

資料 1-4

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-2 改3
提出年月日	2021年7月15日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

2021年7月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について
- 48-9 SAバウンダリ系統図（参考図）

49条

- 49-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 49-2 電源構成図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

本資料の範囲

- 50条
- 50-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 50-2 電源構成図
- 50-3 配置図
- 50-4 系統図
- 50-5 試験検査
- 50-6 容量設定根拠
- 50-7 接続図

- 50-8 保管場所図
- 50-9 アクセスルート図
- 50-10 その他設備
- 50-11 代替循環冷却系の成立性について
- 50-12 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
- 50-13 S Aバウンダリ系統図（参考図）

51条

- 51-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL内に設置する計器について
- 51-13 その他設備
- 51-14 S Aバウンダリ系統図（参考図）

50-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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			代替循環冷却系ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	50-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		残留熱除去系熱交換器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	—	—	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—	—	
		第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	熱交換器	D	
			関連資料	—	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	—	—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料			—	—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料			本文	—	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		残留熱除去系海水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	海水を通水	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	—	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—	—		
		第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	—	—		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	—	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
		その他（飛散物）	その他設備	対象外		
		関連資料	—	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	—	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外		
	関連資料	本文	—			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		残留熱除去系海水ストレーナ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	-	-	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-		
		第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	その他	M	
		関連資料	-	-		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他（飛散物）		その他設備	対象外		
	関連資料		-	-		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
	関連資料	-	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外
	関連資料		本文	-		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		緊急用海水ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C	
			海水		常時海水通水又は海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		—			
		第3号	試験検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		—			
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)			その他設備	対象外
			関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
サポート系による要因					異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料				本文			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		緊急用海水ストレーナ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能		II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—	
			関連資料	—			
		第2号	操作性	操作不要		対象外	
		関連資料	—				
		第3号	試験検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M	
		関連資料	—				
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
	関連資料	—					
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b	
		その他(飛散物)	その他設備			対象外	
		関連資料	—				
	第6号	設置場所	操作不要			対象外	
		関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備			対象外
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内		A a
サポート系による要因				多様性を考慮すべきDB設備がない		対象外	
関連資料				本文			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		サプレッション・チェンバ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		—	
		第3号	試験検査（検査性、系統構成・外部入力）		その他	M
			関連資料		—	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料			—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災		位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因		多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料			本文		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

		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		フィルタ装置入口第一弁（D/W側） フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁 フィルタ装置入口第一弁（S/C側） フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁 フィルタ装置入口第二弁 フィルタ装置入口第二弁バイパス弁 遠隔人力操作機構	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内，その他建屋内	B， C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	50-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作（弁操作）	A， B f
				関連資料	50-3 配置図	
			第3号	試験検査（検査性，系統構成・外部入力）	弁	B
				関連資料	50-5 試験検査	
			第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	50-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	50-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作，現場（遠隔）操作	B， A b	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
				関連資料	—	
			第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
				関連資料	—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		遮蔽 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査(検査性, 系統構成・外部入力)	遮蔽	K	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		50-3 配置図 50-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料		50-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(常設)

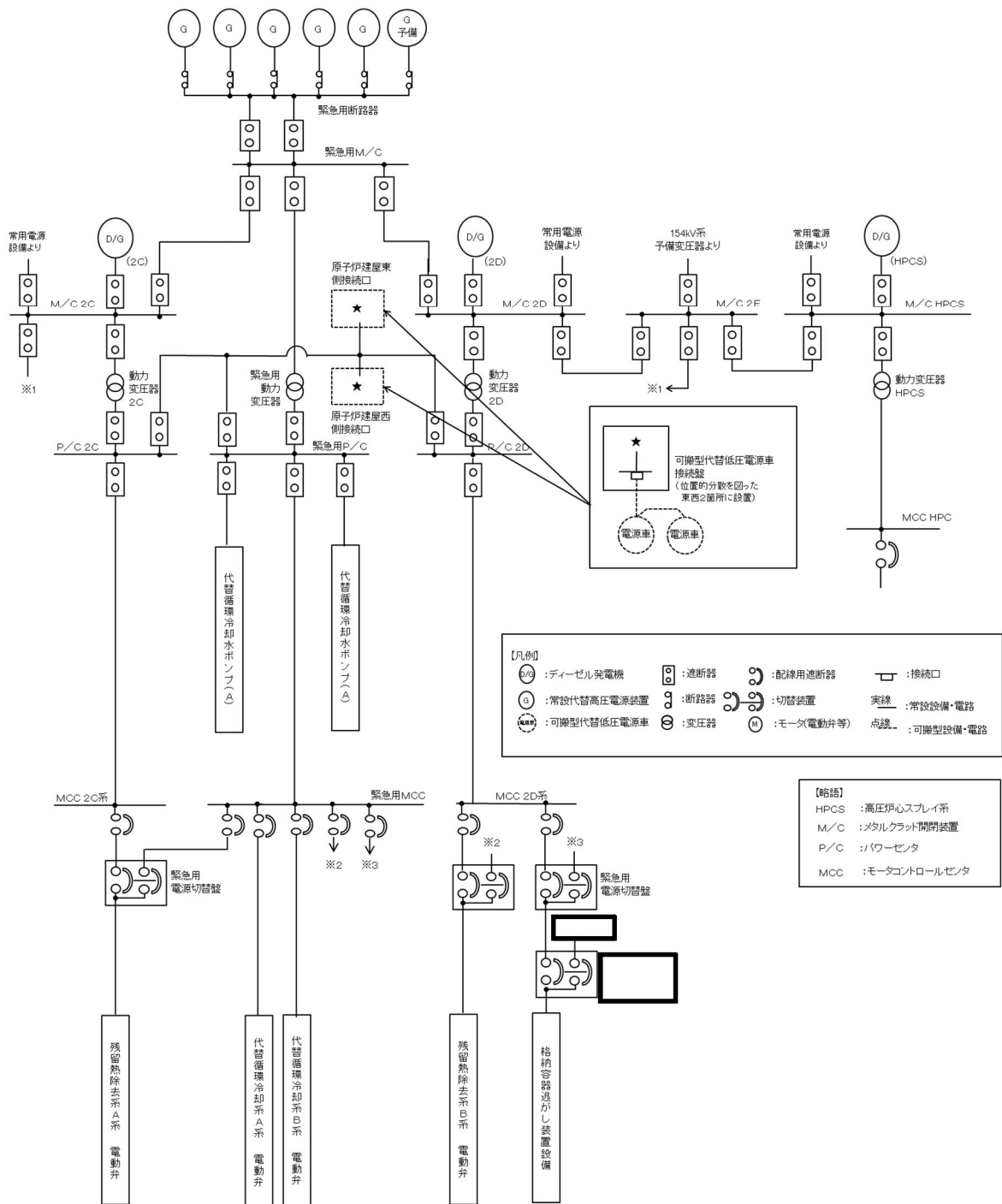
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		[] 空気ポンプユニット (空気ポンプ)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	50-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作(弁操作)	B f	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査(検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	A a		
		関連資料	50-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

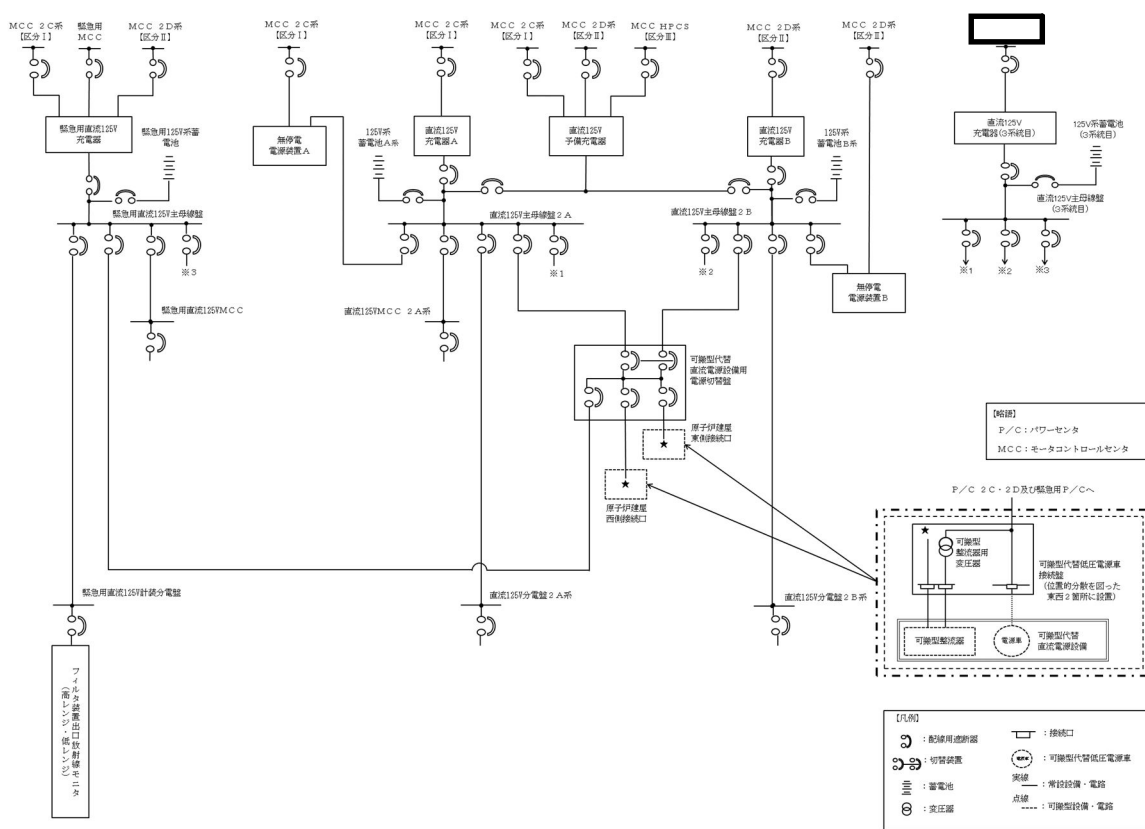
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		圧力開放板		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内 (有効に機能を発揮する)	C
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	50-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	50-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
		その他 (飛散物)	その他設備	対象外		
		関連資料	50-4 系統図			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	50-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外		
	関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図				

50-2 電源構成図

50-2-1



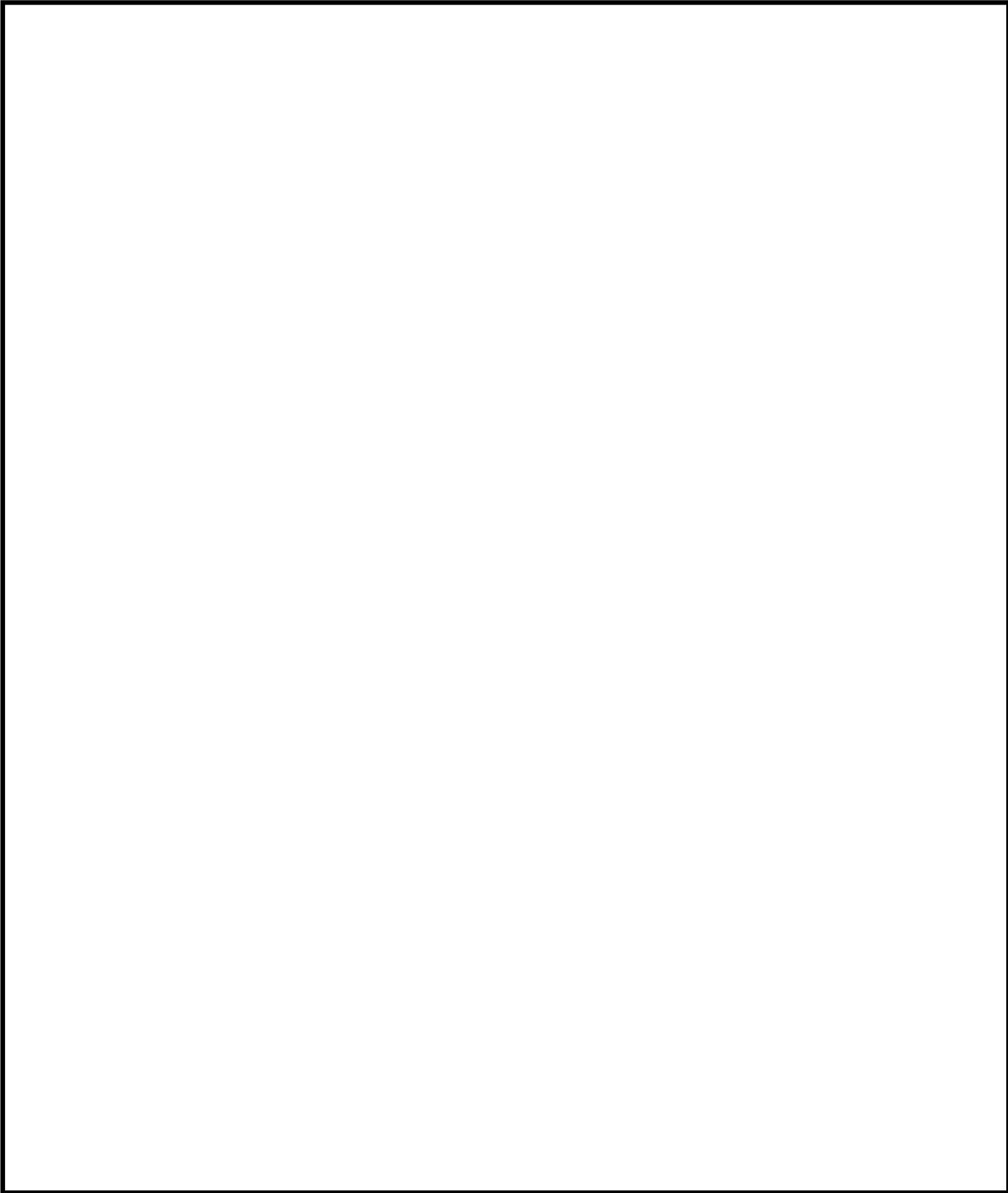
第50-2-1図 電源構成図 (交流電源)



第50-2-2図 電源構成図 (直流電源)

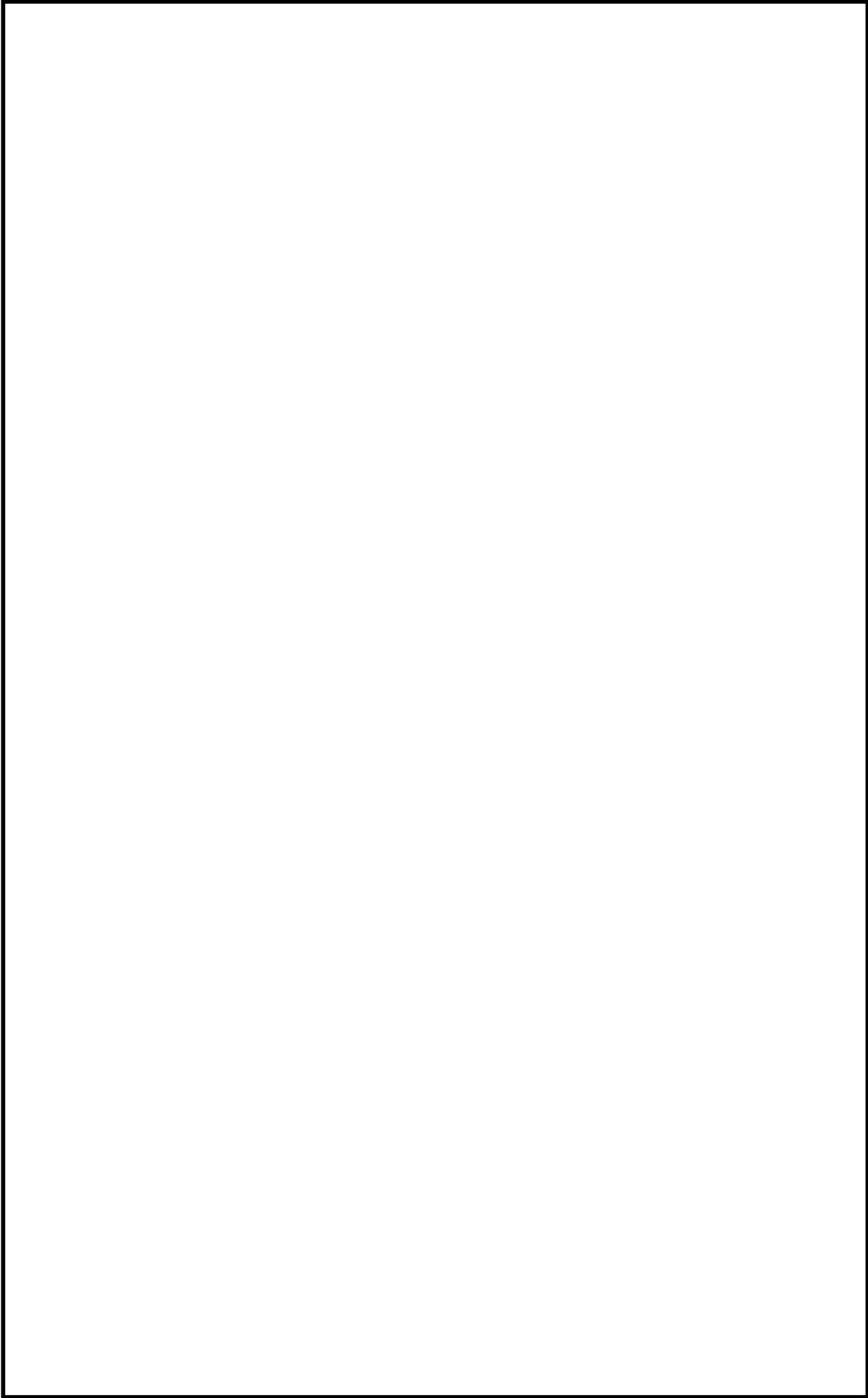
50-3 配置図

50-3-1



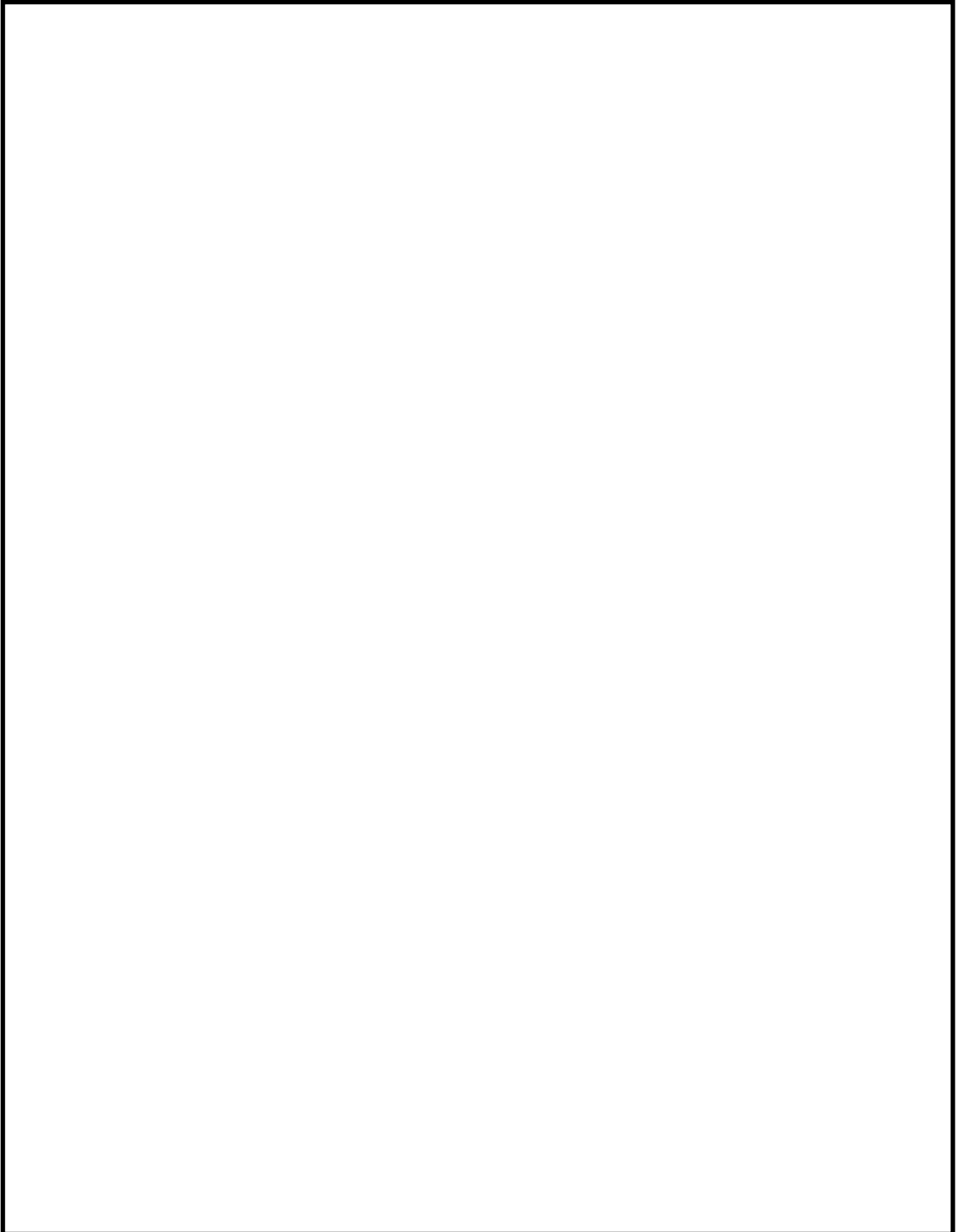
第 50-3-1 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

50-3-2



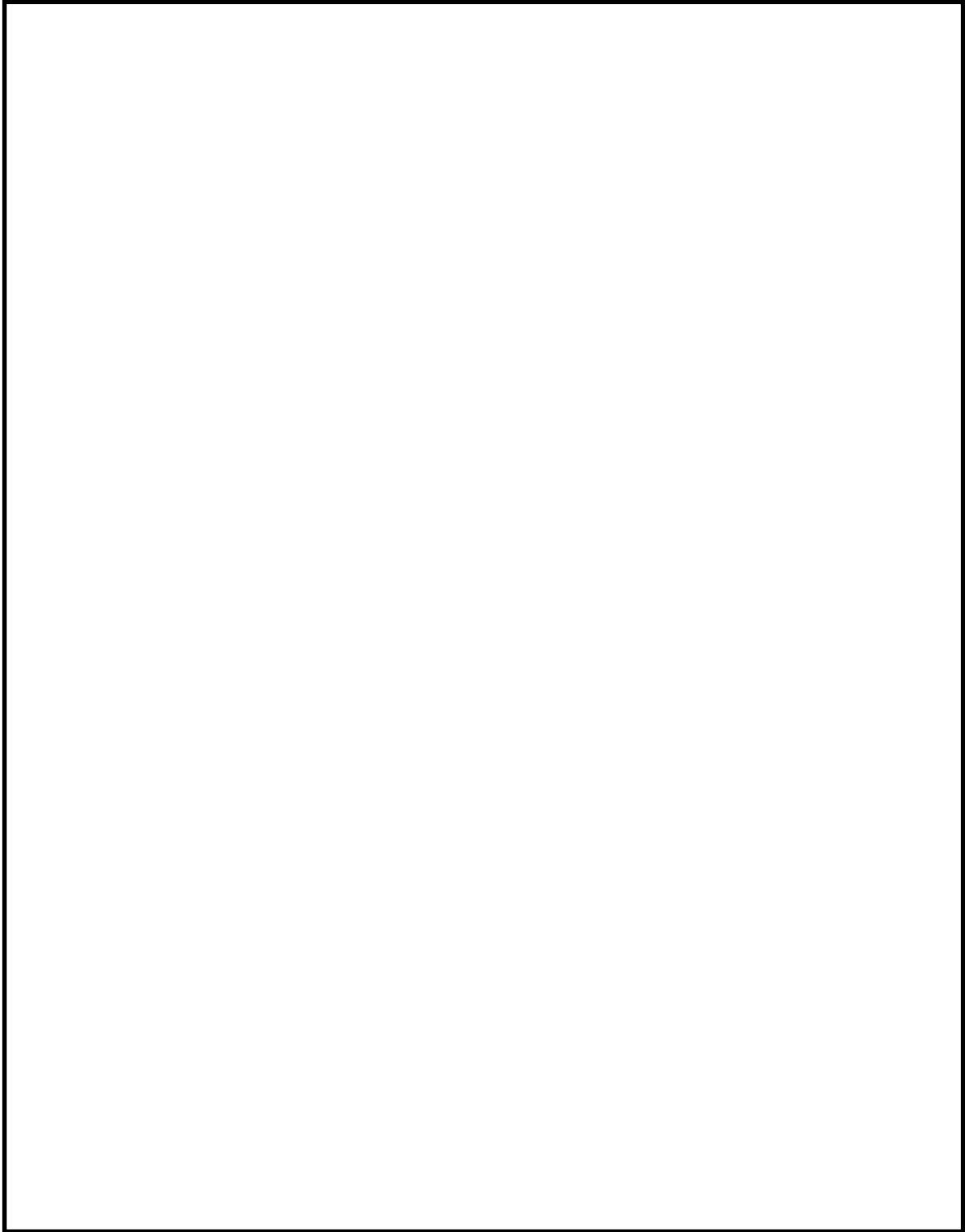
第50-3-2図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

50-3-3



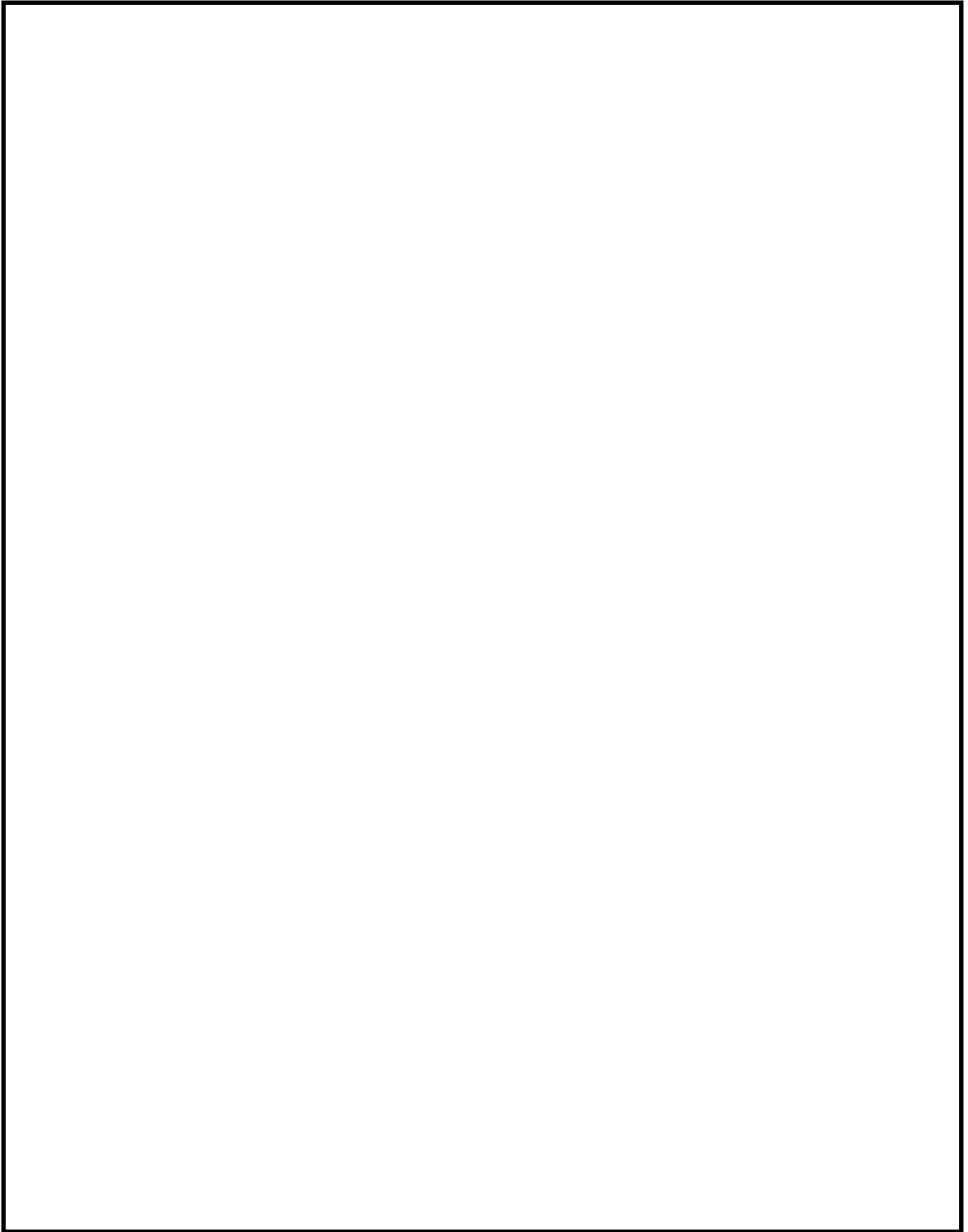
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1/2)

50-3-4



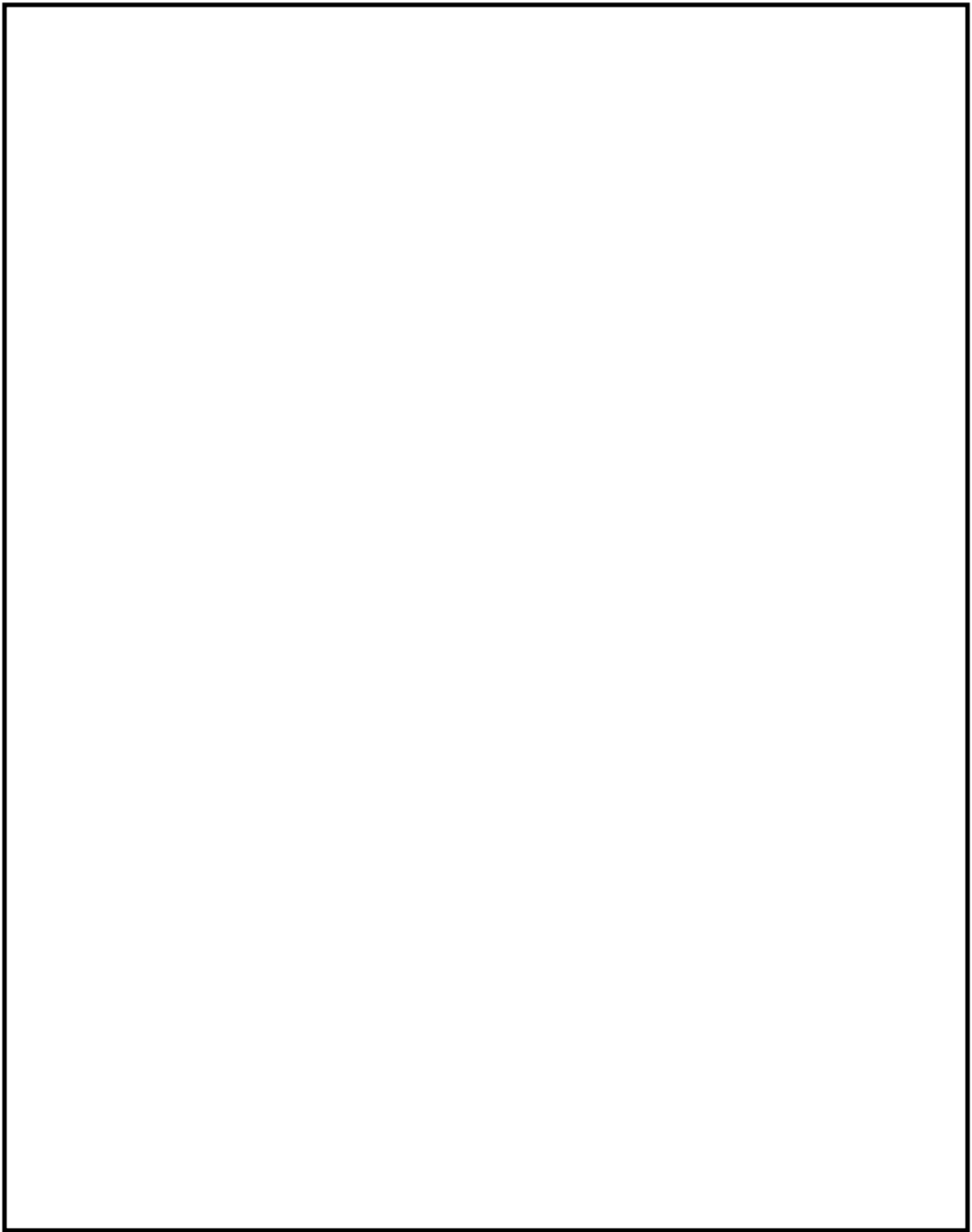
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

50-3-5



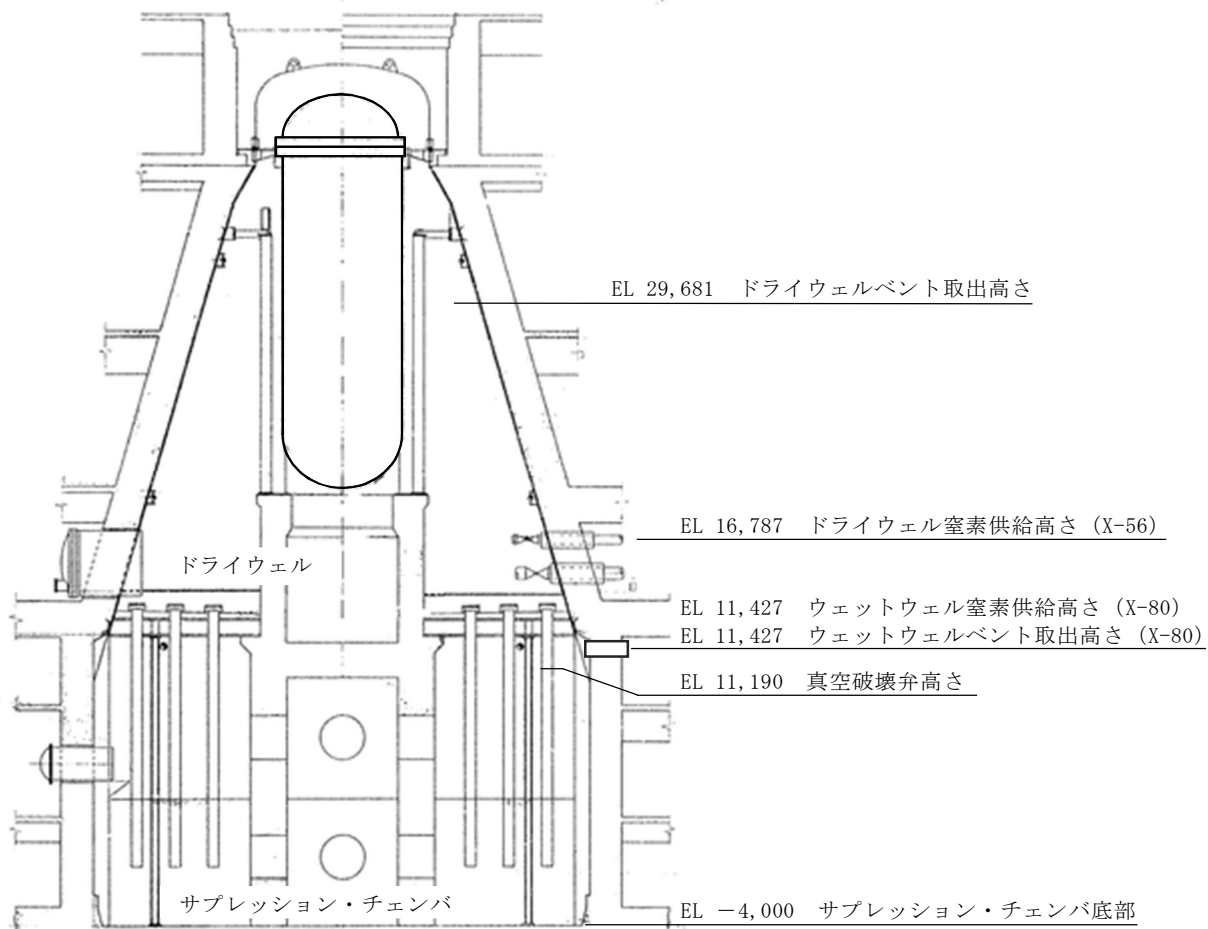
第 50-3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配置図 (1/2)

50-3-6

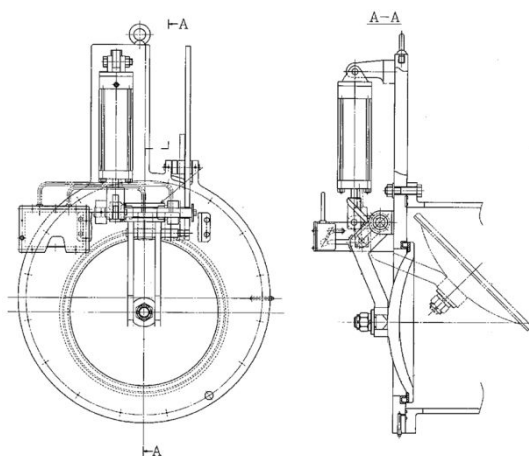


第 50-3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配置図 (2/2)

50-3-7



格納容器



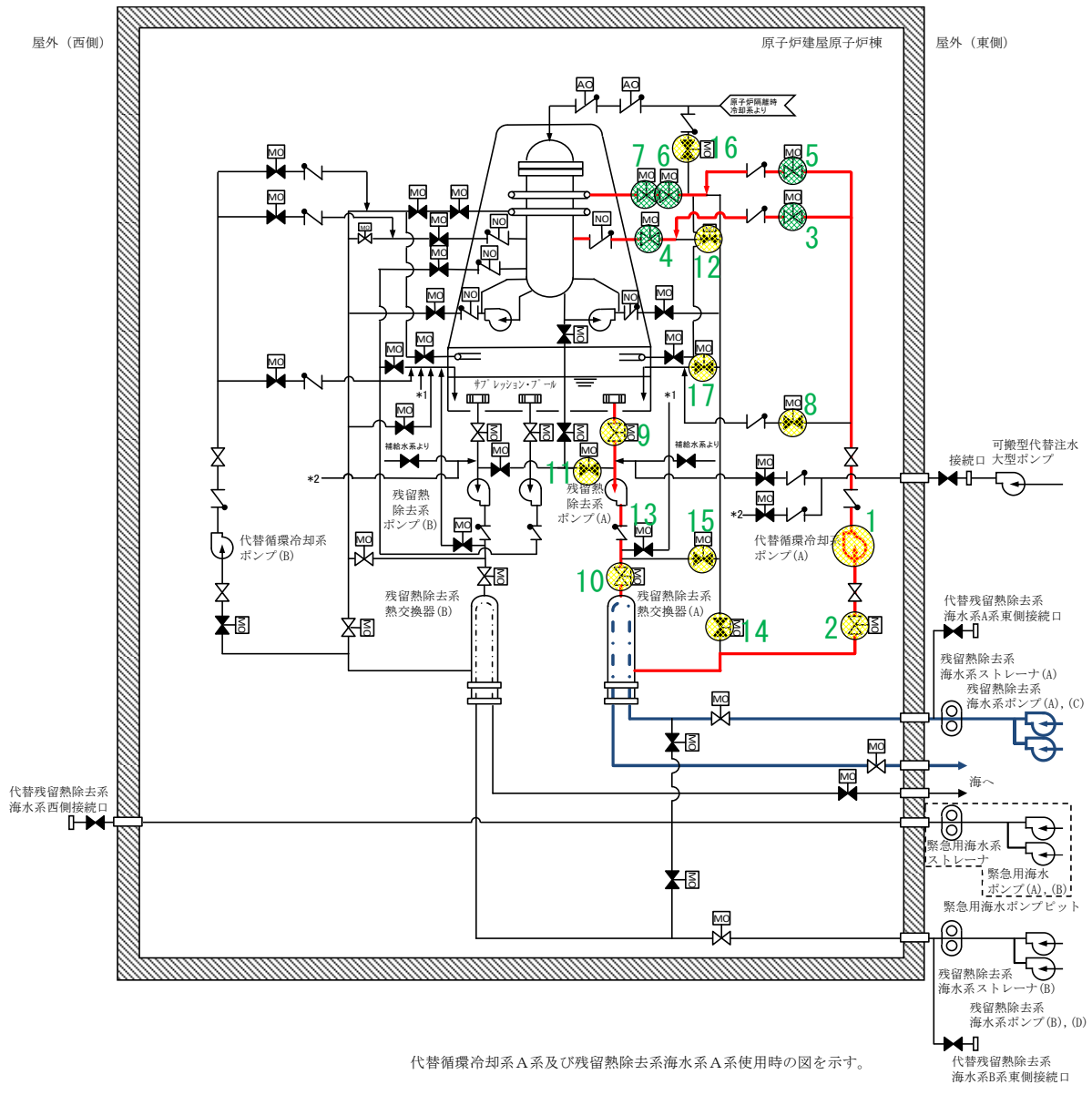
真空破壊弁
(個数：11)

第 50-3-5 図 真空破壊弁設置場所

50-3-8

50-4 系統図

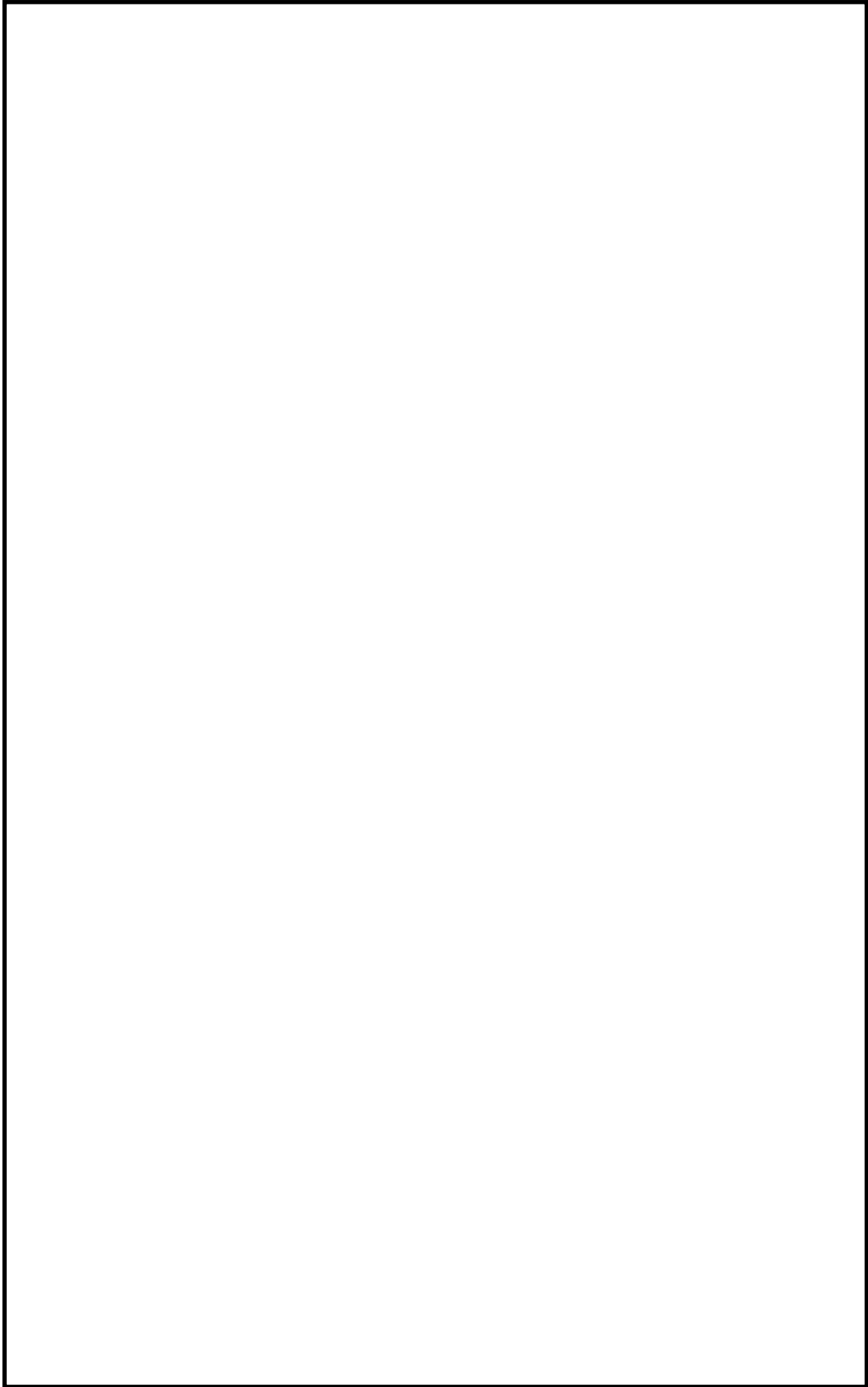
50-4-1



第 50-4-1 図 代替循環冷却系系統概要図

第 50-4-1 表 代替循環冷却系 機器リスト

No.	機器名称
1	代替循環冷却系ポンプ (A)
2	代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁
3	代替循環冷却系 A 系注入弁
4	残留熱除去系 A 系注入弁
5	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁
6	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
7	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
8	代替循環冷却系 A 系テスト弁
9	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
10	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
11	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁
12	残留熱除去系 A 系注水配管分離弁
13	残留熱除去系熱交換器 (A) ミニフロー弁
14	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
15	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
16	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁
17	残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁



第 50-4-2 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

50-4-4

第 50-4-2 表 格納容器圧力逃がし装置 弁リスト

No.	弁名称
1	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側)
2	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁
3	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側)
4	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁
5	フィルタ装置入口第二弁
6	フィルタ装置入口第二弁バイパス弁
7	不活性ガス系隔離弁 一式

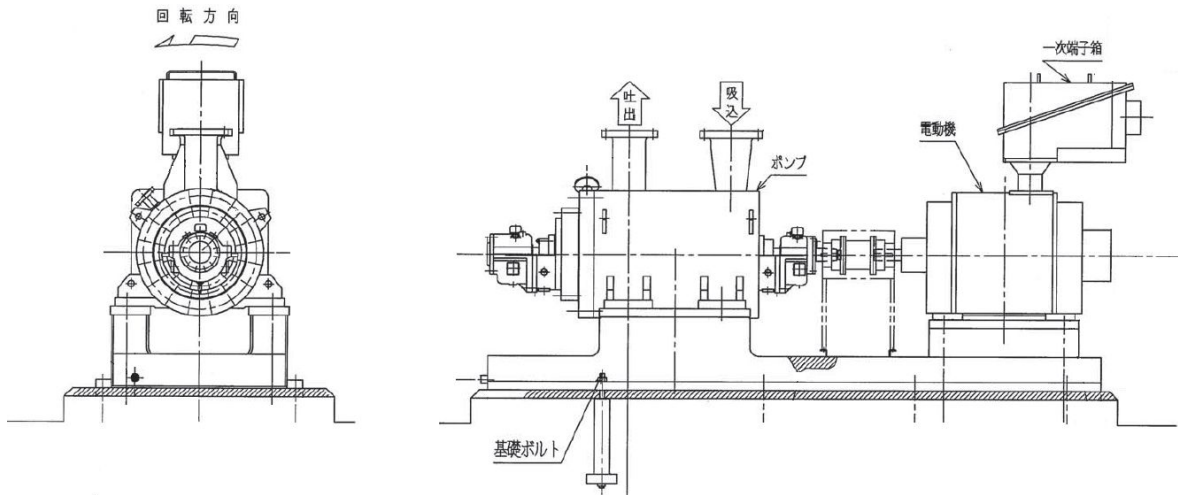
50-5 試験検査

50-5-1

第 50-5-1 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査

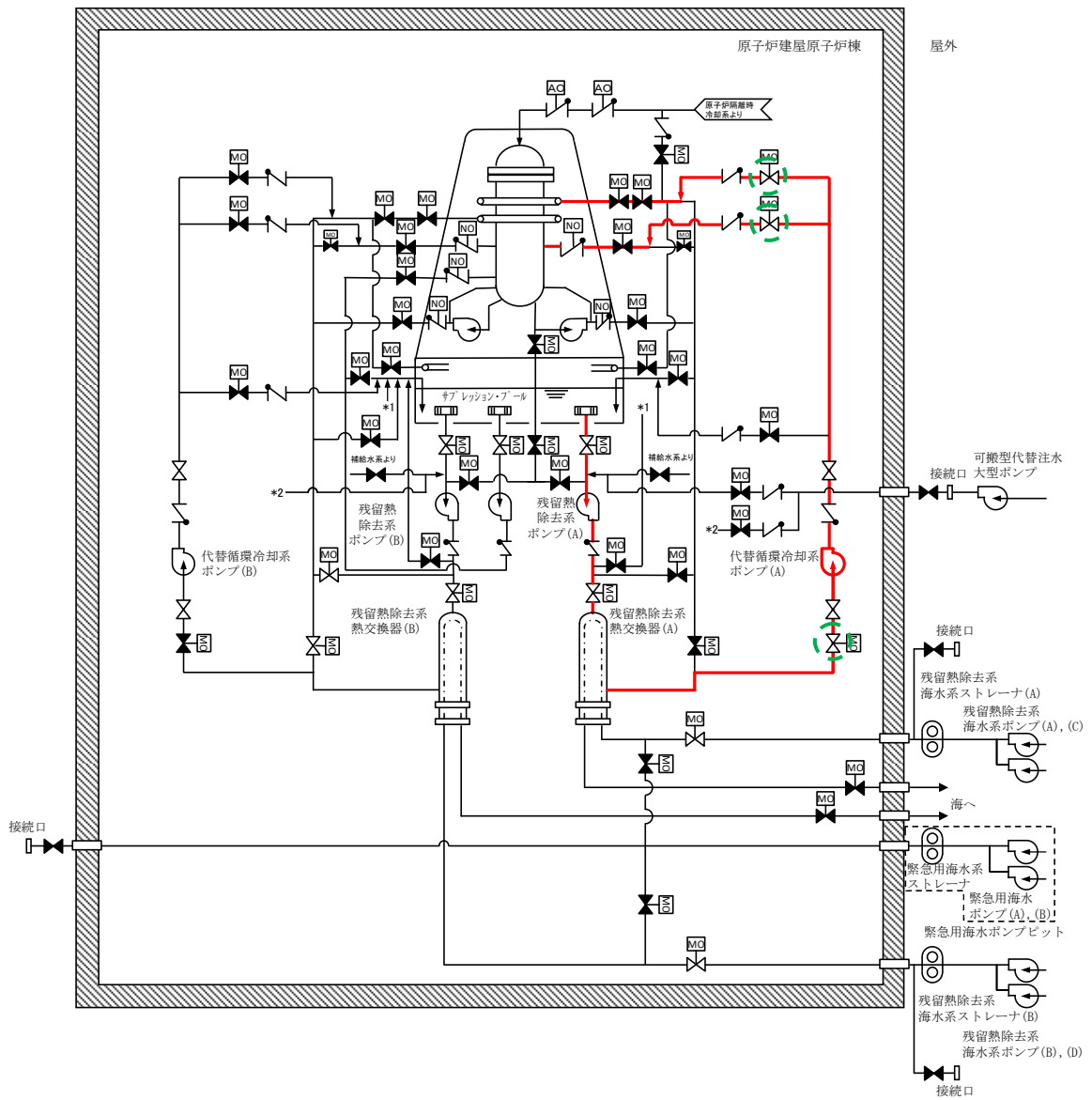
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

ケーシングカバーを取り外すことで、
分解点検が可能である。

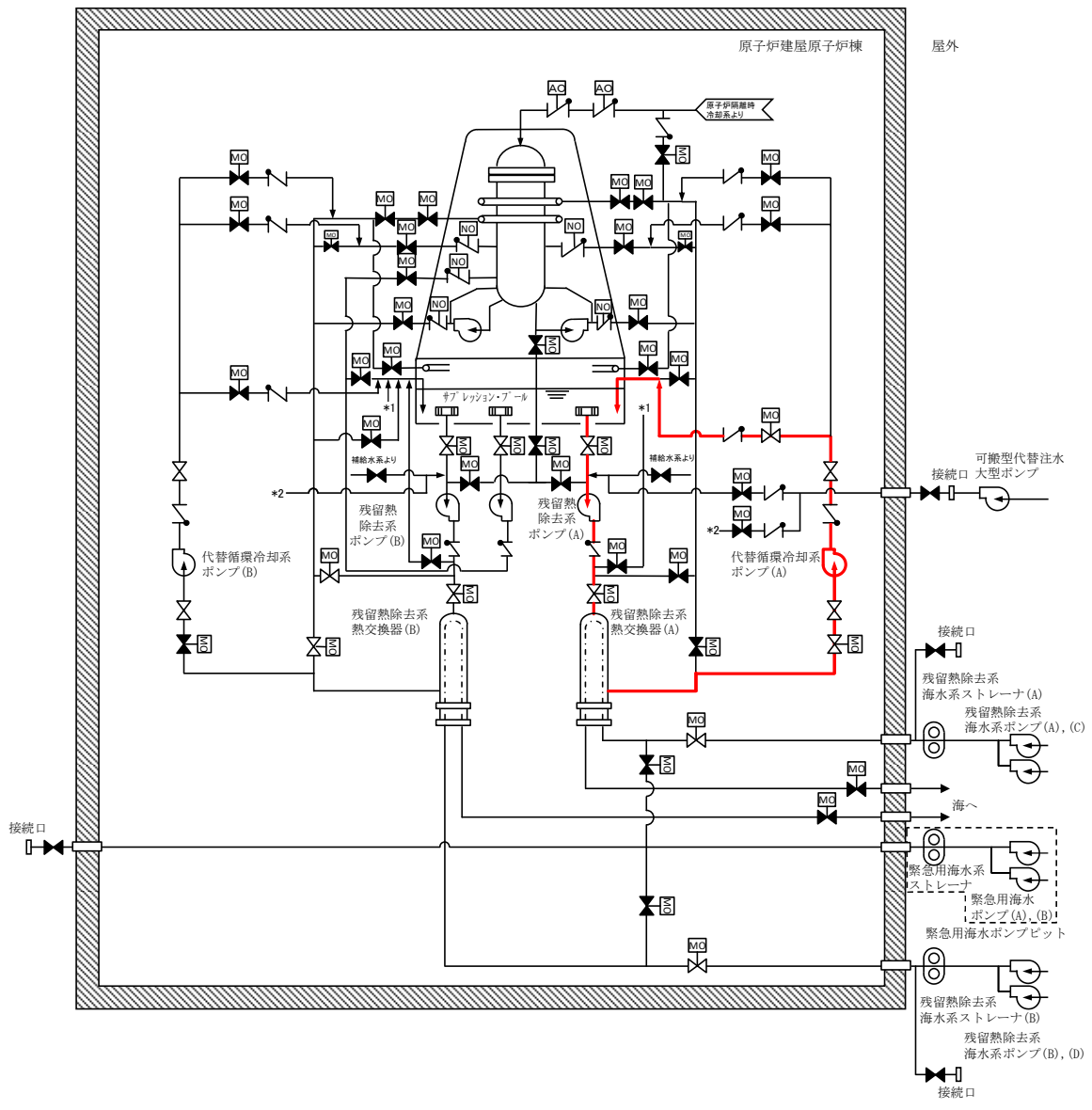


第 50-5-1 図 代替循環冷却系ポンプ外観図

○：弁動作試験対象弁



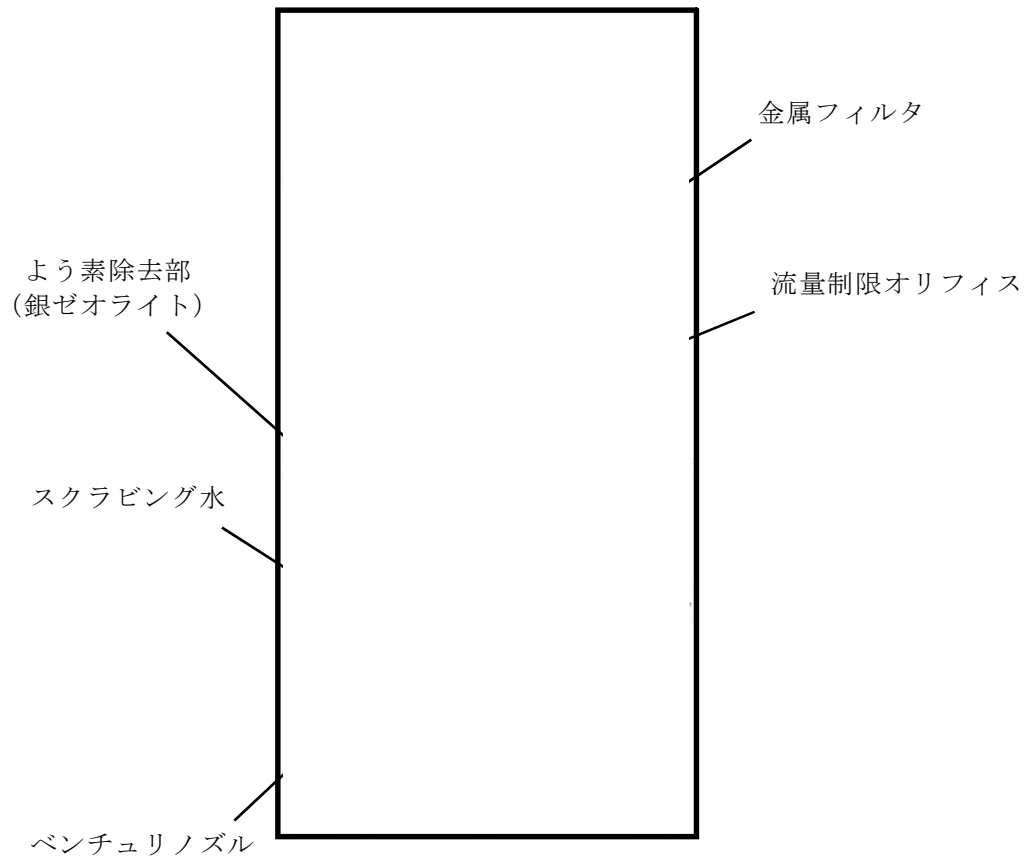
第 50-5-2 図 代替循環冷却系 弁作動試験



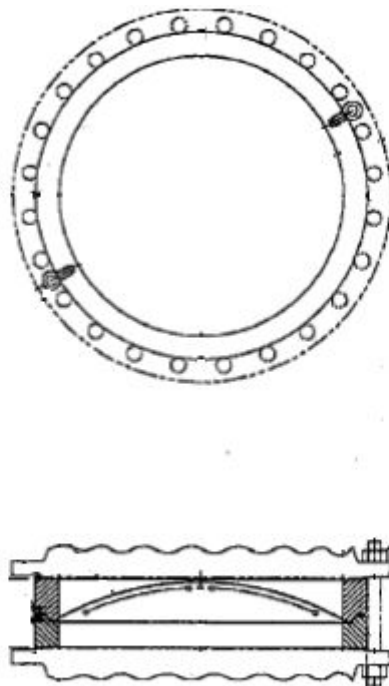
第 50-5-3 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

第 50-5-2 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験検査

原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 [] の正圧化試験
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認
運転中又は停止中	外観検査	空気ポンベの表面状態を目視により確認 [] 遮蔽のひび割れ，表面状態の外観確認
	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認

