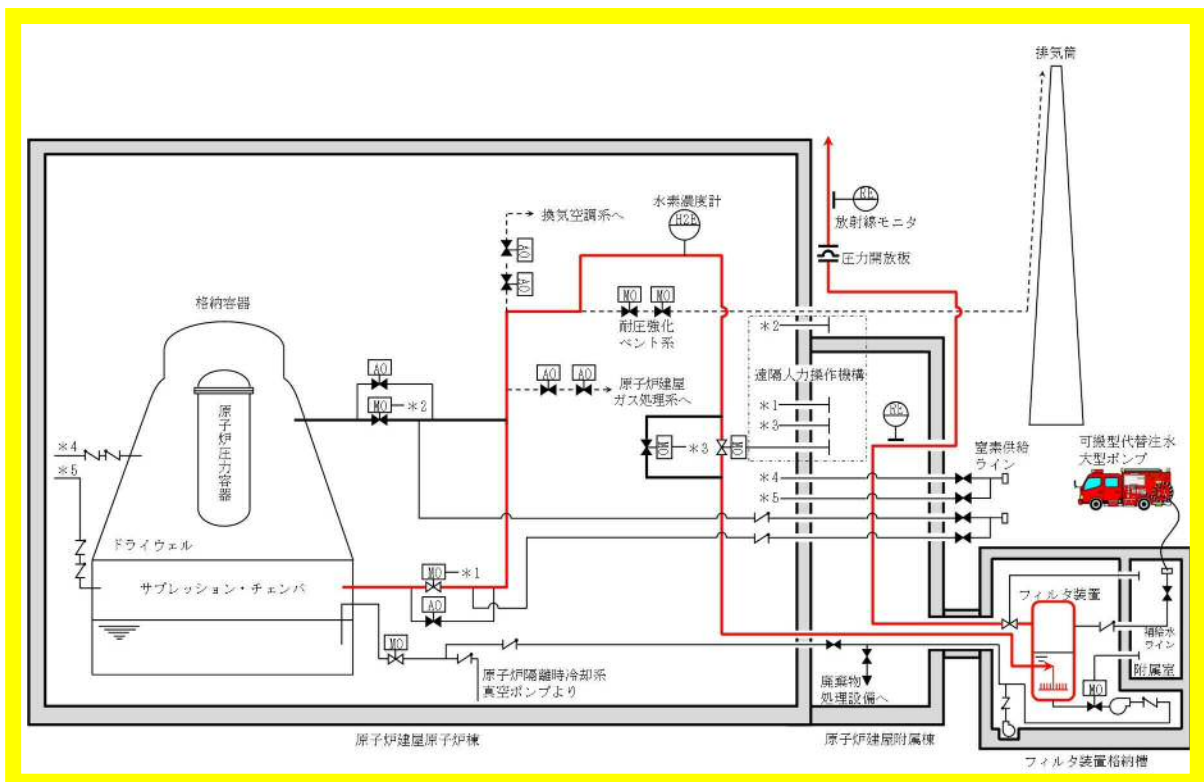
### 2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納槽に設ける遮蔽外から給水できるような接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を第 2.4.3-1 表に、概要を第 2.4.3-1 図に示す。

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様

口 径	25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図

#### 2.4.4 窒素供給設備

ベント終了後、ベントガスに含まれる水素及びスクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するために、窒素供給設備を設置する。

窒素の供給は、可搬型の窒素供給装置により行う。系統の隔離弁（第一弁）の下流配管から供給ラインを分岐し、原子炉建屋外に接続口を設け、可搬型の窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

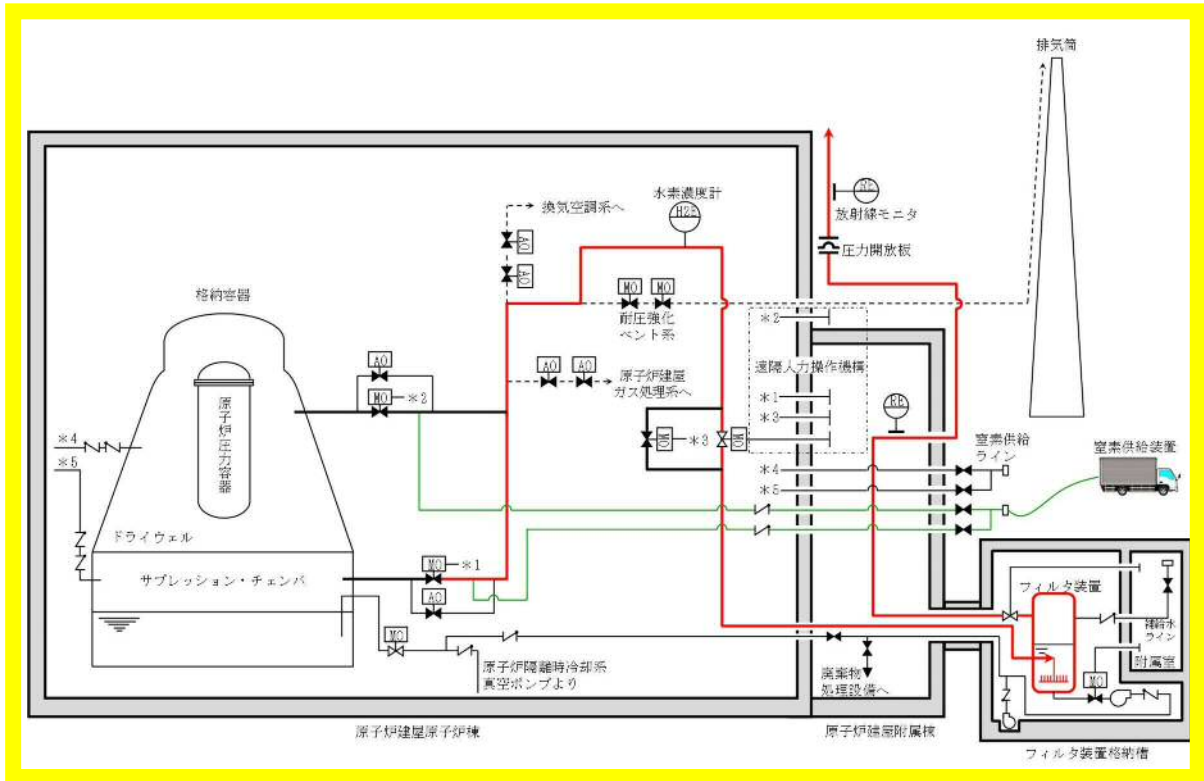
可搬型の窒素供給装置の仕様を第 2.4.4-1 表に、窒素供給配管の仕様を第 2.4.4-2 表に、窒素供給設備の概要を第 2.4.4-1 図に、窒素供給装置の構成概略を第 2.4.4-2 図に示す。

第 2.4.4-1 表 窒素供給装置仕様

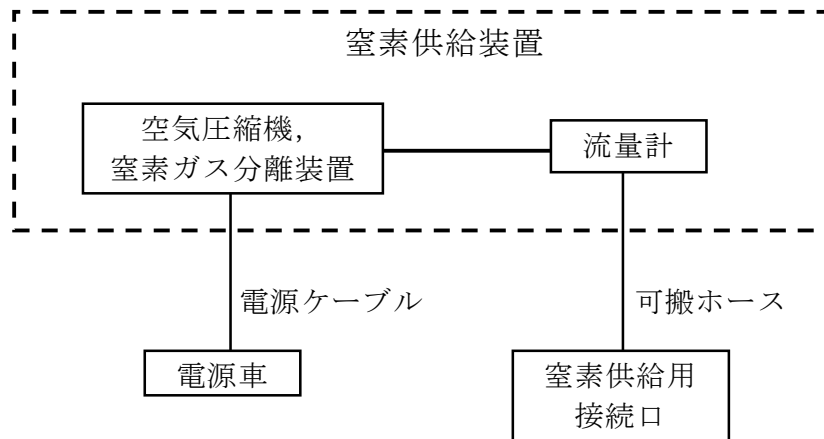
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200m <sup>3</sup> [N] /h
窒素純度	約 99.0vol%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	1 (予備 1)

第 2.4.4-2 表 窒素供給配管仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410)



第 2. 4. 4-1 図 窒素供給設備概要図



第 2. 4. 4-2 図 窒素供給装置構成概略

## 2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整，ベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送若しくは万一，放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送のため，排水設備を設置する。

排水設備の仕様を第2.4.5-1表に，排水設備の概要を第2.4.5-1図に示す。

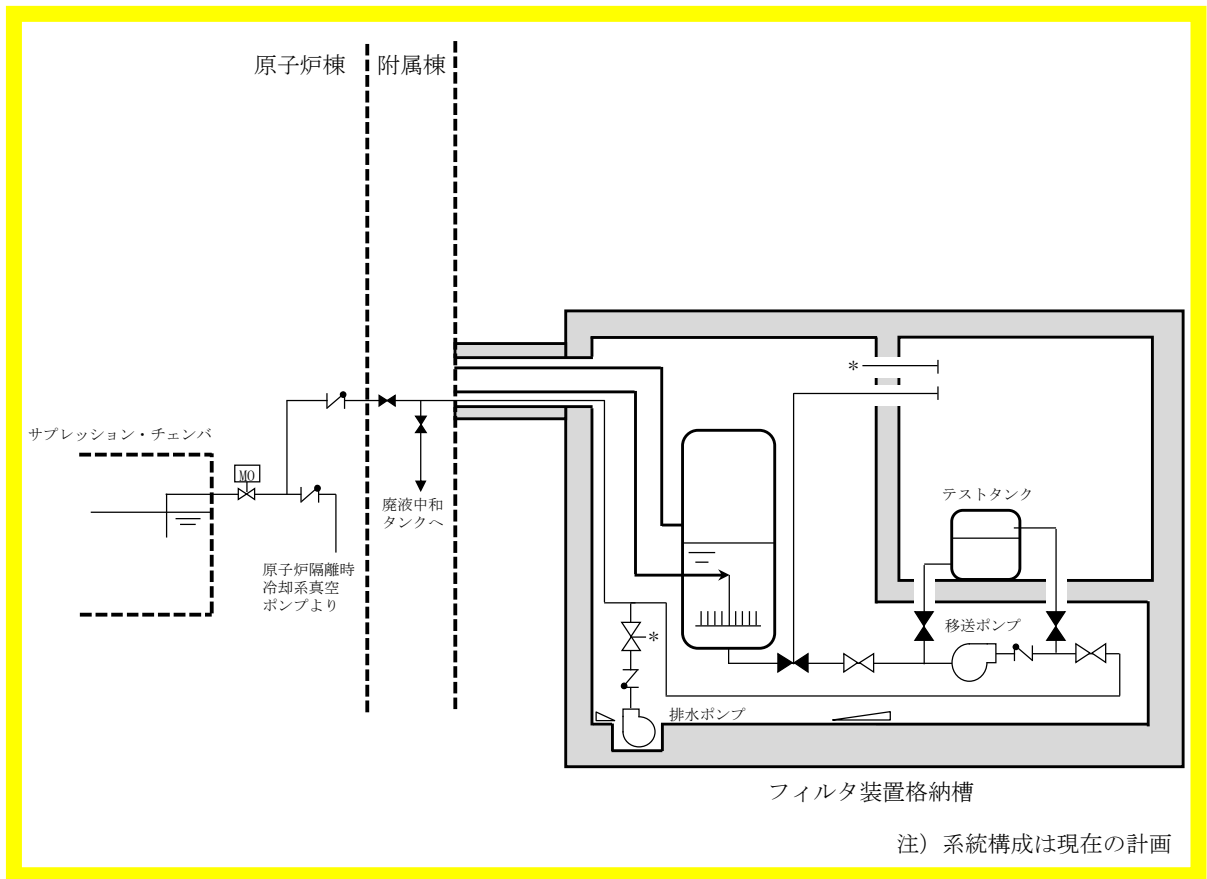
第2.4.5-1表 排水設備仕様（計画中）

### (1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼（SUS316LTP）

### (2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	約 10m <sup>3</sup> /h	10m <sup>3</sup> /h
定格揚程	約 70m	50m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



第 2.4.5-1 図 排水設備概要図

### 3. フィルタ性能

#### 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

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

(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

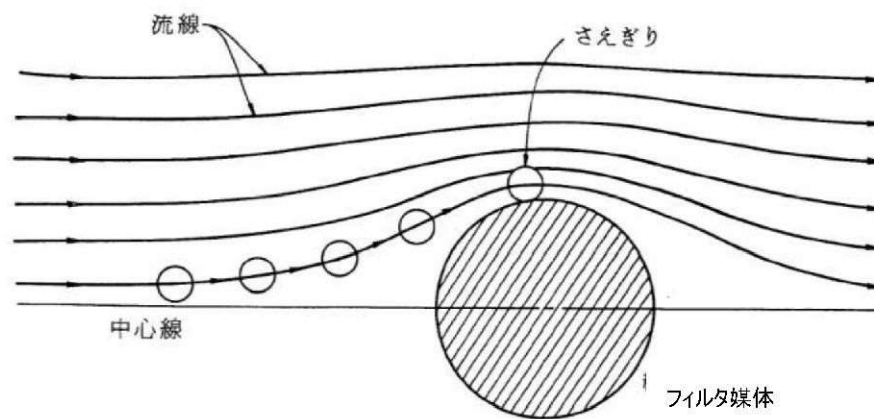
(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。



(1) さえぎり効果

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

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



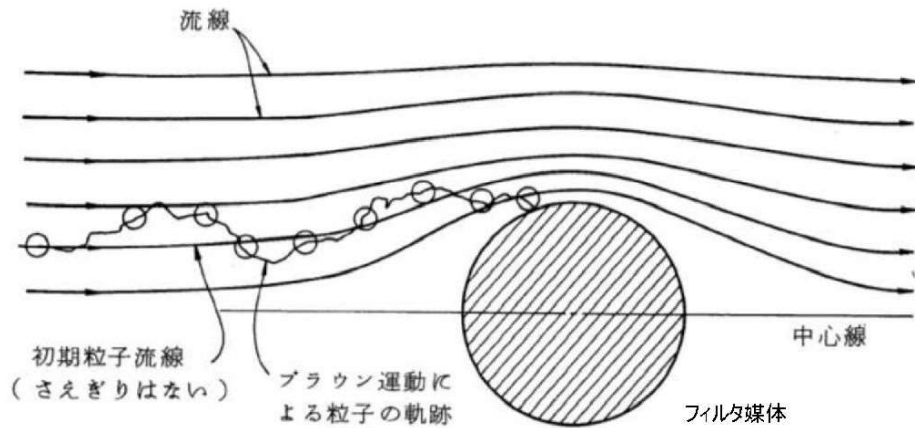
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

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

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



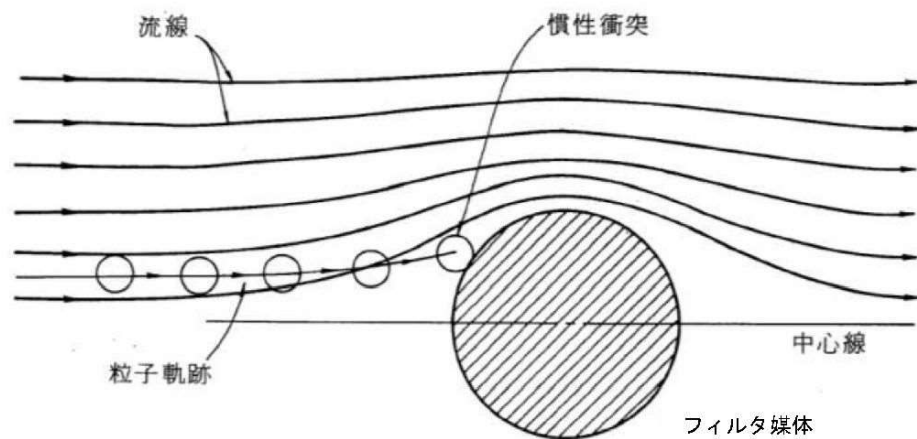
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(榊井上書院(1985))

第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

### (3) 慣性衝突効果

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

エアロゾル粒径が大きい場合、**若しくは**、エアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向がある。



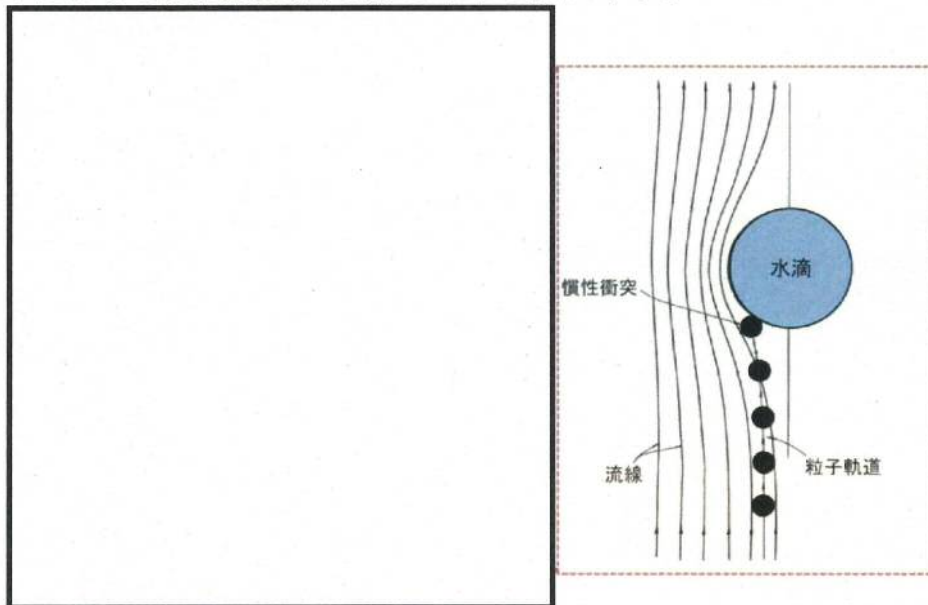
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

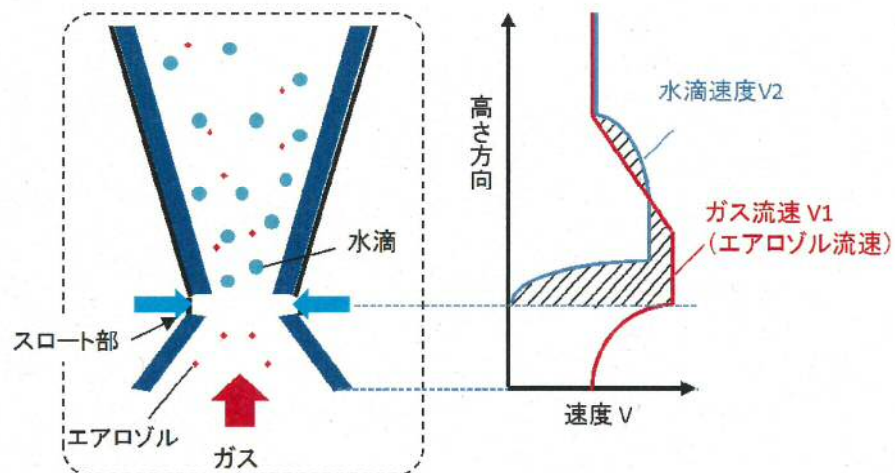
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3. 1. 1-4 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3. 1. 1-5 図に示す。



第 3. 1. 1-4 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



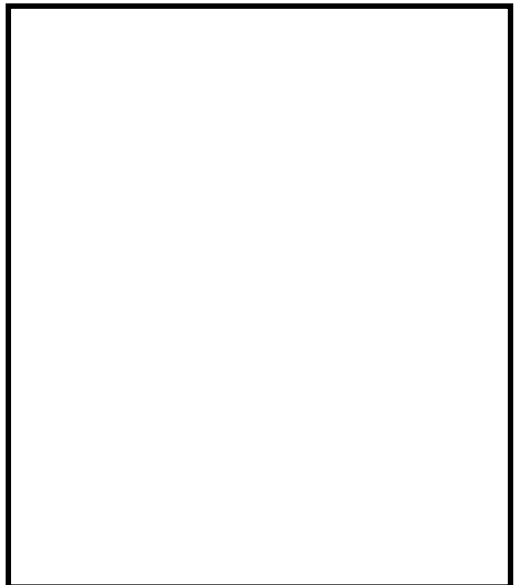
第 3. 1. 1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第 3.1.1-5 図に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速  $V_1$  と水滴速度  $V_2$  が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。



<補足>

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水に保持される。



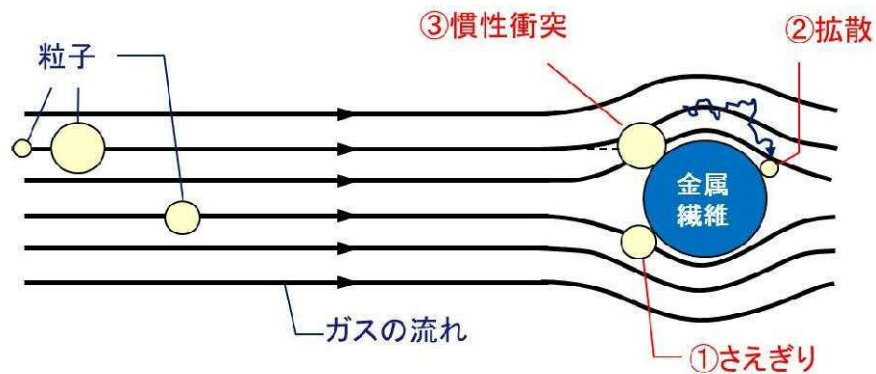
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、第3.1.1-7図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

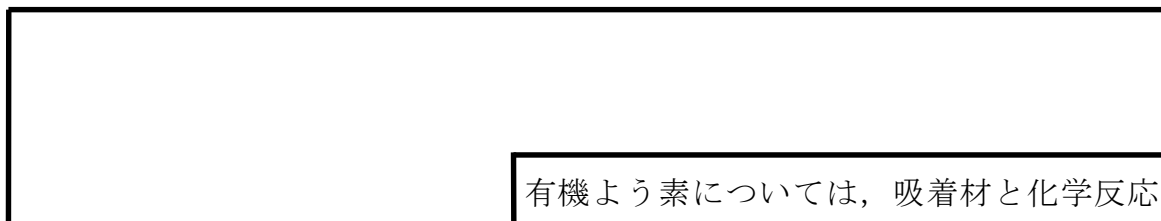
以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。



第3.1.1-7図 金属フィルタにおける除去原理

### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ $I_2$ ：元素状よう素）と有機よう素（ $CH_3I$ ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。



有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

#### (1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

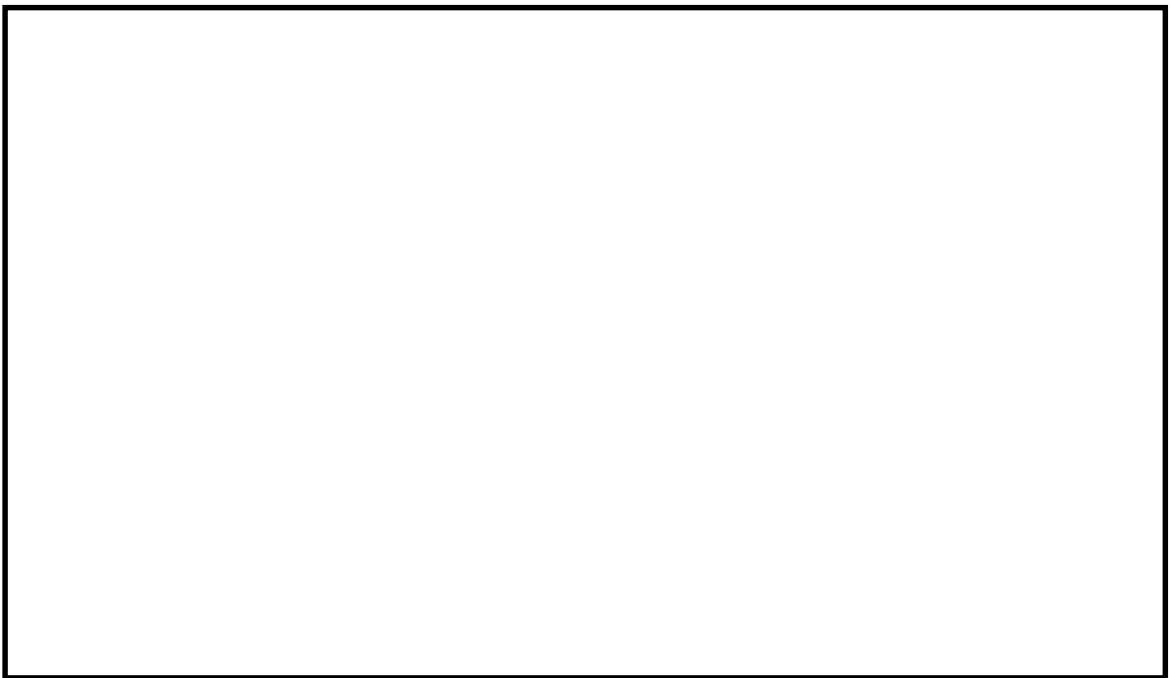
フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル・スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。



オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第 3.1.2-2 図に示す。



第 3.1.2-1 図 フィルタ装置内のベントガスの流れ



第 3.1.2-2 図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）



(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に [ ] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[ ]		

[ ]

以下に化学反応式を示す。

[ ]

[ ] スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.1.2-2)により、無機よう素を捕集する。

[ ]

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水の pH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

### (3) よう素除去部におけるよう素の除去



### 3.2 運転範囲

3.1.1 項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。また、3.1.2 項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水の pH 及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は [ ] となる。なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を [ ] とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は [ ] となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 [ ] とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は [ ] となるが保守的に 0~100% を運転範囲とする。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリに保つために、 [ ] が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は、 [ ] となる。

### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

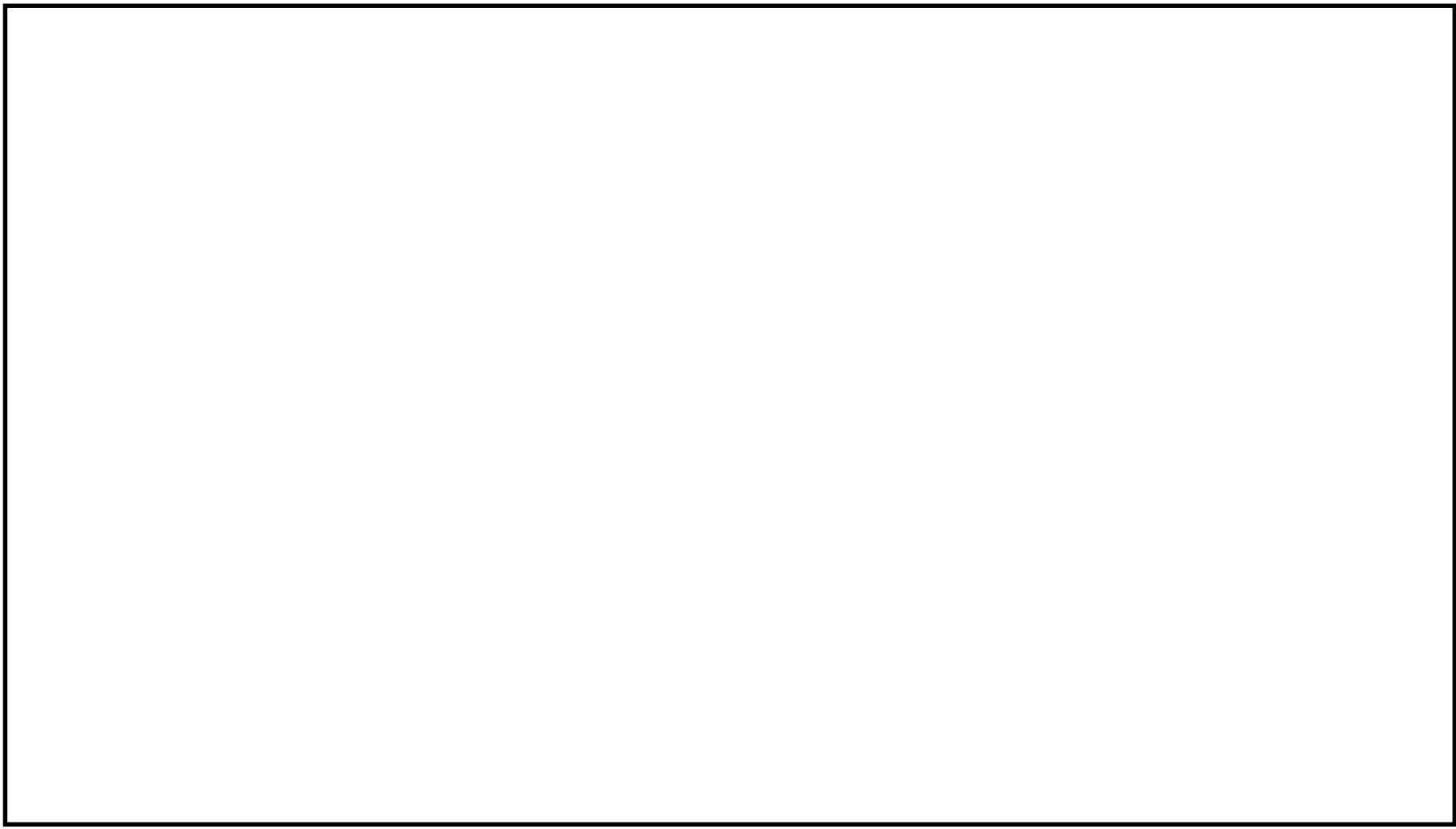
AREVA 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

##### (1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA 試験）

AREVA（当時 Siemens）社は、1980 年代から 1990 年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下、「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

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

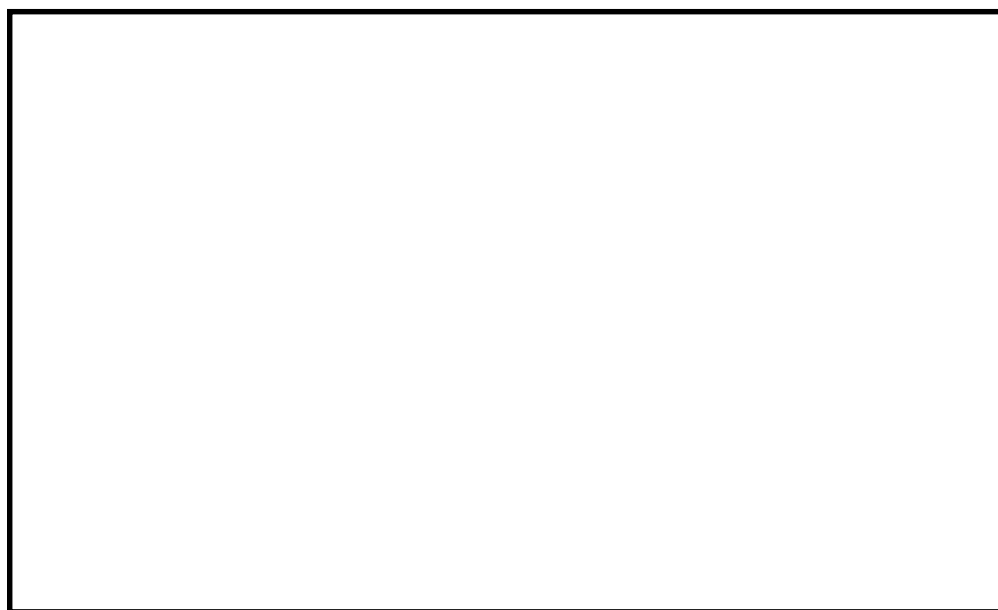




第 3.3.1-1 図 .JAVA 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試験条件	
圧力	<input type="text"/> bar[abs] ( <input type="text"/> kPa[abs] )
温度	<input type="text"/> °C
流量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
蒸気割合	<input type="text"/> %
エアロゾル	<input type="text"/>



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA 社は「JAVA」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK、その他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ (圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水の pH 等の化学条件) にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA 試験における無機よう素の試験条件を第 3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件 (無機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar [abs] ( <input type="text"/> kPa [abs])
温 度	<input type="text"/> °C
流 量	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
pH	<input type="text"/>
物 質	<input type="text"/>

