

# 島根原子力発電所 2号炉 格納容器フィルタベント系について

---

令和 2 年 2 月  
中国電力株式会社

1. はじめに	.....P 2
2. 格納容器フィルタベント系について	.....P 3
3. 前回審査会合時からの変更点	.....P 4
4. 審査会合での指摘事項に対する回答	.....P 6
参考 格納容器フィルタベント系の概要	.....P 24

# 1. はじめに

- 格納容器フィルタベント系については、以下の審査会合において、格納容器フィルタベント系の概要説明及び指摘事項について回答を行っている。
  - ・第133回審査会合（平成26年8月28日）
  - ・第137回審査会合（平成26年9月11日）
  - ・第200回審査会合（平成27年2月26日）
  - ・第216回審査会合（平成27年4月7日）
  - ・第231回審査会合（平成27年5月28日）
  - ・第251回審査会合（平成27年7月21日）
  
- 本日は、第251回審査会合、第724回（令和元年6月11日）、第742回（令和元年7月9日）及び第809回（令和元年12月10日）の有効性評価に関する審査会合の指摘事項について回答を行う。

## 2. 格納容器フィルタベント系について

### 格納容器フィルタベント系の設計方針

#### [系統構成]

- 格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを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物屋上位置（標高約65m）で放出する設計
- サプレッション・チェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、**2つの排気経路を設置**する設計
- ベント弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔操作が可能な設計とし、さらに、全ての電源喪失を考慮し、**原子炉建物付属棟から遠隔手動弁操作機構を用いた人力操作**を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が可能な設計
- **他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置**する設計
- ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、**待機時は系統内を窒素で不活性化し**、フィルタ装置から放出口に至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、**格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板**を設ける設計

#### [主要仕様]

- 第1ベントフィルタスクラバ容器  
基数 4  
放射性物質除去効率  
99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）  
99%以上（無機よう素に対して）
- 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器  
基数 1  
放射性物質除去効率  
98%以上（有機よう素に対して）
- 圧力開放板  
個数 1  
設定破裂圧力 80kPa（差圧）
- 系統設計流量  
9.8kg/s（格納容器圧力0.427MPaにおいて）

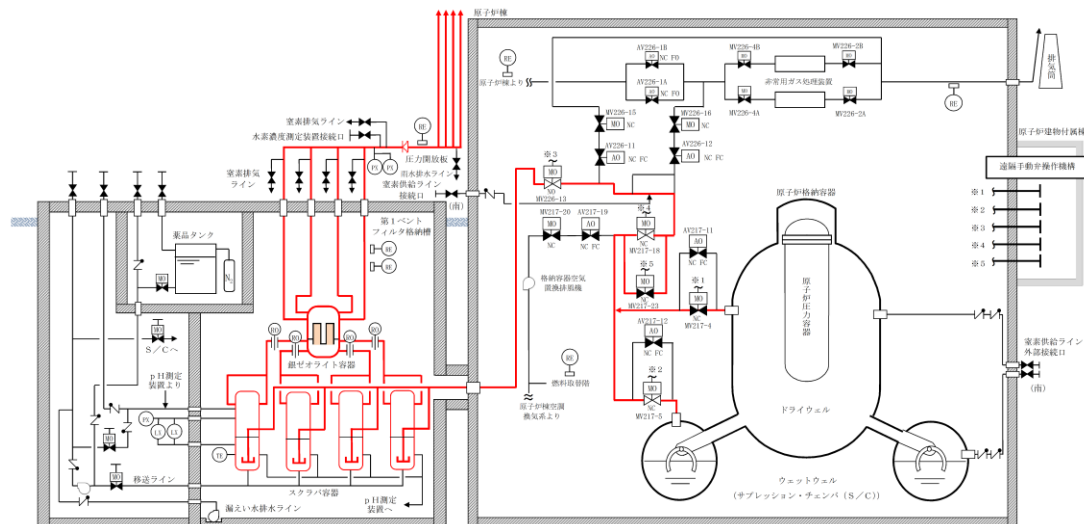


図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

# 3. 前回審査会合時からの変更点（1 / 2）

➤ 前回審査会合（第251回審査会合（平成27年7月21日））からの主な変更点については以下のとおり。

項目	変更概要
計装設備に関する変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等の系統運転時，事故収束時に使用するスクラバ容器温度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の位置付けを自主対策設備から重大事故等対処設備とした。</li> <li>➤ 系統待機時のみに使用するスクラバ水 pH計の位置付けを重大事故等対処設備から自主対策設備とした。</li> </ul>

表1 計装設備 主要仕様（設備の位置付け変更後）

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のための水位監視		8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa[gage]	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0~300℃	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力※1	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa[gage]	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	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	2 1	中央制御室 緊急時対策所
⑦スクラバ水 pH※1	スクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0~14	2	中央制御室 緊急時対策所

位置付け変更

位置付け変更

位置付け変更

※1 自主対策設備

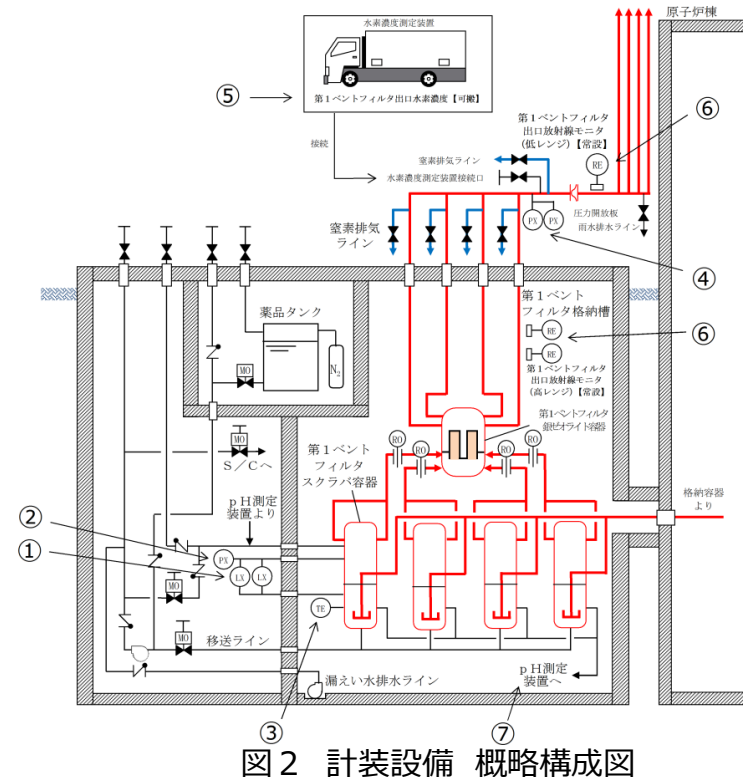


図2 計装設備 概略構成図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 3. 前回審査会合時からの変更点（2 / 2）

- 前回審査会合（第251回審査会合（平成27年7月21日））からの主な変更点については以下のとおり。

項目	変更概要
ベント実施判断基準の変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ベント実施判断基準のうち、炉心損傷前の「格納容器圧力427kPa[gage]（1Pd）到達」を「サブプレッション・プール通常水位＋約1.3m到達」に変更した。</li> <li>➤ ベント実施判断基準のうち、炉心損傷後の「外部水源から格納容器への総注水量が4,000m<sup>3</sup>に到達若しくは格納容器圧力2Pd到達」を「サブプレッション・プール通常水位＋約1.3m到達」に変更した。</li> <li>➤ 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準を追加した。</li> </ul>

#### 格納容器フィルタベント系の運用（手順）（ベント実施判断基準変更後）

##### 1. ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力245kPa[gage]※ <sup>1</sup> 到達
炉心損傷判断後	格納容器圧力640kPa[gage]※ <sup>1</sup> （1.5Pd）到達

ベント準備項目：隔離弁の健全性確認，他系統との隔離及び第2弁開操作，可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置準備

※1：確認不能の場合は，格納容器雰囲気温度から格納容器圧力を推定

##### 2. ベント実施の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	サブプレッション・プール通常水位＋約1.3m到達
炉心損傷判断後	サブプレッション・プール通常水位＋約1.3m到達

ベント実施判断基準変更

##### 3. 格納容器内の水素爆発防止に係る判断基準

格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（炉心損傷後）	
準備判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.0vol%及びウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達
実施判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達

##### 4. 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	格納容器代替スプレイが実施できない場合（384kPa[gage]以下維持不可）
炉心損傷判断後	格納容器代替スプレイが実施できない場合（1.5Pd以下維持不可）
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達
	格納容器雰囲気温度200℃以上において温度上昇が継続している場合
	可搬式モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト）指示値の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

ベント実施判断基準追加

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
91	平成27年7月21日	実施・判断フローにおいて要員の「退避完了」をフロー要素とすることについて再検討し、説明すること。	8
92	平成27年7月21日	アーリーベント時の要員退避に関する考え方を説明すること。	9
93	平成27年7月21日	IVRに成功した場合に発生する水素など、ベント開始の判断として格納容器圧力以外の項目を整理して説明すること。	10
94	平成27年7月21日	炉心損傷の判断に設計基準事故の評価値の10倍を使うことの適切性を説明すること。	11
95	平成27年7月21日	炉心損傷が無い場合において設計基準事故（DBA）の10倍の線量となるまで、通常運転時と同程度の対策・考慮をとるとすることの妥当性を説明すること。	
96	平成27年7月21日	アーリーベント実施前の確認事項、ベントの成功・失敗判断及びベント失敗時弁閉操作等について整理すること。	13
98	平成27年7月21日	R P V内に注水またはS / Cに流入する流体について検討し説明すること（容器形状を踏まえ体積に関する評価を行うこと）。	14

