

浜岡原子力発電所 4号炉
格納容器フィルタベント系
(主ライン・弁の構成及び運用方法等) について

平成 27 年 4 月 7 日
中部電力株式会社

目次

1	主ラインの構成	
1.1	ライン構成がわかる簡単な概略図	
1.2	設計の意図	
1.3	弁の設置位置の妥当性（物理的隔離，他からの悪影響）	
1.4	開の確実性，隔離の確実性について論じること	
2	弁の種類	
2.1	FCVS 主ラインの A0 弁，M0 弁のメリットデメリットを踏まえた採用理由	
2.2	FC，NC の種別	
2.3	設計の意図	
3	FCVS ラインとの分岐系統の隔離弁の数と弁の種類	
3.1	各系統毎の弁の個数，種類，種別	
3.2	設計の意図	
3.3	系統隔離の補足	
4	D/W ラインの取り出し高さ	
4.1	部位毎の高さ関係	
4.2	設計の意図	
5	ベント準備及び実施の判断基準	1
5.1	ベント準備の判断	1
5.1.1	ベント準備の余裕時間	1
5.1.2	ベント準備着手の確認パラメータ	5
5.1.3	ベント準備作業の妥当性	6
5.1.4	炉心損傷前ベント時の停止作業及び妥当性	8
5.1.5	ベント準備判断の考慮事項	10
5.2	ベント実施の判断	10
5.2.1	ベント実施の余裕時間	10

5.2.2	漏えい検知時のベント実施判断	15
5.2.3	柔軟なベント実施判断	15
5.2.4	希ガス減衰の観点	15
5.2.5	ベント実施判断の考慮事項	16
6	ベント実施の弁操作順位	17
6.1	弁操作順位	17
6.2	弁操作順位の意図	18
7	圧損計算の詳細	19
7.1	原子炉格納容器圧力毎の比較	19
7.2	設計の意図	20
7.3	圧損計算の詳細	20
8	放出位置，放出時間の違いによる検討結果	23
8.1	放出位置の妥当性	23
8.2	放出時間の妥当性	23

別紙 FCVS 主ラインの止め弁の常時「開」運用について

5 ベント準備及び実施の判断基準

5.1 ベント準備の判断

5.1.1 ベント準備の余裕時間

(1) ベント準備

ベント準備は、ベント開始時、ベント中及びベント停止後に実施する以下の作業に係る資機材や可搬型設備の運搬、配置等を指し、緊急時対策要員参集後、ベントに至る可能性がある事象に進展した場合に、可搬型注水設備等の配備に引き続いて開始することとしている。

a. ベント開始時に実施する作業

- ・隔離弁の人力操作

b. ベント中に実施する作業

- ・スクラビング水（水、薬剤）の補給

c. ベント停止後に実施する作業

- ・原子炉格納容器及び格納容器フィルタベント設備への窒素の供給

ベント準備の作業内容及び作業場所を**第 5.1.1-1 表**に示す。

なお、ベント停止後に実施する「スクラビング水の排水操作」については、常設設備で対応を行うこととしており、可搬型設備の運搬・配置等の準備が必要ないため、ここでは記載を省略している。

第 5. 1. 1-1 表 ベント準備の作業内容及び作業場所

ベントに関する作業及びその目的		ベント準備	
		作業内容	作業場所
隔離弁の人力操作	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合に、人力による隔離弁の開操作を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 遠隔操作装置へのフレキシブルシャフトの接続 	原子炉建屋二次格納施設外 2 階
スクラビング水(水, 薬剤)の補給	<p>【水の補給】</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント開始後、スクラビング水位低下時に給水を行う。 ベント停止後、放射性物質を含んだスクラビング水の排水移送時に、必要に応じてベントフィルタ内に給水を行う。 <p>【薬剤の補給】</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラビング水位低下時の給水等に合わせて、薬剤を補給する。 	<p>【水の補給】</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管場所から原子炉建屋周辺への設備の移動及び設置 可搬ホースの敷設* (給水用ホース接続口から可搬型注水ポンプ付近まで) <p>【薬剤の補給】</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管場所から原子炉建屋周辺への設備の移動及び設置 可搬ホースの敷設 	屋外
窒素の供給	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷前ベントを停止した場合、再ベントに備え、格納容器フィルタベント設備への窒素供給を行う。 ベント停止に向け、ベント停止前の原子炉格納容器の窒素置換及びベント停止後の格納容器フィルタベント設備への窒素供給を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 保管場所から原子炉建屋周辺への設備の移動及び設置 可搬ホースの敷設 電源ケーブルの敷設 暖気運転の実施 	原子炉建屋二次格納施設外 1 階及び屋外

※ 可搬型注水設備は、格納容器代替スプレイ等の目的で配置されるものを使用するため、ここでは可搬ホースの敷設のみを記載している。

(2) 準備の余裕時間

ベント準備の余裕時間について、第 5. 1. 1-2 表に示すベントを実施して事象を収束させる有効性評価シナリオから、ベント開始時間が早い「高圧・低圧注水機能喪失」を代表シナリオとして選定し、ベント開始までの時間とベント準備の所要時間との比較により求めた結果、約 9 時間の余裕時間の確保が可能であることを確認している。

なお、ベント準備の所要時間は、可搬型注水設備の準備を、事象発生後 12 時間以内に完了させるために必要な最低要員数である 38 名（緊急時即応班 4 名＋参集要員 34 名）によって、ベント準備を実施した場合の数値を示している。

ベント準備の所要時間と余裕時間を第 5. 1. 1-3 表に、ベント準備のタイムチ

ャートを第 5.1.1-1 図に示す。

第 5.1.1-2 表 有効性評価シナリオにおけるベント開始時間

有効性評価シナリオ		ベント開始時間
炉心損傷防止対策	高圧・低圧注水機能喪失	約 33 時間後 ^{※1}
	全交流電源喪失	約 34 時間後 ^{※1}
	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系故障）	約 33 時間後 ^{※1}
	原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断 LOCA）	約 34 時間後 ^{※1}
原子炉格納容器破損防止対策	大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）	約 55 時間後 ^{※2}
	高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）	約 46 時間後 ^{※2}
	大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）	約 48 時間後 ^{※2}