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

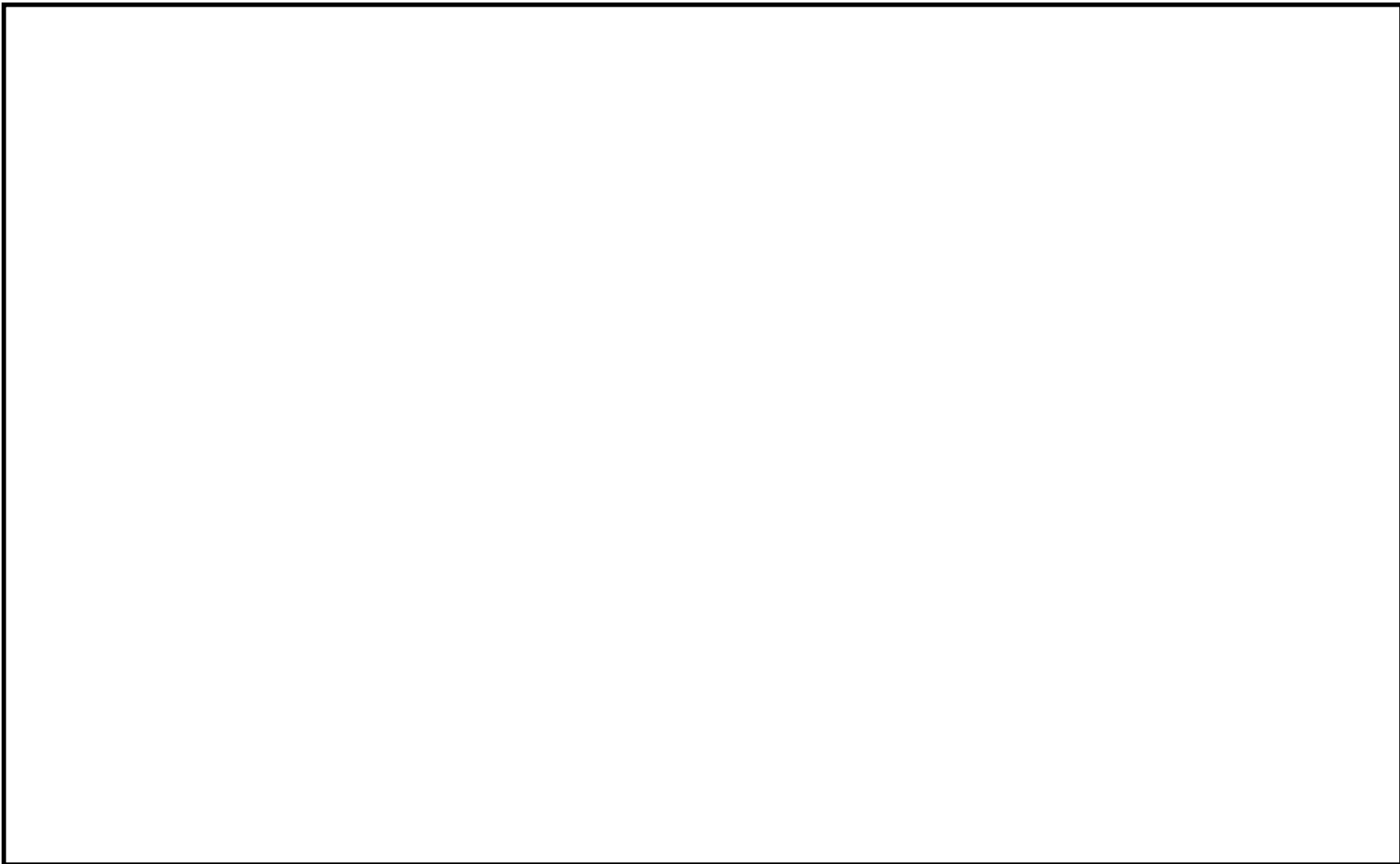
試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を第3.3.1-3図に、試験条件を第3.3.1-3表に示す。

第3.3.1-3表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar[abs] ( <input type="text"/> kPa[abs])
温 度	<input type="text"/> °C
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
過 熱 度	<input type="text"/> K
物 質	<input type="text"/>





第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要

### 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

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

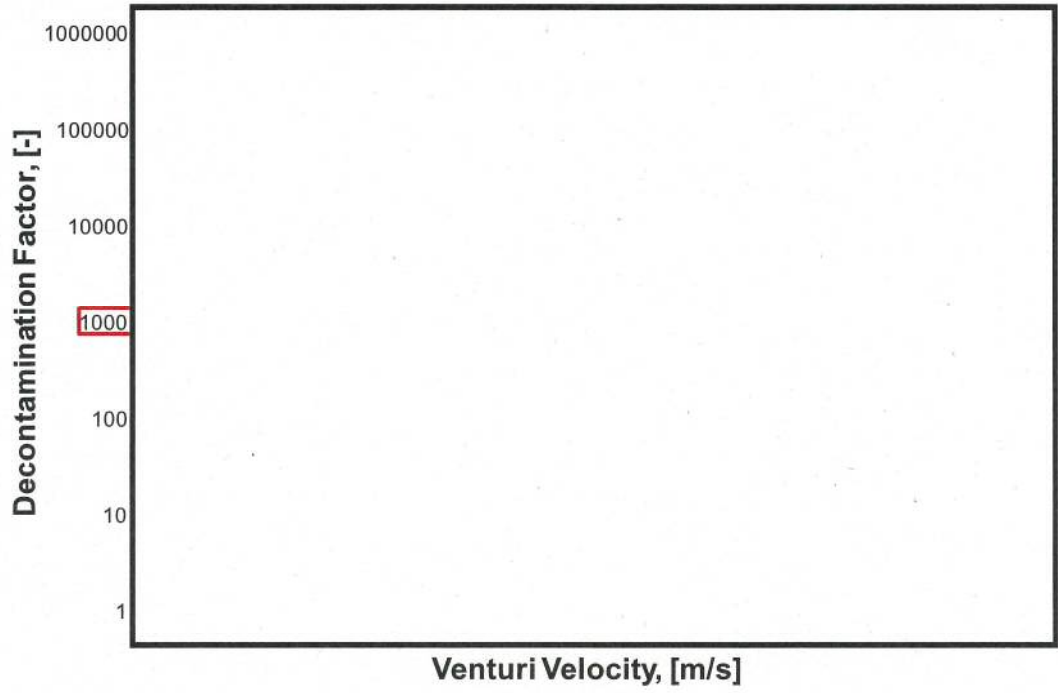
#### (1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算して確認した。

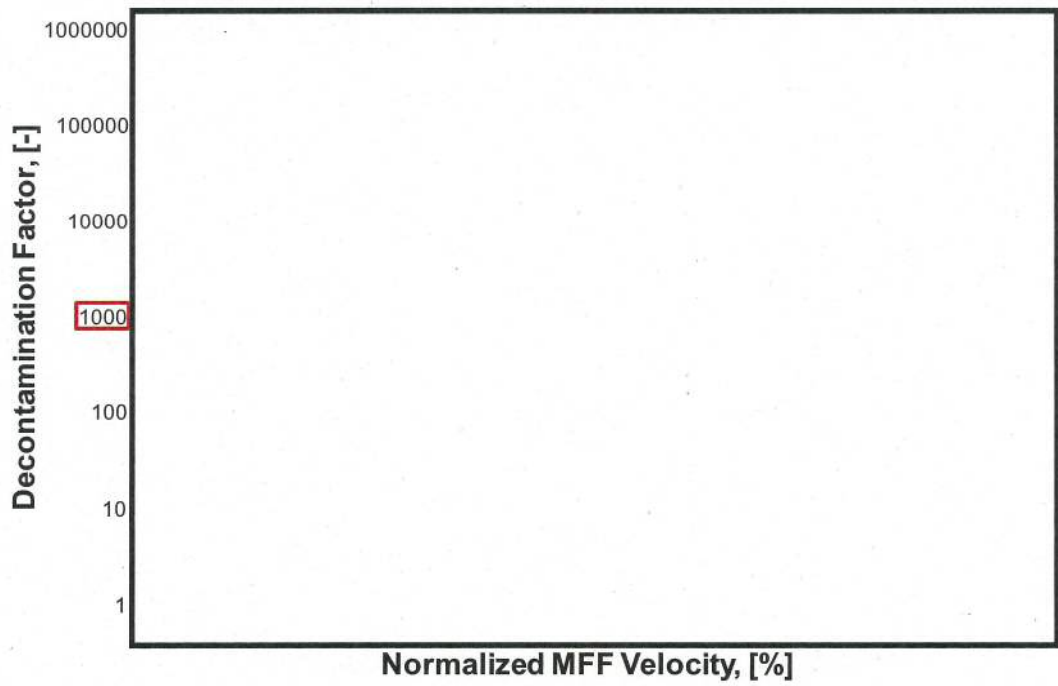
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲   と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1,000 以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。



第 3. 3. 2-1 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

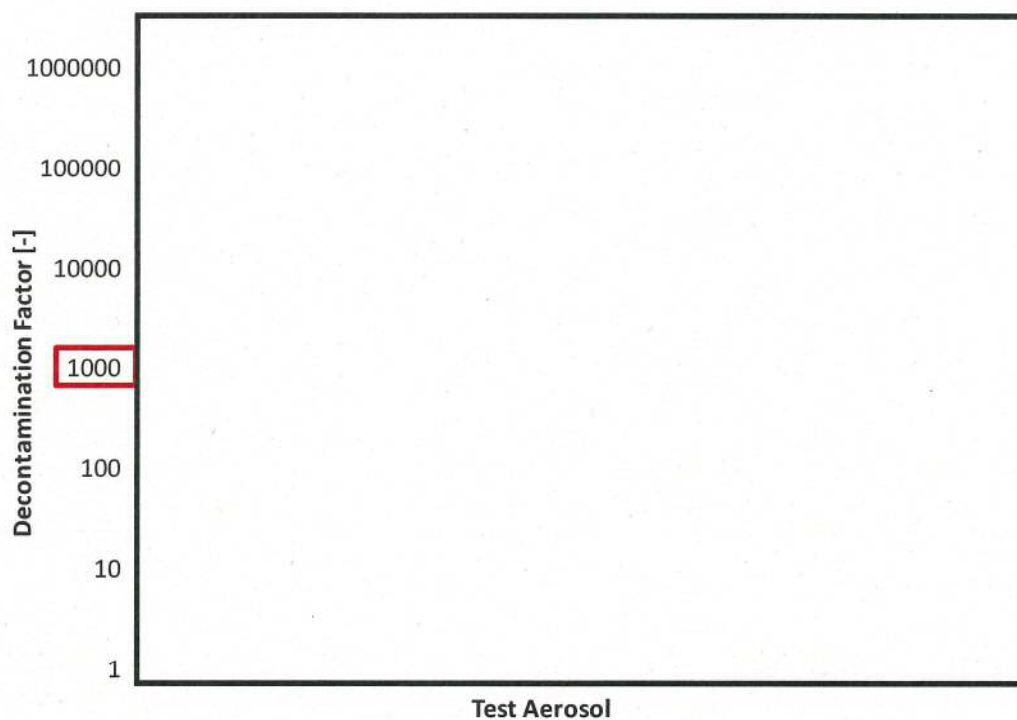


第 3. 3. 2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾル粒径

第 3. 3. 2-3 図に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径   の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF1, 000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は  である。試験用エアロゾルとしては質量中央径  を使用し、DF1, 000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

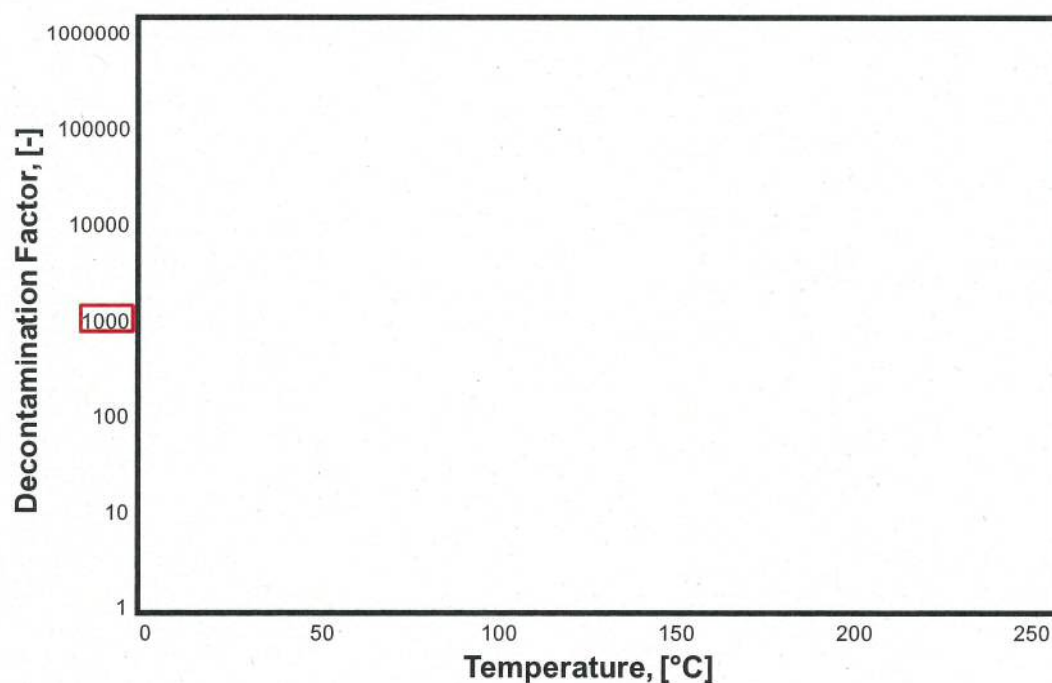


第 3. 3. 2-3 図 粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

第 3. 3. 2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1, 000 以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲  に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

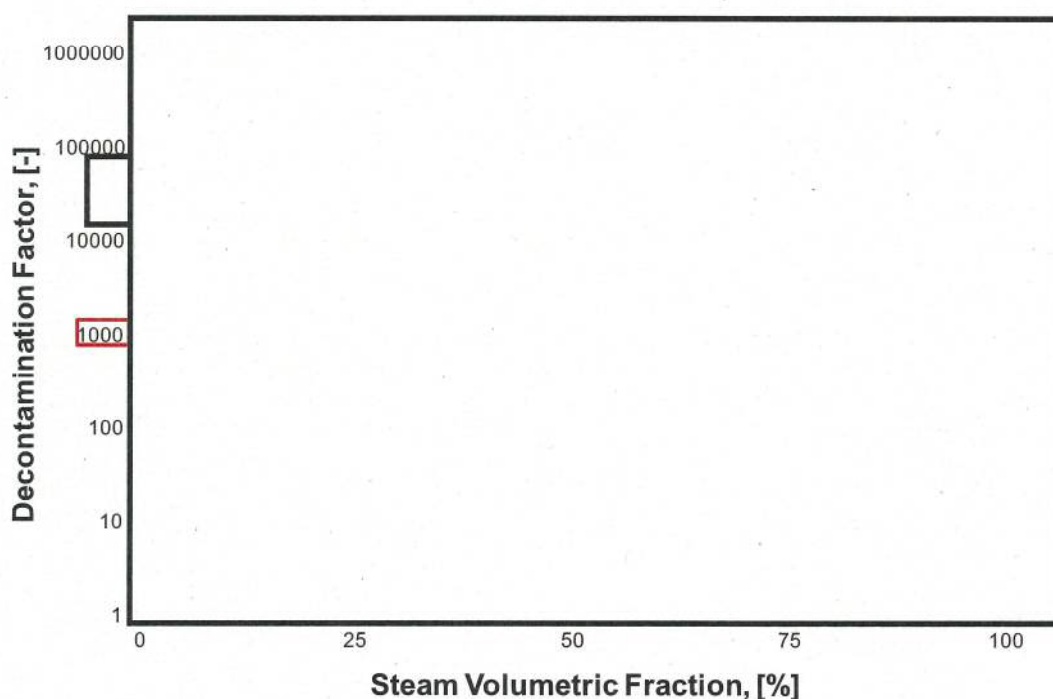


第 3. 3. 2-4 図 ガス温度に対する除去係数

#### (4) ガス蒸気割合

第 3. 3. 2-5 図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1, 000 以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100%）で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。



第 3. 3. 2-5 図 蒸気割合に対する除去係数

第 3. 3. 2-1 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3. 3. 2-2 表 エアロゾル  除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3. 3. 2-3 表 エアロゾル  除去性能試験結果 (1 / 2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

第 3. 3. 2-4 表 エアロゾル  除去性能試験結果 (2 / 2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )

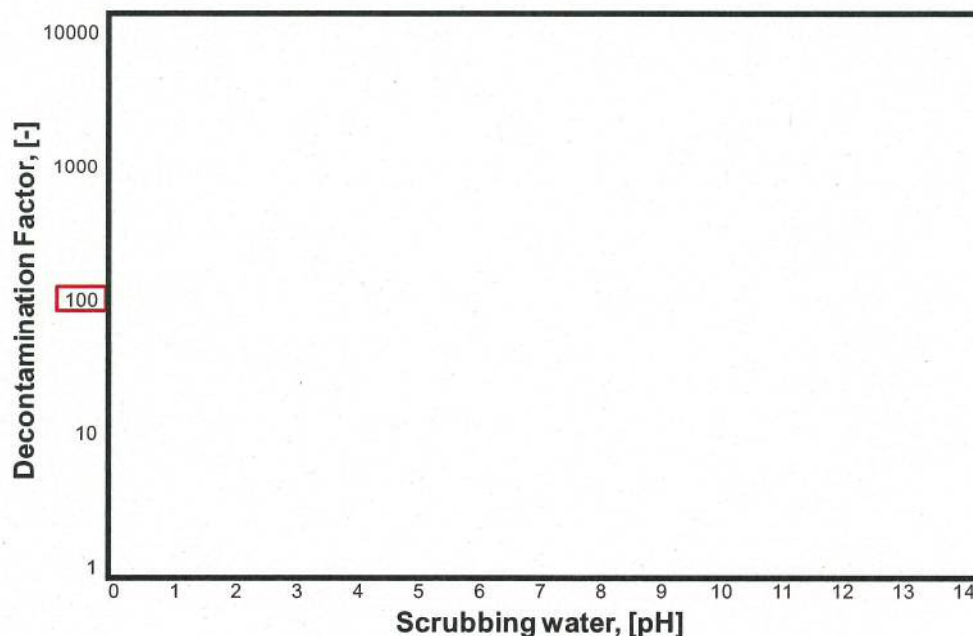


### 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

#### (1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3-1 図に、スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラビング水が  の状態においても設計条件である除去効率 99% (DF100) 以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ活性が高く、反応しやすいため、よう素除去部でも捕集されやすい。したがってベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることでさらに除去性能が高くなるものと考えられる。



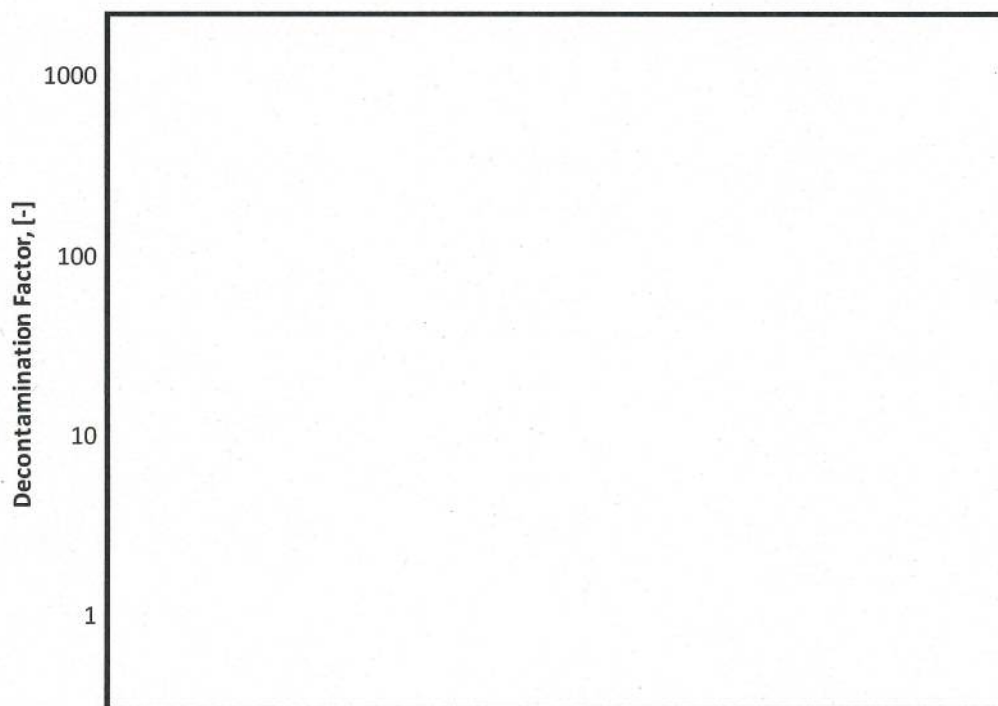
第 3.3.3-1 図 pH に対する無機よう素除去係数

第 3. 3. 3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

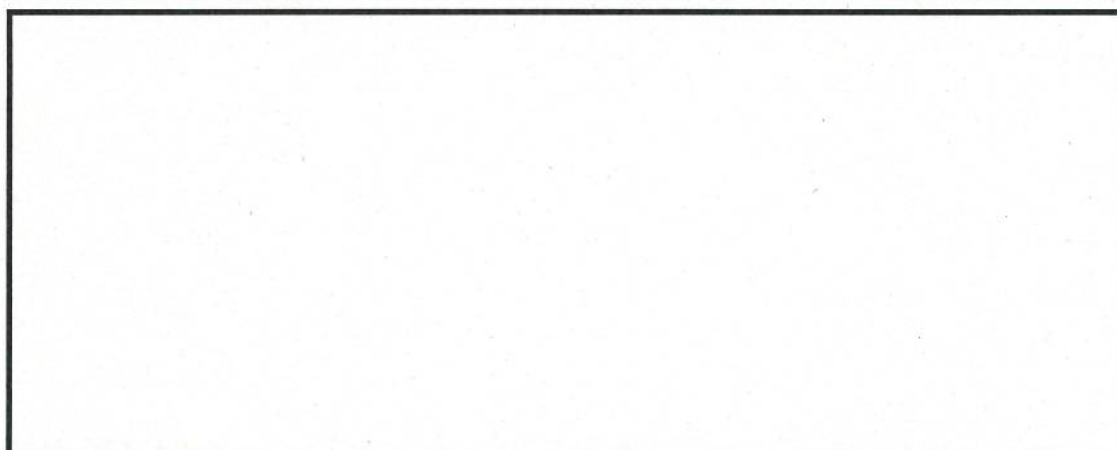
(2) 有機よう素除去性能試験結果

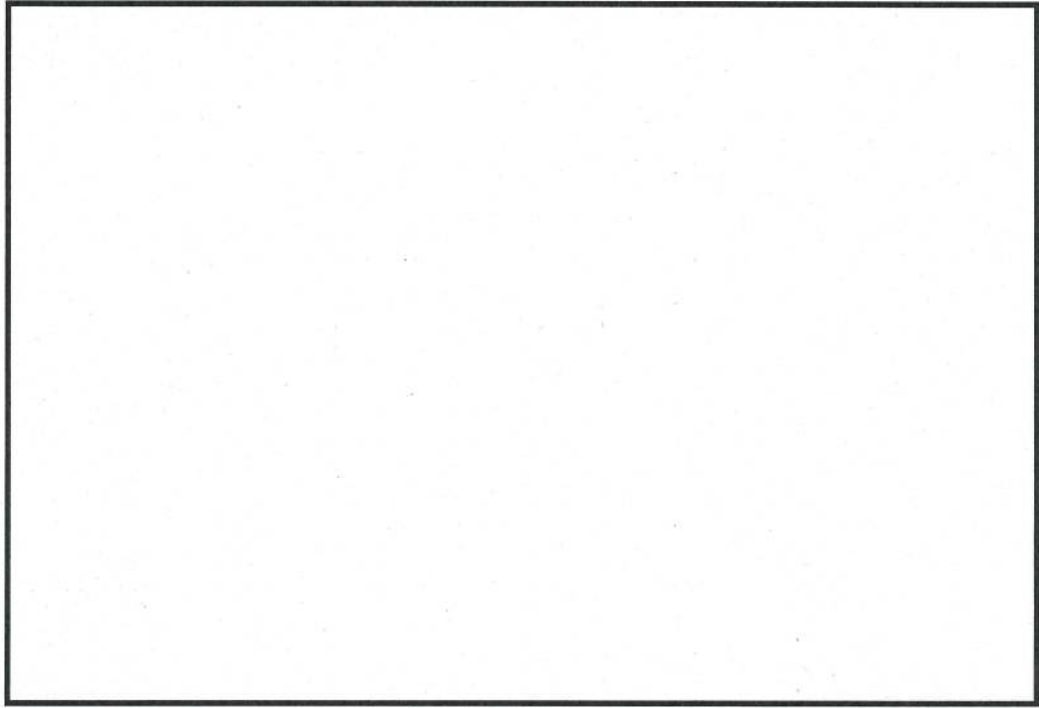
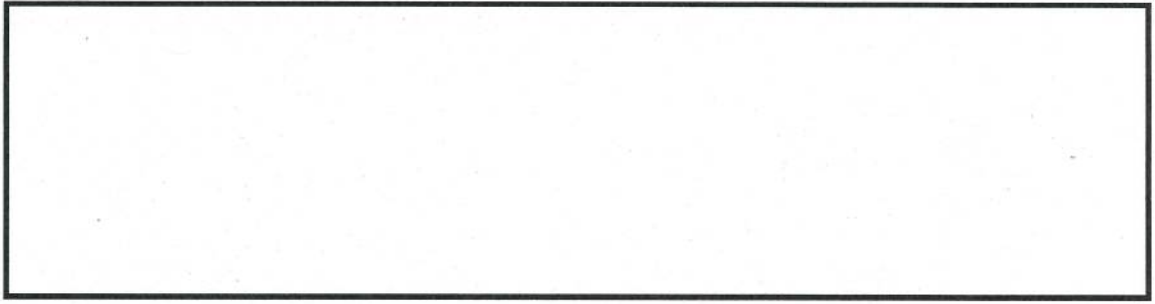
JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



第 3.3.3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

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





第 3. 3. 3-3 図 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

第 3. 3. 3-2 表 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol. %)		Removal Efficiency (%)

### 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

#### (1) エアロゾルの再浮遊

##### a. ベンチュリスクラバ部

##### (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

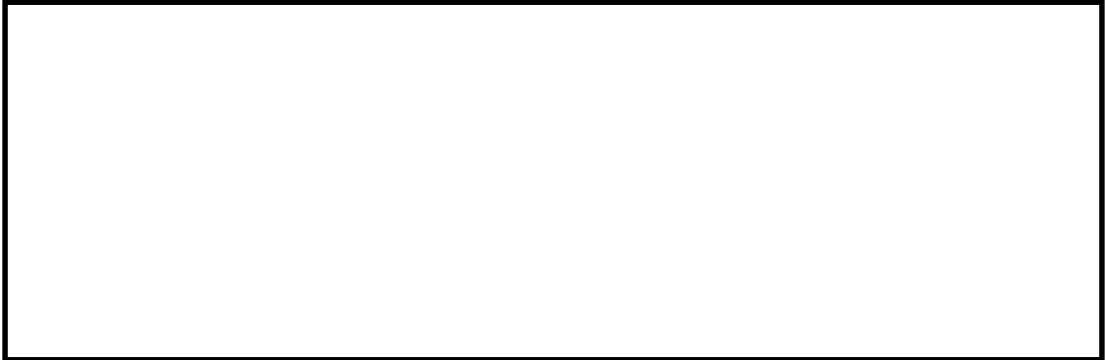
##### (b) 影響評価



以上のとおり、フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。（別紙9）

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。（別紙9）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集したよう素イオンが再び無機よう素となり、気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よ

う素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。(別紙 10)

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃)に対して、十分低く抑えることができる。(別紙 11)



(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後の格納容器ベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する  $\text{CaO}_2$  等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(別紙 9)

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤  との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達する

ことはない。(別紙 1 0)

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。(別紙 1 1)

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

冷温のスクラビング水に蒸気が流入すると、蒸気が凝縮し、水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価



## 4. 運用方法

### 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に、格納容器フィルタベント系の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器フィルタベント系の操作手順の概要について示す。

#### 4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・ 原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断LOCA）

3ケース全てにおいて、格納容器圧力が310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器フィルタベント系を使用するケースであり、格納容器フィルタベント系の操作方法来に相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

##### (1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、低圧代替注水系（常設）を起動し、事象発生から約25分後には手

動操作で逃がし安全弁 7 弁を開き原子炉を減圧することによって、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイを  $130\text{m}^3/\text{h}$  にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生の約 28 時間後にサブプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を図 4.1.1-1、系統概要図を図 4.1.1-2、格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.1-3 及び図 4.1.1-4 に示す。