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（重大事故等対処設備：別添資料－1 格納容器フィルタベント系について）」の番号を記載

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
99	平成27年7月21日	使用後において大気開放状態となっているフィルタベント系について、残存物質等の影響も考慮した保管管理について検討すること。	15
100	平成27年7月21日	ラプチャーディスクの信頼性に関し、使用前の待機状態も考慮した気密・背圧試験の必要性について検討すること。	16
101	平成27年7月21日	アーリーベント後、炉心損傷の兆候が見られた場合の現場操作の成立性（作業環境）について示すこと。	17
103	令和元年6月11日 (有効性評価)	フィルタベント系の窒素注入ラインの隔離弁の頑健性をフィルタベントの審査にて説明すること	18
104	令和元年7月9日 (有効性評価)	フィルターベントの開操作について、弁開度と必要流量の関係について整理した上で、解析上、実運用における妥当性を説明すること。	19
105	令和元年12月10日 (有効性評価)	ベントの排気ラインと接続口が近接していることを踏まえ、ベント実施時の影響と使用する接続口、アクセスルートの優先順位との関係を説明すること。	20



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.91)

### ■ 指摘事項 (第251回審査会合 (平成27年7月21日))

実施・判断フローにおいて要員の「退避完了」をフロー要素とすることについて再検討し、説明すること。

### ■ 回答

➤ 炉心損傷後ベントを行う状況では、格納容器フィルタベント系による格納容器過圧破損防止が最優先であり、ベント実施に備えて緊急時対策本部の指示により緊急時対策要員の待避は行いが、サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達によりベント実施を判断した時点で速やかに格納容器ベントを実施する。

➤ 具体的な炉心損傷後のベント実施に係る対応の流れについては以下のとおり (図91-1参照)。

- ・炉心損傷後ベントを実施する状況では、事故対応 (可搬型設備の準備作業等) に必要な要員以外は事前に構外へ待避させる運用としており、ベントを実施する際に緊急時対策所に待避を行うのは事故対応で発電所構内にいる緊急時対策要員である。
- ・復旧班要員は、サプレッション・プール通常水位+約1.2mに到達 (ベント実施判断の約1時間前※1) 後から緊急時対策所への待避を開始するため、ベント実施判断までに余裕をもって待避可能である。また、ベント実施前に緊急時対策所の加圧操作を実施する。
- ・運転員は、サプレッション・プール通常水位+約1.2mに到達 (ベント実施判断の約1時間前※2) 後から原子炉への注水流量調整 (崩壊熱相当) を行い、ベント実施前に中央制御室待避室へ移動 (ベント操作を行う運転員を除く) し、中央制御室待避室の加圧操作を実施する。
- ・ベント実施判断後、運転員は速やかに第1弁を開操作することによりベントを開始する (ベント操作を行う運転員は中央制御室又は現場でのベント操作実施後に中央制御室待避室へ移動)

※1 復旧班要員の待避時間 (約50分) 及び緊急時対策所の加圧操作時間 (約5分) に余裕を考慮し設定

※2 原子炉への注水流量調整 (約10分) 及び中央制御室待避室の加圧操作時間 (約5分) を踏まえ、復旧班要員の待避開始と同じタイミングに設定

以上のとおり、ベント実施を判断するサプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに復旧班要員及び運転員の待避を実施し、ベント実施判断以降は速やかにベントを開始する運用とすることから、要員の「待避完了」は要素としない。

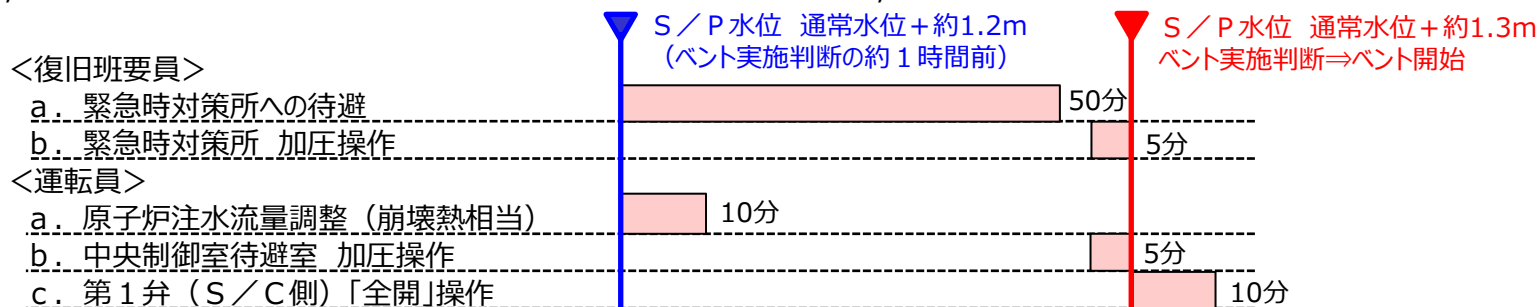


図91-1 ベント実施に係る対応の流れ

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.92）

- 指摘事項（第251回審査会合（平成27年7月21日））  
アーリーベント時の要員退避に関する考え方を説明すること。
- 回答
  - 炉心損傷前ベントは格納容器の健全性を確保することを目的に、サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達によりベント実施を判断した時点で速やかに格納容器ベントを実施する。
  - 炉心損傷前ベントのため敷地内の線量率の上昇はわずかと推定されるが、重大事故等対策に必要な屋外作業（低圧原子炉代替注水槽への補給等）を行っている復旧班要員の被ばく低減の観点から、サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに屋内待避するよう、緊急時対策本部から復旧班要員に指示する。なお、炉心損傷後の待避と異なり、待避場所は緊急時対策所ではなく、作業箇所近傍の建物内とする。
  - 復旧班要員の屋内待避期間は、運転員による格納容器ベント操作後における格納容器圧力の低下やスクラバ容器圧力の上昇といったパラメータの変動により格納容器ベントが開始されたことを確認し、フィルタ装置出口放射線量率指示値の安定を確認するまでの間とする。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.93）

- 指摘事項（第251回審査会合（平成27年7月21日））  
IVRに成功した場合に発生する水素など、ベント開始の判断として格納容器圧力以外の項目を整理して説明すること。
- 回答
  - 炉心損傷前及び炉心損傷判断後の格納容器ベント実施の判断基準を表93-1に示す。
  - 炉心損傷後，格納容器内の水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため，格納容器内に蓄積される水素ガス及び酸素ガスを格納容器外へ排出する必要があり，排出基準を表93-2のとおり設定する。

表93-1 ベント実施の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達
炉心損傷後	サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達

表93-2 格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷判断後	ドライ条件の酸素濃度4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達

新規追加

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.94, 95）（1 / 2）

- 指摘事項（第251回審査会合（平成27年7月21日））
  - ・炉心損傷の判断に設計基準事故の評価値の10倍を使うことの適切性を説明すること。
  - ・炉心損傷が無い場合において設計基準事故（D B A）の10倍の線量となるまで、通常運転時と同程度の対策・考慮をとることの妥当性を説明すること。
- 回答
  - 炉心損傷判断基準の設定根拠
    - ・事故時の炉心損傷開始の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故時の線量率（原子炉冷却材喪失において燃料棒から追加放出される希ガスによる線量率）の10倍を超えた場合としている。（図94,95-1参照）
    - ・基準を高めを設定すると判定が遅れることが懸念されるため、設計基準事故（追加放出）のガンマ線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として10倍を判断目安としている。