※1 ベント開始時間到達にてベント操作開始

※2 外部注水制限による格納容器代替スプレイ停止後にベント操作開始

第 5.1.1-3 表 ベント準備の所要時間と余裕時間

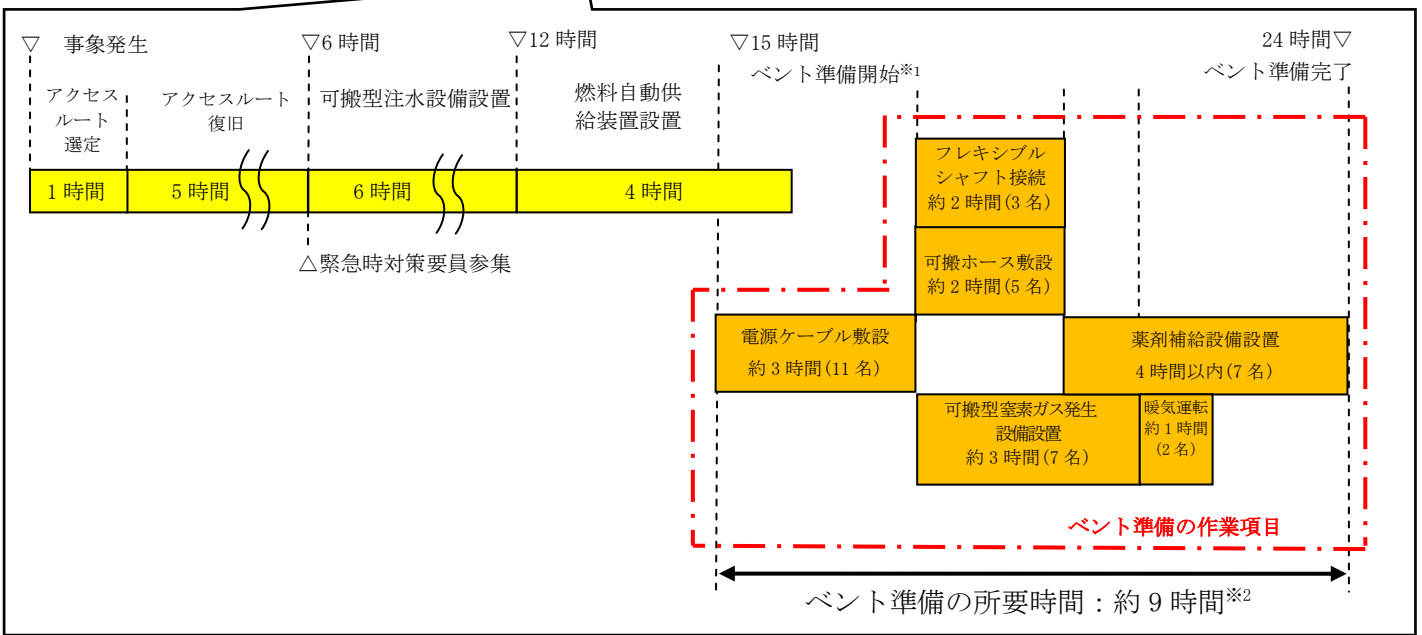
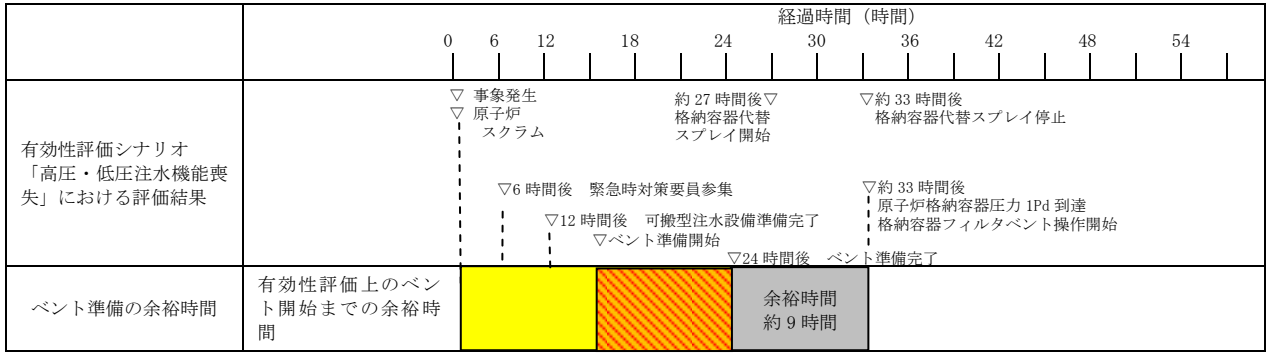
作業項目		ベント準備の開始時間 ^{※1} ①	ベント準備の所要時間②		ベント開始時間 ^{※3} ③	余裕時間 ③-(①+②)
			各設備の準備所要時間	合計 (a+b+c)		
人力操作の 隔離弁の	遠隔操作装置への フレキシブルシャ フトの接続	事象発生 約 15 時間後	約 2 時間 ^{※2}	約 9 時間	事象発生 から 約 33 時間後	約 9 時間
スクラッピング 水の 補給	可搬ホース敷設		約 2 時間 ^{※2} (a)			
	薬剤補給設備設置		約 4 時間 (b)			
窒素の 供給	可搬型窒素ガス発 生設備設置		約 3 時間 ^{※2}			
	電源ケーブル敷設		約 3 時間 (c)			

※1 各準備項目は緊急時対策要員参集後、可搬型注水設備及び燃料自動供給装置の準備に引き続いて順次実施し、並行作業が可能なものについては並行して作業を行う。

※2 並行作業が可能。

※3 有効性評価において、ベント開始時間が最も早いシナリオを選定した。

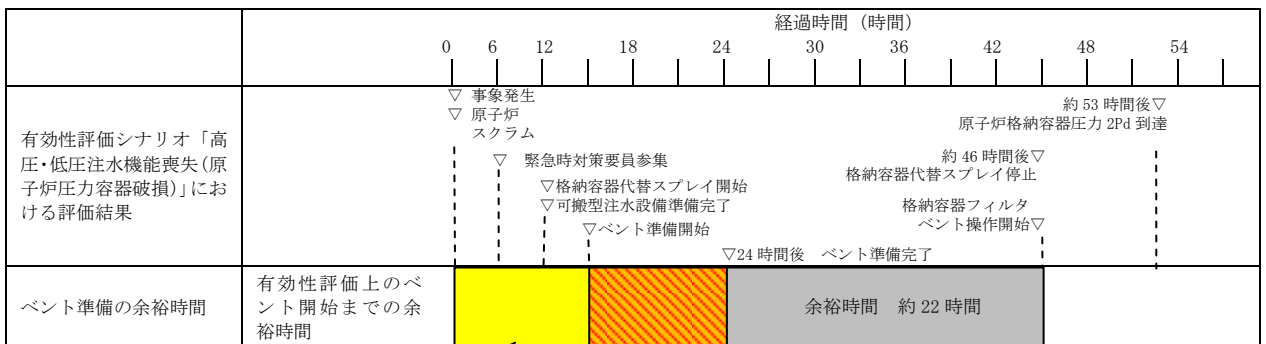
【炉心損傷なし：原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) ベントの場合】



※1 ベント準備開始については、可搬型注水設備及び燃料自動供給装置の準備に引き続き実施する。

※2 ベント準備の所要時間は、可搬型注水設備の準備を、事象発生後 12 時間以内に完了させるために必要な最低要員数である 38 名（緊急時即応班 4 名 + 参集要員 34 名）によって、ベント準備を実施した場合の数値を示している。

【炉心損傷あり：原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) ベントの場合】



上記、吹き出し内容と同じ

第 5.1.1-1 図 ベント準備のタイムチャート

5.1.2 ベント準備着手の確認パラメータ

(1) 緊急時対策要員招集の判断

緊急時対策要員の招集は、御前崎市で震度 5 弱以上の地震が観測された場合の自動招集又は警戒事態（AL）が発生したことを確認した場合の一斉呼び出しシステムによる呼び出し招集により行う。