解析上の時間

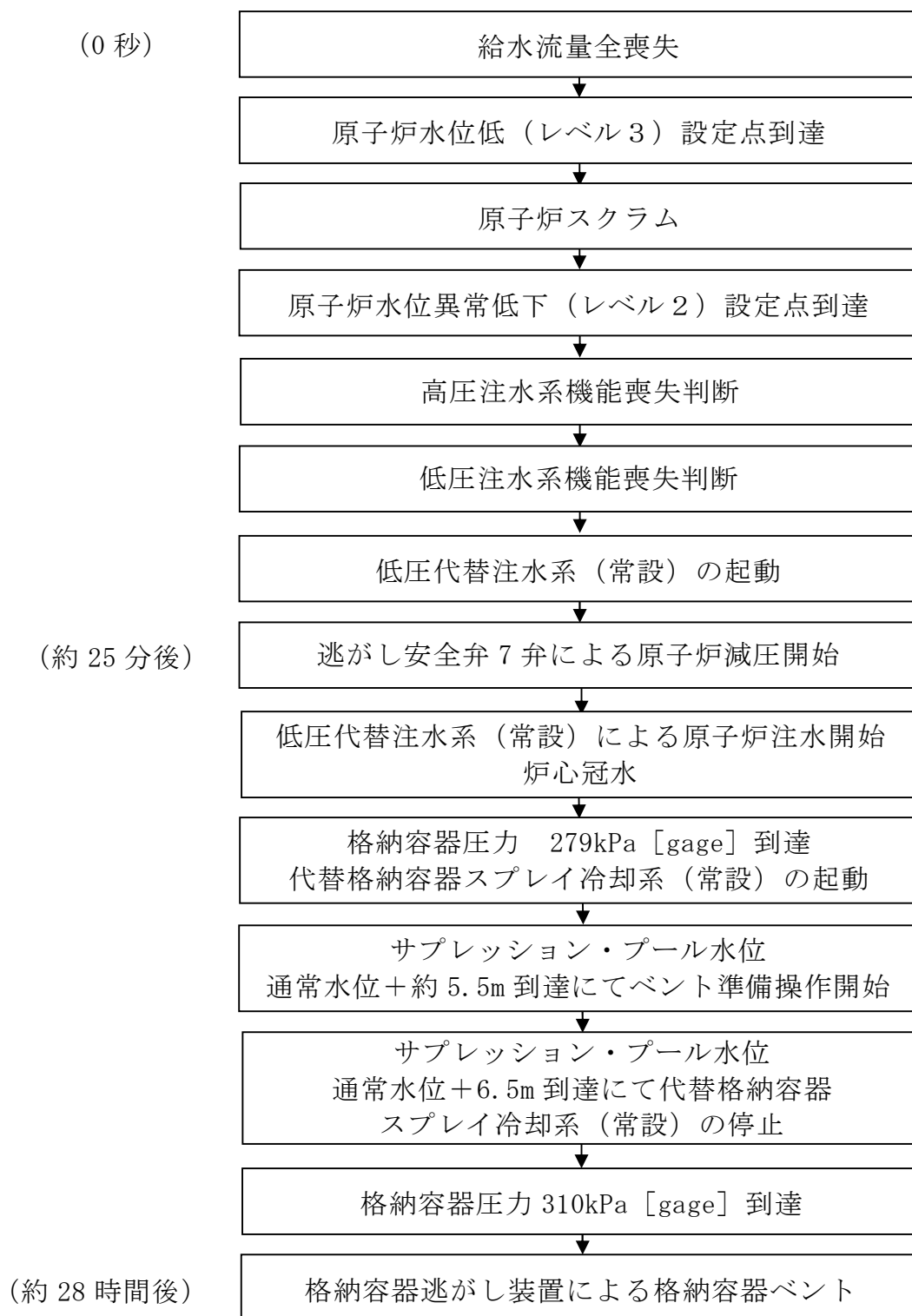


図 4.1.1-1 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

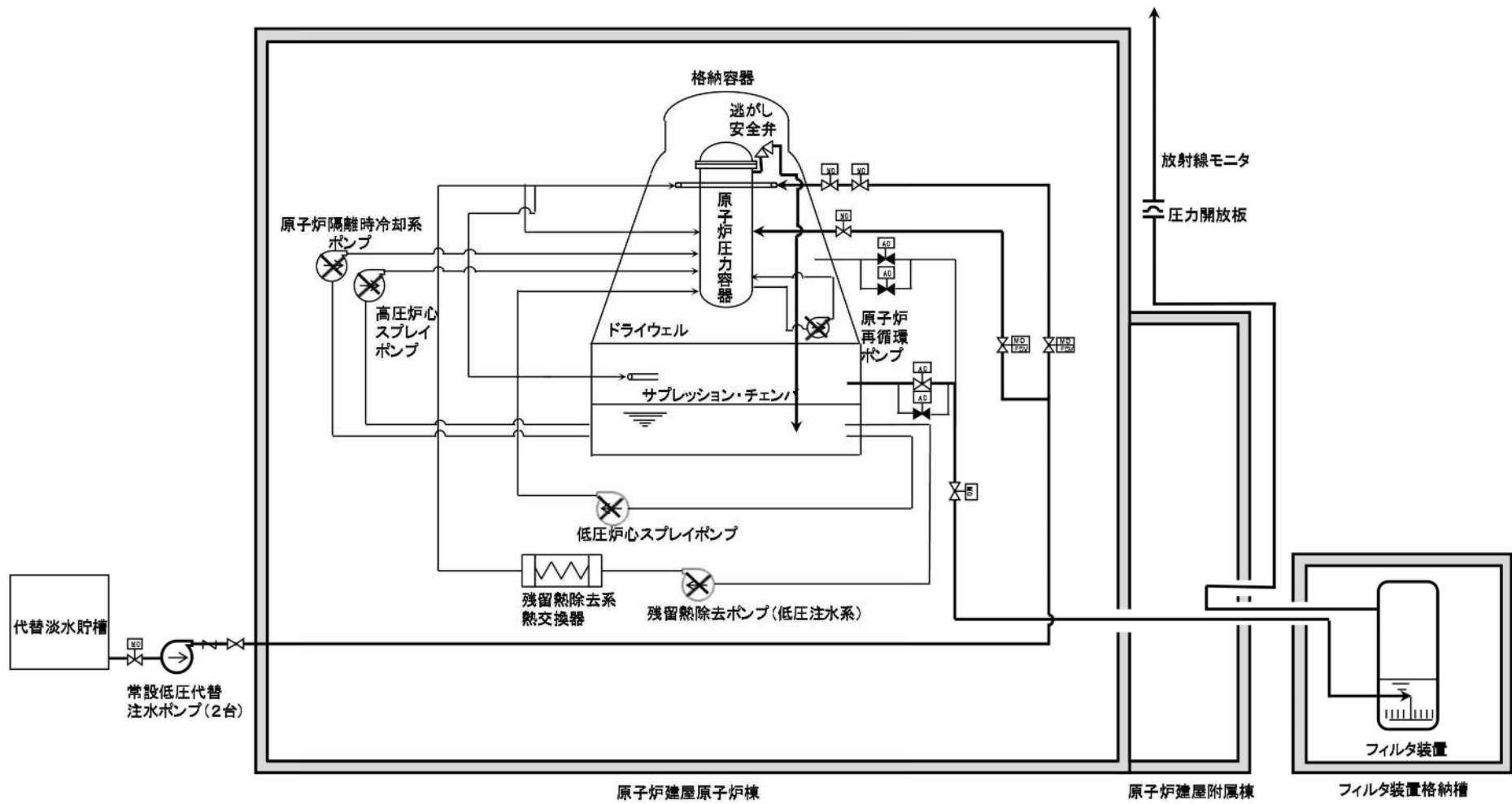


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

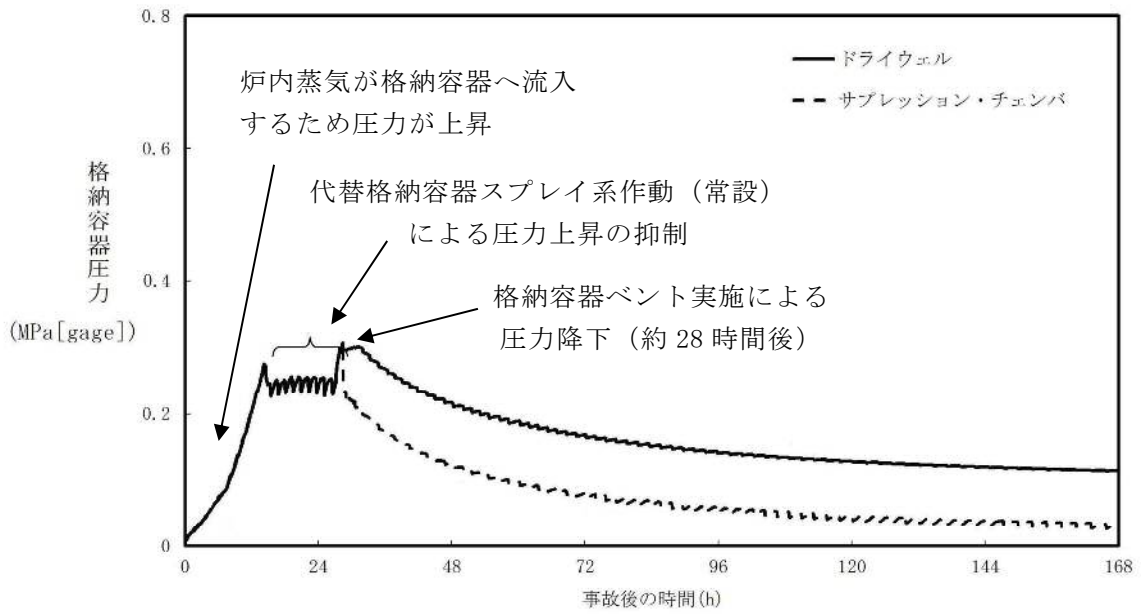


図 4.1.1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

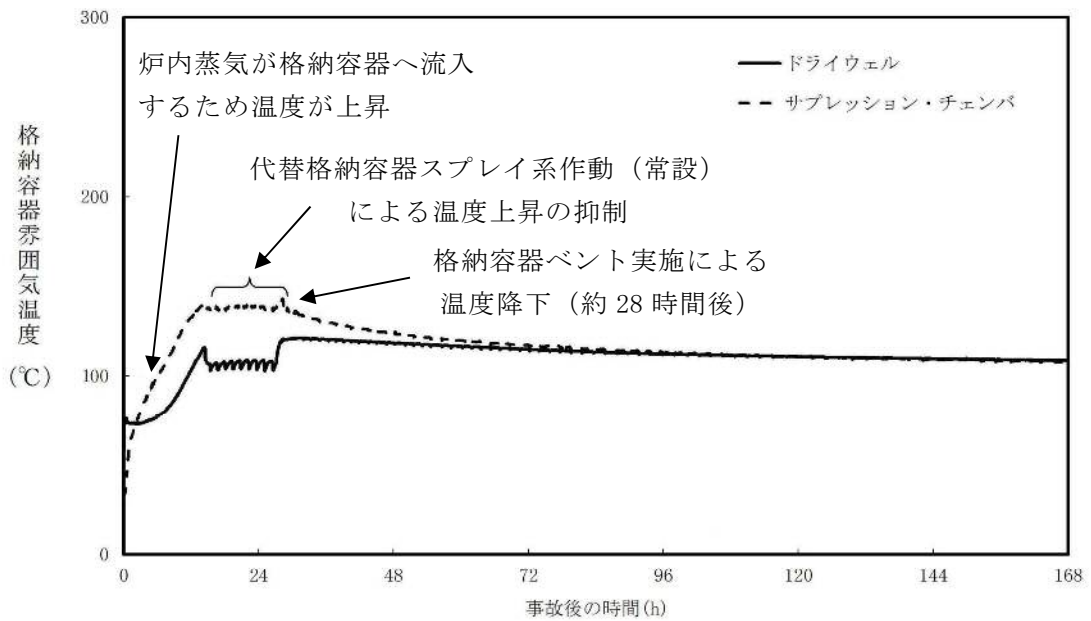


図 4.1.1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

#### 4.1.2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

格納容器圧力が 620kPa [gage]（限界圧力：2Pd）に到達するまでに格納容器フィルタベント系を使用するケースである。以下に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、表 4.1.2-1 に示すとおり、格納容器ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。さらに、格納容器フィルタベント系によりベントする場合は、格納容器フィルタベント系に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

表 4.1.2-1 Cs-137 の炉内内蔵量とベント時の大気への放出量

炉内内蔵量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約 $4.4 \times 10^5$	約 $1 \times 10^{-1}$	約 $1 \times 10^{-4}$



(1) 有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」の概要

大破断 L O C A 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するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備からの電源供給により、低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器温度の上昇を抑制する。

原子炉注水及び格納容器スプレイの実施後約 1 時間で炉心が再冠水することに伴い過熱蒸気の発生が抑えられるため、格納容器スプレイを停止するが、格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が 465kPa [gage]（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器スプレイ（130m<sup>3</sup>/h の 465kPa [gage] ～400kPa [gage] 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は外部水源を使用するため、サブプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 19 時間経過した時点で、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 +6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環

冷却を使用しない場合)」のシナリオの概要を図 4.1.2-1, 系統概要図を図 4.1.2-2, 格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.2-3 及び図 4.1.2-4 に示す。

解析上の時間

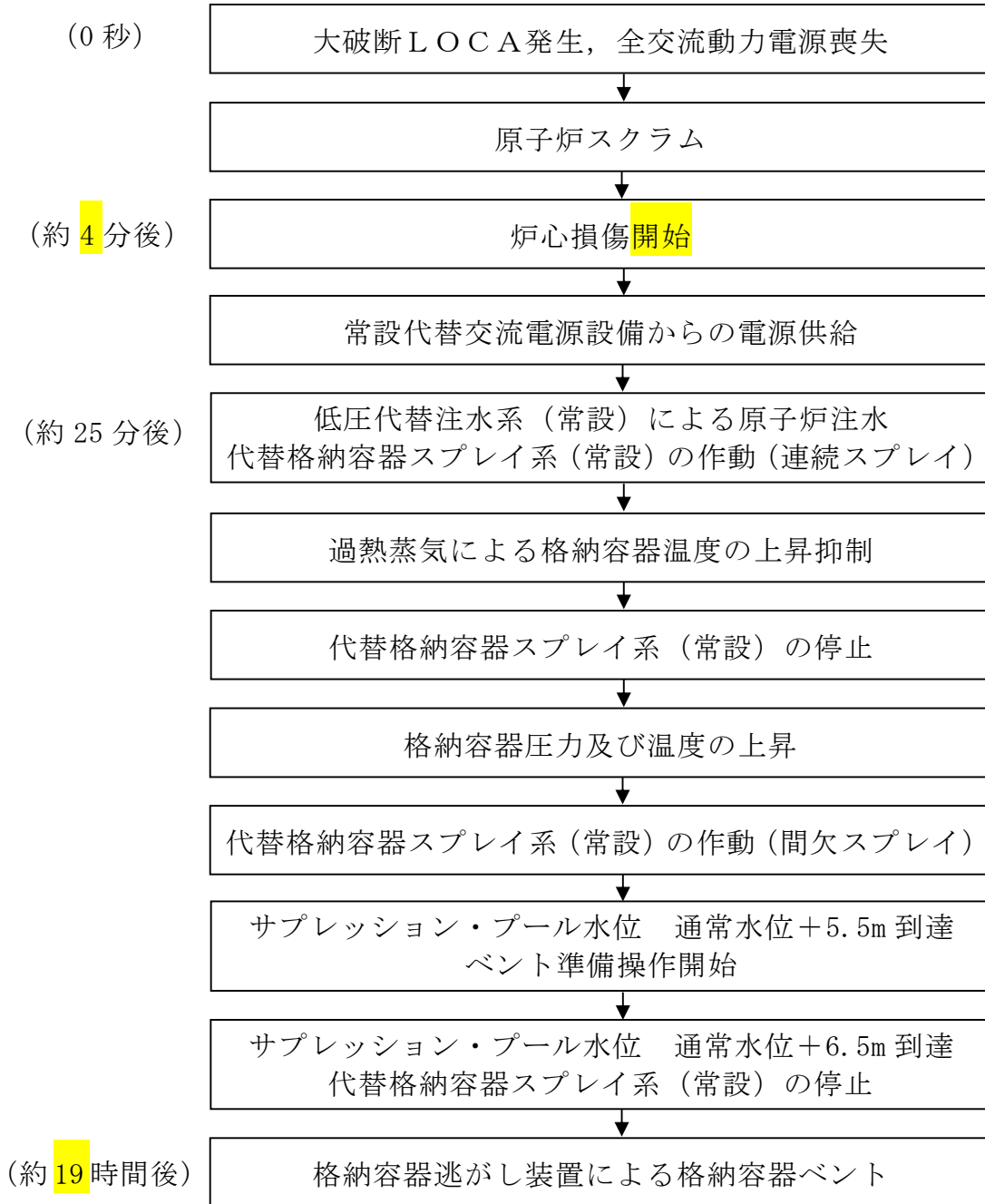


図 4.1.2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (循環冷却を使用しない場合)」のシナリオの概要

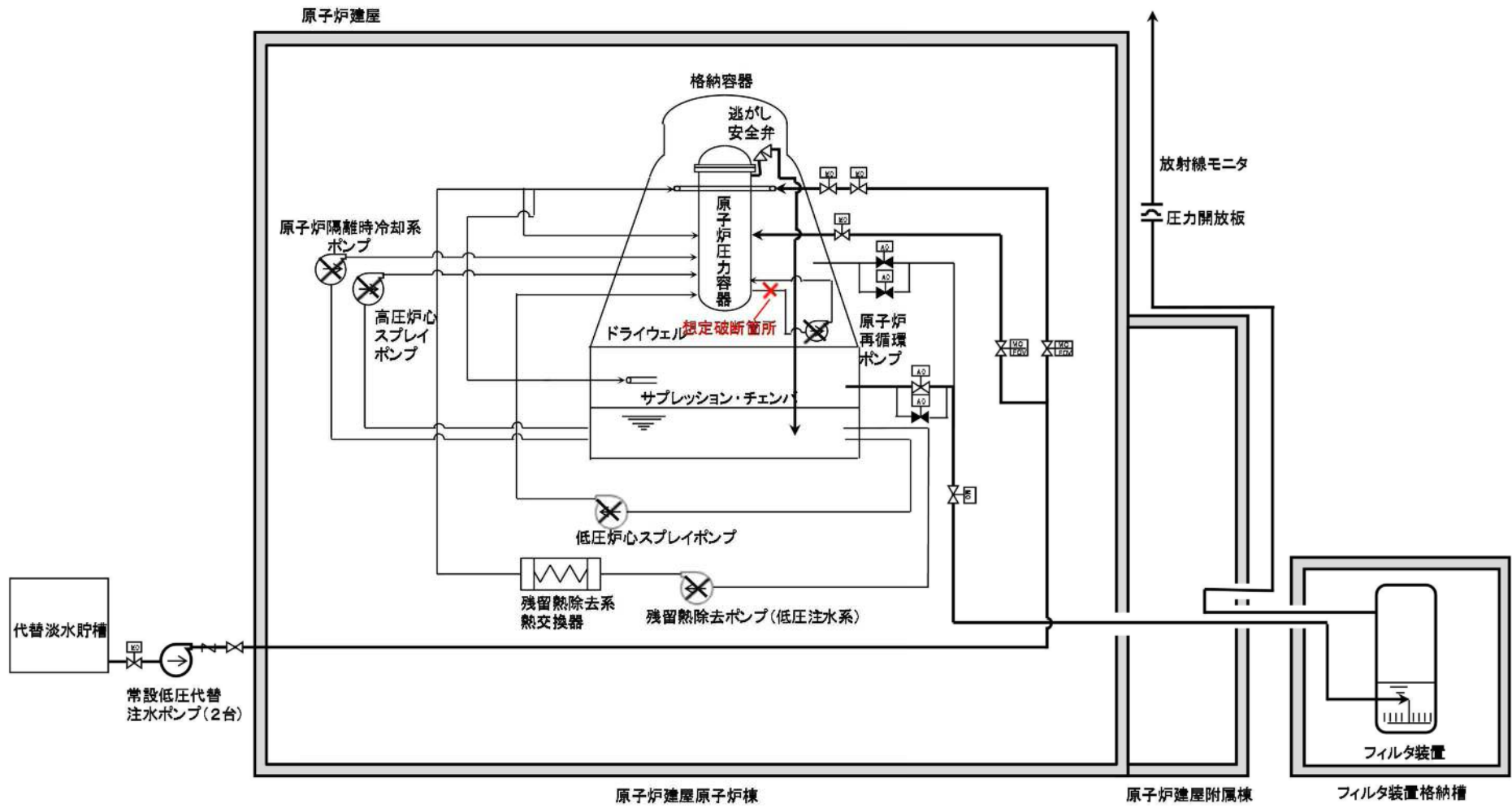


図 4. 1. 2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」

における系統概要図

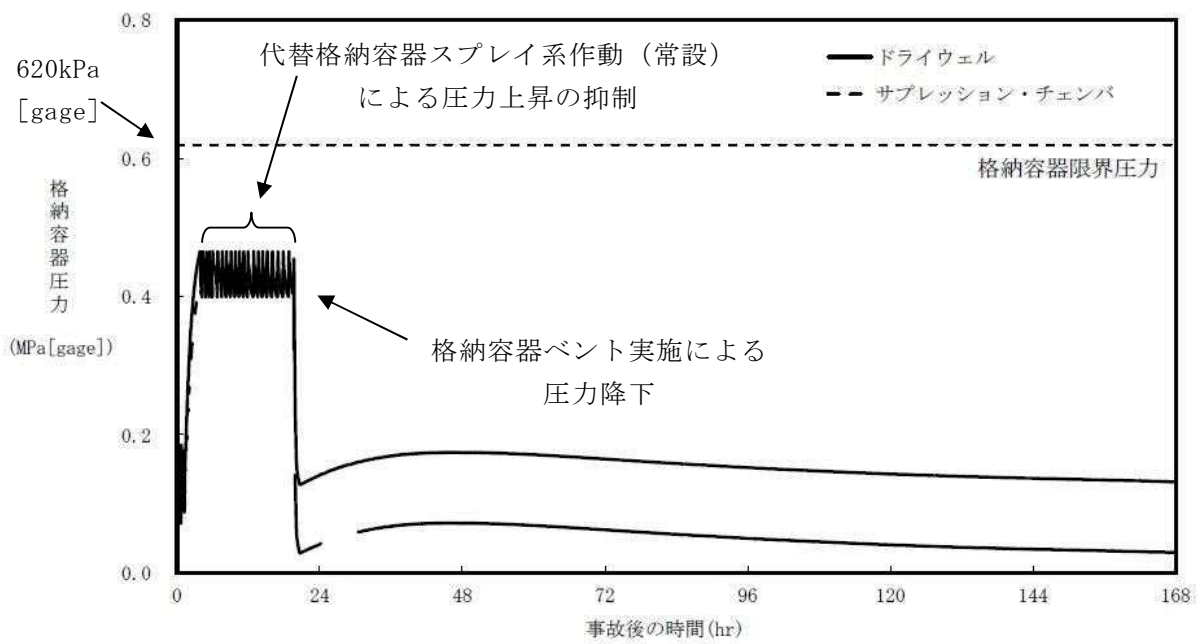


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (循環冷却を使用しない場合)」における格納容器圧力の推移

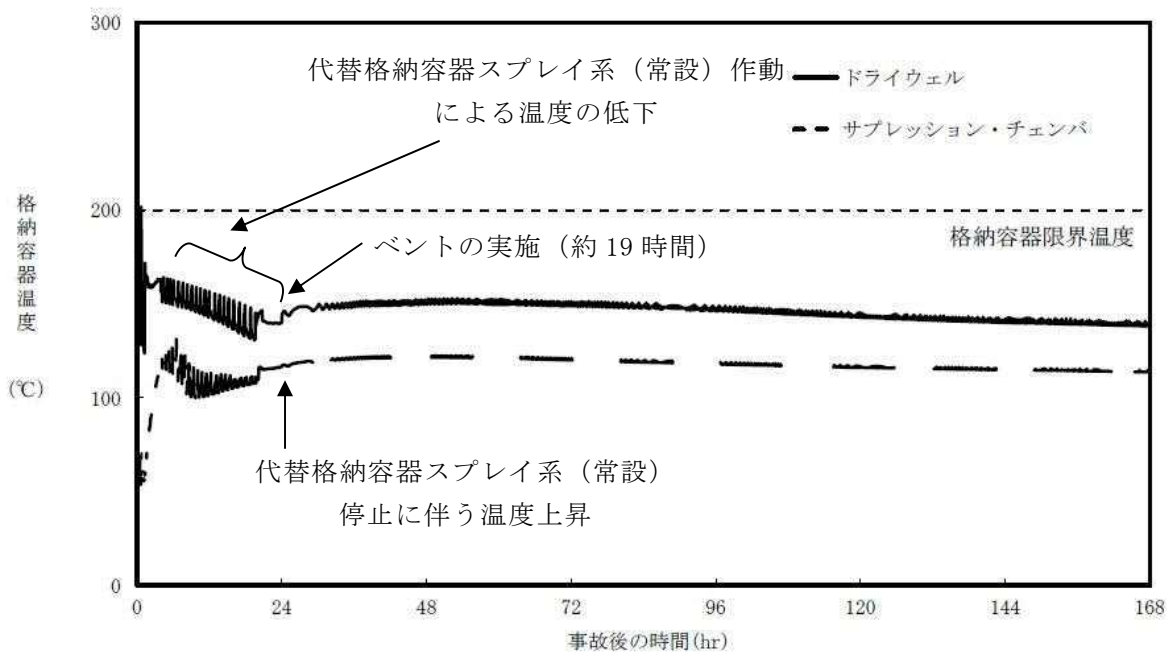


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (循環冷却を使用しない場合)」における格納容器温度の推移

#### 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時には第一弁で隔離するため、第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れが無い状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器フィルタベント系への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を図4.1.3-1に示す。

※：図中の番号は 4.1.3(2) b. (a) 及び(b) に対応している

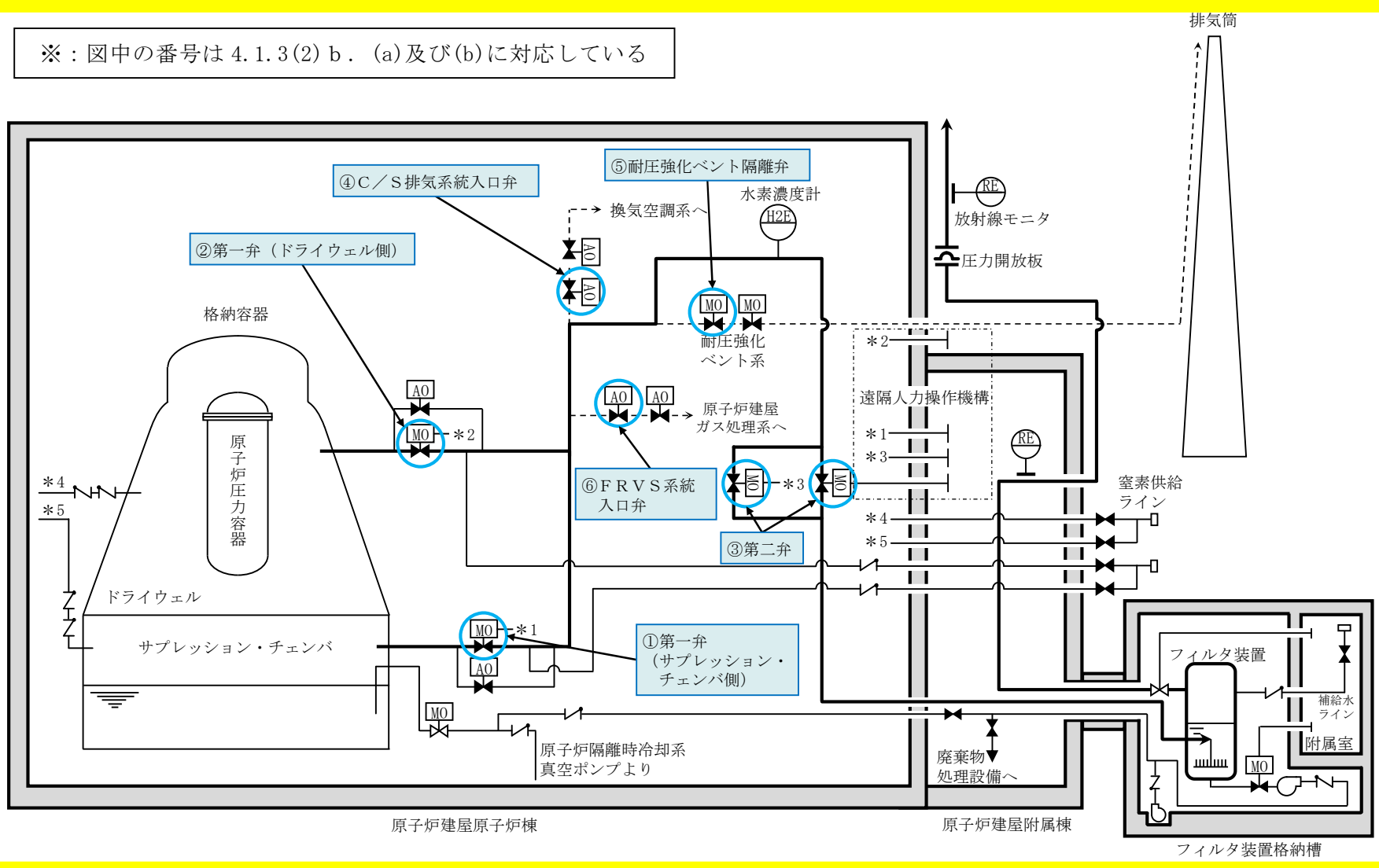


図 4.1.3-1 格納容器フィルタベント系の系統概要図(操作対象箇所)

(1) 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、表 4.1.3-1 に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止、格納容器内での水素燃焼防止及び大気へ放出される放射性物質の総量の低減ができる。

表 4.1.3-1 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達
		格納容器スプレイが実施できない場合
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol%到達
	大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃到達
原子炉建屋水素濃度 2vol%到達		

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 217kPa [gage] から 279kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施する。外部水源によるスプレイであるため、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的



としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施し、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。なお、格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損を防止する観点からベント実施を判断する。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素**燃焼**が発生するおそれがある。この水素**燃焼**の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。

格納容器の機能の劣化により格納容器からの著しい漏えいが発生した場合には、フィルタ装置を介したベントを実施することにより、大気へ放出される放射性物質の総量の低減を図る。ベント実施の判断フローを図 4.1.3-2～4 に示す。

炉心損傷の有無の判断は、表 4.1.3-2 に示すパラメータを確認する。

表 4.1.3-2 確認パラメータ（炉心損傷判断）

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウエル又はサブ レッション・チェンバ の $\gamma$ 線線量率	設計基準事故（主蒸気管破断，原子炉冷却 材喪失）において想定する希ガスの追加放 出量相当の $\gamma$ 線線量率の 10 倍以上となっ た場合，炉心が損傷したものと判断する※。

※ この基準は，炉内内蔵量の割合約 0.1%に相当する希ガスが格納容  
器内に放出した場合の $\gamma$ 線線量率相当となっている。（別紙 23）

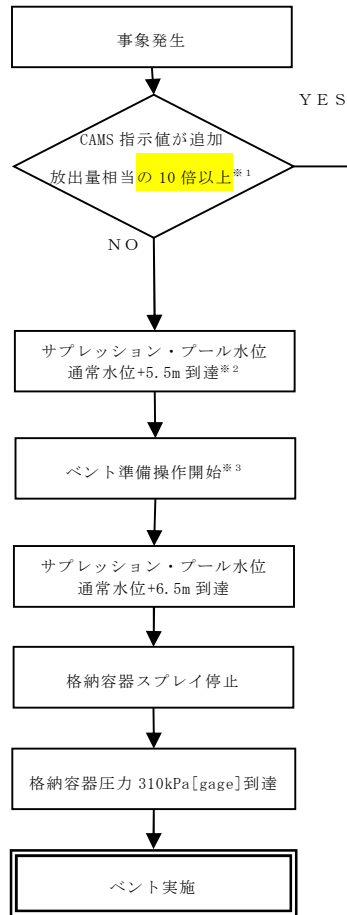


図 4.1.3-3 図に  
詳細フローを示す

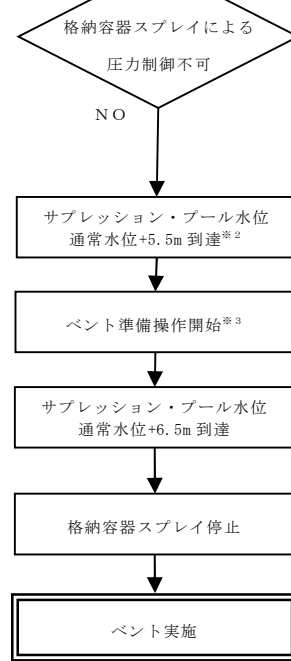
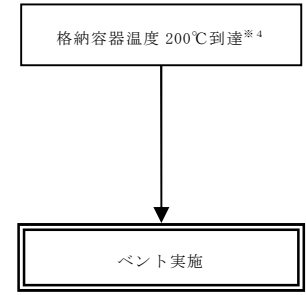
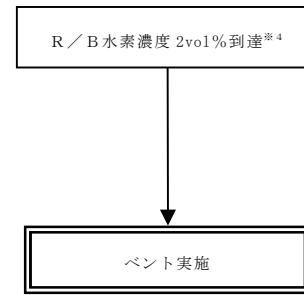
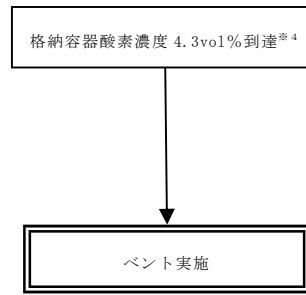
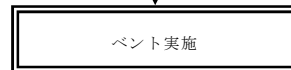


図 4.1.3-4 図に  
詳細フローを示す



- ※1 原子炉格納容器雰囲気放射線モニタγ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、スプレイ及びベントの運用を変更する。
- ※2 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。
- ※3 ベント準備は、格納容器限界圧力到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。
- ※4 事故対応実施中にベント基準に到達した場合には、ベント準備操作及びベント操作を実施する。