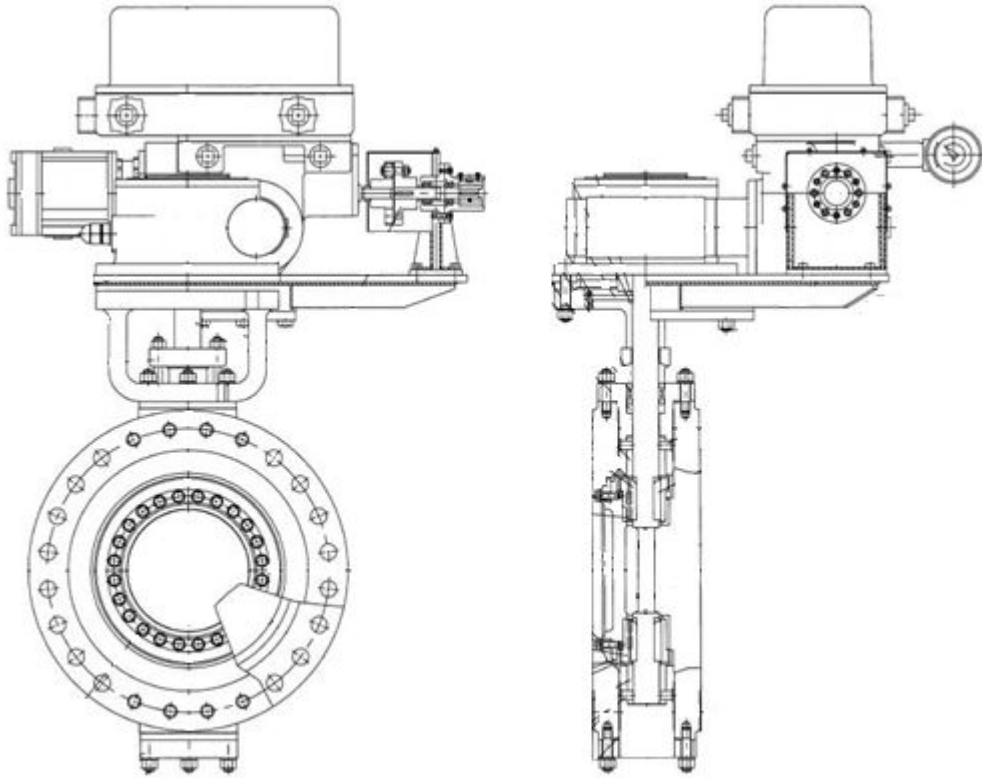


第 50-5-4 図 フィルタ装置構造図

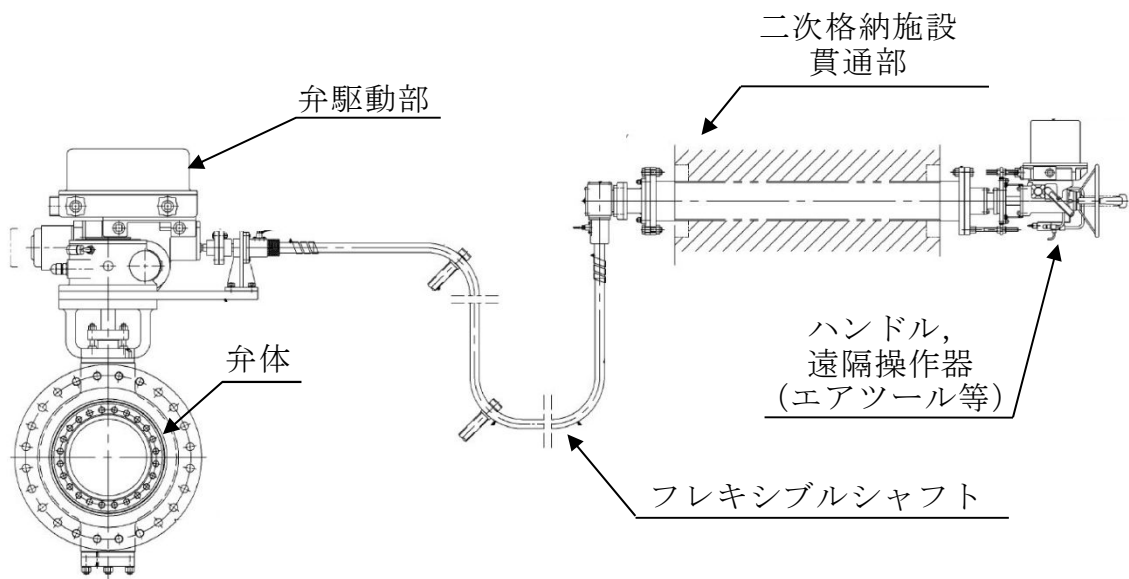


第 50-5-5 図 圧力開放板構造図

50-5-6

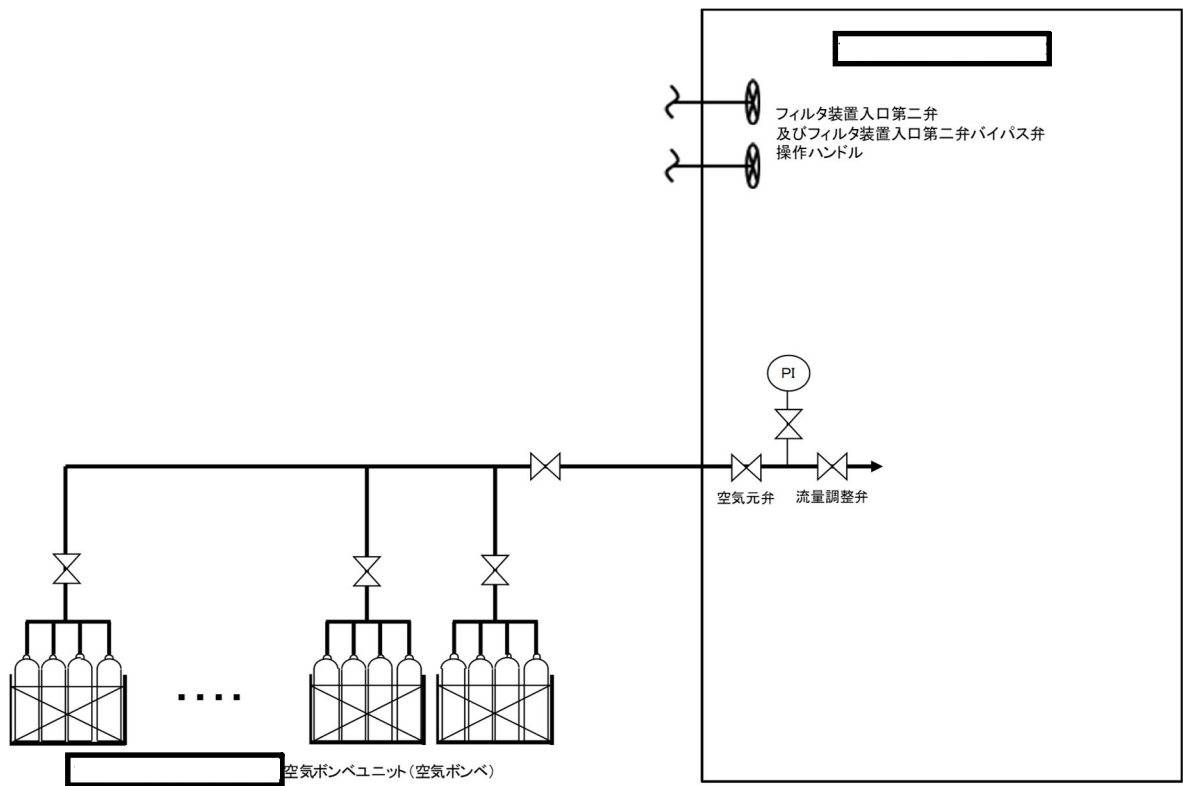


第 50-5-6 図 電動駆動弁構造図



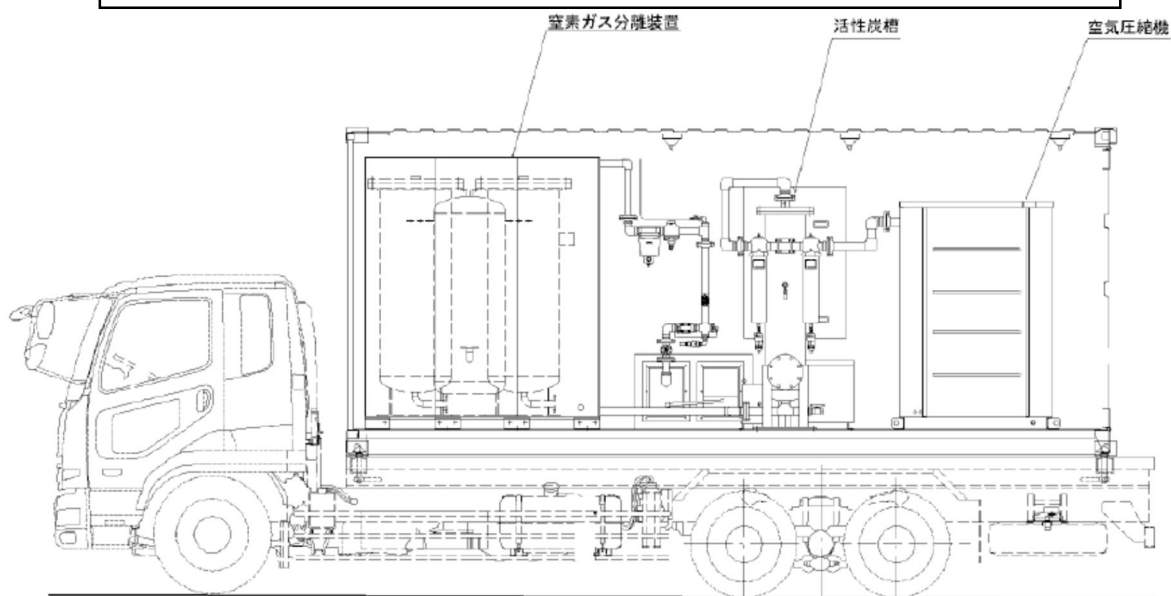
第 50-5-7 図 遠隔人力操作機構構造図

50-5-7



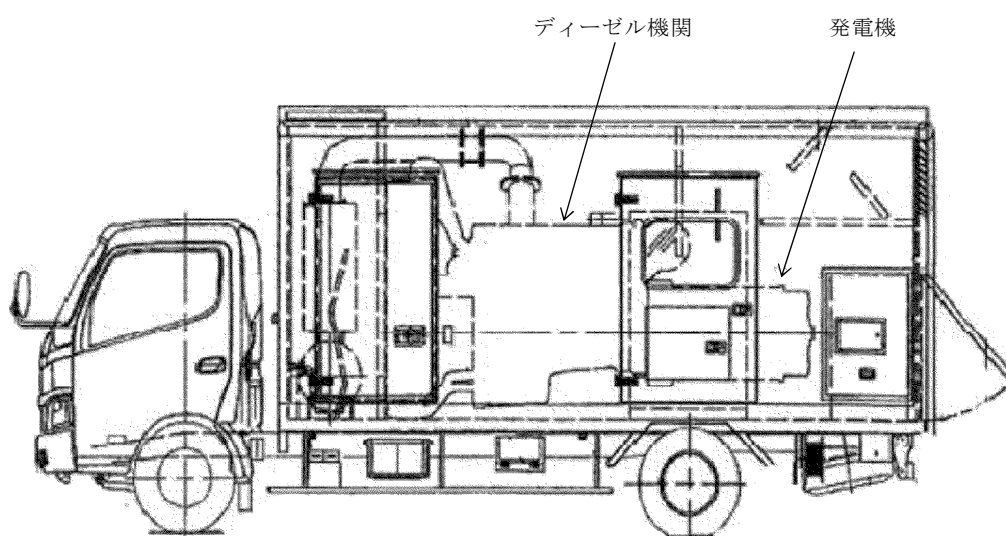
第 50-5-8 図 [] 空気ポンプユニット概要図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。



第 50-5-9 図 窒素供給装置構造図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。



第 50-5-10 図 窒素供給装置用電源車構造図

50-5-9

50-6 容量設定根拠

50-6-1

名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m ³ /h	250 ^{※1} (約 250 ^{※2})
全揚程	m	112 ^{※1} (約 120 ^{※2})
最高使用圧力	MPa [gage]	3.45
最高使用温度	°C	80
原動機出力	kW	140
機器仕様に関する注記		※1 要求値を示す ※2 公称値を示す
<p>代替循環冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注水及び原子炉格納容器へのスプレーにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・圧力を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは2台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価で期待している流量配分パターンを第 50-6-1 表に示す。</p>		

第 50-6-1 表 代替冷却系の流量配分パターン

モード		注水先 (m ³ /h)	
		49 条/1.6	47 条/1.4
		格納容器スプレイ	原子炉注水
①	循環冷却	150	100
②	格納容器スプレイ	250	0

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m³/h とする。

2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

なお、代替循環冷却系はA系とB系で同様の系統構成であり、代替循環冷却系ポンプの全揚程は、大きく異なることはなく、格納容器スプレイヘッダの位置が高いA系を代表として以下に示す。

① 格納容器スプレイ：150m³/h，原子炉注水：100m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 21.2m
<hr/>	
合計	約 61.6m

b. 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 41.0m
静水頭	約 26.9m

機器及び配管・弁類圧損 約 43.4m

合計 約 111.3m→112m

② 格納容器スプレイ：250m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差 約 10.3m

静水頭 約 30.1m

機器及び配管・弁類圧損 約 40.1m

合計 約 80.5m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は112mを要求値とする。

3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は、保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-80ペネトレーションのレベル）までとする。

水頭圧 = 11.427 - (-3.000) = 14.427m

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

最高使用圧力 (MPa) = $1,000 \times 9.80665 (273 + 14.427) / 10^6 + 0.62$

$$=3.43\dots$$

以上より、代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は、3.45MPaとする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度77℃を上回る80℃とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量250m³/h、揚程120mの時の必要軸動力は、下記の式より求める。

$$\begin{aligned} P(\text{kW}) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (250/3,600) \times 120 / (\square / 100) \\ &= \square \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) =1,000

g : 重力加速度 (m/s²) =9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) =250

H : ポンプ揚程 (m) =120 (第50-6-1図より)

η : ポンプ効率 (%) = \square (第50-6-1図より)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kWとする。



第 50-6-1 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

名称		格納容器圧力逃がし装置 (サプレッション・チェンバ側系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa [gage] において)

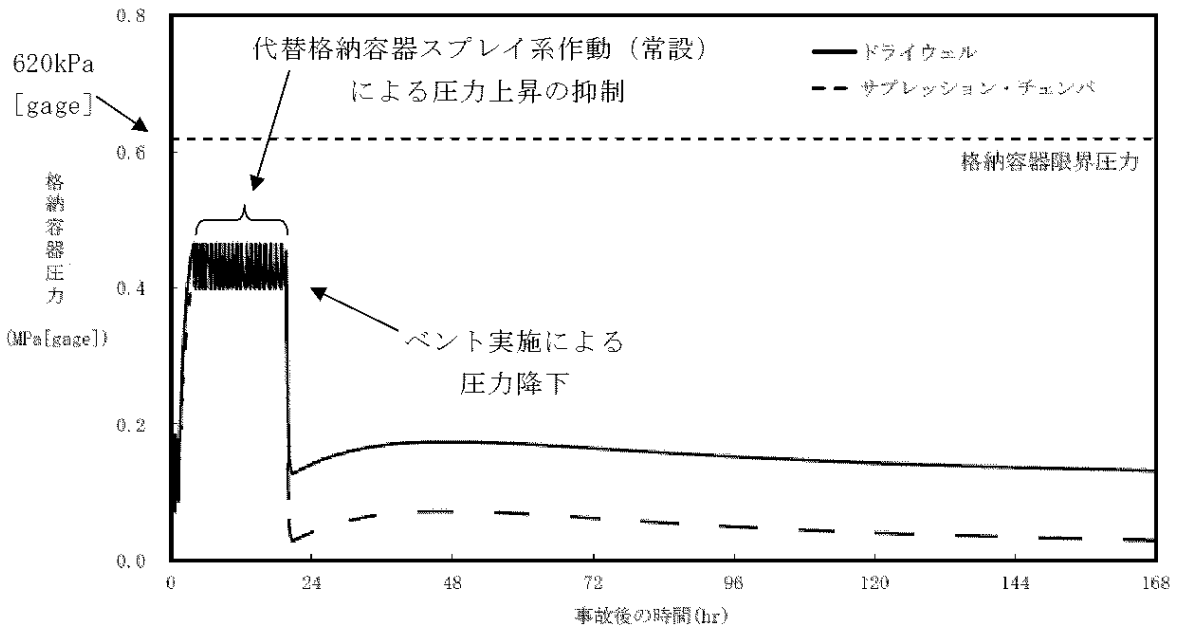
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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を下回る 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。

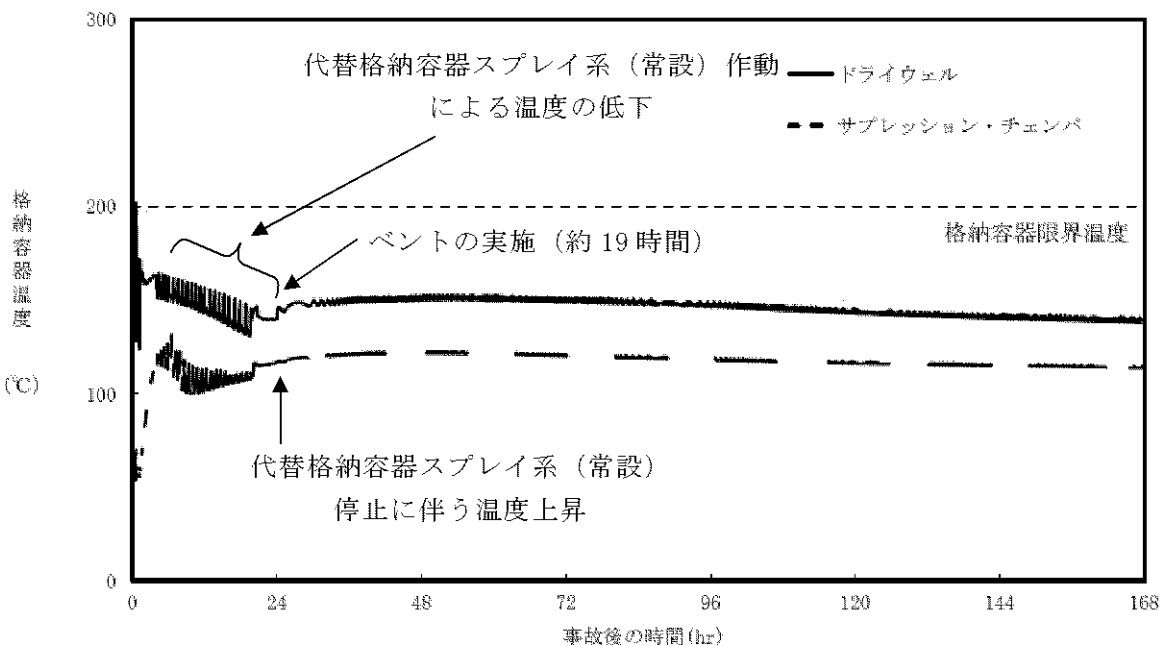
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

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) (代替循環冷却を使用できない場合)」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-2 図, 第 50-6-3 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, 限界温度を下回る 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，限界圧力を下回る200℃，620kPa [gage] を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-2 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できない場合）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-3 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できない場合）」における格納容器温度の推移

(2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、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 310kPa [gage] (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

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2~3 時間後に使用されると考え、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圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa [gage] ~620kPa [gage] (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 310kPa [gage] (1Pd) とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、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 ($3,293 \times 10^3$ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739kJ/kg @1Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピー (251kJ/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 310kPa [gage] (1Pd) の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (ドライウエル側系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	kg/s	8.1 (格納容器圧力 310kPa [gage] において)

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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を下回る 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。

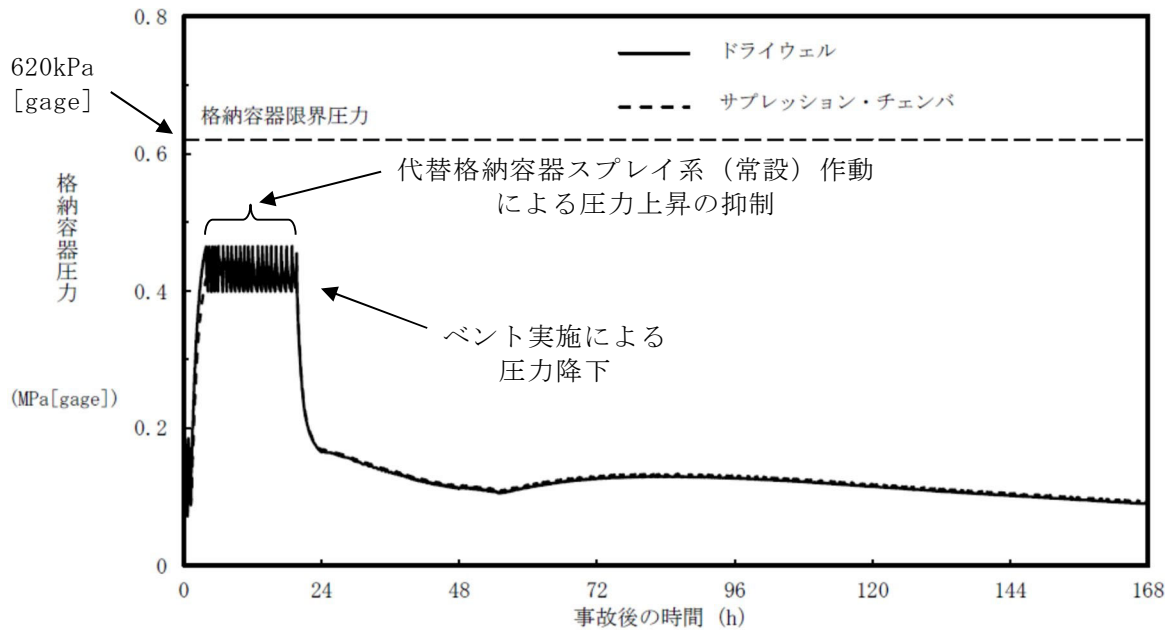
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

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) (代替循環冷却を使用できない場合)」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-4 図、第 50-6-5 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa

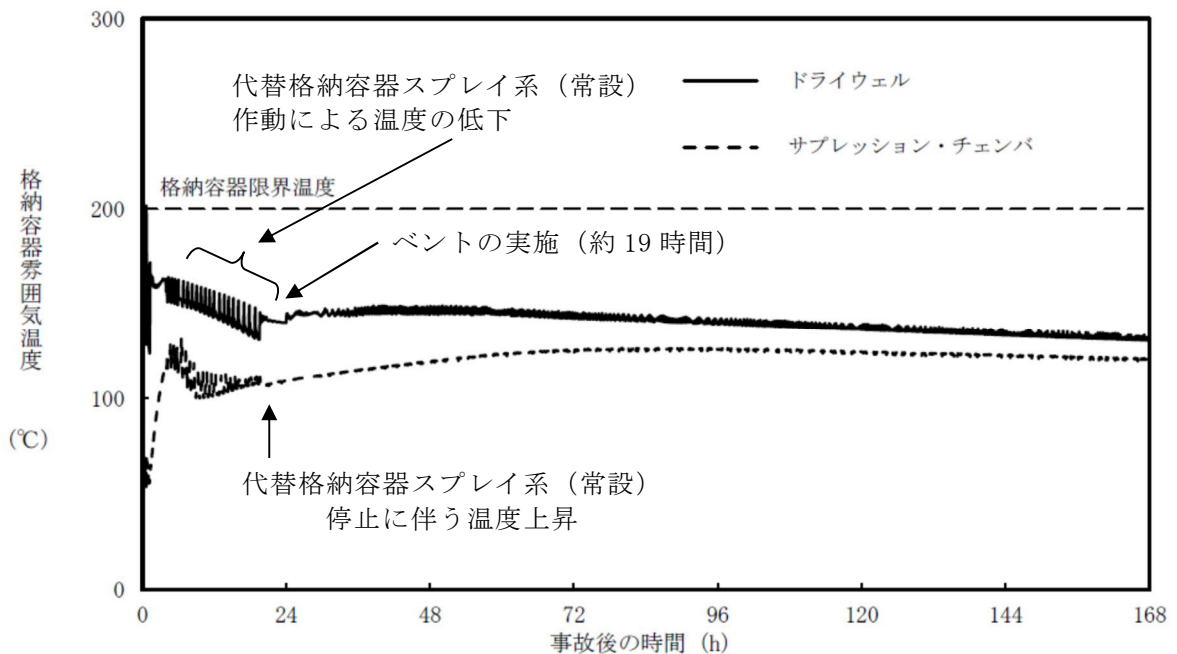
[gage], シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

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

りの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力を下回る 200℃，620kPa [gage] を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-4 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できない場合）」における格納容器圧力の推移（ドライウエル側からのベント時）



第 50-6-5 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できない場合）」における格納容器温度の推移（ドライウエル側からのベント時）

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、ベント開始圧力が低い場合 310kPa [gage] (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

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）（代替循環冷却を使用できない場合）」において、格納容器過圧破損が防止できる系統流量として 8.1kg/s と設定する。

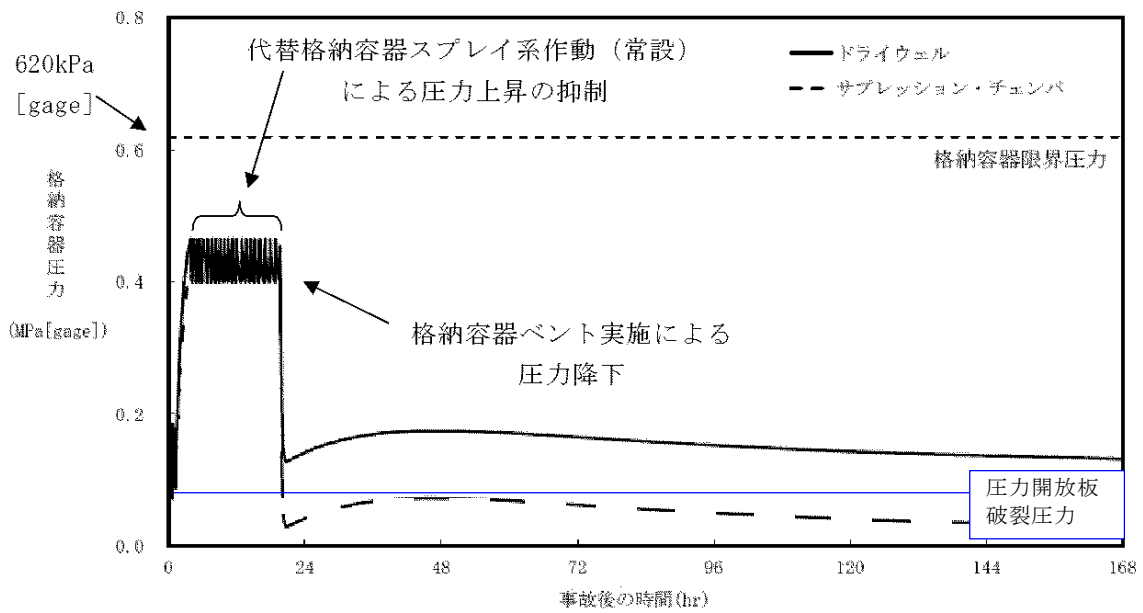
b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa [gage] ～620kPa [gage] (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 310kPa [gage] (1Pd) とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
設定破裂圧力	MPa [gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の設定破裂圧力は、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

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）（代替循環冷却を使用できない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-6 図に示す。



第 50-6-6 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できない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係

名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 p H	p H13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (p H7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、p Hが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の p H監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-2 表に示す。</p>	

第50-6-2表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（Na ₂ B ₁₀ O ₁₆ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）	アンモニア（NH ₃ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41（参考））。

有効性評価シナリオ「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できない場合）」において、ベン

ト時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b. 原子炉格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出されるものとして、 [] [] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には [] [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molとなる。

なお、PCV内に放出されたエアロゾルのほとんどがサプレッション・プール水に移行するため、フィルタ装置へ移行するエアロゾルは非常に少なく、影響は無視できると考えられる。仮に多量のエアロゾルがフィルタ装置に移行したとすると、サプレッション・プール水に移行す

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

[HNO₃] : 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO₃ の水中におけるG値 (個/100eV)

E(t)_γ, E(t)_β : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと考えるが、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）の量は約13.6kg（約53.6mol）となる。

（ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量）

$$24.4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13.6[\text{kg}]$$

$$13.6 \times 10^3 [\text{g}] / 253.8 [\text{g/mol}] = 53.6 [\text{mol}]$$

(1)式に示すとおり、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。

・・・(1)

この反応によって消費される塩基の量はmolとなる。なお、この反応においてmol消費される。

f. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[]は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[]の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される[]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[]の分解により消費される塩基の量は[]molとなる。

[]

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 []mol)】

・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 []mol

- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

消費される mol の塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に wt% () となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度は、待機時最低水位 時に wt% とする。

この場合、初期の pH は , 60 日後のスクラビング水の pH は

であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量はmol であり、待機時にスクラビング水に含まれるの量は十分である。この場合、スクラビング水の pH はとなる。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m ²	□
<p>炉心損傷後のベント時には、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、MCCIにより発生するCaO₂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、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</p> <p>(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 金属フィルタの許容負荷量</p> <p>金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は□ g/m²まで許容されることが確認されている。</p> <p>b. エアロゾル量</p> <p>有効性評価シナリオ「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できない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-3表に示す。</p>		

第 50-6-3 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス (事象)	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
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 循環冷却を使用できない場合)	1g	1,700g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウエルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内増量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合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。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、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、4kg となる。

c. 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタの液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、

分離される。

低流速では、

機能の低下が懸念

されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけ

るエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲

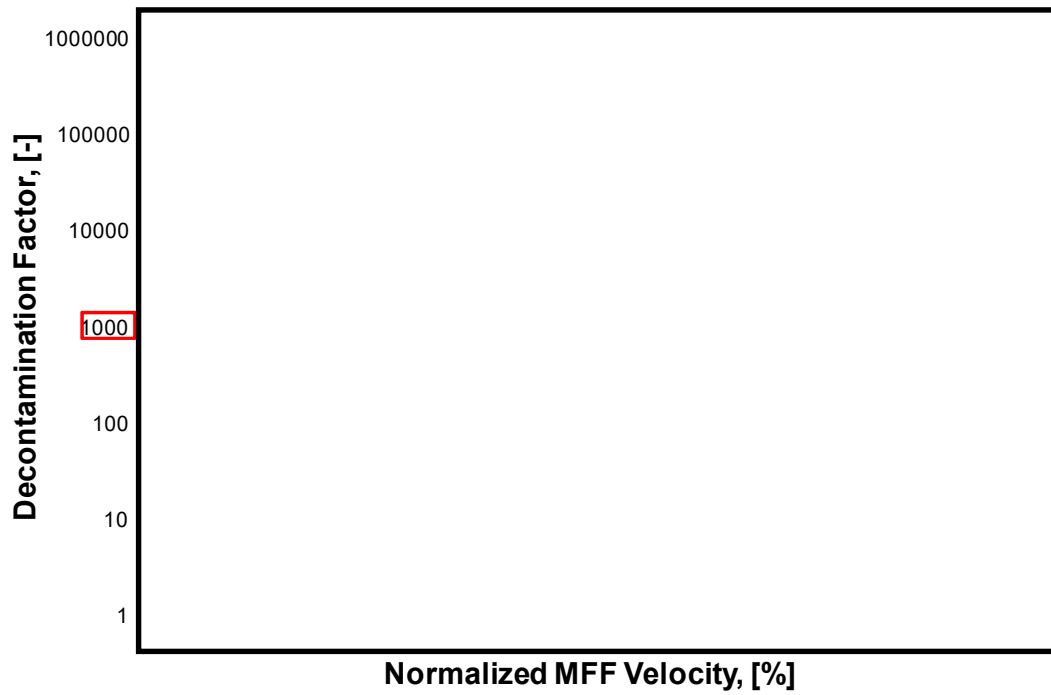
においても低下しないと考えられ

る。

① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 50-6-7 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

② ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-7 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリ
スクラバと金属フィルタを組合せた除去係数

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>

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。

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、原子炉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ことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF=50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように mm としている。

なお、銀ゼオライト充てん量等は、詳細設計により変更の可能性がある。

1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について

(1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は であるため、銀ゼオライト に含まれる銀の量は である。

(2) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（A BWR）の平衡炉心末期を対象

としたORIGEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54mol、有機よう素約4.7molであり、無機よう素I₂（分子量：253.8）約136g、有機よう素CH₃I（分子量：141.9）約666gに相当する。

（無機よう素（I₂）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 91\%/100(\text{DF})/2(\text{I}_2)$$

$$=0.536\cdots\text{mol}$$

（有機よう素（CH₃I）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 4\%$$

$$=4.69\cdots\text{mol}$$

(3) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに

含まれる銀の量 [] は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・有機よう素の除去反応

[]

- ・無機よう素の除去反応

[]

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、[] の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [] であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないとと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [] であり、無機よう素を含めても [] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

(1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m^2/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を

表すと次式のとおりとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

γ : 吸着剤充填密度 (g/m³)

q : 吸着量 (mol/g)

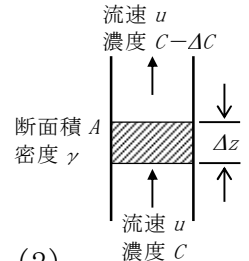
K : 総括物質移動係数 (m/s)

C : 気相中よう素濃度 (mol/m³)

C^* : 気相中よう素平均濃度 (mol/m³)

なお、 C^* は平衡値を示すが、ここでは化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$ とみなすことができる。

また、ベッド内の物質収支の関係は、次式で表せる。



$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \dots \dots \dots (2)$$

$\partial z = u\partial t$ なので、次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots (3)$$

よって、(1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots (4)$$

上式を変数分離し、両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \dots \dots \dots (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$ (除去係数) であるから、次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots (6)$$

上記 (6) 式を用いると、JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間 t と除染係数 (DF) の比と、実機条件で要求される DFa とこれを達成するために必要とされる滞在時間 ta の比が等しいとして下式が得られ、実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \dots \dots \dots (7)$$

なお、K（総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることをK値などの試験結果から確認している。

名称		空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数	本	44 (予備4)
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa [gage]	14.7

フィルタ装置入口第二弁の操作に必要な要員 3 名がフィルタ装置入口第二弁操作開始から 5 時間滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : $n=3$ (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : $C=0.5\%$ (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度 : $C_0=0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量 : M

滞在時間	呼吸により排出する二酸化炭素量 : M ($m^3/h/人$)	空気調和・衛生工学便覧の作業程度区分
5 時間	0.074	重作業*

※ 内の作業には、重作業（弁操作）と極軽作業（待機）があるが、保守的に滞在時間の全てを重作業区分として扱う。

- ・ 必要換気量 : $Q=M \times n / (C-C_0)$
 弁操作時 $Q=0.074 \times 3 / (0.005-0.000336)$
 $=47.6m^3/h$
- ・ 必要空気量 : $V=Q \times 5$
 $=47.6 \times 5$
 $=238.0m^3$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : $n=3$ (名)

- ・吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度： $b=19.0\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

滞在時間	酸素消費量： c ($\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)	呼吸量 (L/min)	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
5 時間	0.273	100	歩行* ($300\text{m}/\text{min}$)

※ 内の作業には、歩行（弁操作）と静座（待機）があるが、保守的に滞在時間の全てを歩行区分として扱う。

- ・必要換気量： $Q = c \times n / (a - b)$

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q &= 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

- ・必要空気量： $V = Q \times 5$

$$= 42.0 \times 5$$

$$= 210.0 \text{ m}^3$$

(c) 必要ポンベ本数

(a), (b)の結果より, 内に滞在する操作員（3名）が弁操作時間を含めて5時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 238.0 m^3 とする。

以下に必要な空気ポンベ本数を示す。

$$\text{必要ポンベ本数} = (\text{必要空気量}) / (\text{ポンベ空気供給量})$$

$$= 238.0 / 5.5$$

$$= 43.3$$

$$\doteq 44 \text{ (本)}$$

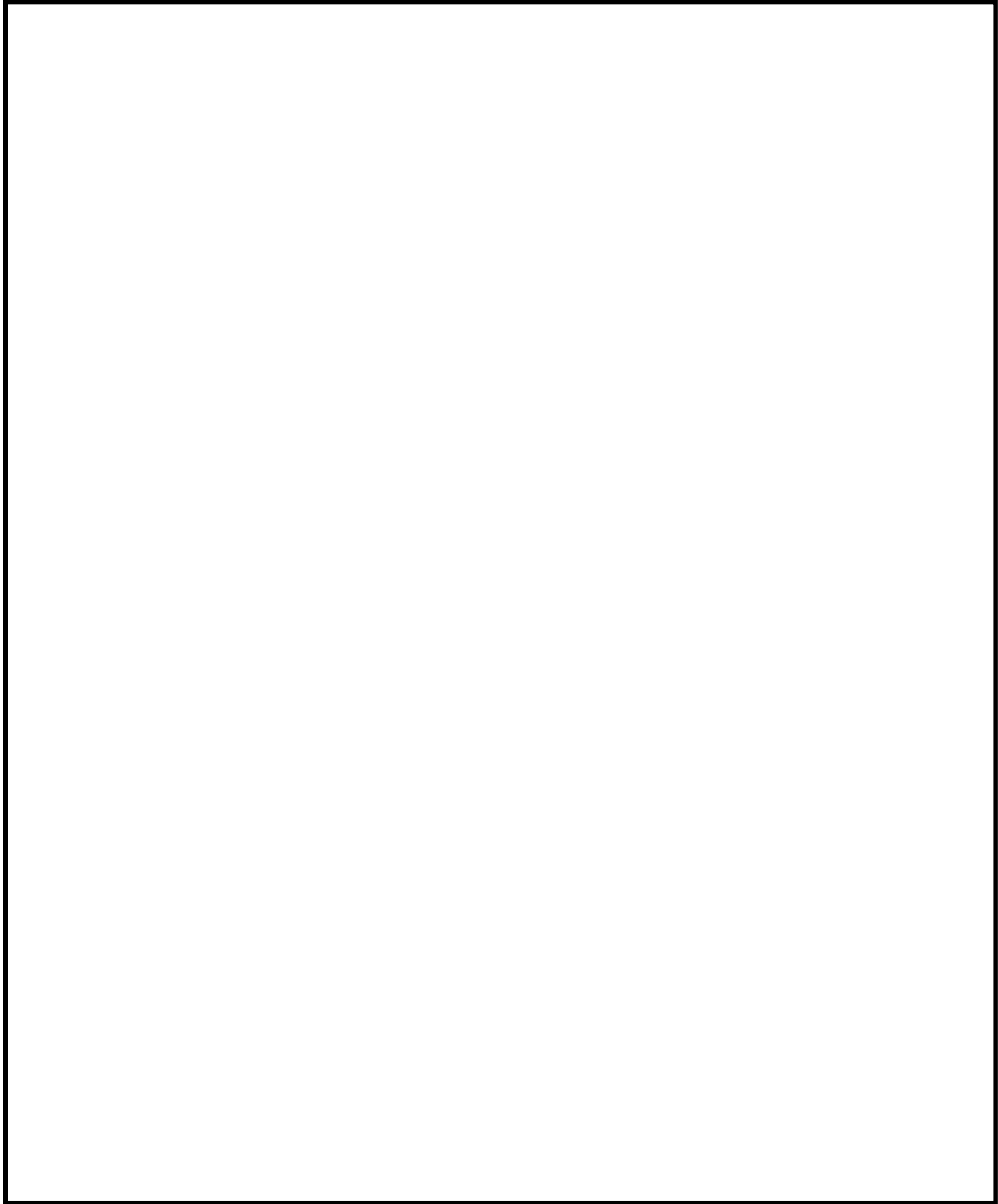
- ・必要空気量：二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ポンベ空気供給量：1気圧でのポンベの空気量は約 6.8m^3 ／本あるが，残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は 5.5m^3 ／本とする。

なお，重大事故等対処設備としての空気ポンベ設置本数は，故障時のバックアップとして予備4本を含めた48本とする。

50-7 接続図

50-7-1

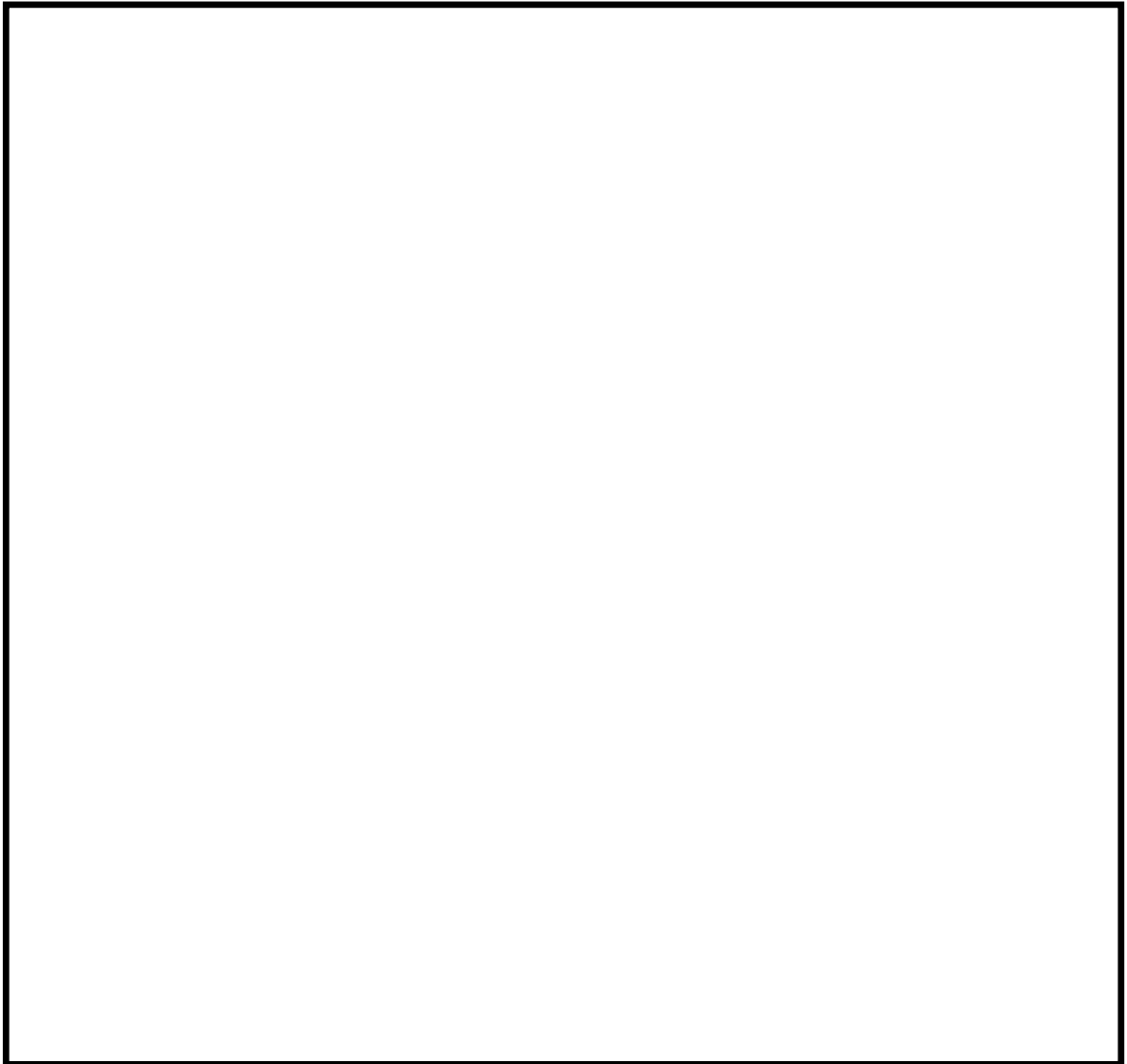


第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-7-2

50-8 保管場所図

50-8-1



第 50-8-1 図 可搬型設備保管場所図
(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水中型ポンプ)

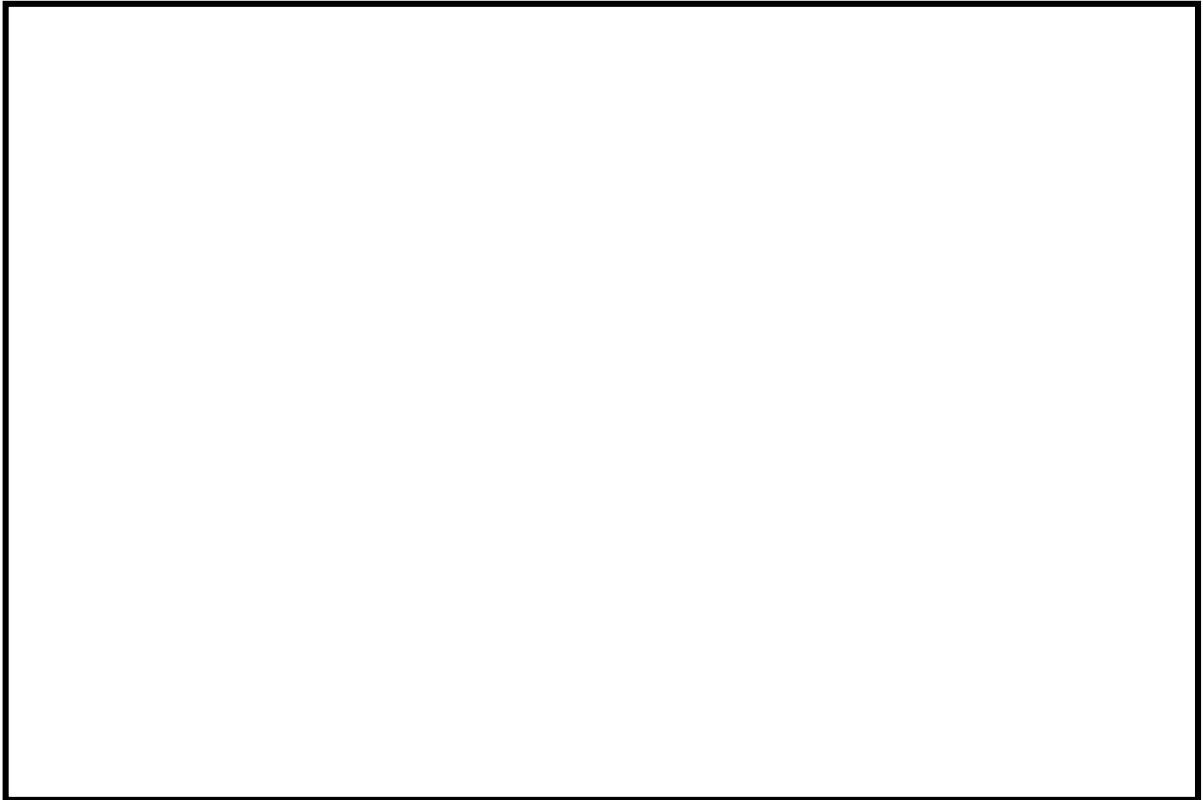
50-9 アクセスルート図

50-9-1

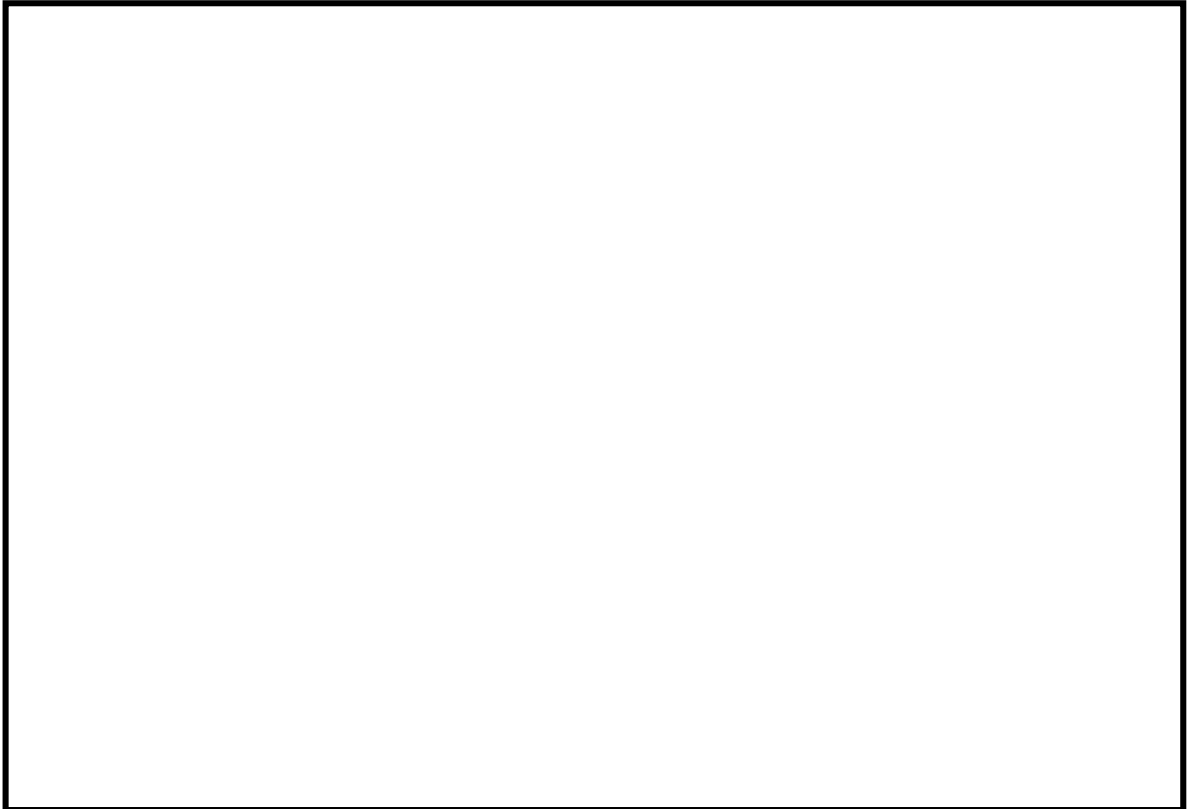


第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

50-9-2



第 50-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのアクセスルート概要



第 50-9-3 図 緊急時対策所～西側接続口（格納容器圧力逃がし装置配管室素供給ライン接続口）までのアクセスルート概要

50-10 その他設備

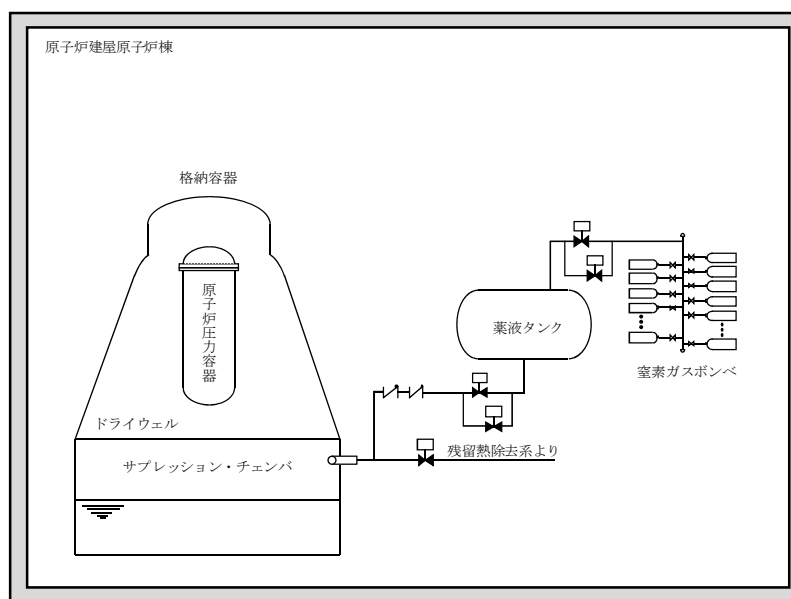
50-10-1

【サプレッション・プール水 pH 制御装置】

設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中にイオン素を捕獲することでイオン素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御装置を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図

50-11 代替循環冷却系の成立性について

目次

1. 代替循環冷却系設備の構成	50-11-3
1.1 設置目的	50-11-3
1.2 設備構成の概略	50-11-4
1.3 系統設計仕様	50-11-6
1.3.1 設計方針	50-11-6
1.3.2 注水先流量分配	50-11-6
1.3.3 他条文に対する位置づけ	50-11-8
2. 代替循環冷却系の成立性確認	50-11-9
2.1 代替循環冷却系の運用について	50-11-9
2.2 代替循環冷却系の有効性について	50-11-10
2.3 代替循環冷却系の操作性	50-11-10
3. 代替循環冷却系の健全性について	50-11-11
3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性	50-11-11
3.2 耐放射線に関する設計考慮について	50-11-16
3.3 水の放射線分解による水素影響について	50-11-16

<別紙 目次>

別紙 1 循環流量の確保について

別紙 2 系統のバウンダリに対する影響評価について

1. 代替循環冷却系設備の構成

1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

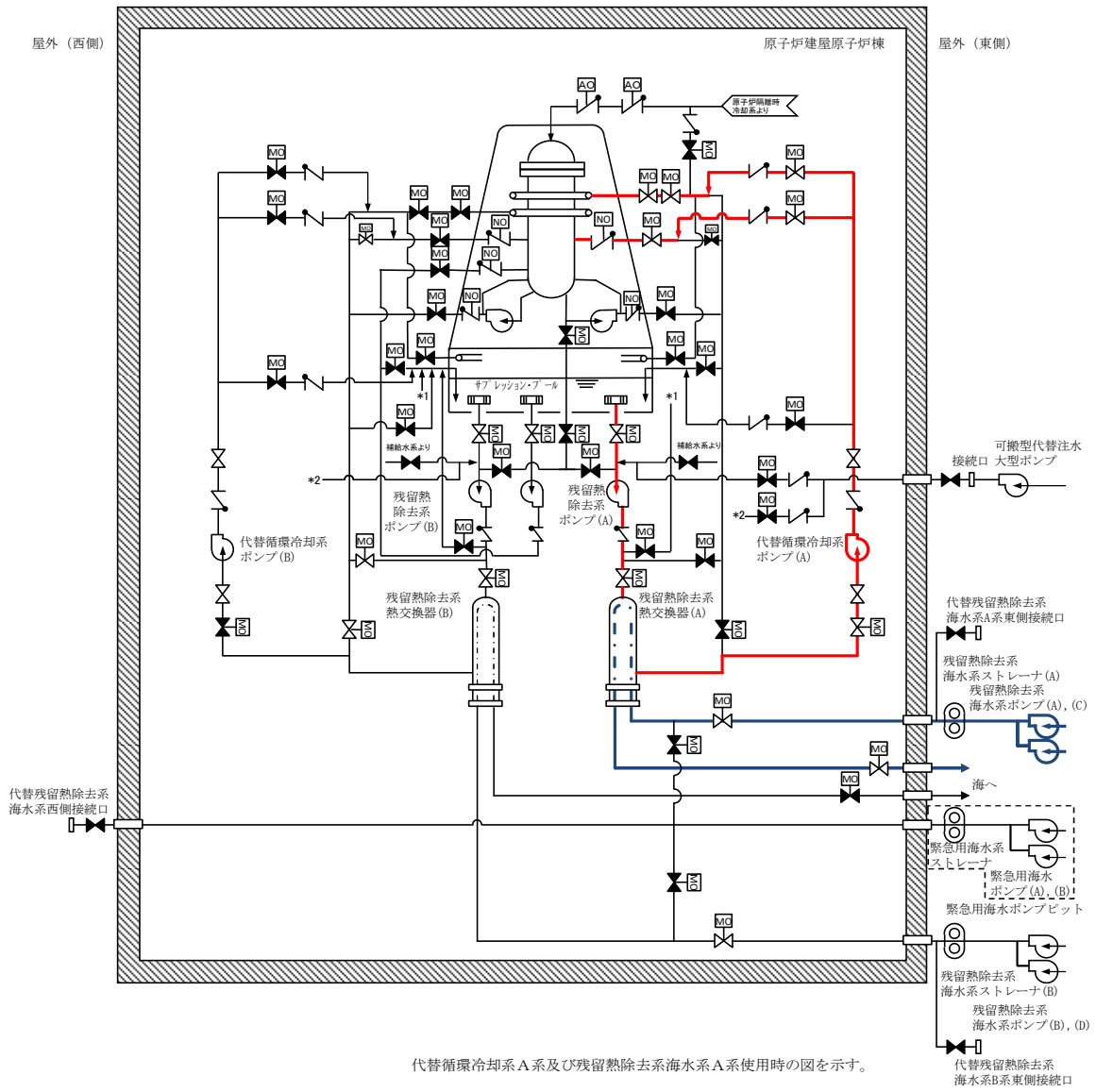
重大事故等においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+6.5m到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。（第 1.2-1 図）

- (1) 本系統は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- (2) 系統水は、サプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給される。代替循環冷却系ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。
- (3) 原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロア及びベント管を經由し、サプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレイの水源として使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- (6) 代替循環冷却系の機能を確保する際に、使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。



第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

1.3 系統設計仕様

1.3.1 設計方針

代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。

<設計条件>

格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を 620kPa[gage] 以下及び格納容器温度 200℃以下に抑制できること。

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

代替循環冷却系統

系統流量：250m³/h

水源：サブプレッション・チェンバ

除熱手段：緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

1.3.2 注水先流量分配

代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。

第 1.3-1 表に注水先の流量分配パターンを示す。

第 1.3-1 表 代替循環冷却系の流量分配パターン

モード		注水先 (m ³ /h)			備考
		49 条/1.6	47 条/1.4	49 条/1.6	
		格納容器 スプレイ	原子炉注水	サプレッション・ チェンバ	
①	循環冷却	150	100	0	有効性評価で 期待
②	格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で 期待
③	原子炉注水	0	100	0	
④	原子炉注水/サプレッ ション・プール冷却	0	100	150	
⑤	サプレッション・プー ル冷却/テスト	0	0	250	

① 循環冷却モード

循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生 90 分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

② 格納容器スプレイモード

格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、溶融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー

ト相互作用」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

③原子炉注水モード

原子炉注水モードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、原子炉への注水を実施する際に使用する流量分配パターンである。

④原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する際に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サブプレッション・プール水の冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。

⑤サブプレッション・プール冷却／テストモード

サブプレッション・プール冷却／テストモードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、サブプレッション・プールを冷却する際又はプラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サブプレッション・チェンバへの注水を実施し、機能の健全性を確認する際に使用する流量分配パターンである。

1.3.3 他条文に対する位置づけ

(1) 原子炉注水機能（47 条／1.4）

炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(2) 格納容器スプレイ機能（49条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプの機能喪失時に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(3) サプレッション・プール冷却機能（49条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの機能喪失時に、サプレッション・プール水を冷却できる機能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉注水に切り替える運用としている。

2.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリオである「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価について」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」、 「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、 「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期待した有効性評価を実施することも考えられるが、評価の仮定として、代替循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合、格納容器圧力及び格納容器温度はより低く推移する。

2.3 代替循環冷却系の操作性

代替循環冷却系の運転時において、確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。また、原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格

納容器スプレイ流量にて監視する。代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサブプレッション・プール水温度により確認する。

また、代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水位により確認する。

3. 代替循環冷却系の健全性について

3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。

代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

第3.1-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサブプレッション・プール水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水により温度上昇を抑える設計としている。（第3.1-2図）

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカル

シールに冷却水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている。（第3.1-3図）

代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

新設する代替循環冷却系ポンプについては、残留熱除去系熱交換器の下流側に配置し、温度が下がった系統水が流れるようにすることでメカニカルシールの健全性を維持できる設計としている。具体的には、以下のとおり代替循環冷却系ポンプに流れる系統水が代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を超えないことを確認している。