一斉呼び出しを行う警戒事態（AL）のうち、ベントに至る可能性のある警戒事態（AL）を第 5.1.2-1 表に示す。

第 5.1.2-1 表 ベントに至る可能性のある警戒事態

警戒事態（AL）		確認方法
AL42 単一障壁の喪失又は喪失可能性	燃料被覆管障壁 ^{※1} もしくは原子炉冷却系障壁 ^{※2} が喪失するおそれがあること又は燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。	【燃料被覆管障壁の喪失のおそれ】 ・原子炉水位が有効燃料長上端未満又は水位不明 【燃料被覆管障壁の喪失】 ・原子炉水位が L-0（有効燃料長の 2/3）未満 ・原子炉格納容器雰囲気放射線モニタの指示値が基準値（各種事故相当の γ 線線量率の 10 倍）を超えた場合
		【原子炉冷却系障壁の喪失】 ・原子炉水位が有効燃料長上端未満又は水位不明 ・非常用原子炉減圧操作の実施 ・原子炉格納容器圧力 13.7kPa[gage]（D/W 圧力高設定値）以上 ・原子炉格納容器雰囲気放射線モニタの有意な上昇 ・基準温度（系統隔離温度）以上で隔離失敗又は隔離後基準温度以上
AL22 原子炉給水機能の喪失	原子炉の運転中に当該原子炉へのすべての給水機能が喪失すること。	・当該原子炉へのすべての常用の給水機能が使用できない場合（給復水系を対象とする）
AL23 原子炉除熱機能の一部喪失	原子炉の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること。	・復水器内真空度が「復水器真空度低」設定値まで低下又は、すべての主蒸気ラインが使用不能な場合において、使用できる余熱除去系がいずれか 1 系統のみになった場合
AL26 全交流電源喪失のおそれ	全ての非常用交流母線からの電気の供給が 1 系統のみとなった場合で当該母線への電気の供給が 1 つの電源のみとなり、その状態が 15 分以上継続すること、又は外部電源喪失が 3 時間以上継続すること。	・使用可能な非常用交流母線が 1 系統となった場合において、当該母線への供給電源が外部電源、非常用ディーゼル発電機、緊急時ガスタービン発電機のうちいずれか 1 つになり、その状態が 15 分以上継続した場合 ・外部電源喪失が発生し、その状態が 3 時間以上継続した場合

※1 燃料被覆管障壁の喪失とは、燃料被覆管が破損し、閉じ込め機能が喪失したことをいう

※2 原子炉冷却系障壁の喪失とは、原子炉水位低下や LOCA により、冷却材が喪失したことをいう

(2) ベント準備開始の判断

ベント準備の開始は、以下に示す事象に進展したことを確認した場合に、可

搬型注水設備及び燃料自動供給装置の準備に引き続き実施する。

- ・原子炉注水機能喪失
- ・余熱除去系喪失
- ・全交流電源喪失

ベント準備開始の判断事象を第 5. 1. 2-2 表に示す。

第 5. 1. 2-2 表 ベント準備開始の判断事象

起因事象後に発生する事象	ベント準備開始の判断	喪失機器	確認方法
原子炉注水機能喪失	原子炉への全ての給水機能及び非常用炉心冷却系機能が喪失した場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉給水ポンプ ・原子炉隔離冷却ポンプ ・高圧炉心スプレイポンプ ・余熱除去ポンプ ・低圧炉心スプレイポンプ 	ポンプの状態表示ランプが消灯，又はポンプ起動操作後にランプ表示が㊟のまま㊠が点灯しないことを確認
余熱除去系喪失	主復水器による除熱機能喪失時において余熱除去系除熱機能（サポート系含む）が喪失した場合	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去ポンプ （原子炉機器冷却水ポンプ又は原子炉機器冷却海水ポンプ及び緊急時海水取水ポンプの喪失含む） 	ポンプの状態表示ランプが消灯，又はポンプ起動操作後にランプ表示が㊟のまま㊠が点灯しないことを確認
全交流電源喪失	いずれの電源（外部電源，非常用ディーゼル発電機，緊急時ガスタービン発電機）も喪失した場合	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時ガスタービン発電機 	外部電源が喪失し，全ての常用母線及び非常用母線への受電失敗により，電圧が零ボルトを確認

5. 1. 3 ベント準備作業の妥当性

(1) 環境条件

ベント準備は，屋外及び原子炉建屋二次格納施設外での作業であり，各現場における環境条件（温度・湿度，放射線量）が通常運転時と変わらないこと，また，作業に必要な防護具や照明等を準備することから，確実に作業が実施できる。

ベント準備場所における環境条件を第 5. 1. 3-1 表に示す。

第 5.1.3-1 表 ベント準備場所における環境条件

作業項目		作業場所		作業内容	環境条件				連絡手段
					温度・湿度	放射線量	照明	その他	
7 隔離弁の 人力操作	遠隔操作装置への フレキシブルシャ フトの接続	原子炉建屋 二次格納施設 外	2階	・遠隔操作装置フレキシブルシャフトの 接続	温度・湿度は 通常運転中 と同程度で あり、作業が 可能である。	【炉心損傷がない 場合】 通常運転中と同じ であり、作業が可 能である。 【炉心損傷がある 場合】 原子炉建屋二次格 納施設外であるこ とから、高線量に なる場所はなく、 作業が可能であ る。 ただし、汚染に備 え、線量計を携行 し、全面マスクを 着用する。	非常用照明が緊急時 ガスタービン発電機 より受電しているこ とから、作業場所の 照明は確保されてい る。また、ヘッドラ イトや懐中電灯を携 行しているため緊急 時ガスタービン発電 機からの受電がない 場合でも、作業は可 能である。	経路上に通 行の支障と なる設備は ない。 作業場所付 近に操作の 支障となる 設備はない。	保安電話及び PHS により中央制御室 との連絡が可能で ある。上記設備が 使用不可の場合、 可搬型通話装置を 使用する。
	可搬型窒素ガス発 生設備設置		1階	・可搬型窒素ガス発生設備駆動用電源ケ ーブルの敷設及び接続			作業時は車両に付属 している作業照明及 び要員が着用してい るヘッドライトを使 用する。	経路上に通 行の支障と なる物はな い。 作業場所付 近に操作の 支障となる 物はない。	
	可搬型窒素ガス発 生設備設置	屋外	・可搬型窒素ガス発生設備、可搬ホース、 電源ケーブルの保管場所から原子炉 建屋周辺への移動及び設置 ・可搬型窒素ガス発生設備と接続口間の 可搬ホースの敷設及び接続 ・可搬型窒素ガス発生設備駆動用電源ケ ーブルの敷設及び接続 ・暖気運転の実施	・可搬ホースの保管場所からベントフィ ルタ格納槽周辺への移動 ・給水用ホース接続口から可搬型注水ポ ンプ付近までの可搬ホースの敷設*			・薬剤補給設備、薬剤の保管場所からベ ントフィルタ格納槽周辺への移動及 び設置		
（水、 薬剤） の補給	可搬ホース敷設		可搬ホース敷設	可搬ホース敷設					
	薬剤補給設備設置								

※ 可搬型注水設備は、格納容器代替スプレイ等の目的で配置されるものを使用するため、ここでは可搬ホースの敷設のみを記載している。

5.1.4 炉心損傷前ベント時の停止作業及び妥当性

(1)ベント停止について

炉心損傷前ベント開始後、炉心及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持することが可能となった場合においては、ベントを停止する。

また、炉心損傷前ベント中に炉心損傷に至る徴候が確認された場合においては、原子炉格納容器内での水素燃焼、負圧状態の防止に対する影響を踏まえて、ベント停止の可否を判断する。

炉心損傷前ベント開始後のベント停止判断を**第 5.1.4-1 表**に示す。

(2)環境条件

ベント停止操作は、ベント開始時と同様に隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により実施することができる。また、遠隔操作ができない場合においても、原子炉建屋二次格納施設外 2 階に設置された遠隔操作装置によって人力による操作が可能である。作業場所の環境条件は、温度・湿度が通常運転時と変わらず、被ばく線量についても全ての燃料被覆管の破裂に相当する放射性物質が瞬時に原子炉格納容器内へ放出され、格納容器フィルタベント設備を経由して作業現場へ到達したと仮定しても約 1.1mSv*であり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv を下回ることを確認している。また、作業に必要な防護具や照明等を準備することから、確実に作業が実施できる。

ベント停止後、格納容器フィルタベント設備への窒素供給操作については、作業場所が屋外であることから、温度・湿度は作業の支障となることはなく、ベント停止により放射線量は低下する。また、作業に必要な防護具や照明等を準備することから、確実に作業が実施できる。