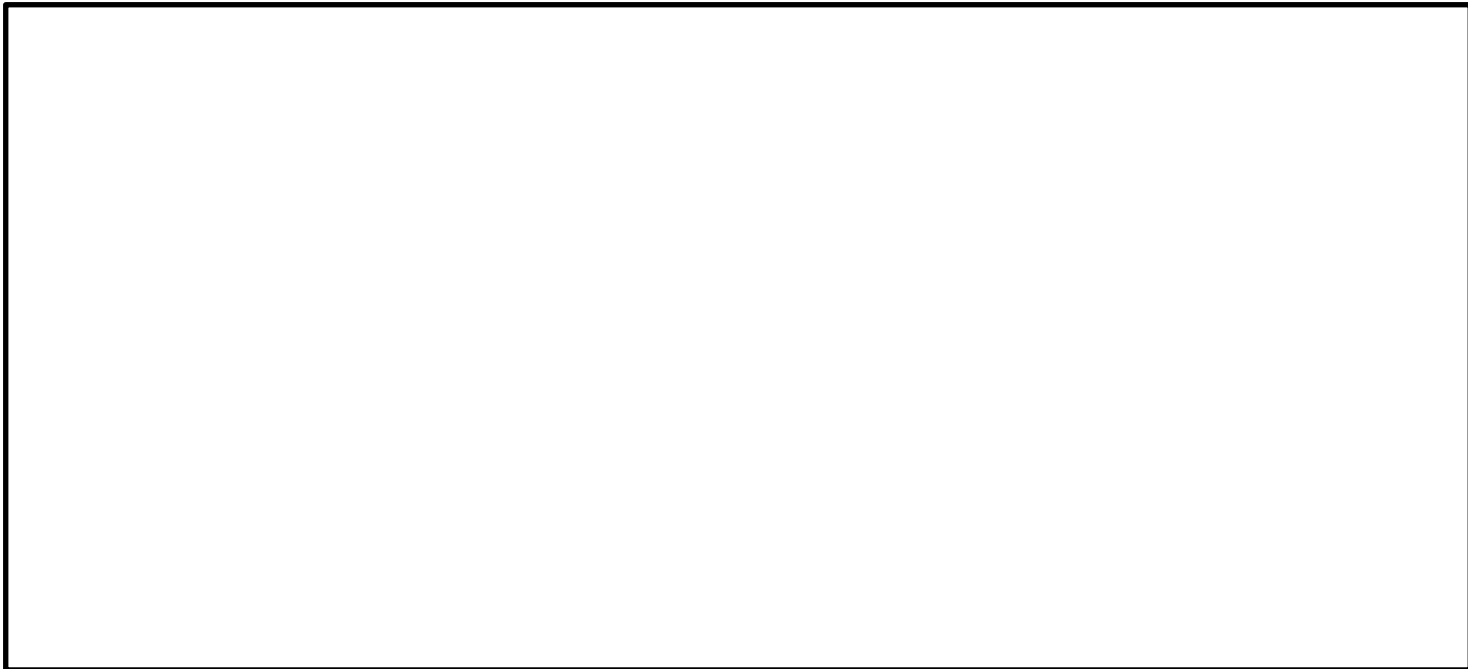


図94,95-1 格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断基準

# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.94, 95) (2 / 2)

■ 回答(つづき)

➤ 炉心損傷前後における運転操作の差異

・BWRの場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネジメントが大きく変わるものではない※。

・原子炉スクラム後における、炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を表94,95-1に示す。

※原子炉に注水することで、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器破損防止が図られる。

表94,95-1 炉心損傷判断前後における格納容器スプレイおよび格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷前の格納容器スプレイは、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]以下に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]※<sup>2</sup>に到達した時点で開始し、334kPa[gage]※<sup>2</sup>に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、原子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]未満に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]※<sup>1</sup>に到達した時点で開始し、588kPa[gage]※<sup>1</sup>に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p>
	<p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は、ドライウェル：171℃であり、空間温度がこれらの温度に到達する前に格納容器スプレイを行い、150℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>	<p>(温度基準)</p> <p>原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないように、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの空間温度が190℃以上となった場合に開始し、171℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>

※1 炉心損傷後における格納容器スプレイの間欠運転幅は外部水源注水量の抑制及び運転操作間隔を考慮(約30分)し設定

※2 炉心損傷前における格納容器スプレイの間欠運転幅は炉心損傷後と同等な圧力差を設定

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.96)

- 指摘事項 (第251回審査会合 (平成27年7月21日) )  
アーリーベント実施前の確認事項、ベントの成功・失敗判断及びベント失敗時弁閉操作等について整理すること。
  - 回答
    - 格納容器ベント実施前の確認事項を表96-1に示す。また、格納容器ベント開始時の確認事項を表96-2に示す。表96-2に示す確認項目に変動が見られない場合には、ベントに失敗しているものと判断する。
    - 格納容器ベントは、スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ (S/C) 側からのベントを優先して実施することとしており、それに失敗した場合には、ドライウェル (D/W) 側からのベントを実施する※1。この場合、S/C側の隔離操作よりもD/W側からのベント開始を優先し、格納容器除熱機能の確保を図ることとしている。
- ※1 格納容器ベント操作の優先順位  
① S/C側 (中央制御室操作) , ② S/C側 (現場操作) , ③ D/W側 (中央制御室操作) , ④ D/W側 (現場操作)

表96-1 格納容器ベント実施前の確認事項

分類	確認項目	確認目的
系統待機確認	スクラバ容器水位	所定の性能が発揮できるよう、スクラバ容器内の水位が確保されていることを確認
	スクラバ容器 pH	フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認
	フィルタ装置出口配管圧力	圧力が正圧であることを確認し、不活性化状態が維持されていることを確認
ベント準備完了確認	ベント実施に必要な隔離弁の健全性	ベント実施に必要な隔離弁に電源が供給されていることを弁状態表示により確認
	他系統との隔離確認	格納容器フィルタベント系と他系統とを隔離する弁が全閉となっていることを確認
	第2弁の開操作	ベント実施のために開操作が必要な第2弁が全開となっている※2ことを確認

表96-2 格納容器ベント開始時の確認事項

確認項目	確認目的
格納容器圧力	格納容器圧力の低下により、格納容器ベントが開始されたことを確認
格納容器温度	格納容器温度の低下により、格納容器ベントが開始されたことを確認
フィルタ装置出口放射線量率	各指示値の上昇により、格納容器ベントが開始されたことを確認
スクラバ容器圧力	
スクラバ容器水位	

※2 ベント準備操作として格納容器圧力が245kPa[gage]に到達した時点で開操作を実施

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.98）

### ■ 指摘事項（第251回審査会合（平成27年7月21日））

R P V内に注水またはS / Cに流入する流体について検討し説明すること（容器形状を踏まえ体積に  
関した評価を行うこと）。

### ■ 回答

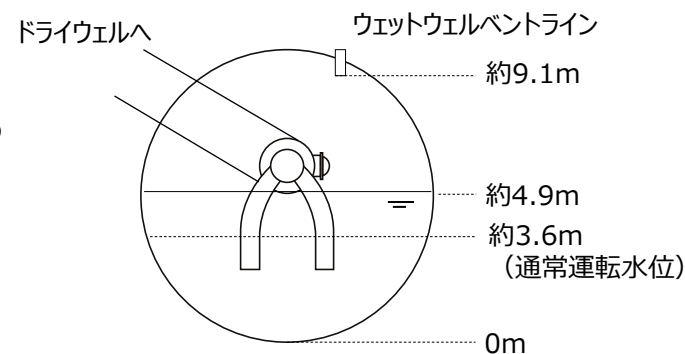
有効性評価のうち，格納容器過圧・過温破損モード（大LOCA + SBO + ECCS機能喪失）において，サプレッション・プール水位が通常水位 + 約1.3mに到達するまでの格納容器への注水量（配管破断に伴う原子炉からの漏水含む）の内訳を表98-1に示す。

表98-1 格納容器への注水量（格納容器過圧・過温破損モード）

注水元	注水量
格納容器代替スプレイ	約321m <sup>3</sup>
原子炉注水	約999m <sup>3</sup>
原子炉からの漏水	約167m <sup>3</sup>

サプレッション・プール水位が通常水位 + 約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止し，その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合，ベント時のサプレッション・プール水位は約4.9mであり，ウェットウェルベントライン下端（約9.1m）に対して余裕がある。

このとき，サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると，ベント時のサプレッション・プール水位は，約4.9mに対して減圧沸騰により若干上昇するが，ほぼ変化はない。



サプレッション・チェンバ断面図



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.99)

- 指摘事項 (第251回審査会合 (平成27年7月21日) )  
使用後において大気開放状態となっているフィルタベント系について、残存物質等の影響も考慮した保管管理について検討すること。

### ■ 回答

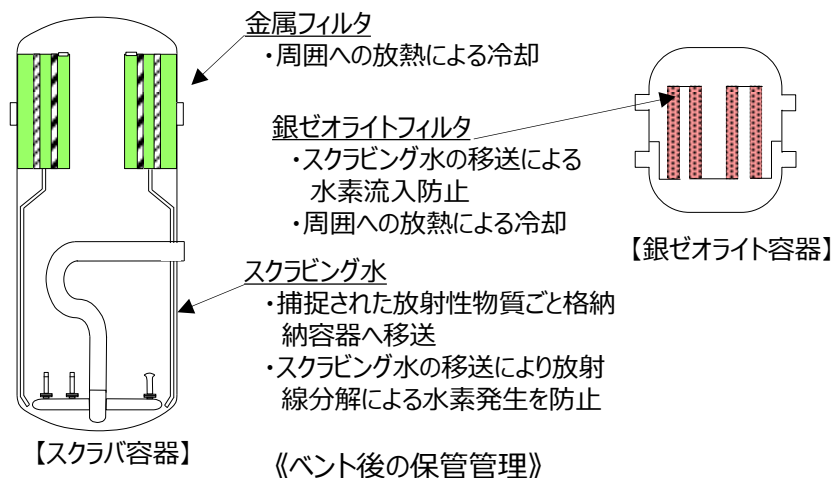
#### 【スクラバ容器】

- 格納容器フィルタベント系使用後は、スクラビング水を格納容器へ移送し、スクラビング水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管とする。なお、スクラバ容器内にスクラビング水が保管されていたとしても、後段の金属フィルタにより、スクラビング水から環境への放射性物質の放出を防止可能であるが、放射性物質の放出口リスクを更に低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。
- 金属フィルタは、捕捉したエアロゾルの崩壊熱が周囲への放熱によって十分冷却されるため、過熱による放射性物質の再浮遊は生じない。

#### 【銀ゼオライト容器】

- 格納容器フィルタベント系使用後は、気中保管とする。銀ゼオライトからのよう素の再揮発は、400℃以上の高温かつ、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ことから、上述のとおり、スクラビング水を移送することで、放射線分解により発生する水素を銀ゼオライトフィルタに流入しないようにし、ガス状放射性よう素の再揮発を防止する。  
なお、捕捉したガス状放射性よう素の崩壊熱が周囲への放熱によって十分冷却されるため、温度の観点からもガス状放射性よう素の再揮発は生じない。