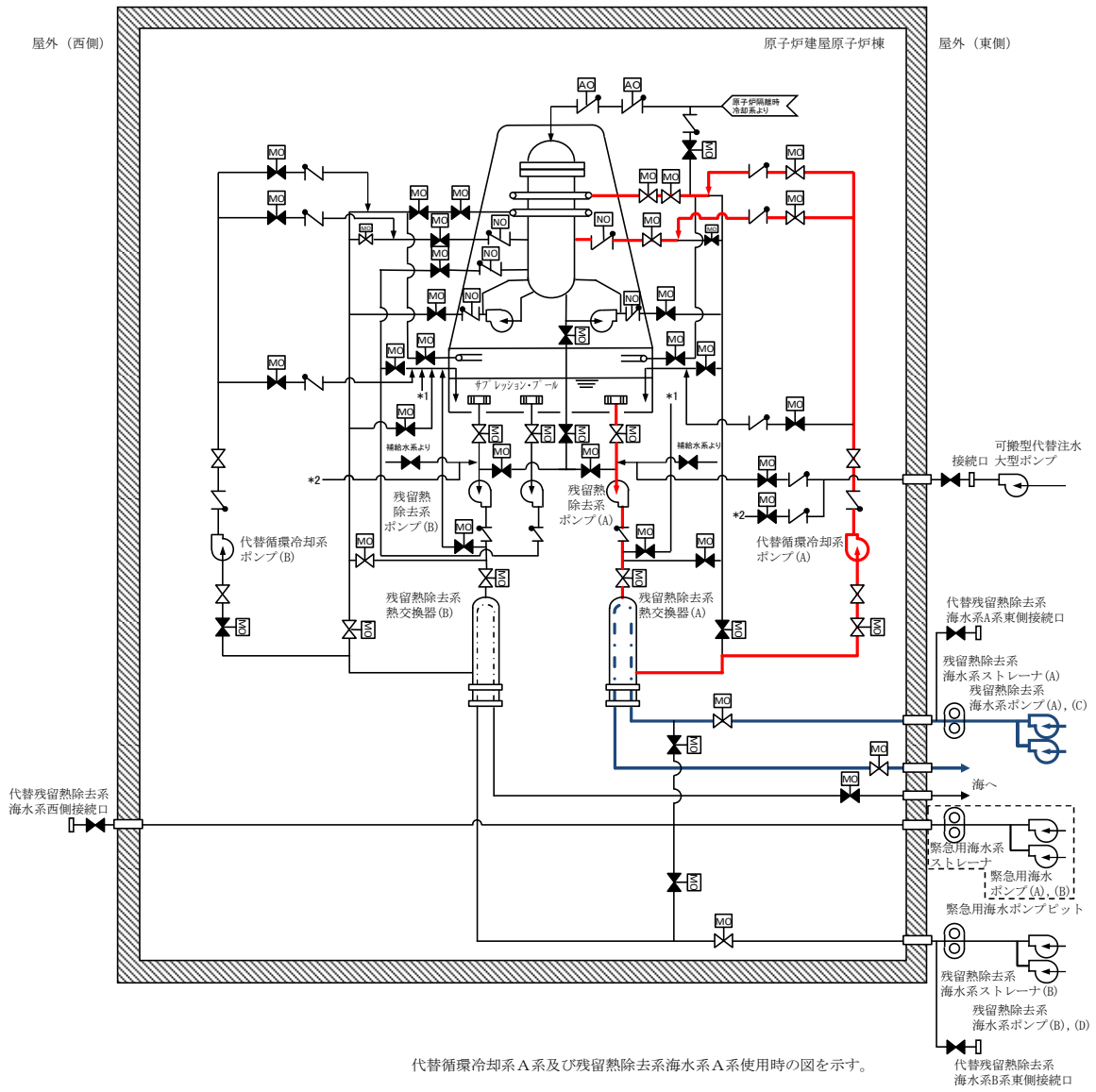
原子炉格納容器が限界圧力を下回る0.62MPa [gage] (2Pd) において、サプレッション・プール水の温度は0.62MPa [gage] (2Pd) における飽和温度167℃となるため、評価条件は以下のとおりとする。

緊急用海水ポンプ流量*	: 600m ³ /h
代替循環冷却系ポンプ流量	: 250m ³ /h
海水温度	: 32℃
サプレッション・プール水温度	: 167℃

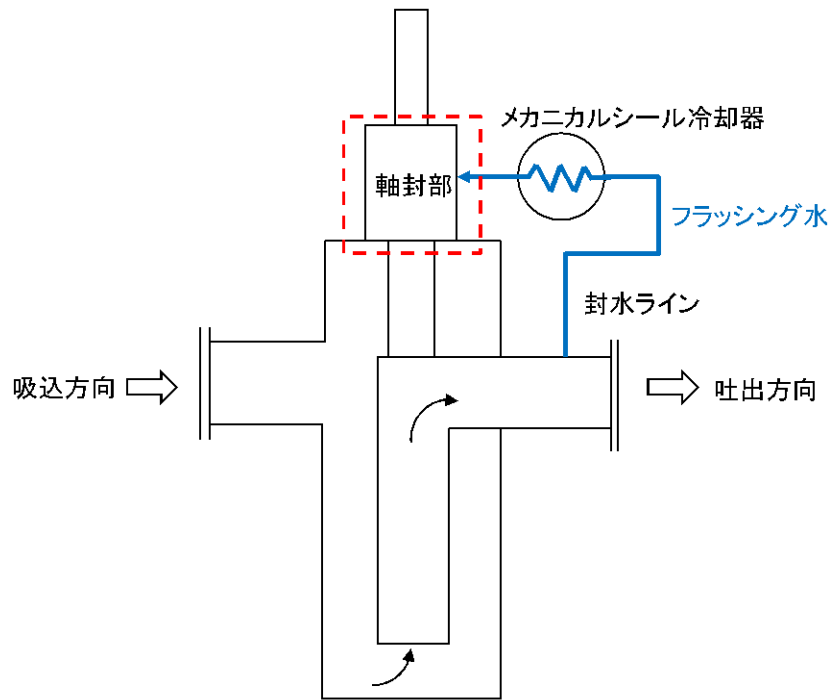
上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70℃と評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を下回る。

したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはな

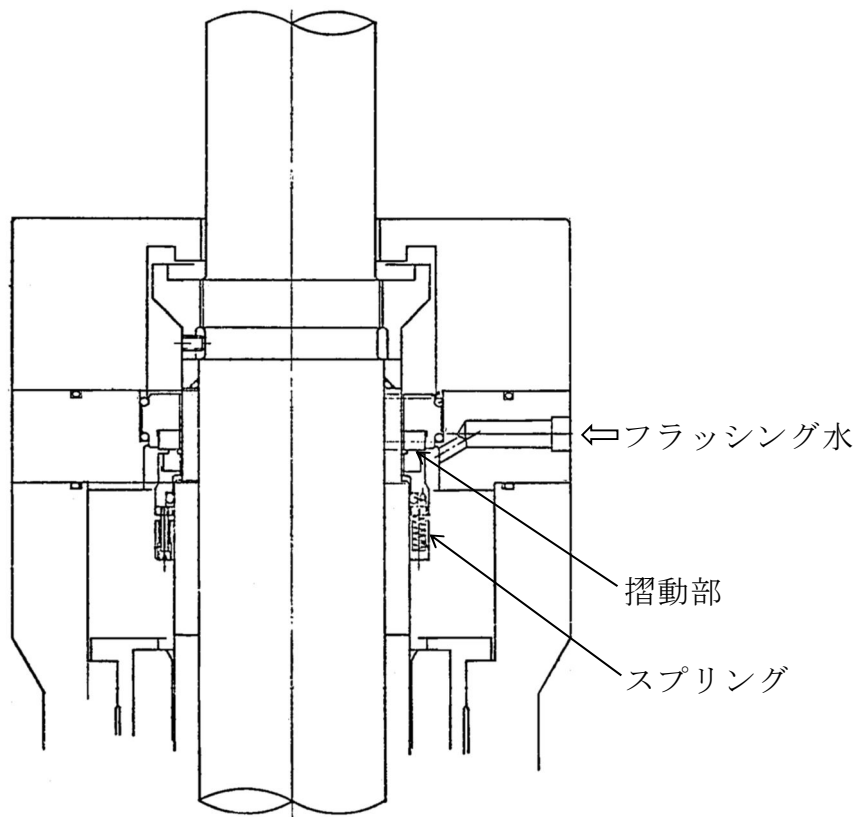
いと考えられる。



第 3.1-1 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.1-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.1-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

3.2 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

3.3 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価において有効性期待している流量 $250\text{m}^3/\text{h}^*$ を確保する。

※： 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，3.4 水素燃焼，3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量

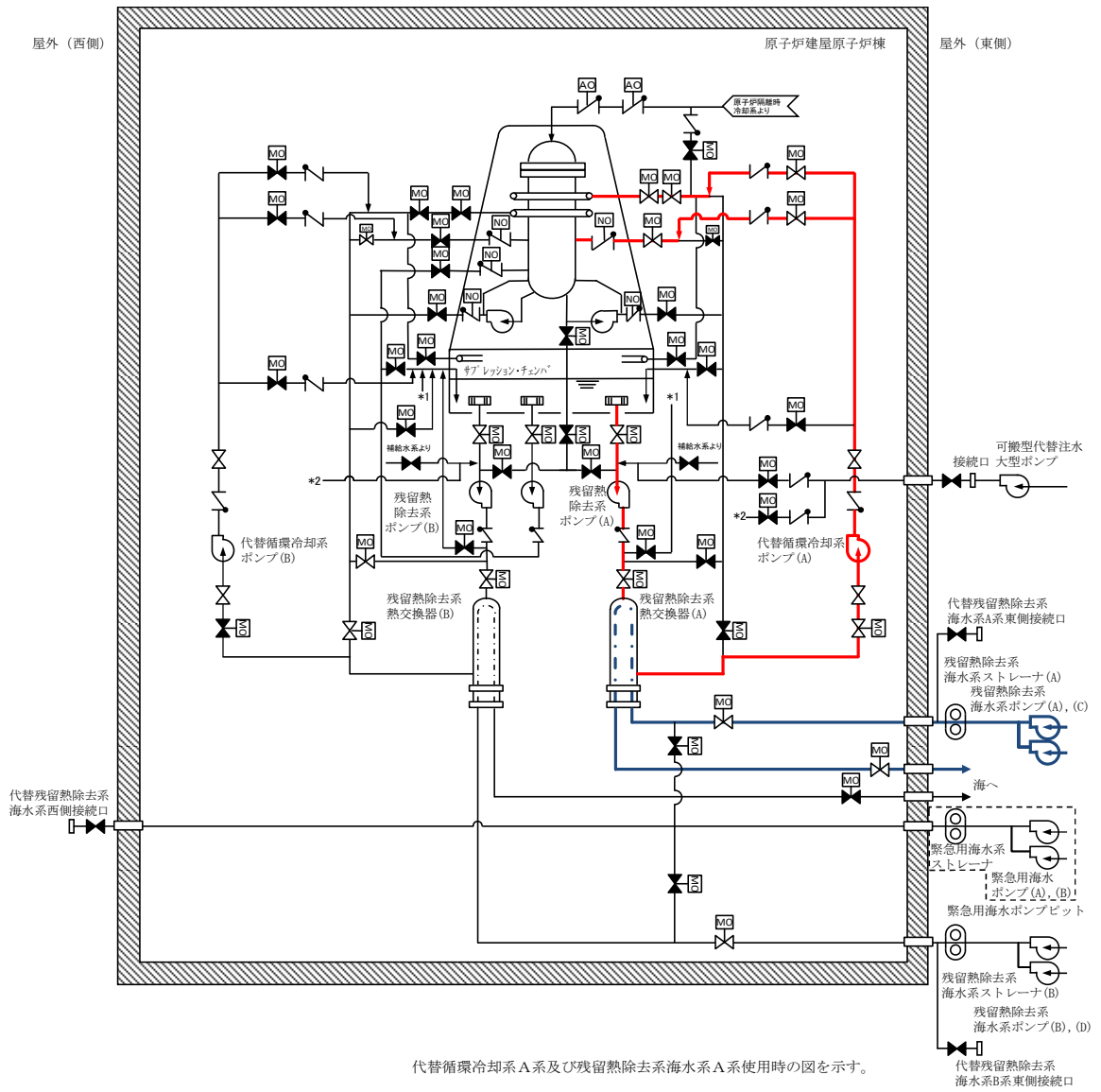
代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50－6 に示すとおり、循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。

代替循環冷却系ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) の評価を「(1) ポンプの NPSH 評価」に示す。

また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための対策を「(2) 系統の閉塞防止対策」に示す。

(1) ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」以上（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）であることが必要であり、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。本評価では、第 1 図の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。評価条件を第 1 表に示す。



第1図 代替循環冷却系 系統概要図

第1表 NPSH 評価条件

項目	設定値	単位	設定根拠
P_a	サプレッション・チェンバ空間圧力	m	保守的に大気圧と仮定
P_v	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭圧換算値）	m	50℃における飽和蒸気圧力
H	サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差	m	S/P 水位レベル(LWL) <input type="text"/> とポンプ軸レベル <input type="text"/> の差
ΔH	吸込配管圧損（ストレーナ込）	m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	デブリ圧損	m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH	m	ポンプ予想性能曲線読み取り値 (@250m ³ /h)

第1表の条件を元に、（有効 NPSH） \geq （必要 NPSH）の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

（有効 NPSH） $= P_a - P_v + H - \Delta H \geq$ （必要 NPSH）

上記の結果から、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

(2) 系統の閉塞防止対策

a. 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（第2表）。

第2表 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
PCVスプレイ最小流路サイズ	

よって、以下に残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について記載する。

b. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

東海第二発電所では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとして

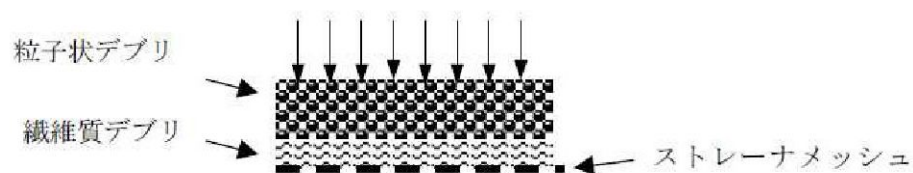
も、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウェル部）に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※2}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※3}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第2図）



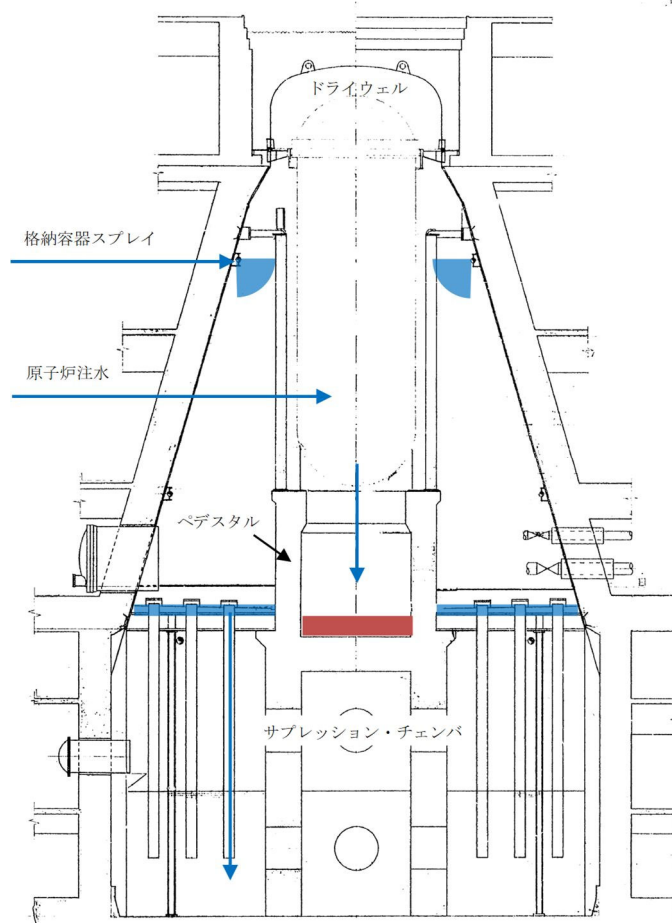
第2図 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、N E D O - 32686 に対する N R C の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、G S I - 191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

※2：R P V破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL（ドライウェル部）であり，代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL（ドライウェル部）へ落下し，ダイヤフラムフロア及びベント管を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる。（第3図）

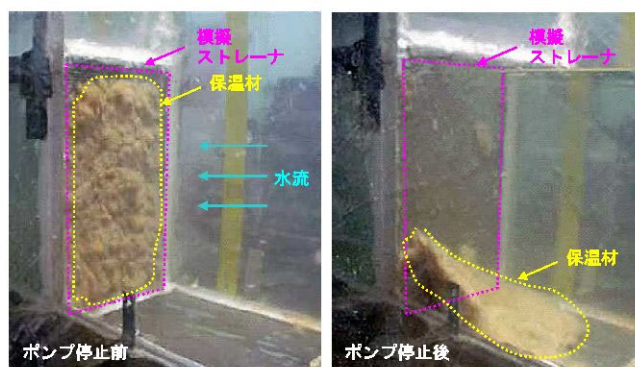
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



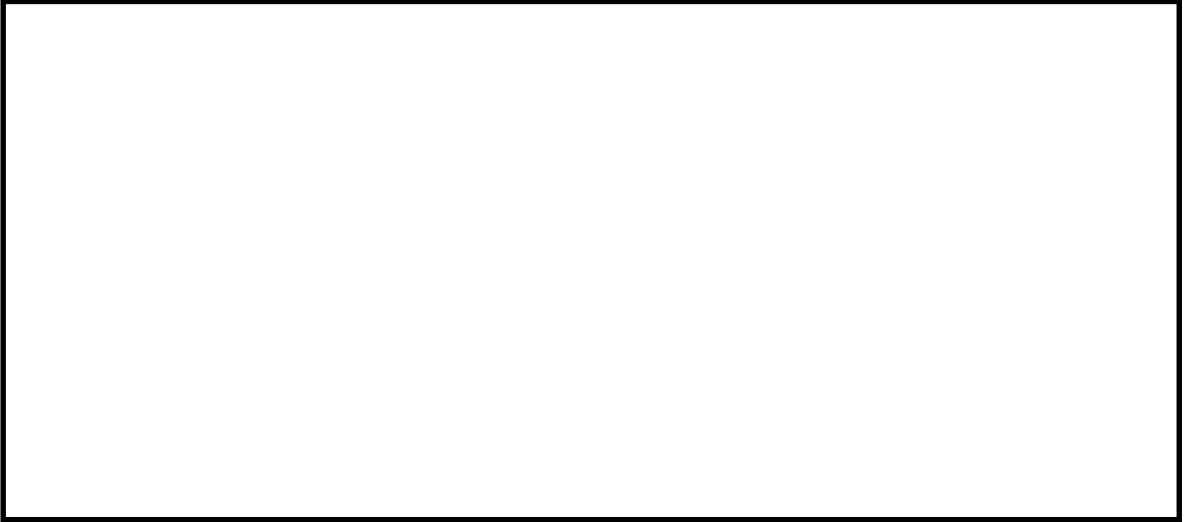
第3図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※3：G S I - 191 における検討において、サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（第4図）。

当該試験はPWRサンプスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり（第5図）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更には大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第4図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

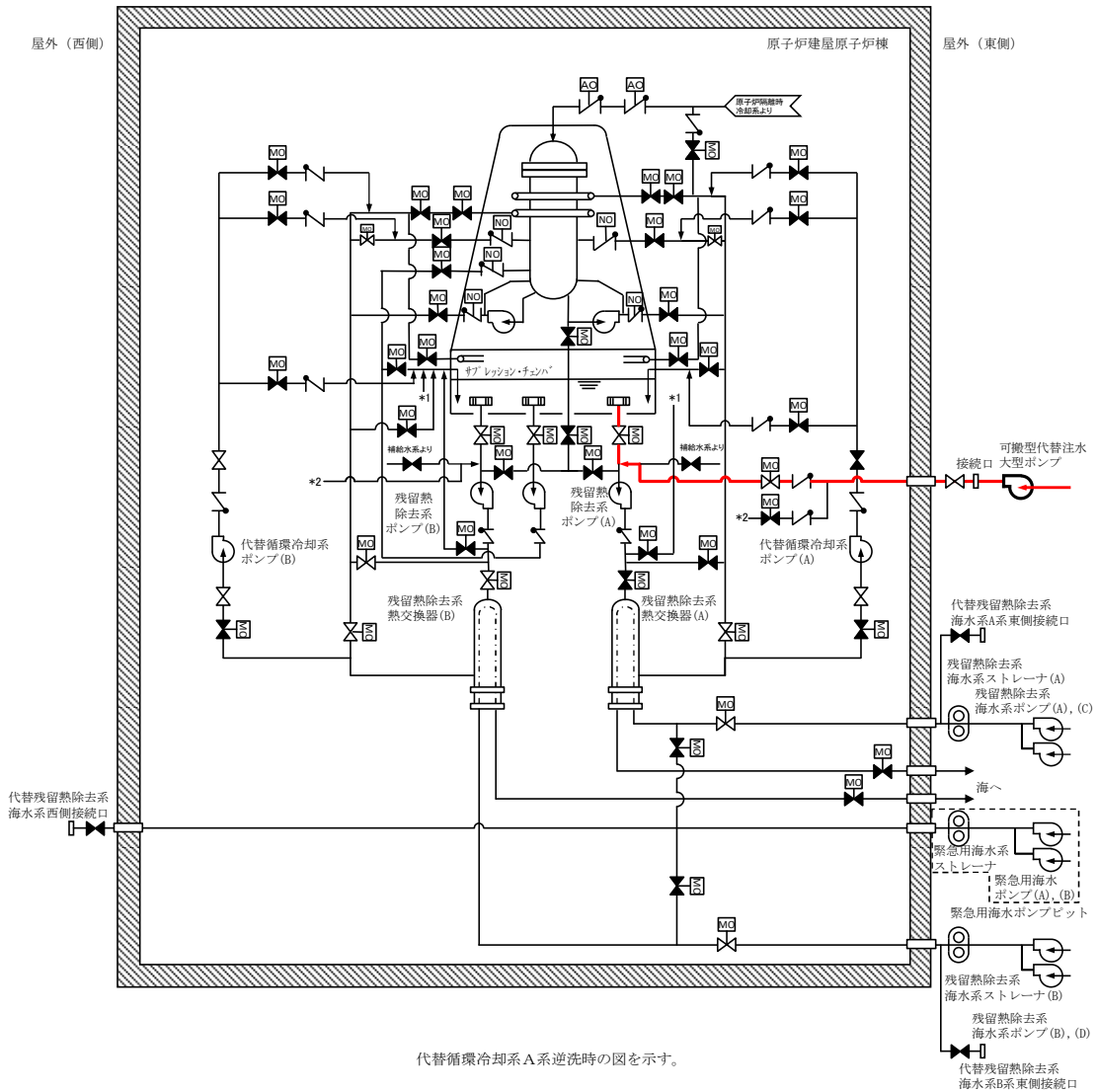


第 5 図 非常用炉心冷却系ストレナ

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第6図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第6図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

代替循環冷却系を使用する場合に、サプレッション・プール水が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

代替循環冷却では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、耐放

射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（EPDM）やフッ素ゴムが用いられており、放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、今後、必要により耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（改良EPDM）のシール材への取り替えを行うことにより、耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても耐放射線性に優れた材料を選定する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している改良EPDMについては、自社研究による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるヨウ素濃度（約450mg/m³）よりも高濃度のヨウ素環境下（約1,000mg/m³）においても、圧縮永久歪み等のシール材として

の性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

3. まとめ

以上より、代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

一方、ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）に用いられているエチレンプロピレンゴム（EPDM）、フッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

50-12 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	50-12-8
1.1 設置目的	50-12-8
1.2 基本性能	50-12-8
1.3 系統概要	50-12-9
2. 系統設計	50-12-11
2.1 設計方針	50-12-11
2.2 設計条件	50-12-15
2.3 格納容器圧力逃がし装置	50-12-16
2.3.1 系統構成	50-12-16
2.3.2 フィルタ装置	50-12-20
2.3.3 配置	50-12-32
2.4 付帯設備	50-12-36
2.4.1 計装設備	50-12-36
2.4.2 電源設備	50-12-45
2.4.3 給水設備	50-12-48
2.4.4 可搬型窒素供給装置	50-12-49
2.4.5 排水設備	50-12-51
3. フィルタ性能	50-12-53
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	50-12-53
3.1.1 エアロゾルの除去原理	50-12-53
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	50-12-60

3.2	運転範囲	50-12-64
3.3	性能検証試験結果	50-12-65
3.3.1	性能検証試験の概要	50-12-65
3.3.2	エアロゾルの除去性能試験結果	50-12-71
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	50-12-78
3.3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	50-12-83
4.	運用方法	50-12-88
4.1	有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	50-12-88
4.1.1	炉心が損傷していない場合	50-12-88
4.1.2	炉心が損傷している場合	50-12-93
4.1.3	格納容器圧力逃がし装置操作手順について	50-12-99
4.2	現場における操作について	50-12-126
4.2.1	隔離弁の現場操作	50-12-126
4.2.2	スクラビング水の補給	50-12-129
4.2.3	窒素の供給	50-12-131
4.2.4	排水操作	50-12-133
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	50-12-136
4.4	設備の維持管理	50-12-138
5.	新規制基準への適合性	50-12-146
5.1	第38条（重大事故等対処施設の地盤）	50-12-146
5.2	第39条（地震による損傷の防止）	50-12-147
5.3	第40条（津波による損傷の防止）	50-12-148
5.4	第41条（火災による損傷の防止）	50-12-149
5.5	第43条（重大事故等対処設備）	50-12-151
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）	50-12-167

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）	50-12-169
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）	50-12-172

<別紙 目次>

- 別紙 1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙 2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器圧力逃がし装置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，吸着材の容量減少及び変質について
- 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 よう素除去部へのスクラビング水の影響について
- 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 ベント実施に伴うベント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 ベント停止手順について
- 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・チェンバ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 格納容器スプレイが実施できない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 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置入口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 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等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 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
- 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たドライウェルベント実施時の影響評価
- 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
- 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理
- 別紙 40 ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について
- 別紙 41 スクラビング水の pH について
- 別紙 42 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について
- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

- 別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
- 別紙 47 内における漏えい対策について
- 別紙 48 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の人力操作について
- 別紙 49 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について
- 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 52 窒素供給装置の容量について
- 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について

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を設置する。本システムはフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、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

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99% 以上、有機よう素は 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で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサブプレッション・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。（別紙 40）

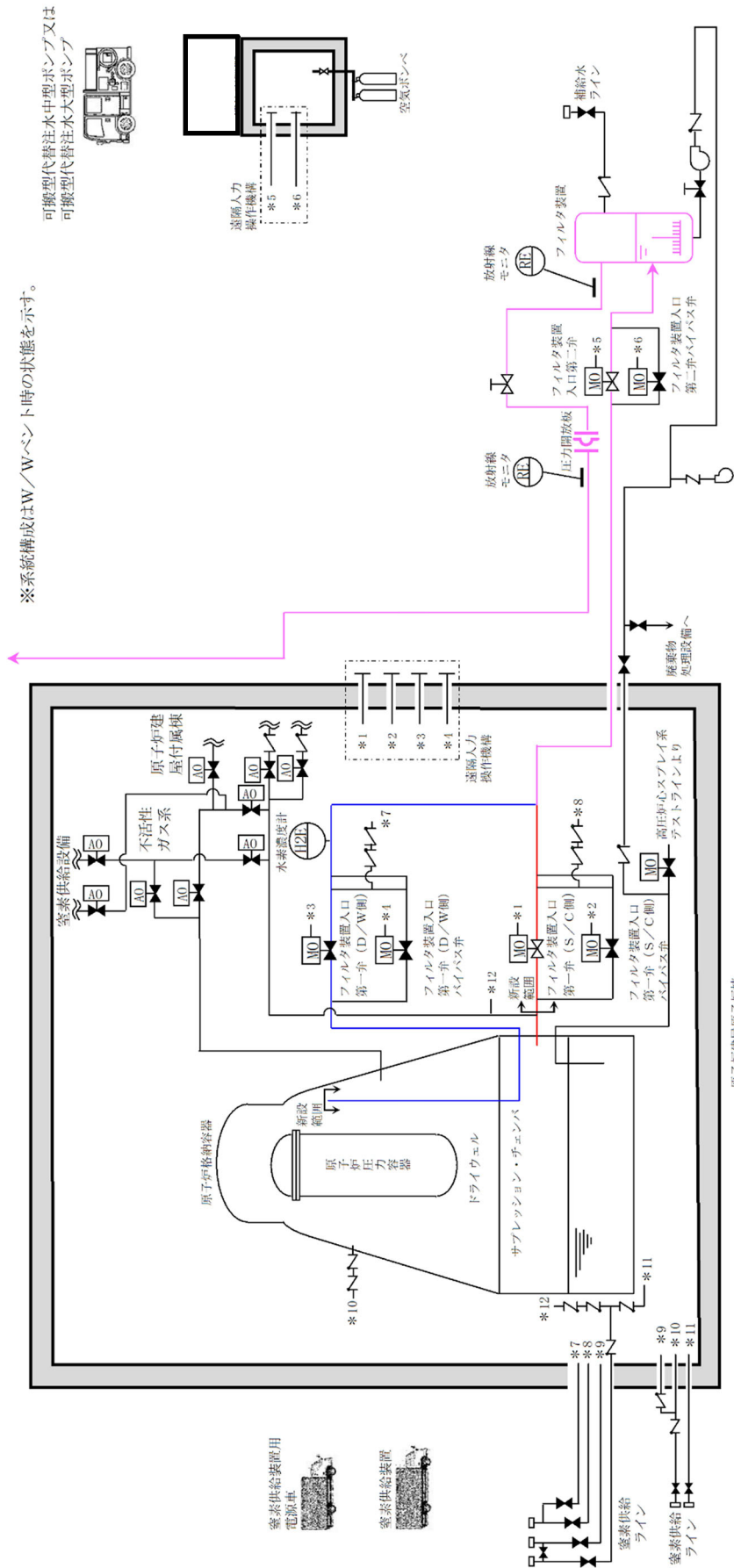
本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

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付属棟（二次格納施設外）及び 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。

- : ドライウェル (D/W) ベントの流路
- : ウェットウェル (W/W) ベントの流路
- : D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、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) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）， b））

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格納容器圧力逃がし装置を設置する。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理するこ

とで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙1）

iii) 東海第二発電所は、単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙16，別紙48）

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟及び [] に設置する設計とする。さらに、フィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ボンベユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（0.31MPa [gage] ～ 0.62MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。（別紙15）

viii) 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に取出口を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。（別紙22，別紙33）

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、 []

□に格納し，十分な厚さのコンクリートにより地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また，フィルタ装置に接続する配管等は，原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置することにより，事故時の復旧作業等における被ばくを低減する設計とする。（別紙17，別紙18，別紙48）

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, 別紙 36, 別紙 38, 別紙 50, 別紙 51)

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を考慮し, 2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の 2 倍) とする。
最高使用温度	200°C	格納容器の限界温度を考慮し, 200°C とする。
設計流量	13.4kg/s (サプレッション・チェンバ側) (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1% 相当の飽和蒸気流量を, 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。
	8.1kg/s (ドライウエル側) (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	格納容器過圧破損が防止できる飽和蒸気流量を, 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 (38kg) に対して十分な余裕を見込み, 400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN 2 コードの計算結果に対して, 東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果, 24.4kg 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 格納容器圧力逃がし装置

2.3.1 系統構成

本系統は、屋外地下の [] 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、可搬型窒素供給装置及び排水設備で構成される。

(1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサブプレッション・チェンバに接続された不活性ガス系配管から分岐した配管と、D/W側からの配管が合流した後、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(サブプレッション・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 [] に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サブプレッション・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。(別紙 39, 別紙 47)

第 2.3.1-1 図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、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, 別紙 30, 別紙 43)

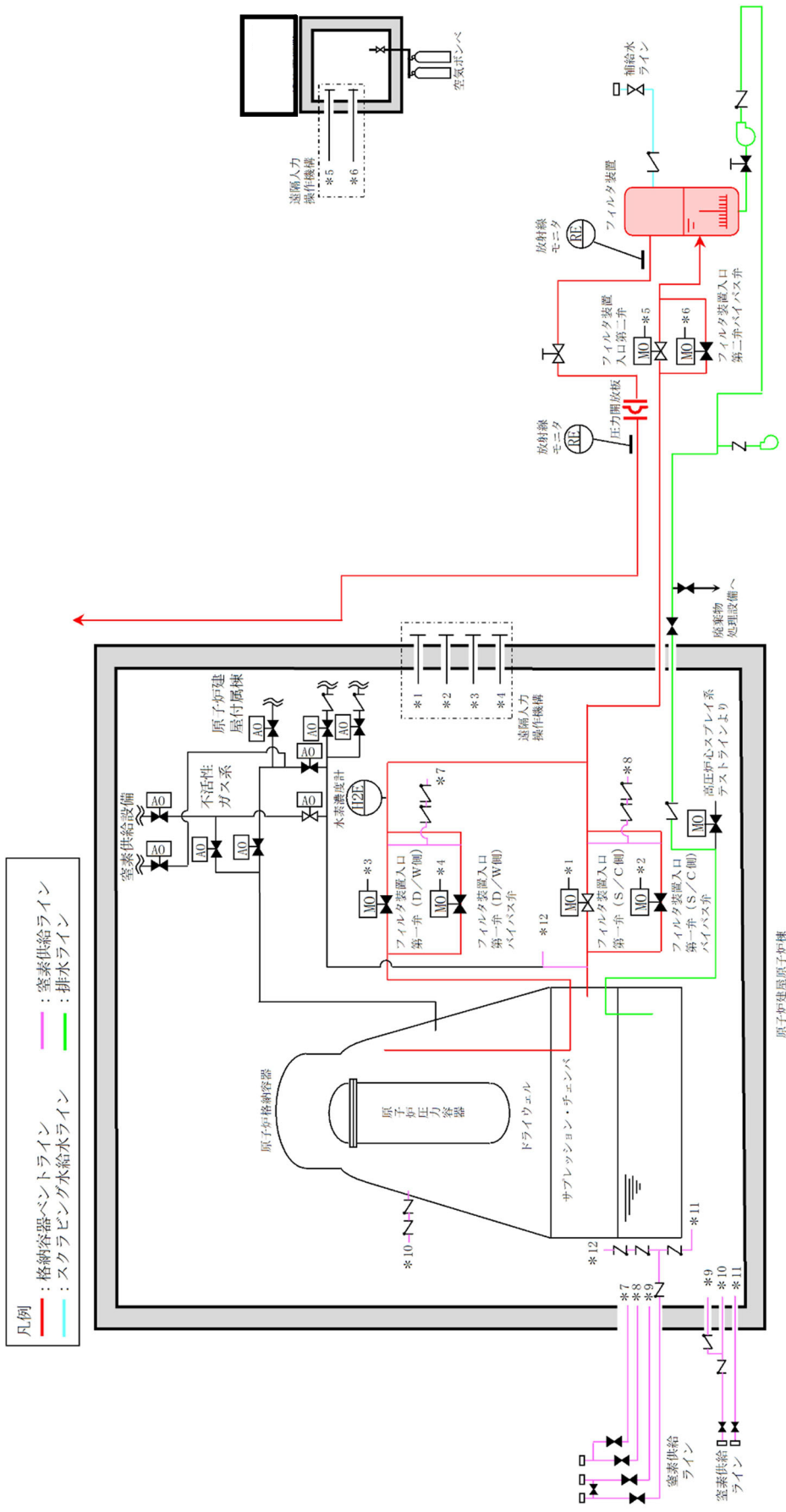
系統を構成する主要な機器の仕様を第 2.3.1-1 表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第 2.3.1-2 図に示す。

(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。対象となる系統は不活性ガス系である。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、速やかに閉操作が可能である。

不活性ガス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、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。

以上より、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、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。



第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 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)	200A~550A (D/W側) 550A~600A (S/C側)	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (待機時水位範囲)	450A~550A (入口側), 350A~700A (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)	700A	炭素鋼

※計画値

(2) 隔離弁

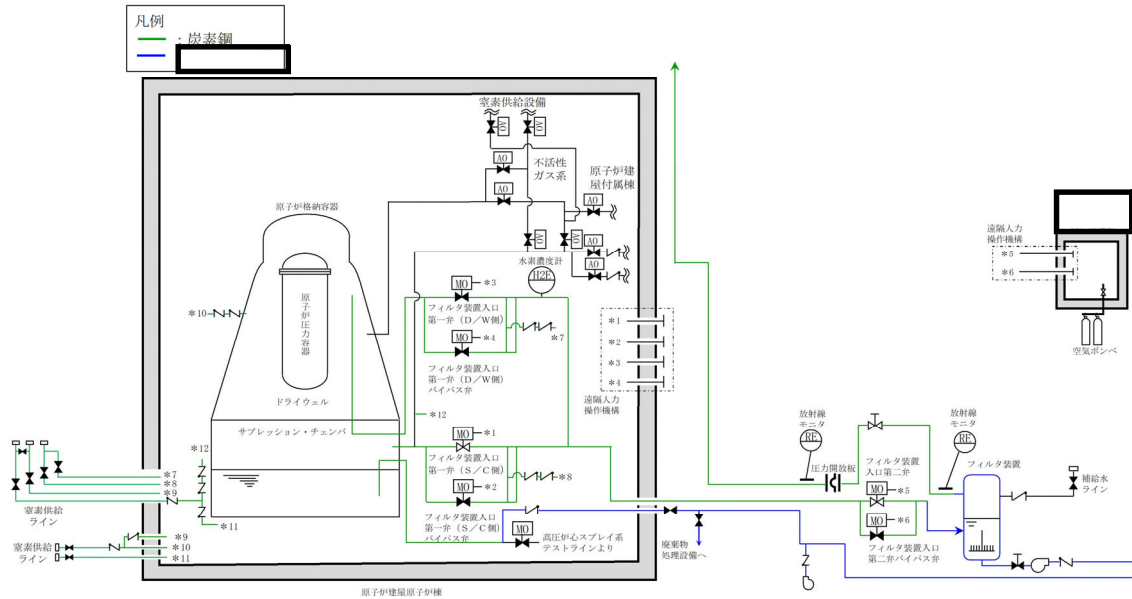
	型式	駆動方式	口径※
a. フィルタ装置入口第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
b. フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
c. フィルタ装置入口第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
d. フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
e. フィルタ装置入口第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
f. フィルタ装置入口第二弁 バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A

※計画値

(3) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径※	材質	個数
引張型ラプチャーディスク	0.08MPa	700A	ステンレス鋼	1

※計画値



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（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、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。

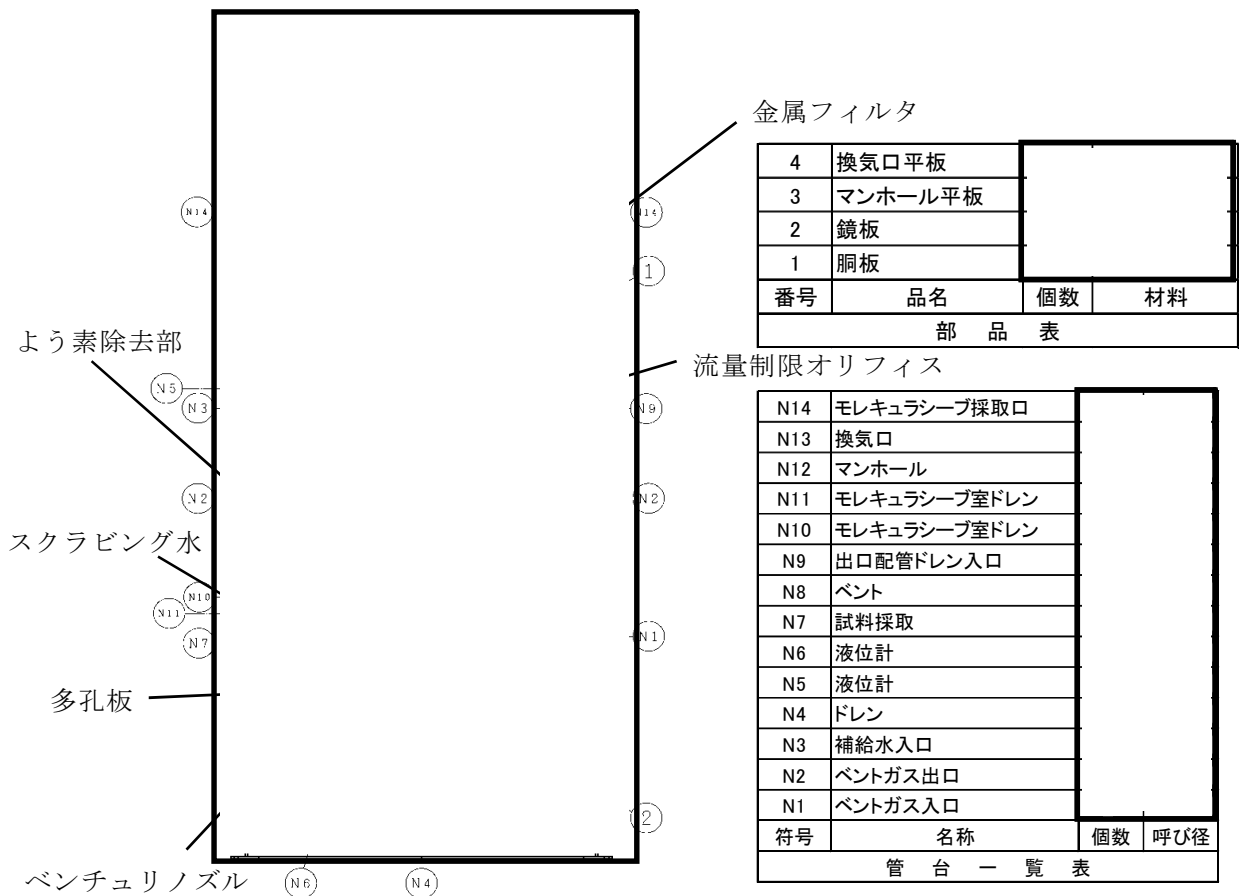
さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。（別紙 12）
- c. 容器及び内部構造物の材料は、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、耐性に優れた 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及び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. 容器は、ベンチュリノズル及び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，別紙 53）



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積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

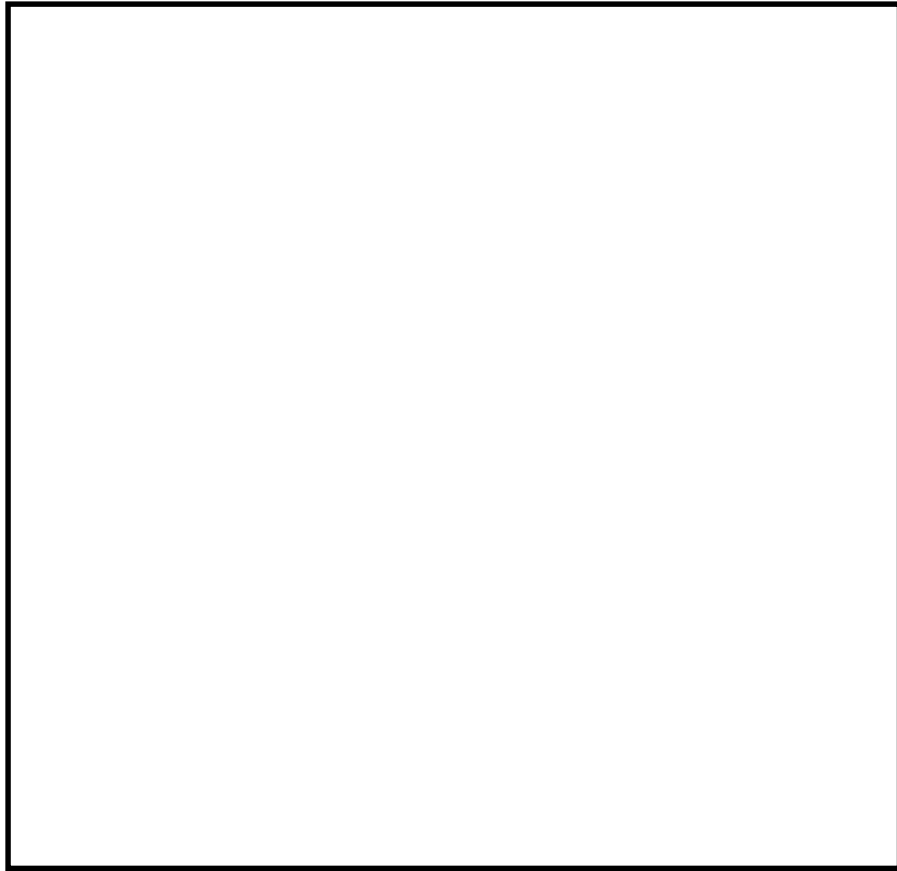
流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

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。また、ベントガスは、スクラビング水中に斜め下方方向に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、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。

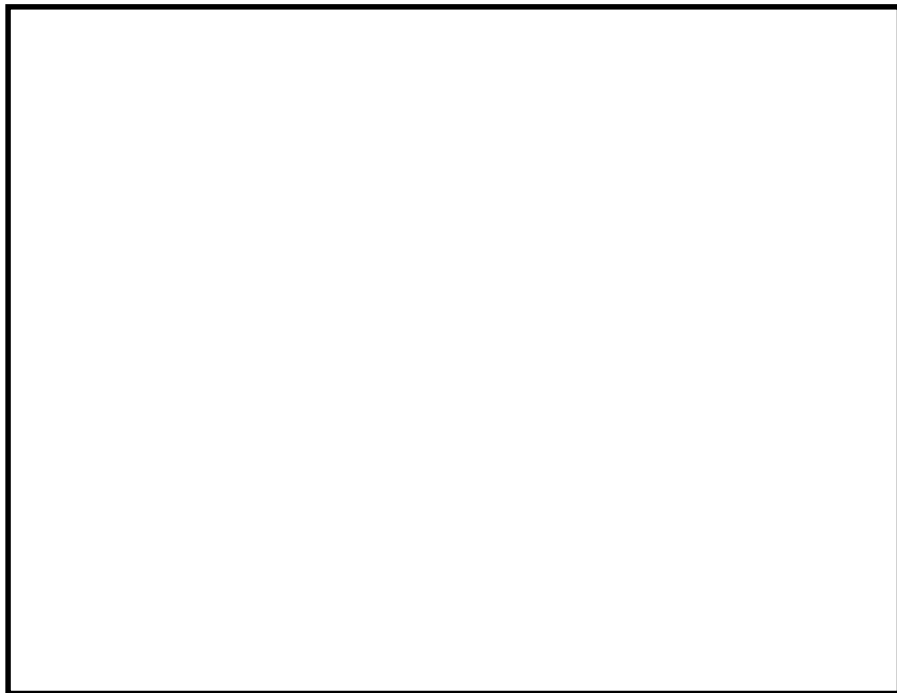


ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる とする。

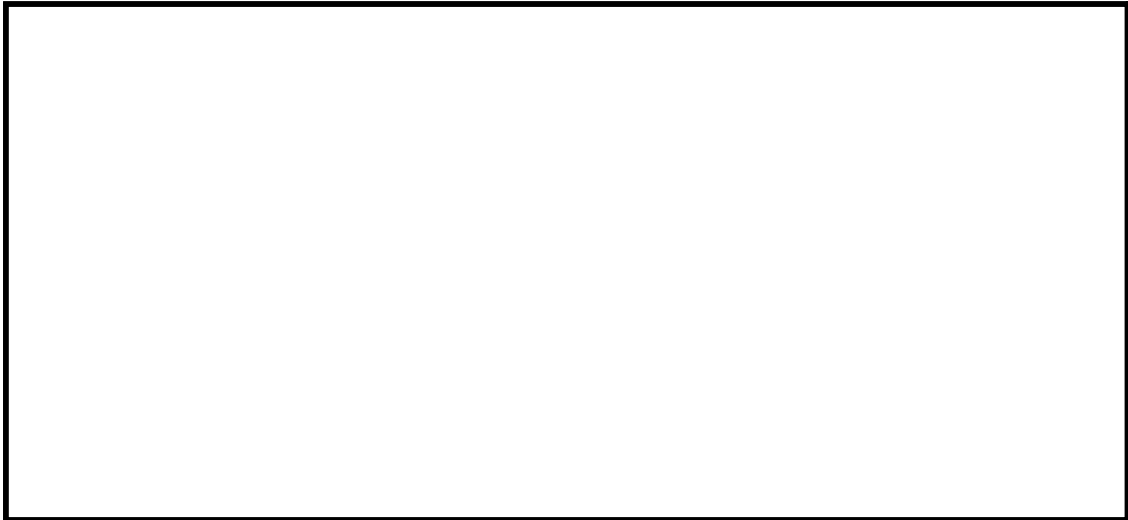
ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.3.2-4 図に示す。



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

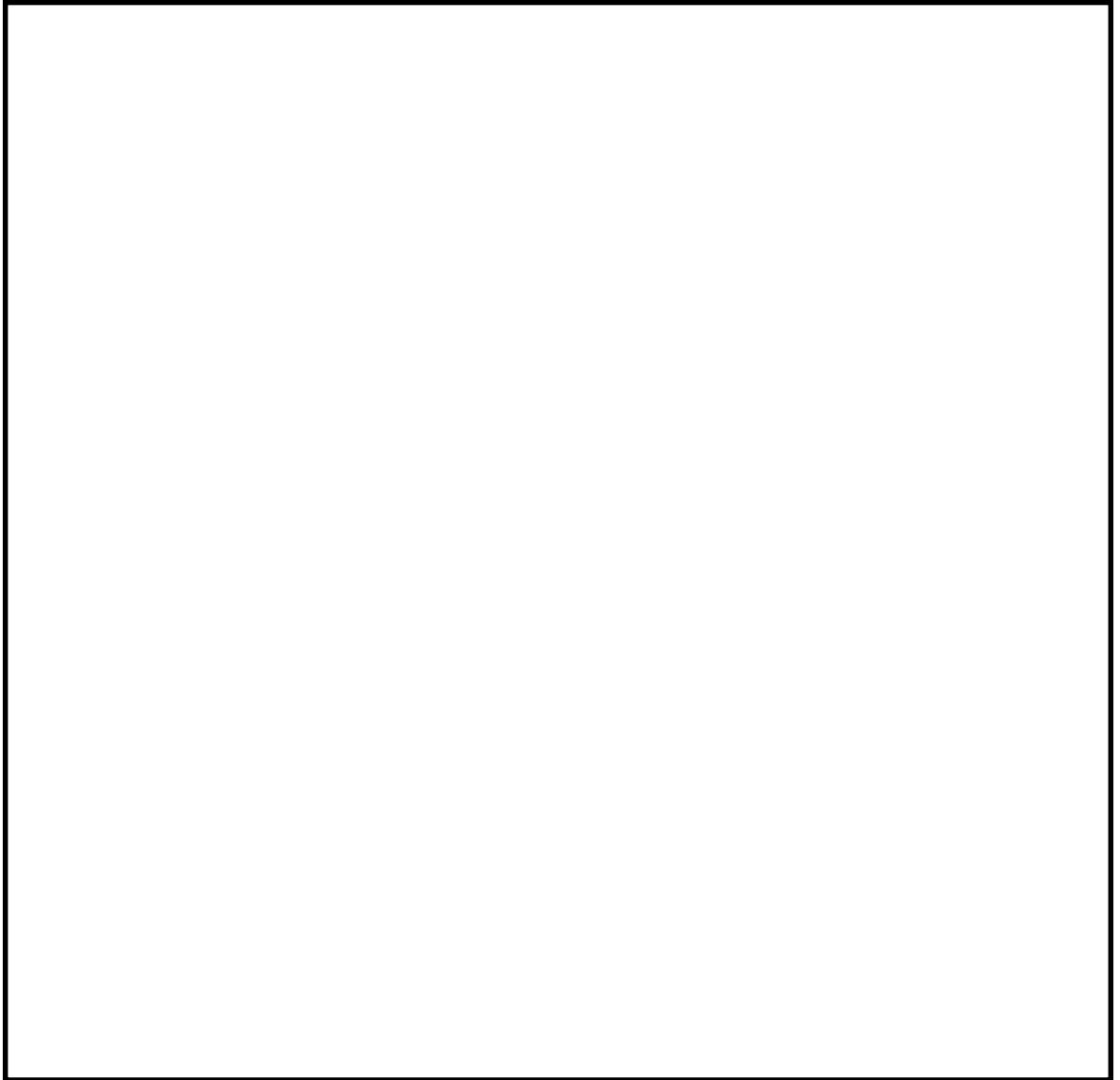
金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

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 [] 製で、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。

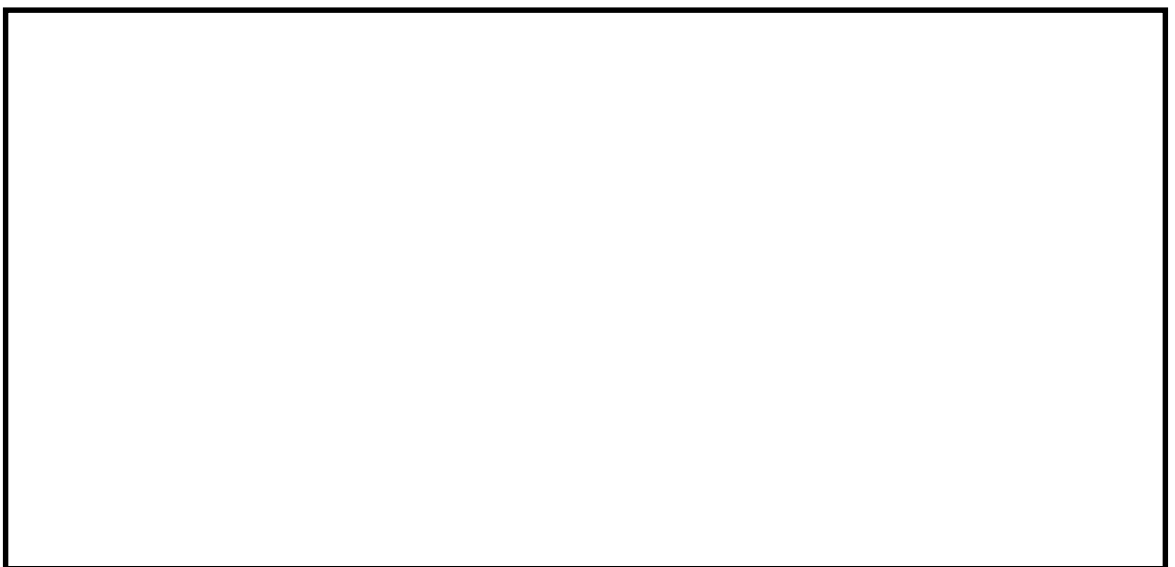
ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため []

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、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。

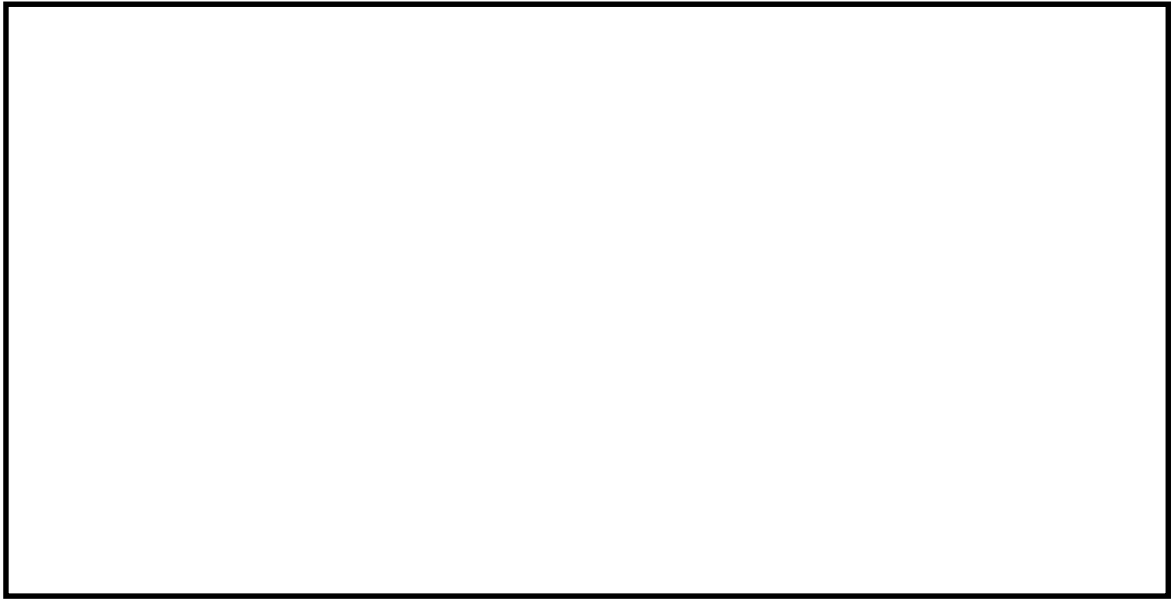


第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図



第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図（金属フィルタ高さ）

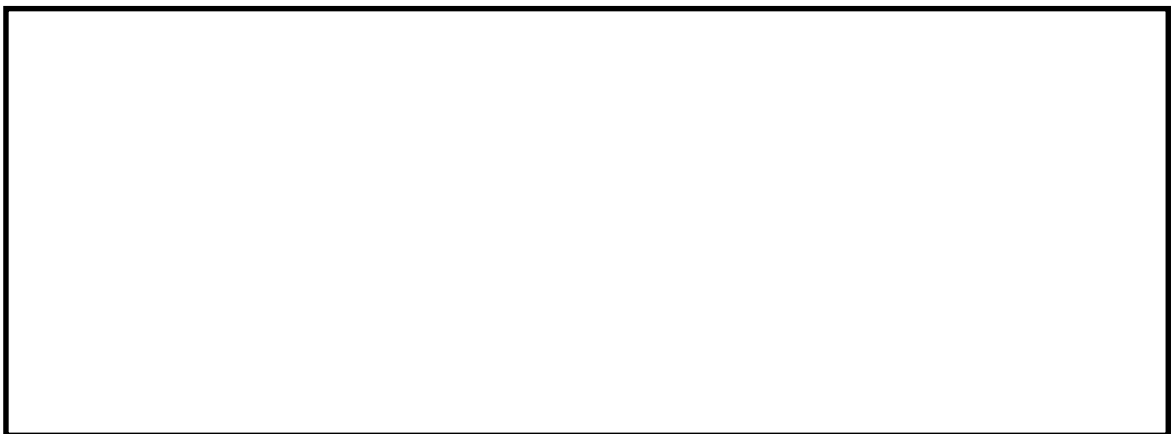
(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概要を第 2.3.2-7 図に, ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-8 図に示す。



第 2.3.2-7 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-8 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上で、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。