図 4.1.3-2 ベント実施の判断フロー

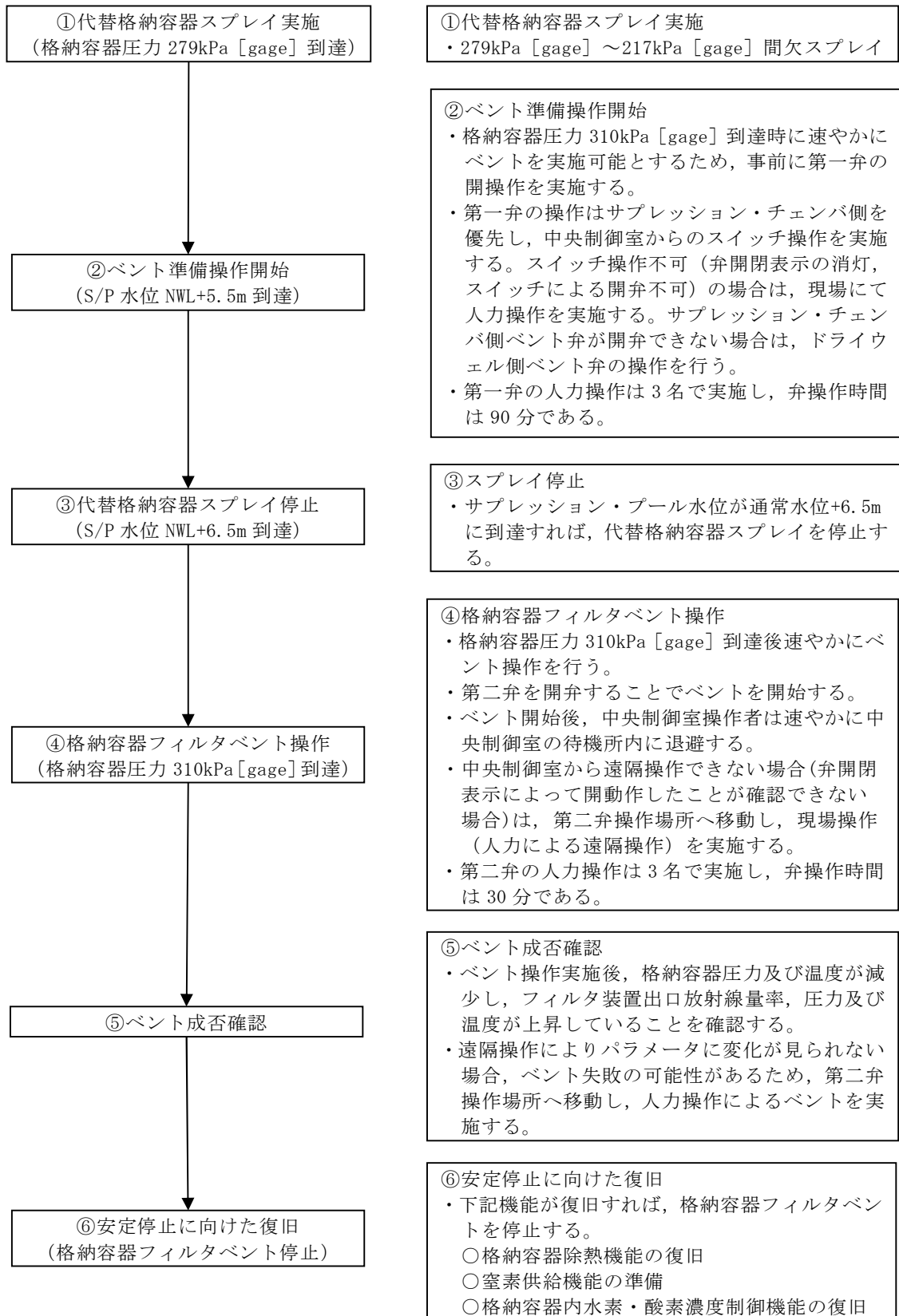


図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー

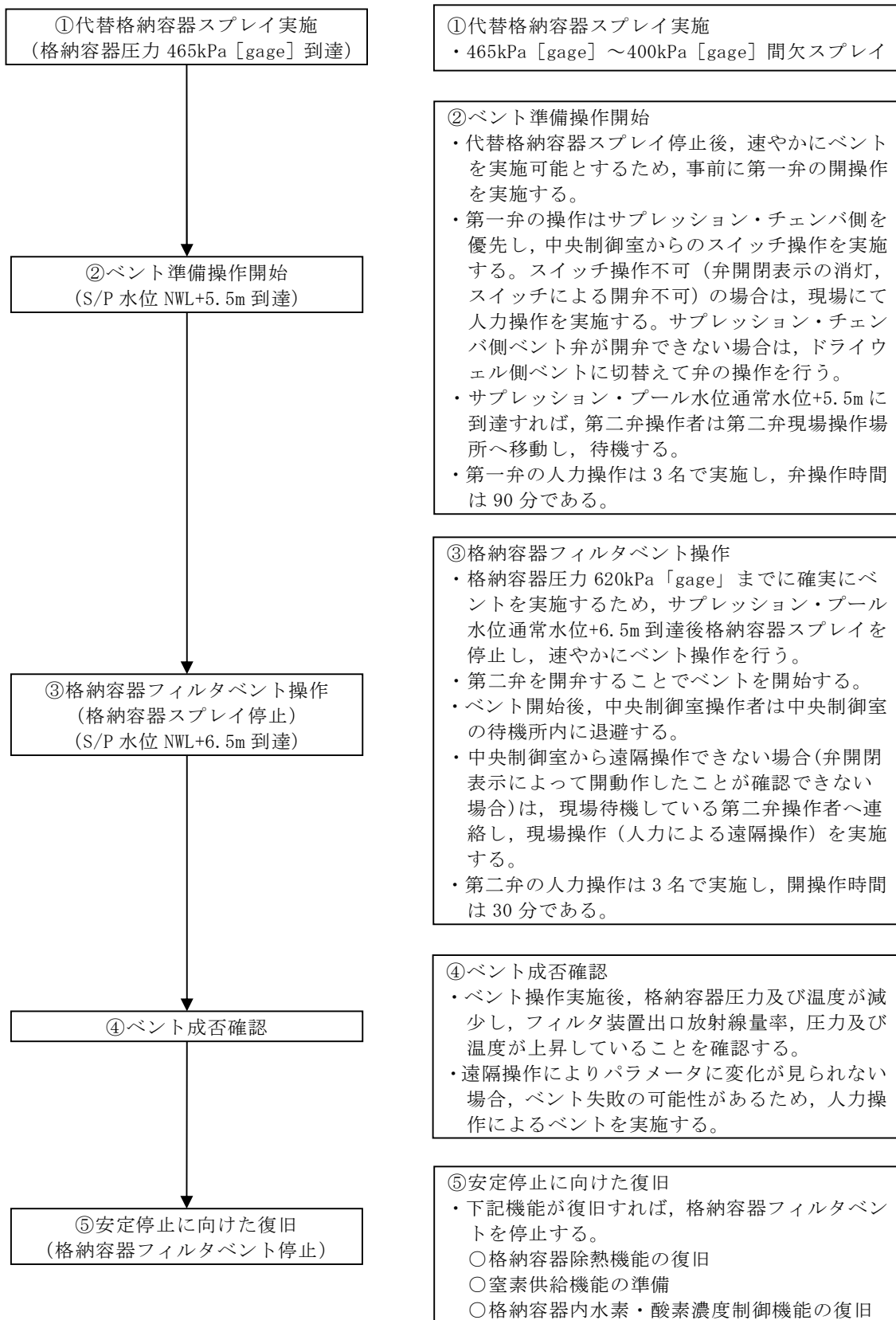


図 4.1.3-4 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

## (2) 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

### a. 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、表 4.1.3-3 に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

表 4.1.3-3 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
フィルタ装置水位	待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること
スクラビング水 pH	アルカリ性であること
排気ライン圧力	微正圧に維持されていること

### b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、図 4.1.3-1 の番号に対応している。

#### (a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウェル側）

③第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷がある場合、格納容器圧力が620kPa[gage]到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。

(別紙 26)

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サプレッション・プール水位

なお、ベント準備実施基準であるサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達以前に表 4.1.3-1 に示すいずれかのベント実施基準を満たした場合には、ベント準備操作とベント実施操作を連続して実施する。

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-4 に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としている。本操作はベント実施に不可欠な操作であることから、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。



表 4.1.3-4 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 67mSv/7日間※			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋附属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋附属棟 (二次格納施設外)		【炉心損傷後】 3.5mSv/h以下※			

※値は現在の最新値（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を装置したベント準備の余裕時間についてタイムチャートを図 4.1.3-5 に示す。

図 4.1.3-5 に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】

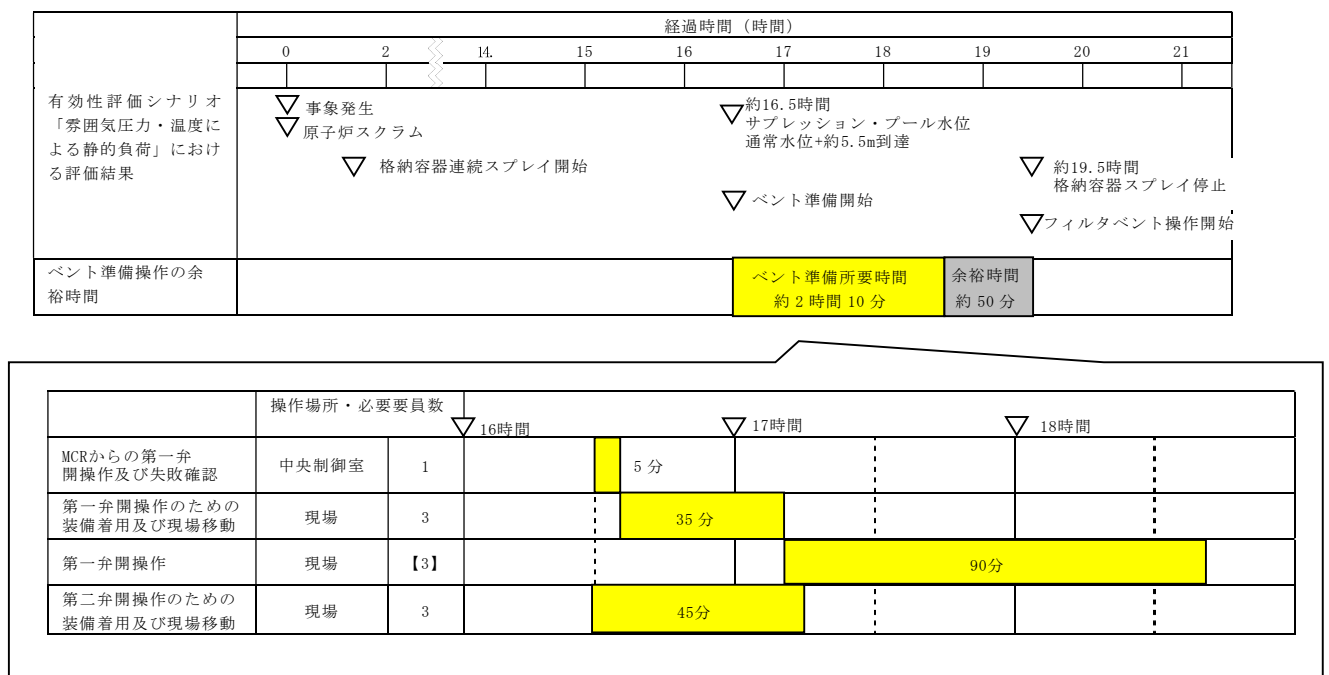


図 4.1.3-5 ベント準備操作のタイムチャート

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力である 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の ±約 0.6vol% 及び時間余裕を考慮して設定した。

iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損防止のため、ベント実施を判断する。(別紙 25)

iv) 格納容器温度が 200℃に到達時点

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力に達する前に限界温度を下回る 200℃に達し、いずれは過温破損に至る。このような場合、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。(別紙 21)

v) 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点で格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減し、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。(別紙 24)

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 19)

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、間欠格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (SA)

iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイによる圧力制御失敗によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力
- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

iv) 格納容器温度が 200℃に到達時点

格納容器温度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・ドライウェル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度

v) 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

## h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-5 に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋附属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実行線量は、約 11mSv（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）である。

表 4.1.3-5 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 67mSv/7日間*	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋附属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下*	ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

※値は現在の最新値（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を装置したベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを図 4.1.3-6 に示す。

図 4.1.3-6 に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力である 620kPa[gage]到達までに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。

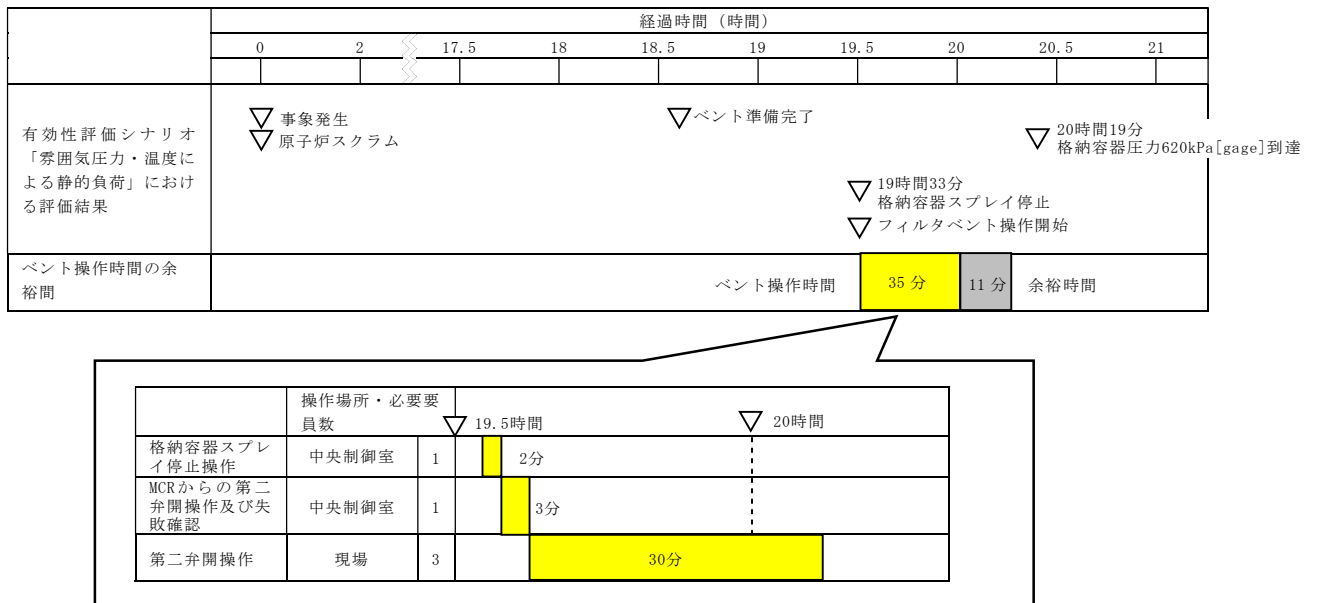


図 4.1.3-6 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、表 4.1.3-6 に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

表 4.1.3-6 確認パラメータ（ベント操作開始時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	指示値が低下すること
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線量率	

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素ガスが流入しても水素**燃焼**には至らない。



k. ベント継続時

ベント継続時は、表 4.1.3-7 に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

また、フィルタ装置への水及び薬液の補給が必要になった場合には、水及び薬液を外部接続口から補給する。

表 4.1.3-7 確認パラメータ (ベント継続時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと
サプレッション・プール水位	
フィルタ装置圧力	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置スクラビング水温	
度	
フィルタ装置出口放射線量率	
モニタリングポスト放射線量率	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション<sup>\*</sup>及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響

響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、炉心損傷を判断する場合までにある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベント停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

## 1. ベント停止操作

表 4.1.3-8 に示す機能が全て復旧したことにより、長期的に格納容器の安定状態を継続できることが確認され、表 4.1.3-9 に示すパラメータの確認によりベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。

表 4.1.3-8 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	
窒素供給機能	可搬型窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止する</li> <li>・系統内のパージを実施する</li> </ul>
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

表 4.1.3-9 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

図 4.1.3-7 にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ① 窒素供給設備により格納容器に窒素を注入する。

- ・ ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初を実施する。
  - ・ ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。
- ②第一弁を閉とし、ベントを停止する。
- ・ 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
  - ・ フィルタ装置への窒素供給を開始する。
- ③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・ ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ④可燃性ガス濃度制御系を起動する。
- ・ 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
  - ・ 起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。
- ⑤残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を開始し、格納容器の圧力を制御する。
- ・ 残留熱除去系の熱交換器への通水を開始することにより、格納容器の除熱を開始する。

・残留熱除去系の熱交換器への通水量を調整することで、格納容器の負圧を防止する。

⑥格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-10 に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋附属棟）にて手動操作を実施する。

表 4.1.3-10 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第一弁閉操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 67mSv/7日間※	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋附属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 3.0mSv/h以下※	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
室素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。  【炉心損傷後】 3.0mSv/h以下※	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。

※値は現在の最新値（先行プラントの審査を踏まえ再評価中）

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は,表 4.1.3-11 で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

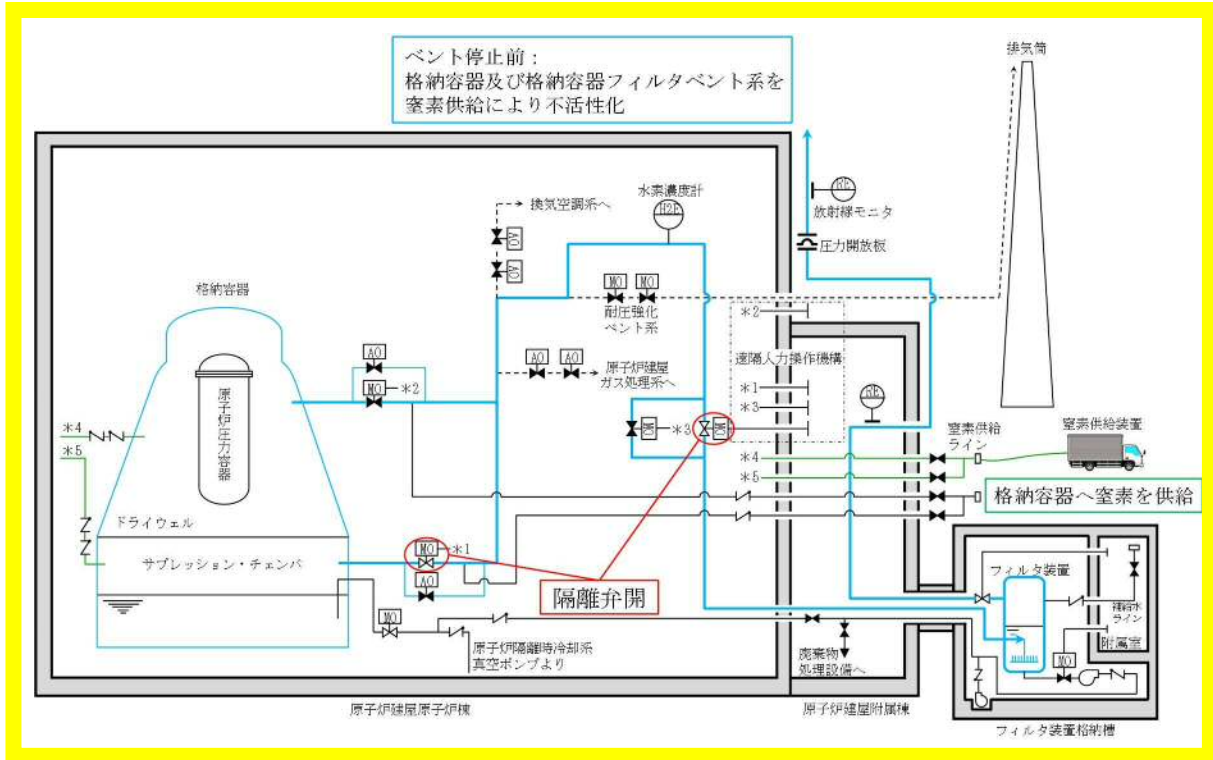
表 4.1.3-11 確認パラメータ (ベント停止後)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内が負圧でないこと</li> <li>・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと</li> </ul>
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置入口水素濃度	
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送時を除く)
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置出口放射線量率	放射線量率の異常な上昇がないこと

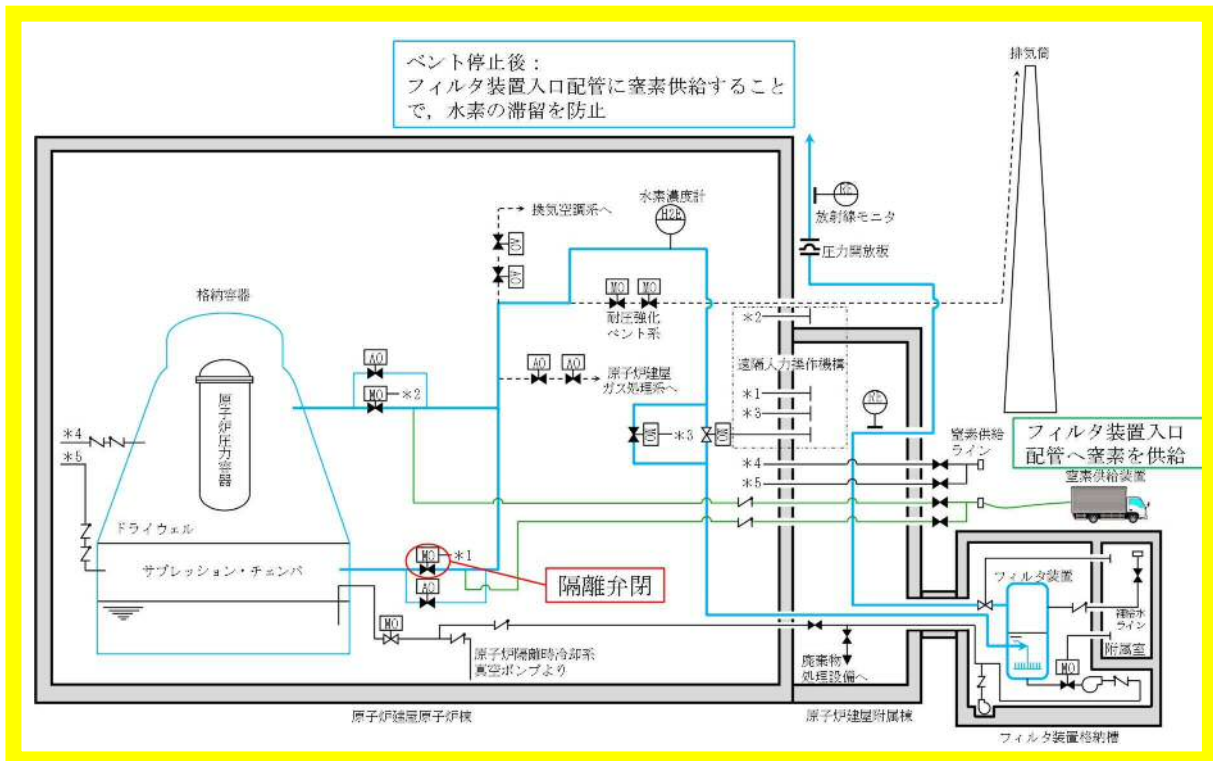
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから,ベント操作を停止した後は,フィルタ装置を大気と隔離するため,フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお,フィルタ装置出口弁の閉操作については,フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

図 4.1.3-8 にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第 4.1.3-7 図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第 4.1.3-8 図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

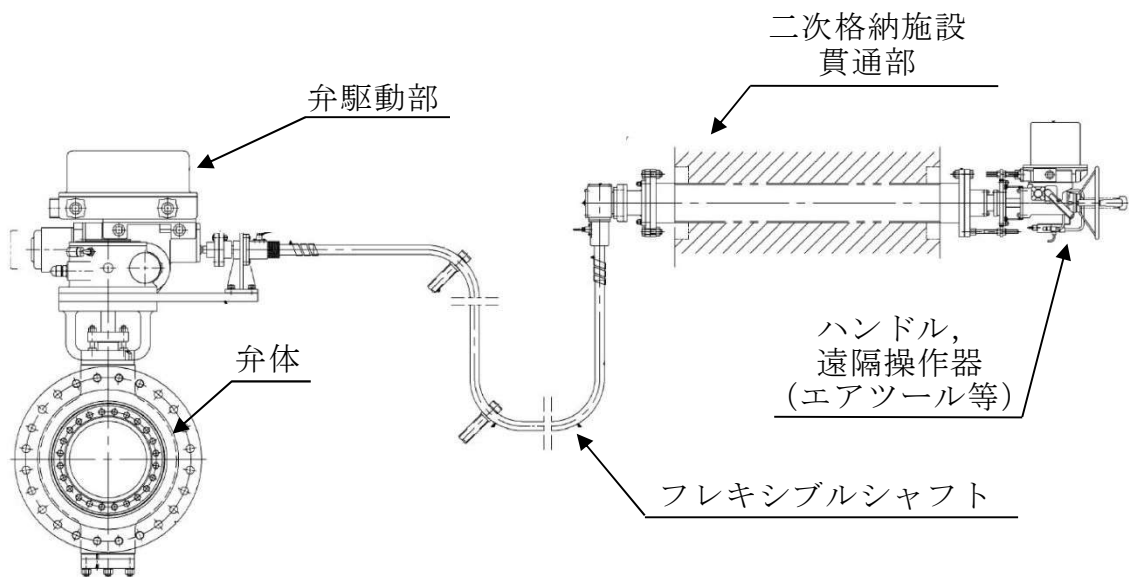
## 4.2 現場における操作について（別紙 17, 18）

### 4.2.1 隔離弁の現場操作

第一弁，第二弁とも交流電源で駆動することから，常設代替交流電源設備または可搬型代替交流電源設備から受電することで，中央制御室からの操作が可能である。

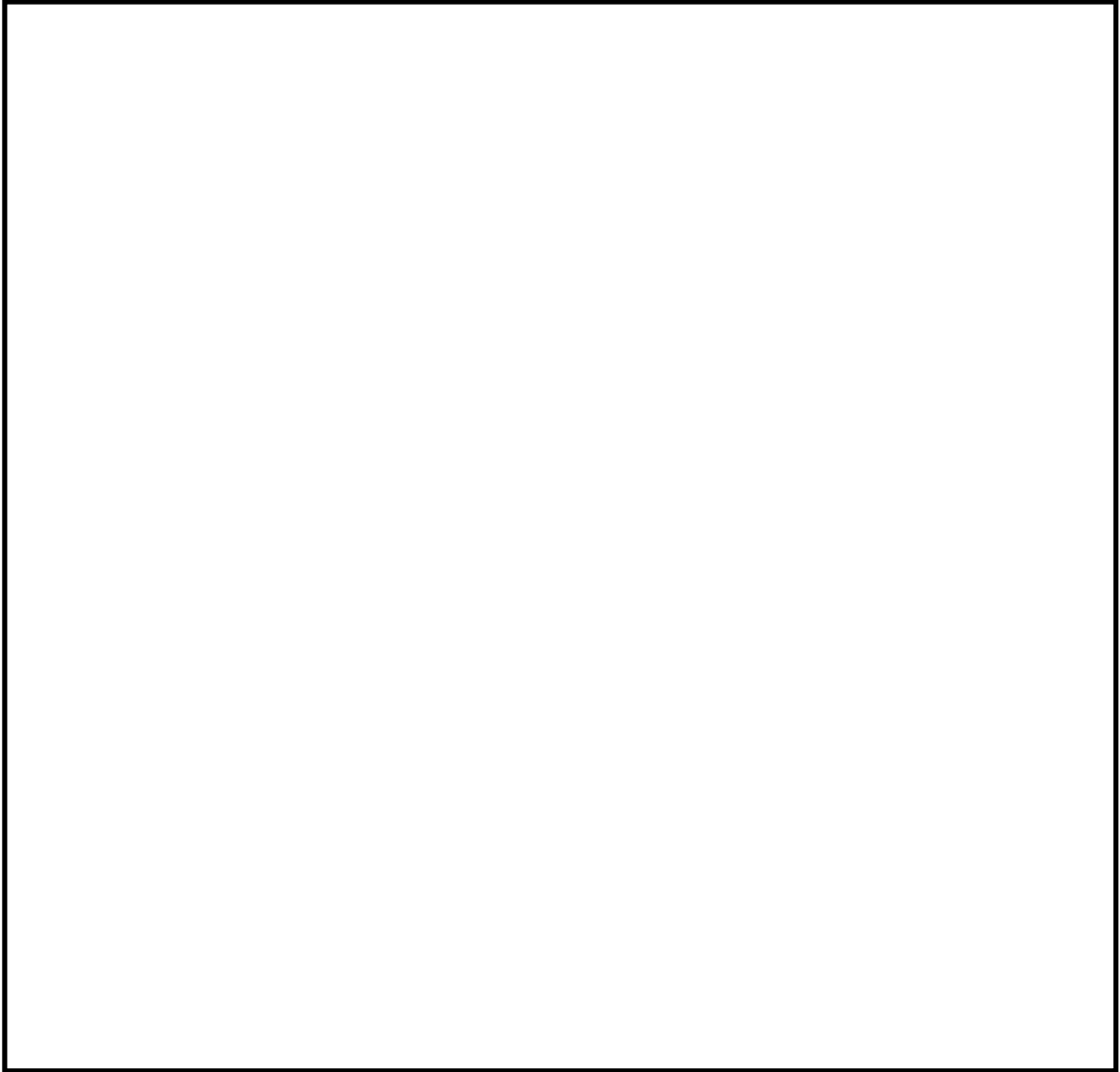
これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は，フレキシブルシャフトにより，原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）より人力で操作が可能である。

人力による操作の概略を第 4.2.1-1 図に示す。また，現場操作場所を第 4.2.1-2 図～4 図に示す。

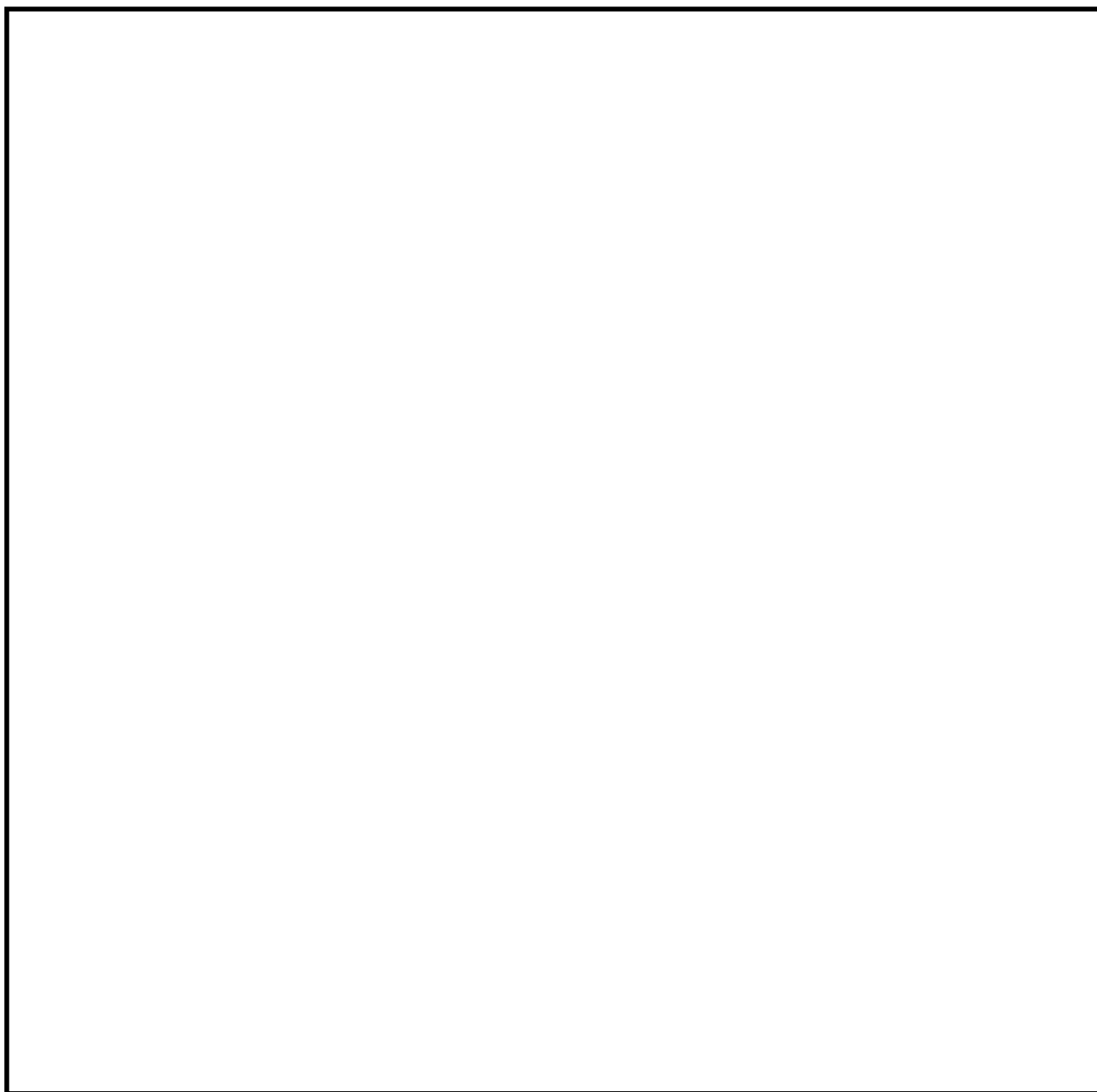


第 4.2.1-1 図 遠隔人力操作機構概略図

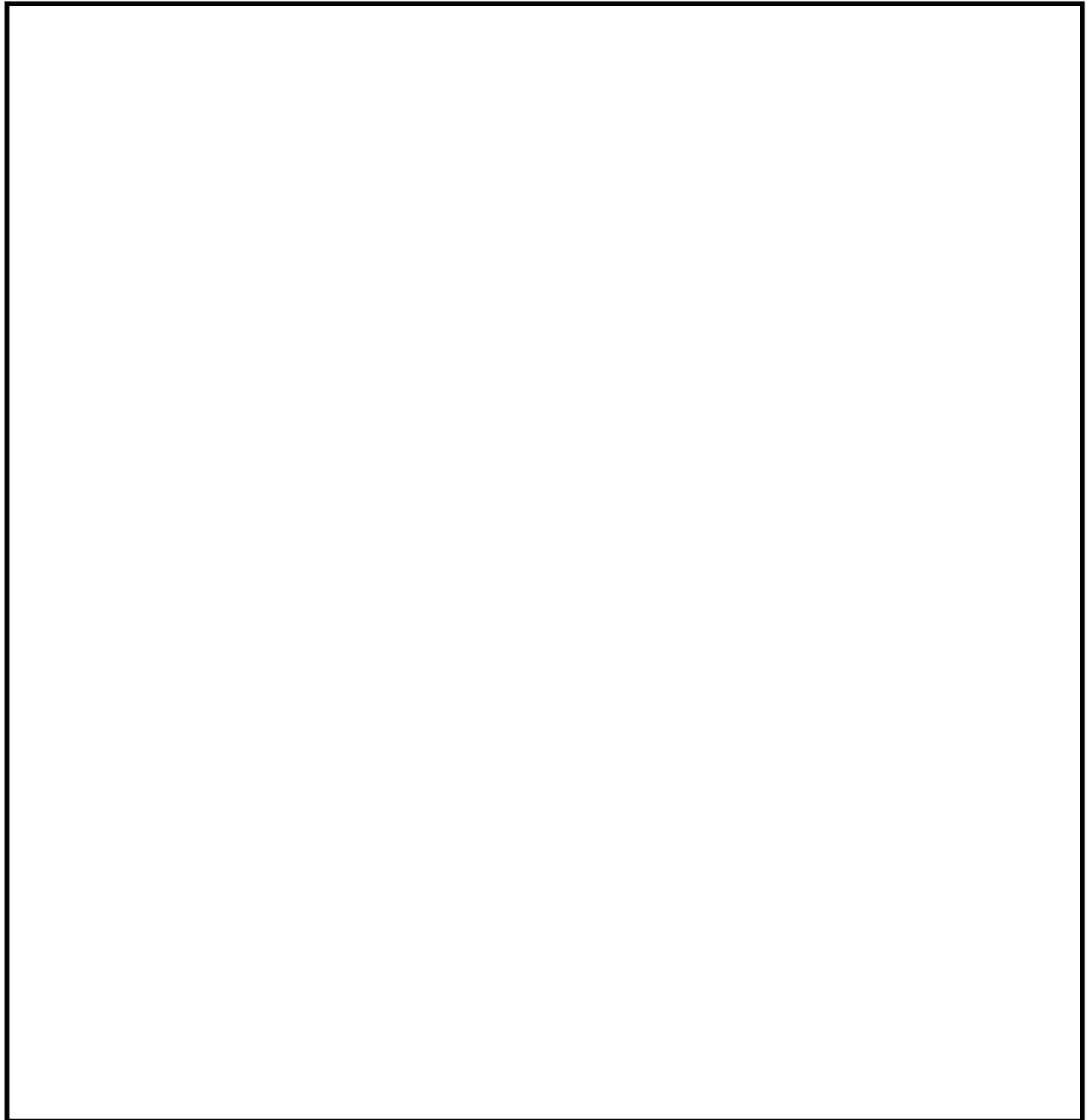




第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所



第 4. 2. 1-3 図 隔離弁の操作場所



第 4.2.1-4 図 隔離弁の操作場所

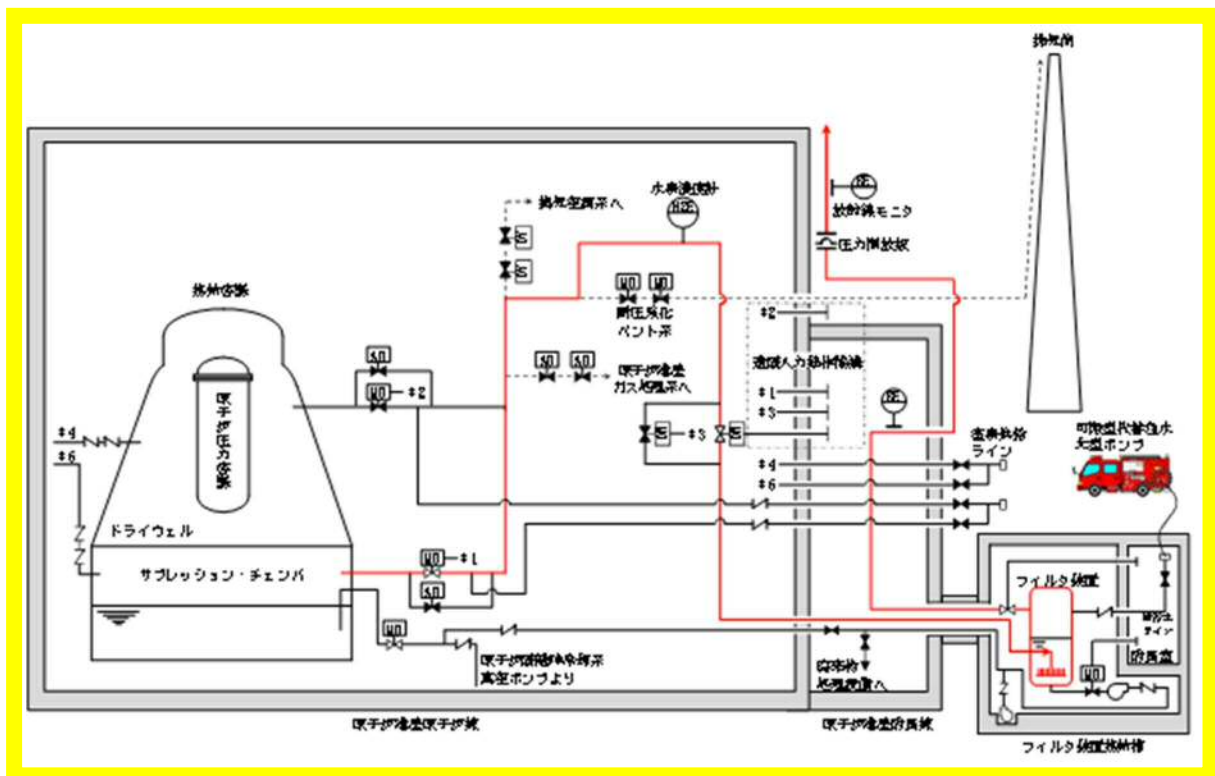
#### 4.2.2 スクラビング水の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後 24 時間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