なお、格納容器フィルタベント系使用後には、放出口手前に設置している放射線モニターにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。





## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.100）

- 指摘事項（第251回審査会合（平成27年7月21日））  
 ラプチャーディスクの信頼性に関し、使用前の待機状態も考慮した気密・背圧試験の必要性について検討すること。
- 回答  
 圧力開放板は以下の項目を確認することで信頼性を確保する。
  - ディスクについては、気密試験、耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から系統に設置する圧力開放板を選定する。
  - ホルダーについては、耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認する。

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	ディスク 2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	ディスク 2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力427kPa以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧） ※2：メーカー設計値 ※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.101)

- 指摘事項 (第251回審査会合 (平成27年7月21日) )  
アーリーベント後、炉心損傷の兆候が見られた場合の現場操作の成立性 (作業環境) について示すこと。
- 回答  
アーリーベント (炉心損傷前の格納容器ベント) の実施基準は、格納容器代替スプレイ等の実施により、S/P水位が通常水位 + 約1.3m到達時に実施するように変更した。  
そのため、アーリーベント実施の時点において、格納容器代替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、仮に炉心損傷の兆候が見られたとしても格納容器の過圧を抑制する手段は格納容器ベントのみであることから、格納容器ベントを停止しない。  
したがって、アーリーベント実施中に炉心損傷の兆候が見られた場合においても、現場でのベント弁操作は発生しない。



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.104)

- 指摘事項 (第742回審査会合 (令和元年7月9日))  
 フィルターベントの開操作について、弁開度と必要流量の関係について整理した上で、解析上、実運用における妥当性を説明すること。
- 回答  
 格納容器フィルタベント系のベント弁は新設した弁であり、ベント弁 (第3弁) は通常運転中より全開運用としており、ベントを実施する際は、ベント弁 (第1弁及び第2弁) を全開とする。  
 格納容器フィルタベント系の設計流量 (9.8kg/s (格納容器圧力0.427MPa[gage]において)) は、これらのベント弁を全開とすることを前提としていることから、ベント弁 (第1弁及び第2弁) を全開とすることを手順に定めている。また、有効性評価解析においてもベント弁を全開することを条件として解析を実施している。

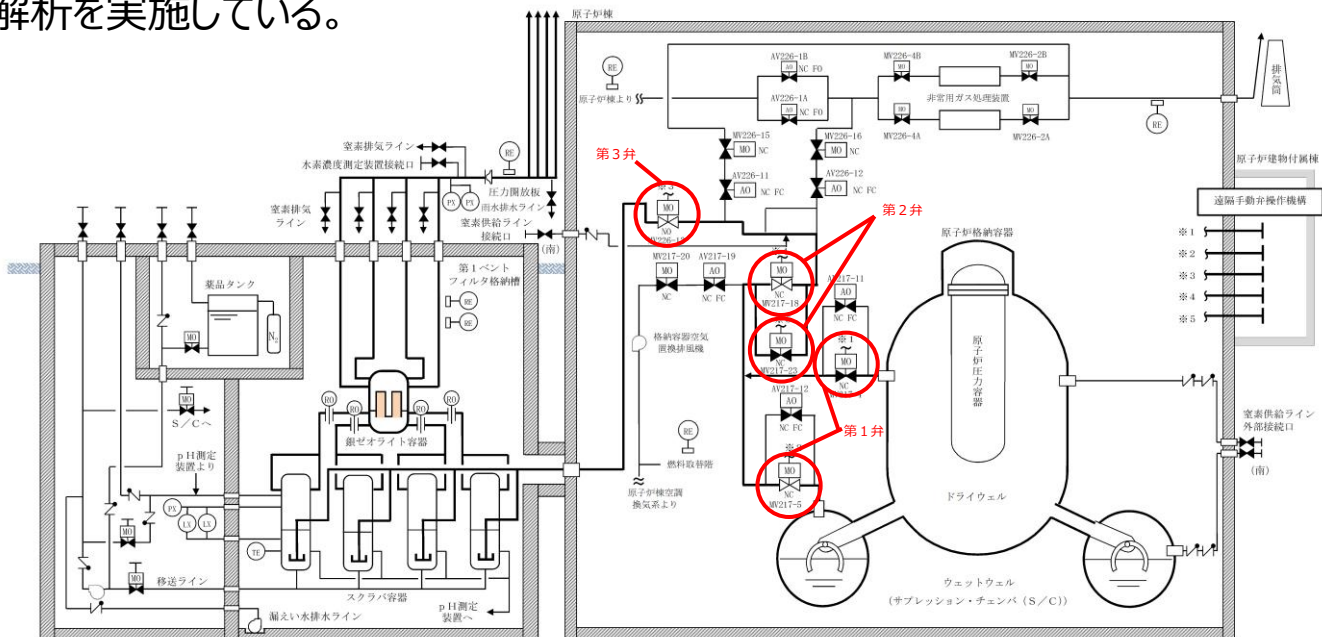


図104-1 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.105）（1 / 4）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日））
  - ベントの排気ラインと接続口が近接していることを踏まえ、ベント実施時の影響と使用する接続口、アクセスルートの優先順位との関係を説明すること。
- 回答
  - 【格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺での作業について】
  - R/B南側に設置してある格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施後に想定される作業を考慮した可搬型設備の配置図を図105-1に示す。

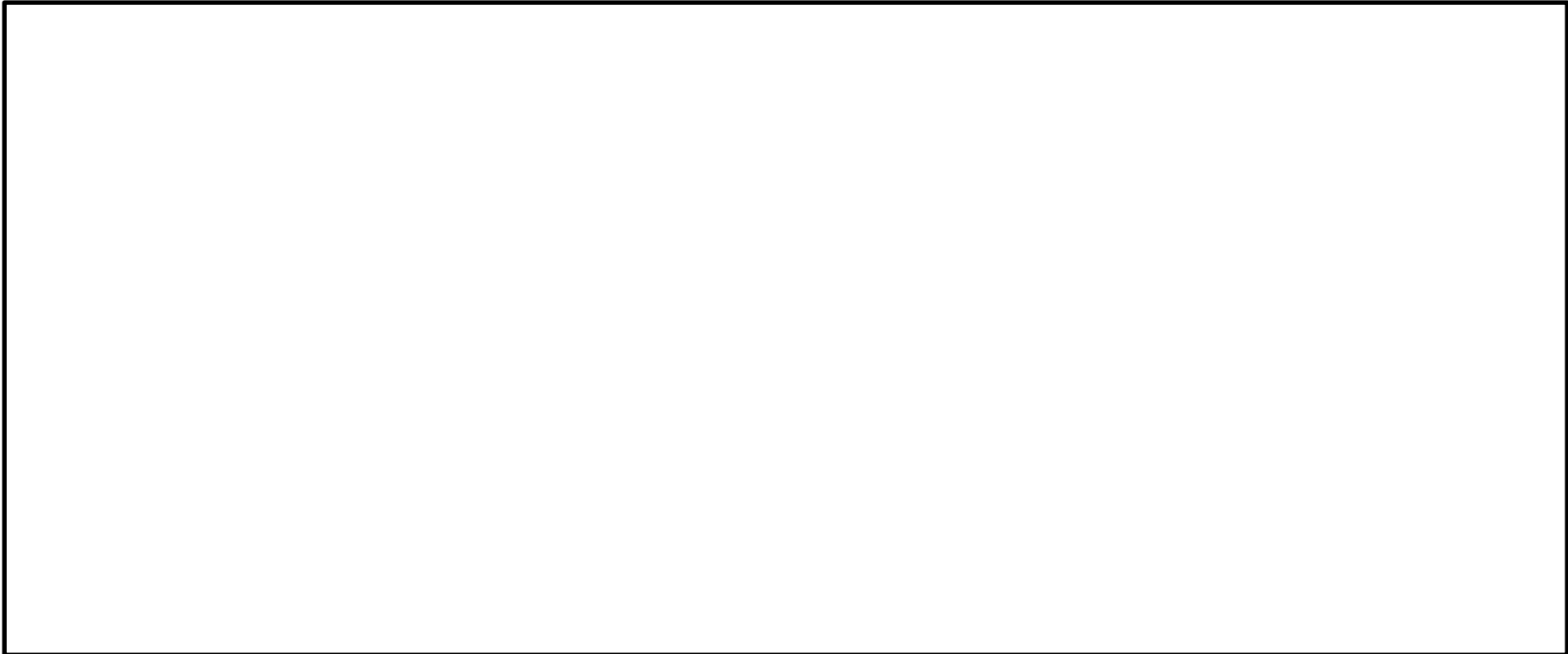


図105-1 ベント実施後に想定される可搬型設備の配置について

■ 回答 (つづき)

【被ばく評価について】

- R/B南側の格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部周辺で、バント実施直後に実施する作業は無いが、出口配管立ち上がり部から10m地点 (R/B南側接続口付近) において事故後約43時間 (バント後10時間) 及び事故後7日時点, 出口配管立ち上がり部から1m地点において事故後7日, 30日, 60日時点の線量率を評価した。なお, 作業エリアの比較のため, R/B西側接続口付近についても評価した。
- 表105-1に示す線量評価結果のとおり, 短時間のアクセス等は可能な線量率であると考えられる。