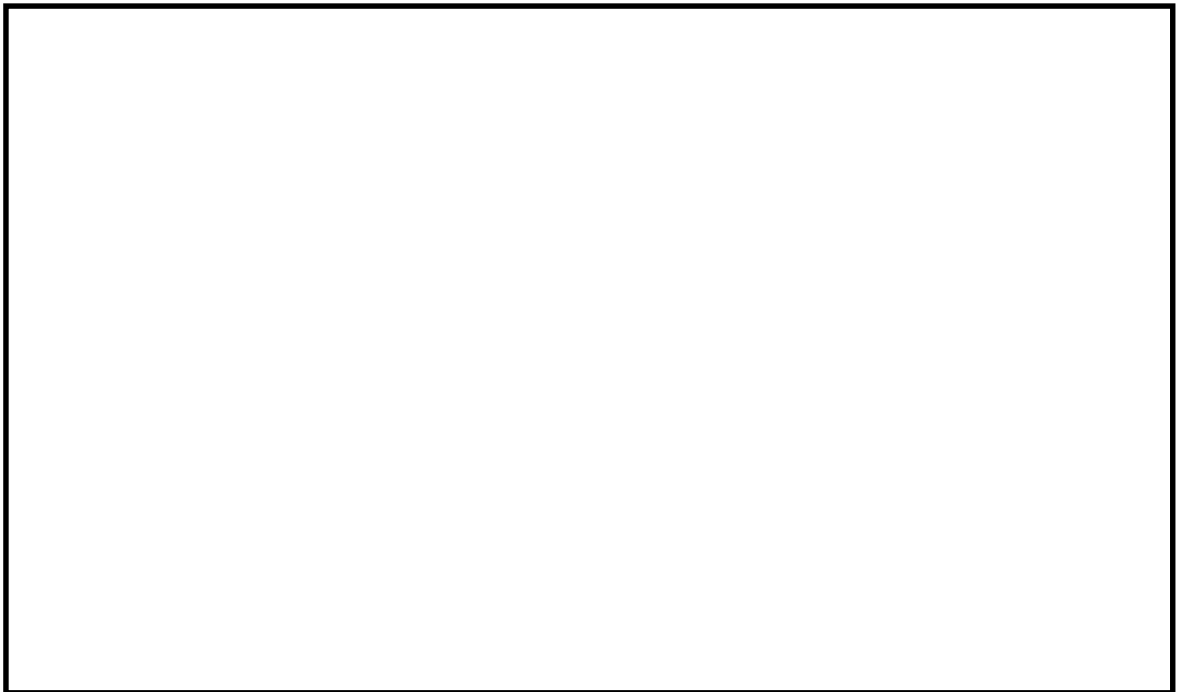


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)

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，ベントガスを通過させることで，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 2.3.2-9 図に，フィルタ装置内のよう素除去部の配置を第 2.3.2-10 図に示す。



第 2.3.2-9 図 よう素除去部概略図



第 2.3.2-10 図 フィルタ装置の断面図（よう素除去部高さ）

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	
胴 内 径	約 5m
高 さ	約 10m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

※詳細設計により変更の可能性がある。

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
繊 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
p H	13 以上

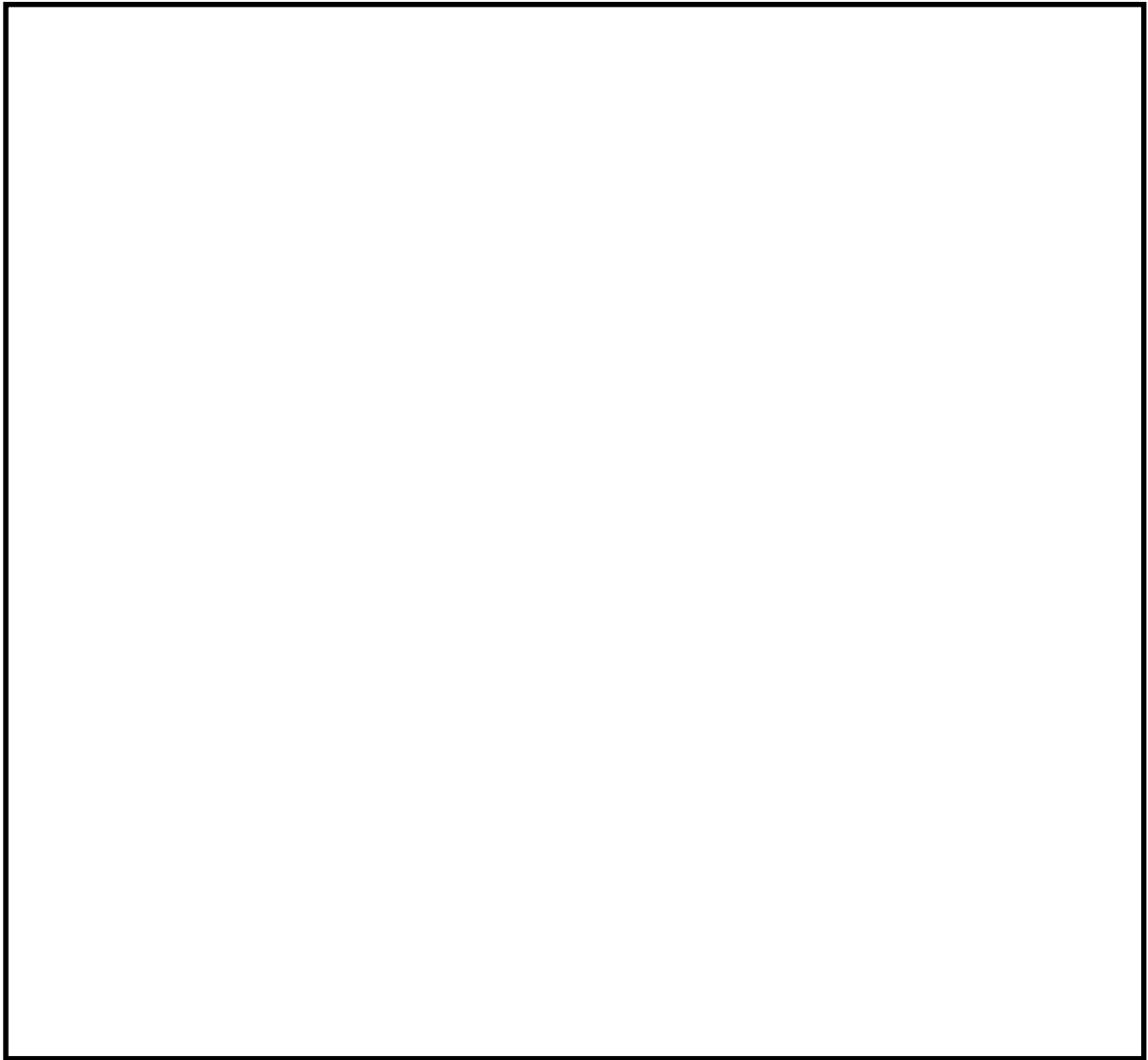
2.3.3 配置

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[]
[]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。[]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、残留熱除去系熱交換器及び残留
熱除去系海水ポンプ並びに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。

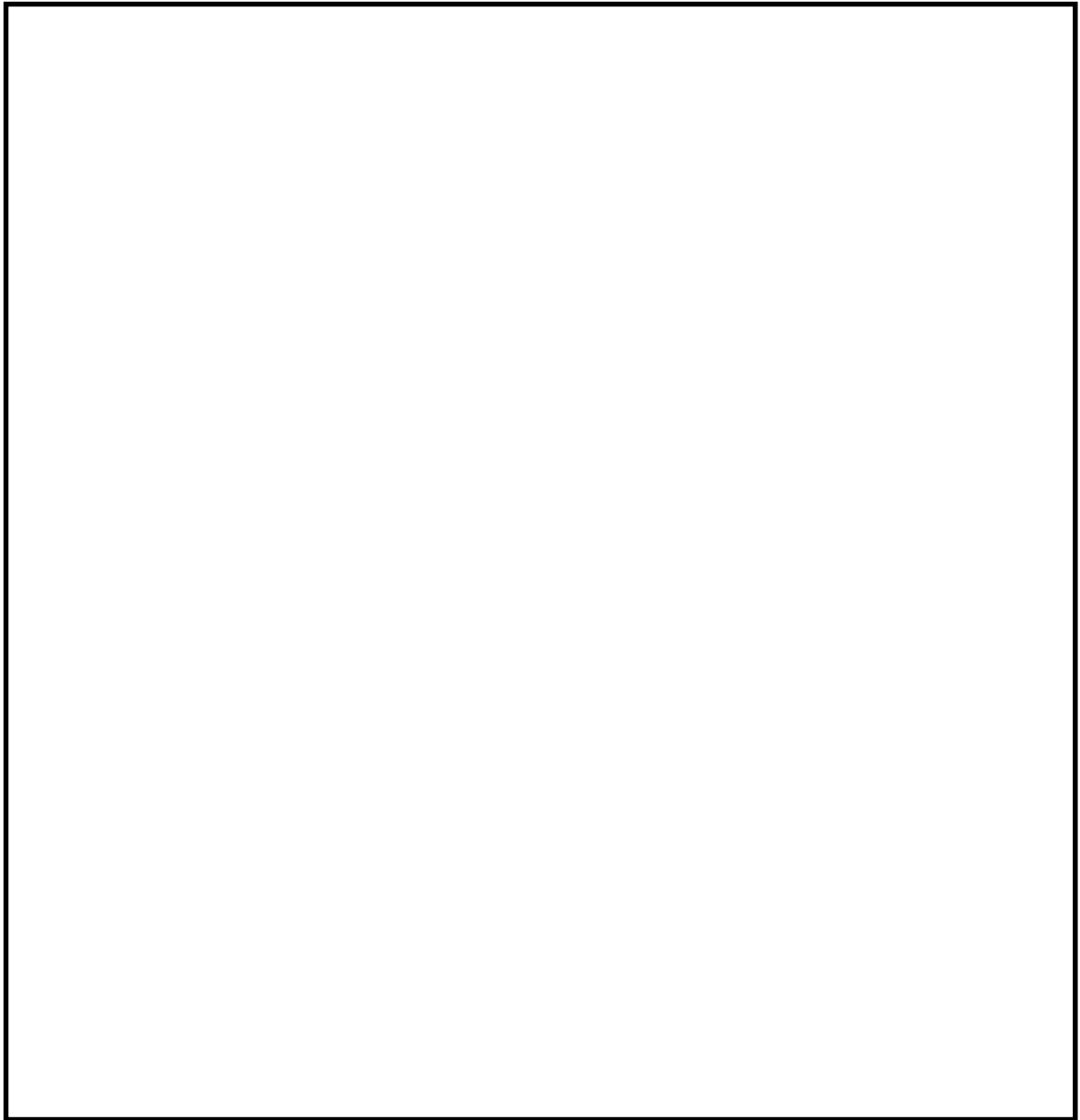
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、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及び酸素の滞留を防止
するため、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。

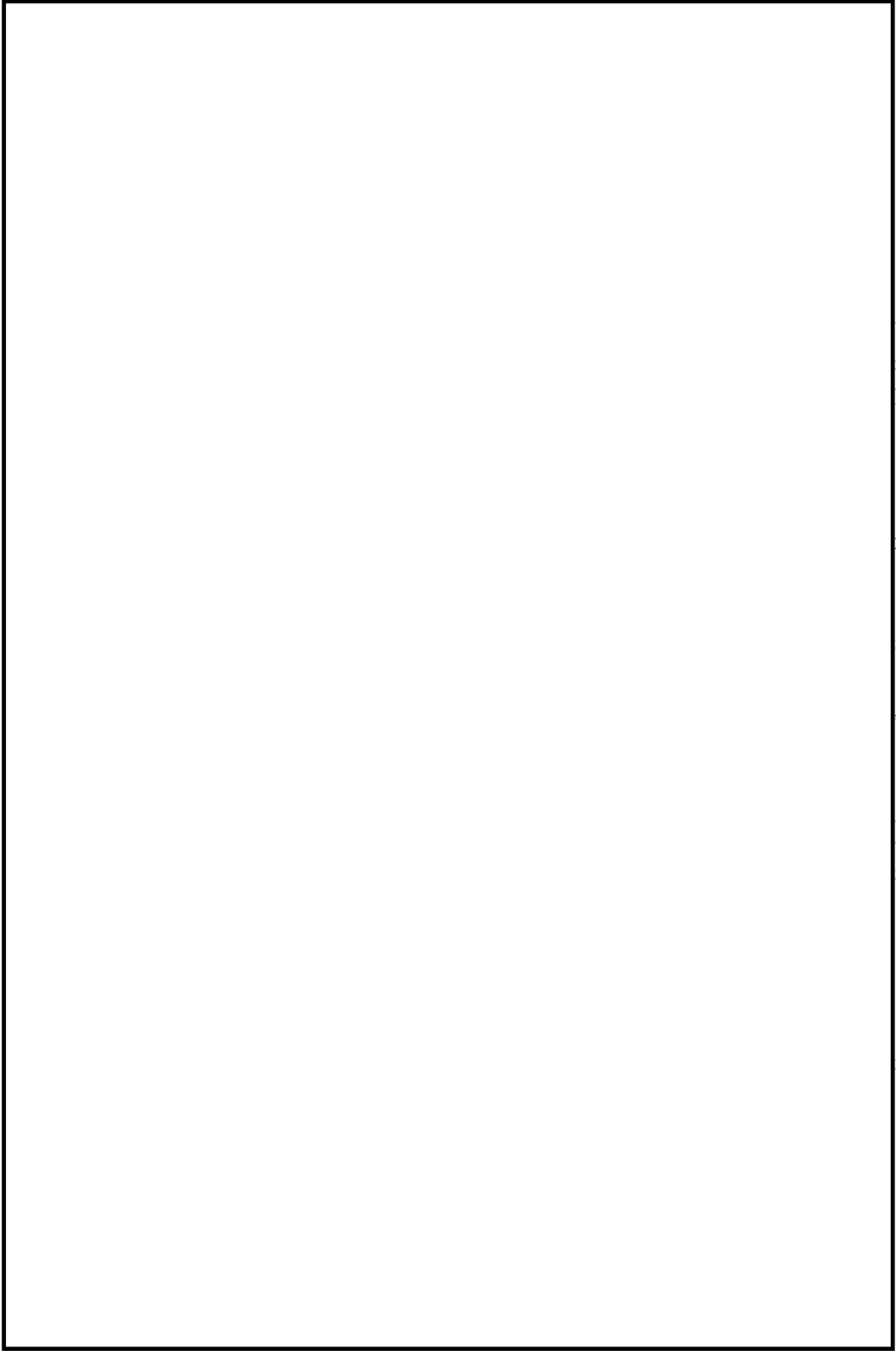
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図に示す。



第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図（原子炉建屋地下 2 階）



第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図（屋外）



第2.3.3-3図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。(別紙 27, 別紙 28, 別紙 29, 別紙 42)

(1) フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界 4vol%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。(別紙 1, 別紙 34)

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、ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。

フィルタ装置入口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。

フィルタ装置入口水素濃度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置入口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 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

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) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、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。(別紙 7)

フィルタ装置出口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 $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h (高レンジ用) を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4$ 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。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。

第 2.4.1-2 表 フィルタ装置出口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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$
個 数	1	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

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、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、フィルタ装置周辺に水位計、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、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH 計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、

フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、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、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常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放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12)

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 (pH13 以上) であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙 41)

(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及びフィルタ装置圧力計にて、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

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、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、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで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。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

(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、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。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

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 γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

(別紙 7)

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置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) 系統内に水素が滞留していないことの確認

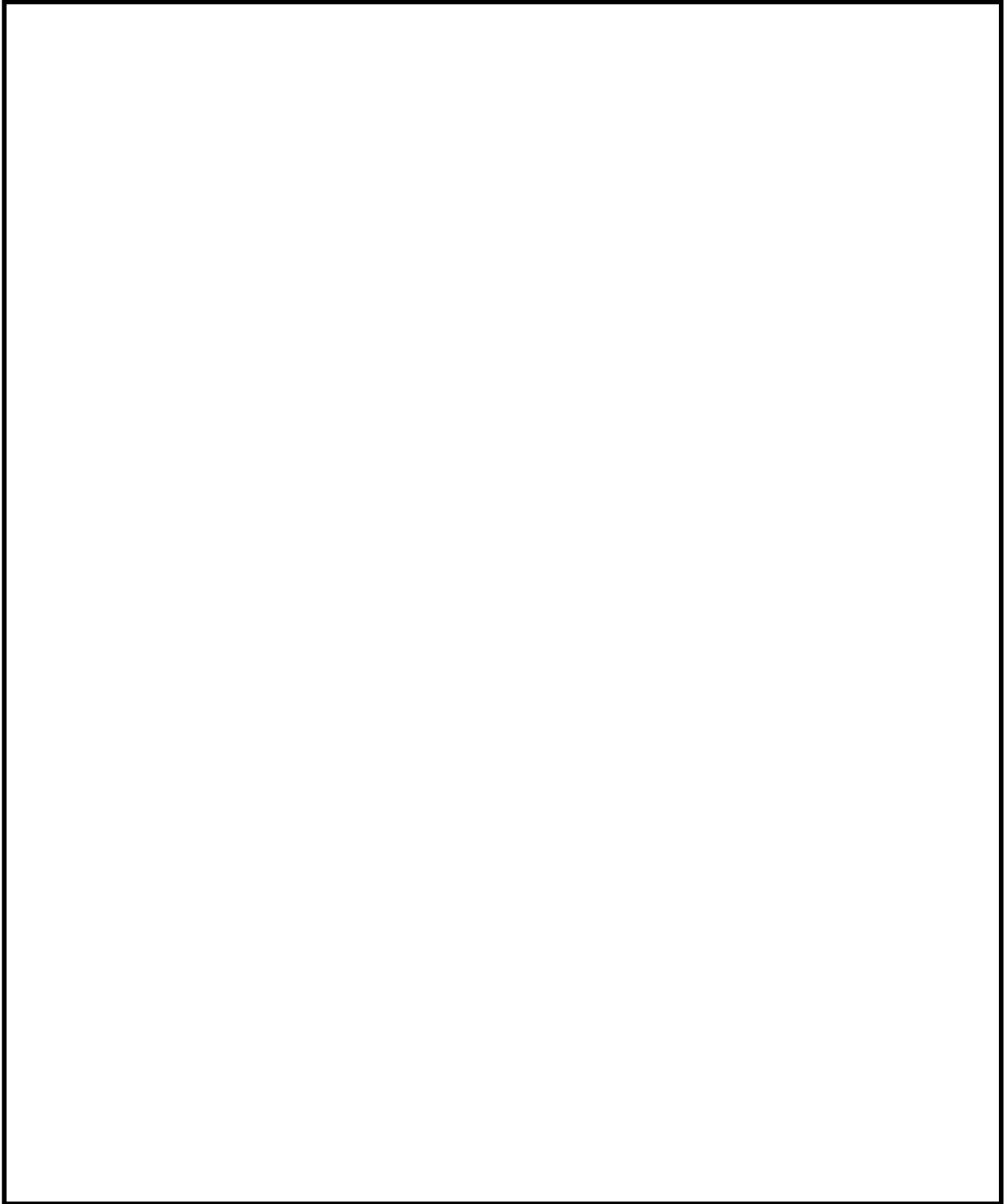
フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

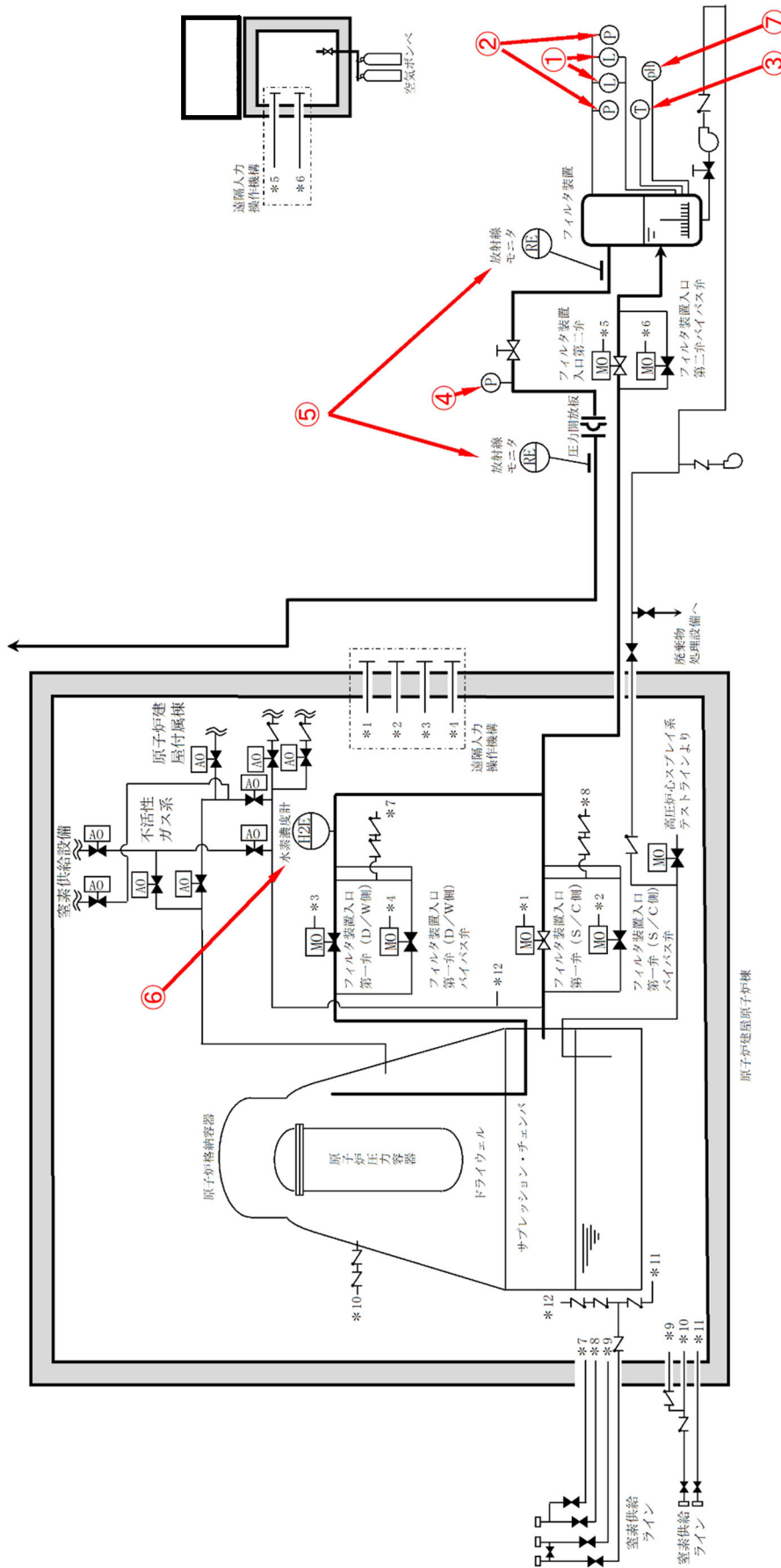
フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 39）

(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 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

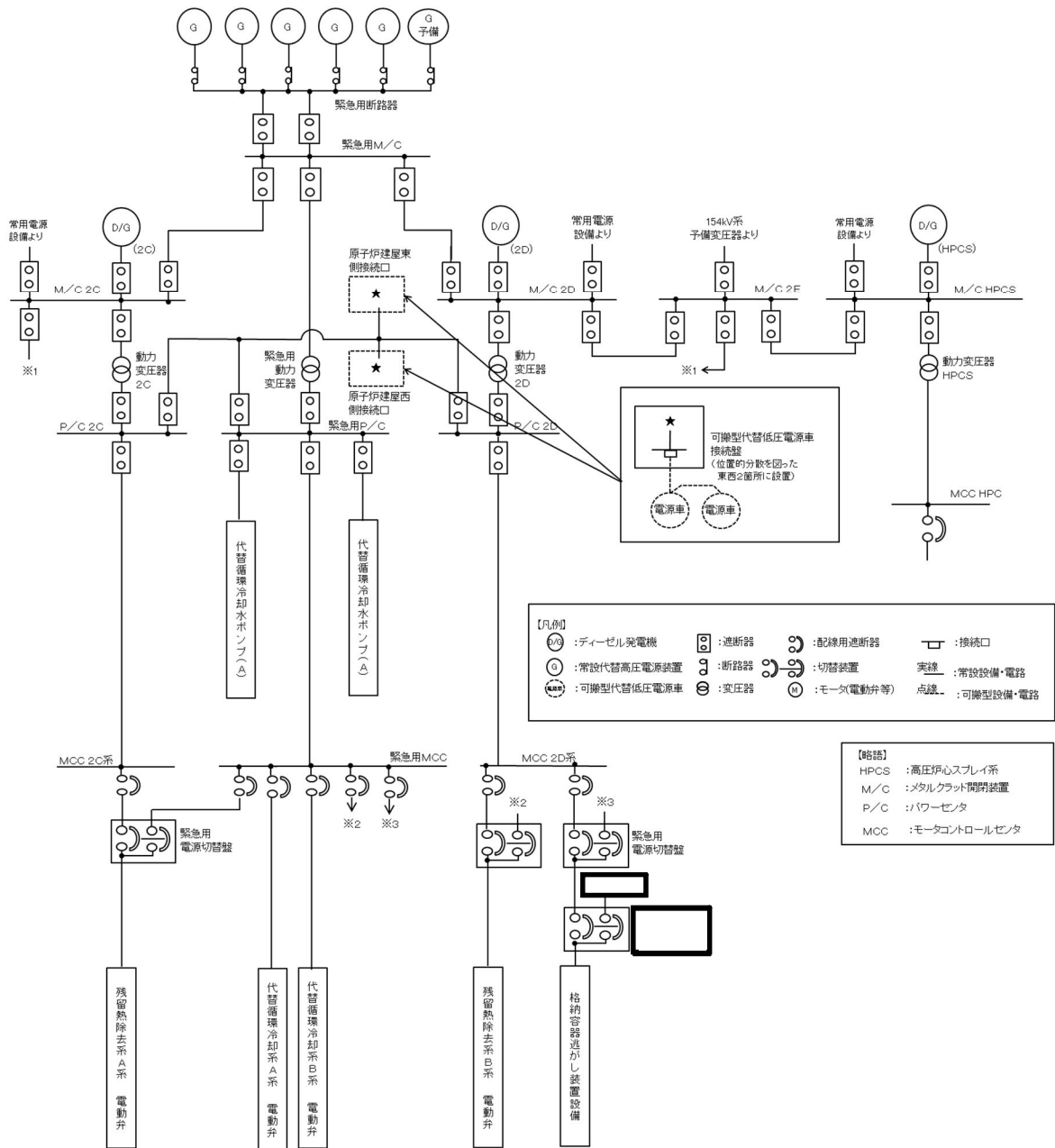
監視パラメータ※ ¹	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ ²	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲 気ガスがフィル タ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ ²	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 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※ ²	通常待機時の 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 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ 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: 1 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※ ²	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。

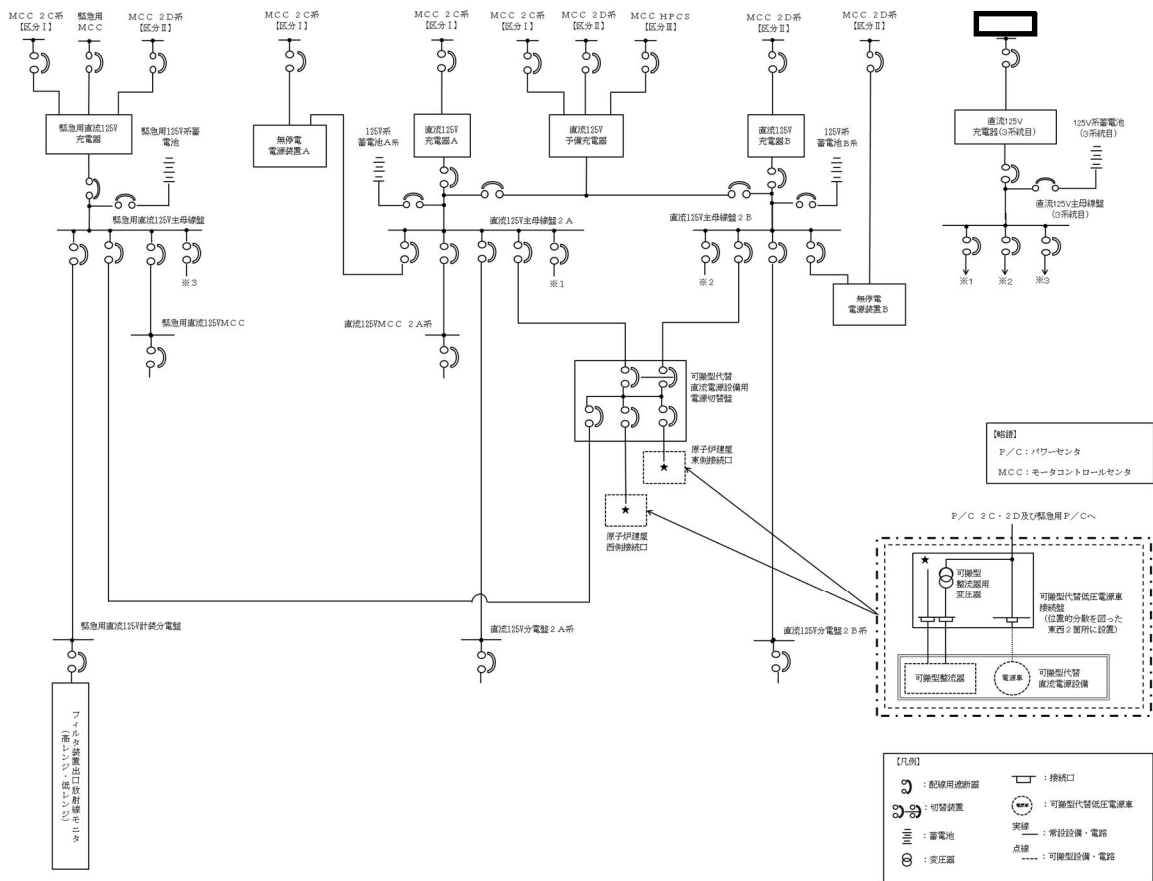
※2 自主対策設備

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、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1～2 に示す。(別紙 8)



第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源)



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

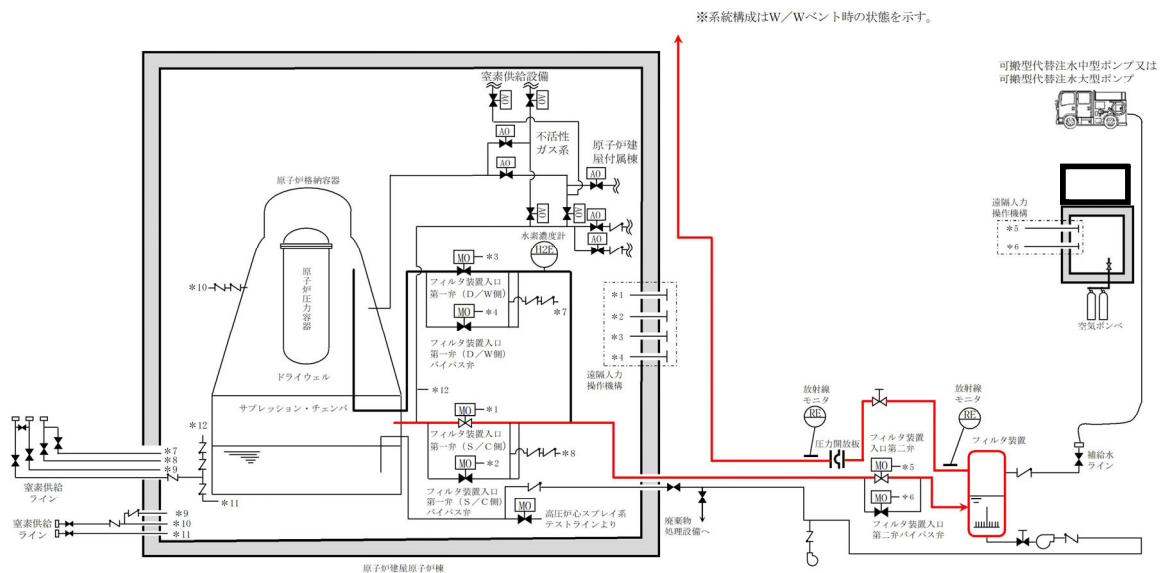
2.4.3 給水設備

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 に設ける遮蔽外から給水できるよう接続口を設け，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。（別紙 13）

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, 50A
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 可搬型窒素供給装置

ベント終了後、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及び掃気するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。(別紙52)

窒素の供給は、可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）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、内に接続口を設け、窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

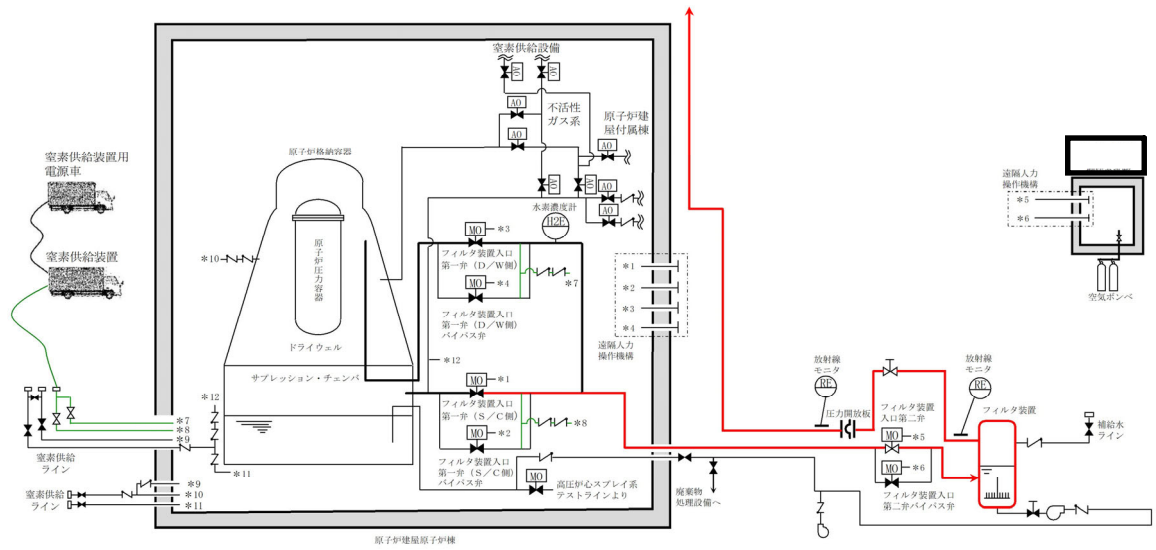
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

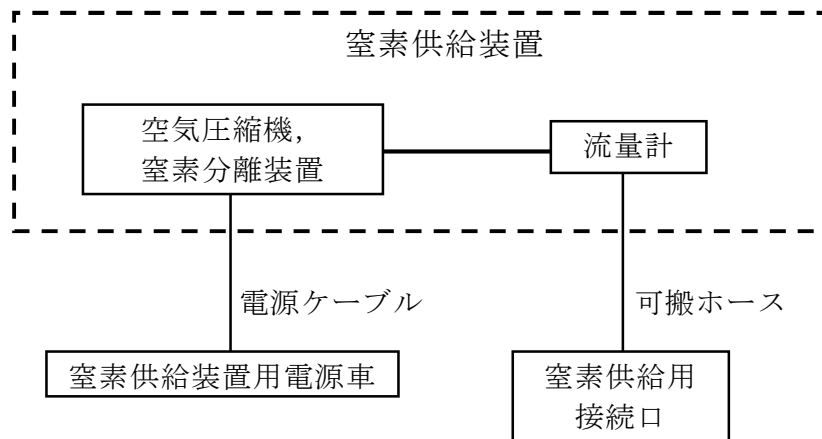
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200Nm ³ /h
窒素純度	約 99.0vol%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	2 (予備 2)

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 可搬型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及び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）への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が [] に漏えいした場合の漏えい水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。（別紙 47）

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。

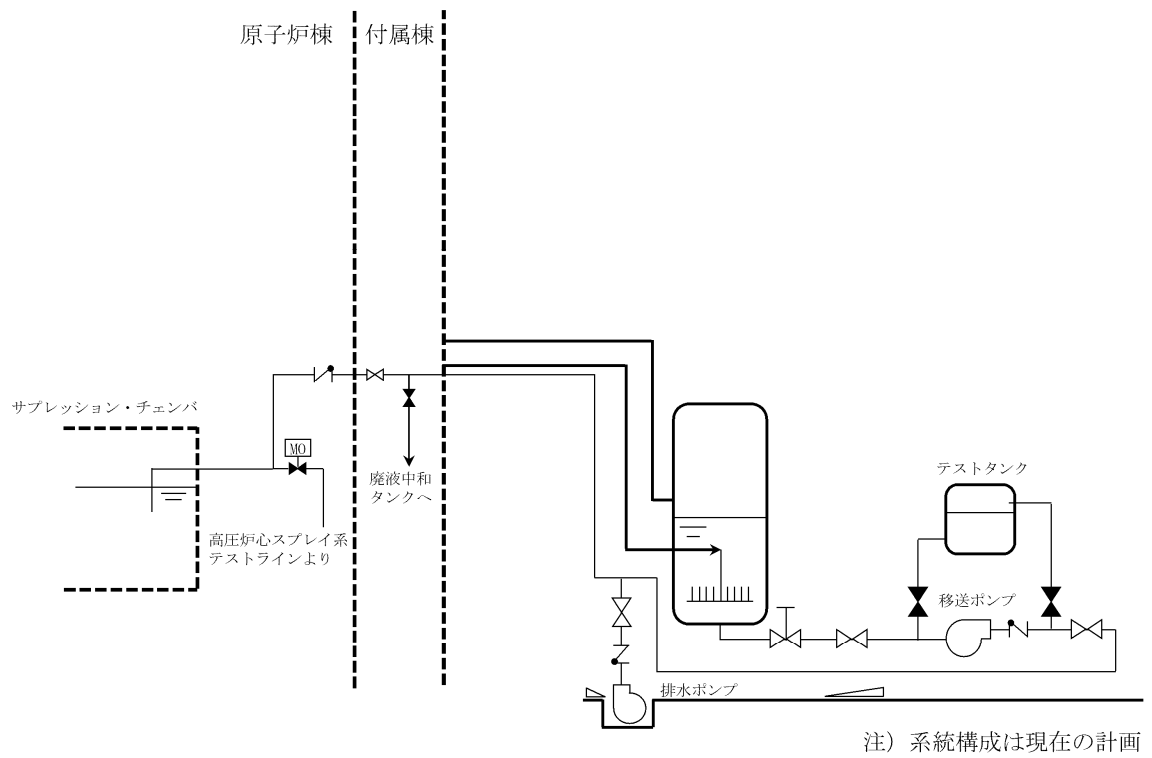
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

(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	10m ³ /h	10m ³ /h
定格揚程	40m	40m
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

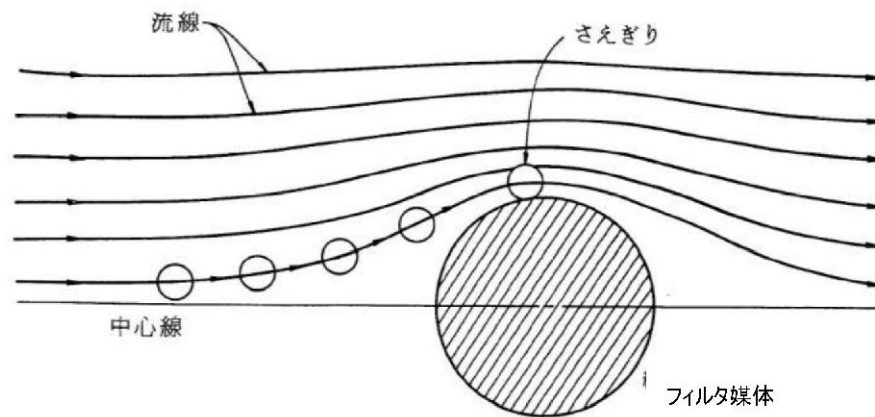
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(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。



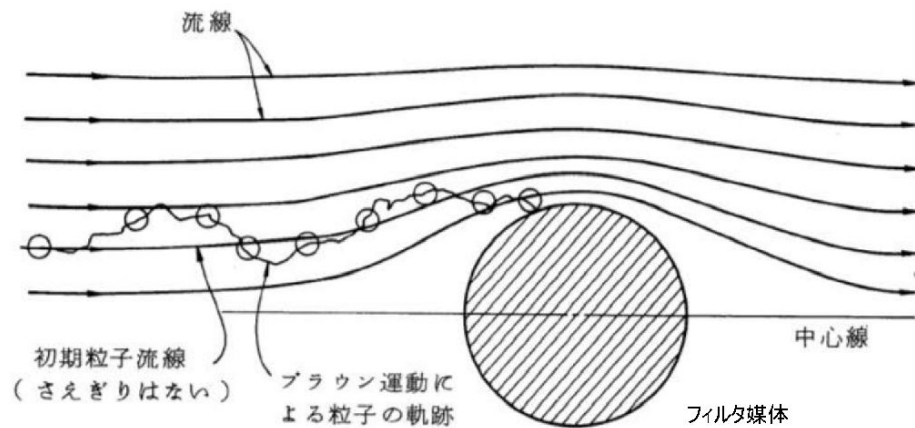
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

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。



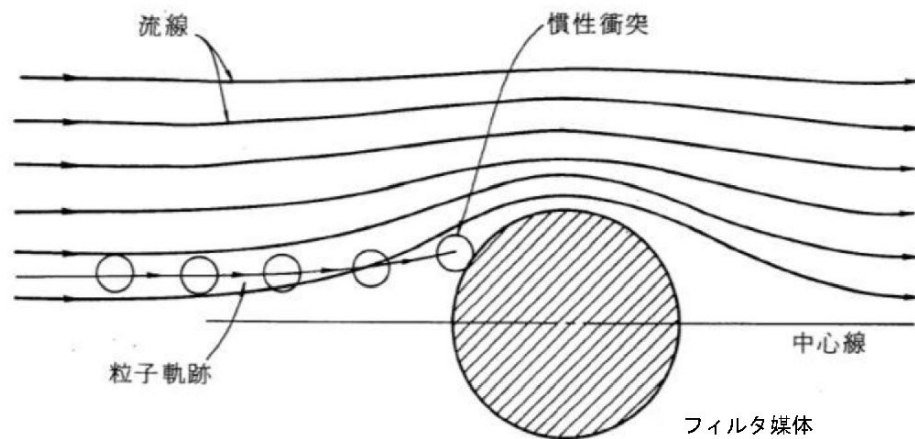
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に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又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。



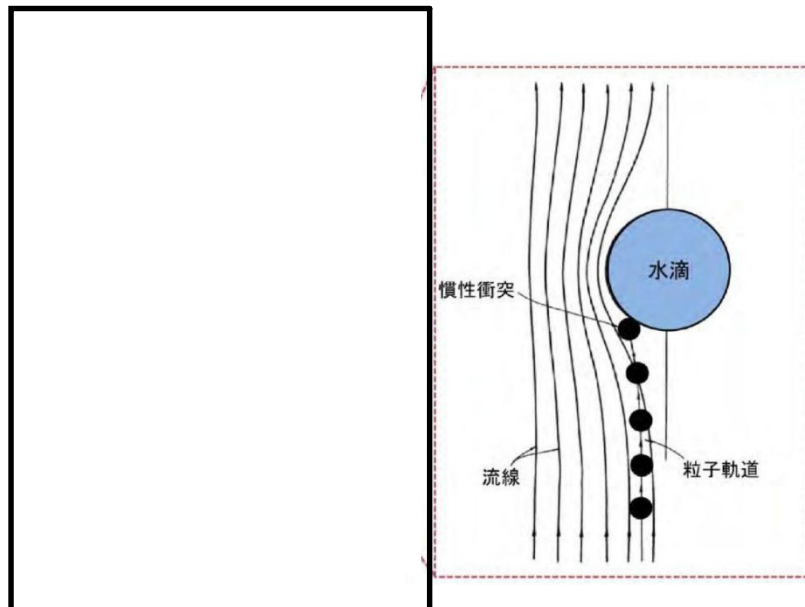
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

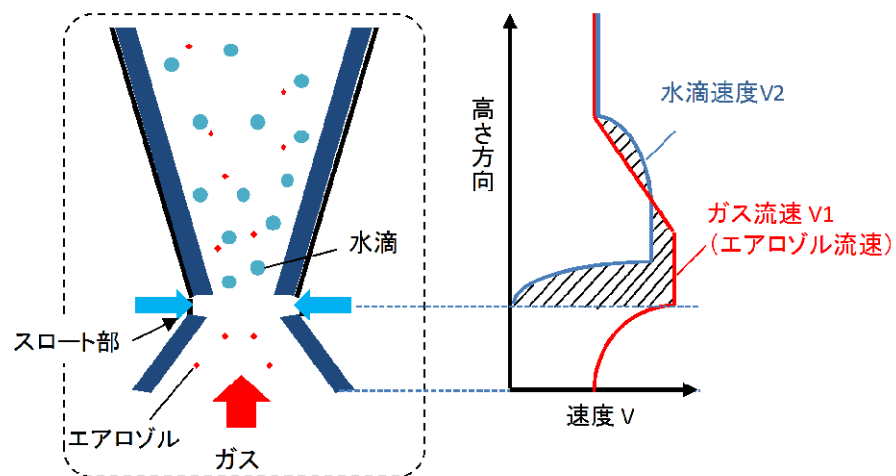
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

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



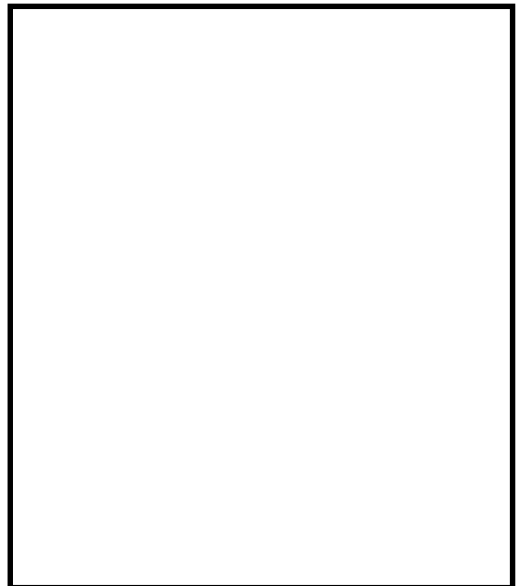
第 3. 1. 1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

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。(別紙 45)



<補足> 第 3.1.1-6 図参照

- 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。



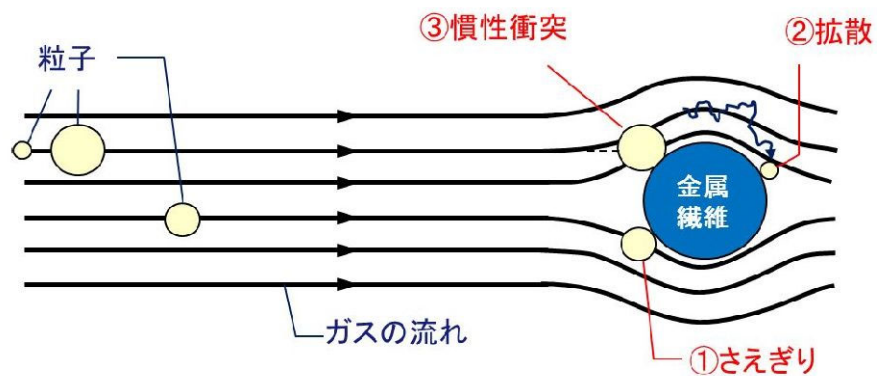
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

(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

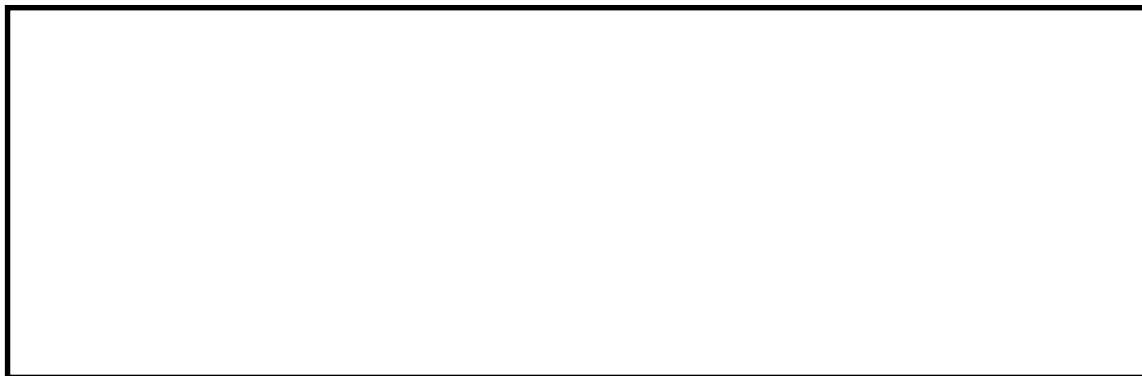
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

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。

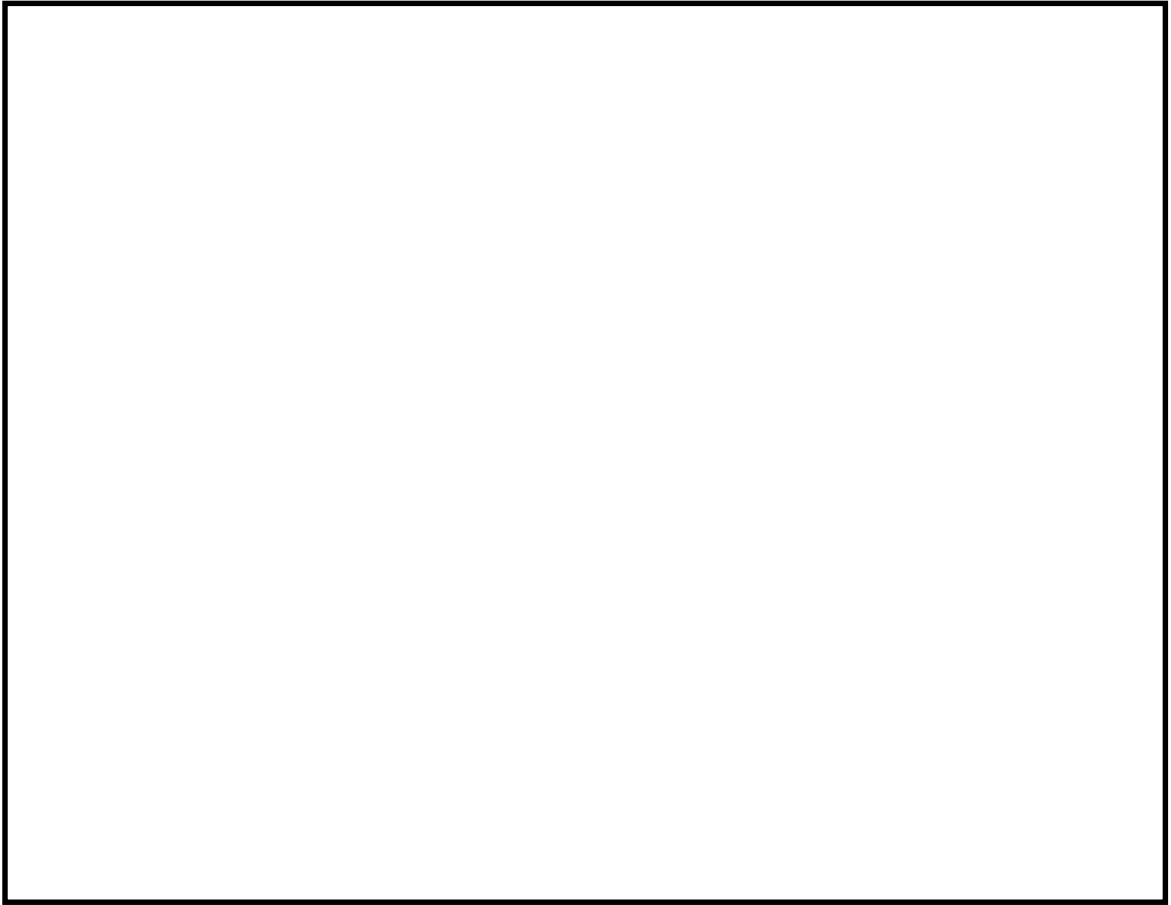
。有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

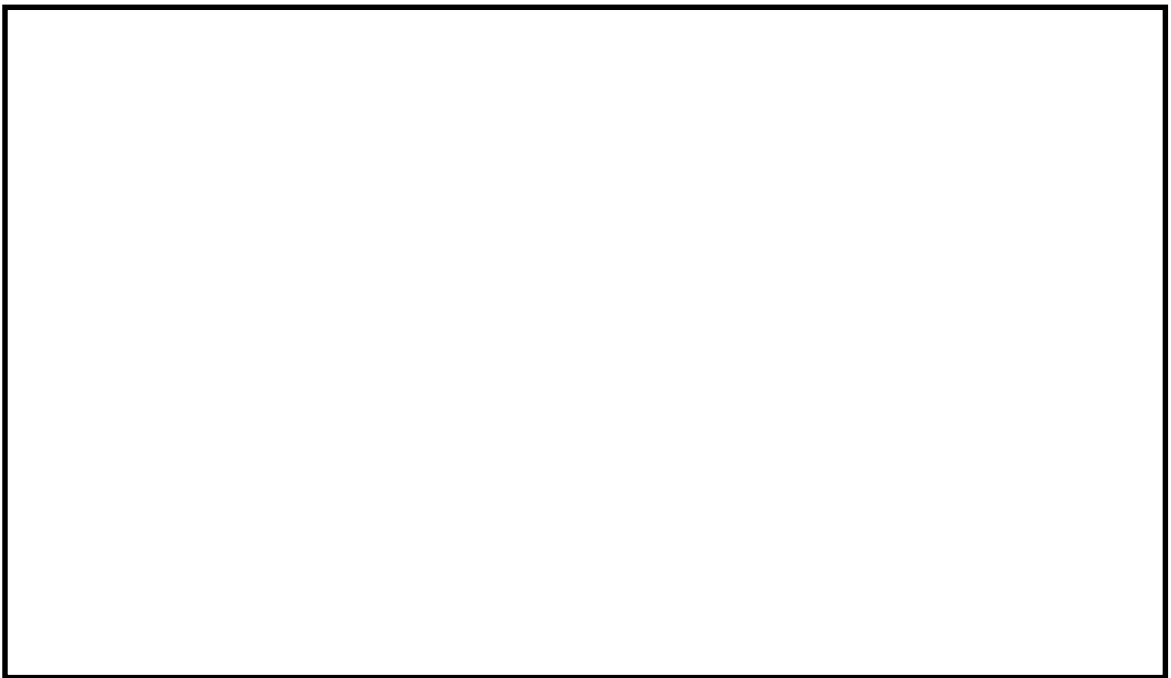
フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル・スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。



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。

[]

[] の添加によって、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。

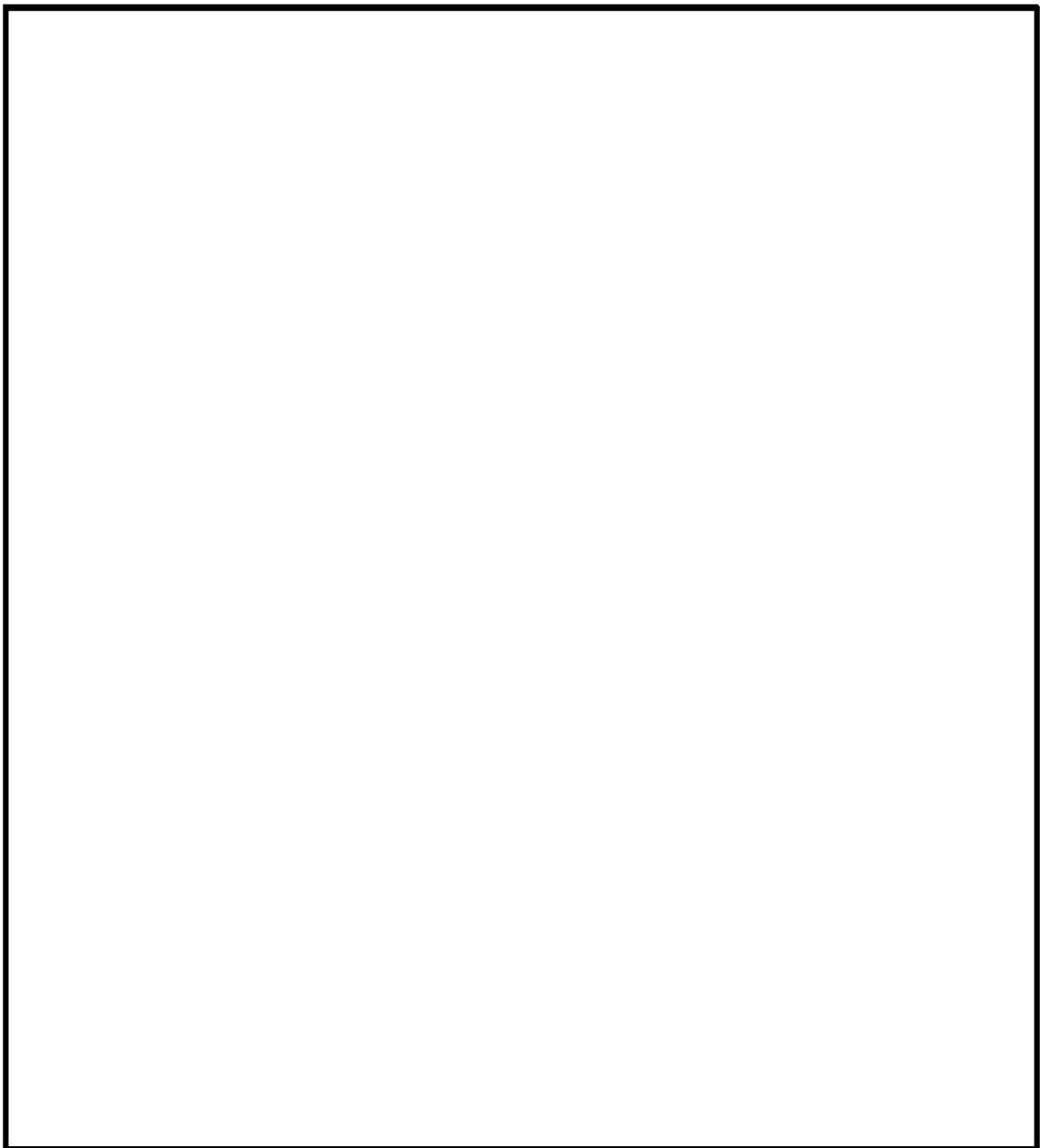
[]



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、 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 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、 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 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、 <input type="text"/> <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 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