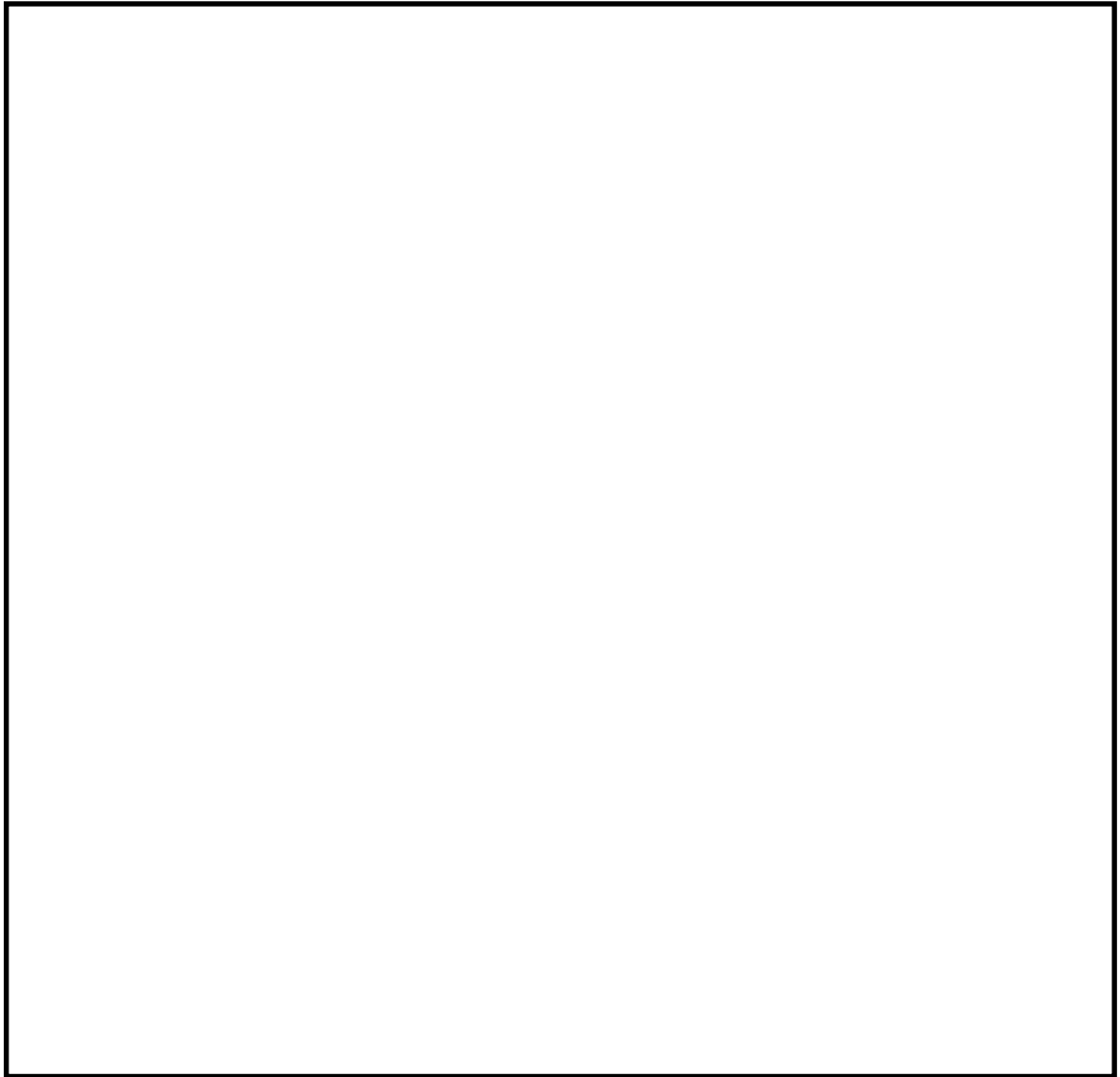
格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

スクラビング水補給時の系統状態の概要を第 4.2.2-1 図に、スクラビング水補給用接続口の現場位置を第 4.2.2-2 図に示す。



第 4.2.2-1 図 スクラビング水補給時の系統状態概要図



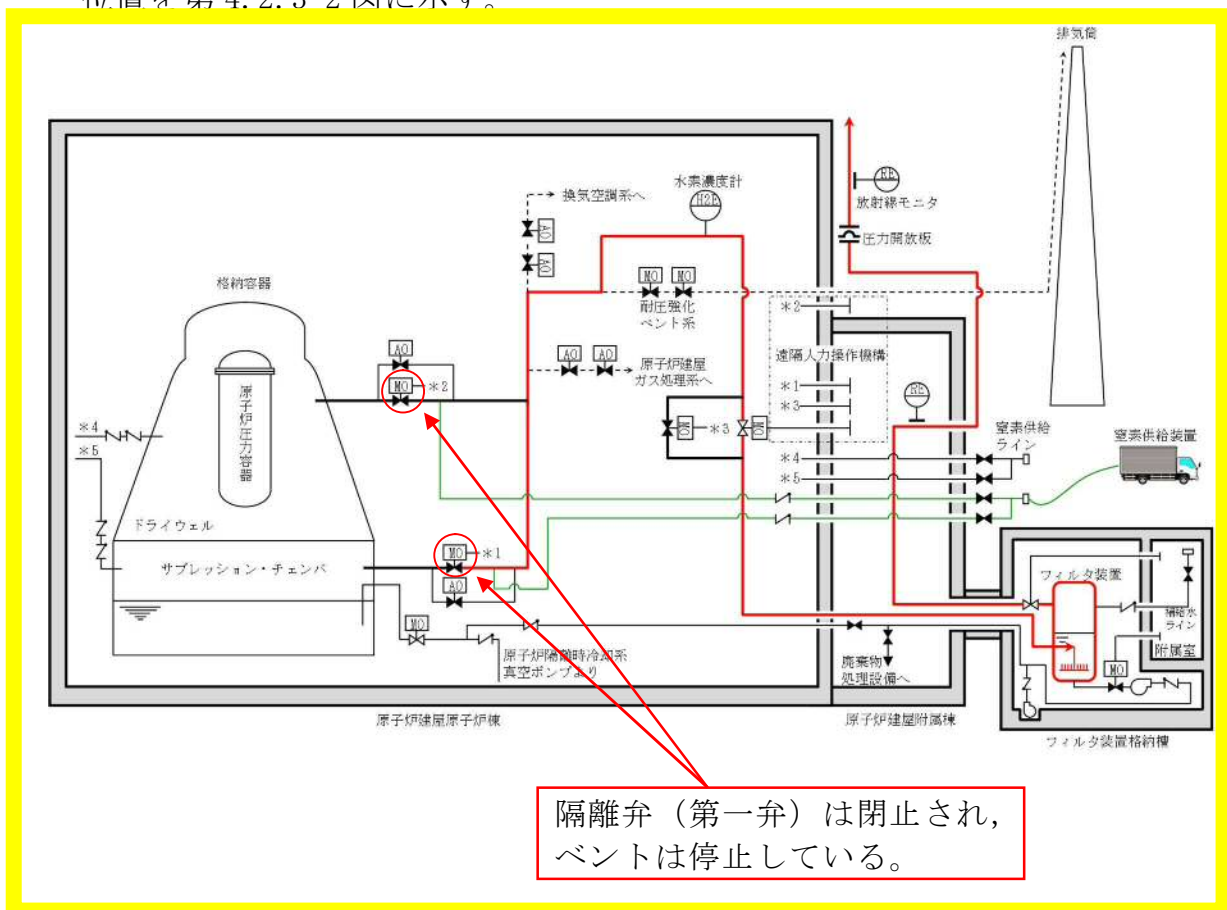
第 4.2.2-2 図 スクラビング水補給時の現場操作場所

#### 4.2.3 窒素の供給

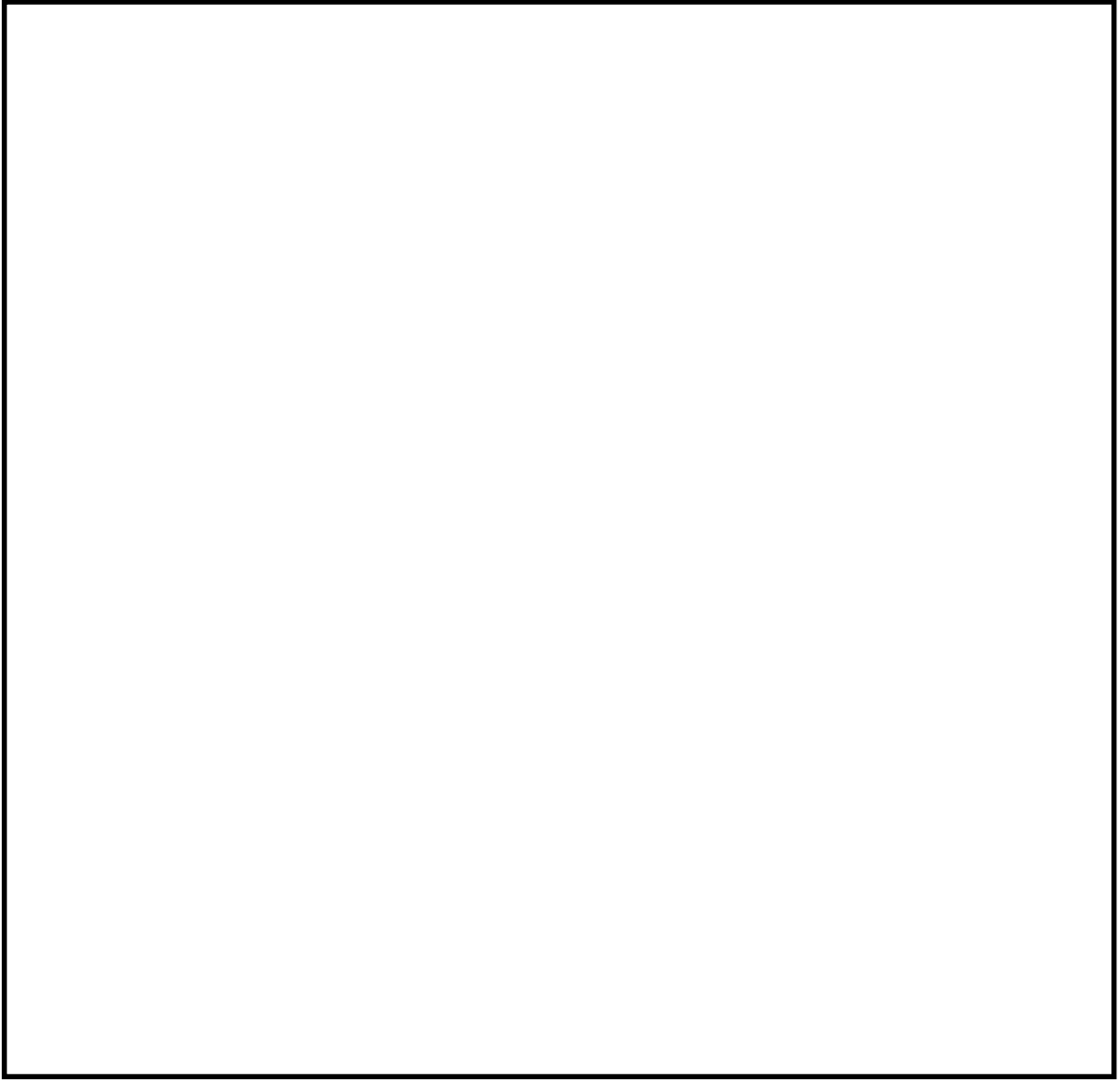
原子炉建屋外壁に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素ガスを格納容器フィルタベント系へ供給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続口の現場位置を第4.2.3-2図に示す。



第4.2.3-1図 窒素供給時の系統状態概要図



第 4. 2. 3-2 図 窒素供給用接続口の設置位置

#### 4.2.4 排水操作

排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合、排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。

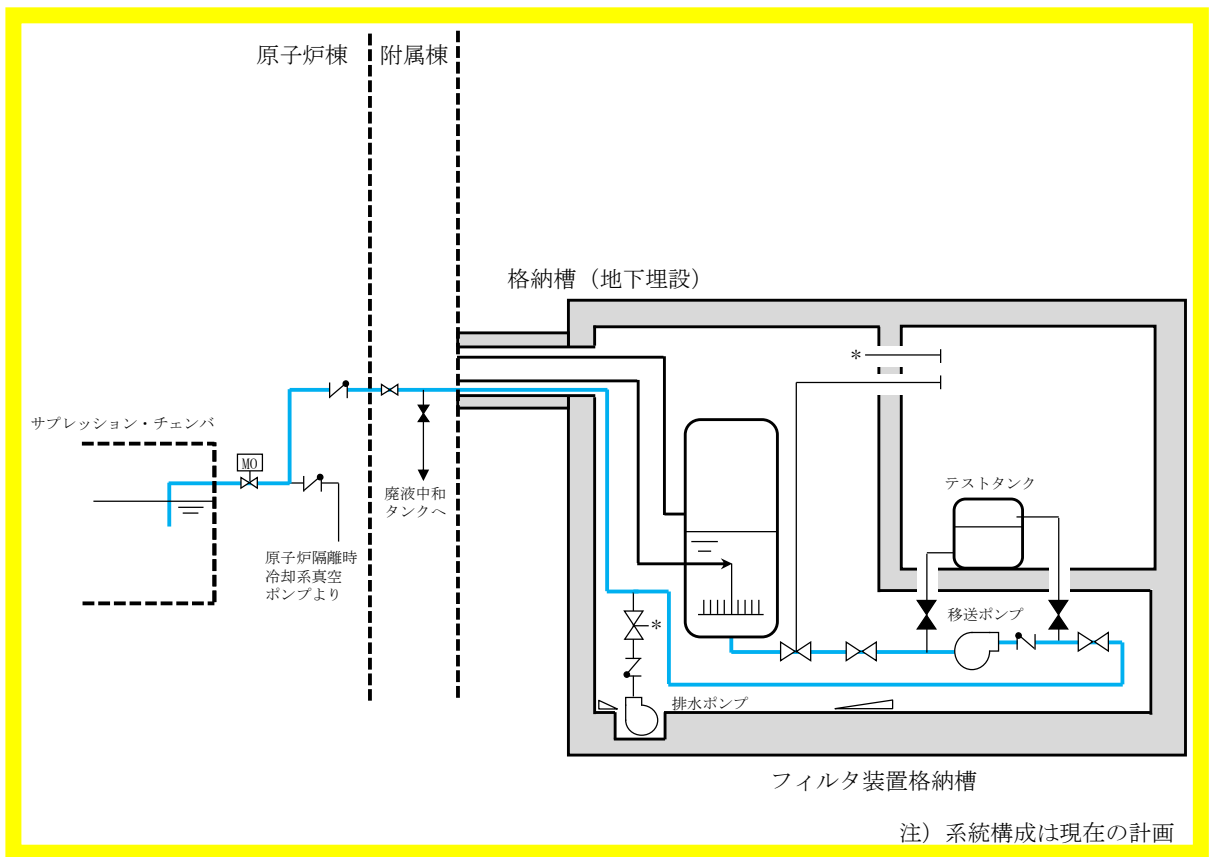
移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

排水ポンプによりベント後の漏えい水を移送する際は、弁の開操作を不要とする。

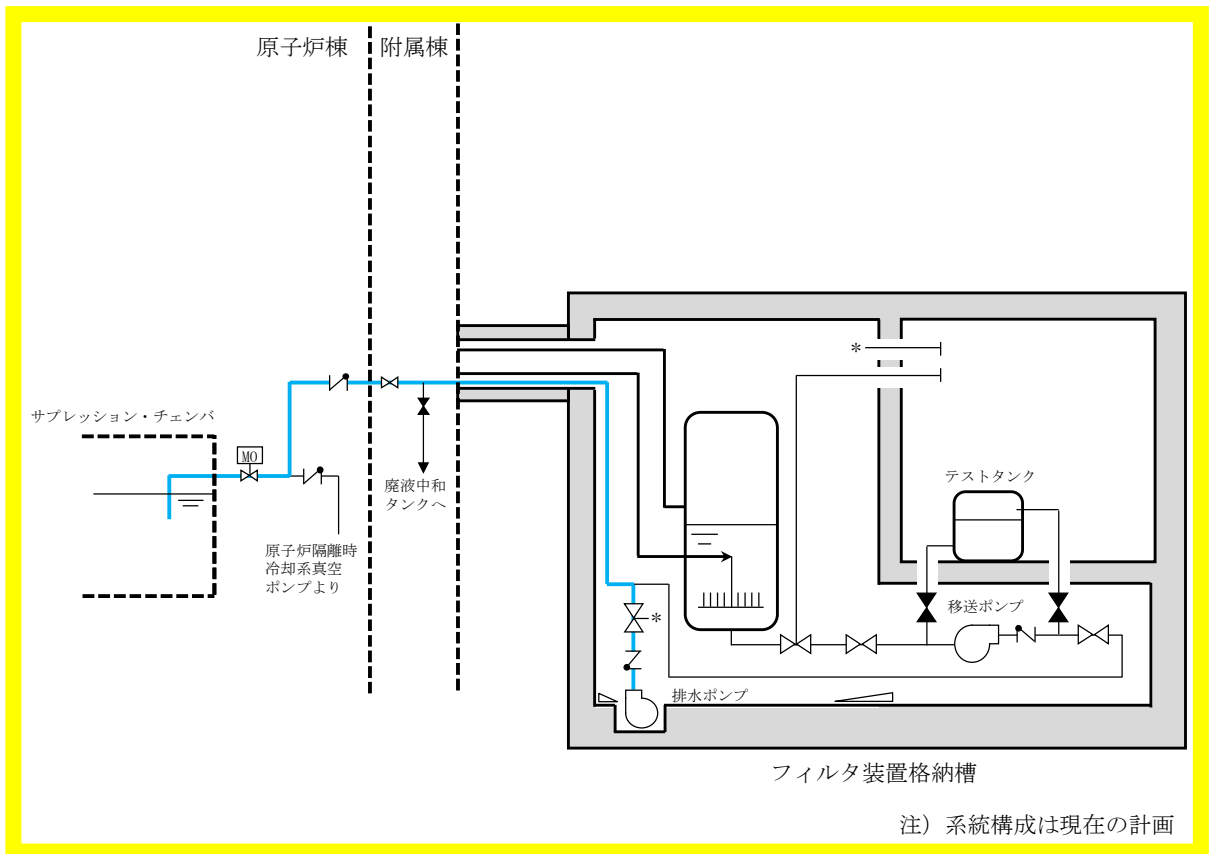
各ポンプは中央制御室よりタッチ操作器により操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2-4-3 図に示す。（別紙 13）

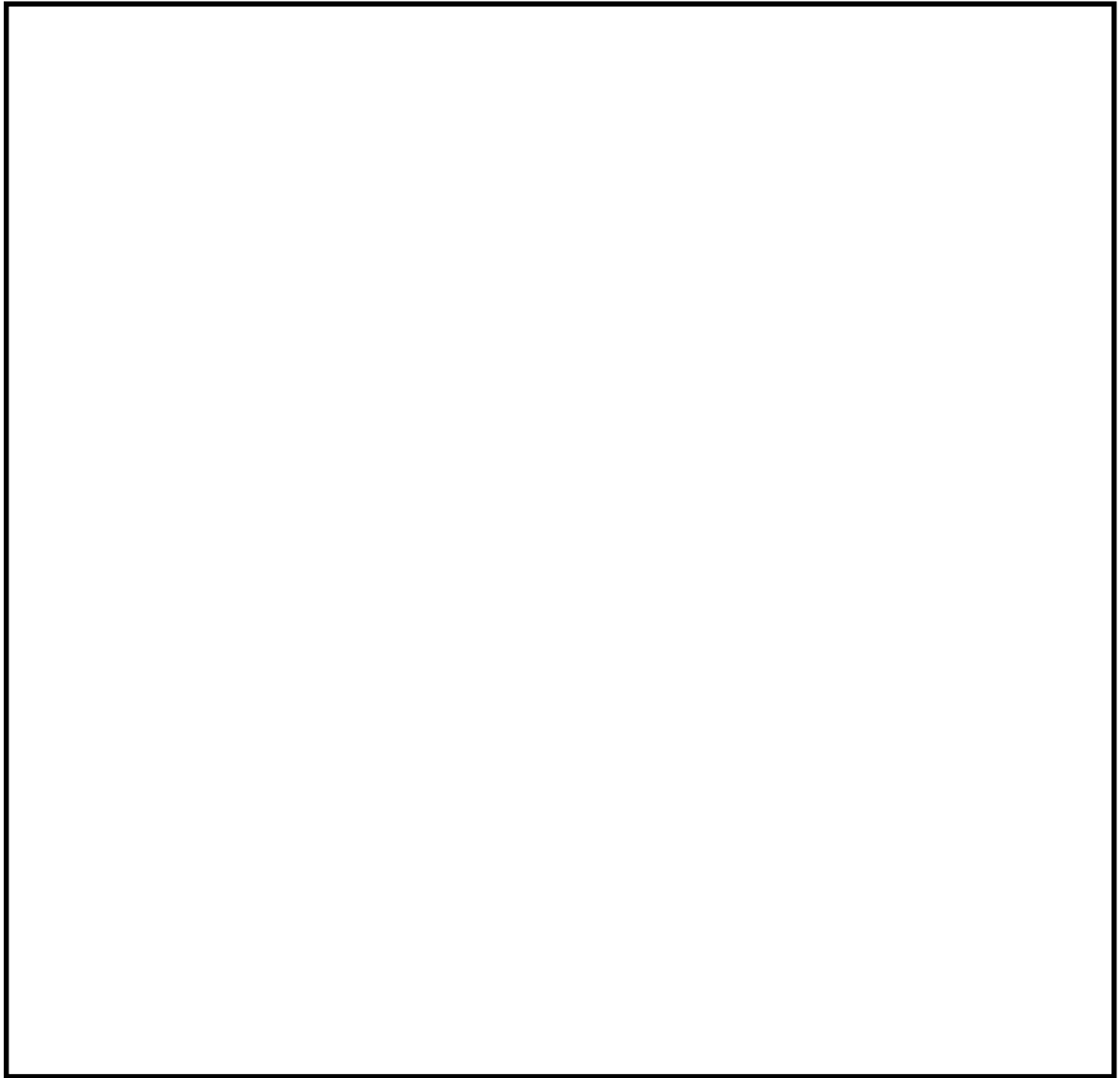




第 4. 2. 4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要図



第 4. 2. 4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図



第 4.2.4-3 図 排水設備 弁操作位置

#### 4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

##### (1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

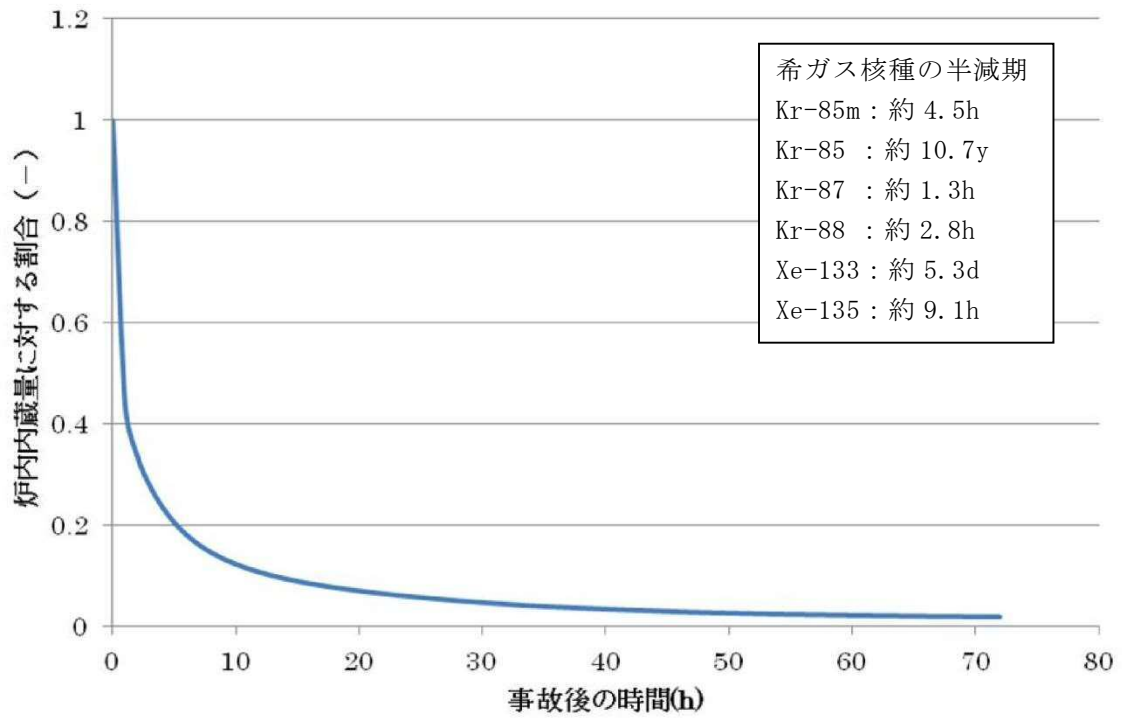
格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として緊急用海水系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を整備し、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として代替残留熱除去系海水系を整備し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

##### (2) 希ガス低減効果について

格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から12時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、格納容器ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。

希ガスの減衰曲線を第4.3.2-1図に示す。



第 4.3.2-1 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化(核種合計)

## 4.4 設備の維持管理

### (1) 点検方法

#### a. 機械設備

格納容器フィルタベント系の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査毎実施することとする。

また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、サンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を第4.4-1表に示す。

第 4.4-1 表 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	・外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	・水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	・サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・フランジ面手入れ	
	機能確認	・漏えい確認	
配管	本体	・外観点検	10 定検毎
		・フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認 ・作動試験	毎定検（手動弁を除く）
ポンプ	本体	・内面点検手入れ	4 定検毎
		・インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認 ・作動試験	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験

b. 電気設備

格納容器フィルタベント系の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第 4.4-2 表に示す。

第 4.4-2 表 電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期(計画)
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検毎
		・分解点検	156 ヶ月毎
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検毎
	開度計	・外観点検	2 定検毎
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検毎
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検毎
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検毎、ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	

c. 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を第 4.4-3 表に示す。

第 4.4-3 表 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期(計画)
水位計	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・電気試験	
		・ループ確認	
放射線モニタ	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・入出力特性試験	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
pH 計	特性試験	・外観目視点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・標準液校正	
サンプリング機器	外観点検	・外観目視点検・清掃	1 定検毎
	特性試験	・計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検毎
	分解点検	・消耗品取替	5 定検毎
・漏えい確認			
・機能・性能試験			
制御盤	外観点検	・外観目視点検・清掃	1 定検毎