表105-1 格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価結果

評価場所	事故後時間	線量率 (mSv/h) ※1 (うち, 配管寄与分)
格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン) から 10m地点 (R/B南側接続口付近)	約43時間 (バント後10時間)	約13 (約2.5)
	7日 (168時間)	約5.0 (約0.8)
格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン) から 1m地点	7日 (168時間)	約85 (約81)
	30日	約9.2 (約5.1)
	60日	約6.2 (約2.1)
(参考) R/B西側接続口付近	約43時間 (バント後10時間)	約9.0 (約-) ※2
	7日 (168時間)	約3.7 (約-) ※2

※1 R/Bからの直接線・スカイシャイン線, クラウドシャイン, グランドシャイン, 吸入摂取 (PF50全面マスク着用) に加えて, W/Wバントに伴い格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部に浮遊する放射性物質および雨水排水ライン配管に蓄積する放射性物質 (格納容器フィルタバント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質が全て地上近くの雨水排水ライン配管に移動するものと想定) を考慮して評価している。

※2 格納容器フィルタバント系出口配管を直視できない場所のため, 配管による線量はない。

### ■ 回答（つづき）

#### 【接続口の優先順位について】

- 表105-1の線量評価結果から、R/B南側接続口付近の線量率に対して格納容器フィルタベント系出口配管の影響はあるが、R/B南側のアクセスルートの通行及び南側接続口エリアでの作業は可能である。また、R/B西側接続口エリアでの作業も可能であることから、接続口の優先順位については作業員被ばくを考慮せず、以下に示す考えをもとに設定している。なお、可搬型設備の設置については、ベント実施前に完了している。
  - ① 大量送水車： 原子炉注水流量が多い配管を優先して使用する。
    - (1)南側接続口（残留熱除去系（A）注入配管）
    - (2)西側接続口（残留熱除去系（B）注入配管）
  - ② 原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備）  
： 運転員の系統構成（屋内）における操作対象弁が少ないものを優先して使用する。
    - (1)南側接続口（原子炉補機冷却系（B系：2弁））
    - (2)西側接続口（原子炉補機冷却系（A系：4弁））
- その他、R/B南側においては、長期的な対応として可搬式窒素供給装置によるFCVSラインへの窒素パージのための可搬型設備の起動操作等の作業が考えられるが、R/B南側接続口エリアでの作業と同様、可搬型設備の設置エリアでの作業は可能である。



### ■ 回答 (つづき)

【蒸気凝縮による凝縮水 (ドレン) について】

- 格納容器フィルタベント系を使用した際には、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によるドレンが発生するが、ベントガス流量が約  以上であればベントガスがドレンを随伴し排出するため、ベント後はフィルタ装置下流で発生するドレンについては出口配管の放出端より排出されるが、ベントガス流量が少なくなるとドレンは排出できなくなり、出口配管立ち上がり部の雨水排水ラインにドレンが溜まることとなる。
- 雨水排水ラインが満水となった場合、溢れたドレンは格納容器フィルタベント系配管を通り、スクラバ容器まで戻る構成としている。なお、格納容器フィルタベント系配管は、フィルタ装置下流は放出端に向かって連続上り勾配としていることからドレンが配管の途中で溜まることはない。
- 表105-1の線量評価結果から、線量率のうち出口配管寄与分は短半減期核種が支配的であり、60日後には線量率が減衰するため、基本的に雨水排水ラインのドレンについては処理する必要はないが、事故収束後に雨水排水ラインのフランジに可搬ホースを接続し、ドレンをスクラバ容器等に移送することで処理可能である。

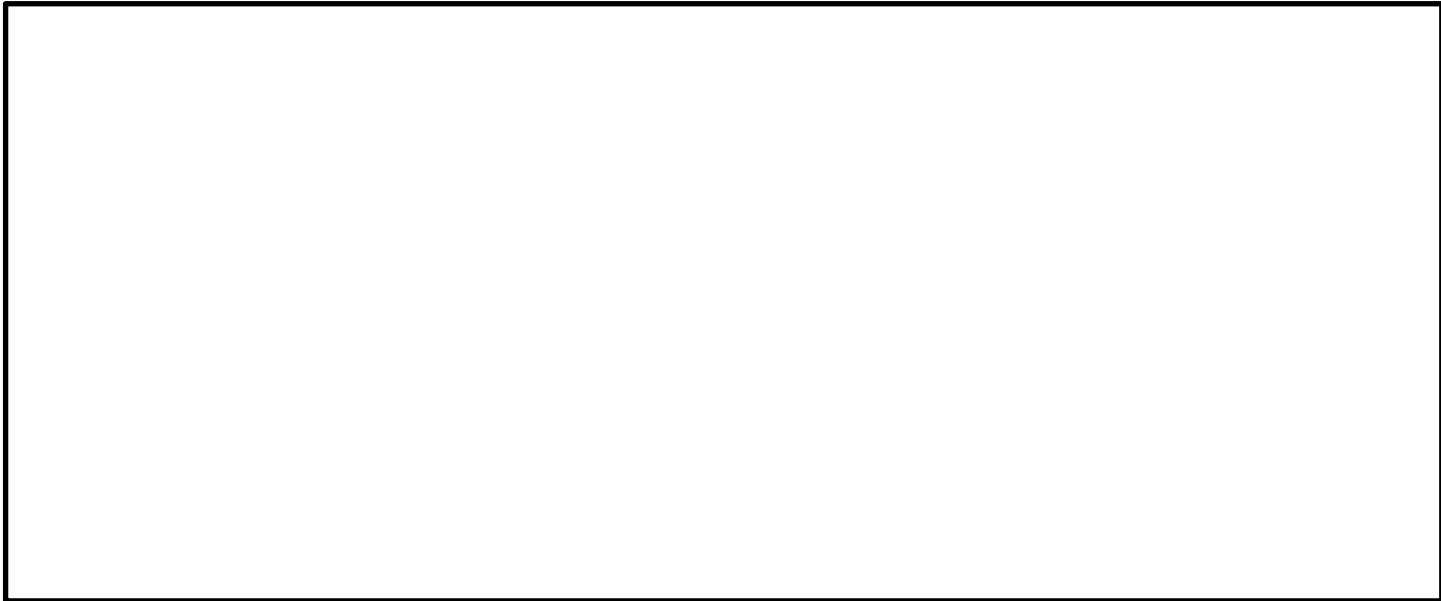


図105-2 雨水排水ライン



## 参考 格納容器フィルタバント系の概要

# 参考 格納容器フィルタベント系の概要（1 / 10）

## 格納容器フィルタベント系の設計方針

### [系統構成]

- 格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを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物屋上位置（標高約65m）で放出する設計
- サプレッション・チェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、**2つの排気経路を設置**する設計
- ベント弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔操作が可能な設計とし、さらに、全ての電源喪失を考慮し、**原子炉建物付属棟から遠隔手動弁操作機構を用いた人力操作**を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が可能な設計
- **他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置**する設計
- ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、**待機時は系統内を窒素で不活性化し、フィルタ装置から放出口に至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設ける設計**

### [主要仕様]

- 第1ベントフィルタスクラバ容器
  - 基数 4
  - 放射性物質除去効率
    - 99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）
    - 99%以上（無機よう素に対して）
- 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
  - 基数 1
  - 放射性物質除去効率
    - 98%以上（有機よう素に対して）
- 圧力開放板
  - 個数 1
  - 設定破裂圧力 80kPa（差圧）
- 系統設計流量
  - 9.8kg/s（格納容器圧力0.427MPaにおいて）

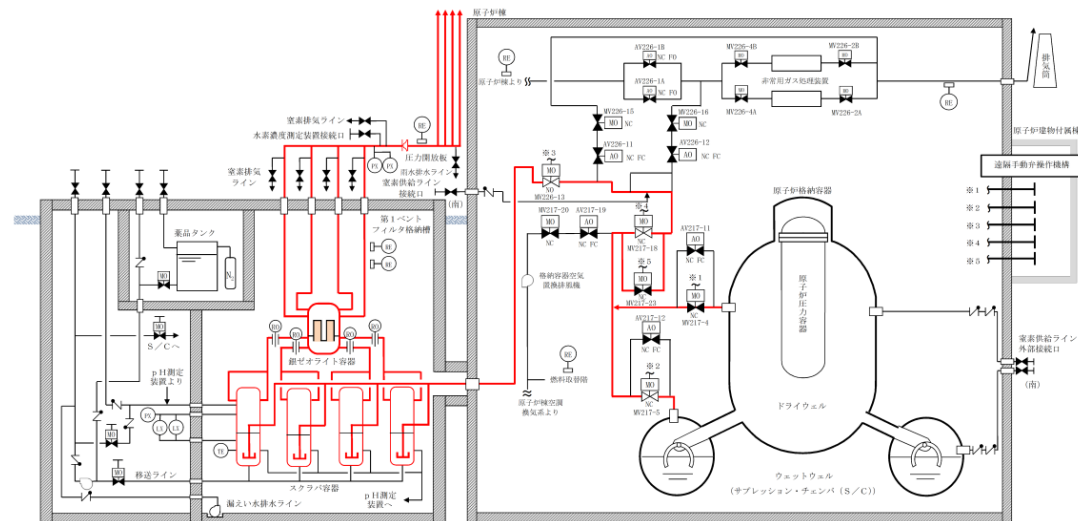


図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

## フィルタ装置の配置

- 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に配置し、フィルタ装置入口配管については地下ダクトを通過して第1ベントフィルタ格納槽内に接続される構成としており、残留熱代替除去系及び設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して位置的分散を図った設計