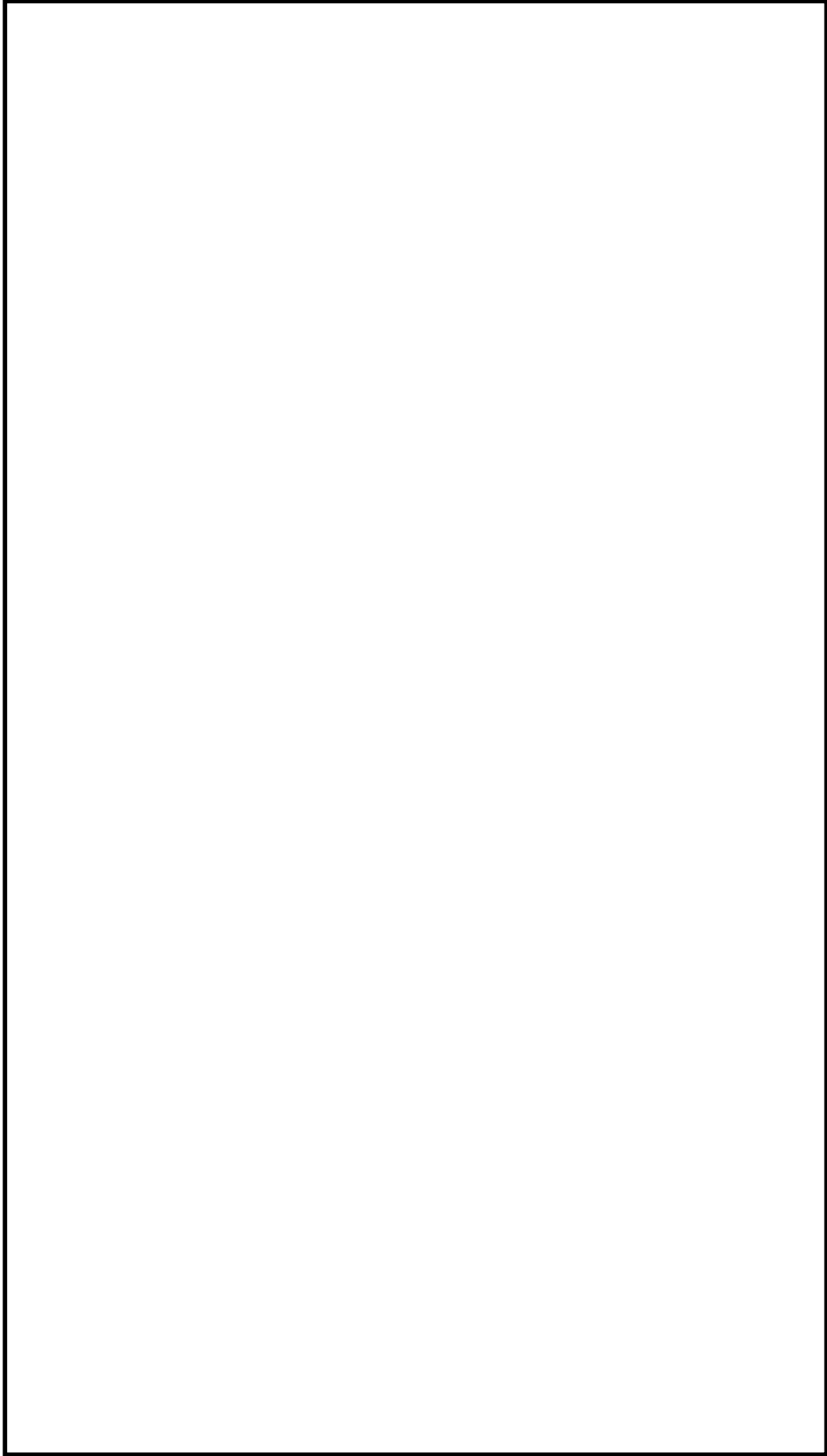
Framatome 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 46)

(1) エアロゾルの除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome (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) 及び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及びエアロゾル粒径、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 ³ /h
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
エ ア ロ ズ 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)

Framatome 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 及び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 ³ /h
p H	<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)

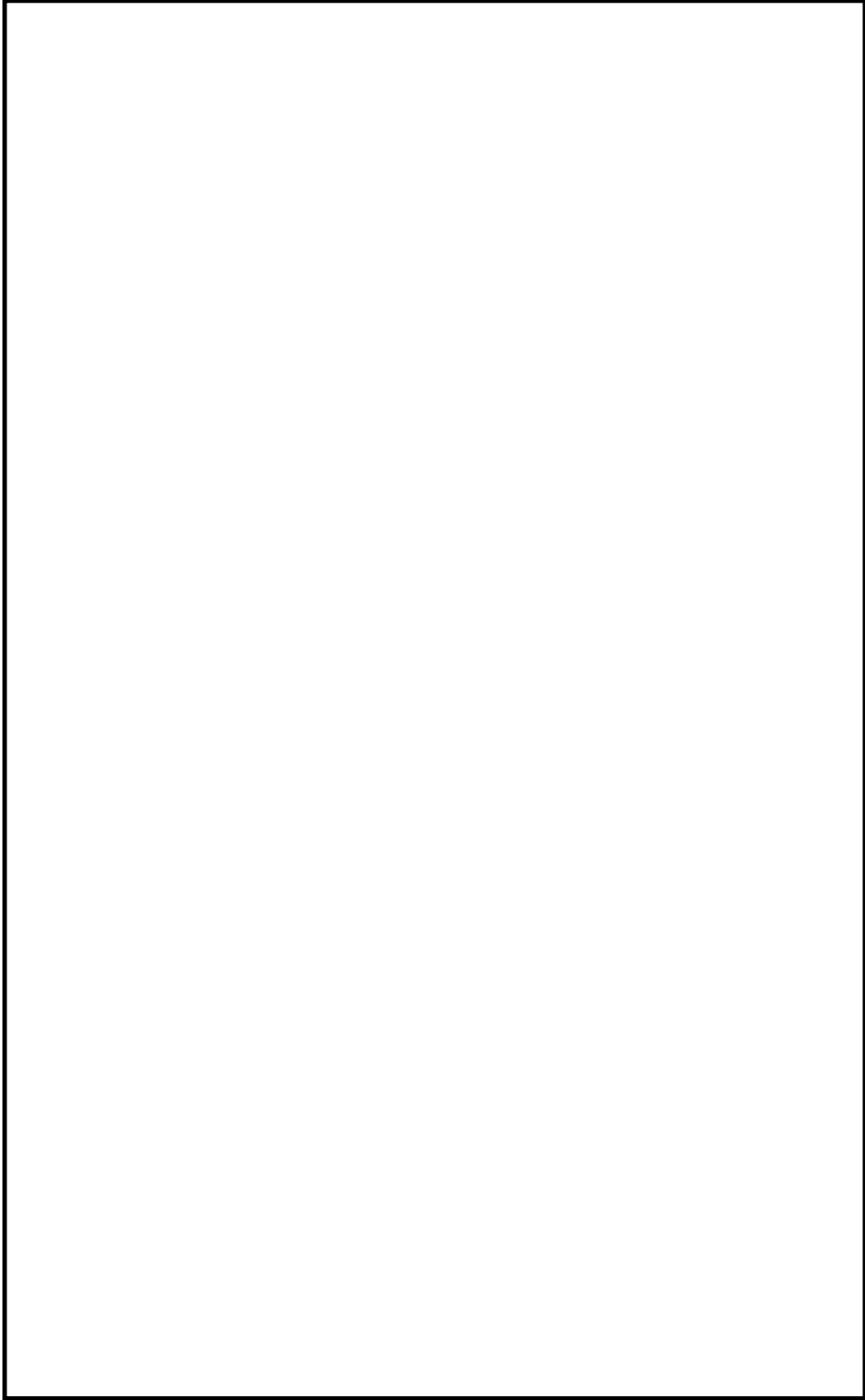
実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome 社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013 年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

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～3 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、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。

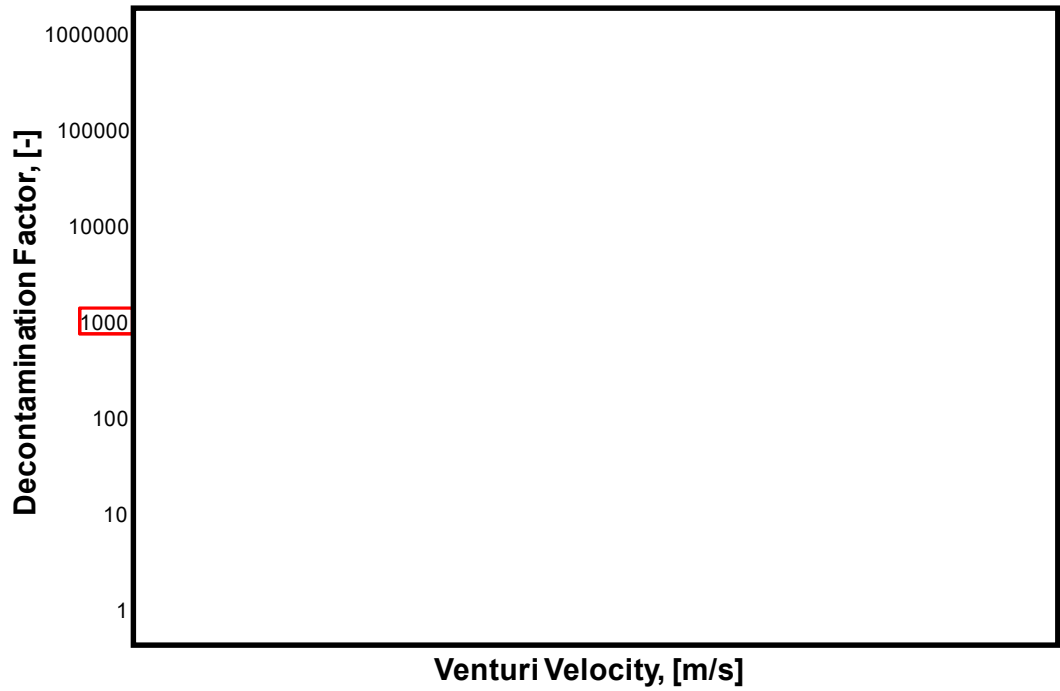
(1) ガス流速

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。

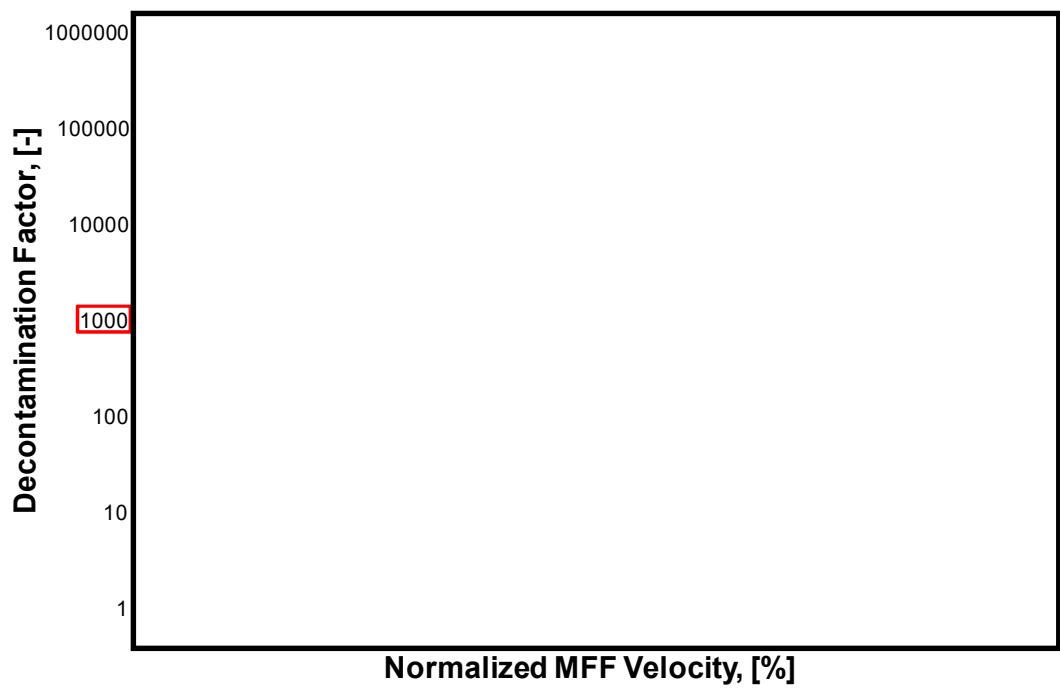
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

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

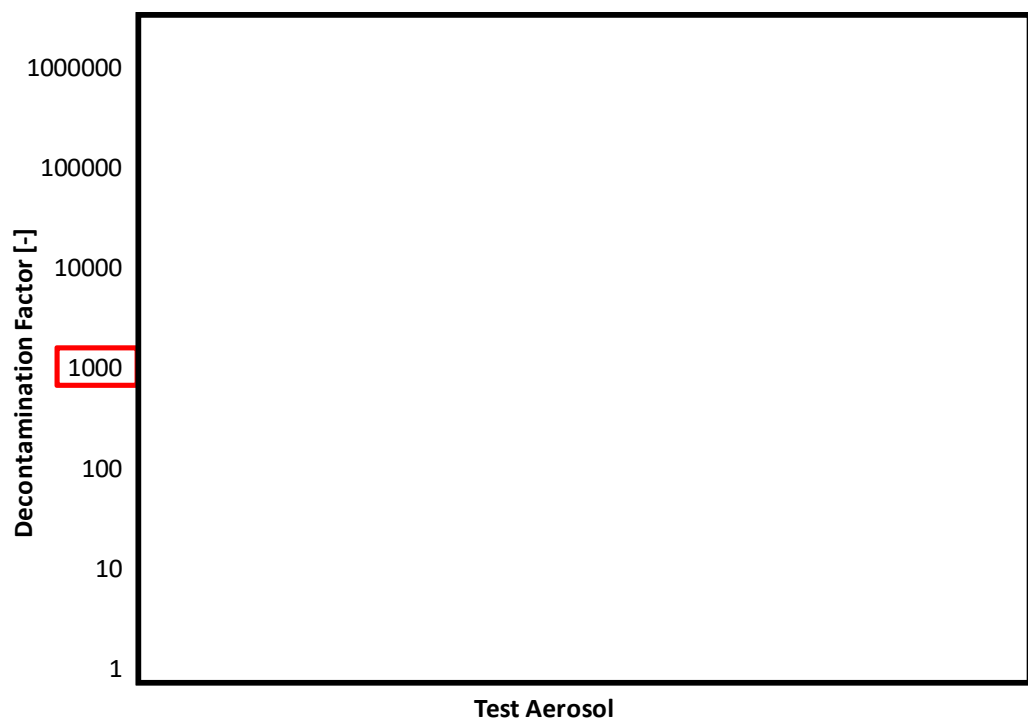


第 3. 3. 2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する
ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(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。

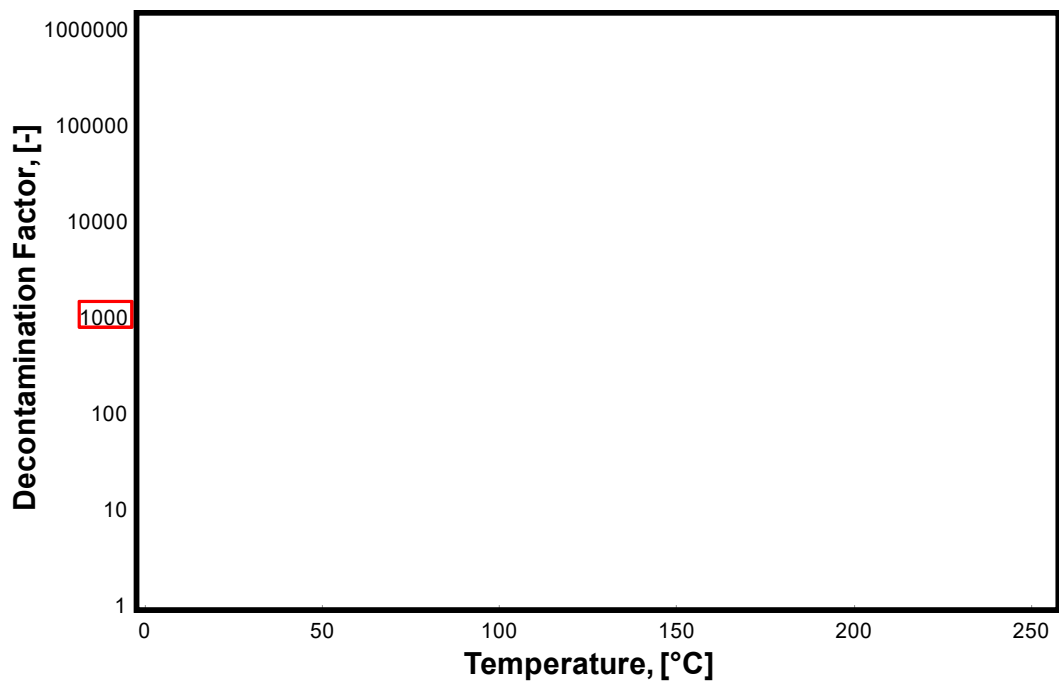


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(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。

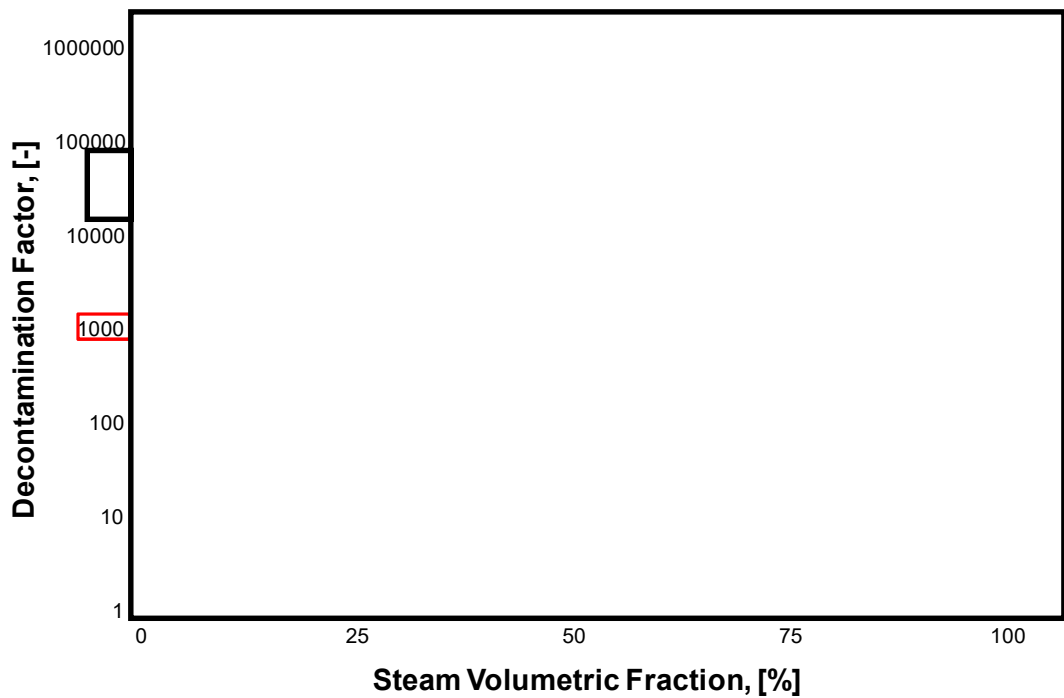


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

(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く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 ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	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 ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能試験結果

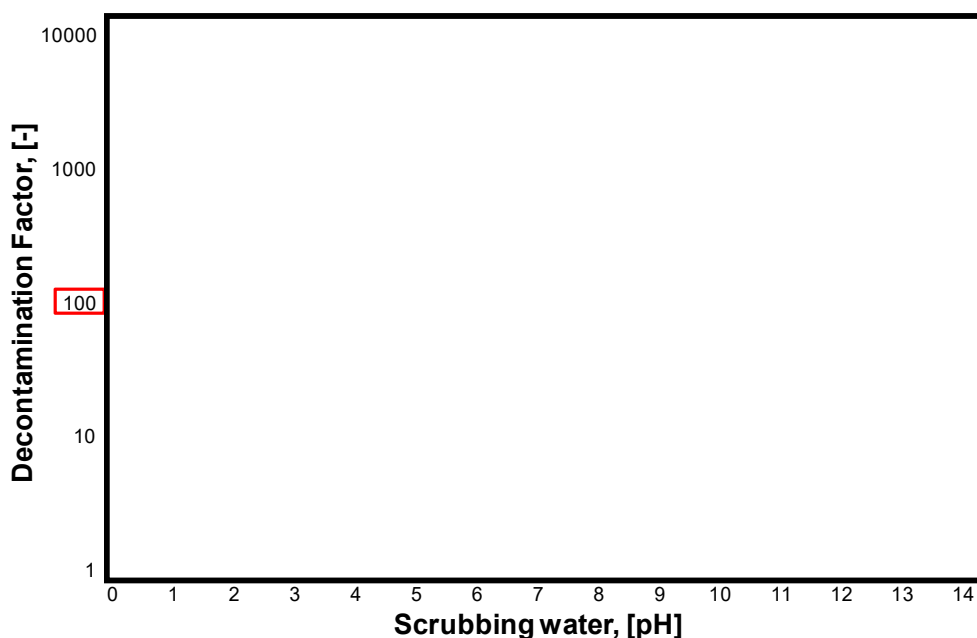
Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

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。



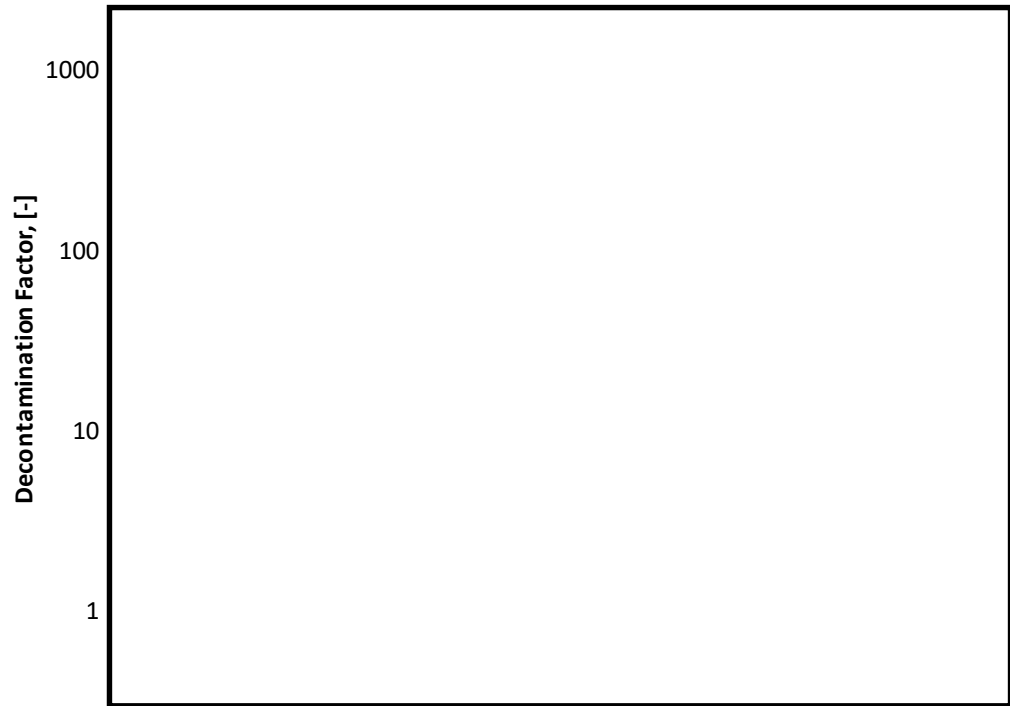
第 3.3.3-1 図 pH に対する無機よう素除去係数

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 ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

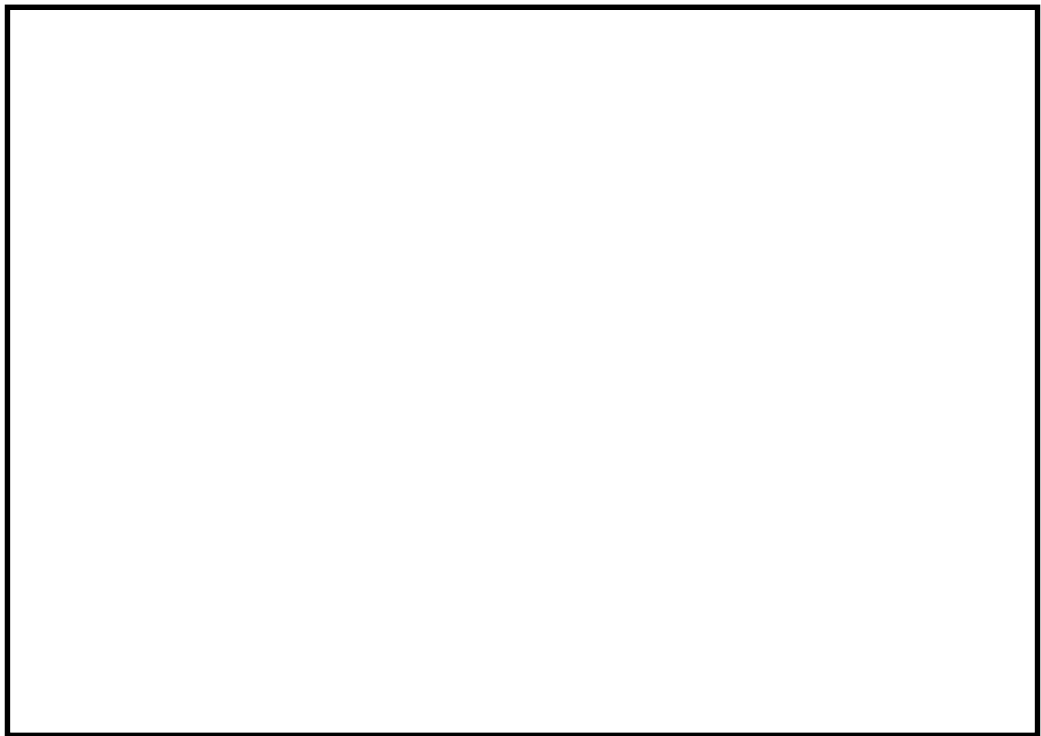
JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



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。

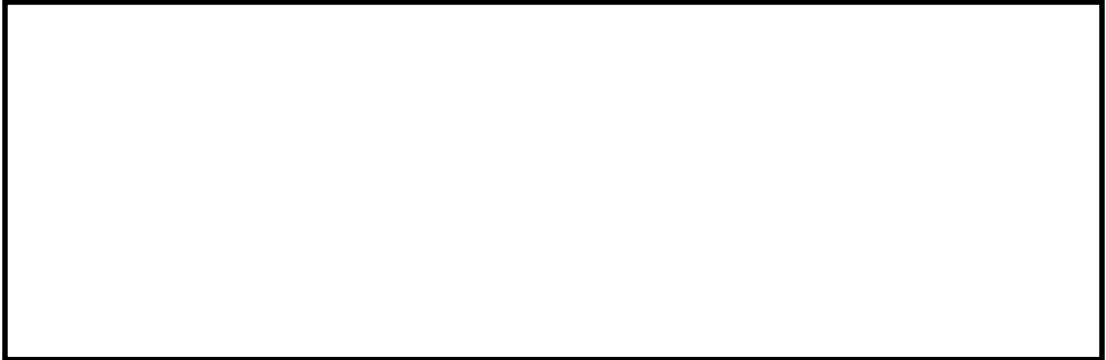
(b) 影響評価



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無機よう素が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、無機よう素とよ

う素イオンの平衡により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。(別紙 10)

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。

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

炉心損傷後のベント時には、熔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 CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・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 10)

(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 11)

(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

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は通常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

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ、

[REDACTED]

[REDACTED]

よって、スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することではなく、よう素の除去性能への悪影響はない。(別紙 14)

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

格納容器圧力逃がし装置は、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、格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置を使用するケースであり、格納容器圧力逃がし装置の操作 방법에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25分後には手動

操作で逃がし安全弁 7 個（自動減圧機能）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。

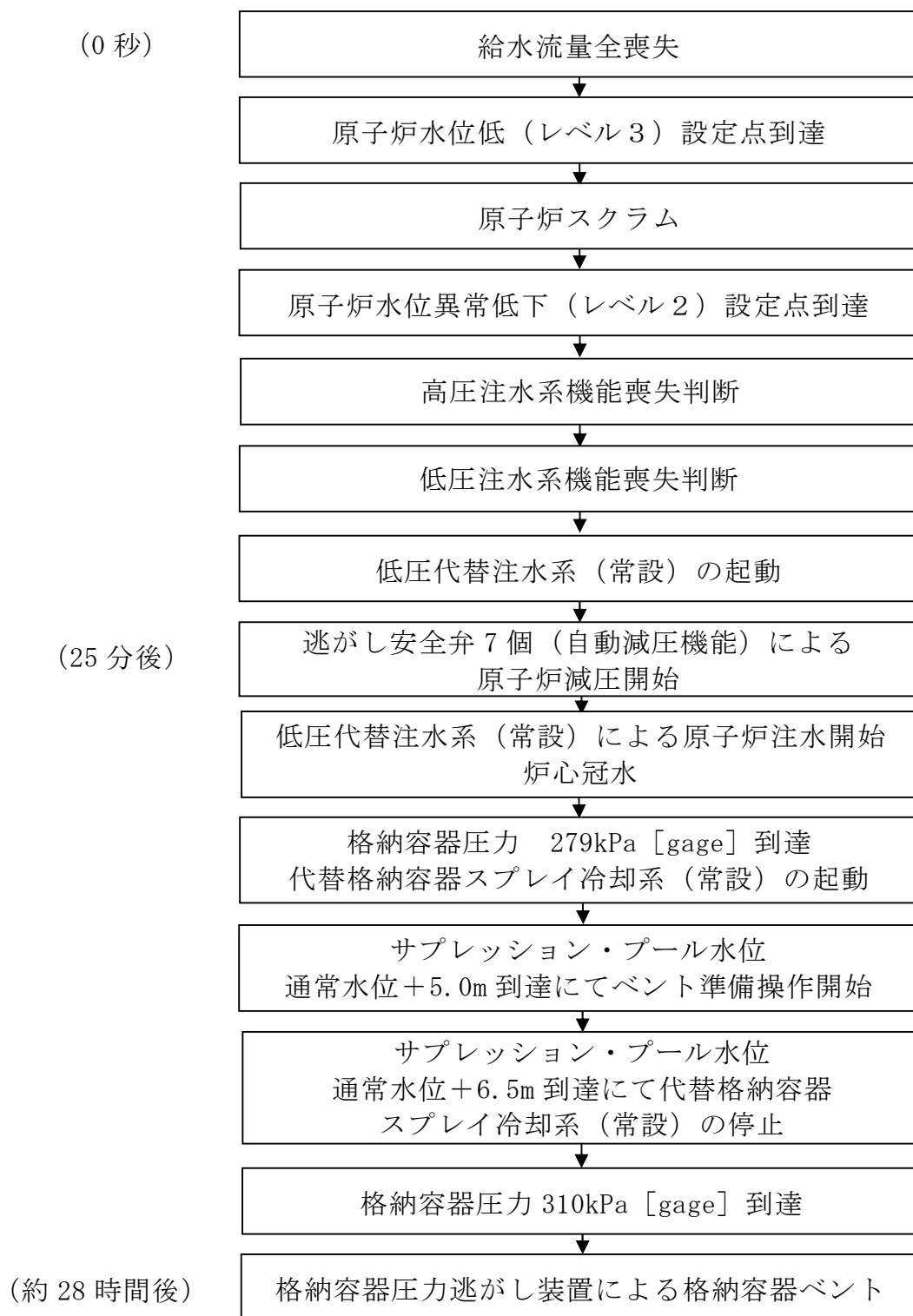
原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁（自動減圧機能）からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

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。

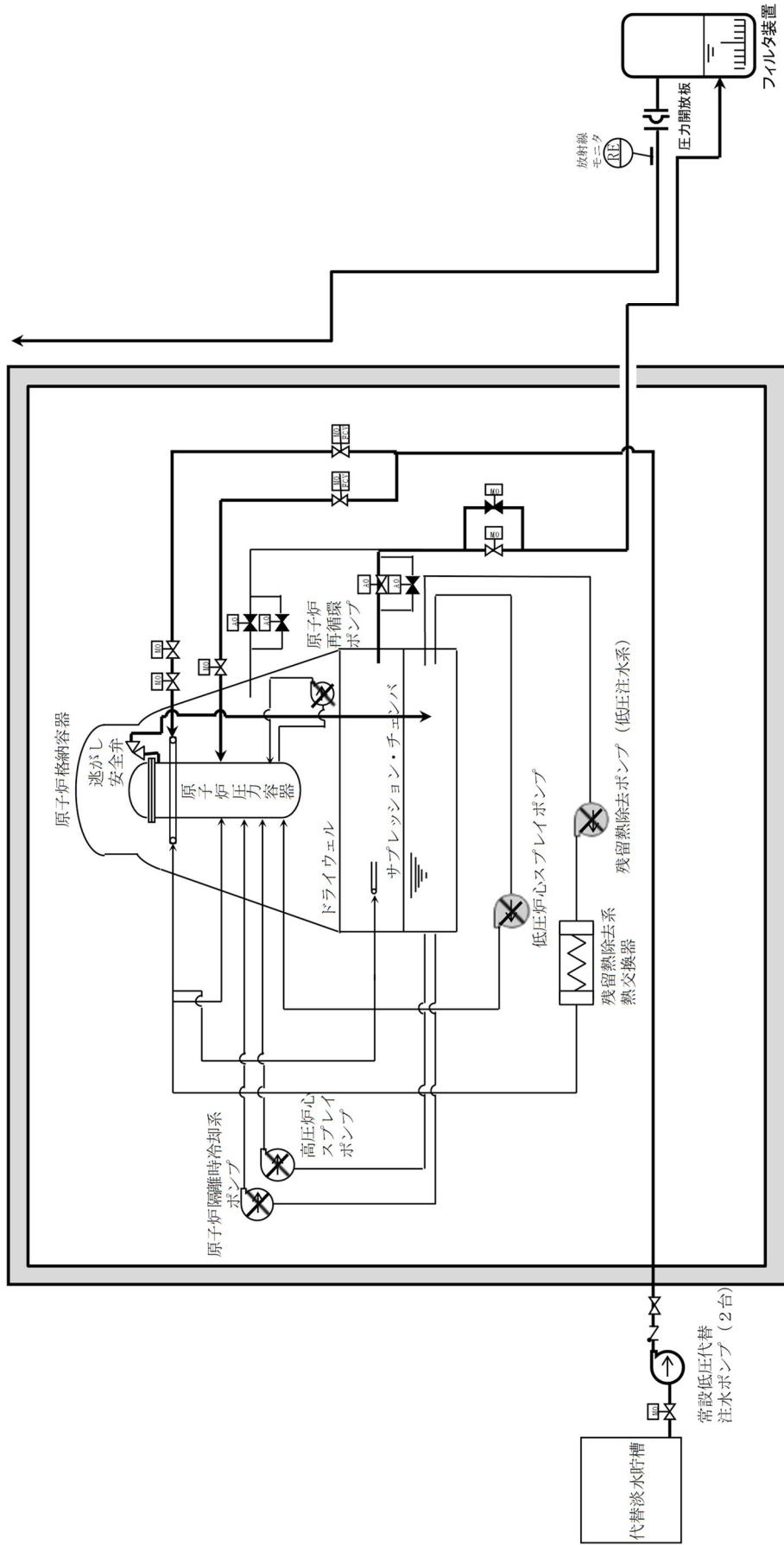
格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを $130\text{m}^3/\text{h}$ にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 + 6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生約 28 時間後にサプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置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第 4.1.1-1 図、系統概要図を第 4.1.1-2 図、格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。

解析上の時間

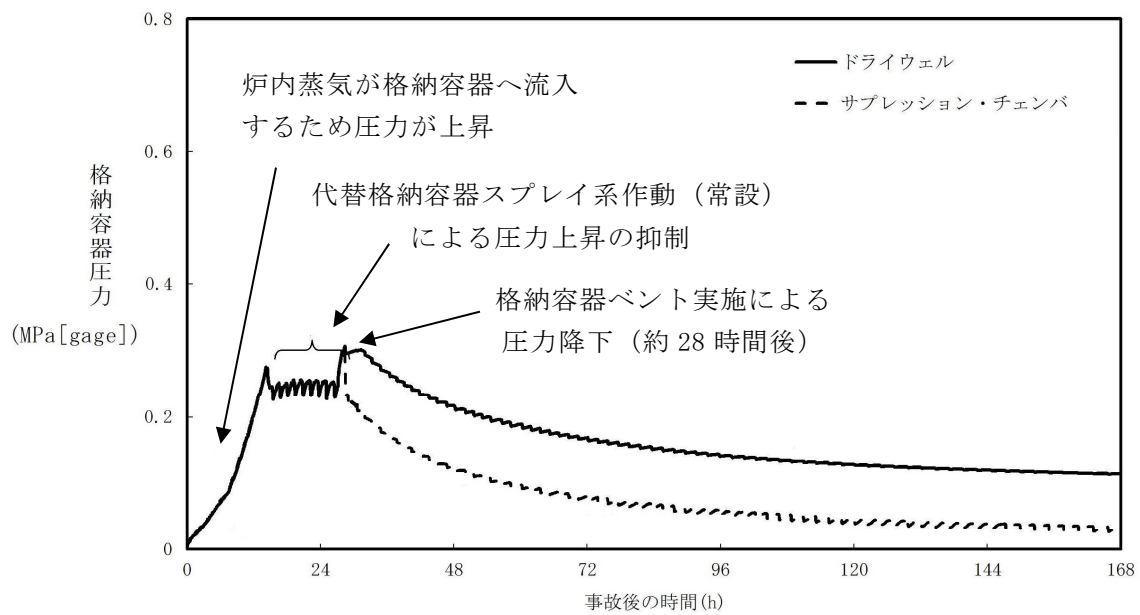


第 4.1.1-1 図 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

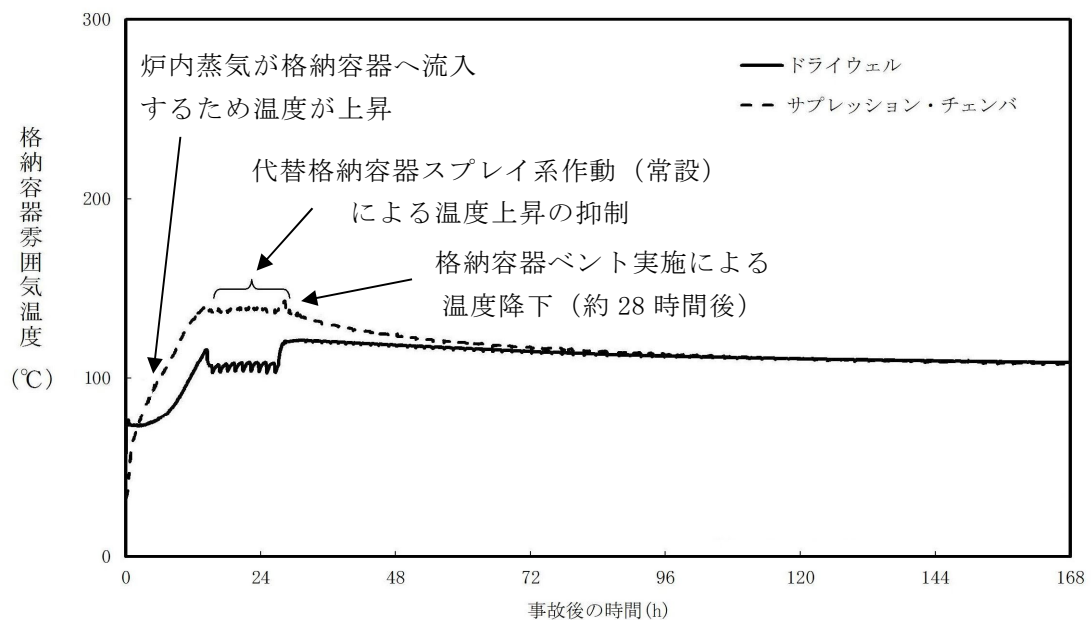


原子炉建屋原子炉棟

第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図



第 4.1.1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



第 4.1.1-4 図 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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器圧力逃がし装置を使用して事象を収束させている。

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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」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、第 4.1.2-1 表に示すとおり、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待する場合は、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果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。

第 4.1.2-1 表 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量

炉内蓄積量 (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 4.4×10^5	約 0.11	約 0.11×10^{-3}

(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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の概要

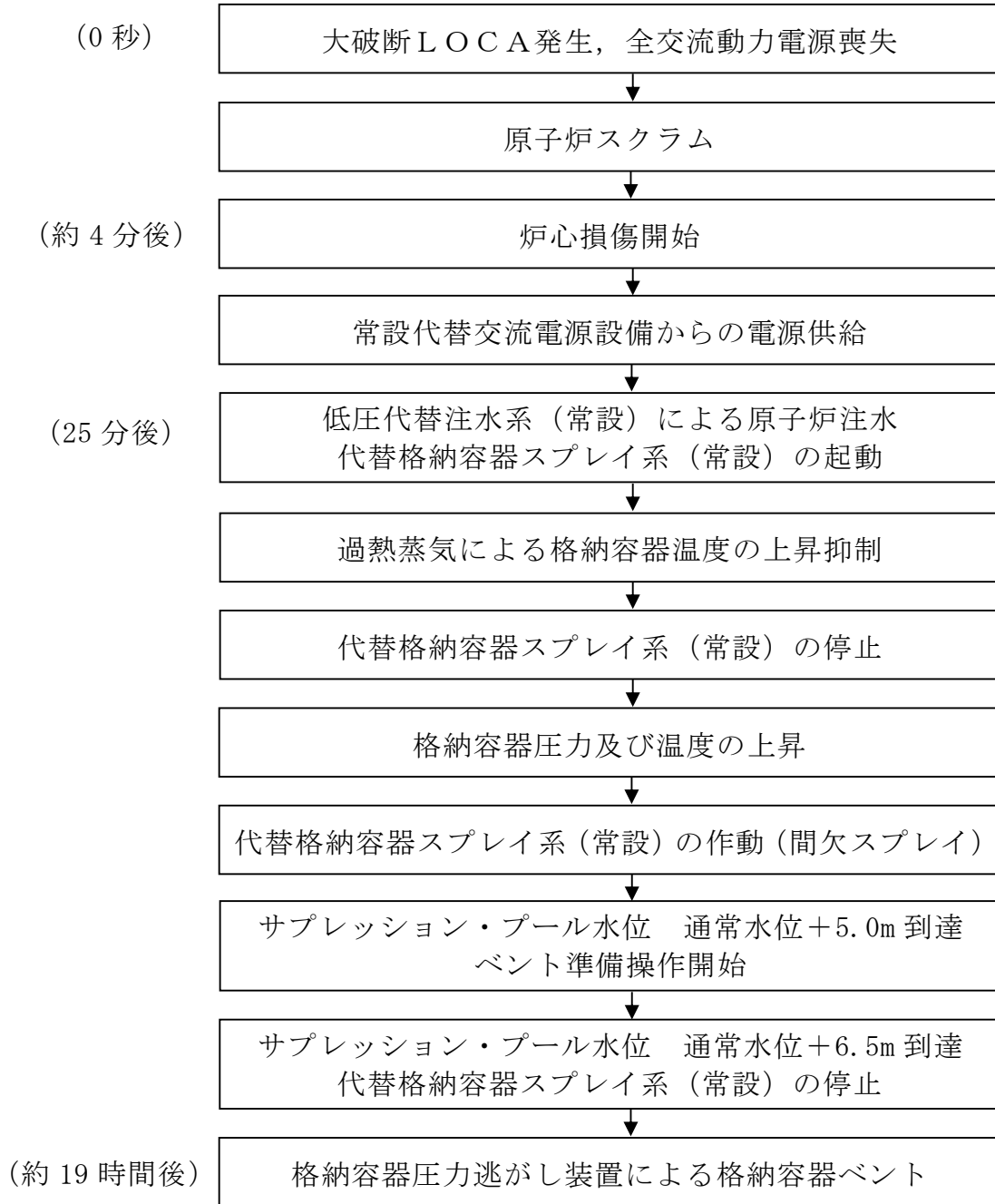
大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの電源供給により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器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（130m³/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、速やかに格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

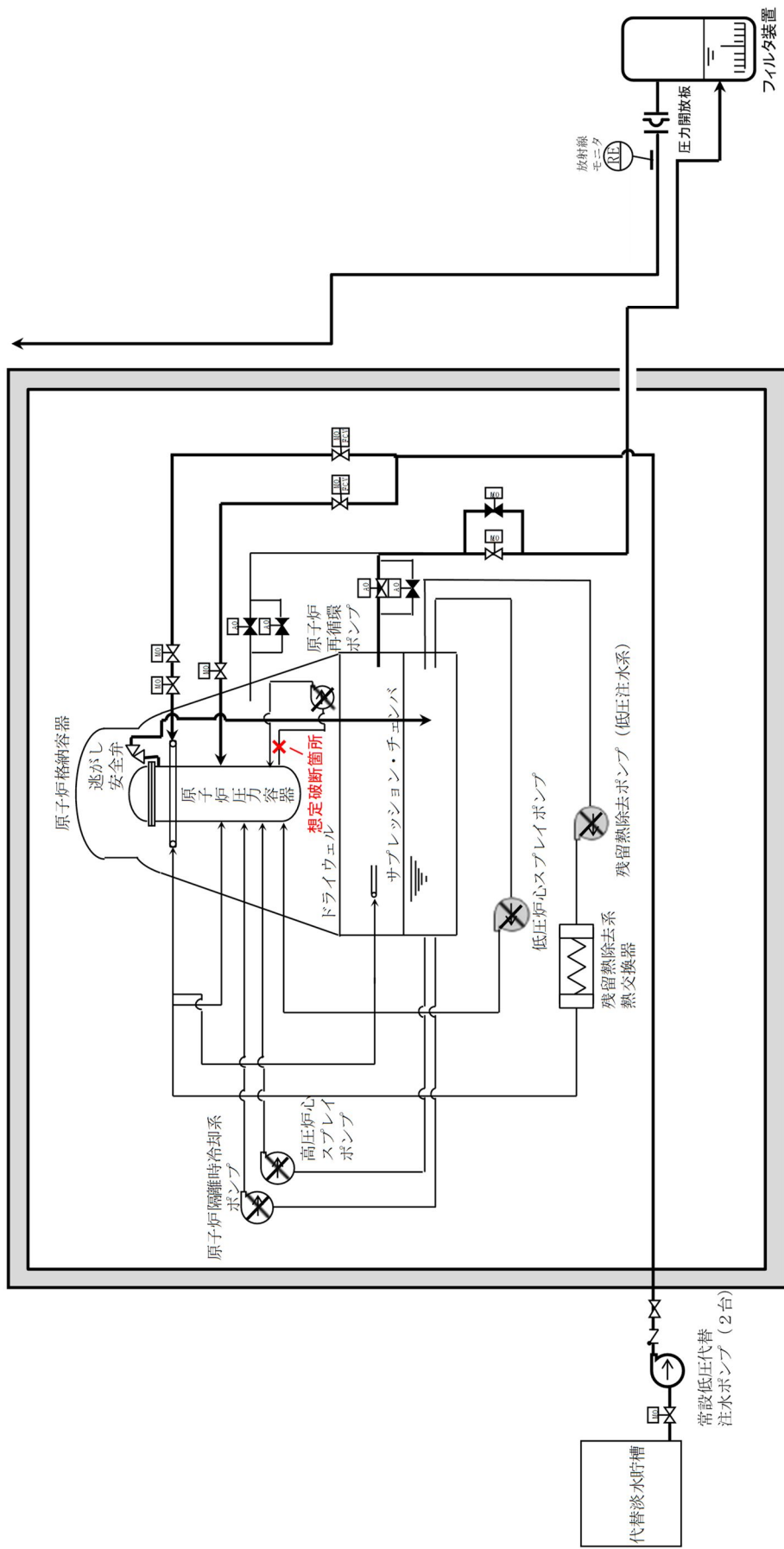
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」のシナリオの概要を第 4.1.2-1 図，系統概要図を第 4.1.2-2 図，格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。

解析上の時間



第 4.1.2-1 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)

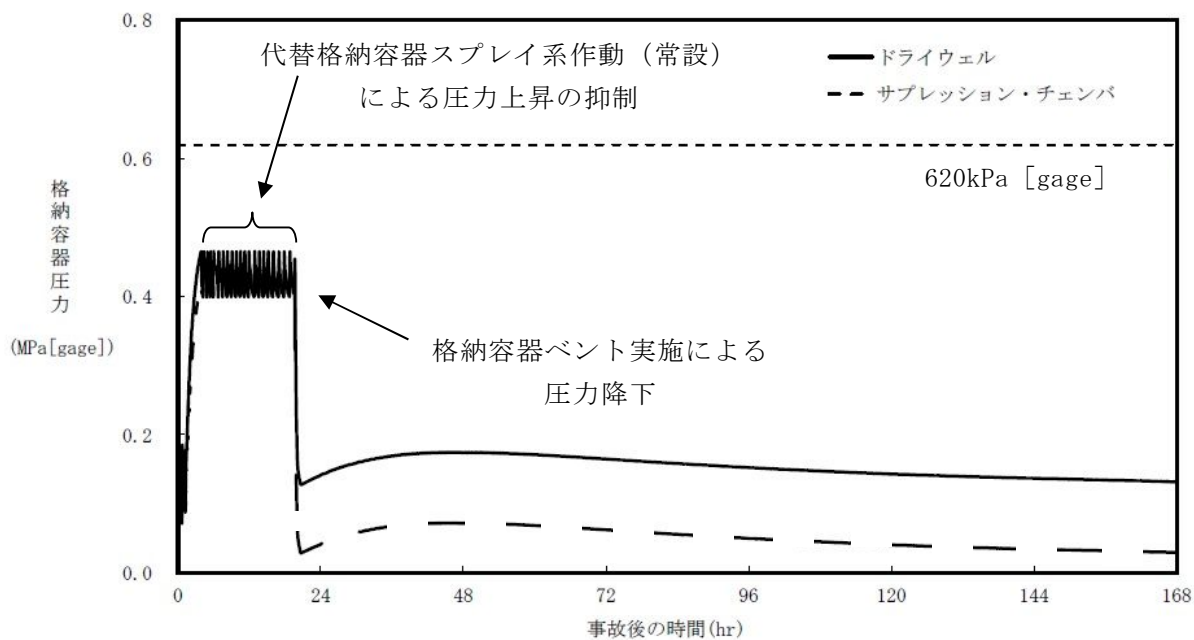
(代替循環冷却系を使用できない場合)」のシナリオの概要



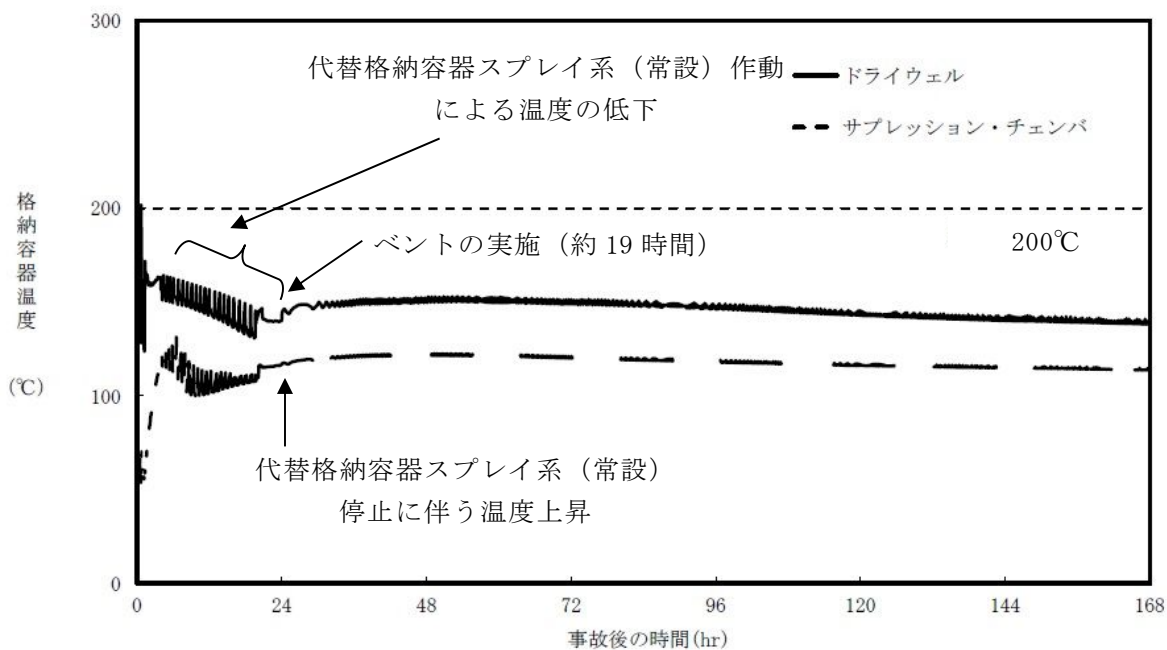
原子炉建屋原子炉棟

第 4.1.2-2 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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

における系統概要図



第 4. 1. 2-3 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) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 2-4 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) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

4.1.3 格納容器圧力逃がし装置操作手順について

格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、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。（別紙37）

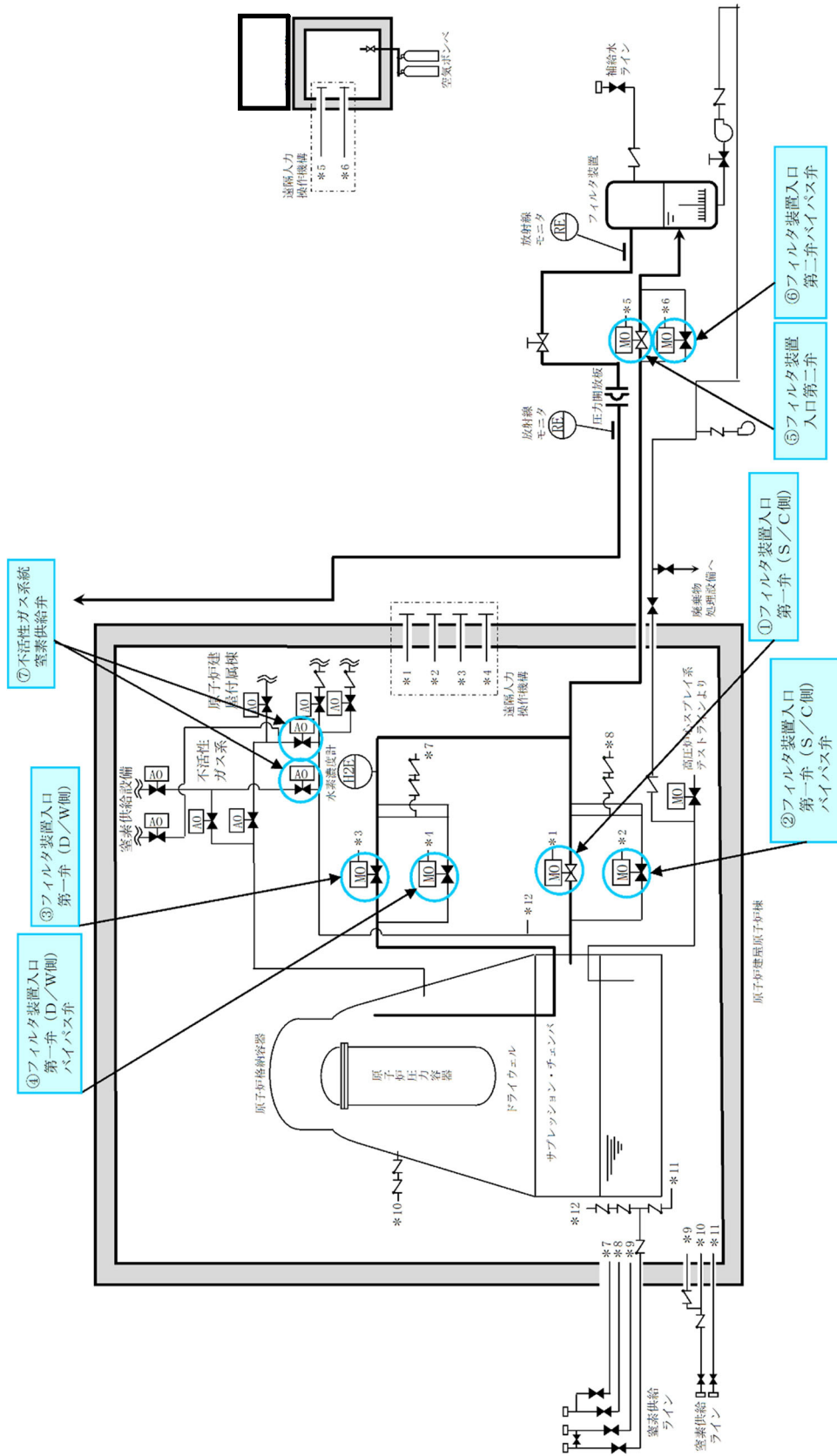
ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

また、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）及びフィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁（以下「第一弁」という。）とフィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁（以下「第二弁」という。）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隔離する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがな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圧力逃がし装置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間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第4.1.3-1図に示す。

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



第 4.1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

(1) 格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、第 4.1.3-1 表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及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第 4.1.3-1 表 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		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%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 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で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。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・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の確保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）による格納容器スプレイ（連続）を実施し、サブプレッション・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。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。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。

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ドライ条件にて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。ベント実施の判断フローを第4.1.3-2～4図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第4.1.3-2表に示すパラメータを確認する。

第4.1.3-2表 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
ドライウェル又はサブレーション・チェンバの γ 線線量率	設計基準事故（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 γ 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、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の γ 線線量率相当となっている。（別紙23）

さらに、炉心損傷後の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として、第4.1.3-3表に示す判断基準を整理している。こ

これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第 4.1.3-3 表 炉心損傷後の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

目的	実施判断基準
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合（別紙 25）
	原子炉建屋水素濃度 2vol% 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℃ 以上において温度上昇が継続している場合（別紙 21）
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol% を考慮し、原子炉建屋水素濃度 2vol% 到達によりベントを実施する。

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を下回る 620kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、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ためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、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させることが可能と考えられることから、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ためにベントを実施する。

※1 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、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。

※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、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実施する。

※3 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。(別紙 26)

※4 ベント準備は、格納容器圧力が620kPa [gage]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。第一弁操作はサブレーション・チェンバ側を優先し、フィルタ装置入口第一弁(S/C側)、フィルタ装置入口第一弁(S/C側)パイパス弁の優先順位で、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。また、炉心損傷を判断した場合において、格納容器過圧破損防止のためのベント準備に際しては、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、 に移動し、待機する。

※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実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で4.3vol%に到達した時点で、ベント操作を実施する。遠隔操作不可の場合には、現場に移動し、手動操作を実施する。