炉心損傷前ベント停止時の作業場所の環境条件を**第 5.1.4-2 表**に示す。

※ 隔離弁 2 弁を閉操作した場合（所要時間 2 時間 13 分=移動時間 14 分+作業時間 100 分+中央制御室への連絡時間 5 分+移動時間 14 分）における被ばく線量を示す。

第 5.1.4-1 表 炉心損傷前ベント開始後のベント停止判断

停止判断	理由	確認パラメータ	対応
炉心及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持することが可能となった場合	<p>炉心及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能であることを以下の項目により確認した場合は、原子炉格納容器を隔離するため、ベントを停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の除熱が可能であること（余熱除去系の復旧等） 原子炉格納容器内水素・酸素濃度の制御が可能であること 除熱機能及び水素・酸素濃度制御機能の維持に必要な電源等のサポート系が確保されていること 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器温度 原子炉格納容器内水素・酸素濃度 	<ul style="list-style-type: none"> 隔離弁閉弁 格納容器フィルタベント設備への窒素供給
炉心損傷に至る徴候が確認された場合	<p>炉心損傷前ベント開始後、原子炉への注水機能喪失が確認された場合又は原子炉格納容器雰囲気放射線モニタによるγ線線量率や水素濃度上昇、ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値に有意な上昇傾向が確認された場合は、炉心損傷に至る可能性があると判断し、原子炉格納容器内での水素燃焼、負圧状態の防止に対する影響を踏まえて、ベント停止の可否を判断する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器雰囲気放射線モニタ ベントフィルタ出口放射線モニタ 	

第 5.1.4-2 表 炉心損傷前ベント停止時の作業場所の環境条件

停止判断	作業項目	環境条件				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
炉心及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持することが可能となった場合	格納容器フィルタベント設備への窒素供給（屋外）	温度・湿度は通常運転中と同程度であり、作業が可能である。	ベント停止により放射線量は通常運転中と同程度であり、作業可能である。	作業時は車両の照明、要員が着用しているヘッドライトを使用する。	経路上に通行の支障となる物はない。 作業場所付近に操作の支障となる物はない。	トランシーバにより緊急時対策所との連絡が可能である。
炉心損傷に至る徴候が確認された場合	隔離弁の人力操作（屋内）		炉心損傷前ベント中に全ての燃料被覆管の破裂に相当する放射性物質が瞬時に放出されたと仮定すると、操作場所での被ばく線量は約 1.1mSv [※] であり、操作可能である。	非常用照明が緊急時ガスタービン発電機より受電していることから、作業場所の照明は確保されている。また、ヘッドライトや懐中電灯を携帯しているため緊急時ガスタービン発電機からの受電がない場合でも、作業は可能である。		保安電話及び PHS により中央制御室との連絡が可能である。上記設備が使用不可の場合、可搬型通話装置を使用する。

※ 隔離弁 2 弁を閉操作した場合（所要時間 2 時間 13 分=移動時間 14 分+作業時間 100 分+中央制御室への連絡時間 5 分+移動時間 14 分）における被ばく線量を示す。

5.1.5 ベント準備判断の考慮事項

ベント準備は、作業の必要性を判断した時点で実施することも可能であるが、ベント開始前は、炉心損傷が発生した場合のベント開始後に作業を実施した場合に比べて、被ばく量の抑制等が期待できるため、ベント開始前に完了させることとしている。

5.2 ベント実施の判断

5.2.1 ベント実施の余裕時間

(1)ベント基準

ベント基準は、原子炉格納容器内に放出された希ガスの減衰及び原子炉格納容器の除熱設備の復旧作業時間の確保を考慮しつつ、原子炉格納容器圧力の上昇によって、原子炉格納容器の健全性が損なわれることのないよう、原子炉格納容器圧力が 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでにベントを開始することとしている。

また、万一、原子炉格納容器からの異常な漏えいを認知した場合等においては、原子炉格納容器の破損の拡大防止及び漏えい量抑制のために、ベントを開始することとしている。

ベント基準を第 5.2.1-1 表に示す。

第 5.2.1-1 表 ベント基準

	ベント基準	理由	確認パラメータ	指示
原子炉格納容器健全性の維持	【炉心損傷無し】 原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) 到達	原子炉格納容器の健全性を確実に維持するため、原子炉格納容器最高使用圧力 427kPa[gage] (1Pd) にて速やかにベントを開始する。	・原子炉格納容器圧力	427 kPa[gage] (1Pd) 到達
			・原子炉格納容器雰囲気放射線モニタ	γ線線量率の上昇
	【炉心損傷有り】 外部注水制限 3,800m ³ 到達	原子炉格納容器の健全性を確実に維持するため、外部注水制限 3,800m ³ 到達後、ベント操作を開始し、原子炉格納容器圧力が 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでにベントを開始する。	・格納容器代替スプレイ流量計	3,800m ³ 到達
			・原子炉格納容器圧力	854kPa[gage] (2Pd) 未満
原子炉格納容器破損拡大防止	原子炉格納容器からの漏えいを認知した場合	原子炉格納容器からの異常な漏えいを認知した場合には、原子炉格納容器の破損拡大及び漏えい量を抑制し、環境への影響を抑制するため、速やかにベントを開始する。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度 【補助的なパラメータ】※ ・燃料プール付近上部空間の放射線モニタ ・非常用ガス処理モニタ（非常用ガス処理系運転時） ・原子炉建屋内エリア放射線モニタ ・原子炉建屋内温度 	各指示値が上昇傾向

※ 補助的なパラメータとは、事象発生時において、使用可能である場合に確認を行うパラメータを示す。

(2) ベント余裕時間

ベント開始時の余裕時間について、第 5.2.1-2 表に示すベントを実施して事象を収束させる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオのうち、外部注水制限到達による格納容器代替スプレイの停止から原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでの時間が短い「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (原子炉圧力容器健全)」を選定し、外部注水制限到達による格納容器代替スプレイ停止から原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでの時間と想定する人力によるベント操作の所要時間との比較により求めた結果、約 1 時間の余裕時間の確保が可能であることを確認している。

ベント操作開始から 2Pd 到達までの余裕時間を第 5.2.1-3 表に、人力によるベント操作の所要時間と余裕時間を第 5.2.1-1 図に示す。

第 5.2.1-2 表 有効性評価シナリオにおける外部注水制限到達から 2Pd までの到達時間

有効性評価シナリオ		外部注水制限到達から 2Pd までの時間
損 防 止 対 策	原子炉格納容器破	
	大破断 LOCA 時注水機能喪失 (原子炉圧力容器健全)	約 3 時間後
	高圧・低圧注水機能喪失 (原子炉圧力容器破損)	約 7 時間後
	大破断 LOCA 時注水機能喪失 (原子炉圧力容器破損)	約 6 時間後