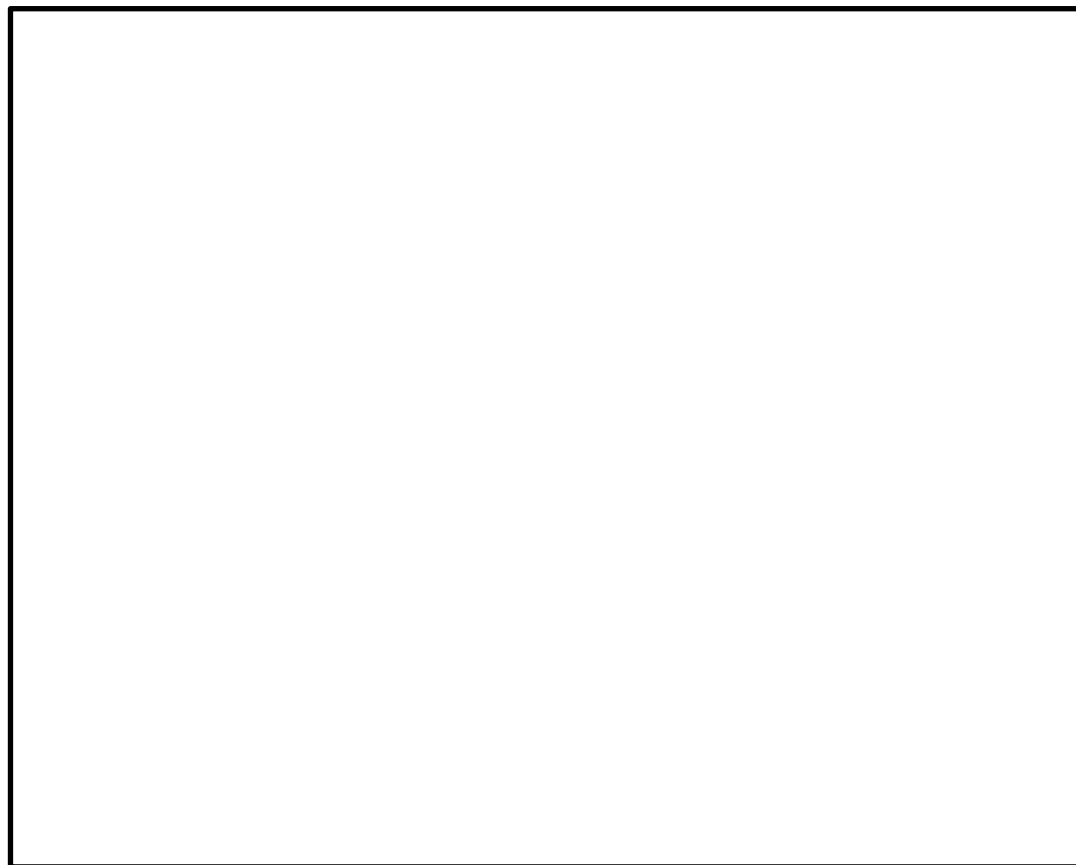


図2 機器配置図

## フィルタ装置による放射性物質の低減

- Framatome製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており、その結果に基づきフィルタ装置を設計
- 粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上を除去する性能を有する設計

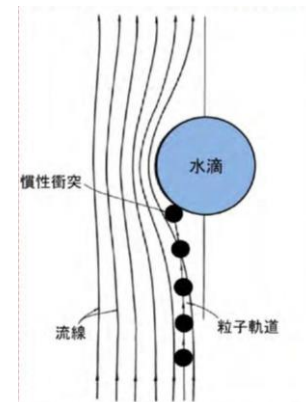


図3 ベンチュリノズルによる除去原理

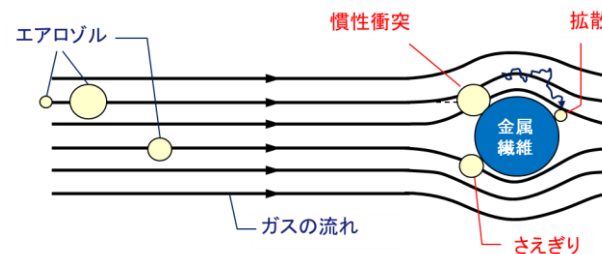


図4 金属フィルタによる除去原理

## 格納容器フィルタベント系の主ライン及び弁の構成

- サプレッション・チェンバからのベントを基本とするが、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設置する設計
- 排気経路は、第1弁下流で合流し、並列に設置する第2弁を経て、フィルタ装置に接続する。第2弁は、多重化（並列配置）することで、確実に排気経路を構成する設計
- また、第3弁については、ベント時の開要求を達成する観点から通常時開及び電源切保持とする設計

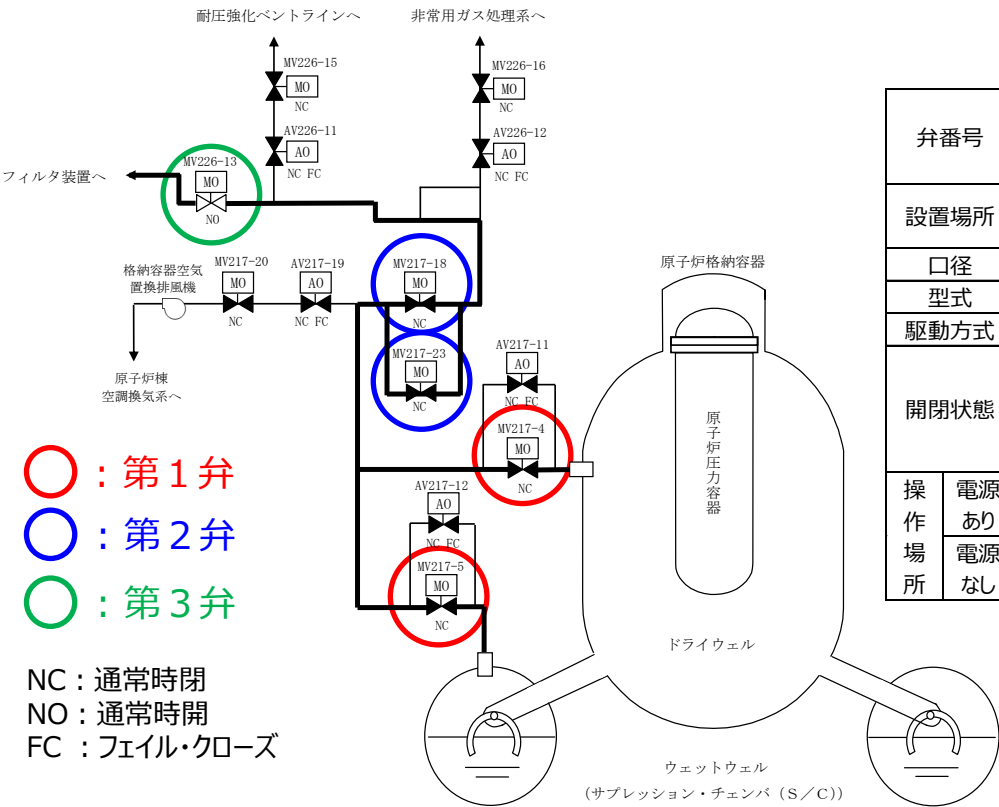


表1 各ベント弁の主な仕様

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)
設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階
口径	600A	600A	400A	400A	300A
型式	バタフライ弁				
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構				
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズ イズ (FAI)
操作 場 所	中央制御室				
電源 あり	原子炉建物 付属棟 2階				
電源 なし	原子炉建物 付属棟 2階	原子炉建物 付属棟 1階	原子炉建物 付属棟 3階	原子炉建物 付属棟 3階	原子炉建物 付属棟 3階

図5 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

## 格納容器フィルタベント系の隔離弁の人力操作

- ベント弁は、全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔操作が可能な設計
- 全ての電源が喪失し、ベント弁の操作が中央制御室からできない場合には、原子炉建物付属棟から遠隔手動弁操作機構を用いて人力にて隔離弁を操作が可能な設計
- フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認