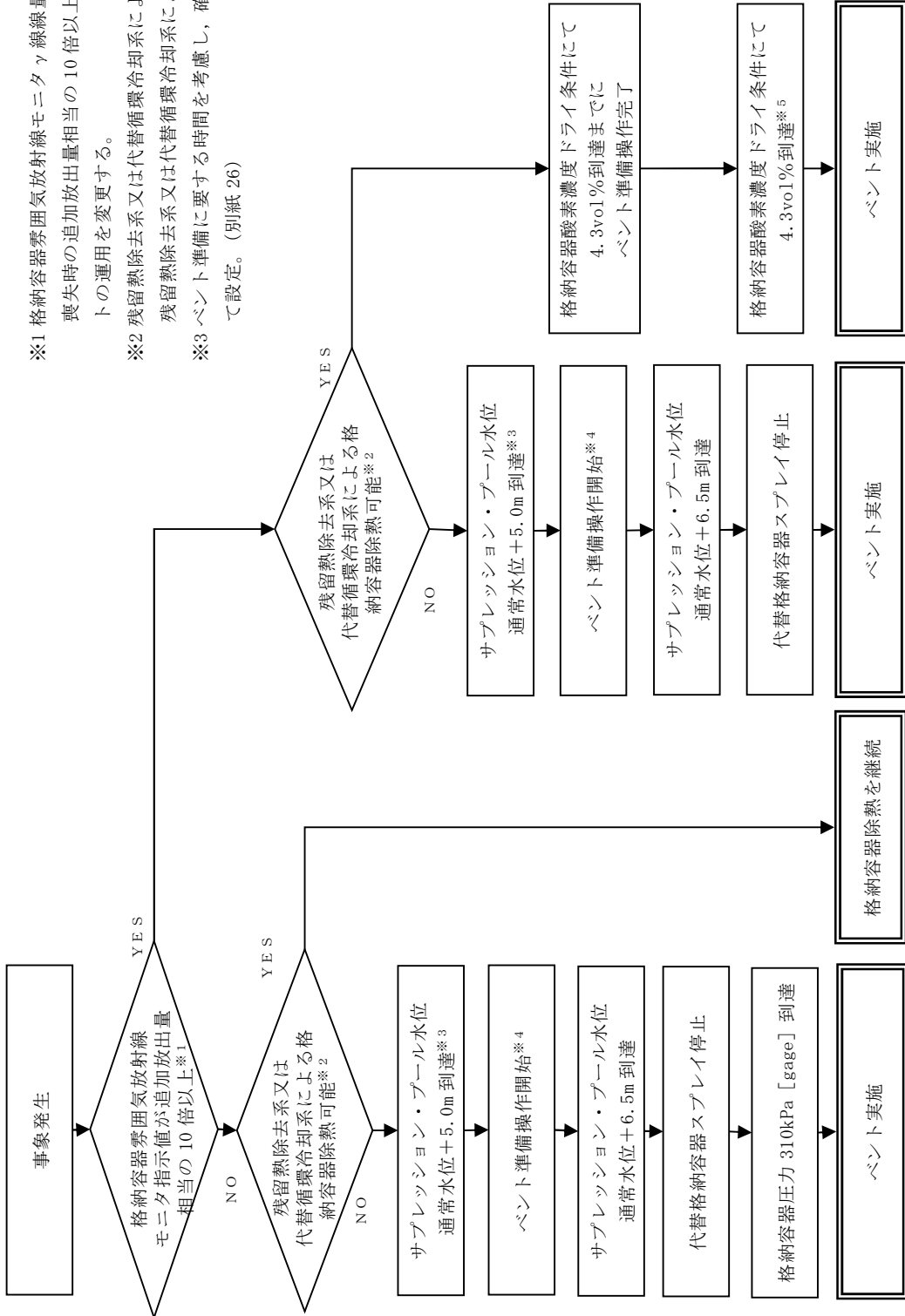
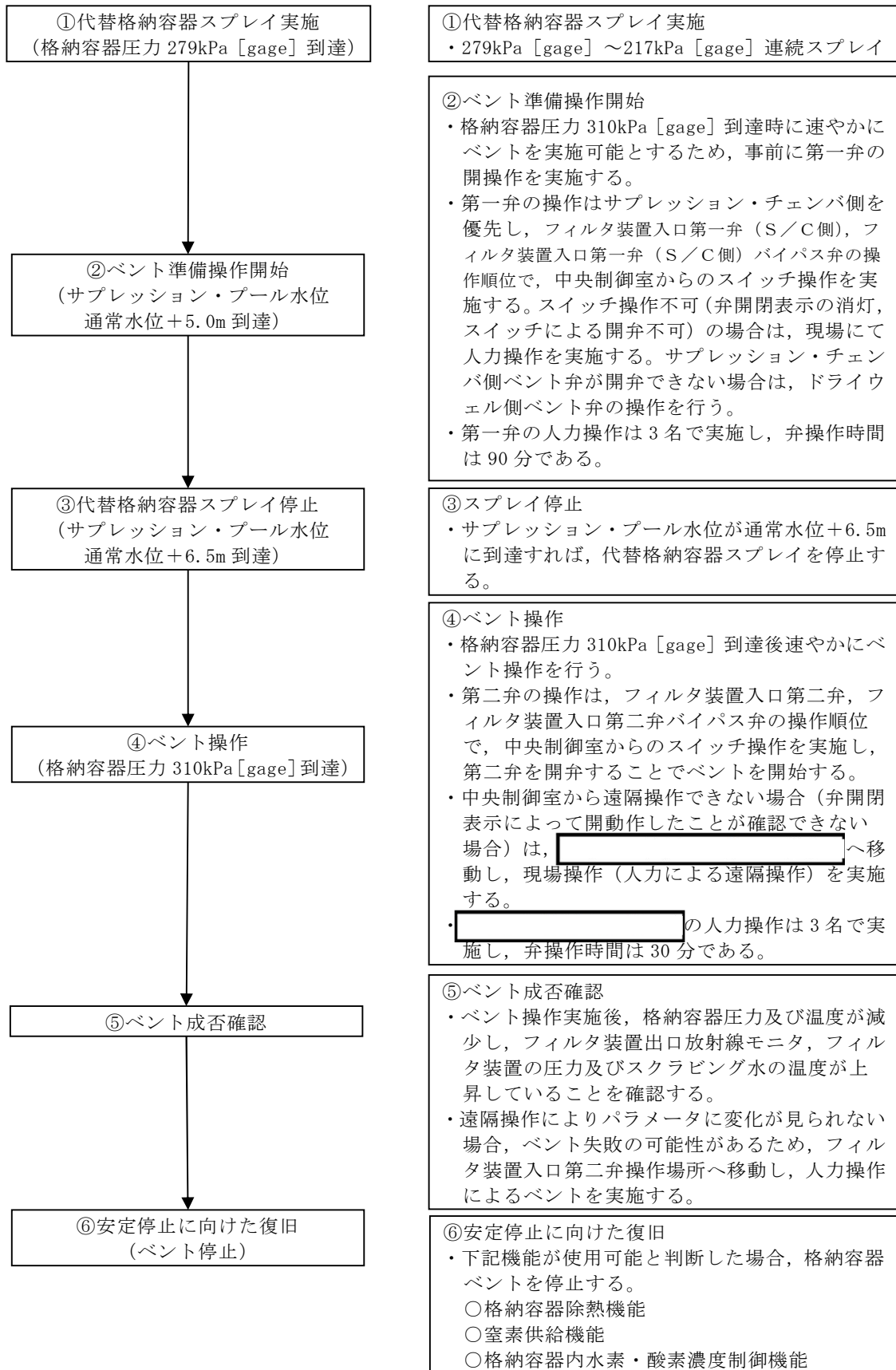


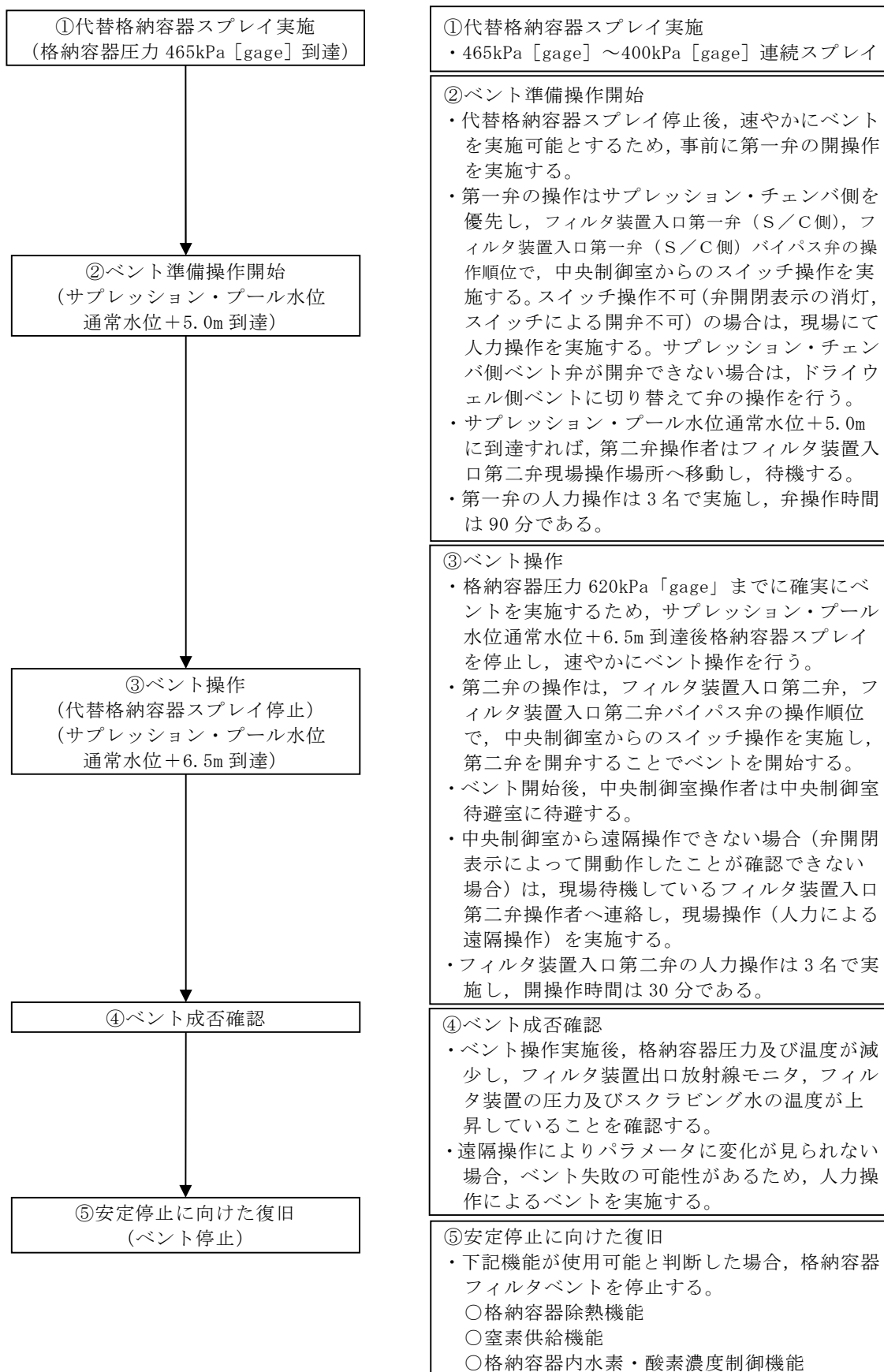
図 4.1.3-4 図に
詳細フローを示す

図 4.1.3-3 図に
詳細フローを示す

第 4.1.3-2 図 ベント実施の判断フロー



第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第 4.1.3-4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第 4.1.3-4 表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。

第 4.1.3-4 表 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
フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること
フィルタ装置圧力 フィルタ装置排気ライン圧力	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、第 4.1.3-1 図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等により確認する。

- ① フィルタ装置入口第一弁（S/C側）
- ② フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁
- ③ フィルタ装置入口第一弁（D/W側）
- ④ フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁

- ⑤ フィルタ装置入口第二弁
- ⑥ フィルタ装置入口第二弁バイパス弁

(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（不活性ガス系）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。

- ⑦ 不活性ガス系統窒素供給弁

(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、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、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、ゴム手袋及び胴長靴（装備量が多くなる湿潤状況時の場合）であり、着用時間は約12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、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□
□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、ゴム手袋及び胴長靴（装備量が多くなる湿潤状況時の場合）であり、着用時間は約 12 分である。なお、□内は湿潤状況となることはなく、実際の装備に要する時間は約 12 分より短くなると考える。

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、サブプレッション・プール通常水位+5.0m 到達によりベント準備実施の判断をする。

（別紙 26）

また、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実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.3vol% に到達する時間を予測し、4.3vol% 到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器内酸素濃度（S A）

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第 4.1.3-5 表に示す。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ことを目的としていることから、ベント実施に不可欠な操作であり、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。

第 4.1.3-5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

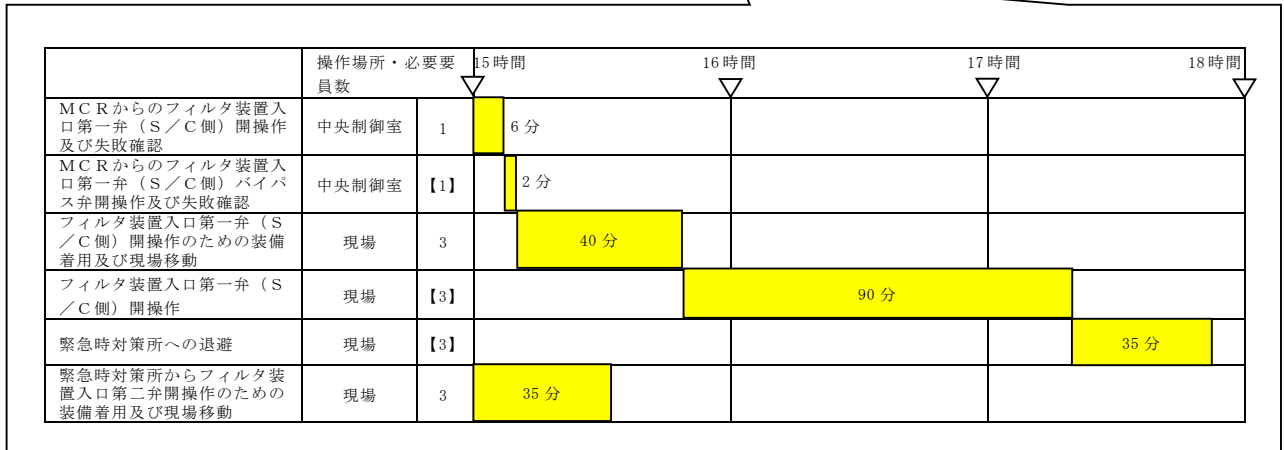
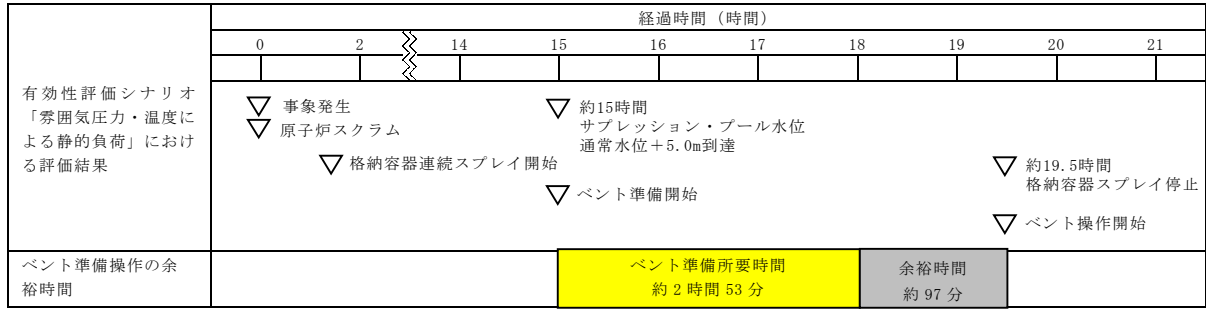
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付 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ライトを携行しているため、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		【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ライトを携行しているため、操作に影響はない。		
			【炉心損傷後】 16mSv/h 以下			

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できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第 4.1.3-5 図に示す。

第 4.1.3-5 図に示すとおり、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（フィルタ装置入口第一弁の場合）】



※D/Wベントの操作時間もS/Cベントと同様

第 4.1.3-5 図 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、限界圧力を下回る 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ドライ条件にて 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ドライ条件にて 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 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

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、連続の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ドライ条件にて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 (S A)

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第 4.1.3-6 表に示す。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（）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できない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、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効線量は、約 18mSv である。（別紙 17）

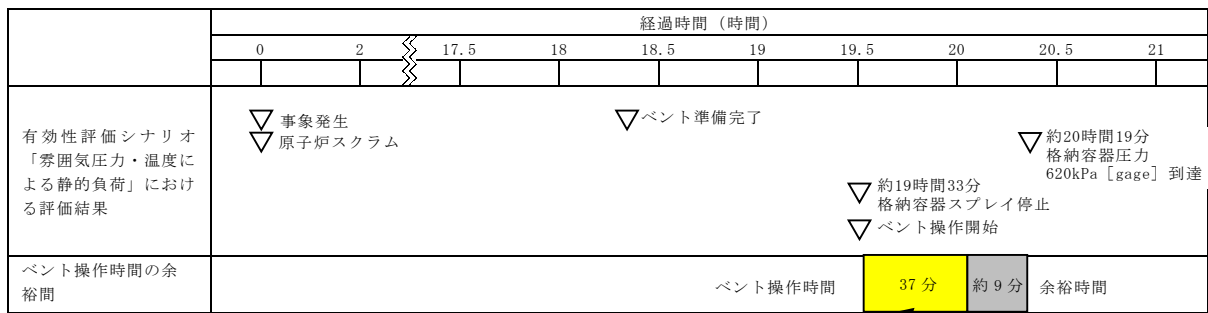
第 4.1.3-6 表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

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】 約 60mSv/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。	—
		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】 16mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため、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。

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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-6図に示す。

第4.1.3-6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達する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。



	操作場所・必要要員数	19.5時間		20時間	
		開始	終了	開始	終了
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1		3分		
MCRからのフィルタ装置入口第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1		2分		
MCRからのフィルタ装置入口第二弁バイパス弁開操作及び失敗確認	中央制御室 【1】		2分		
フィルタ装置入口第二弁開操作	現場 3			30分	

第4.1.3-6図 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、第 4.1.3-7 表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。

第 4.1.3-7 表 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モニタ	

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、第 4.1.3-8 表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。

第 4.1.3-8 表 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
サブプレッション・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モニタ	
モニタリング・ポスト	

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圧力逃がし装置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*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影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、原子炉スクラムしてから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、ベントを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、溶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

第 4.1.3-9 表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第 4.1.3-10 表に示すパラメータを確認し、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。(別紙 20)

第 4.1.3-9 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	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"> ・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 ・系統内のパージを実施する
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

第 4.1.3-10 表 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。

第 4.1.3-7 図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ベント停止可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ・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、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）を格納容器ベントで使用した場合は、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する。）

また、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）を格納容器ベントで使用した場合は、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）を閉とすること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。
- ・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実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。

④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、上記②で閉とした第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。

⑤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。

⑥上記④で開とした第一弁を閉とする。

⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧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第 4.1.3-11 表に示す。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（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。（別紙 18）

第 4.1.3-11 表 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。	<p>【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。</p> <p>【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間</p>	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。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	<p>【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。</p> <p>【炉心損傷後】 16mSv/h 以下</p>	ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、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）、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	<p>【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。</p> <p>【炉心損傷後】 3.3mSv/h 以下</p>	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。	アクセスルート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）、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 4.1.3-12 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

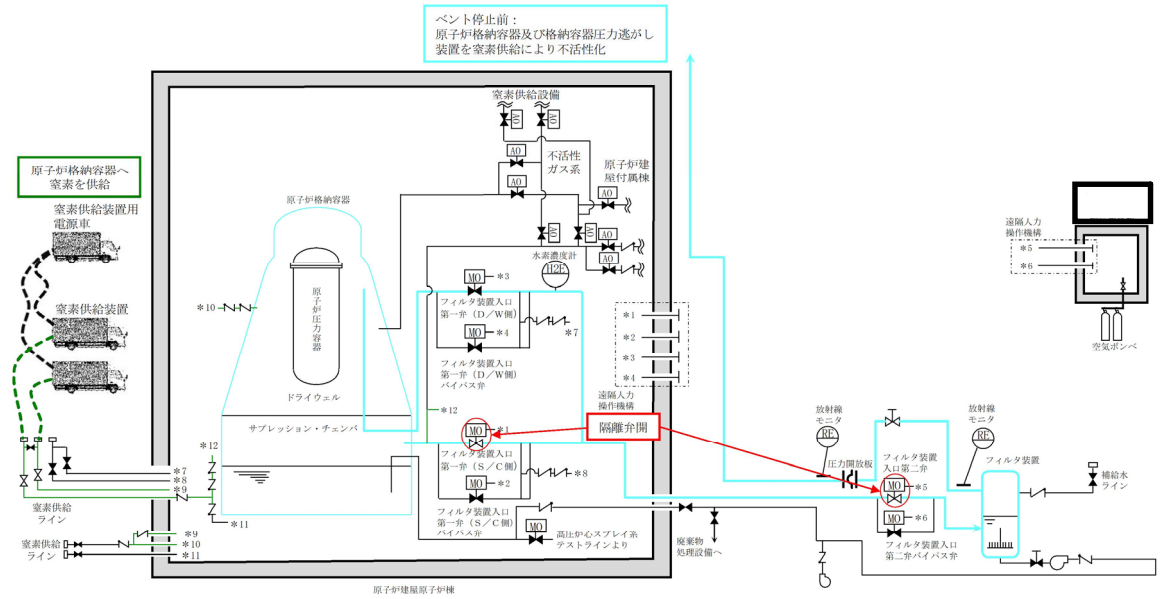
第 4.1.3-12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

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"> ・ 格納容器内が負圧でないこと ・ 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
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後を除く）
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モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと

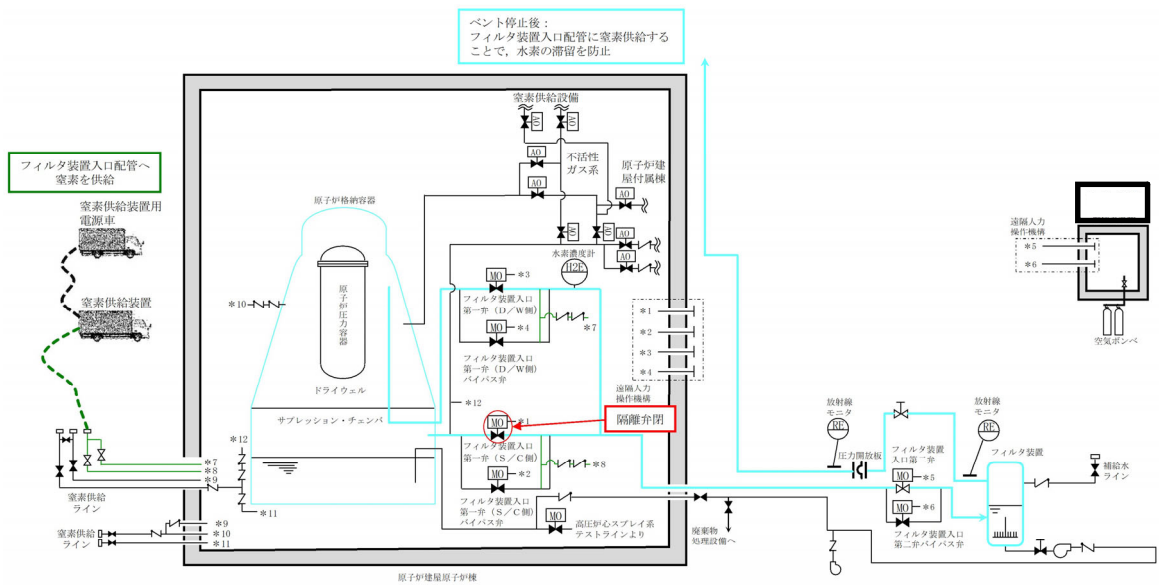
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁（原子炉建屋側）を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁（原子炉建屋側）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。

第 4.1.3-8 図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)

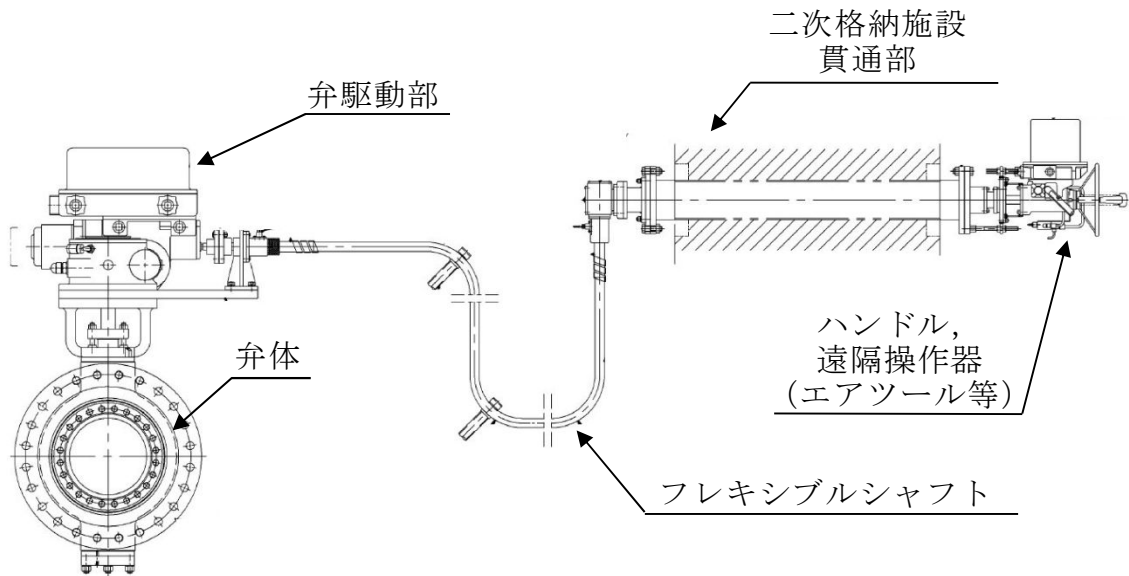
4.2 現場における操作について (別紙 17, 18)

4.2.1 隔離弁の現場操作

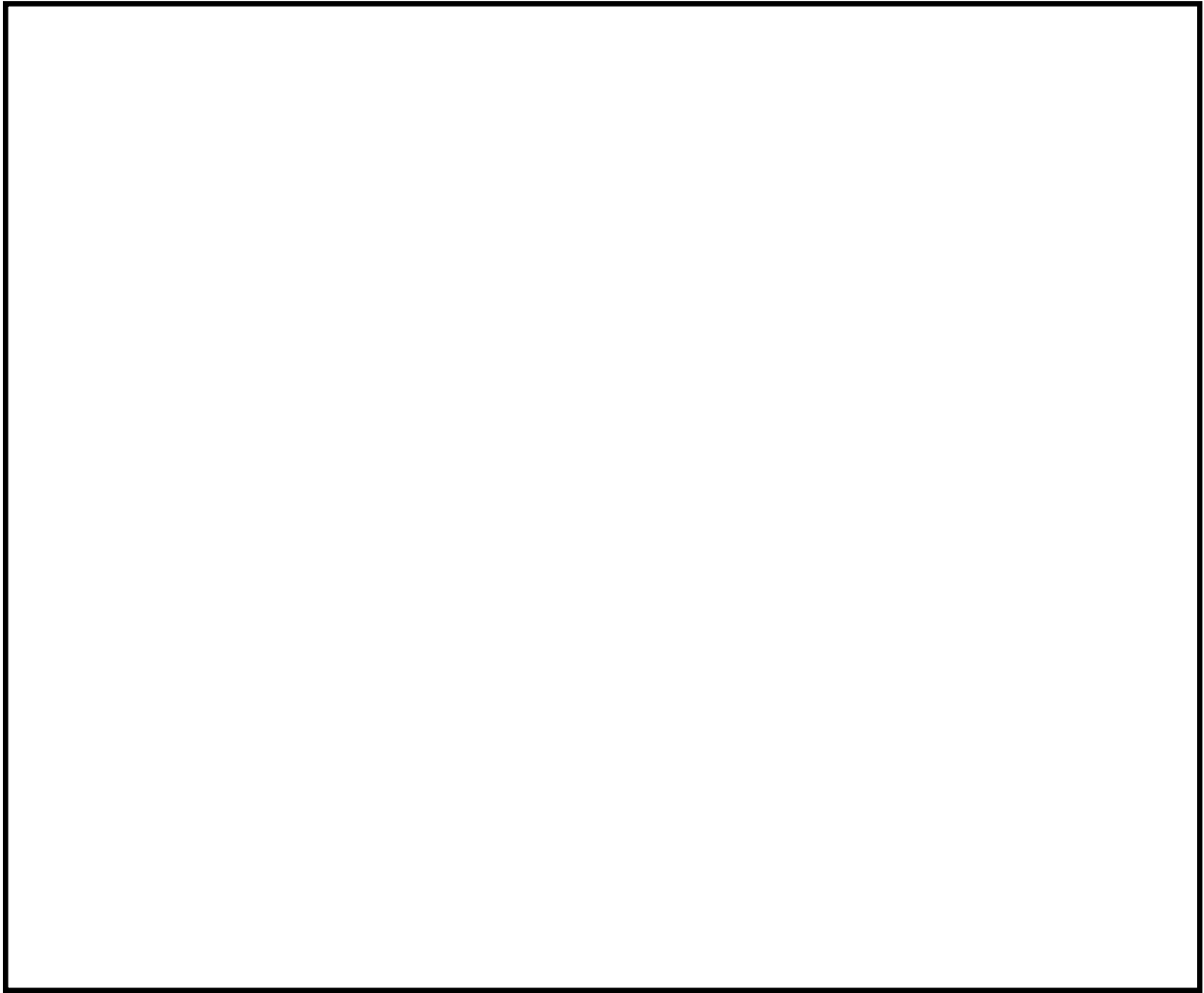
第一弁及び第二弁とも交流電源で駆動することから、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から受電することで、中央制御室からの操作が可能である。

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、遠隔人力操作機構により、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び から人力で操作が可能である。

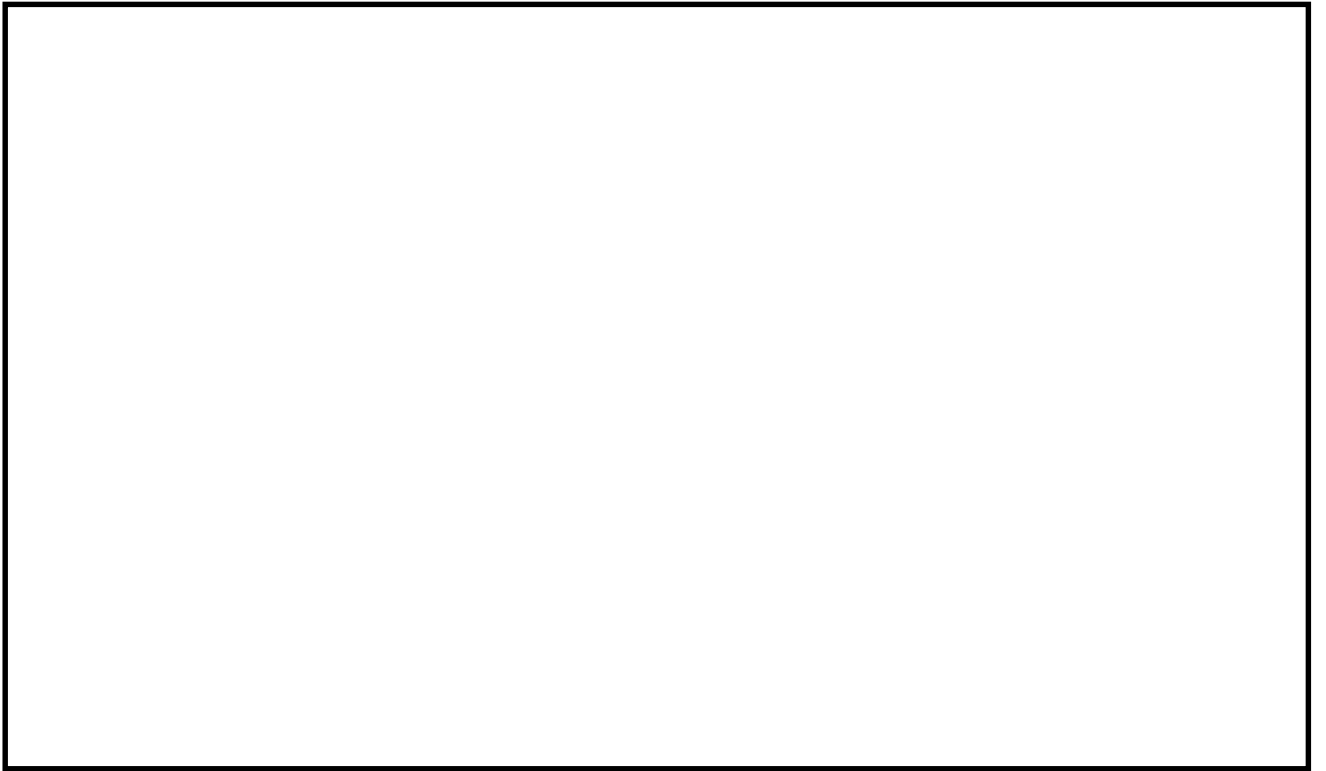
人力による操作の概略を第 4.2.1-1 図に示す。また、現場操作場所を第 4.2.1-2 図に示す。



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 (1/2)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

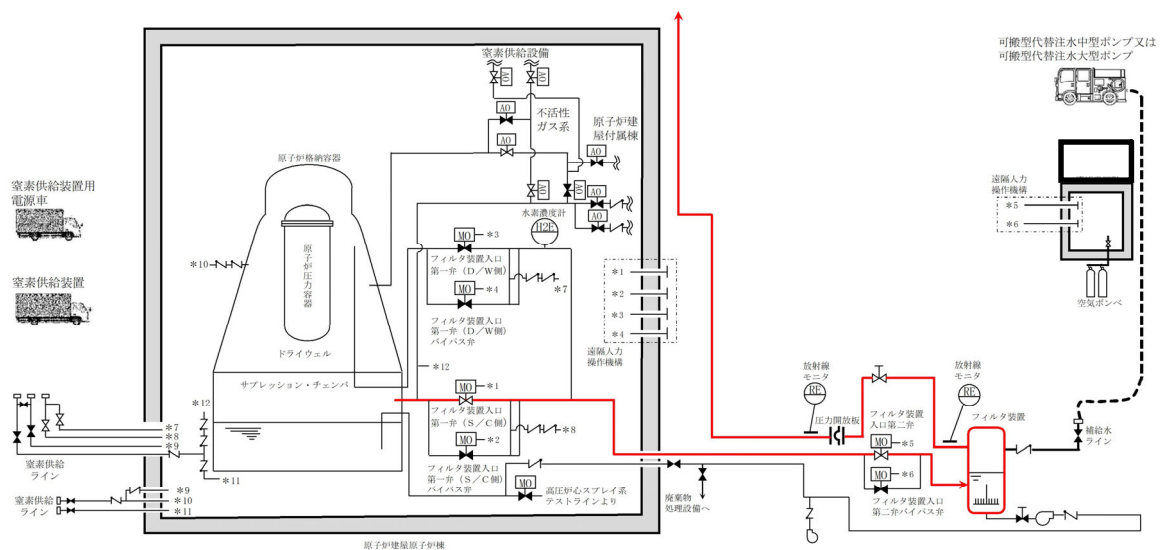
4.2.2 スクラビング水の補給

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7日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よう水位を設定するとともに、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。

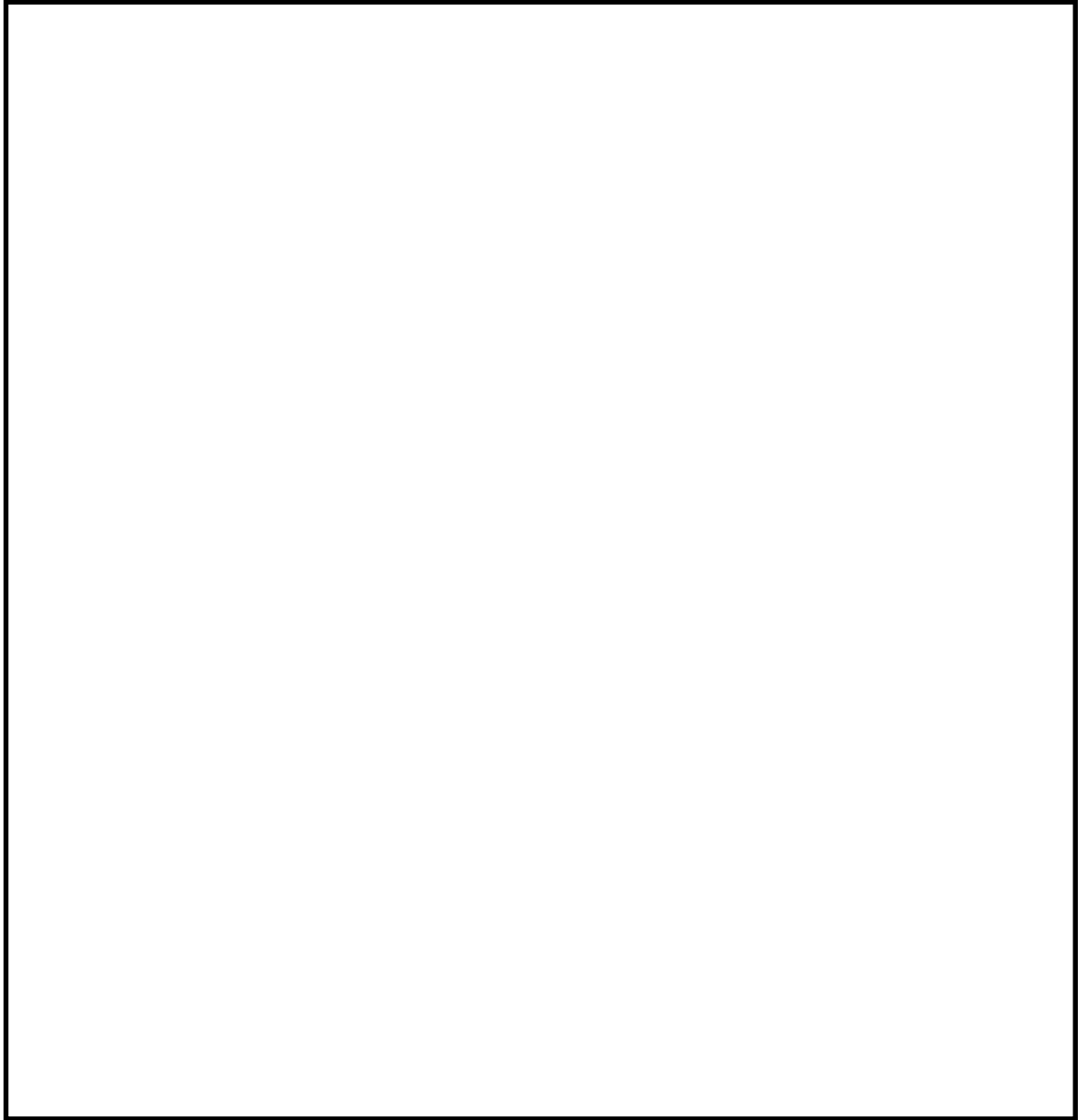
外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

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箇所の詳細位置を第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



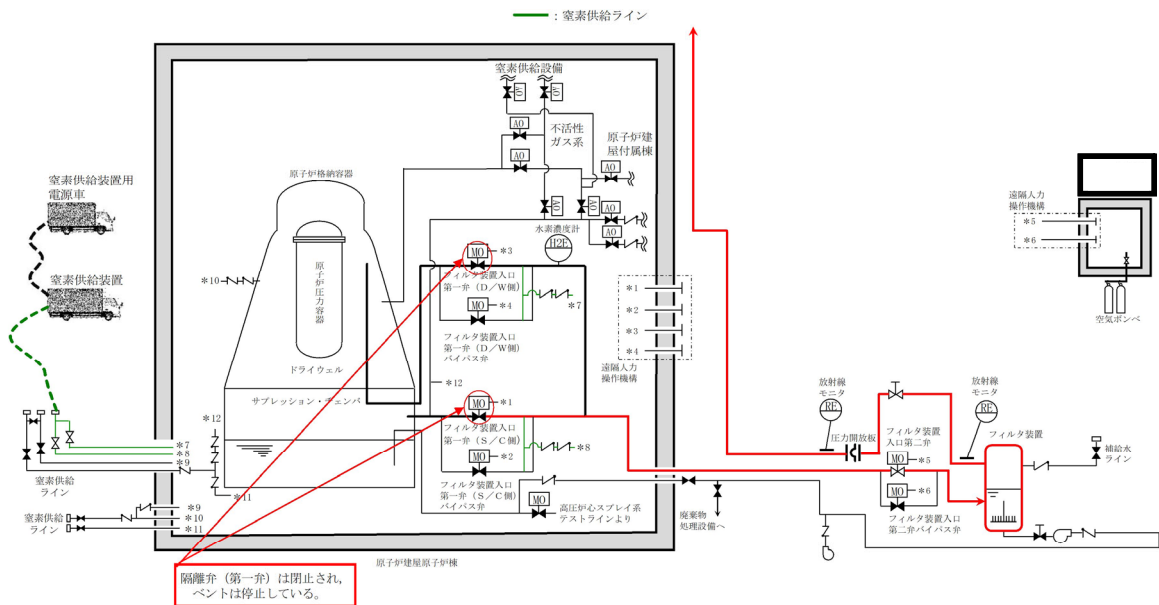
第 4.2.2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

4.2.3 窒素の供給

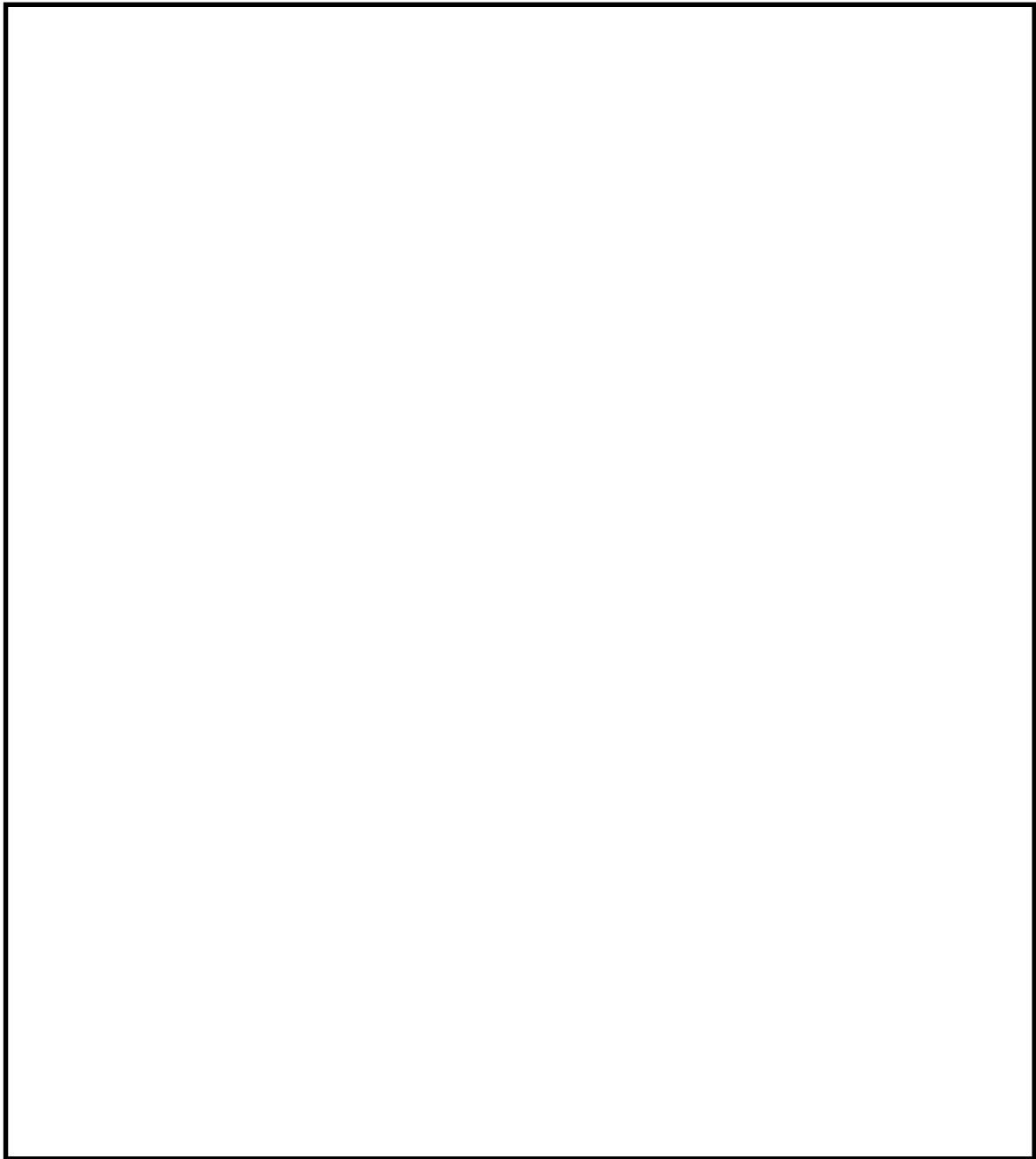
内に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素を格納容器圧力逃がし装置へ供給する。

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保する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続箇所の詳細な現場位置を第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 窒素供給用接続箇所を設置位置

4.2.4 排水操作

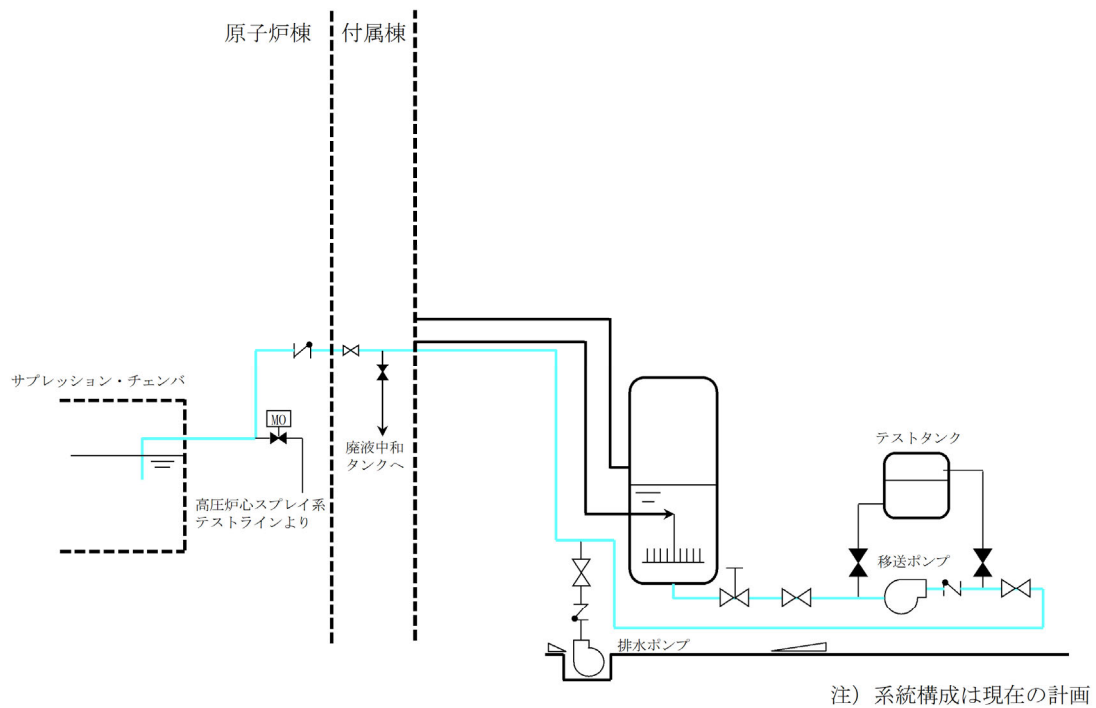
排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が [] 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。

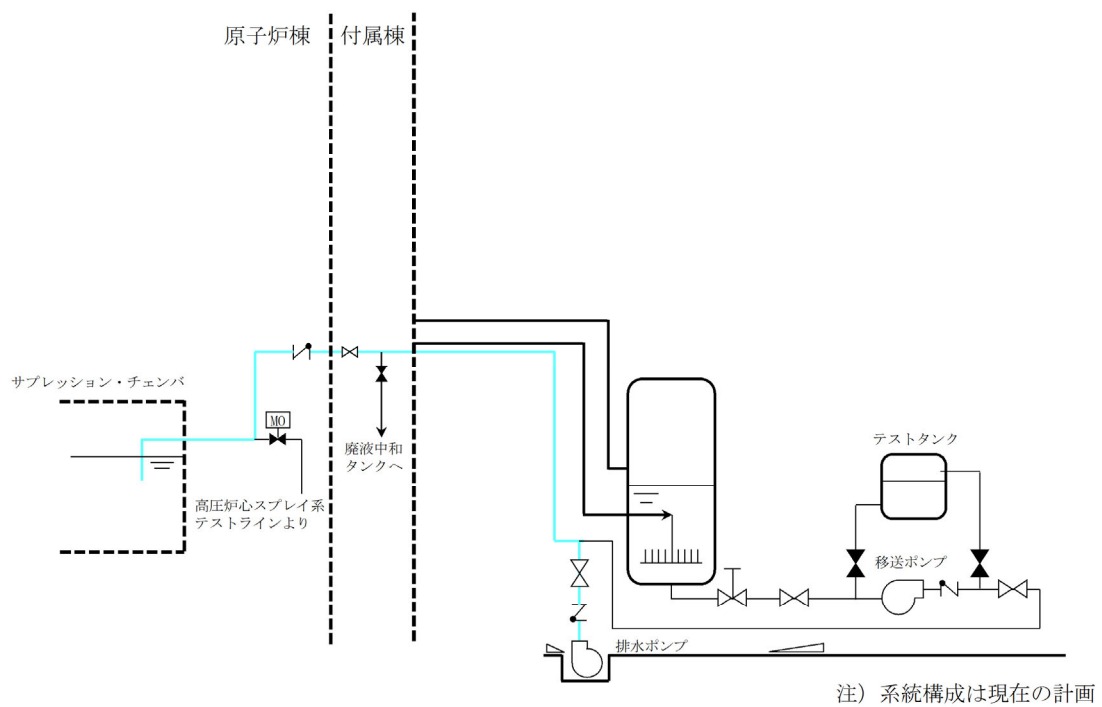
移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、 [] 内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。

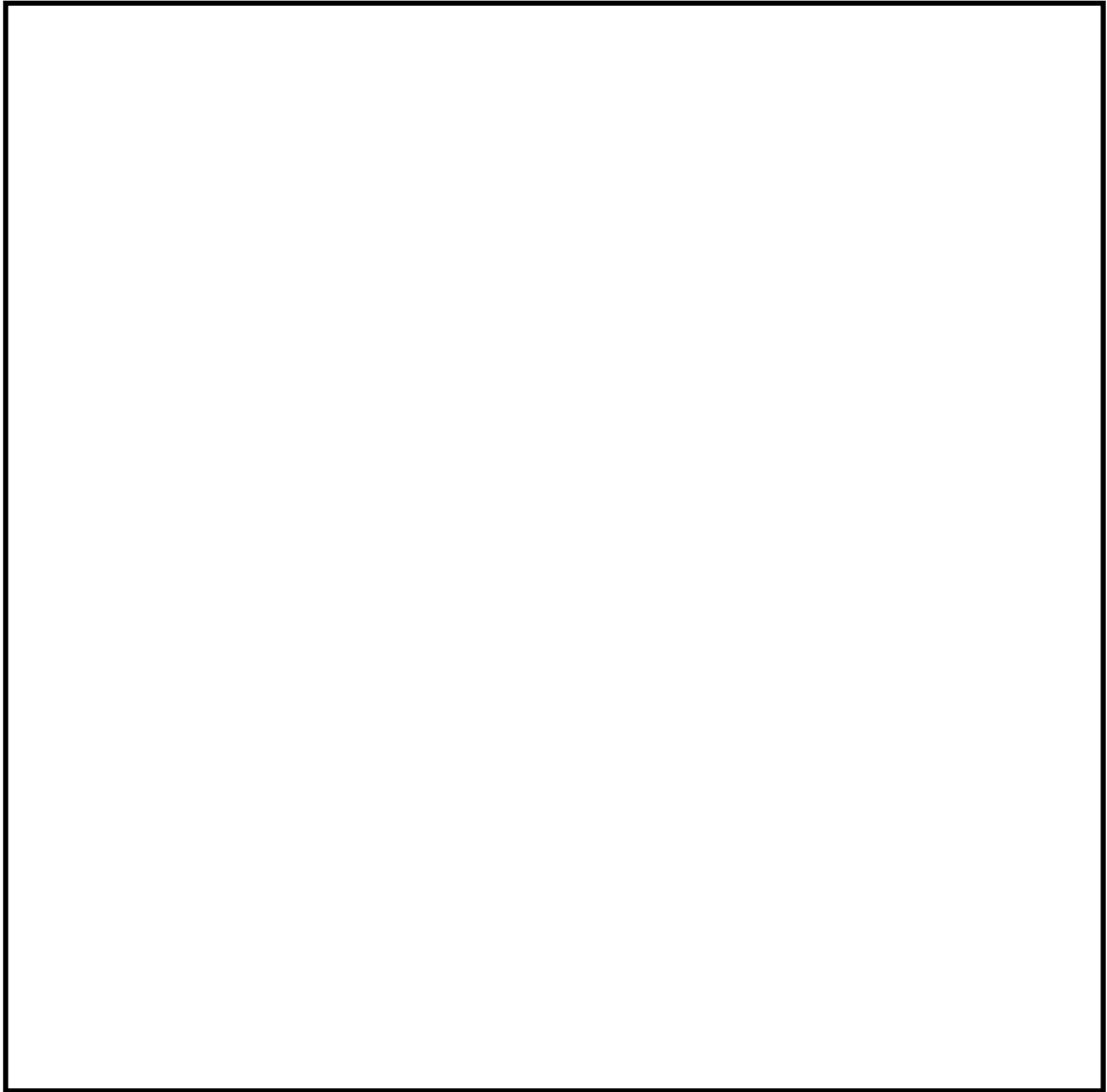
スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2.4-3 図に示す。（別紙 13）



第 4.2.4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要



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

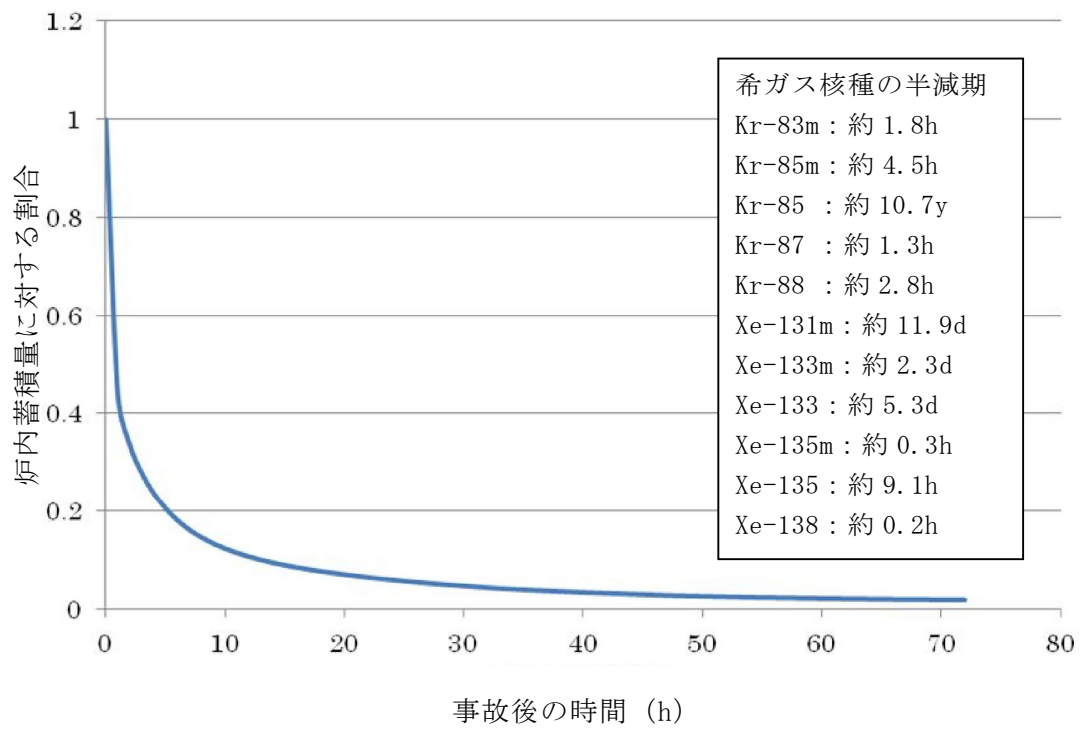
格納容器圧力逃がし装置にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 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、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4.3-1図に示す。



第 4.3-1 図 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

4.4 設備の維持管理

(1) 点検方法

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置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、定期検査ごとに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、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙14）

東海第二のフィルタ装置では、銀ゼオライトの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 定検ごと
		・フランジ部点検手入れ	10 定検ごと，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 定検ごと，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 定検ごと
		・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 定検ごと，ただし移送ポンプについては毎月定期試験

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置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 定検ごと
		・分解点検	156 ヶ月ごと
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検ごと
	開度計	・外観点検	2 定検ごと
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検ごと
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検ごと
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検ごと、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

格納容器圧力逃がし装置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	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・電気試験	
		・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検ごと
	特性試験	・計器校正	1 定検ごと
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検ごと
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検ごと
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検ごと

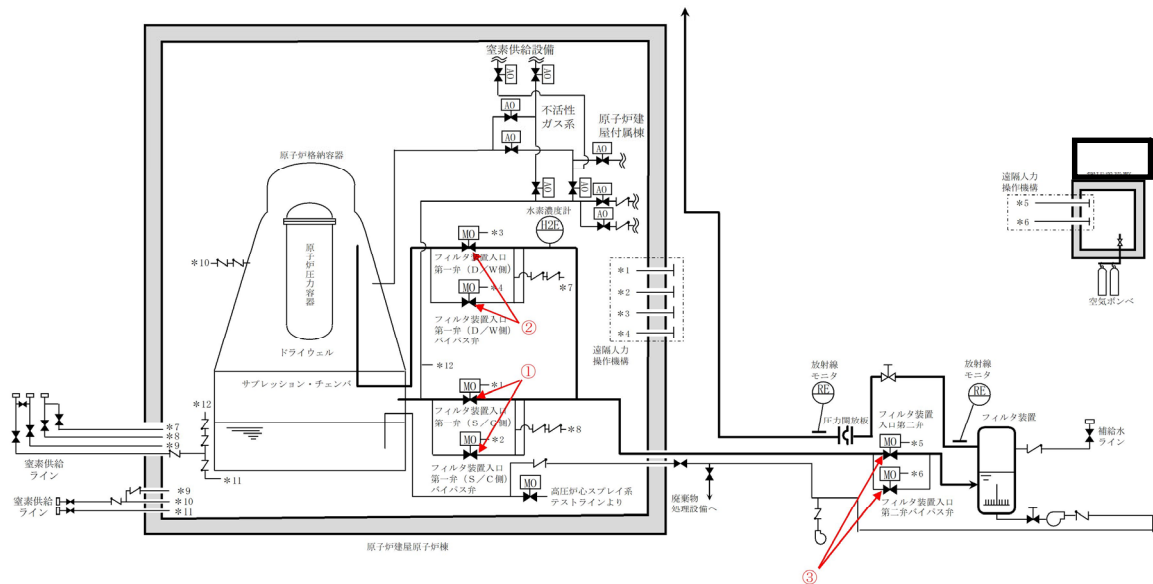
(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「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。