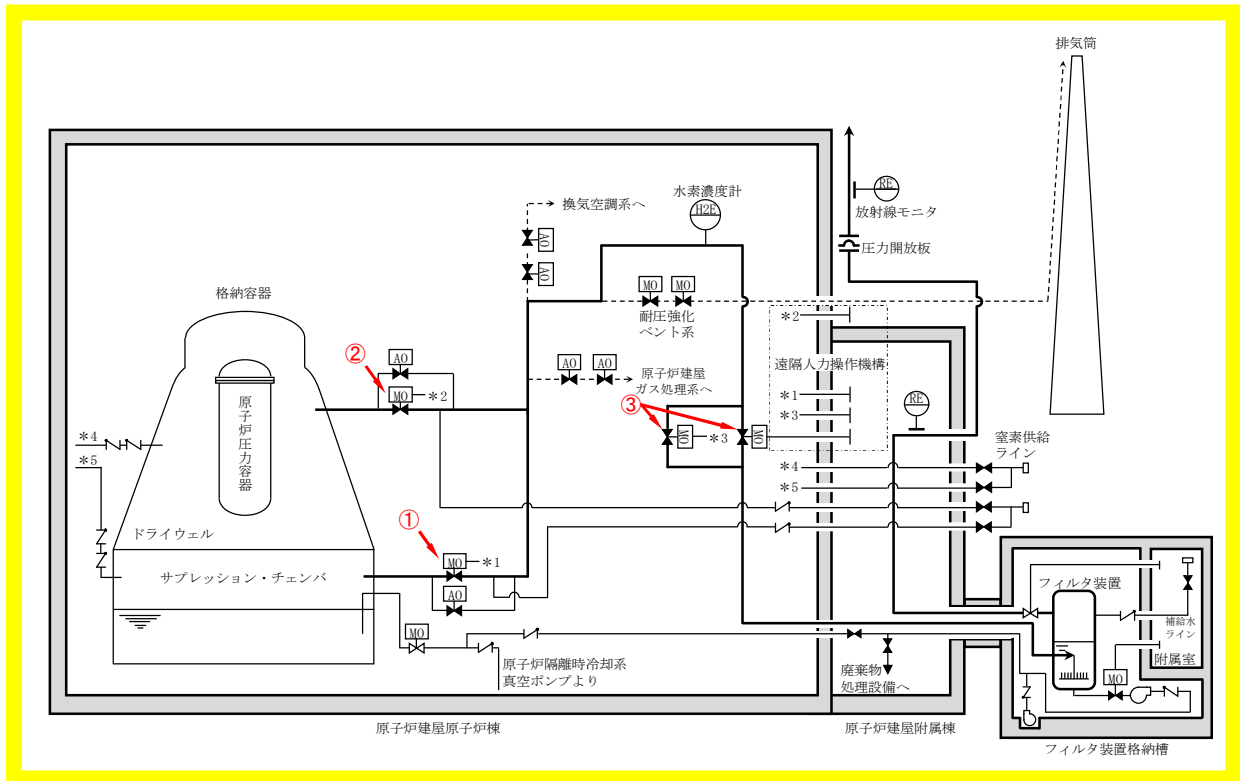
## (2) 試験方法

格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」,「移送ポンプ作動試験」,「漏えい試験」,「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

### a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。第 4.4-1 図に対象弁を示す。

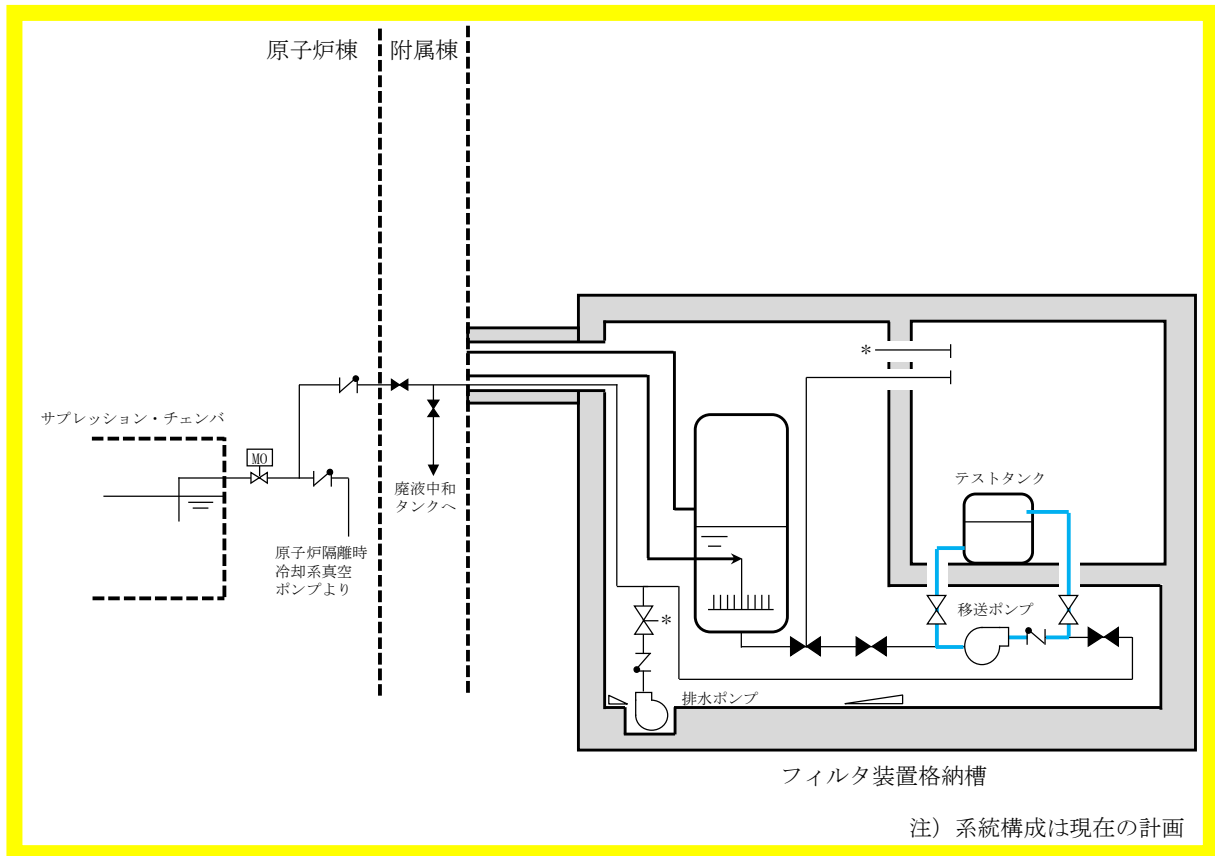
- ・中央制御室の操作スイッチ又はタッチ操作器による弁開閉試験
- ・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第 4.4-1 図 格納容器フィルタベント系機能検査対象弁

### b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第 4.4-2 図に示す。



第 4. 4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第4. 4-4表に，試験概要図を第4. 4-3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

格納容器フィルタベント系の最高使用圧力620kPa[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，系統内は常に流動があり滞留することがないため，フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと，系統内

から水素ガスが漏えいした場合においても、建屋内についてはPARによる処理が、建屋外については外気への拡散が期待できること、また、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

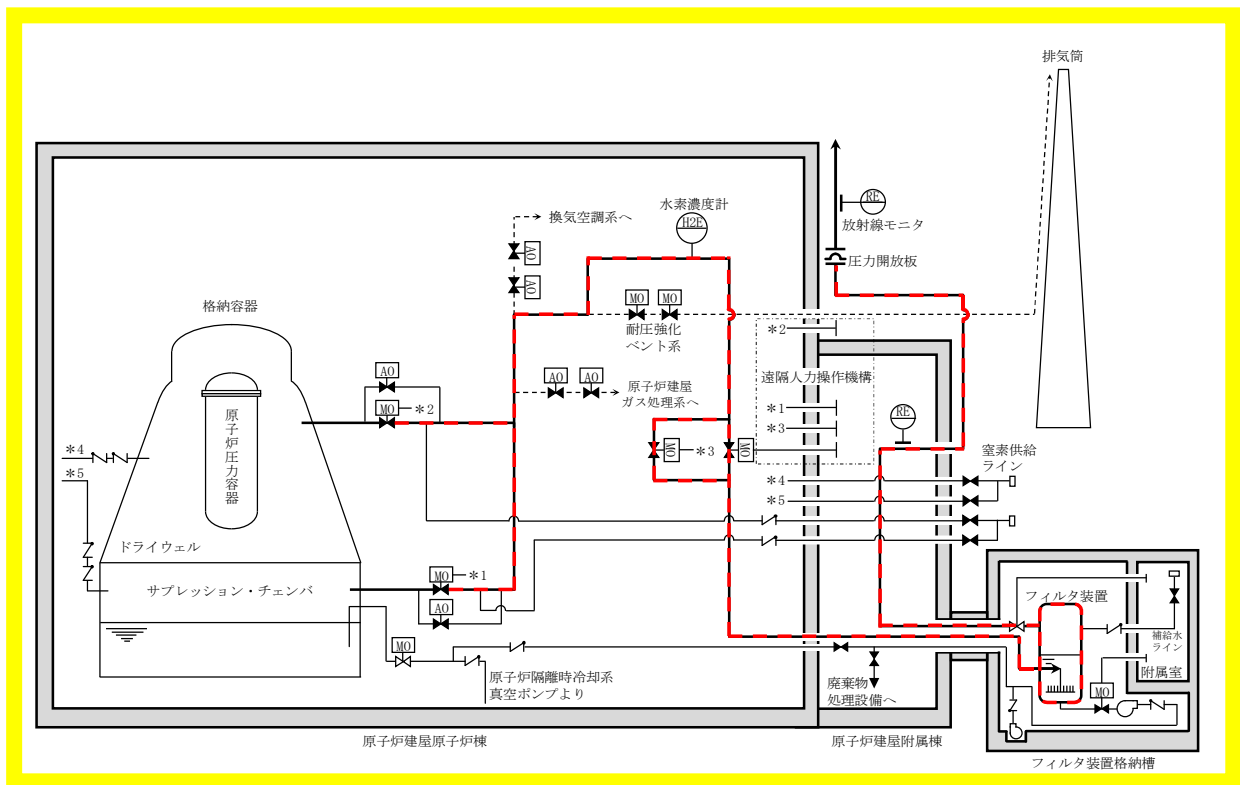
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力30kPa[gage]以上が維持されていること、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力620kPa[gage]を試験圧力とする。

(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4.4-4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	30kPa[gage] 以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（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	620kPa[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。



第4. 4-3図 漏えい試験の試験概要図

d. スクラビング水質確認試験

スクラビング水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。

e. 銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライト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。

## 5. 新規制基準への適合性

### 5.1 第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）

#### (1) 規制基準要求事項

・ 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

・ 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

#### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備は、以下のとおり設計している。

- ・ 基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持できる地盤に設置する。
- ・ 地震発生に伴い地盤が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置する。
- ・ 変位が生じるおそれがない地盤に設置する。

以上より、第 38 条の要求事項に適合している。

## 5.2 第 39 条（地震による損傷の防止）

### (1) 規制基準要求事項

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- ・ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：  
基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備は、基準地震動  $S_s$  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ないよう設計している。

以上より、第 39 条の要求事項に適合している。

### 5.3 第 40 条（津波による損傷の防止）

#### (1) 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### (2) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の設備を設置する原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路については，標高 8m の位置に設置され（一部地下埋設），防潮堤により基準津波が遡上してこないことから，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。

以上より，第 40 条の要求事項に適合している。

## 5.4 第 41 条（火災による損傷の防止）

### (1) 規制基準要求事項

・重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 火災の発生の防止

##### (a) 火災防護対策を講じた設計

多量の発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び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及び耐延焼性を有する難燃ケーブルを使用し、電線管等で布設することにより、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による影響を生じさせるおそれはない。

##### (c) 落雷，地震への対策

落雷については，5.5 項を参照。

地震については，5.2 項を参照。

#### b. 火災の感知，消火

##### (a) 火災感知設備

原子炉建屋及び格納槽には，設置環境等を考慮し，異なる 2 種類の



感知器を設置する。なお、感知器は、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、中央制御室にて監視できる設計とする。

(b) 消火設備

原子炉建屋は、消防法消防法及び実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準に基づき消火栓及び消火器を設置する。

万一、タービン建屋等で消火配管が破断した場合は、消防車を用いて給水接続口より消火栓へ水の供給が可能な設計とする。また、格納槽については、ケーブルを電線管等で布設するため火災によって煙が充満し消火が困難となることは少ないが、格納槽の計装ラックや電動弁の火災を考慮し、消火器等を設置する。

(c) 消火設備の破損等に対する影響

原子炉建屋での消火設備の破損、誤作動等での放水等による溢水等は、安全機能に影響を与えないよう、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき設計する。

以上より、第 41 条の要求事項に適合している。

## 5.5 第 43 条（重大事故等対処設備）

### (1) 多様性及び独立性，位置的分散

#### a. 規制基準要求事項

・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。

・可搬型重大事故等対処設備は、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。

#### b. 規制基準適合性

##### (a) 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプの安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。

具体的な自然現象としては，国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して，海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した，風（台風），竜巻，積雪，凍結，落雷，火山，降水，地滑り，

生物学的事象，洪水，森林火災及び高潮を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重，その他の使用条件において格納容器フィルタベント系がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については，「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁的障害に対して格納容器フィルタベント系は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器フィルタベント系は，「5.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震，津波及び火災に対して格納容器フィルタベント系は，「5.2 地震による損傷の防止」「5.3 津波による損傷の防止」「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震，津波，火災及び溢水に対して格納容器フィルタベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り，溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器フィルタベント系のうち屋内に設置可能なものは，原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路内に設置する。屋外に設置する排気配管は，設計基準事故対処設備である残

留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備を防護するとともに，設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。また，多重化したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については，自然現象による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう位置的分散を図る。

生物学的事象のうち，ネズミ等の小動物に対しては，屋外のフィルタ装置出口放射線モニタは，侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

航空機落下に対しては，屋外に設置する排気配管を除き，建屋内設置又は地下埋設とする。

洪水，地滑り，ダムの崩壊，爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については，各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては，格納容器フィルタベント系は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器フィルタベント系は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は，環境条件に対して，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可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計と

する。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁波障害に対して可搬型窒素供給装置は，機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬型窒素供給装置は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬型窒素供給装置は，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬型窒素供給装置は，津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬型窒素供給装置は，「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬型窒素供給装置は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し，可搬型窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

## (2) 悪影響防止

### a. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

### b. 規制基準適合性

#### (a) 格納容器フィルタベント設備

他設備への系統的な影響に対しては、格納容器フィルタベント系配管は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐していることから、設計基準対象施設である不活性ガス系に悪影響を及ぼさないように、格納容器フィルタベント系配管に設置した隔離弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

#### (b) 可搬型窒素供給装置

他設備への系統的な影響に対しては、可搬型窒素供給設備を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器フィルタベント系配管に接続していることから、格納容器フィルタベント系に悪影響を及ぼさないように、格納容器フィルタベント系配管に設置した手動弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

また、可搬型窒素供給設備は、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通常時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

b. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。なお、東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。

#### (4) 容量等

##### a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

##### b. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、格納容器ベント後の格納容器フィルタベント系入口配管の水素濃度を可燃限界(4vol%)以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、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を確保する。

原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。

水素ガスの排出経路内の水素ガス濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果



が確認でき、配管内の水素ガス濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。

(5) 環境条件等

a. 環境条件

(a) 規制基準要求事項

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

(b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を施設する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を、発生頻度を踏まえて適切に考慮する。

重大事故発生時の環境条件については、格納容器フィルタベント系は原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）、屋外（格納容器フィルタベント系の使用により影響が与えられる区画）に設置することから、その区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

また、重大事故等発生時のプロセス条件（流体温度、圧力、流速）において、その機能が有効に発揮できる設計とする。

さらに、フィルタ装置内に貯留しているスクラビング水は薬品を含むため、薬品影響を考慮した設計とする。

## b. 設置場所

### (a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において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。

・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において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。

### (b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の起動に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

このフレキシブルシャフトは、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。

可搬型窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

重大事故発生時の環境条件については、可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作

時間に対して，必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計(サンプリング設備含む)による監視に必要な弁等は，重大事故時における二次格納施設内及び原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは，原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

(6) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の起動は、隔離弁を開弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

中央制御室設置の制御盤での操作スイッチ及びタッチ操作器は、運転員の操作性を考慮した設計とする。

現場での操作に対して、フレキシブルシャフトは想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。

また、操作場所までの経路を確保するとともに、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作するすべての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備し、専用工具は、作業場所の近傍で保管する。

可搬型窒素供給装置による格納容器フィルタベント系への窒素ガ

スの供給は、可搬型窒素供給装置に接続したホースを外部接続口へ接続し、窒素ガス供給元弁を開弁することによって行う。

操作を確実なものとするため、操作環境として、可搬型窒素供給装置、ホース接続箇所及び窒素ガス供給元弁は放射線の影響をなるべく受けない場所へ設置する。また、操作場所及び接続場所までの経路を確保するとともに、経路上には操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作するすべての設備に対し十分な空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、作業に必要な工具は、確実に取り扱うことができるように、一般的に用いられる工具を使用する。専用工具は、作業場所の近傍で保管又は専用工具を使用する可搬型窒素供給装置と共に運搬できる設計とする。可搬型窒素供給装置の運搬・設置等が確実に行えるように車両への配備（車載）を行う。

フィルタ装置入口水素濃度計は、監視に必要なサンプリング設備の弁等の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替え性

ア. 規制基準要求事項

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

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、耐圧強化ベント系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。

また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合い弁である空気駆動弁については、フェイルクローズであるため、系統の切替えは可能である。耐圧強化ベント系との取合い弁については電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系の使用中に全交流動力電源が喪失した場合は開状態が維持されるが、代替交流電源設備からの給電によって、閉操作が可能である。また、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用するため、現場で閉操作することで、系統の切替えが可能である。

可搬型窒素供給装置は、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はないことから、系統の切替えは発生しない。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 規制基準要求事項

・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備と接続するものにおいては、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。

イ. 規制基準適合性

可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置と常設設備である外部接続口との接続は、容易かつ確実に接続できるように、簡便な接続規格を用いるとともに、識別表示を行うことで操作が確実に行える設計とする。



(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 規制基準要求事項

・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。

イ. 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の隔離弁等の現場操作場所までの経路は、移動に支障をきたすことがないように、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行う。

可搬型窒素供給装置は車両へ配備し、経路は地震、津波による被害を想定し、経路確保のための重機を配備することで、可能な限り早急に移動ルートを確認する。

b. 試験・検査

(a) 規制基準要求事項

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

(b) 規制基準適合性

格納容器フィルタベント系の機械設備、電気設備、計装設備は、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により、設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。

以上より、第 43 条の要求事項に適合している。

## 5.6 第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

### (1) 規制基準要求事項

・発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器フィルタベント系の設置

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格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b. 設計基準事故対処設備との多様性，独立性，位置的分散

格納容器フィルタベント系は、最終ヒートシンクである海へ熱を輸送する機能を有する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプに対して、大気に熱を輸送することから多様性を有しているとともに、系統の独立性及び位置的分散が図られた設計としている。

#### c. 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系と独立した設備であることから、残留熱除去系が使用不可能となった場合においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することが可能な設計としている。

d. 敷地境界での線量評価

格納容器フィルタベント系の使用に際しては、敷地境界での線量評価を実施している。

以上より、第 48 条の要求事項に適合している。

## 5.7 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）

### (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なければならない。

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器フィルタベント系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b. 放射性物質の低減

格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質を低減する設計とする。

#### c. 可燃性ガスの爆発防止対策

格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げにならない微正圧で動作するラプチャーディスク（圧力開放板）を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器フィルタベント系の配管にはUシール部を作らずベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガス滞留を防止する設計とする。ベント停止操作等により、水素ガスが滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないように、希釈、掃気ができる設計とする。

d. 他系統との共用

格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさないよう、接続する系統と弁により分離する設計とする。

e. 原子炉格納容器の負圧防止

重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認していることから、負圧破損を防止する設備は設置しない。

f. 隔離弁の操作

格納容器フィルタベント系の起動は、隔離弁（電動駆動）を開弁することによって行う。また、停止は隔離弁（電動駆動）を閉弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに現場操作も可能となるように、駆動部にフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

g. 隔離弁操作時の放射線防護対策

電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。

h. 圧力開放板

本設備には、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離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。

i. 長期的な使用時の悪影響防止

サプレッション・チェンバ及びドライウェルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも熔融炉心及

び水没の悪影響を受けにくい場所としている。

j. 設備使用後の放射線防護対策

スクラビング水の補給等，屋外作業を実施する際，ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため，フィルタ装置格納槽は必要な遮へい厚さを設けた設計とする。

以上より，第 50 条の要求事項に適合している。

## 5.8 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）

### (1) 規制基準要求事項

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

### (2) 規制基準適合性

#### a. 格納容器フィルタベント系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

#### b. 格納容器の不活性化

格納容器は、通常運転時より窒素ガスにより不活性化される設計となっている。

#### c. 水素ガス排出経路における対策

格納容器フィルタベント系により水素ガスを格納容器外に排出することから、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げとならない微正圧で動作する圧力開放板を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器フィルタベント系の配管には U シール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素ガスの滞留を防止する設計とする。また、ベント停止操作等により、水素ガスが滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気できる設

計とする。

d. 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

水素ガスを格納容器外に排出する経路において、水素及び放射性物質濃度を監視するための設備を設置する設計とする。

e. 水素濃度の測定

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備を設置する設計とする。

f. 代替電源からの給電

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、代替電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替から給電ができる設計とする。

以上より、第 52 条の要求事項に適合している。



### 水素の滞留に対する設計上の考慮について

格納容器フィルタベント系は、重大事故等において発生する可能性がある水素を含む格納容器雰囲気ガスを大気に放出するための設備であり、待機状態時に系統内を窒素ガスで不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際に系統内における水素の燃焼を防止できる設計とする。

また、ベント後の事故収束時における水素爆発防止対策として、残留するベントガスに含まれる水素や、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化ができる設計としている。水素濃度計は、水素が系統内で滞留していないことを確認するため、フィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

#### (1) 系統の水素爆発防止対策

系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。

- a. 系統の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、ドレン水による閉塞やこれに起因する水素の滞留を防止するために、配置に留意している。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を第 1 図に示す。

- b. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故等が発生した場合の、系統の各運転状態において、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発防止対策を行っている。

以下に、系統の各運転状態における具体的な設計上の考慮を示す。

- (a) 系統待機状態①：プラント通常運転中

プラント通常運転中においては、格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。

この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 2 図に示す。

(b) 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水－金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の系統は格納容器内からのガス流入はないため、不活性化が保たれる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 3 図に示す。

(c) 系統運転状態

ベント開始により、格納容器内に蓄積されたガスが系統内に流入するが、系統は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。

また、ベントにより、系統内の窒素は系外に排出されるが、格納容器内から系統に流入するガスの大半は蒸気となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 4 図に示す。

(d) 事故収束状態

ベント後の事故収束時においては、プラント状態により、隔離弁の開状態と閉状態がある。それぞれの水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

(i) 隔離弁「開」状態

隔離弁開状態の場合は、格納容器及びフィルタ装置内の保有水から、水の放射線分解による水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が継続的に発生するが、系統内は飽和状態で、ほぼ蒸気 100%の環境でベントが長期間継続される。したがって、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発は発生しない。

系統が未飽和状態となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、窒素発生装置による格納容器への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、ベントガスが系統に滞留することはなく、水素爆発防止は適切に実施できる。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 5 図に示す。

#### (ii) 隔離弁「閉」状態

格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合に、隔離弁を閉とする可能性がある。

隔離弁を閉とした場合、系統内にスクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱により蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積が懸念される場合には、窒素発生装置による系統への窒素供給により系統内の排気が可能であるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

窒素発生装置による窒素供給は、隔離弁「閉」操作後、直ちに実施する。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 6 図に、崩壊熱

による蒸気と水素の発生量の関係（計算例）を第 7 図に示す。

## (2) 系統の水素濃度監視

(1) で示した各状態について、水素濃度監視は以下のように設定している。

### a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

### b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

### c. 系統運転状態

系統内に水素は持ち込まれるが、ベント開始直後は系統内が不活性化されており、また、格納容器の酸素濃度を可燃限界未満で維持しているため、系統内で酸素濃度が可燃限界を到達することがなく水素燃焼は発生しない。その後も格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇しないことから、水素濃度監視は不要である。

### d. 事故収束状態：「隔離弁閉」

c. に記載のとおり、格納容器内での蒸気発生量が非常に多く、水素濃度が可燃限界近くまで上昇する可能性はほとんどない。水素濃度監視は、窒素発生装置による窒素供給で系統内の排気と不活性化を行う場合に、その効果を確認する意味で実施する。水素濃度計はフィルタ装置入口配管の最も高い位置に設置する。

### e. 事故収束状態：「隔離弁閉」

スクラビング水の放射線分解により発生する水素が、長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、適宜水素濃度測定を実施する。

## (3) 枝管の水素蓄積について

格納容器フィルタベント系の主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ (L) と内径 (D) 等を第 1 表, 系統概略図を第 1 図に示す。ベント時において, これらの枝管の水素蓄積の評価を「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)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。

評価の結果, サプレッション・チェンバ (S/C) 側第 1 弁のバイパスライン及び耐圧強化ベントラインについては, 下向きあるいは水平の枝管であり水素が蓄積することはない。

また, 換気空調系ラインについては, 上向きの枝管であるが, L/D が小さいため, 水素が蓄積することはない。

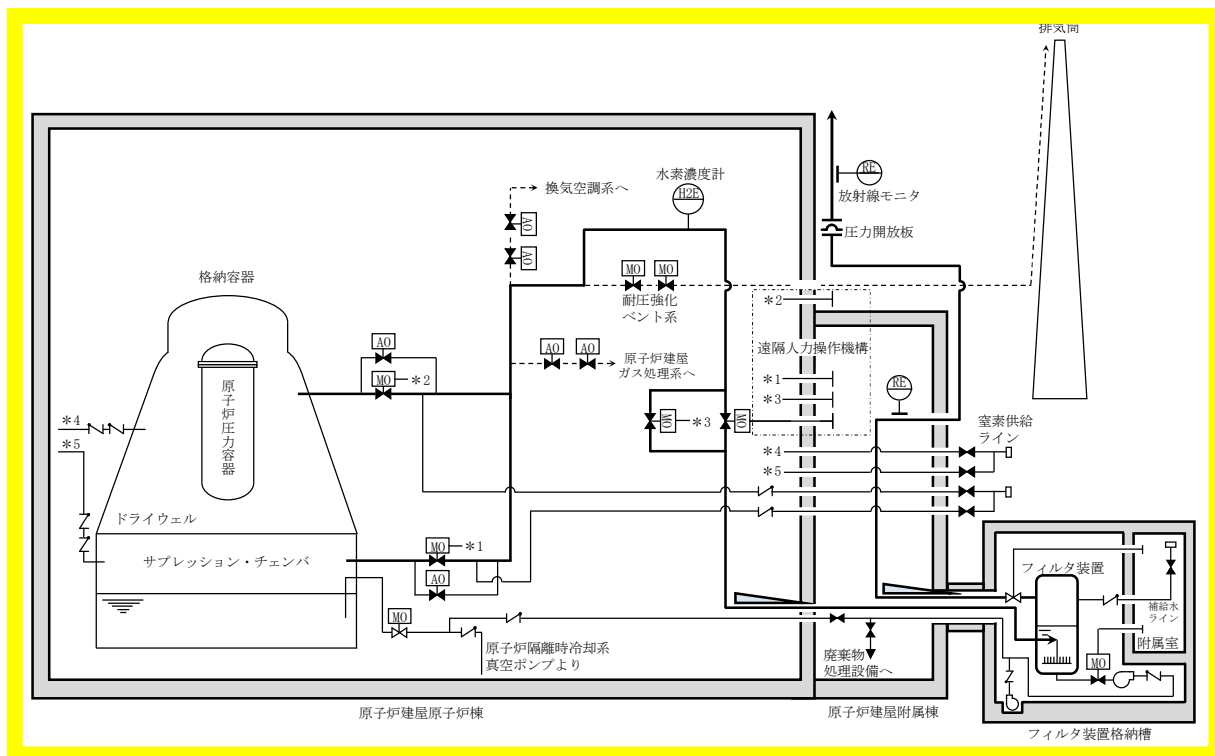
一方で, ドライウェル (D/W) 側第 1 弁のバイパスライン及び原子炉建屋ガス処理系ラインについては, 上向きあるいは斜上向きの枝管であり, L/D が大きいため, 水素が蓄積する可能性がある。そのため, 第 8 図に示すように, ベント時に水素を連続してフィルタベント主ラインに排出させるベントラインを設置し, 水素が蓄積することのない設計とする。

#### (4) 対向流について

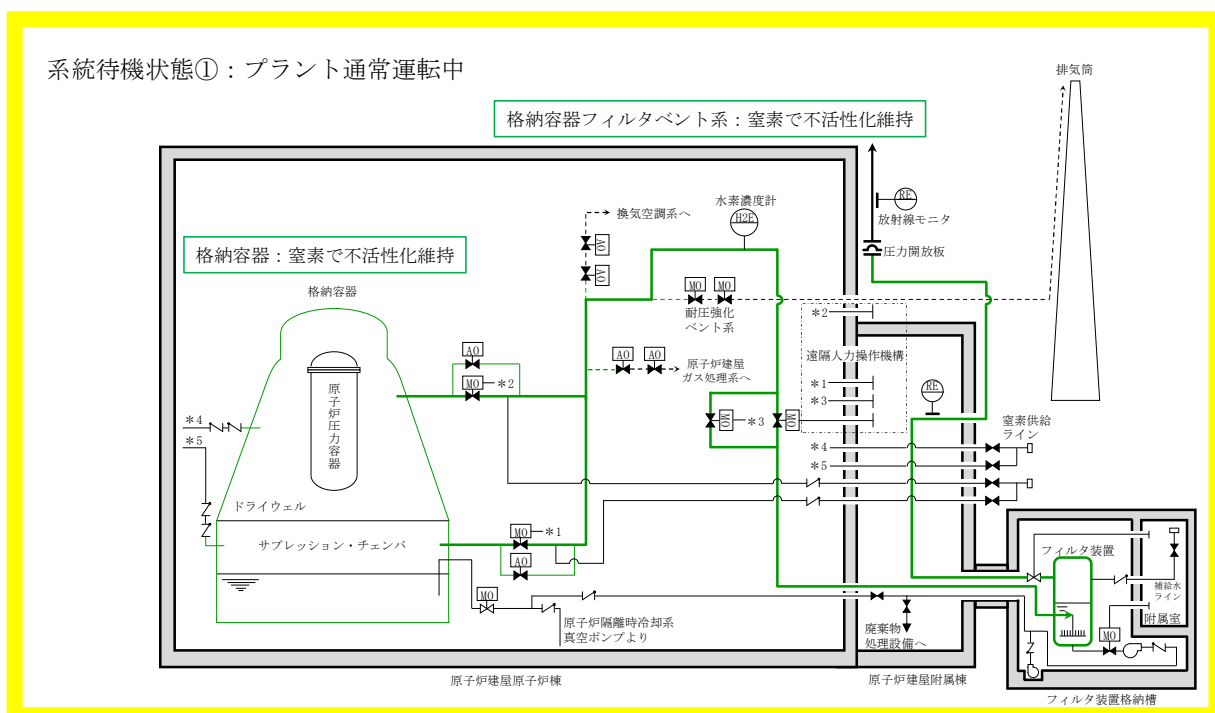
格納容器ベント実施直後は, 水蒸気, 窒素, 水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが, 水蒸気の一部はスクラバ水に熱を奪われ凝縮する。

スクラビング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。以上のことより，フィルタ装置の下流の流量は維持され，対向流は発生しない。

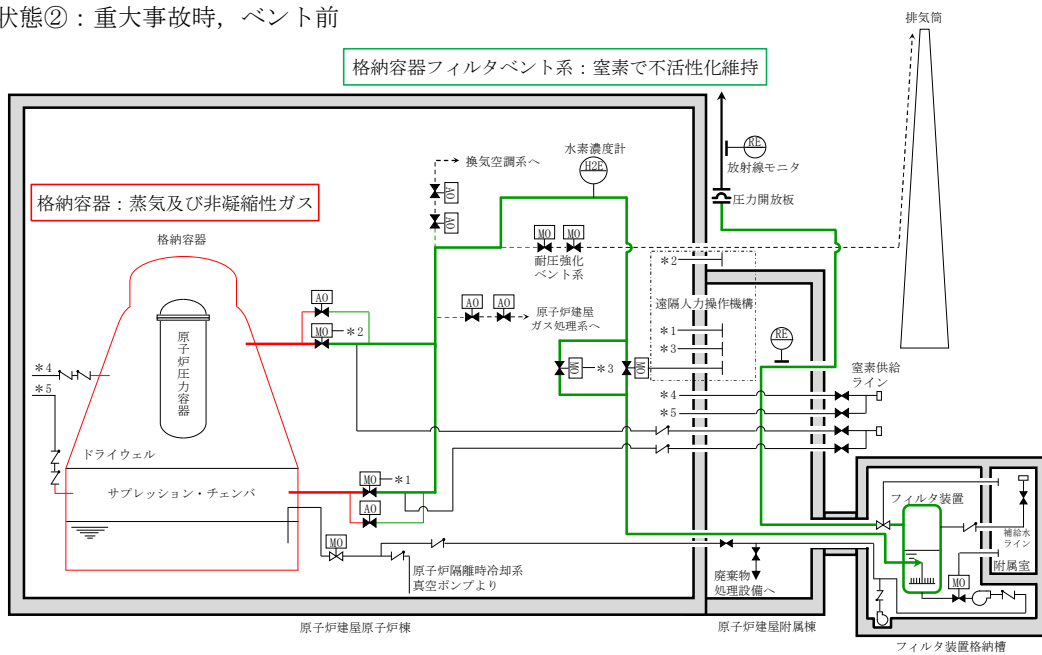


第1図 格納容器フィルタベント系 系統概略図



第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

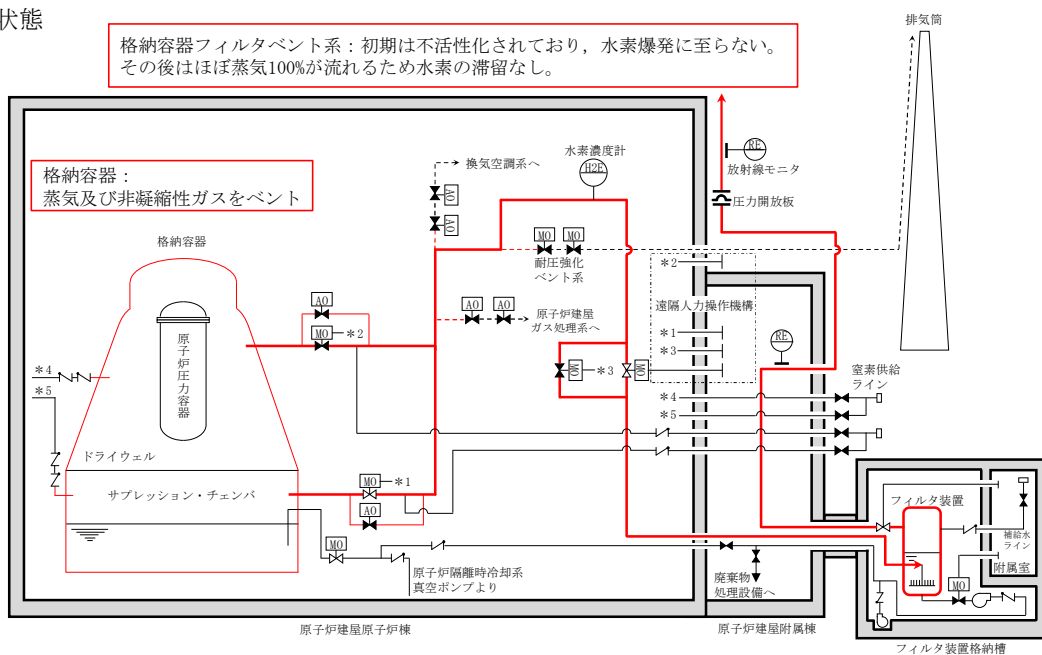
系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第3図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