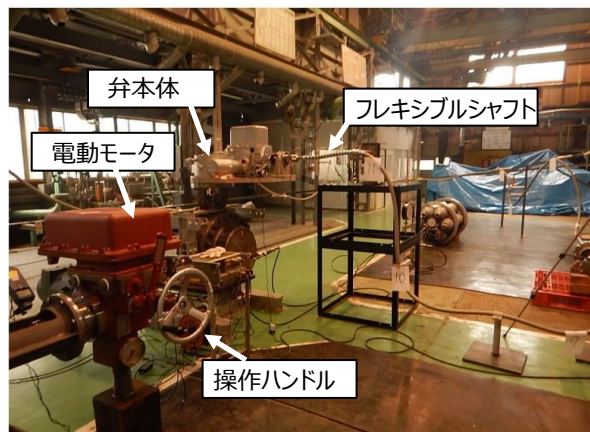
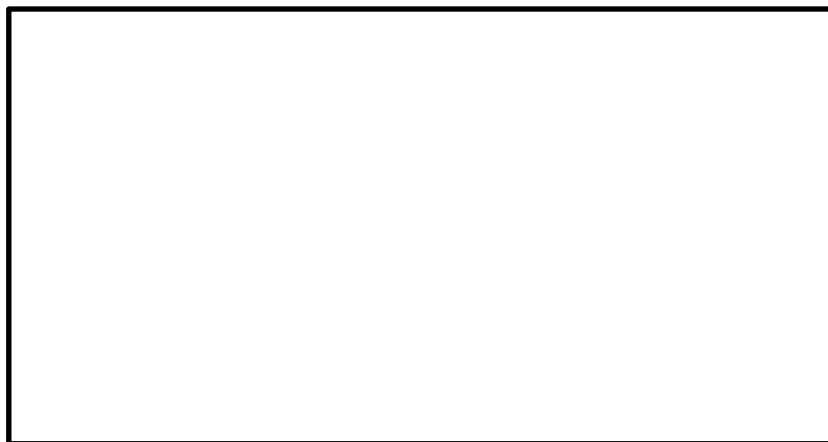


図6 遠隔手動弁操作機構の模式図

図7 モックアップ試験

表2 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構の仕様及び操作時間

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/Wベントライン	MV217-5 (第1弁) W/Wベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)
フレキシブルシャフト長さ	約27m	約23m	約22m	約23m
ハンドル回転数	約4,000回	約4,000回	約700回	約700回
ハンドル操作時間	90分以内			

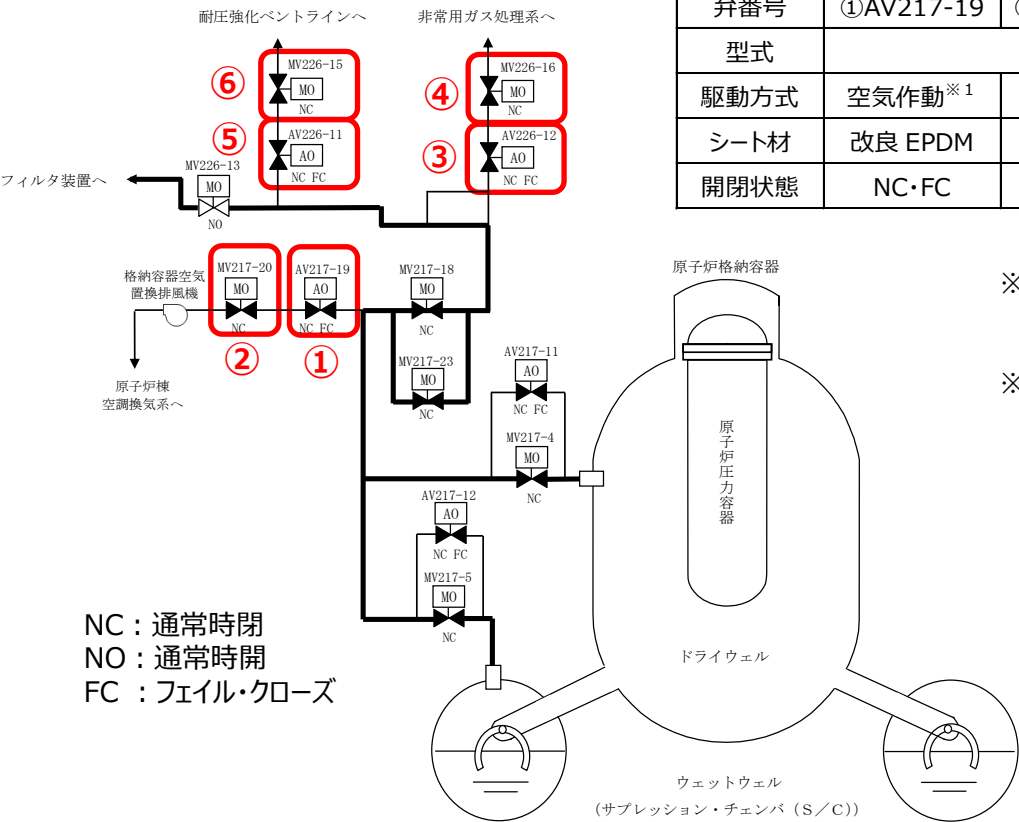
## 他系統への悪影響防止

- 他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置する設計
- 他の系統と隔離する弁は、200℃、2 Pd環境下において弁シート部の隔離機能を維持できる設計

表3 他系統と隔離する弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	①AV217-19	②MV217-20	③AV226-12	④MV226-16	⑤AV226-11	⑥MV226-15
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動※1	電動駆動※2	空気作動※1	電動駆動※2	空気作動※1	電動駆動※2
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

- ※1 主ラインから見て第1弁については、空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるようフェイル・クローズ（FC）の設計としている。
- ※2 主ラインから見て第2弁については、電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整を可能な設計としている。



NC : 通常時閉  
 NO : 通常時開  
 FC : フェイル・クローズ

図8 他系統との隔離弁の概略構成図



## 格納容器フィルタベント系の計装設備

- 格納容器フィルタベント系の計装設備は、スクラバ容器周りの計装設備、第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計、第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて構成し、各運転状態において設備の状態を適切に監視できる設計
- 監視パラメータは、中央制御室、緊急時対策所において監視できる設計

表4 計装設備 主要仕様

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のための水位監視	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa[gage]	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0~300℃	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力※1	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa[gage]	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	高レンジ: 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ: 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	1	
⑦スクラバ水pH※1	スクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0~14	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 自主対策設備

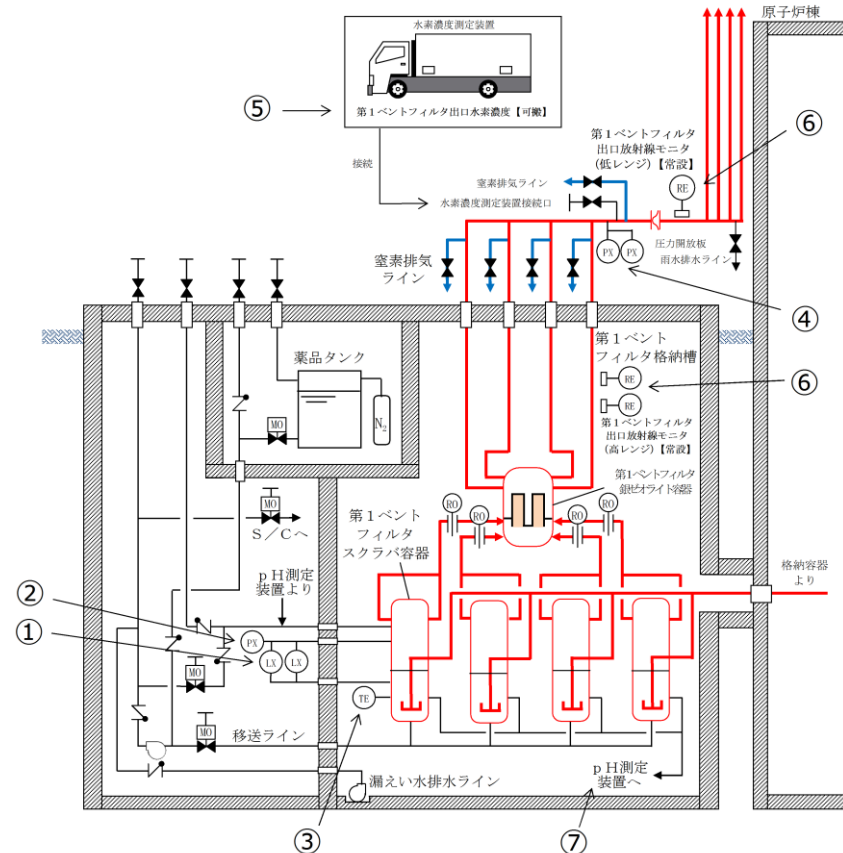


図9 計装設備 概略構成図



## 格納容器フィルタベント系の運用 (手順)

### 1. ベント準備の判断基準

炉心状態	ベント準備判断基準
炉心損傷前	格納容器圧力245kPa[gage]※1到達
炉心損傷判断後	格納容器圧力640kPa[gage]※1 (1.5Pd) 到達

ベント準備項目：隔離弁の健全性確認，他系統との隔離及び第2弁開操作，可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置準備  
 ※1：確認不能の場合は，格納容器雰囲気温度から格納容器圧力を推定

### 2. ベント実施の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	サブレーション・プール通常水位+約1.3m到達
炉心損傷判断後	サブレーション・プール通常水位+約1.3m到達

### 3. 格納容器内の水素爆発防止に係る判断基準

格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (炉心損傷後)	
準備判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.0vol%及びウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達
実施判断基準	ドライ条件の酸素濃度4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度1.5vol%到達

### 4. 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	格納容器代替スプレイが実施できない場合 (384kPa[gage]以下維持不可)
炉心損傷判断後	格納容器代替スプレイが実施できない場合 (1.5Pd以下維持不可)
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達
	格納容器雰囲気温度200℃以上において温度上昇が継続している場合
	可搬式モニタリングポスト (使用可能な場合はモニタリングポスト) 指示値の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

### 5. ベント停止の考え方

格納容器フィルタベント系によるベントを実施することで，格納容器温度及び圧力が低下し始めるが，下記の条件を満足することにより，格納容器からの除熱を長期にわたり維持することが可能となった場合，ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。