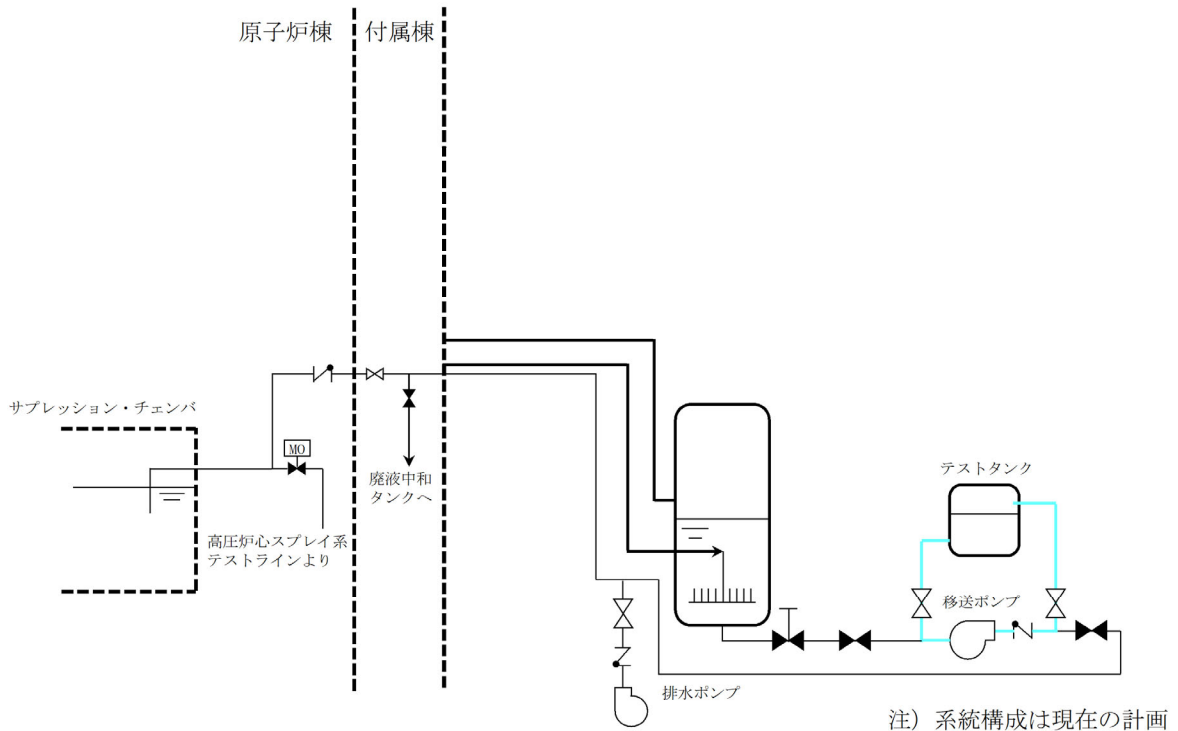
- ・ 中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・ フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第 4.4-1 図 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

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

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力620kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素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

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

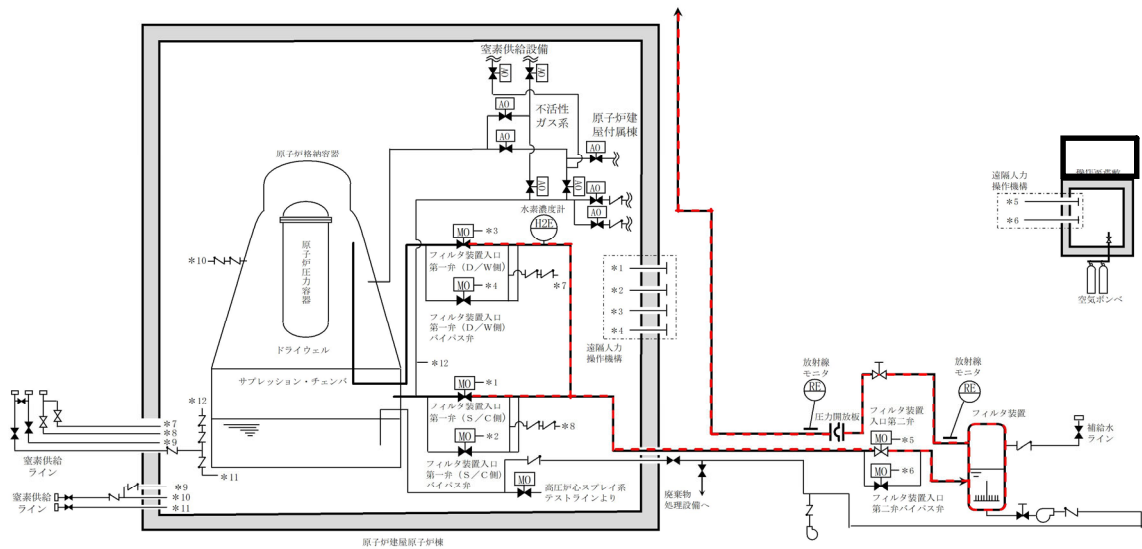
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力30kPa [gage] 以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620kPa [gage] を試験圧力とする。

(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

格納容器圧力逃がし装置の設備は、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

格納容器圧力逃がし装置の設備は、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。（別紙 31）

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

格納容器圧力逃がし装置の設備を設置する原子炉建屋、
及び洞道については、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。

なお、主要構造物は不燃性材料を使用し、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。

(b) 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[]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， 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， 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) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，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。（別紙32）

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，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圧力逃がし装置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圧力逃がし装置は，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圧力逃がし装置は，「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圧力逃がし装置は，「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圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，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圧力逃がし装置のうち屋内に設置可能なものは，原子炉建屋，及び洞道内に設置する。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。

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、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、格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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) 格納容器圧力逃がし装置

他設備への系統的な影響に対しては、格納圧力逃がし装置配管は、サプレッション・チェンバに接続された不活性ガス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、格納容器圧力逃がし装置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、可搬型窒素供給装置を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器圧力逃がし装置配管に接続していることから、格納容器圧力逃がし装置に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置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、可搬型窒素供給装置は、通常待機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待機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

格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。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

格納容器圧力逃がし装置は、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、ベント後の格納容器圧力逃がし装置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。

水素の排出経路内の水素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

格納容器圧力逃がし装置は、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。

重大事故等発生時の環境条件については、格納容器圧力逃がし装置は原子炉建屋付属棟及び（二次格納施設外）、屋外（格納容器圧力逃がし装置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。（別紙43）

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

格納容器圧力逃がし装置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。（別紙16）

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。（別紙48）

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。（別紙18）

重大事故等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、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

格納容器圧力逃がし装置の起動は、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。（別紙16）

中央制御室設置の制御盤での操作スイッチは、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。（別紙48）

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、操作する全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圧力逃がし装置への窒素の供給は、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、操作する全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とも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、通常待機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

格納容器圧力逃がし装置は、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、接続する不活性ガス系を、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、不活性ガス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。

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

格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置の機械設備、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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 設計基準事故対処設備との多様性，独立性，位置的分散

格納容器圧力逃がし装置は、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

格納容器圧力逃がし装置は、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

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 放射性物質の低減

格納容器圧力逃がし装置は、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

格納容器圧力逃がし装置は、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、格納容器圧力逃がし装置の配管には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及び酸素の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

格納容器圧力逃がし装置は、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、格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置の起動は、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）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エ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， は必要な遮蔽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. 格納容器圧力逃がし装置の設置

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、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 格納容器の不活性化

格納容器は、通常運転時より窒素により不活性化される設計となっている。

c. 水素排出経路における対策

格納容器圧力逃がし装置により水素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、格納容器圧力逃がし装置の配管には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及び酸素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フィルタ装置入口水素濃度計については、代替電源設備の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電ができる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタについては、代替電源設備の常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器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。

可燃性ガスの爆発防止対策について

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる^{*1}。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回るが、格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol% 以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol% 未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素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おける水素爆発を防止する（補足 1）。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、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及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートに U シール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol% かつ酸素濃度 5vol% 以上の条件に加えて、着火源又は 500℃ 以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源又は 500℃ 以上の発熱源の不確かさが大きいため、酸

素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

- ※1 熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが熔融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面ともに 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15kg（9.2 kg を保守的に丸めた数値）であり、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700kg（686kg を保守的に丸めた数値）に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol%であることを踏まえると、無視できると考えられる。（別紙 41）

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、格納容器と同様に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。

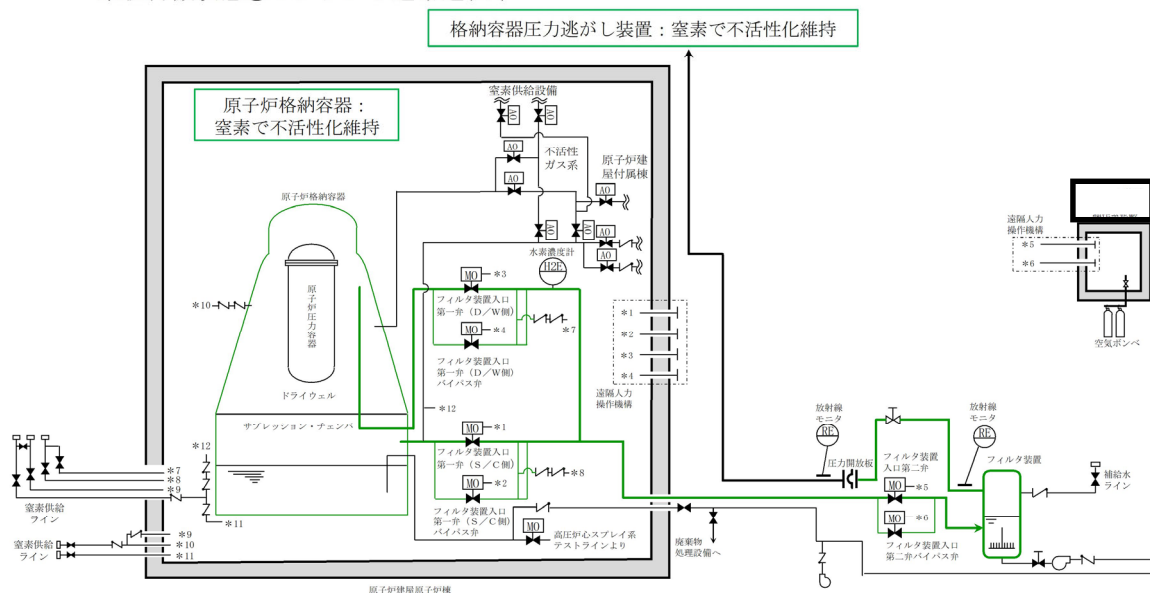
(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素の発生がないため、監視不

要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第1図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第1図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

(a) 水素爆発防止対策

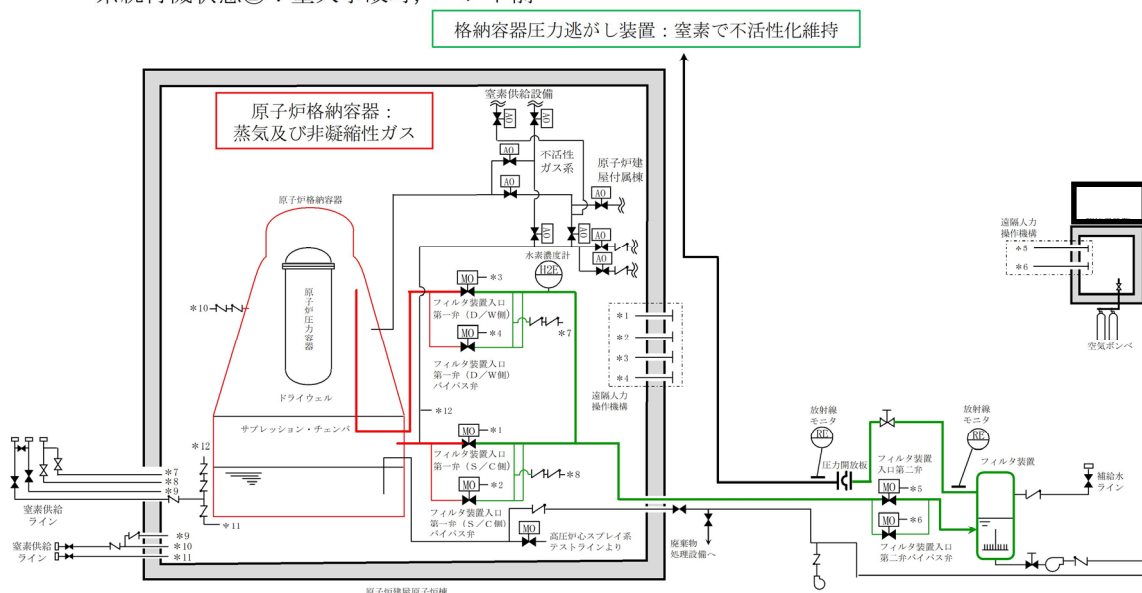
炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素が持ち込まれないため、監視不要である。

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。

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第 2 図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において，ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合，酸素濃度が上昇することで，水素爆発が発生するおそれがあるが，格納容器ベント実施前から，格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し，4.3vol%に到達した時点でベント実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため，仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお，このベント実施判断基準については，酸素濃度の可燃限界である 5vol%に対し，酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の測定誤差である $\pm 0.6\text{vol}\%$ 及び $0.1\text{vol}\%$ の余裕を考慮して設定した。また，格納容器内の気体については，格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており，濃度分布がないた

め、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））により格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。（補足 2）

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

東海第二発電所では、格納容器内をドライ条件に換算して、5vol% 未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「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、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向きの枝管に対しては、水封されること

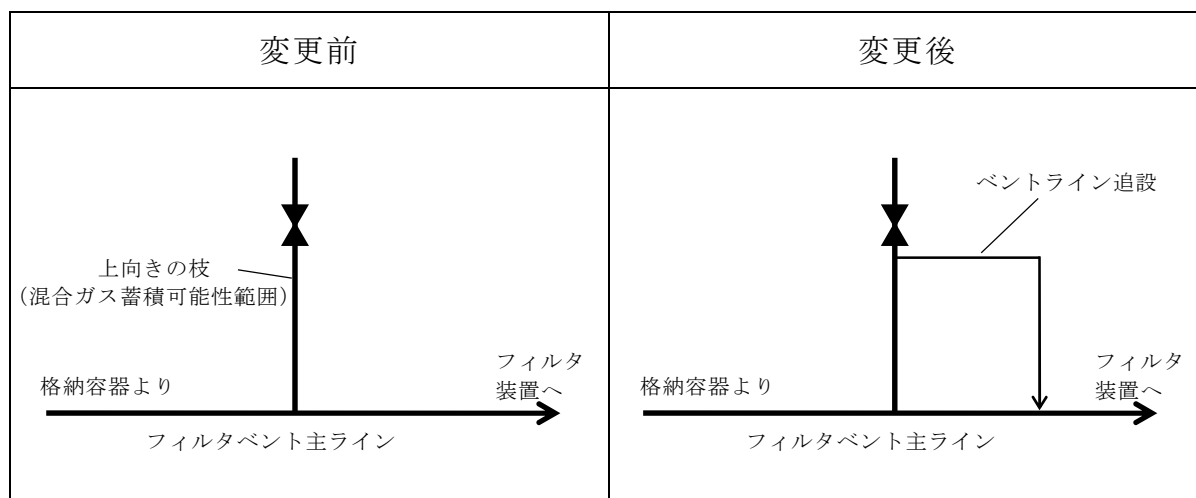
で混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) の数値が 4 以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。

上向きの枝管を設置する場合には、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。ベントラインの設置概要を第 3 図に示す。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。

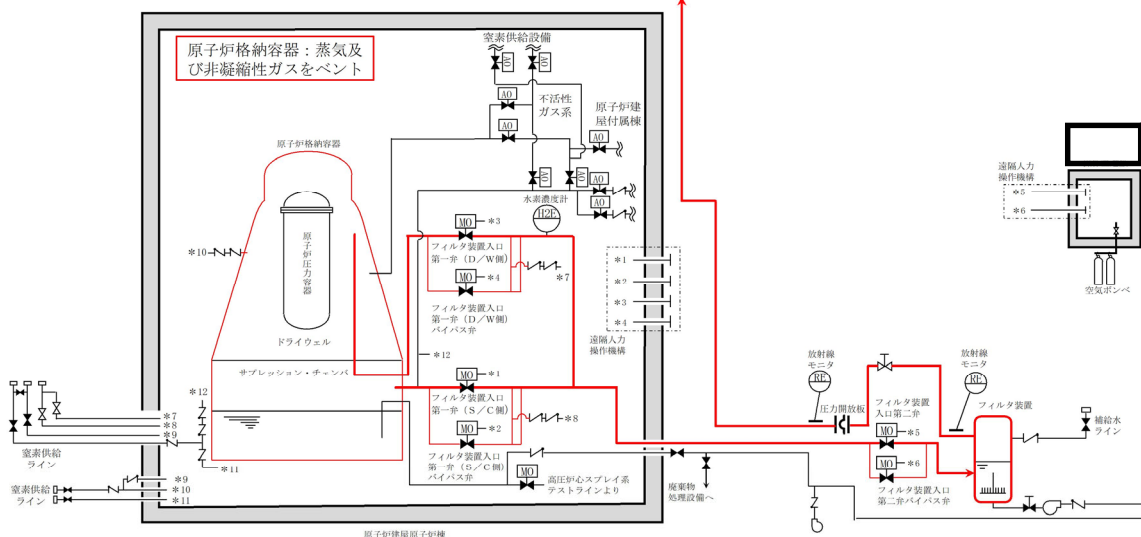


第 3 図 枝管へのベントラインの追設（混合ガス蓄積防止）

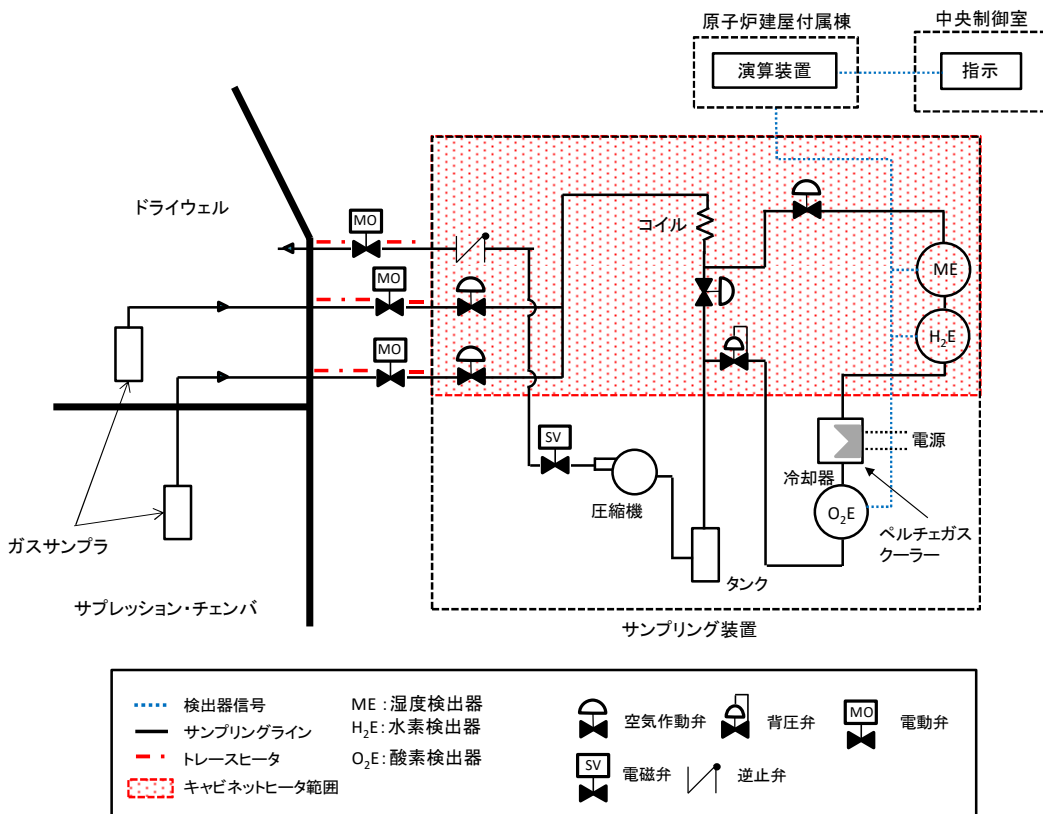
この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 4 図に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を第 5 図に、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器の気相濃度の推移を第 6 図及び第 7 図に示す。なお、図に示す格納容器の水素及び酸素の気相濃度については、MAAP 解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP 解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置：初期は不活性化されており、水素爆発には至らない。
 その後はほぼ蒸気100%が流れるため水素の滞留なし。



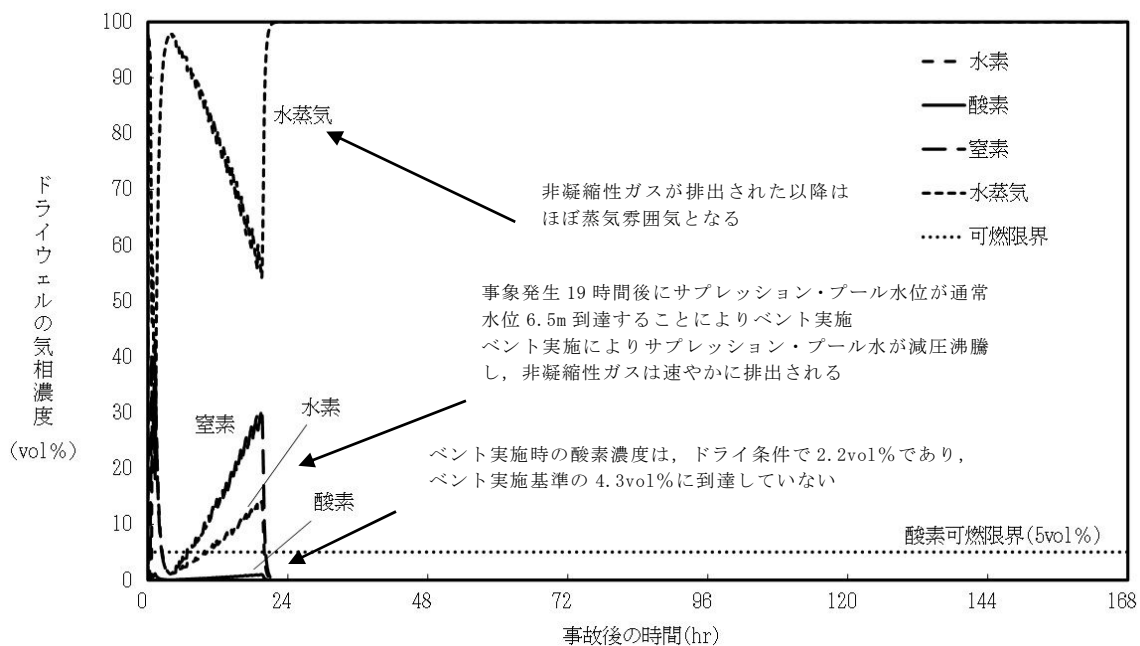
第 4 図 水素爆発防止対策（系統運転状態）



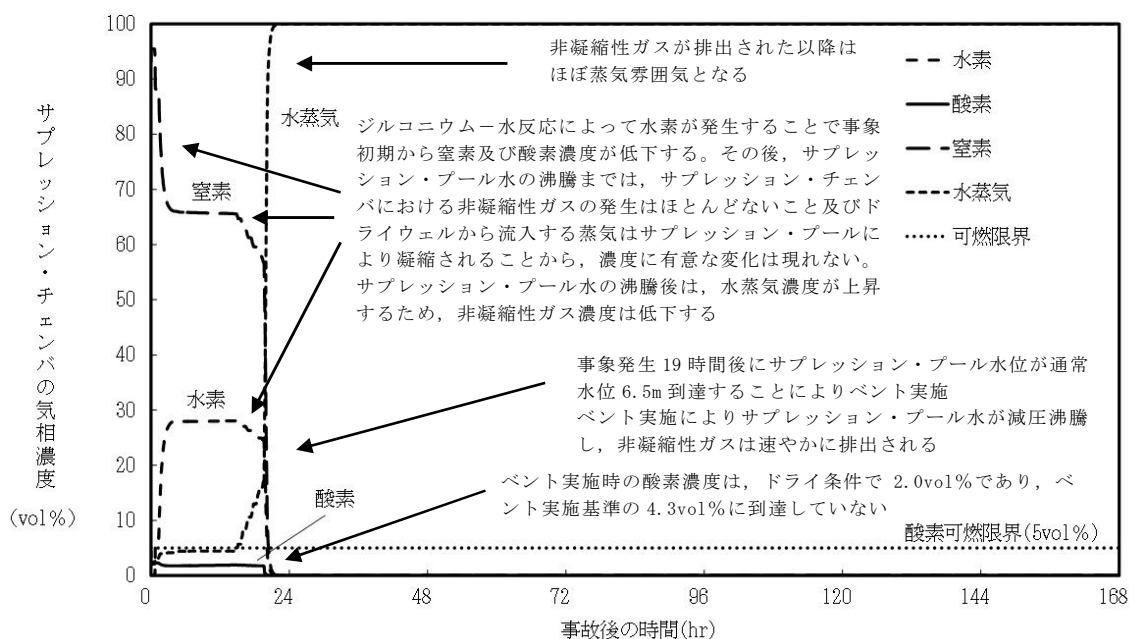
計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

第 5 図 酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））に関する系統概要図



第 6 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）
（代替循環冷却系を使用できない場合）」における
ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第 7 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）
（代替循環冷却系を使用できない場合）」における
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション・プール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、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は第 5 図と同様である。

e. 格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し、系統のパージを継続することで、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パージ停止後において、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、監視を実施する。

(c) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については、スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が増加するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって増加する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

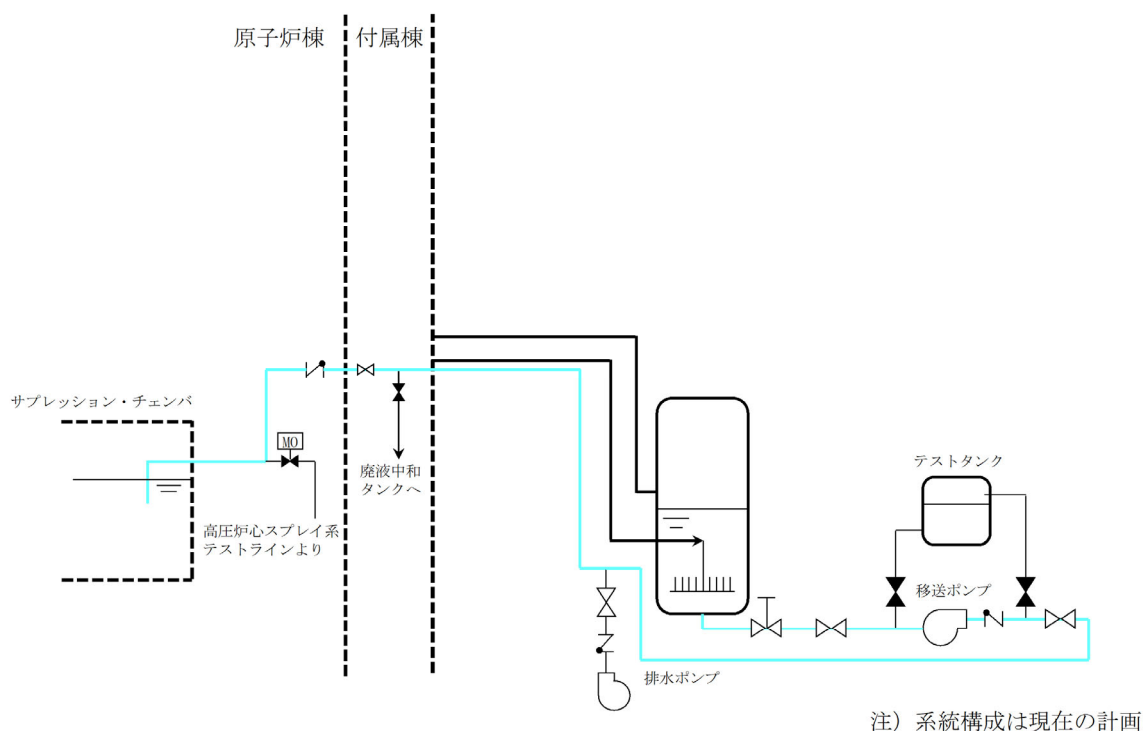
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量の G 値は 0.2 とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned}
 \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\
 &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1,000 \\
 &\quad / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\
 &= 1,985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 \\
 &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\
 &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1 \\
 &= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \\
 &= 0.085\%
 \end{aligned}$$

- (d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について
 格納容器ベント停止後は、第8図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・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ともにサブプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の影響はない。

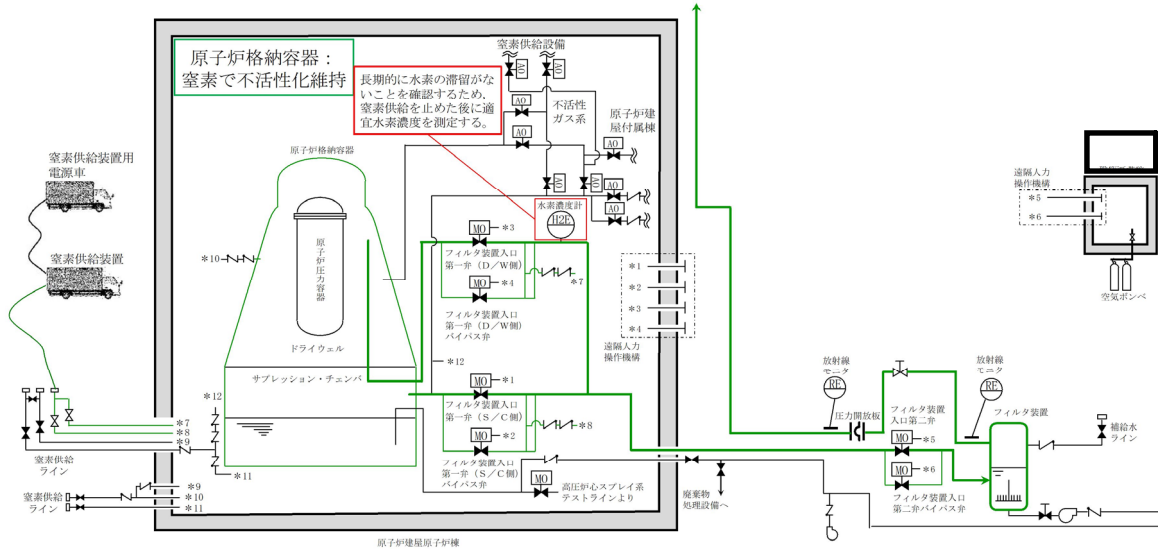


第8図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第9図に示す。

事故収束状態：「隔離弁閉」

格納容器圧力逃がし装置：窒素供給により、ベントガスの滞留なし

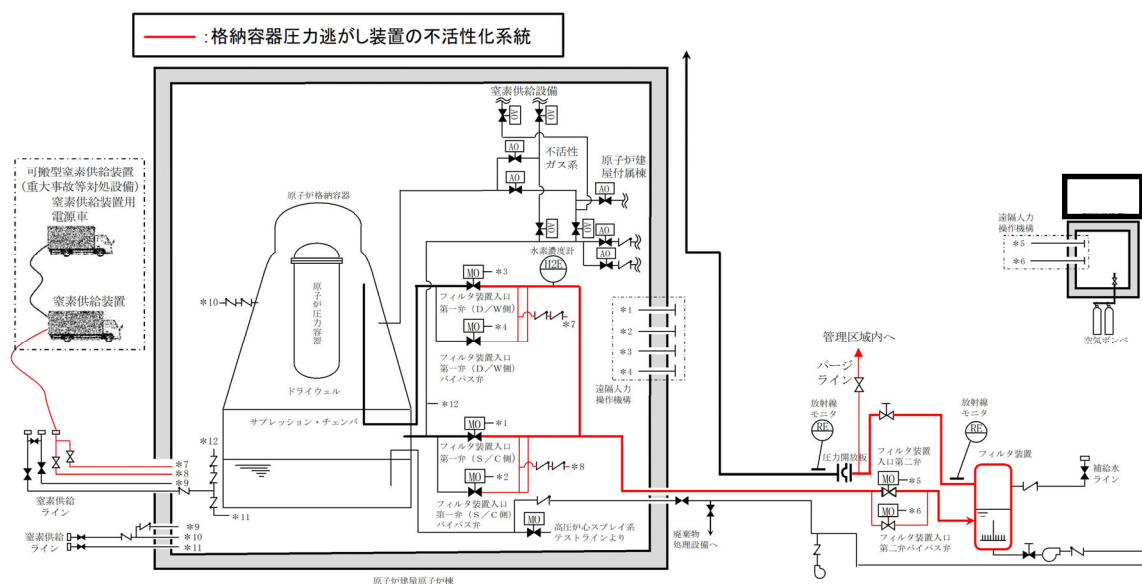


第 9 図 水素爆発防止対策（ベント停止後）

補足 1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第 1 図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、管理区域内とする。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

補足 2 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)^[1]によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」において、事象発生後25分から格納容器スプレイを実施すること及び格納容器内の温度差により、格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5°Cの温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5°C以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているた

め、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性はさらに低いと考えられる。

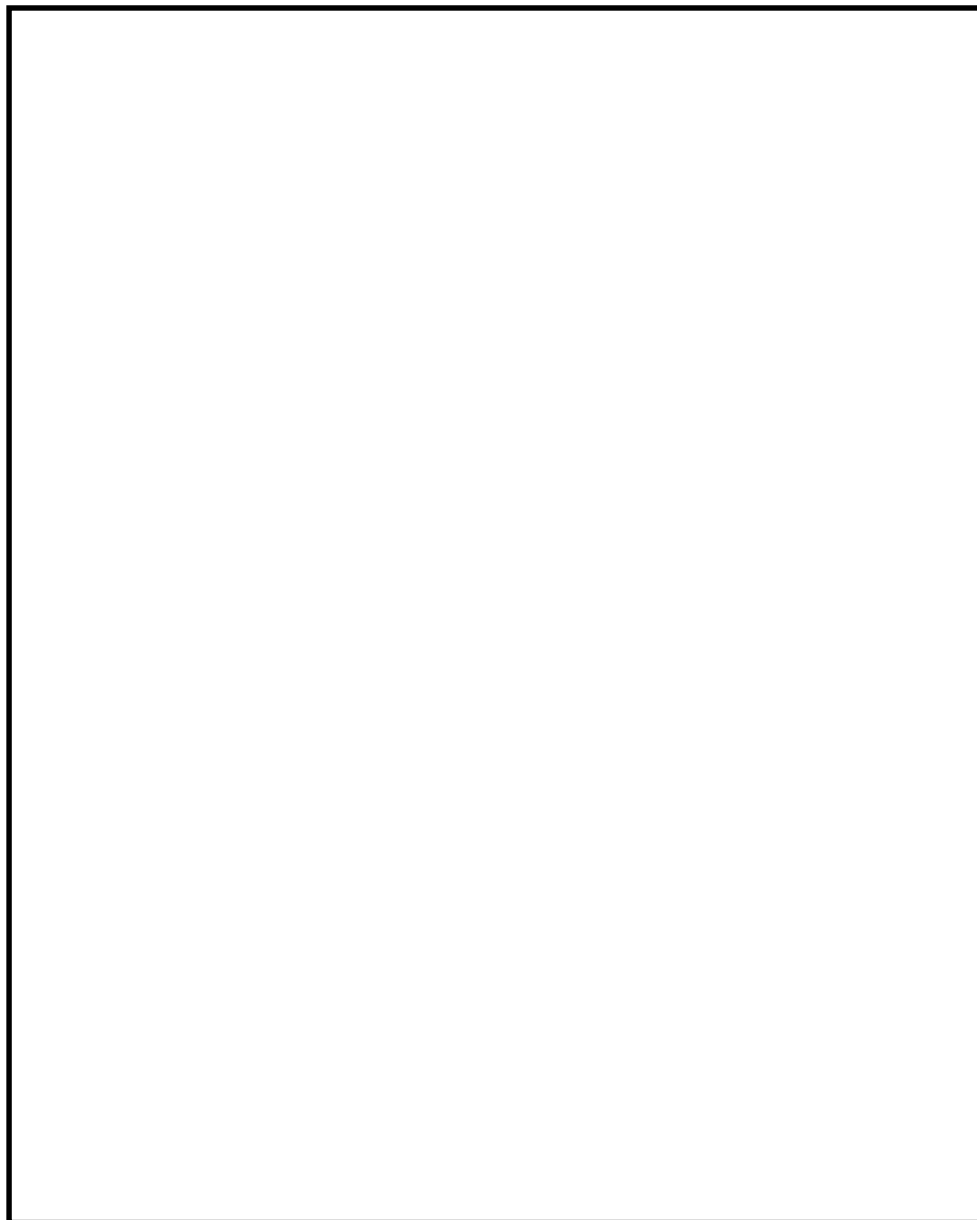
また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見^[2]を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

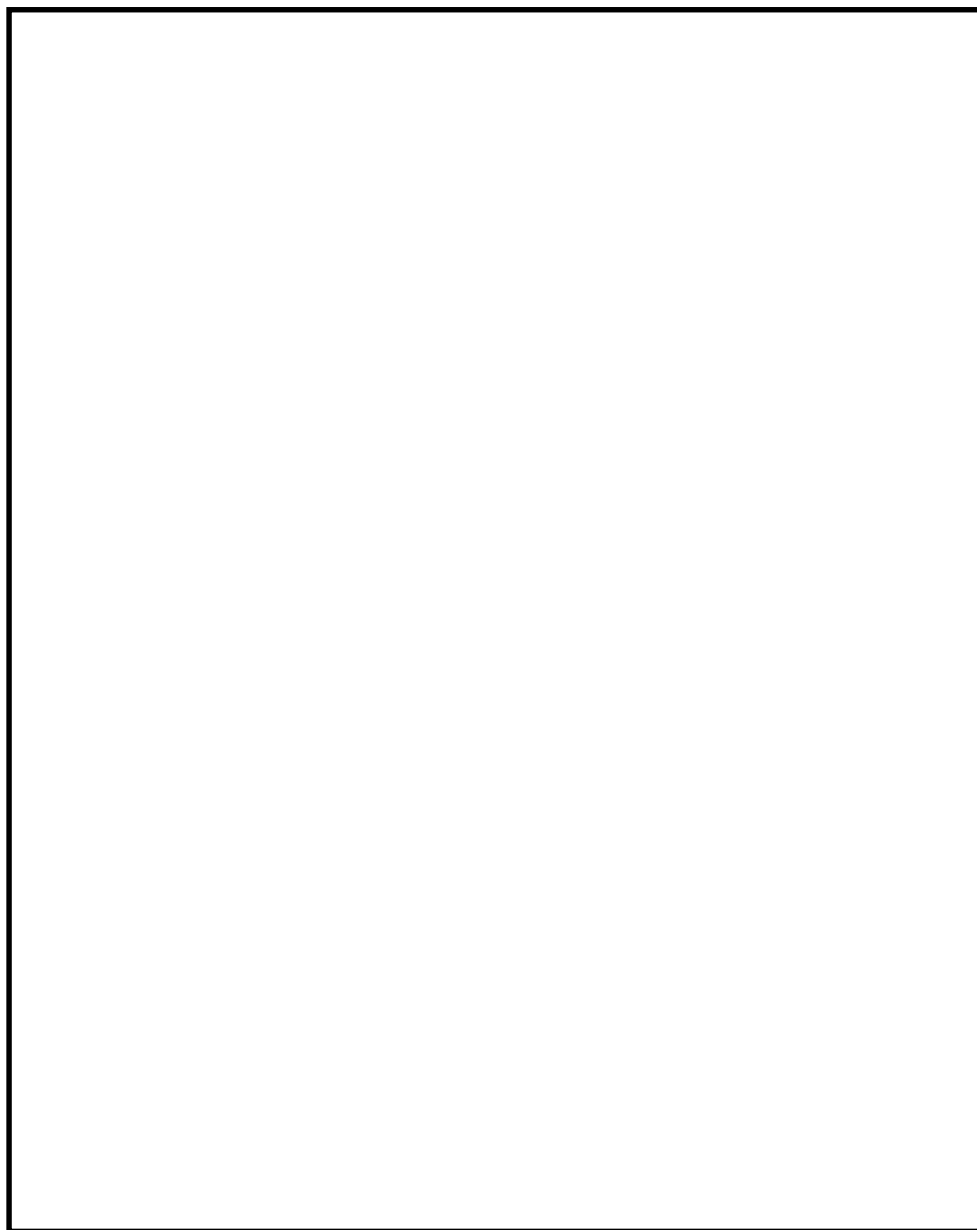
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

[2] 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第 1 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第 2 図 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については、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 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

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を考慮し 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を考慮し 200℃とする。
設計流量	13.4kg/s (サプレッション・チェンバ側) (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気流量を、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。
	8.1kg/s (ドライウエル側) (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	格納容器過圧破損が防止できる飽和蒸気流量を、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 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg 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。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。

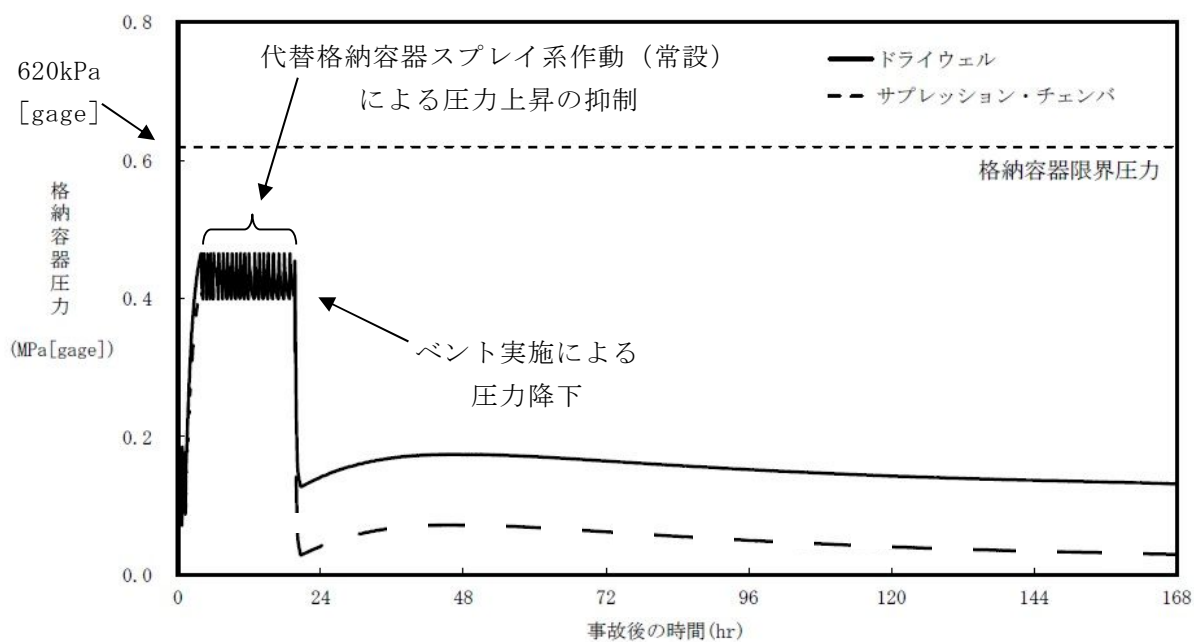
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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を下回る 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。

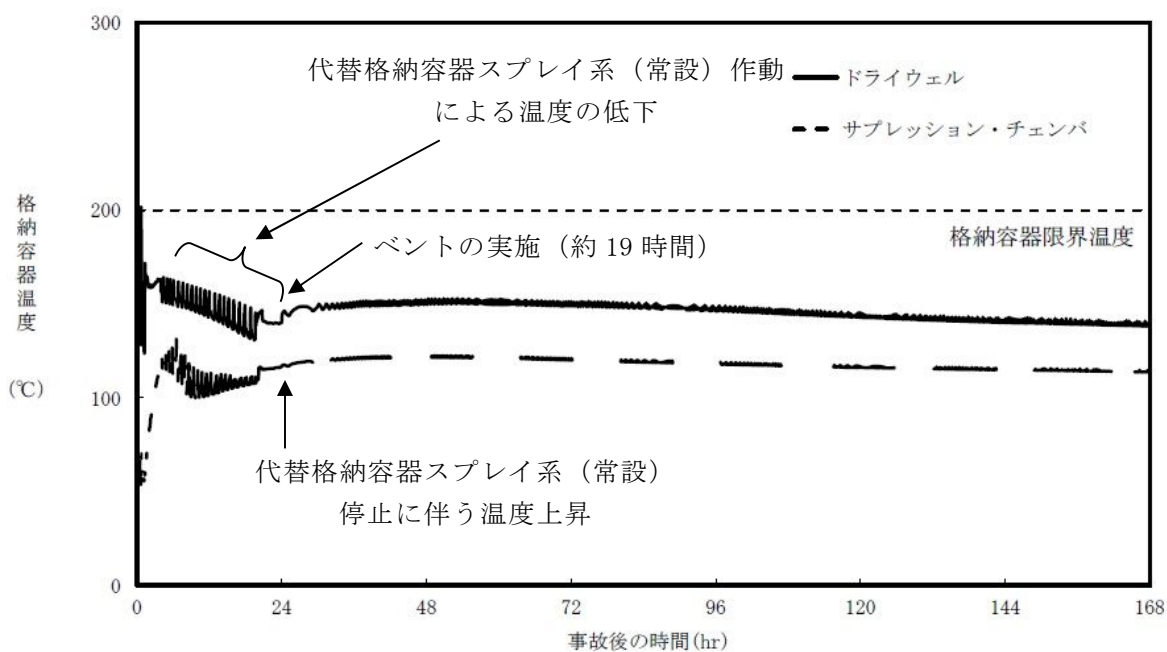
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」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、限界温度を下回る 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。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器圧力逃がし装置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）
（代替循環冷却系を使用できない場合）」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）
（代替循環冷却系を使用できない場合）」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，温度と圧力の組合せを評価する。

・評価

設計・建設規格のP V C-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)

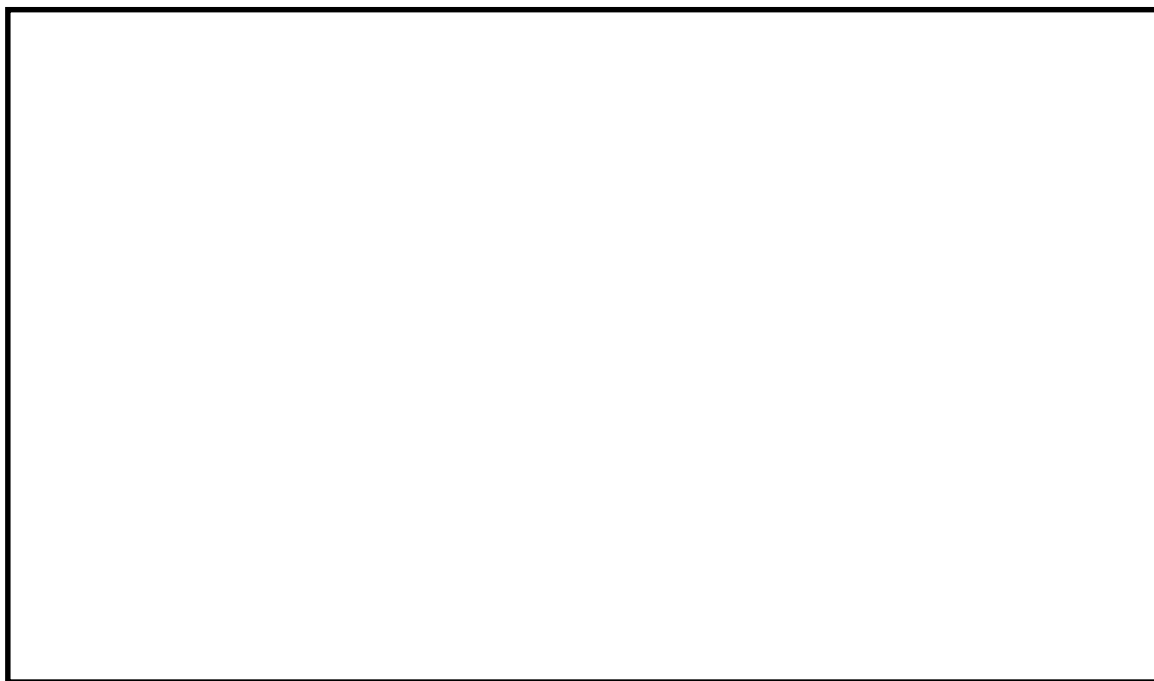
D_i : 胴の内径 4,600 (mm)

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 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、第 3 図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力 (620kPa [gage])、最高使用温度 (200℃) を超える圧力、温度でも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）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、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

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2 時間後～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置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圧力逃がし装置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. の組合せにより、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 (3,293 × 10³ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739 kJ/kg @1Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60℃^{※1})

※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

以上より、サブプレッション・チェンバ側の系統流量は 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。

また、ドライウェル側は、格納容器過圧破損が防止できる 8.1kg/s 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に設定している。

(3) フィルタ装置内発熱量

格納容器圧力逃がし装置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】

= **【①ベント時の原子炉の崩壊熱】**

× **【②FP の格納容器への放出割合】**

÷ **【③格納容器内の DF】**

× **【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】**

① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約 2 時間後～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置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試験 (NSPP 試験等) では、格納容器のエアロゾルは数時間程度で 1/10 程度まで減少している結果が得られており、格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10^{*1} とする。

※1 事象発生から 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後には、より大きな DF が期待できること及び MAAP 解析でもより大きな DF を見込んでいる (別紙 17 第 1 図) ことから、設計条件として適用性があると考ええる。

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 (3,293MW×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 ^{※1}	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble 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

※1 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

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 ^{※1}	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

※1 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。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

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 4 表に示す。

第 4 表 格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場 合）	1g	1,700g

一方、格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プール水でのスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合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. 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 5 表に示す。

b. 核分裂生成物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、

D F 10 とする。

以上より、想定する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。

【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 5 表 核分裂生成物の炉内内蔵量

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 (-)	エアロゾル移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		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) 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、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逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①～③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格納容器圧力 $2P_d$ に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉冷却材喪失事故や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、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、 $2P_d$ 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格納容器圧力 $2P_d$ における格納容器の加圧は、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ない。

フィルタ装置（容器）の設計に当たっては、最高使用圧力 $2P_d$ 、最高使用温度 200°C 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 6 表参照）

第 6 表 フィルタ装置の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
フィルタ装置 (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

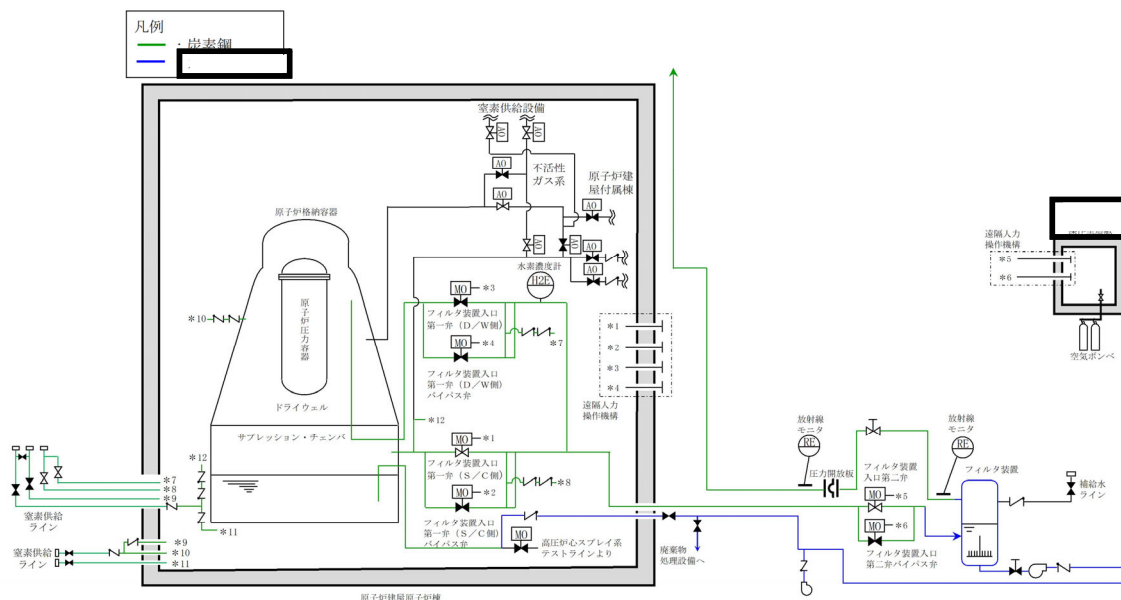
格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器，配管等に使用する材料については、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 格納容器圧力逃がし装置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"> ・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。 ・スクラビング水が高アルカリ性（p H13 以上）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 を採用することで、健全性を確保する。 ・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。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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） ・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性（p H13 以上）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。

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、格納容器圧力逃がし装置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 [] 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、 [] 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。（別紙 47）

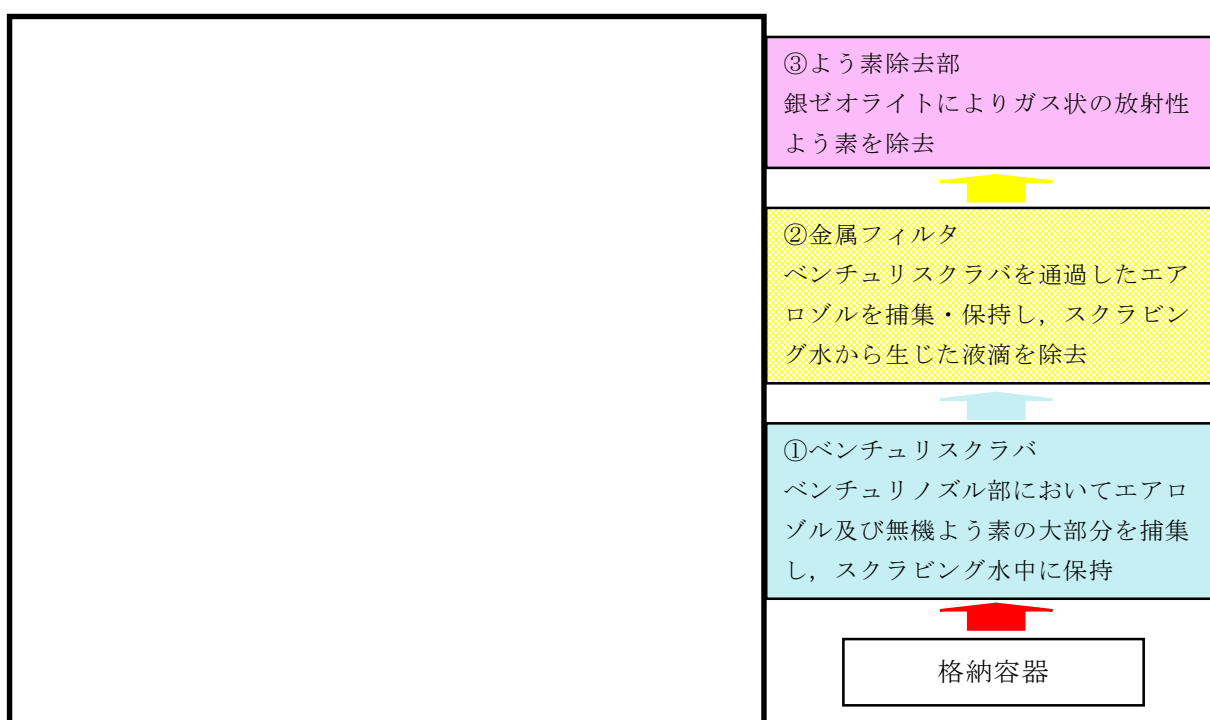
フィルタ装置の各構成要素における機能について

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

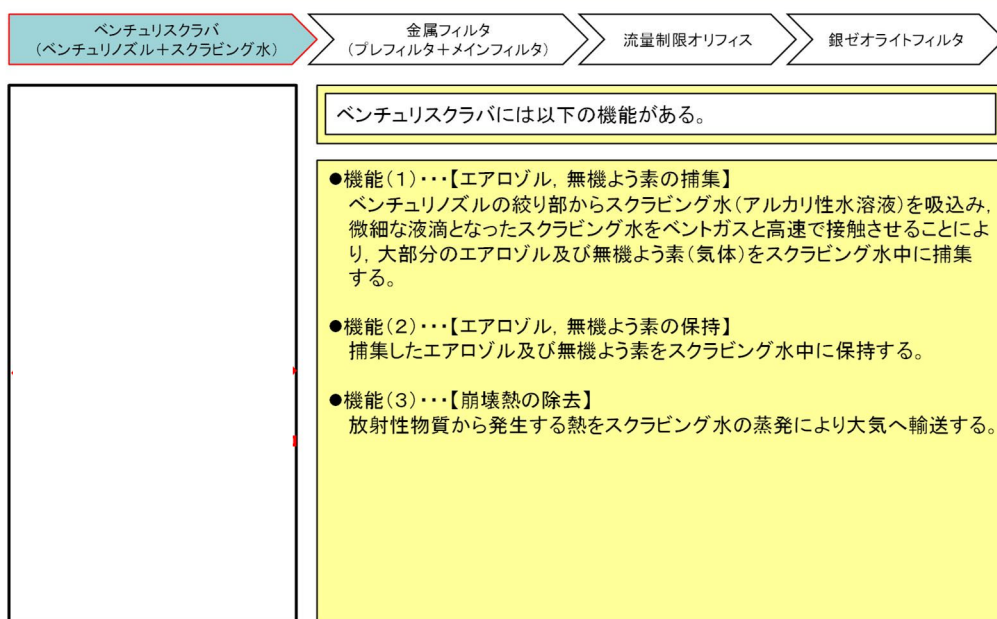
ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。



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

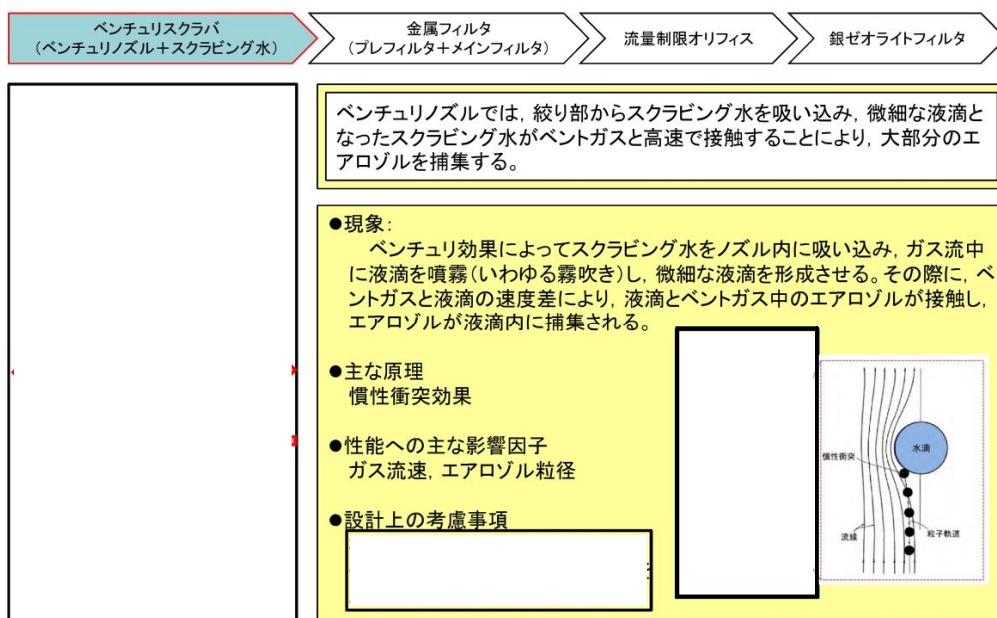
①ベンチュリスクラバの機能



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。

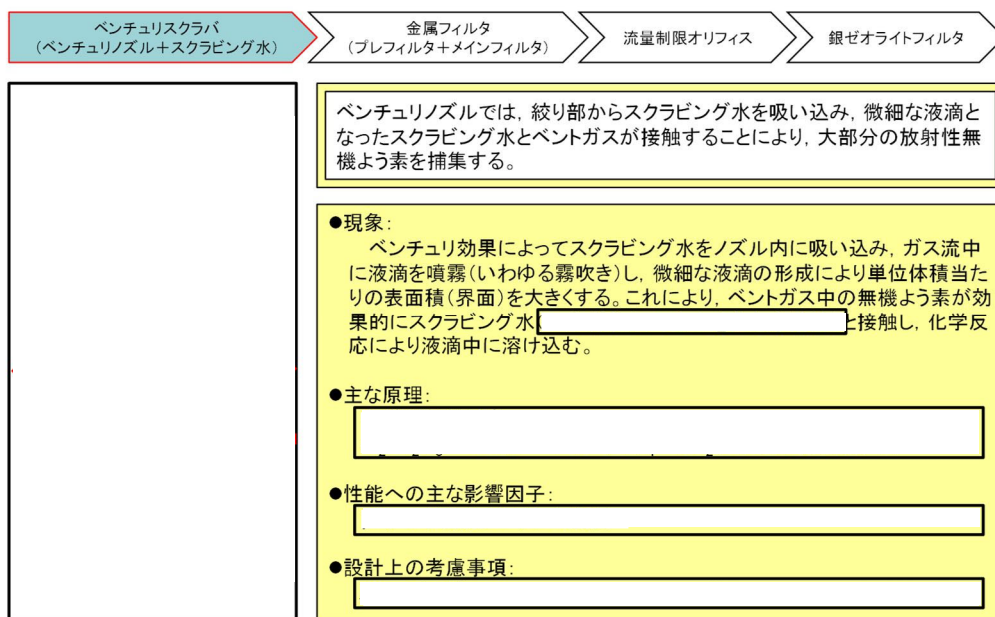
①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