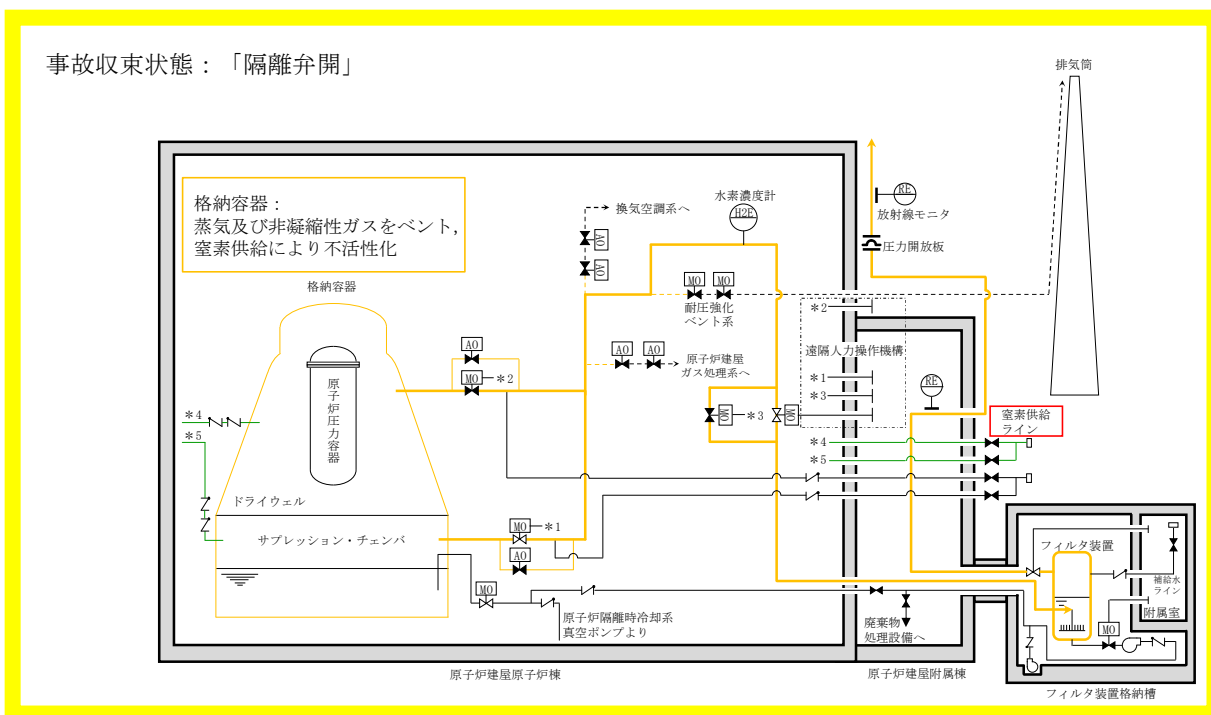
系統運転状態

格納容器フィルタベント系：初期は不活性化されており，水素爆発に至らない。その後はほぼ蒸気100%が流れるため水素の滞留なし。

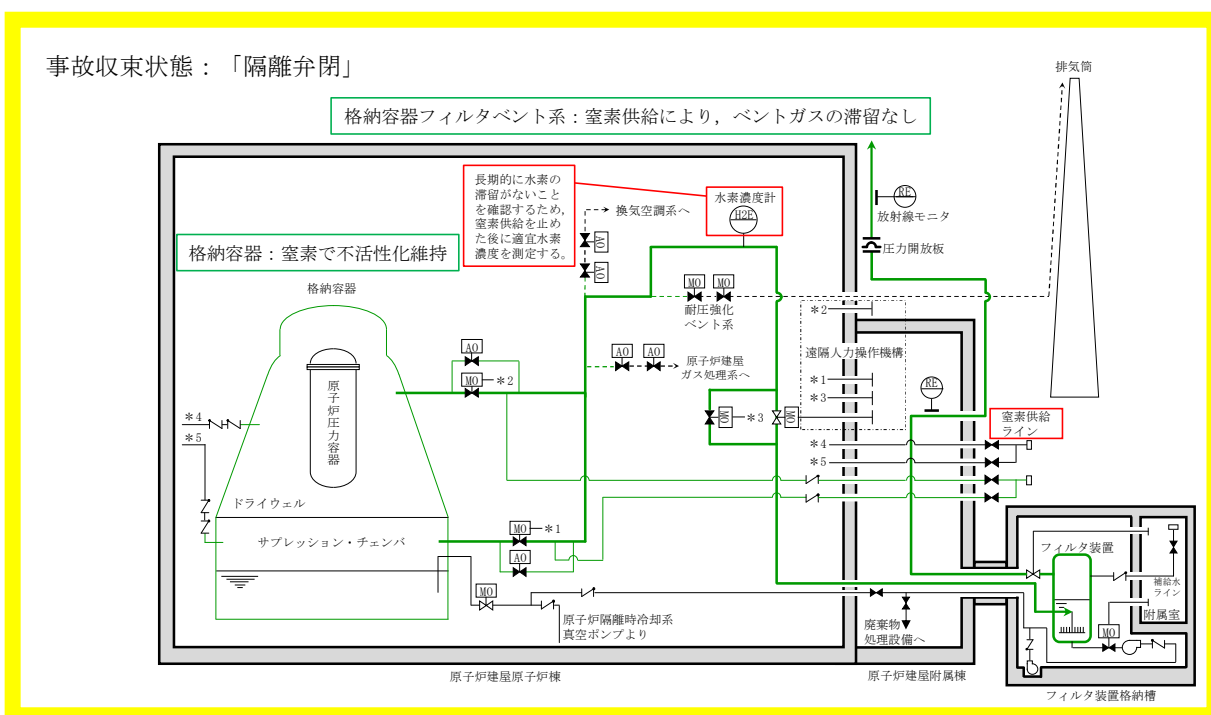


第4図 水素爆発防止対策（系統運転状態）

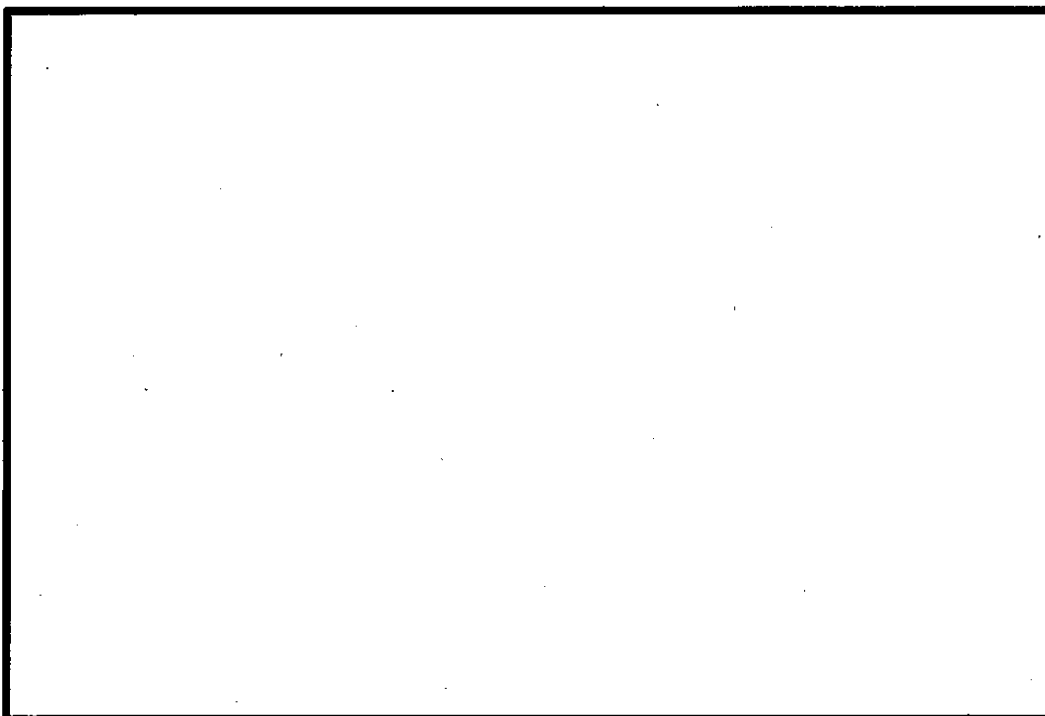




第 5 図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁開」）



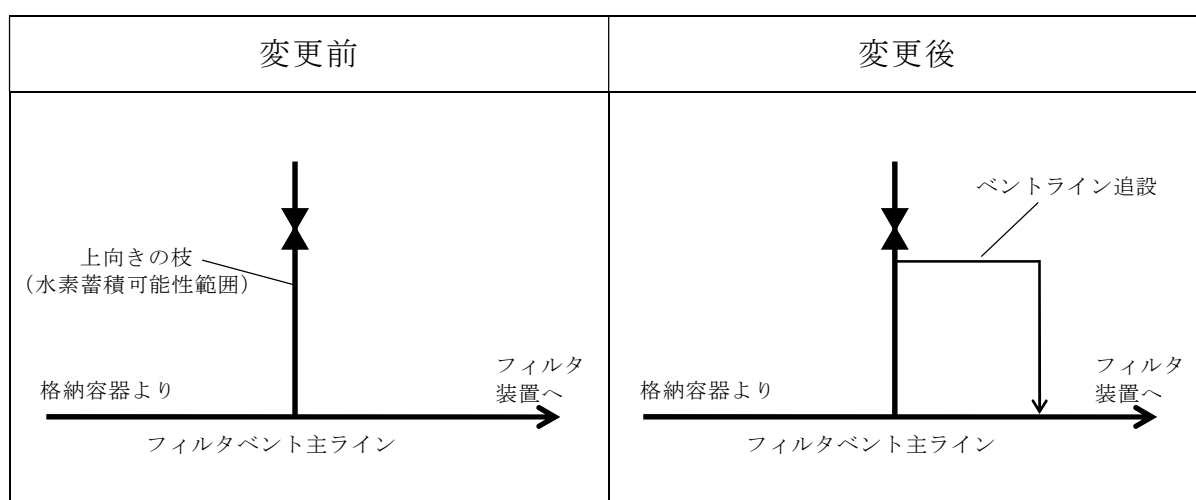
第 6 図 水素爆発防止対策（事故収束状態「隔離弁閉」）



第 7 図 崩壊熱による蒸気と水素の発生量の関係 (計算例)

第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお径等

	分岐箇所	分岐方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	水素蓄積可能性
1	S/C側隔離弁 バイパスライン(上流側)	下	—	—	—	無
2	S/C側隔離弁 バイパスライン(下流側)	下	—	—	—	無
3	D/W側隔離弁 バイパスライン(上流側)	上	4.006	0.0495	80.9	有
4	D/W側隔離弁 バイパスライン(下流側)	上	1.115	0.0495	22.5	有
5	換気空調系ライン	上	0.755	0.5906	1.28	無
6	原子炉建屋ガス処理系 ライン	斜上	5.073	0.5906	8.59	有
7	耐圧強化ベントライン	水平	—	—	—	無
8	フィルタベント隔離弁 (第二弁B上流側)	下	—	—	—	無
9	フィルタベント隔離弁 (第二弁B下流側)	水平	—	—	—	無
10	フィルタベント隔離弁 (第二弁A上流側)	水平	—	— </td <td>—</td> <td>無</td>	—	無
11	フィルタベント隔離弁 (第二弁A下流側)	上	7.043	0.4286	16.4	有



第 8 図 枝管へのベントラインの追設 (水素蓄積防止)

(参考) 移送ライン使用時における格納容器内へ空気流入影響について

スクラビング水の移送ラインについては、第1図のように移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、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ビング水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。

移送ポンプは、定期的にテストタンクを用いて作動試験を実施することから、系統待機時には水張りがされていると考えられるが、保守的に移送ラインの配管容積全ての空気量がサプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

移送ラインの配管容積 約0.3m<sup>3</sup>

サプレッション・チェンバの空間容積 約400m<sup>3</sup>※

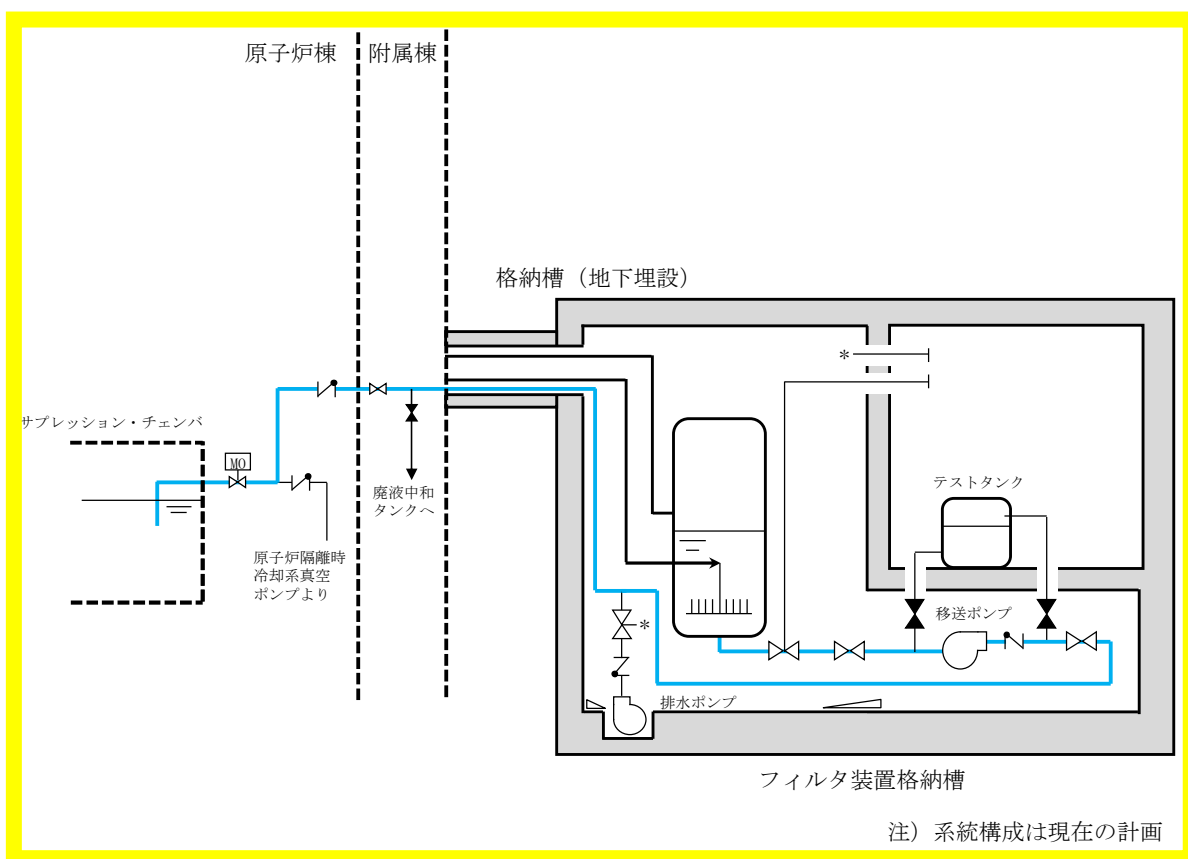
※サプレッション・チェンバ側の排気ライン下端から上部の空間容積を保守的に丸めた数値。

系統待機時の移送ラインの空気の状態を酸素濃度21%、大気圧、温度10℃、サプレッション・チェンバ内の状態を大気圧、温度100℃と仮定すると、サプレッション・チェンバへの酸素流量は以下となる。

$$\begin{aligned} (\text{酸素流入量}) &= 0.3 \times 0.21 \times (273.15 + 100) / (273.15 + 10) \\ &= 0.083 \cdots \rightarrow 0.09 \text{ (m}^3\text{)} \end{aligned}$$

この酸素流入量は、サプレッション・チェンバの空間容積に対して、0.03%未満であり、酸素の可燃限界濃度である5%に比較して非常に小さく、ベント停止後の原子炉格納容器内は窒素供給等による不活性化を行っていること

から問題ない。



第1図 移送ライン系統概要図

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

格納容器フィルタベント系については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。

主な系統設計条件を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力である 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度とする。
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力 310kPa[gage]において）	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集，保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込んだ値とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量に対して十分な余裕を見込み，400kg とする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]（2Pd：最高使用圧

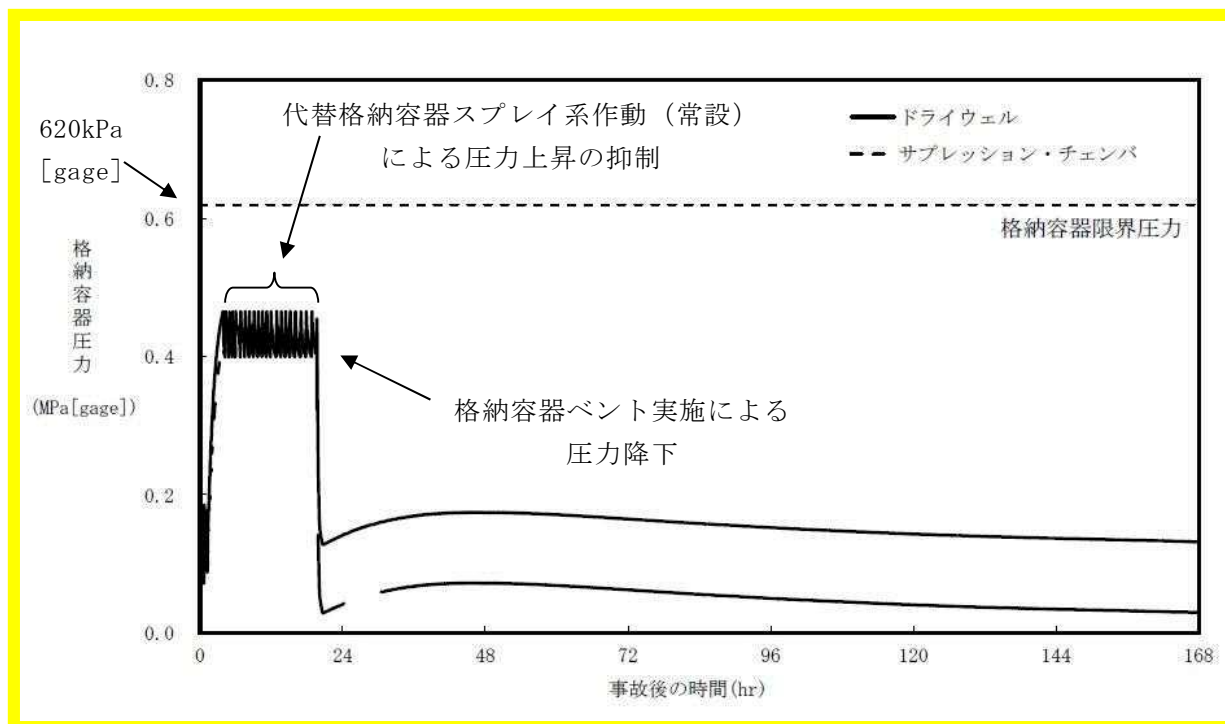
力の2倍)に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 620kPa[gage]及び限界温度 200℃を下回ることから、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。

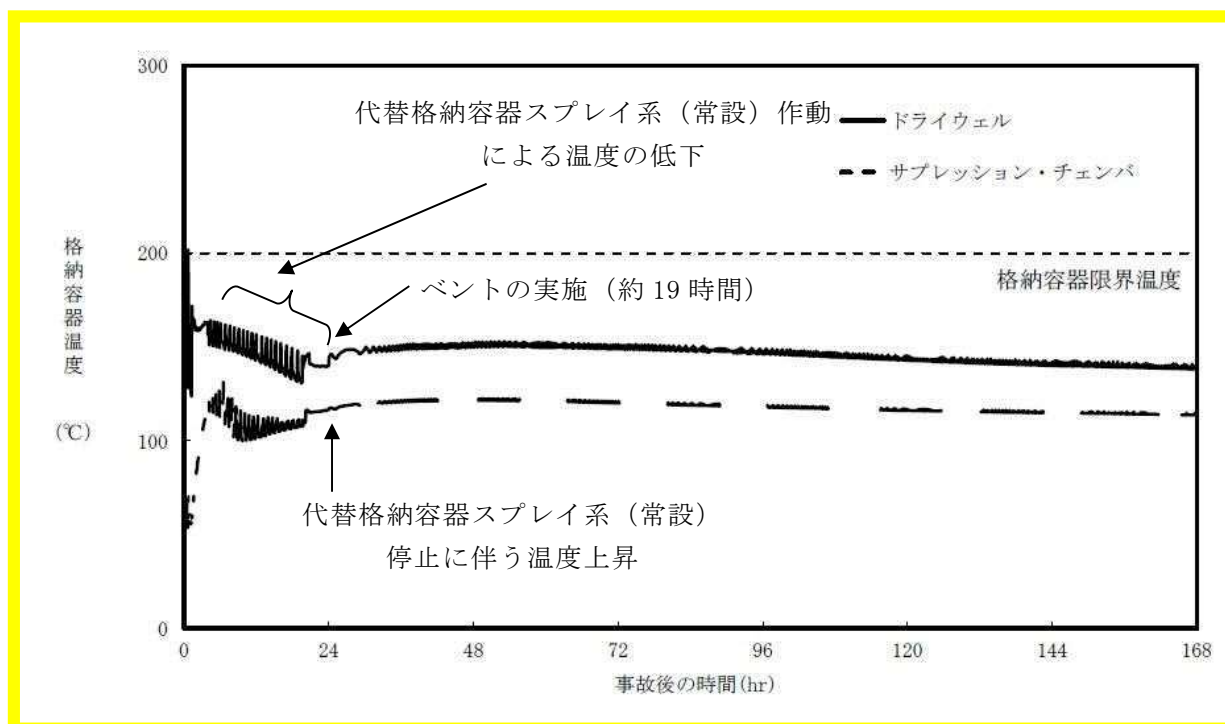
有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第1図、第2図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約465kPa[gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約157℃であり、限界温度200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である200℃、2Pdを格納容器フィルタベント系の設計条件としている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移



(参考) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について

ベント中のフィルタ装置（容器）について、設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]）、最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

#### ・評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として、高温状態で内圧を受け、過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について、「発電用原子力設備規格 設計建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））J S M E S N C 1-2005/2007」（以下、「設計・建設規格」という）に示される、内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により、温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力）、圧力をパラメータとして、フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される、温度と圧力の組み合わせを評価する。

#### ・評価

設計・建設規格の PVC-3122 (1) 項に準拠し、設計・建設規格「表 5 鉄鋼材用（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力（以下、「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

ここで、

t : 胴の最小厚さ

P : 許容圧力 (MPa)

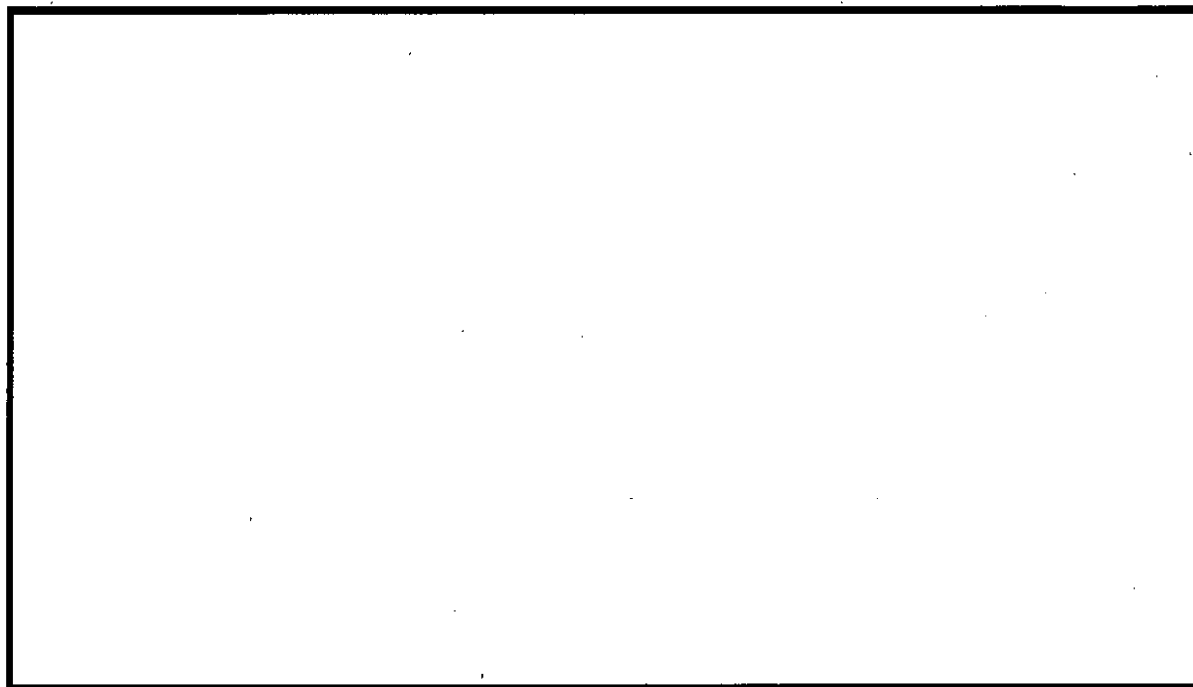
$D_i$  : 胴の内径 4,600 (mm)

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率 ( $\eta=1$ )

・ 評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果を、第3図に示す。200°Cにおける許容圧力は  であり、 $2Pd$  を超える構造健全性を有する結果が得られた。



第3図 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

## (2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 (1Pd) においても排出できるよう以下のとおり設定している。

## a. 蒸気流量の設定

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

## b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 1Pd~2Pd としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 1Pd とする。

## c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組み合わせにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

- $W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)
- $Q_R$  : 定格熱出力 ( $3293 \times 10^3 \text{kW}$ )
- $h_S$  : 飽和蒸気の比エンタルピ ( $2739 \text{kJ/kg}$  @1Pd)
- $h_w$  : 飽和水の比エンタルピ ( $251 \text{kJ/kg}$  @60°C)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧

力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

### (3) フィルタ装置内発熱量

格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 500kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

#### 【フィルタ装置内発熱量】

$$\begin{aligned}
 &= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\
 &\quad \times \text{【②FP の格納容器への放出割合】} \\
 &\quad \div \text{【③格納容器内の DF】} \\
 &\quad \times \text{【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】}
 \end{aligned}$$

#### ① ベント時の原子炉の崩壊熱

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。

## ② FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (第 2 表参照)。

## ③ 格納容器内の DF

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。

## ④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22% とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{➤ ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015% である 500kW (3293MW × 0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

第 2 表 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第 3 表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約 2 時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

#### (4) エアロゾル移行量

格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量のうち、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する核分裂生成物（以下、「FP」という。）エアロゾル量を NUREG-1465 における炉心から格納容器へ放出される FP の割合等を用いて評価した結

果、約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。

想定する FP エアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

a. FP の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 4 表に示す。

b. FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する（第 2 表参照）。

c. 格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF10 とする。

以上より、想定する FP エアロゾル量を計算した結果、約 38kg となる。

評価式を以下に示す。

【FP エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \\ \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg、BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

第 4 表 FP の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合(-)	FP エアロゾル 移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Ce	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考) 金属フィルタの総面積の設定について

フィルタ装置に移行したエアロゾルのうち、ベンチュリスクラバから金属フィルタへのエアロゾルの移行割合は  となる。したがって、設計エアロゾル移行量 (400kg) に対して、金属フィルタへの移行量は  となる。

金属フィルタの機能が確保できる負荷量は  であり、設計エアロゾル移行量に対しては必要な金属フィルタの面積は  となる。実機の金属フィルタの総面積は  であり、十分に余裕を見込んだ設計としている。



(参考)ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において原子炉格納容器内にて発生する動的荷重

重大事故等発生時において、原子炉格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ② プールスウェル荷重
- ③ ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④ 主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離冷却タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である原子炉格納容器圧力 2PD に近づいた状態では、原子炉圧力は、冷却材喪失事故や主蒸気逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離冷却系も運転していないことから、2PD ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である原子炉格納容器圧力 2PD における原子炉格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要は無い。

スクラバ容器の設計にあたっては、最高使用圧力 2PD、最高使用温度 200℃の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。(第 1 表参照)

第 1 表 スクラバ容器の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
スクラビング 装置（容器）	静的荷重	内圧荷重（最高 使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき，荷 重に対する必要板厚を算出し，最小 板厚が必要板厚を満足することを 確認する。
		動的荷重	内圧荷重，地震 荷重
内部構造物 （ベンチュリ ノズル）	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
		差圧荷重，地震 荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
	動的荷重	水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏ま えて，圧力振動を評価

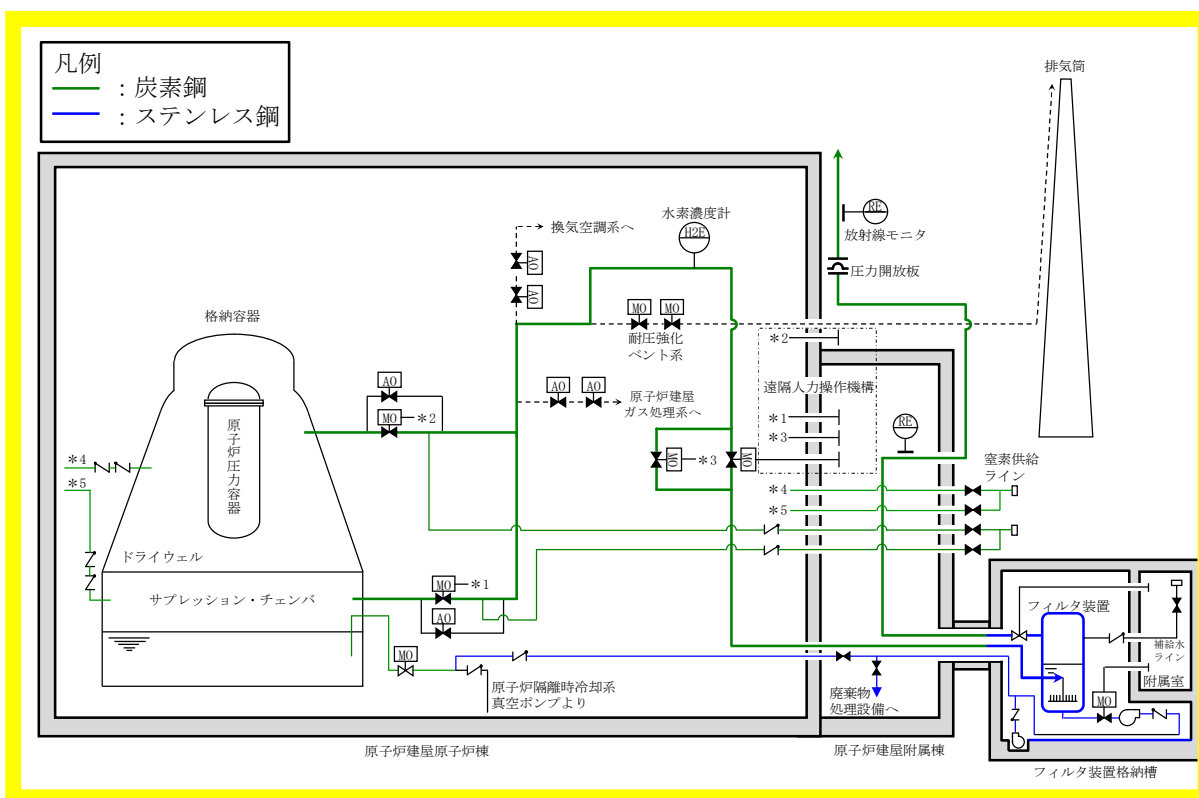
格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