第 5. 2. 1-3 表 ベント操作開始から 2Pd 到達までの余裕時間

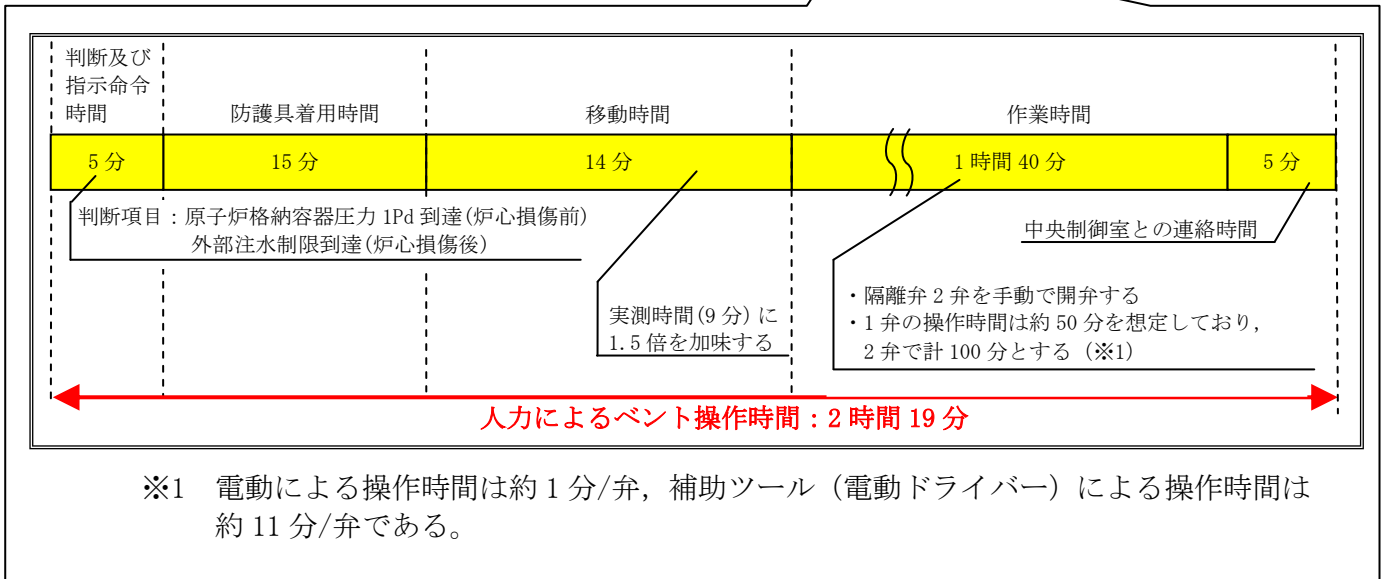
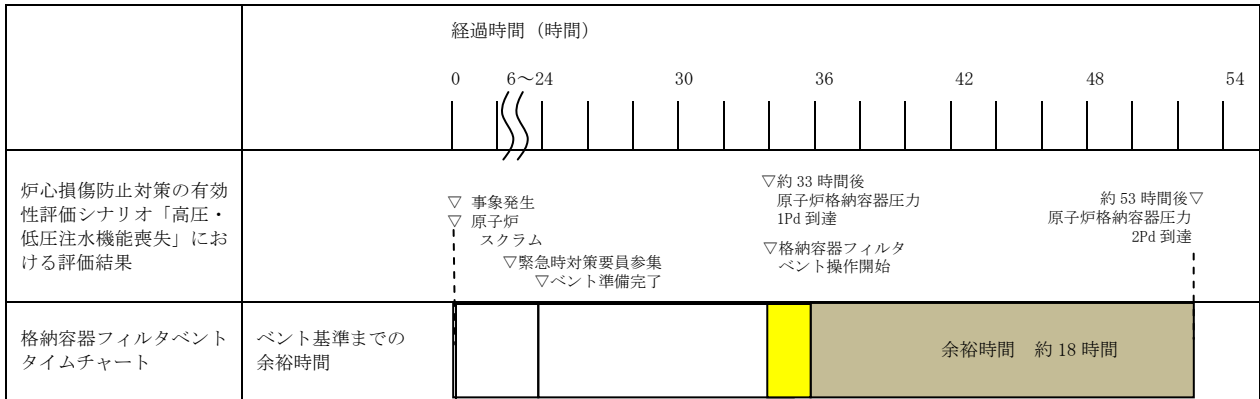
ベント基準	原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) 到達 ^{※1} ①	原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達 ^{※1} ②	人力によるベント 操作時間 ③	余裕時間 ②-(①+③)
【炉心損傷無し】 原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) 到達	約 33 時間	約 53 時間	2 時間 19 分	約 18 時間

ベント基準	外部注水制限 3,800 m ³ 到達 ^{※2} ①	原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達 ^{※2} ②	人力によるベント 操作時間 ③	余裕時間 ②-(①+③)
【炉心損傷有り】 外部注水制限 3,800m ³ 到達	約 55 時間	約 58 時間	2 時間 19 分	約 1 時間

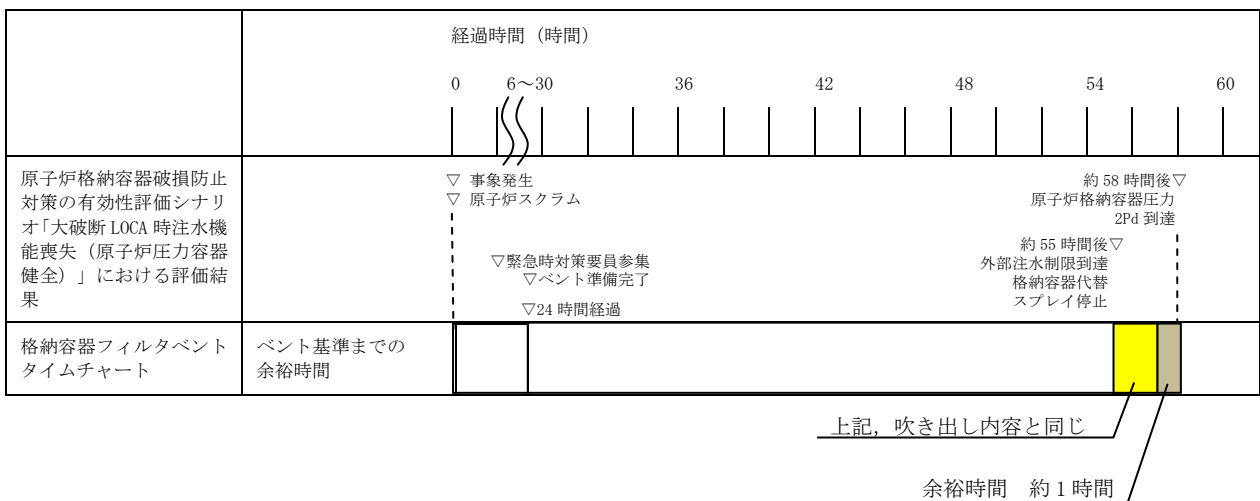
※1 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、原子炉格納容器圧力の上昇傾向が最も早い「高圧・低圧注水機能喪失」の解析結果における時間を示す。また、同シナリオにおいて、原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) にてベントを開始しない場合、事象発生後約 53 時間にて原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達することを確認している。

※2 原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、外部注水制限 3,800m³に到達による格納容器代替スプレイの停止後、原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) までの到達時間が最も短い「大 LOCA 時注水機能喪失 (原子炉圧力容器健全)」の解析結果における時間を示す。

【炉心損傷なし：原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) ベントの場合】



【炉心損傷あり：原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) ベントの場合】



第 5.2.1-1 図 人力によるベント操作の所要時間と余裕時間

5.2.2 漏えい検知時のベント実施判断

原子炉格納容器は、限界温度 200℃及び限界圧力 854kPa[gage] (2Pd) の環境下における事故後 7 日間の機能維持が確認されているが、万一、原子炉格納容器からの異常な漏えいが発生した場合においては、原子炉格納容器破損の拡大防止及び原子炉建屋への漏えい量抑制のために、ベント基準に到達する前でもベントを開始する。

原子炉格納容器からの異常な漏えいが発生した場合、原子炉建屋 4 階に設置された原子炉建屋水素濃度計に加えて、原子炉格納容器内外の使用可能な補助的なパラメータ*により漏えいを認知することができる。

※ 補助的なパラメータとしては、原子炉建屋内エリア放射線モニタ、原子炉建屋 4 階燃料プール付近の上部空間に設置を計画している放射線モニタ等がある。

5.2.3 柔軟なベント実施判断

ベント基準として設定している、外部注水制限到達時点から原子炉格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までの間においては、原子炉格納容器の除熱設備の復旧見込み及び気象条件を考慮し、ベント開始タイミングを調整することも可能である。