- ・残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱機能確保
- ・可燃性ガス濃度制御による水素ガス及び酸素ガスの制御が可能
- ・格納容器内の水素ガス及び酸素ガス濃度測定が可能
- ・可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能

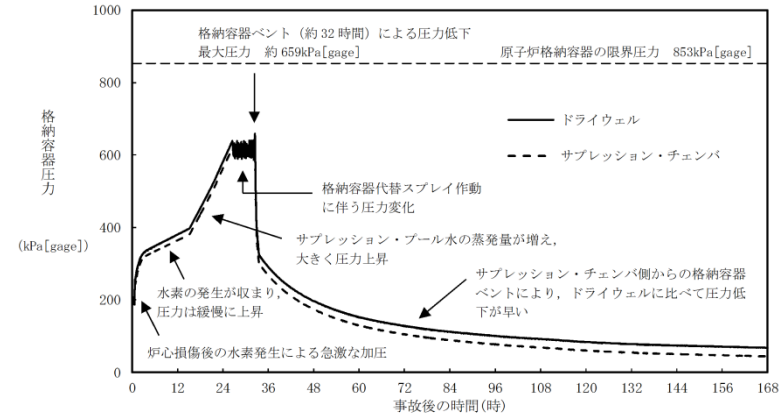


図10 原子炉格納容器圧力の推移

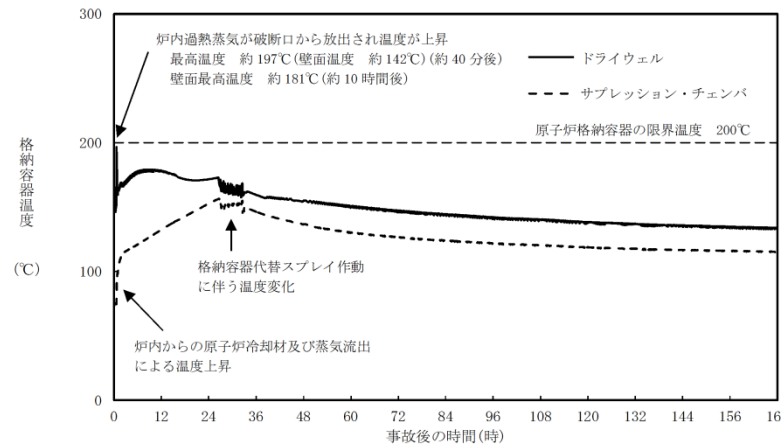


図11 原子炉格納容器温度の推移

# 参考 格納容器フィルタベント系の概要（9 / 10）

## フィルタ装置の構成に対する考慮

- 格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器から排出されたベントガスが、スクラバ容器の上流で分岐し4基のスクラバ容器へ流入、スクラバ容器にて放射性物質を低減させた後、スクラバ容器下流にて合流し、銀ゼオライト容器で更によろ素を低減させた上で大気へ放出する設計
- フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成とすることに対して、フィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮している事項は以下のとおり。
  - ・各スクラバ容器の配管圧損の差が十分小さくなるよう配管のルート計画を考慮し、スクラバ容器入口側に連結管（ヘッダ）、スクラバ容器出口側に流量制限オリフィスを設置することにより、各スクラバ容器におけるベントガス流速（体積流量）が出来るだけ均一となるよう設計
  - ・各スクラバ容器のスクラビング水位及び気相部圧力に偏りが出ないように、液相部及び気相部に連結管を設置
  - ・薬剤補給後に各スクラバ容器の薬剤濃度が均一となるよう、循環運転を可能とする構成

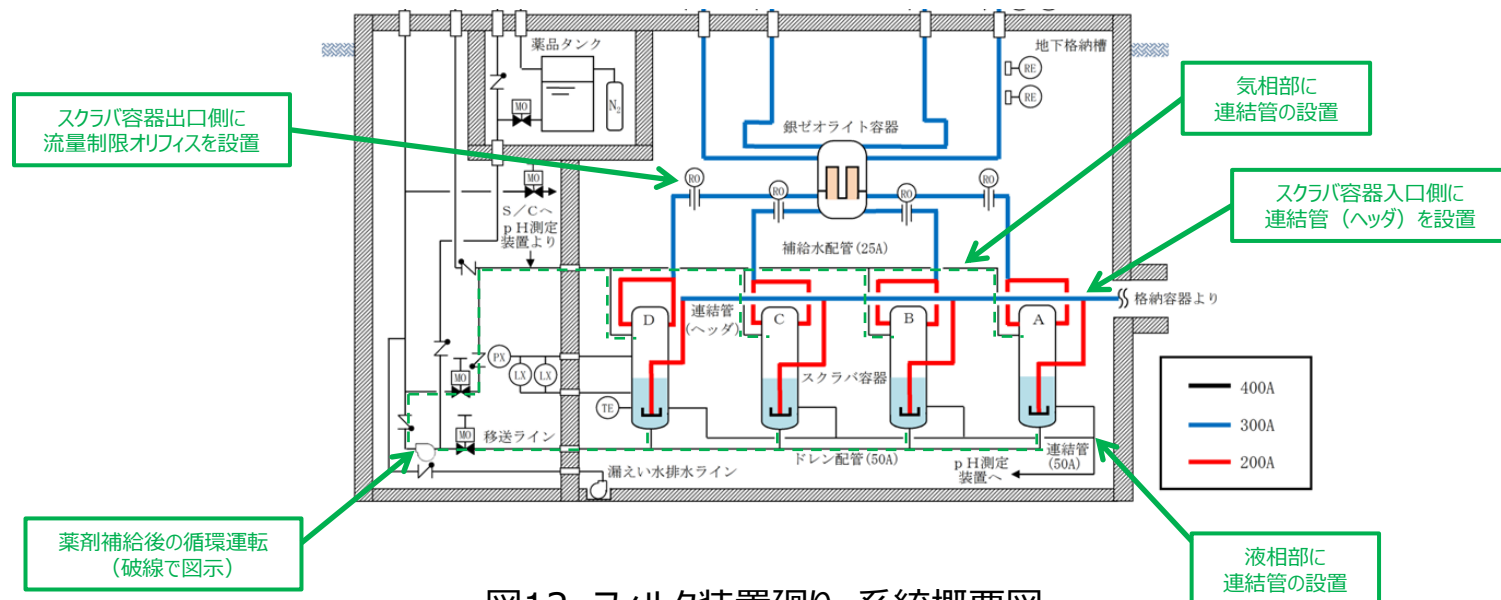


図12 フィルタ装置廻り 系統概要図

## ベントガス流量のばらつきによる影響評価

■ 格納容器フィルタベント系運転時の圧力損失とベントガス流量のばらつきを評価した結果、スクラバ容器4基のベンチュリノズル部におけるベントガス流量比は小さいことから、ベントガス流量のばらつきによる性能への影響はない

**ベントガス流量のばらつきによる影響評価結果**

圧力損失とベントガス流量を評価した結果、表5に示すとおり、流量比は2Pd時に最大 [ ] であった。以下、 [ ] の流量のばらつきが発生した場合の評価結果を示す。

- ①性能検証試験範囲からの逸脱  
 流量のばらつきが発生した場合においても、図13に示すとおり、除去性能検証試験でDF1,000以上を満足していることから、影響はない。
- ②エアロゾルによる金属フィルタの閉塞  
 流量のばらつきが発生し、金属フィルタへのFP移行量が [ ] 増加し、 [ ] となったとしても、設計負荷量 [ ] 未満となるため、影響はない。
- ③格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水のpHの異常低下  
 流量のばらつきが発生し、スクラビング水への酸性物質移行量が [ ] 増加し、 [ ] となったとしても、スクラバ容器1基あたり [ ] のNaOHを添加しており、アルカリ性を維持できるため、影響はない。
- ④捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下  
 流量のばらつきが発生し、スクラビング水位が低下したとしても、連結管により水位は均一となるため、影響はない。

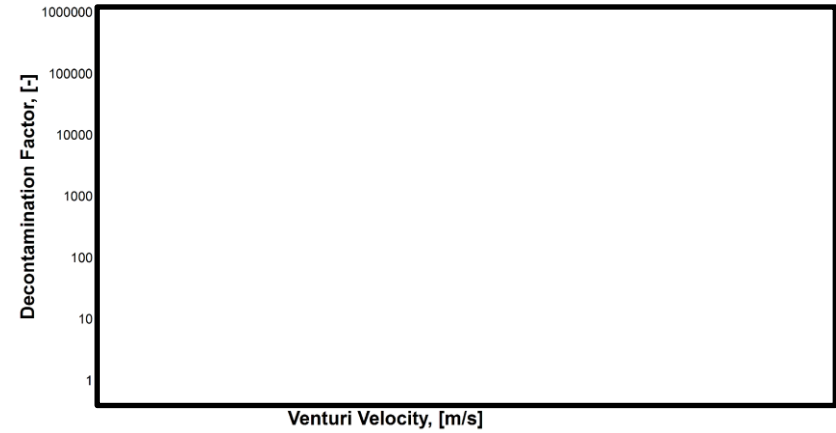


図13 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

表5 配管分岐部～ベンチュリノズル入口の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	流量比 (%)
スクラバ容器A	[ ]	[ ]
スクラバ容器B	[ ]	[ ]
スクラバ容器C	[ ]	[ ]
スクラバ容器D	[ ]	[ ]