格納容器フィルタベント系を構成する容器，配管等に使用する材料については，ステンレス鋼，炭素鋼を使用しており，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，荷重及びその他の使用条件においてその機能が発揮できるよう，構造設計を行っている。また，炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外表面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，シリコン系等の防食塗装を行う。

第 1 表に主要な設計条件を，第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 格納容器フィルタベント系設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage]
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震仕様	基準地震動 $S_s$ にて機能維持



第 1 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス 2 設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を第 2 表に示す。

第 2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・スクラビング水が高アルカリ性 [ ] であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> <li>・スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。</li> </ul>
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。</li> <li>・フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第 3 表参照）</li> <li>・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性 [ ] であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。</li> </ul>

第 3 表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納槽に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、排水設備を設置するとともに、格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計画としている。

### フィルタ装置の各構成要素における機能について

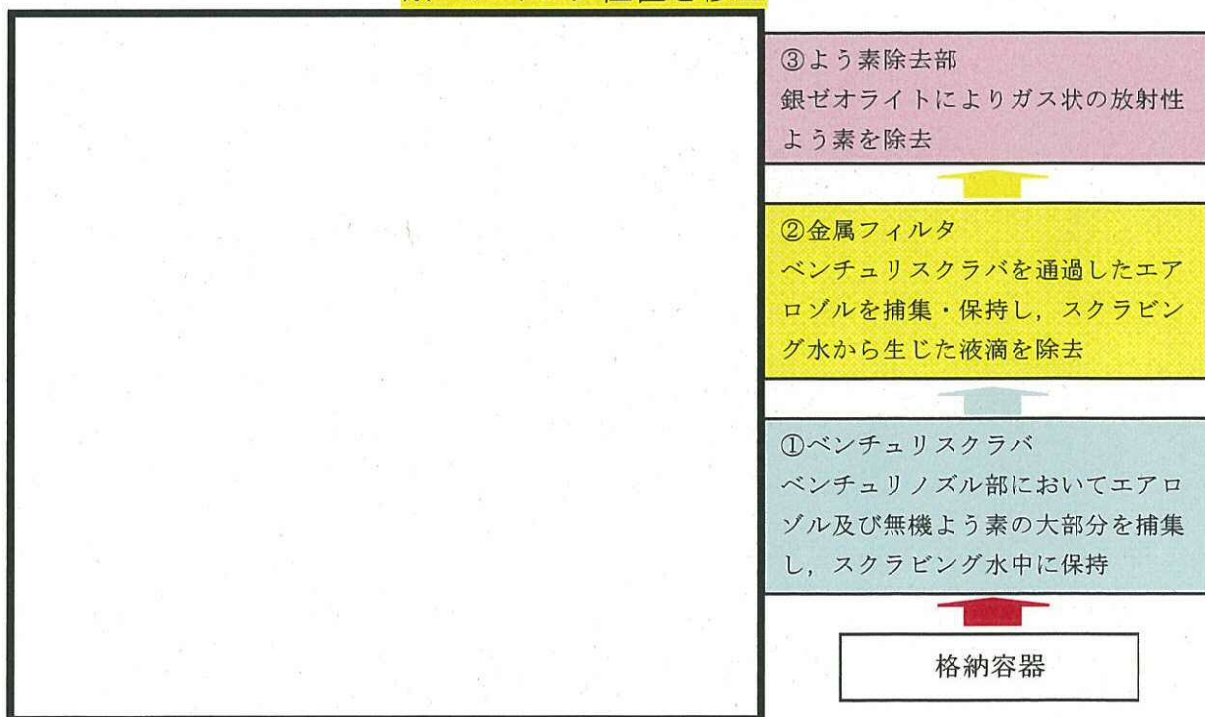
フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

- ①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板
- ②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ
- ③よう素除去部…銀ゼオライト

\*②と③の間に流量制限オリフィスを設ける

ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。

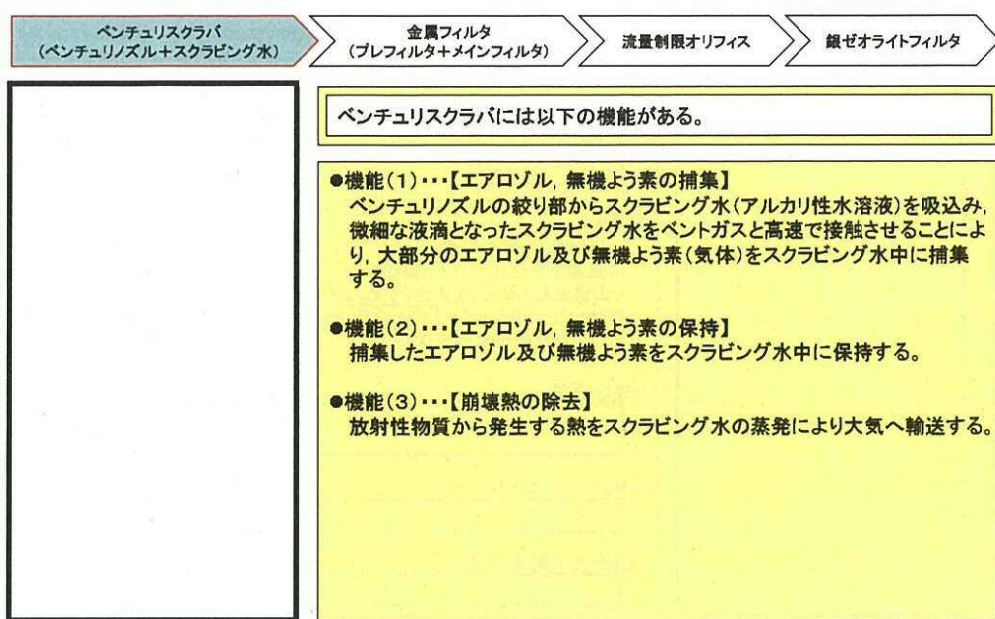
※マスキング位置を修正



第1図 フィルタ装置の機能模式図

[フィルタ装置の各構成要素における機能の概要]

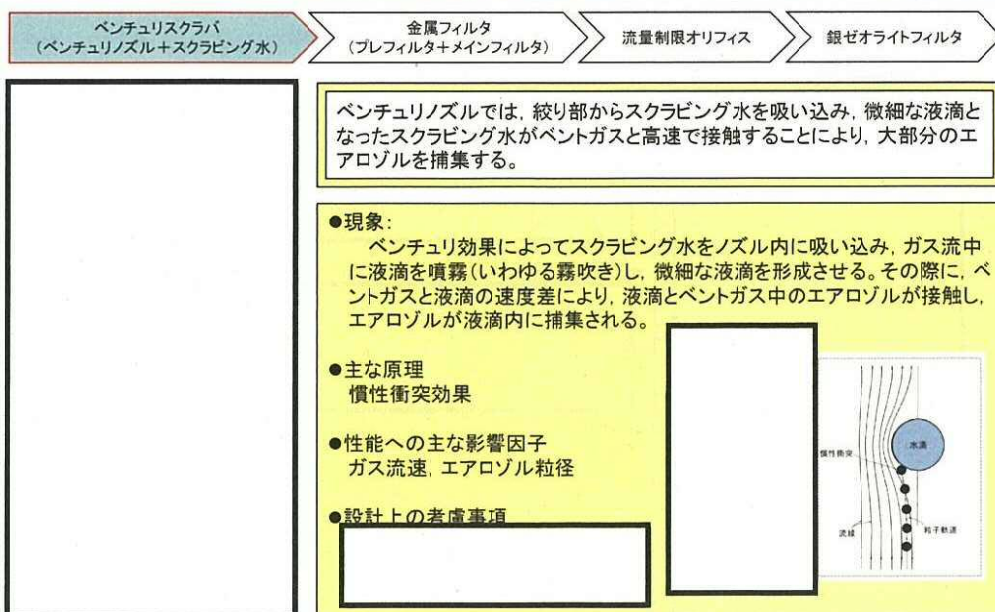
①ベンチュリスクラバの機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



### ①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)	流量制限オリフィス	銀ゼオライトフィルタ
---------------------------------	----------------------------	-----------	------------

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、大部分の放射性無機よう素を捕集する。

- 現象:  
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴の形成により単位体積当たりの表面積(界面)を大きくする。これにより、ベントガス中の無機よう素が効果的にスクラビング水(チオ硫酸ナトリウムを含む水溶液)と接触し、化学反応により液滴中に溶け込む。
- 主な原理:
- 性能への主な影響因子:
- 設計上の考慮事項:

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

### ①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)	流量制限オリフィス	銀ゼオライトフィルタ
---------------------------------	----------------------------	-----------	------------

ベンチュリノズル部で捕集したエアロゾルをスクラビング水中に保持する。

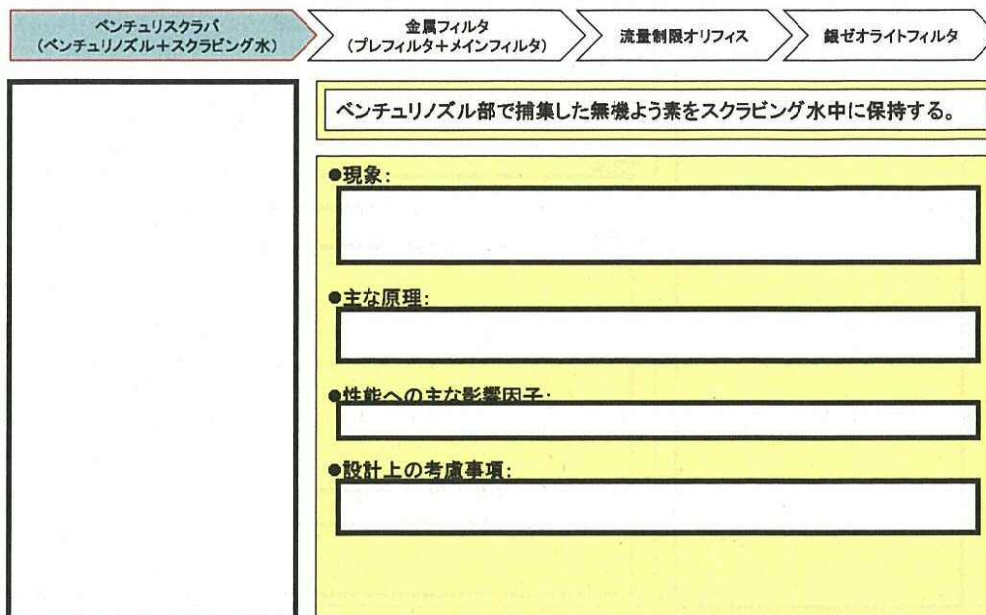
- 現象:
- 設計上の考慮事項:

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



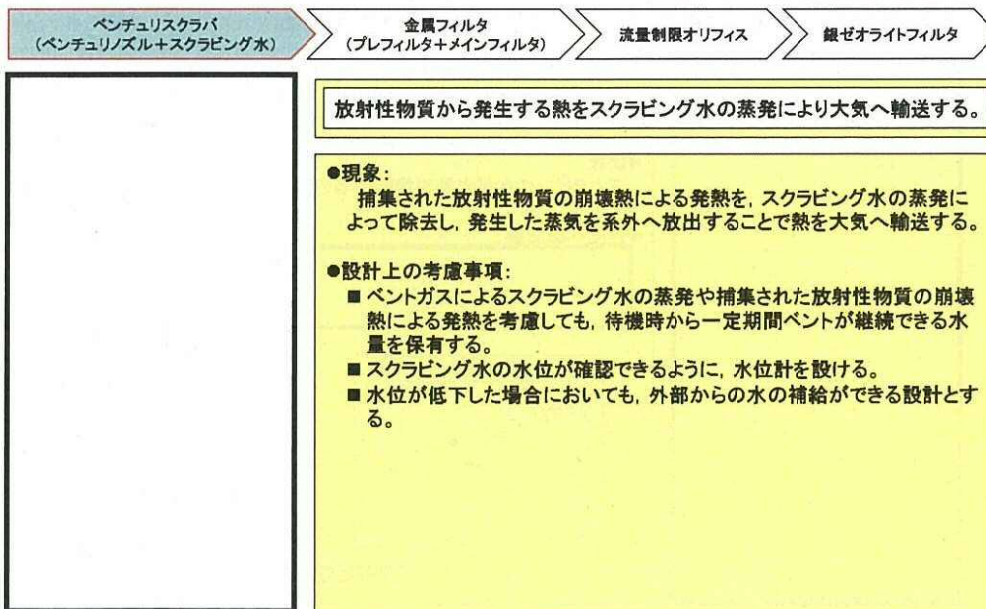
### ①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

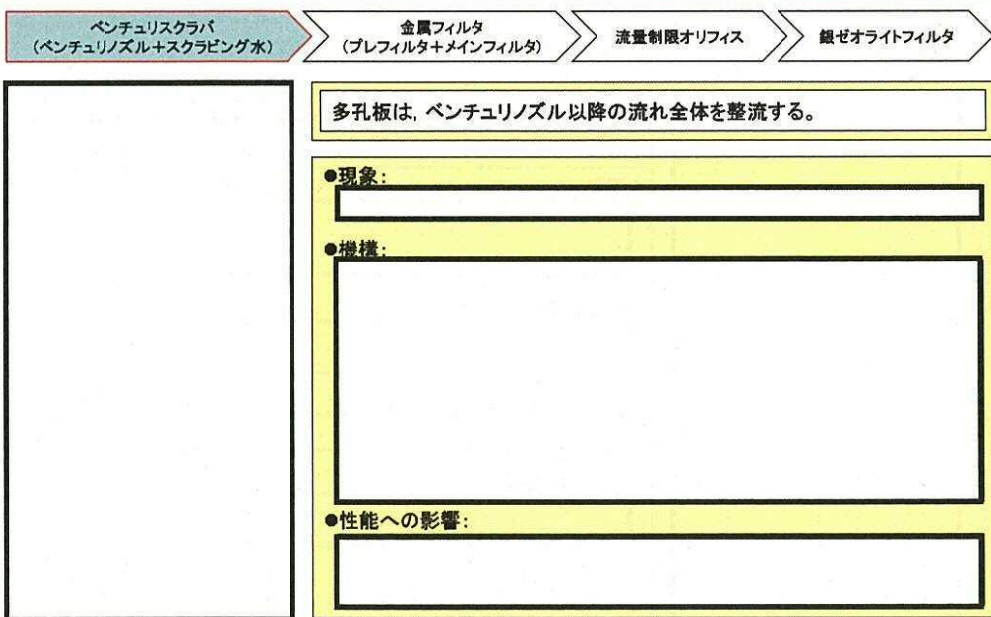
### ①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

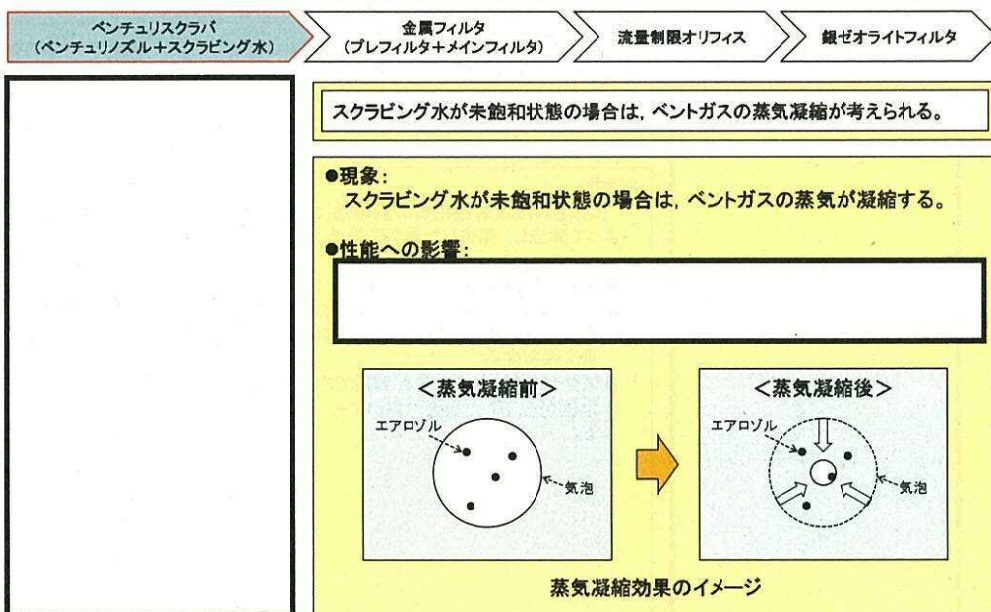
### ①多孔板の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

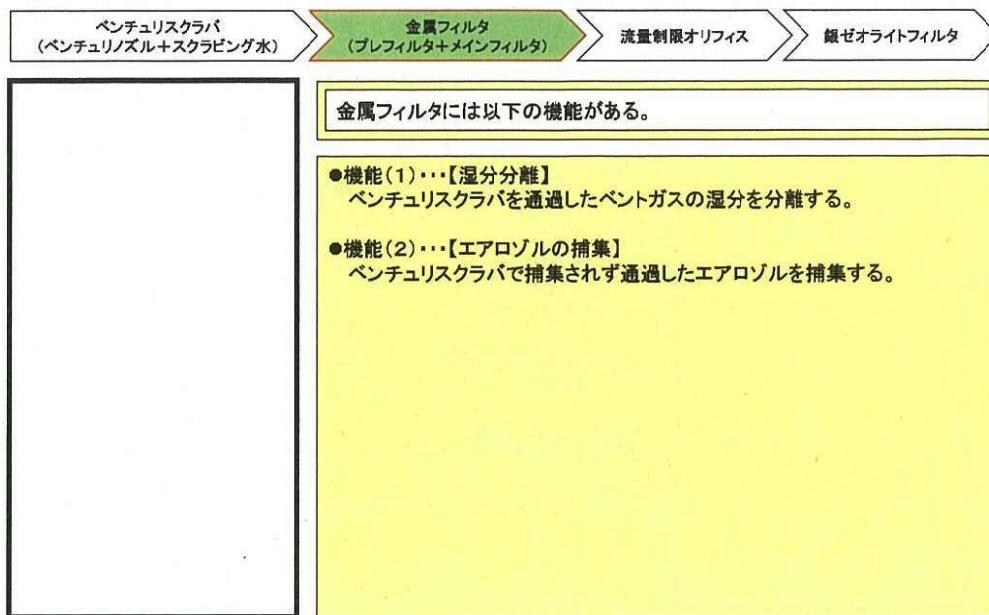
### ①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## ②金属フィルタの機能

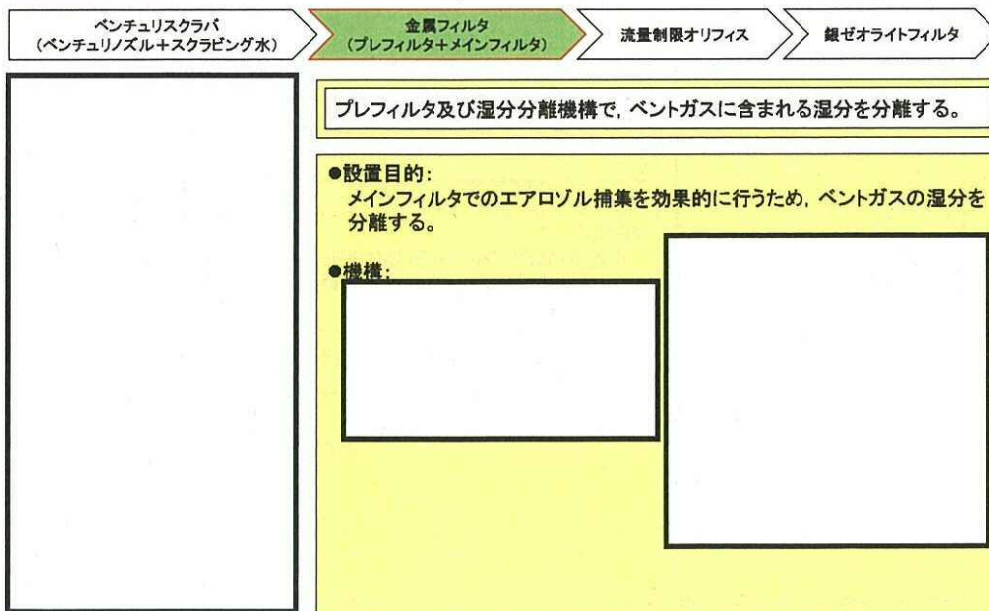


金属フィルタには以下の機能がある。

- 機能(1)・・・【湿水分離】  
ベンチュリスクラバを通過したベントガスの湿分を分離する。
- 機能(2)・・・【エアロゾルの捕集】  
ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

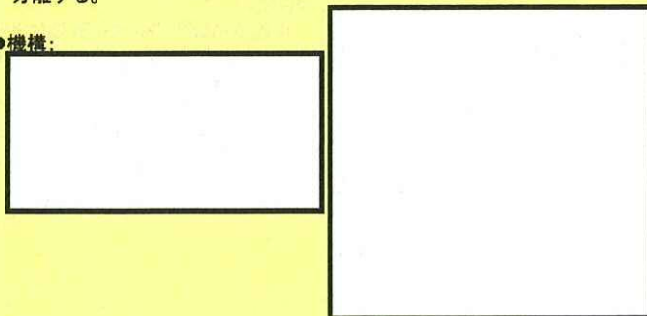
## ②金属フィルタの機能(1)【湿水分離】



プレフィルタ及び湿水分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離する。

- 設置目的:  
メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガスの湿分を分離する。

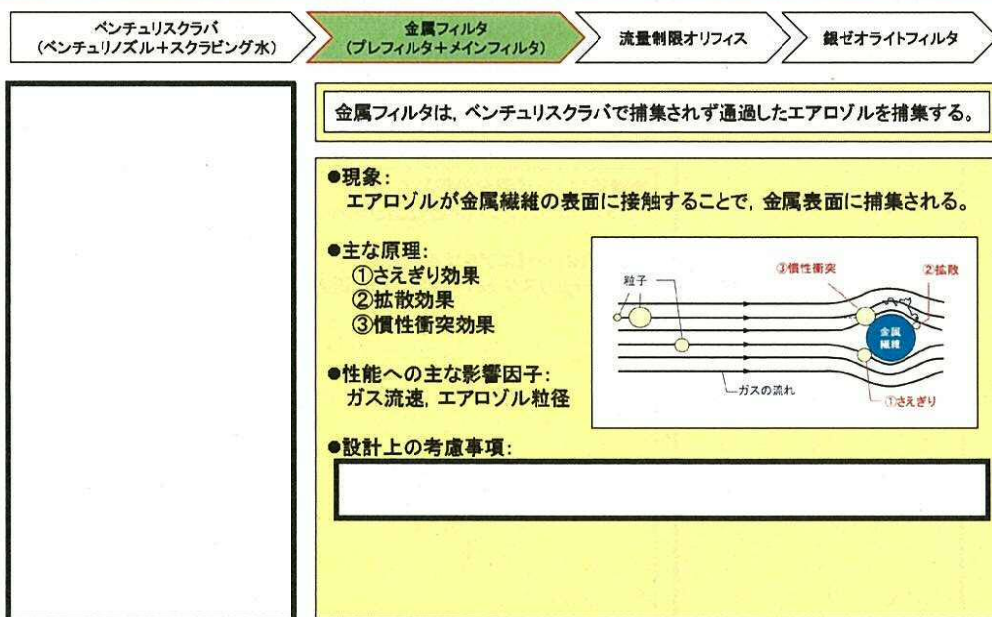
●機構:



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

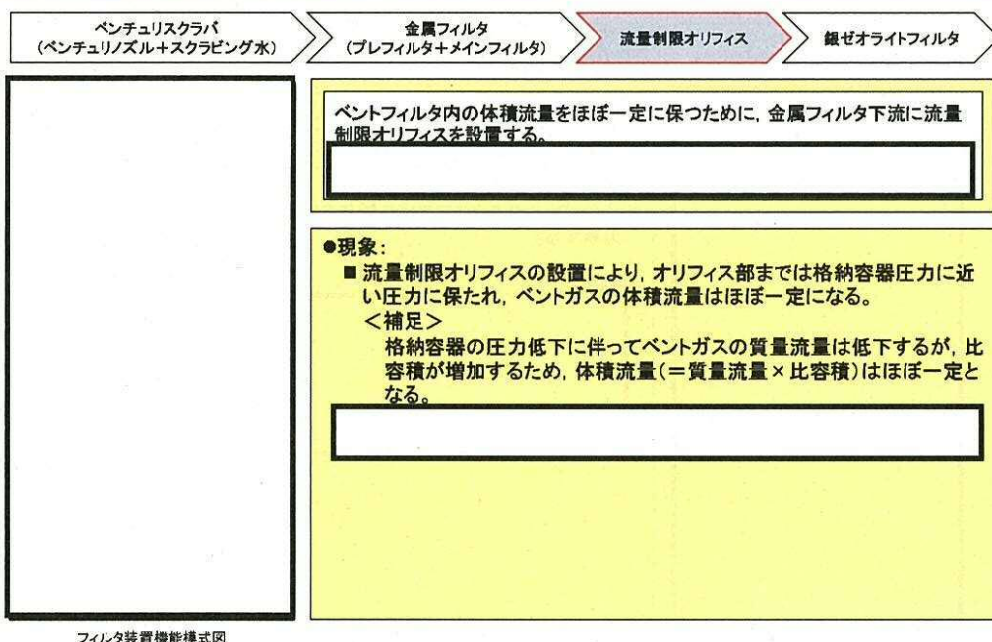


## ②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】



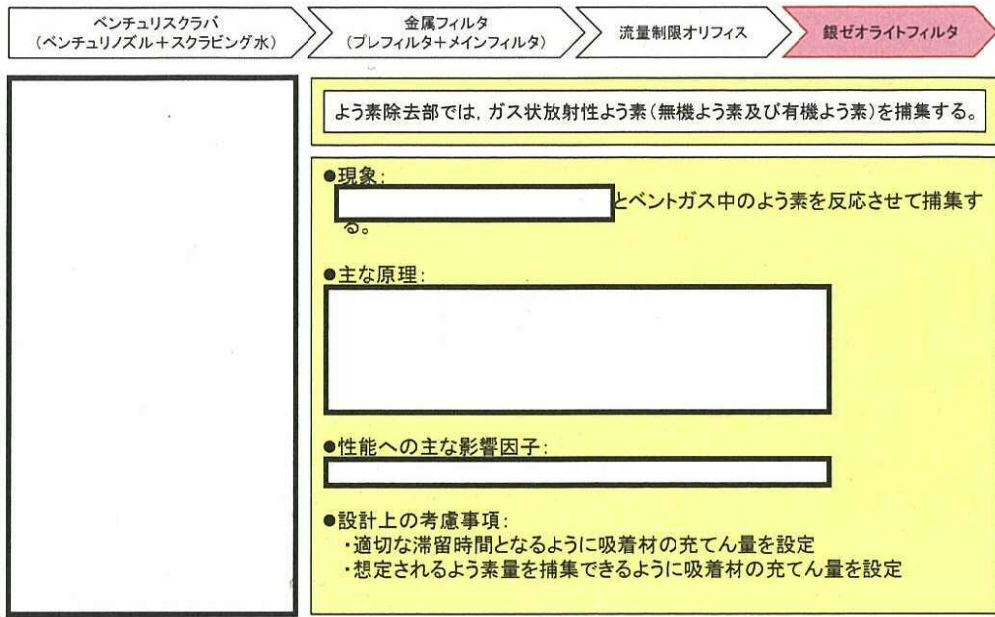
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## 流量制限オリフィスの機能



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

### ③よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

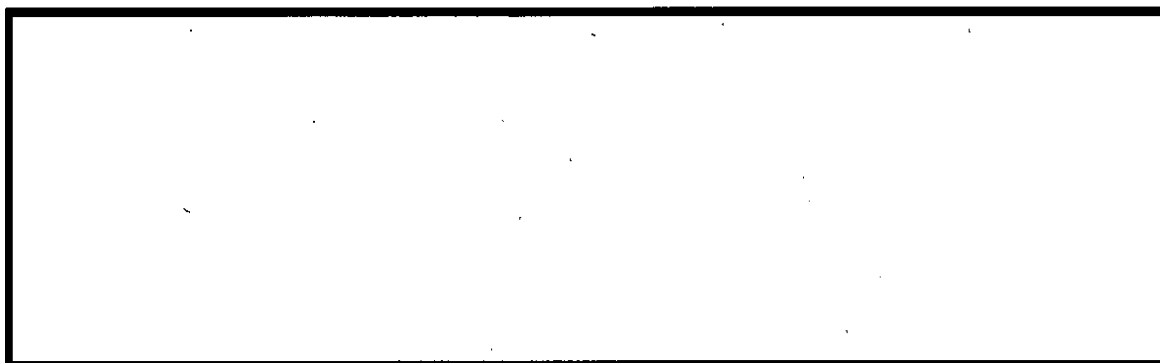
金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

## (1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は [ ] であり、金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [ ] ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

## (2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

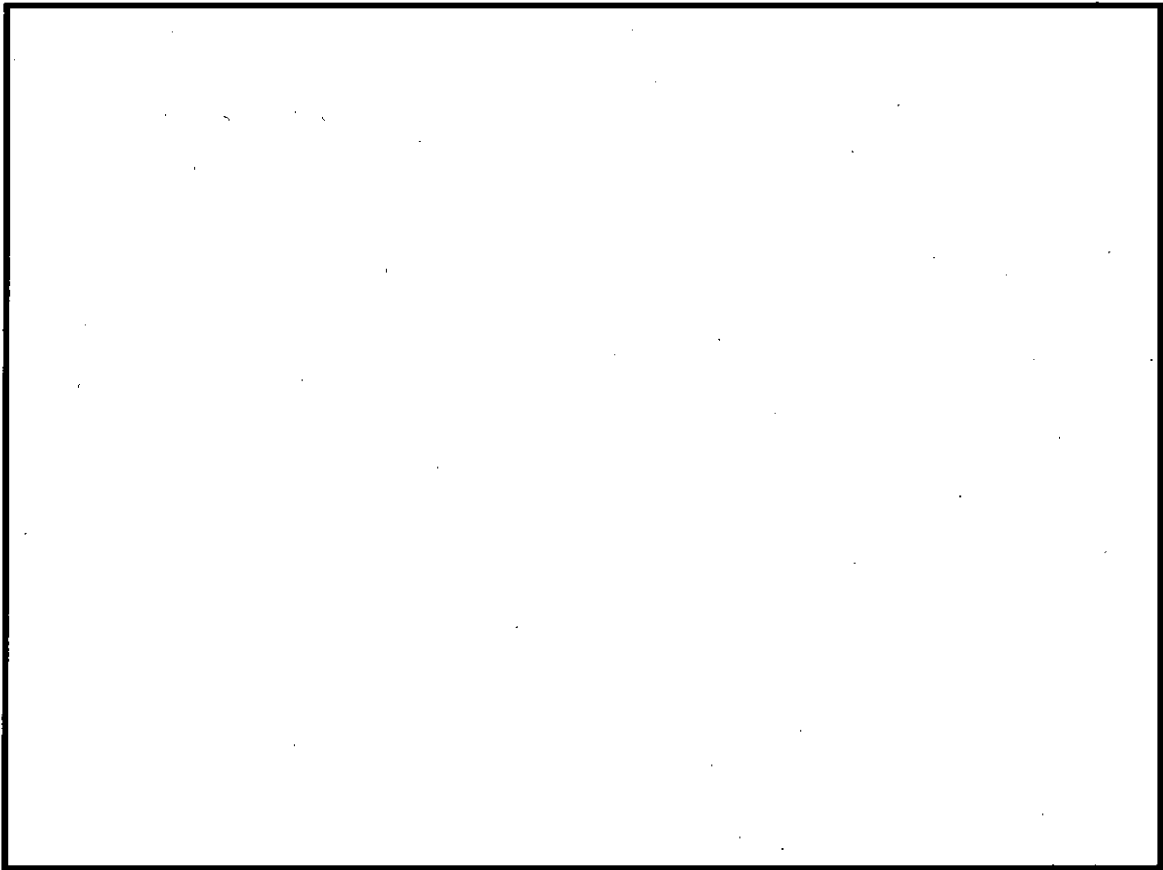
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は [ ] であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお、系統待機時、運転中を通して、フィルタ装置の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。



第1図: フィルタ装置のスクラビング水位