5.2.4 希ガス減衰の観点

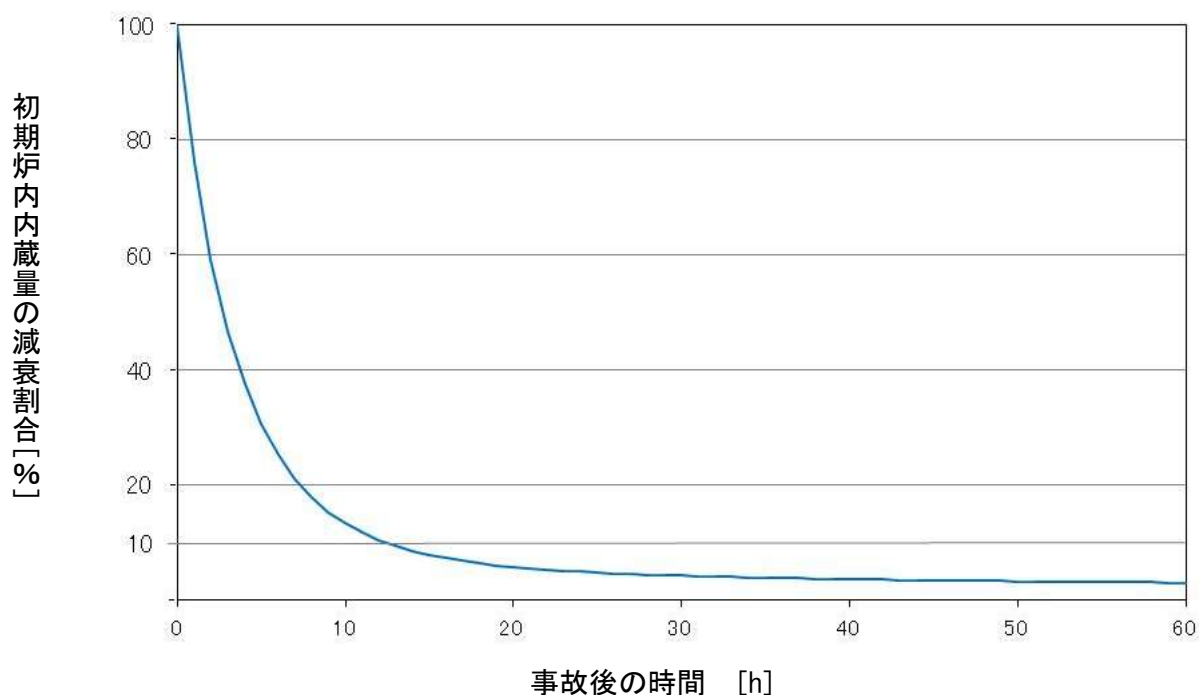
放射性物質である希ガスは、時間経過とともに減衰するため、原子炉格納容器内での保持時間を長くすることにより、ベントガス放出による一般公衆の被ばく量を低減することとしている。

設計基準事故対処設備である原子炉機器冷却海水系の海水取水機能が喪失した場合においても、原子炉機器冷却水系及び余熱除去系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱その他非常用機器から発生する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時海水取水系を整備しているため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することが可能であり、炉心の損傷により原子

炉格納容器内に放出された希ガスを原子炉格納容器内に保持することができる。

また、設計基準事故対処設備である余熱除去系による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失している状態においても、外部注水制限に達するまでは、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系等を活用し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、ベント開始までの時間を確保することとしている。

希ガスの減衰割合曲線を第 5.2.4-1 図に示す。



第 5.2.4-1 図 希ガスの減衰割合曲線 (0.5MeV 換算値) ※

※ 炉内内蔵量が多く、半減期が比較的長い希ガス 6 核種を対象とし、各核種の初期炉内内蔵量からの減衰を 0.5MeV 換算した合計値を百分率で表す。

5.2.5 ベント実施判断の考慮事項

ベント開始の判断は、5.2.1(1)に示すとおり、原子炉格納容器の機能維持、破損拡大防止及び漏えい量の抑制を考慮して設定している。

また、炉心損傷が発生している場合においては、原子炉格納容器内に放出された希ガスを可能な限り減衰させるため、格納容器代替スプレイ等を活用することにより、ベント開始までの時間を確保している。

6 ベント実施の弁操作順位

6.1 弁操作順位

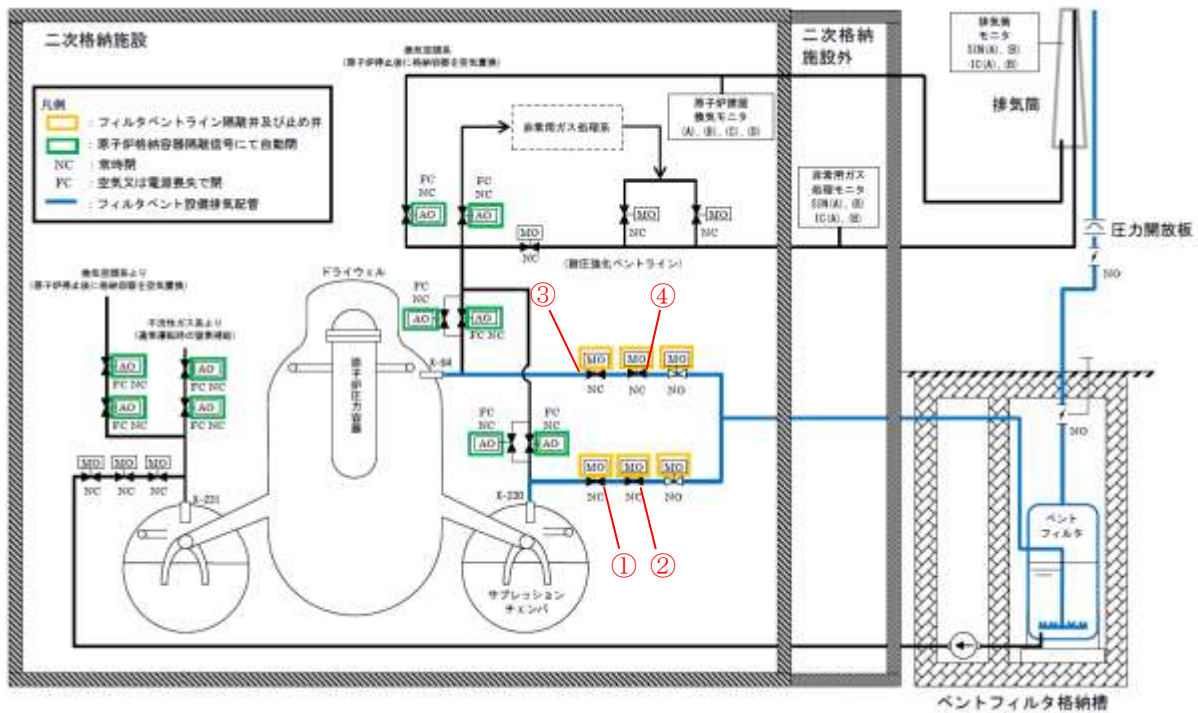
ベント開始時には第 6.1-1 図中の番号の弁を以下の順位にて開弁する。

(1) サプレッションチェンバ側の放出経路を使用する場合

- ①FCVS W/W ベントライン第 1 隔離弁
- ②FCVS W/W ベントライン第 2 隔離弁

(2) ドライウェル側の放出経路を使用する場合

- ③FCVS D/W ベントライン第 1 隔離弁
- ④FCVS D/W ベントライン第 2 隔離弁



第 6.1-1 図 ベント開始時の操作対象弁

6.2 弁操作順位の意図

ベント開始時の弁操作順位は、従来からの基本的な操作の考え方を踏襲したものであり、2つの弁が直列に設置されている箇所においては、上流側（第1隔離弁）の弁シートを保護し隔離機能を維持するために、上流側（第1隔離弁）の弁を全開とした後、下流側（第2隔離弁）の弁を開弁することとしている。

7 圧損計算の詳細

7.1 原子炉格納容器圧力毎の比較

原子炉格納容器圧力に対する体積流量の計算結果及びその時の圧力損失を第7-1表に、原子炉格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第7-1図に示す。

第7-1表 原子炉格納容器圧力に対する体積流量

原子炉格納 容器圧力 kPa[gage]	オリフィス上流 圧力損失 kPa	オリフィス下流 圧力損失 kPa	ベンチュリノズル 入口圧力 kPa[gage]	比体積 ^{※1} m ³ /kg	質量流量 kg/s (相対比) ^{※2}	体積流量 m ³ /s (相対比) ^{※2}

※1 比体積は各ベンチュリノズル入口圧力における飽和蒸気の色を記載

※2 原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%としたときの値を記載



第7-1図 原子炉格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量

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。

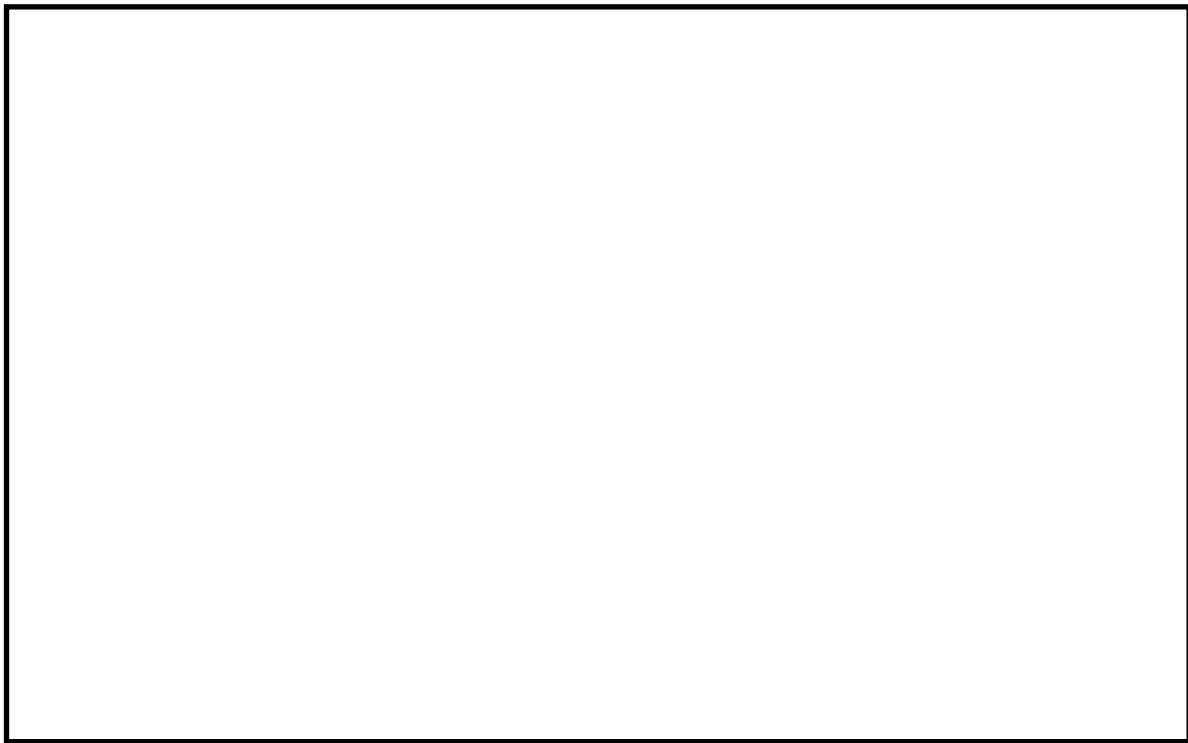
7.2 設計の意図

格納容器フィルタベント設備は、原子炉格納容器圧力が 427kPa[gage] (1Pd)において、原子炉定格熱出力の 1%に相当する 13.4kg/s の蒸気流量が排出できる設計として流量制限オリフィスの流出断面積を設定し、系統の圧力損失を決定している。崩壊熱が原子炉定格熱出力の 1%になるのは、原子炉停止から約 2～3 時間後であり、想定するベント開始時間はこれと比べて十分時間が経過した後であることから、崩壊熱の減衰により発生する蒸気量が減少しているため、ベントによって原子炉格納容器圧力を 1Pd より低い状態に減圧することが可能である。



7.3 圧損計算の詳細

設計条件である原子炉格納容器圧力が 427kPa[gage] (1Pd) でベントを実施した際の各部位の圧力損失計算結果を以下に示す。



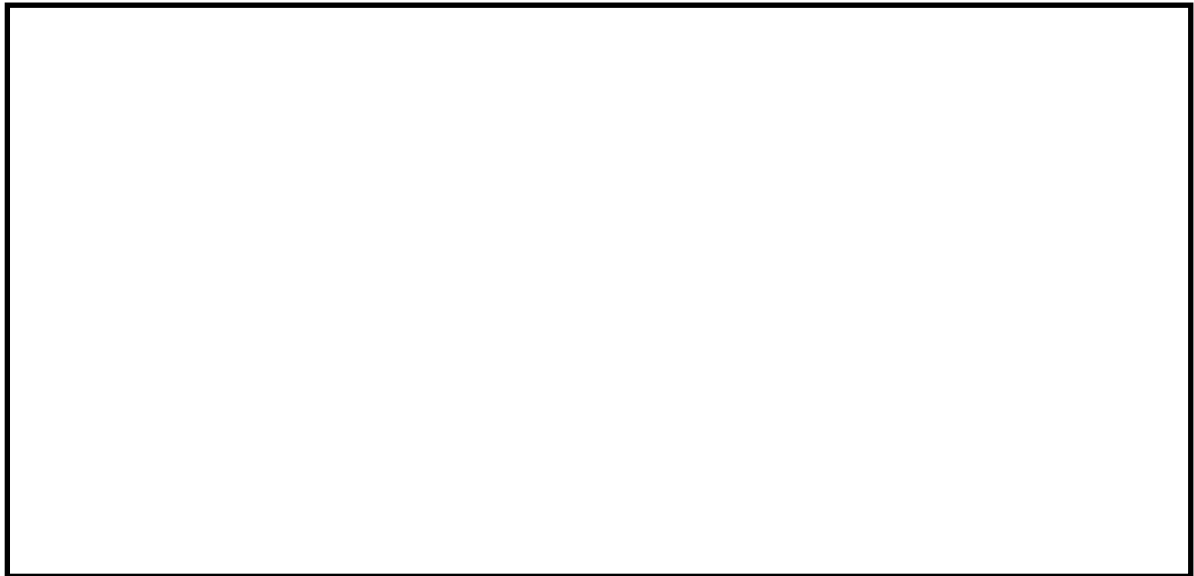
第 7-2 図 1Pd ベント時の圧力勾配線図

(1) 入口配管

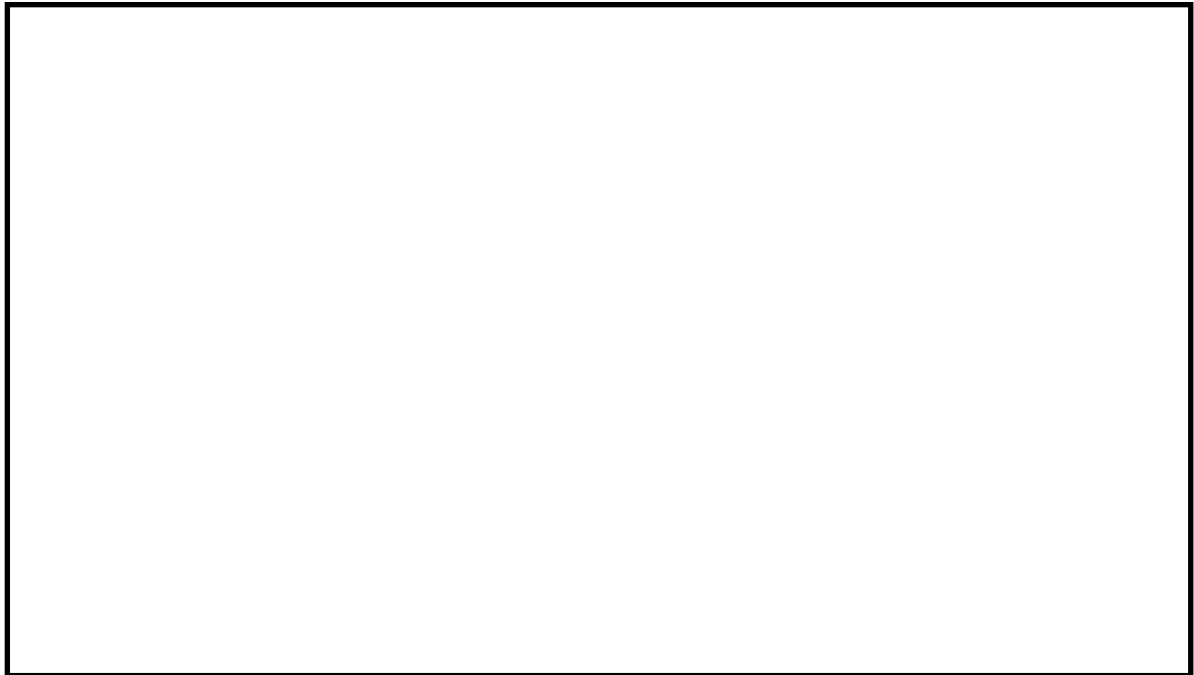


(2) ベントフィルタ





(3) 流量制限オリフィス



(4) 出口配管



(5) 合計（原子炉格納容器～大気開放端）

$$(1)+(2)+(3)+(4) = 427\text{kPa}$$

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。

8 放出位置，放出時間の違いによる検討結果

8.1 放出位置の妥当性

格納容器フィルタベント設備の放出位置（大気開放端）は，ベントガス放出による被ばく量を可能な限り低減すること目的に，大気拡散の効果が得られる高所として，排気筒頂部（地上高約 100m）位置としている。

放出位置における相対濃度，相対線量の比較を第 8-1 表に示す。ここでは，炉心損傷防止対策の有効性評価で使用している排気筒頂部放出，実効放出継続時間 1 時間とした敷地境界外での相対濃度，相対線量について，参考に地上放出とした場合とを比較している。

第 8-1 表 放出位置における相対濃度，相対線量の比較^{※1}

【評価方位/放出点高さ（排気筒有効高さ）】

放出位置	排気筒頂部	地上（参考値）
相対濃度（s/m ³ ）	4.6×10^{-6} 【ENE/60m ^{※2} 】	1.3×10^{-3} 【E/0m】
相対線量（Gy/Bq）	1.3×10^{-19} 【E /65m ^{※2} 】	3.8×10^{-18} 【E/0m】

※1 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき毎時の風向，風速及び大気安定度等を用いて計算した相対濃度及び相対線量（累積出現頻度 97%値）

※2 事故時評価に用いる放出点高さ（排気筒有効高さ）は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき，吹上げ高さを考慮しない高さにおける風洞実験結果を使用

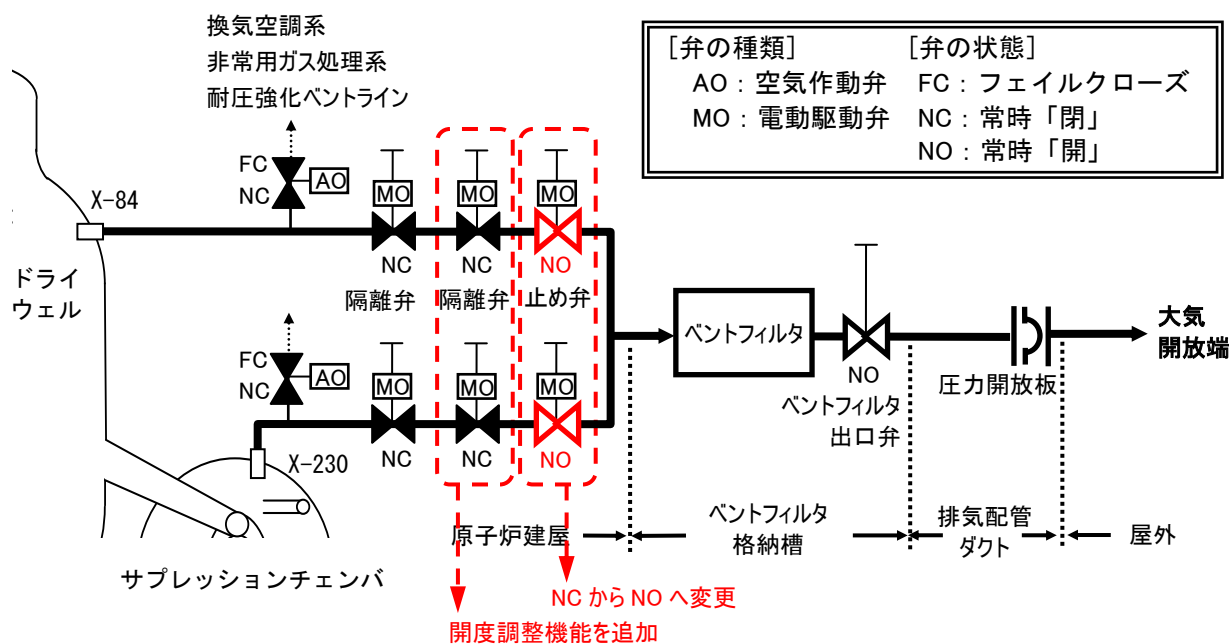
8.2 放出時間の妥当性

格納容器フィルタベント設備は，粒子状放射性物質（セシウム等）を 99.9%，無機よう素を 99.8%及び有機よう素を 98%除去できるが，希ガスについては，原子炉格納容器内での保持時間を長くすることにより可能な限り減衰させて，ベントガス放出による一般公衆の被ばく量を低減することとしている。

格納容器代替スプレイ等を活用して，原子炉格納容器圧力 854kPa[gage]（2Pd）到達までの時間を確保することで，原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオにおいては，ベント開始は事象発生から 46 時間以降となっており，希ガスは十分に減衰されている。（第 5.2.4-1 図参照）

FCVS 主ラインの止め弁の常時「開」運用について

格納容器フィルタベント設備（以下、「FCVS」という。）の主ラインの概略図を別紙 1 図に示す。FCVS 主ラインに設置する止め弁については、柔軟なベント操作ができるよう、開度調整が可能な弁を通常時「閉」運用として設置することとしていたが、短時間でベント開始できるように、通常時「開」運用に変更する。また、原子炉格納容器第 2 隔離弁に開度調整機能を追加する。



別紙 1 図 FCVS 主ライン概略図