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。

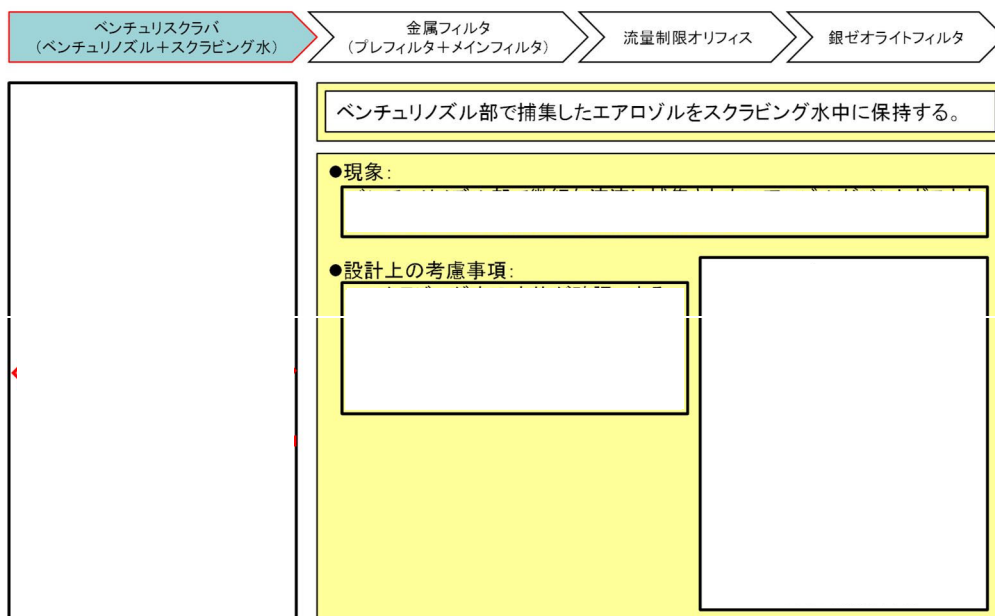
①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



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。

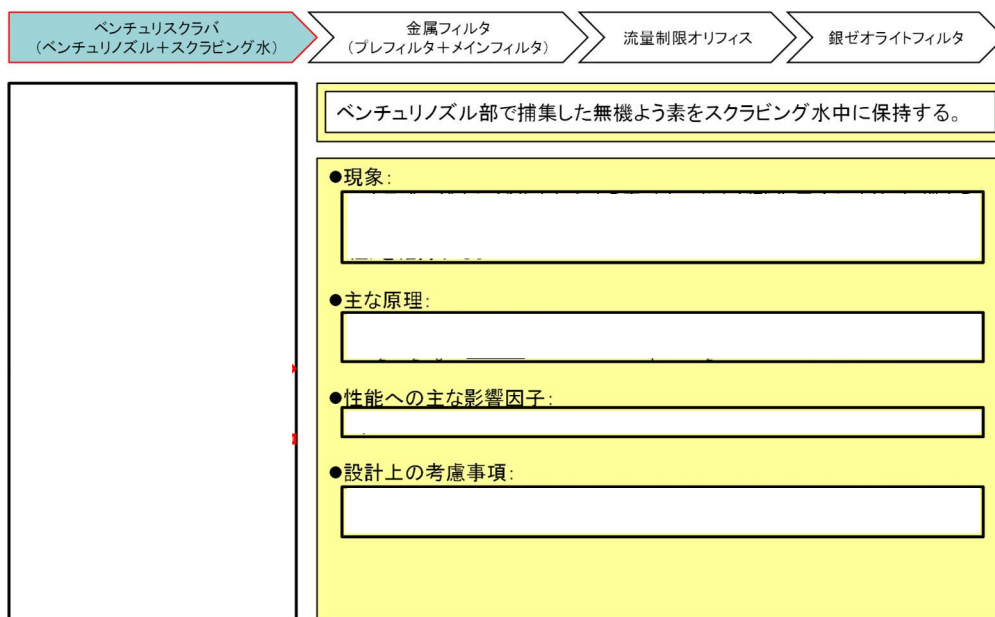
①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



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。

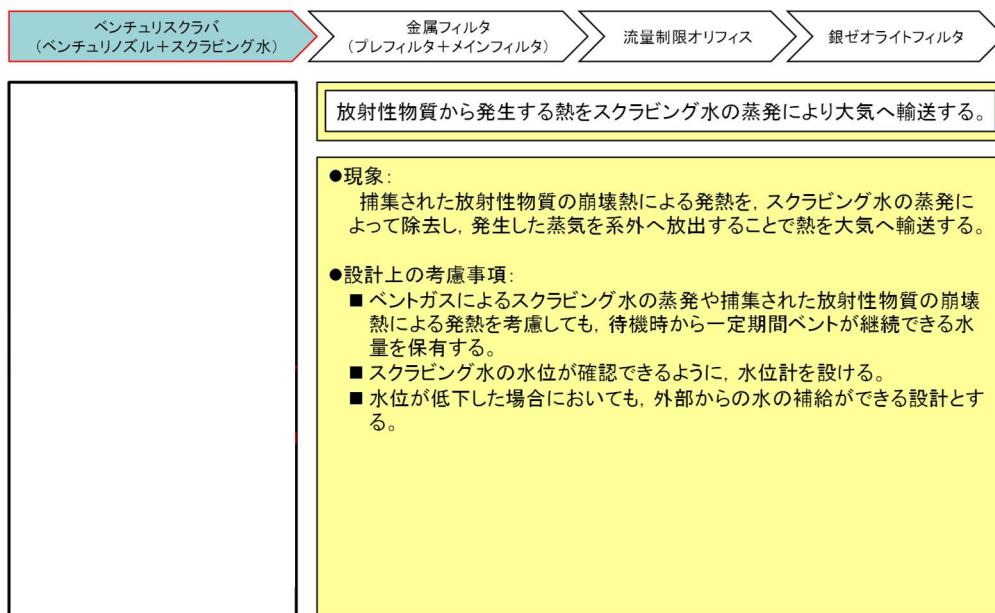
①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



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。

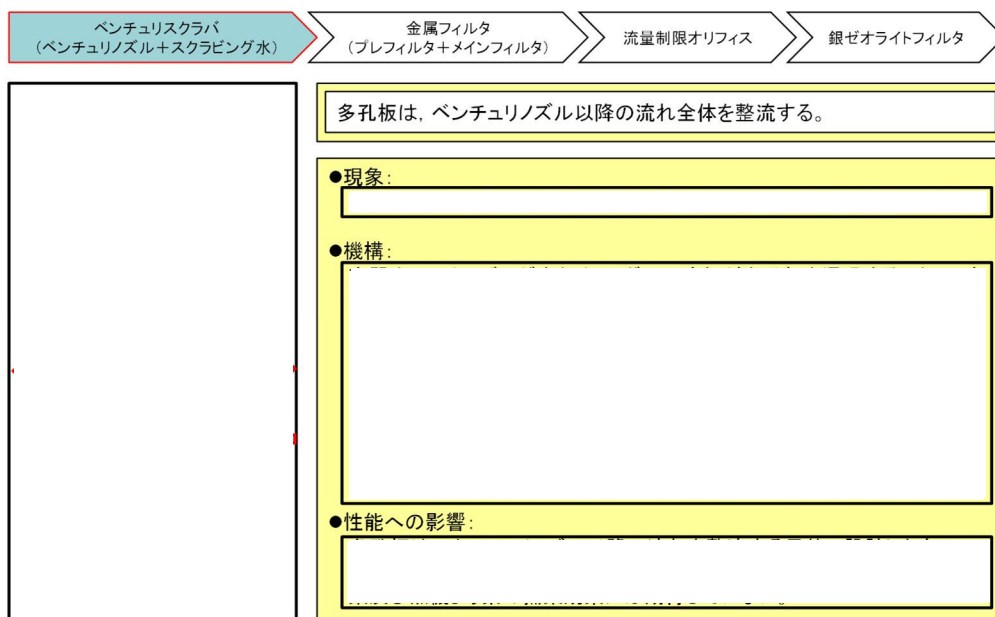
①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



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。

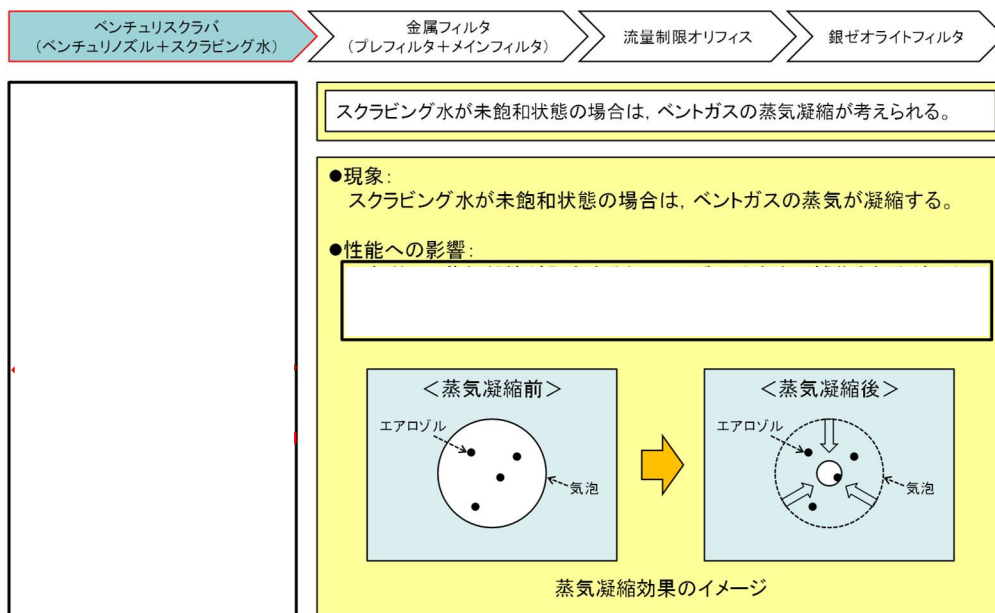
①多孔板の機能



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。

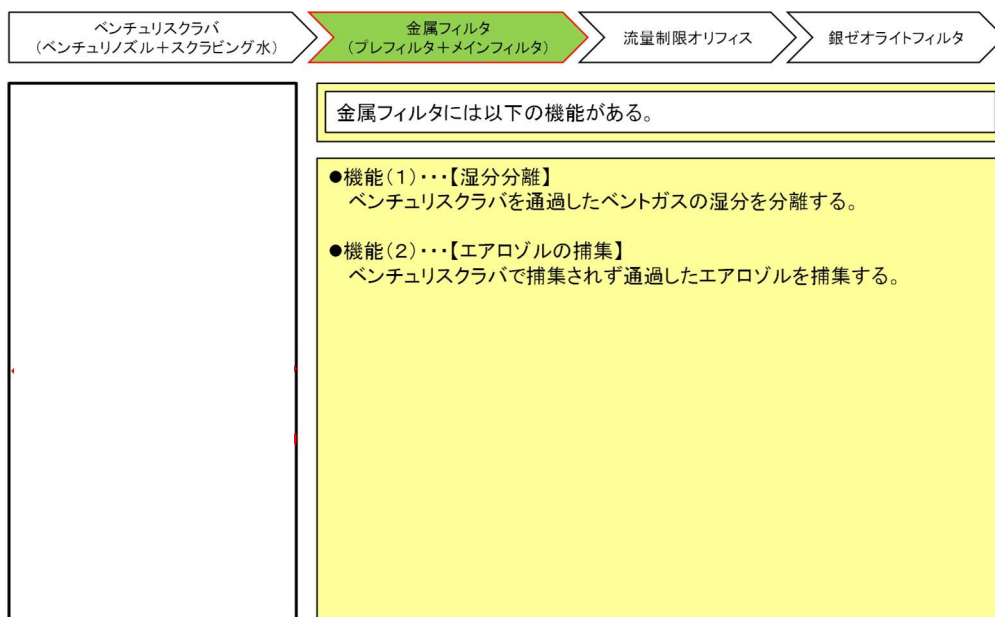
①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



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

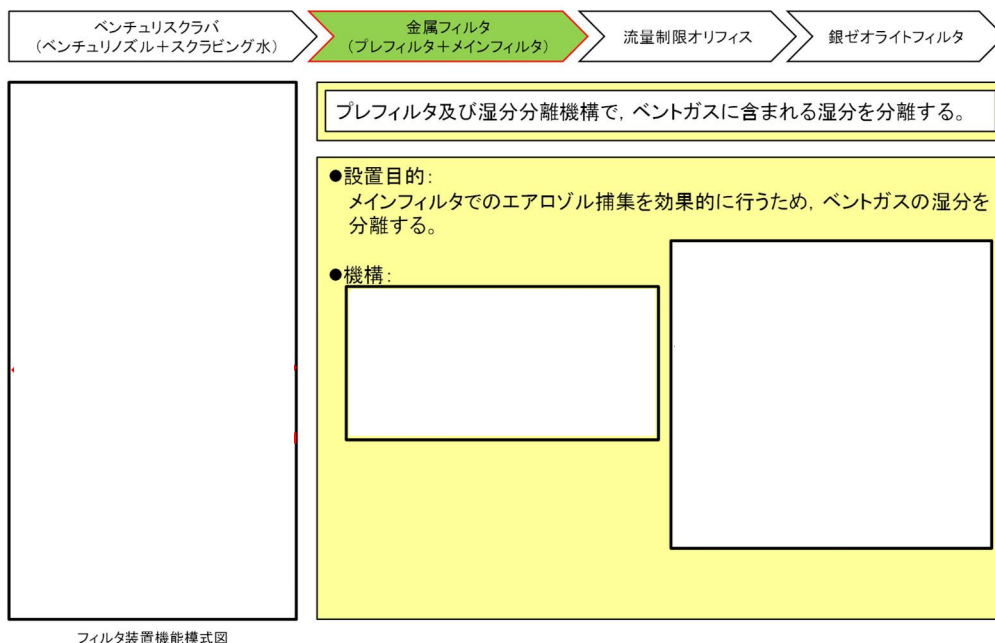


金属フィルタには以下の機能がある。

- 機能(1)・・・【湿分分離】
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。

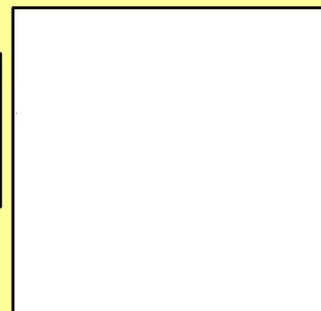
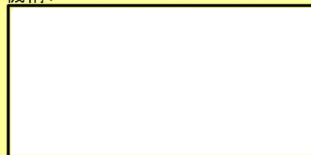
②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】



プレフィルタ及び湿分分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離する。

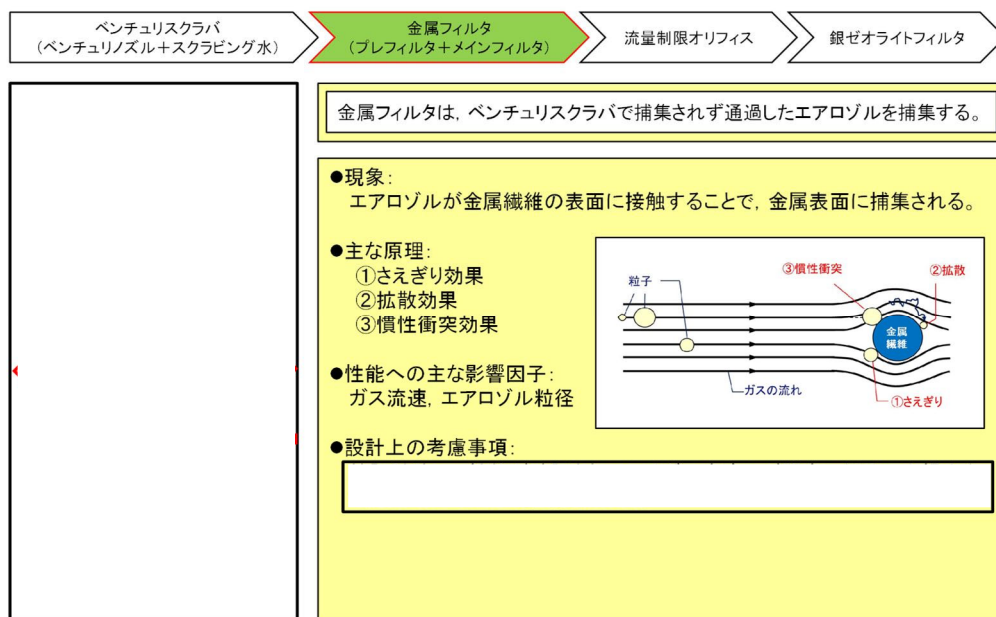
- 設置目的:
メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガスの湿分を分離する。

●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。

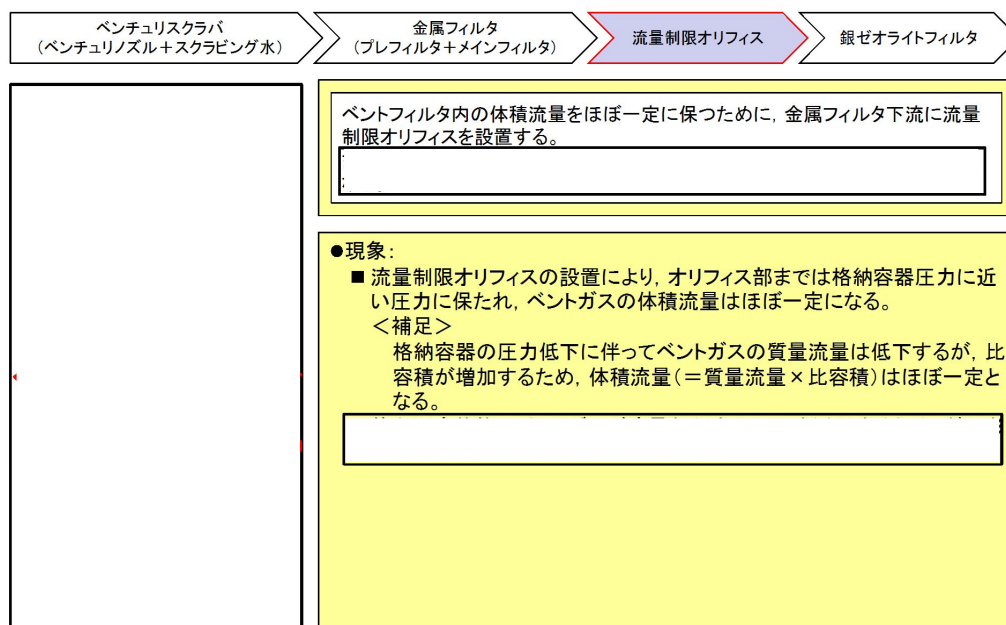
②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】



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。

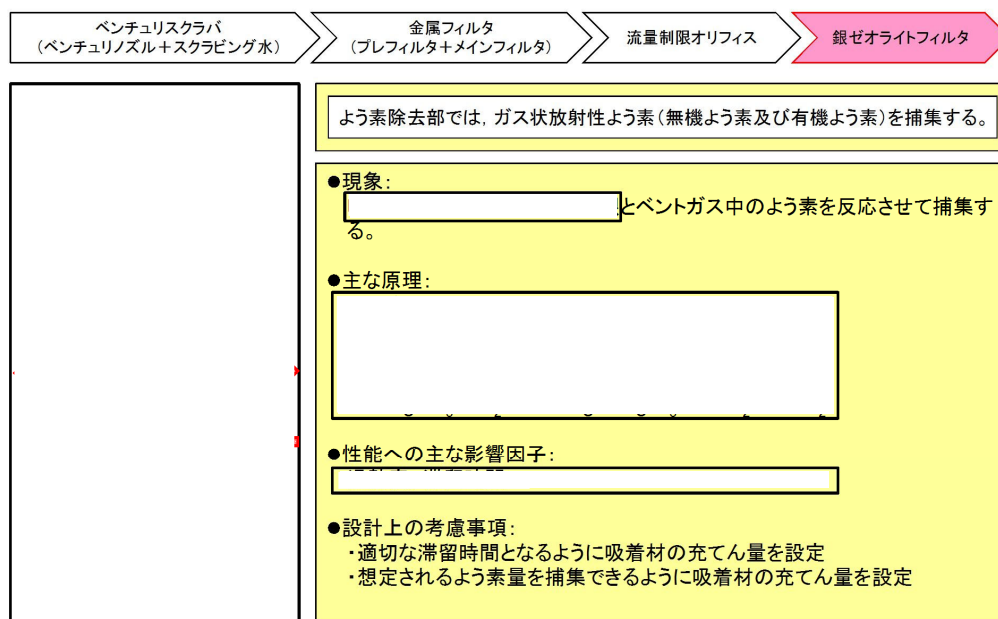
③流量制限オリフィスの機能



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。

④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

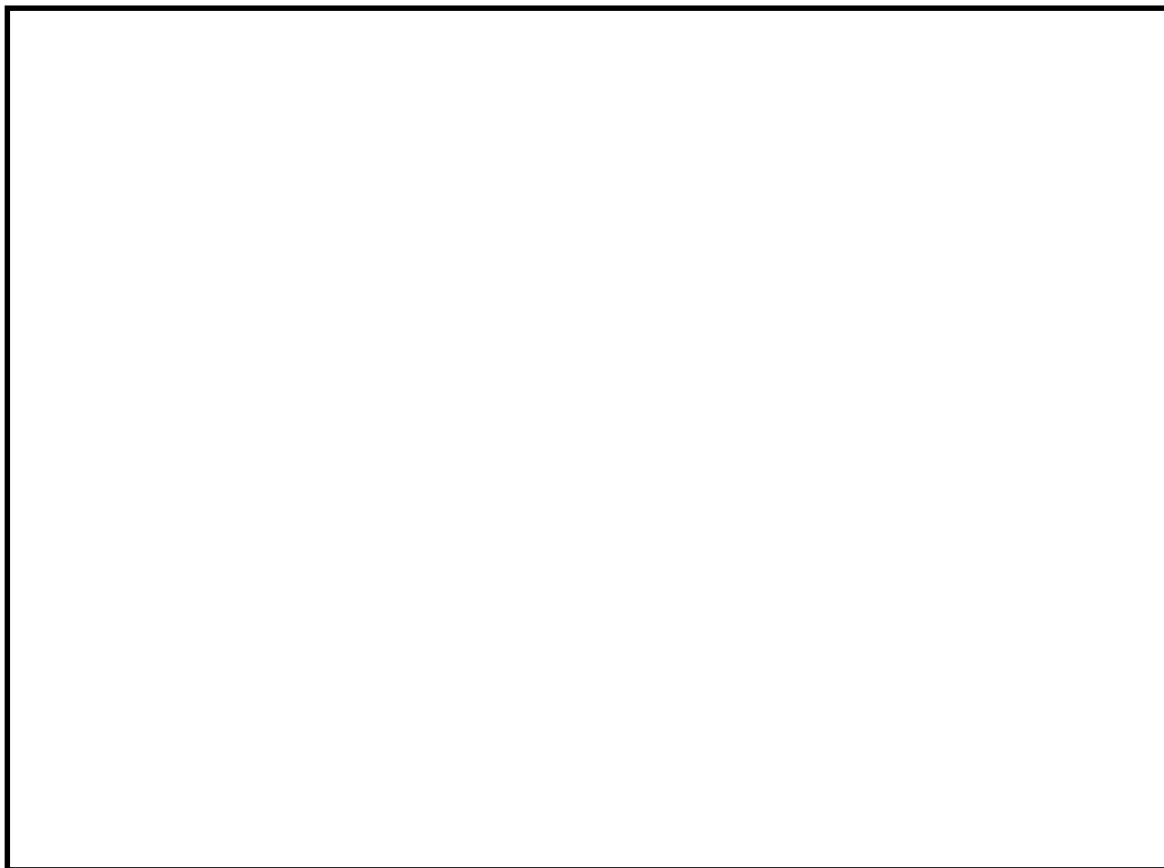
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合, 金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し, 金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



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

流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。



なお、格納容器圧力 $1P_d$ で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 $2P_d$ によるベントの場合においても必要量は排出できる。



オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



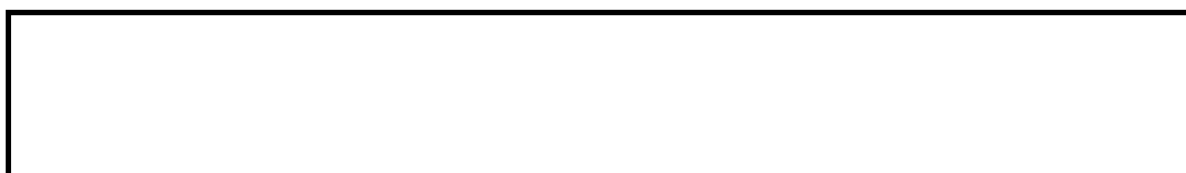
V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に、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 2 図に示す。



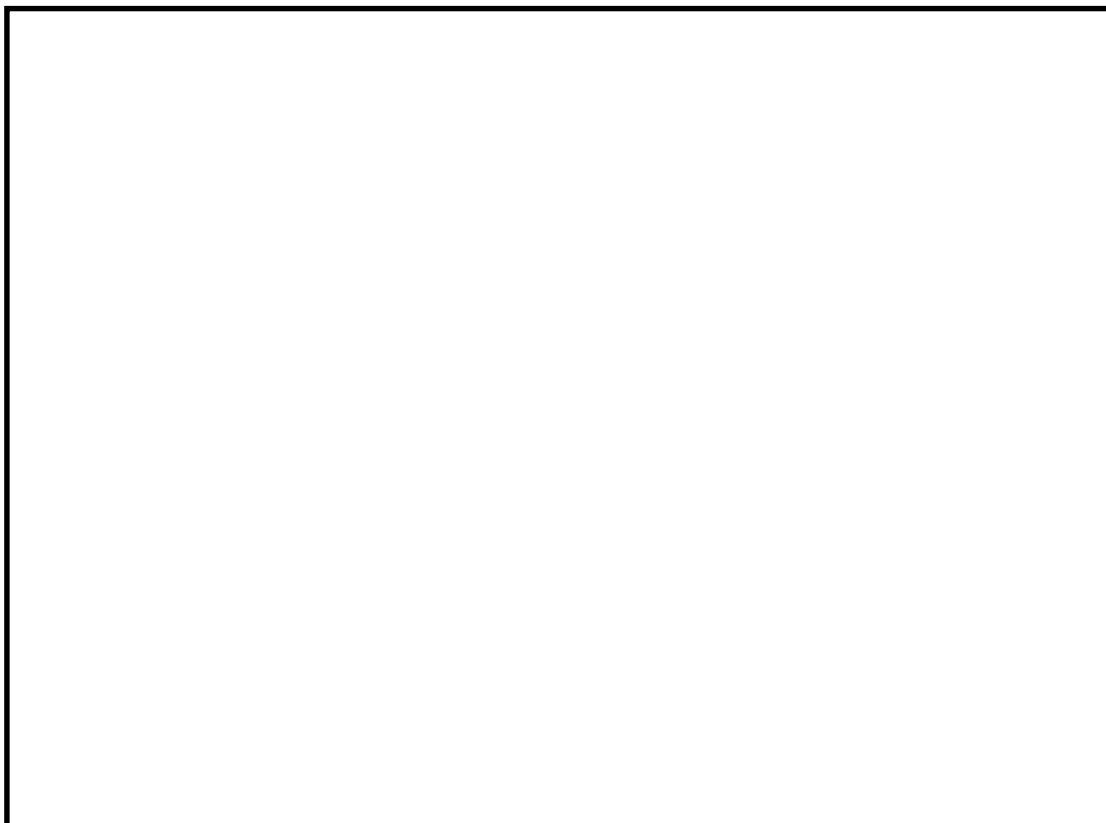


第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

格納容器 圧力 kPa [gage]	上流配管 圧力損失 kPa	ベントフィルタ 圧力損失 kPa	オリフィス 圧力損失 kPa	よう素 除去部 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比)* ¹	体積流量 m ³ /s (相対比)* ¹
620 (2Pd)							
310 (1Pd)							

注記 *1：格納容器圧力 1Pd のときの値を 100 %とした場合の比を記載

*2：低流量になる事故発生 7 日後の値



第 1 図 圧力勾配図





第 2 図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定のお考え方は、第 1 表のとおりである。

第 1 表 計測範囲とその考え方

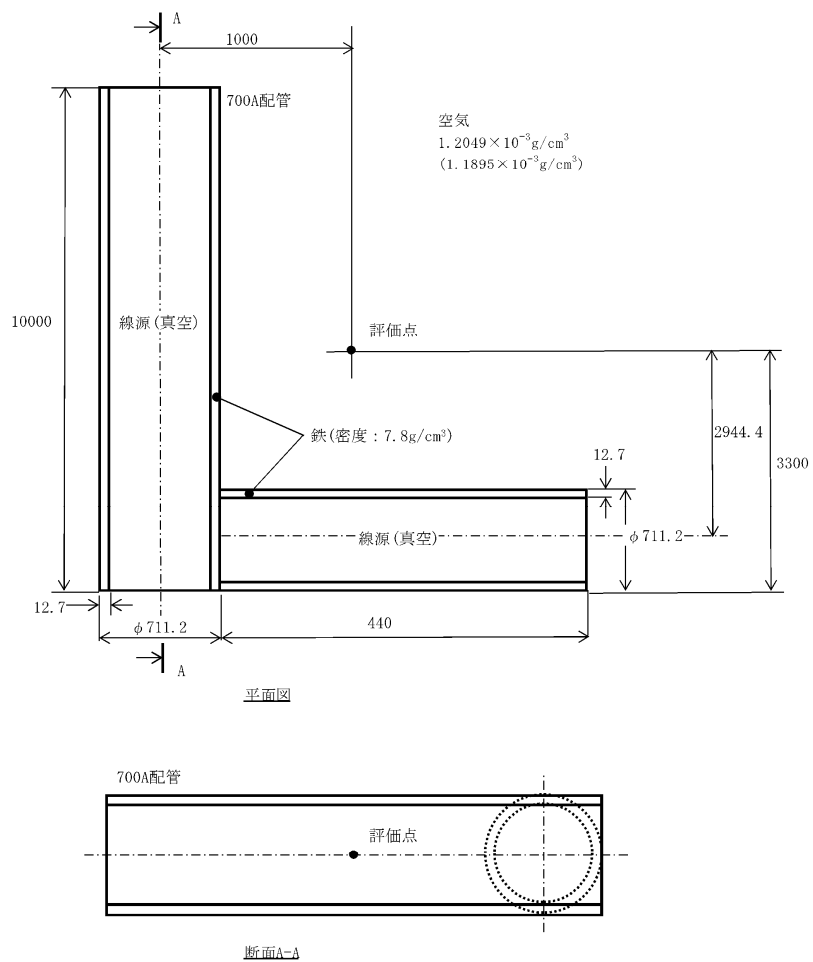
名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim$ 10^5Sv/h		系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3}\text{mSv/h}\sim$ 10^4mSv/h		

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 2 表に示す。また、第 2 表の評価条件に基づく評価結果を第 3 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である $1.0\times 10^5\text{Sv/h}$ は、ベント実施時に想定される最大線量率 $8.3\times 10^1\text{Sv/h}$ に対し、余裕があり、計測可能である。

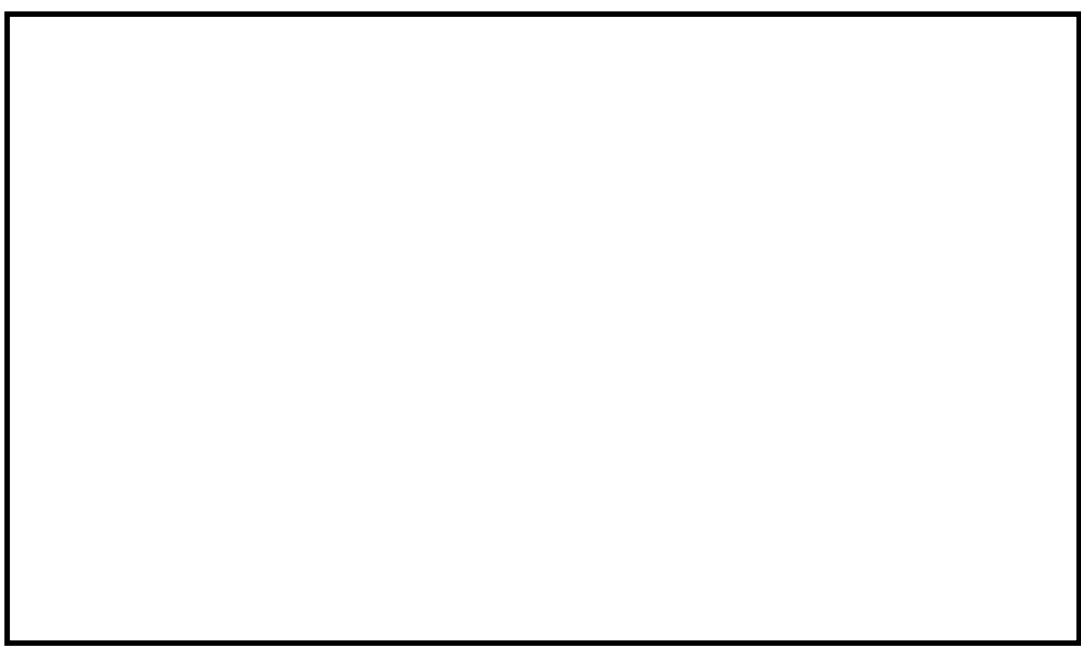
第 2 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述 b 項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	M A A P 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	Q A D - C G G P 2 R	現行許認可 (添十) と同じ



(単位: mm)
 注: 特記なき寸法は公称値を示す。

第 1 図 評価モデル



第 2 図 フィルタ装置出口放射線モニタ位置図

第 3 表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	2.0E-21
Kr-85m	3.2E+00
Kr-85	2.3E-03
Kr-87	1.1E+01
Kr-88	4.5E+01
Xe-131m	2.3E-03
Xe-133m	1.0E-01
Xe-133	6.3E-01
Xe-135m	7.1E+00
Xe-135	1.1E+01
Xe-138	4.6E+00
合 計	8.3E+01

b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びヨウ素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びヨウ素となる。

第 4 表に示す評価条件を用いて希ガス及びヨウ素の線量率を評価した結果、第 5 表のとおり希ガスの線量率は、ヨウ素に比べて 10^2 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第 4 表 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類 : Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 80%	M A A P 解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195 ^{*1} に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200 ^{*3}	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定 (別紙 17 補足 3 参照)
	サブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいですが、保守的に無機よう素と同じとする。

第 4 表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去 係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ) の設 置位置 (第 2 図) をモデ ル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第 5 表 評価結果

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	1.5×10^1	1.5×10^{-1}	1.0×10^2

- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

第 4 表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10%が配管内に均一に付着する」（別紙 30）とした場合の評価結果は、26 mSv/h である。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ガンマ線強度）は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第 4 表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を第 6 表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

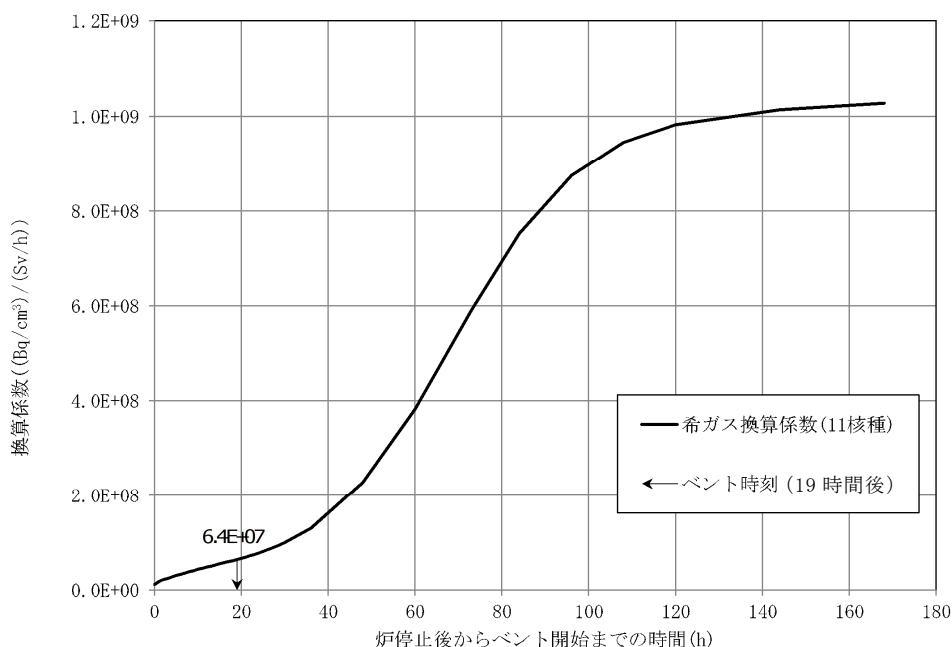
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（ $9,800\text{m}^3$ ）から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と第 1 図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第 6 表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))
2.2×10^{19}	9.4×10^{18}	9.6×10^8	1.5×10^1	6.4×10^7

第 6 表の換算係数は、原子炉停止から 19 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第 3 図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm³) を評価することが可能である。



第 3 図 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ MAA Pコードを用い、代表的な重大事故時想定^{*1}における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合，沈着割合）を求め，①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）について，検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い，「格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv/h）」をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定^{※1}の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- ② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。

※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響する L O C A の発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性のある場合において、その影響（概算）を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。

b. フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下にフィルタ装置出口放射線モニタ

による推定方法を示す。

○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h})$)」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h})$)」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm^3) を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m^3) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m^3/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。
- ③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。

電源構成の考え方について

(1) 電源系統の構成

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。

a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくならないようにする。

c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用 125V 系蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

d. 可搬型代替直流電源設備

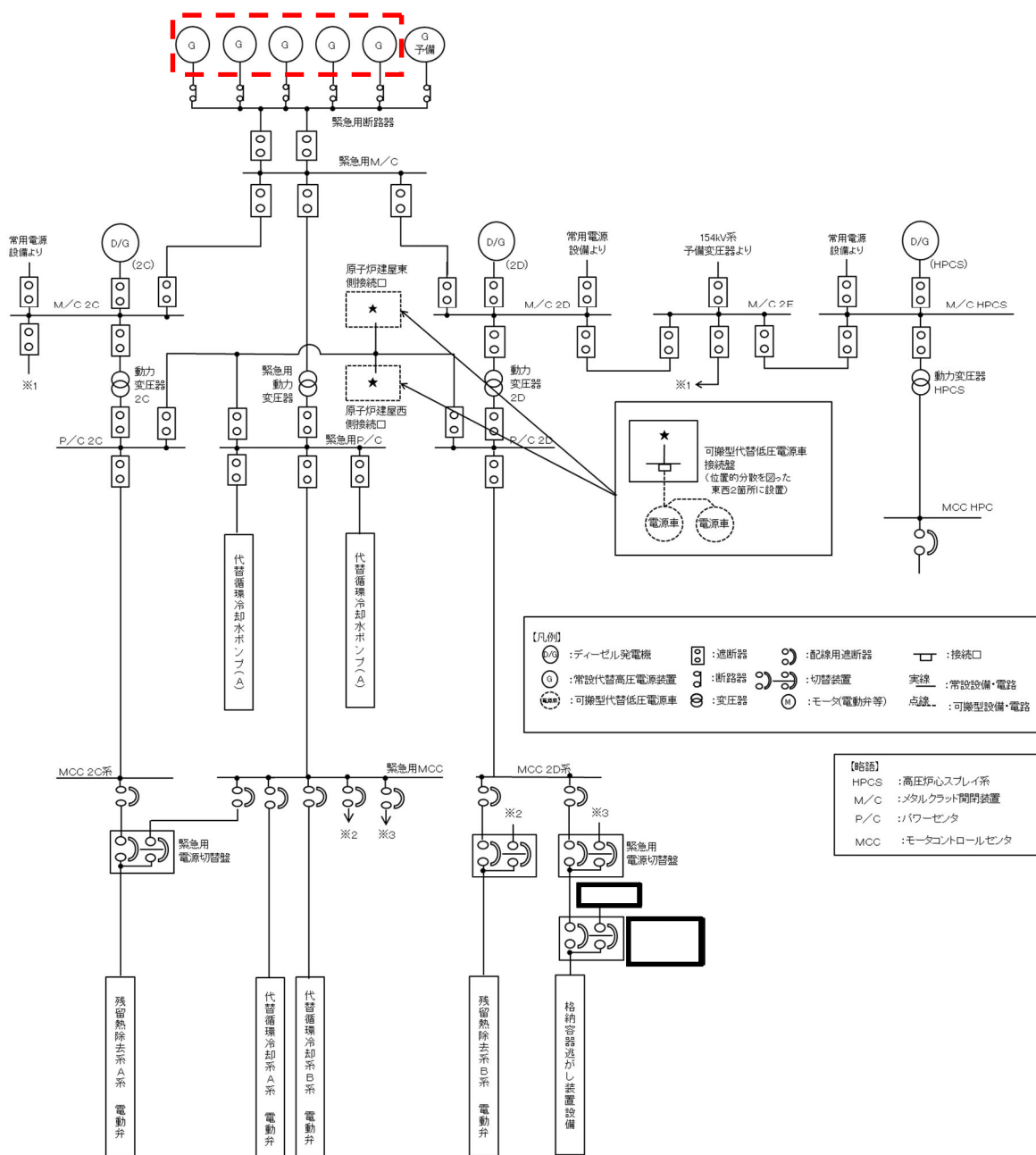
可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配備し電源を給電する。

(2) 電源種別ごとの電源給電範囲

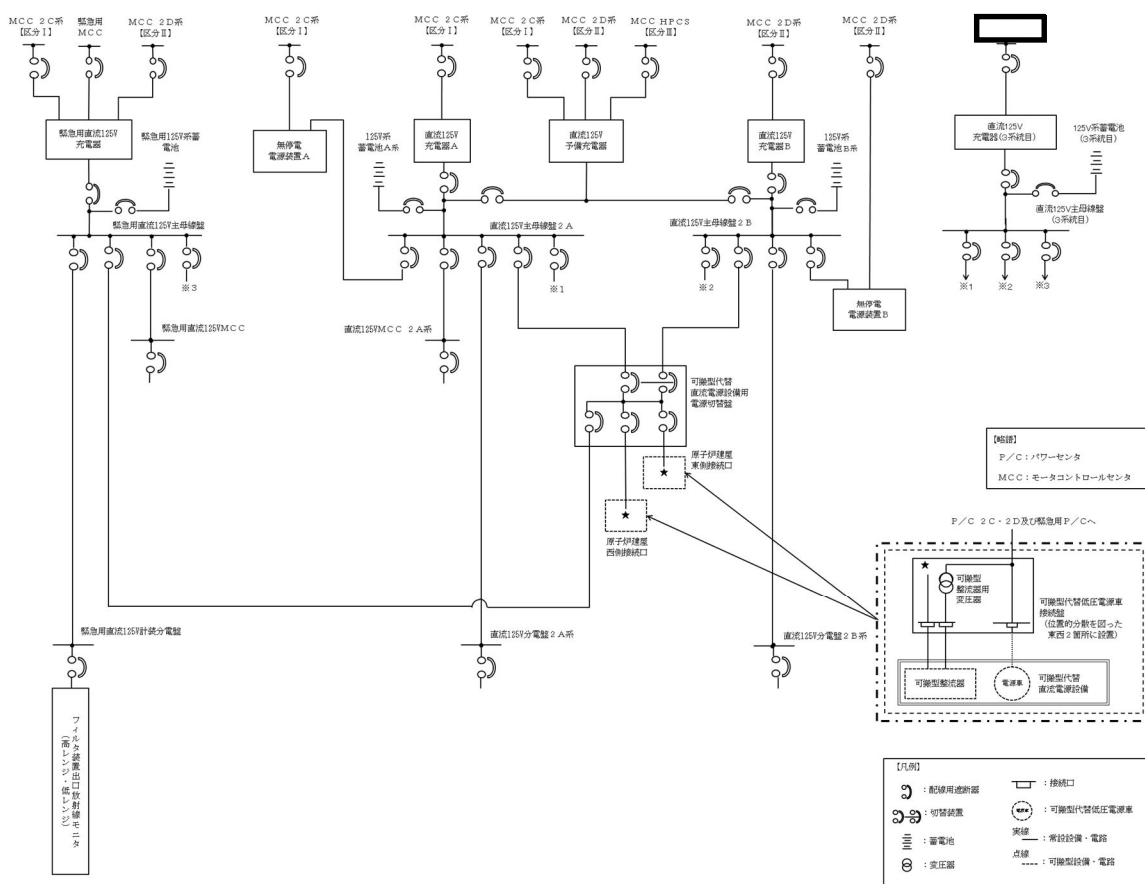
a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により，フィルタ装置入口第一弁（S/C側），フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁，フィルタ装置入口第一弁（D/W側），フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁，フィルタ装置入口第二弁，フィルタ装置入口第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置入口水素濃度計，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

電源給電範囲を第 1 図～第 2 図に，負荷一覧を第 1 表に示す。



第 1 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)



第 2 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

第 1 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側)	※1	
2	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側) バイパス弁	※1	
3	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側)	※1	
4	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側) バイパス弁	※1	
5	フィルタ装置入口第二弁	※1	
6	フィルタ装置入口第二弁バイパス弁	※1	
7	移送ポンプ	7.5kW	
8	排水ポンプ	15kW	
9	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
10	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
11	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
12	フィルタ装置スクラビング水 pH計	26.3kW	
合 計		約 75.4kW※2	

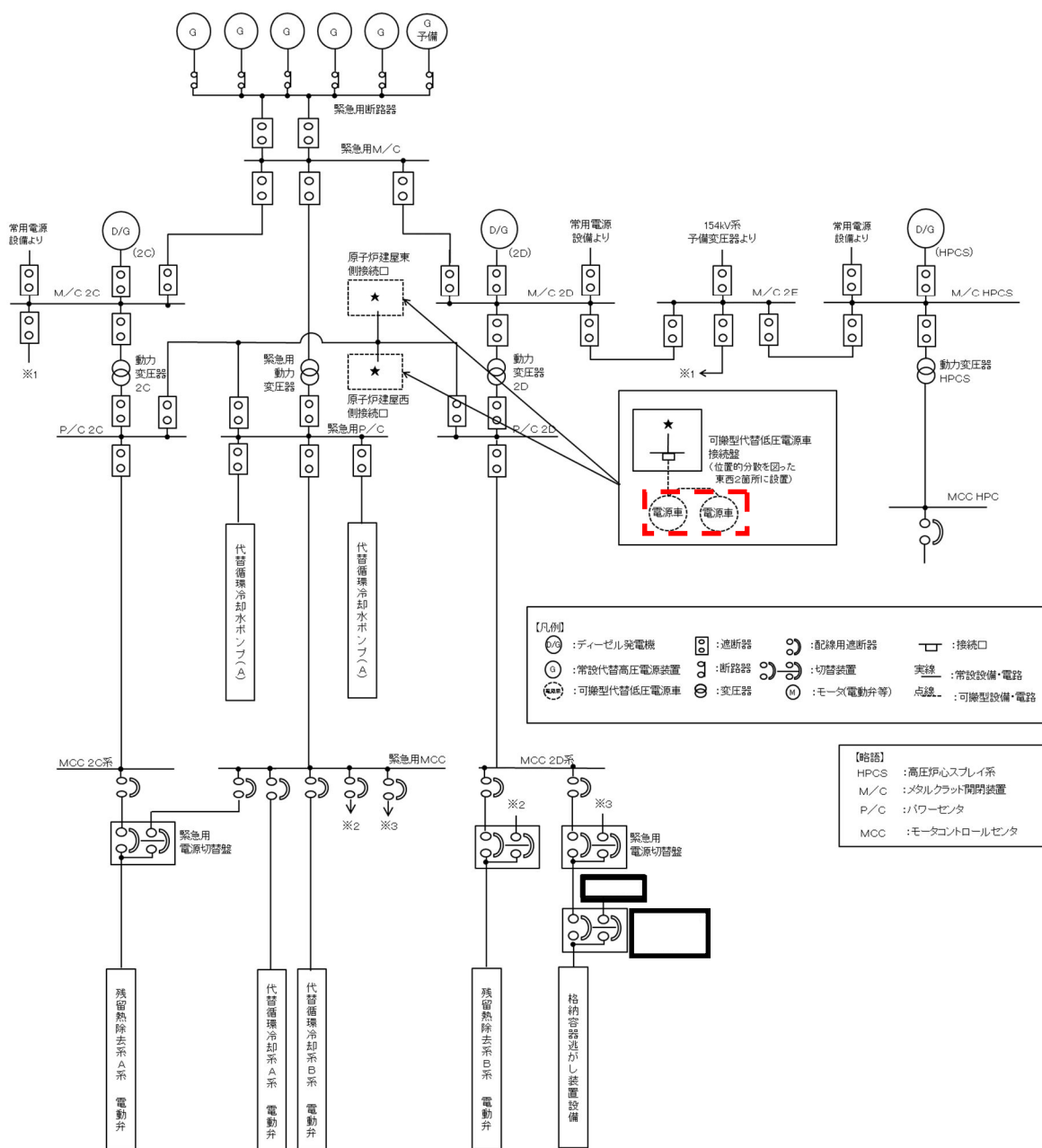
※1 電動弁は、短時間の動作であり、負荷容量には含めない。

※2 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、
負荷容量約 75.4kW に対して必要十分な容量とする。

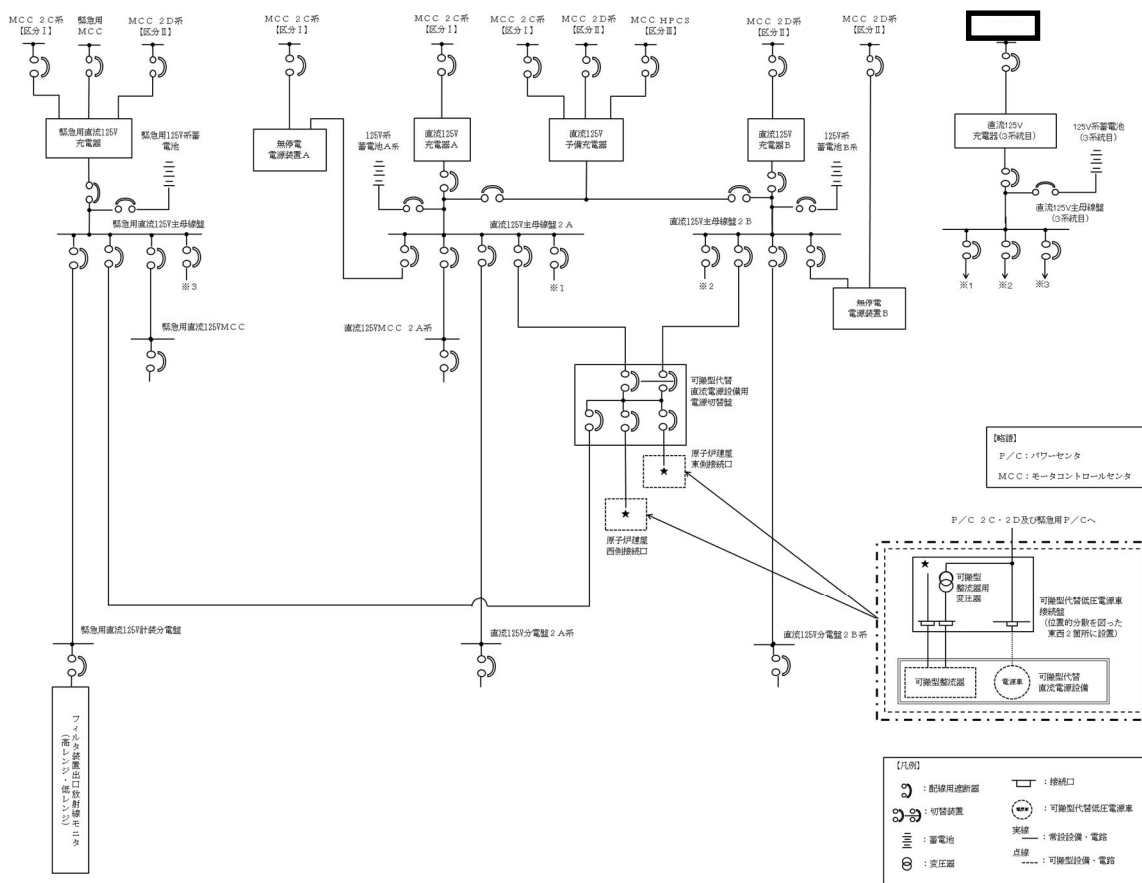
b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により,フィルタ装置入口第一弁(S/C側),
フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁, フィルタ装置入口第
一弁 (D/W側), フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁, フ
ィルタ装置入口第二弁, フィルタ装置入口第二弁バイパス弁, 移送ポン
プ, 排水ポンプ, フィルタ装置周り計装設備, フィルタ装置入口水素濃
度計, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及びフィ
ルタ装置スクラビング水 pH計に給電が可能である。

電源給電範囲を第 3 図～第 4 図に, 負荷一覧を第 2 表に示す。



第 3 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)



第 4 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

第 2 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側)	※1	
2	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側) バイパス弁	※1	
3	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側)	※1	
4	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側) バイパス弁	※1	
5	フィルタ装置入口第二弁	※1	
6	フィルタ装置入口第二弁バイパス弁	※1	
7	移送ポンプ	7.5kW	
8	排水ポンプ	15kW	
9	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
10	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
11	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
12	フィルタ装置スクラビング水 pH計	26.3kW	
合 計		約 75.4kW※2	

※1 電動弁は、短時間の動作であり、負荷容量には含めない。

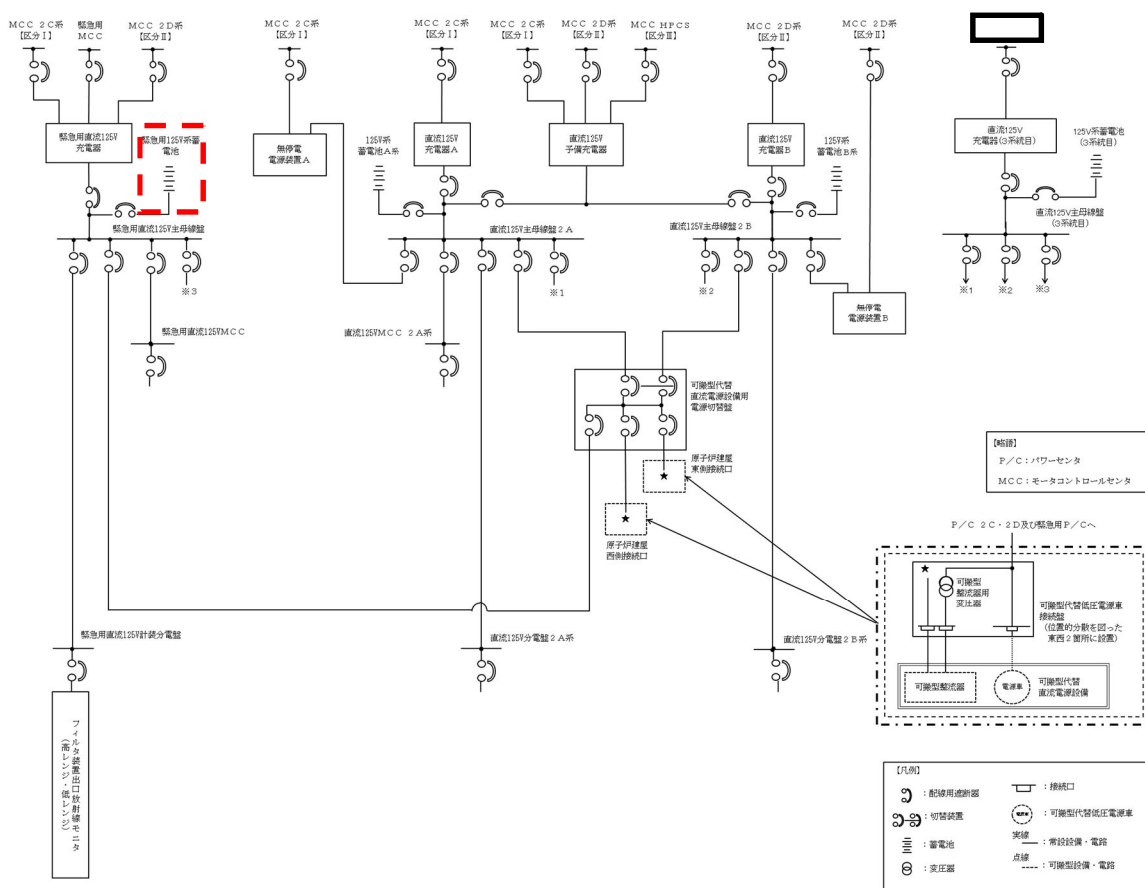
※2 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の
560kW (700kVA) とし、負荷容量約 75.4kW に対して必要十分な容量
とする。

c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

フィルタ装置入口第一弁（S/C側），フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁，フィルタ装置入口第一弁（D/W側），フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁，フィルタ装置入口第二弁，フィルタ装置入口第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，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が十分可能である。また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計については，系統待機時に使用すること，フィルタ装置入口第一弁（S/C側），フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁，フィルタ装置入口第一弁（D/W側），フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁，フィルタ装置入口第二弁，フィルタ装置入口第二弁バイパス弁については，遠隔人力操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。電源給電範囲を第 5 図に，負荷一覧を第 3 表に示す。



第 5 図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

第 3 表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側)	—	
2	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側) バイパス弁	—	
3	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側)	—	
4	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ エル側) バイパス弁	—	
5	フィルタ装置入口第二弁	—	
6	フィルタ装置入口第二弁バイパス弁	—	
7	移送ポンプ	—	
8	排水ポンプ	—	
9	フィルタ装置周り計装設備	3A	
10	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
11	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
12	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 6A	182.4Ah ^{※1}

※1 24 時間使用した場合の容量

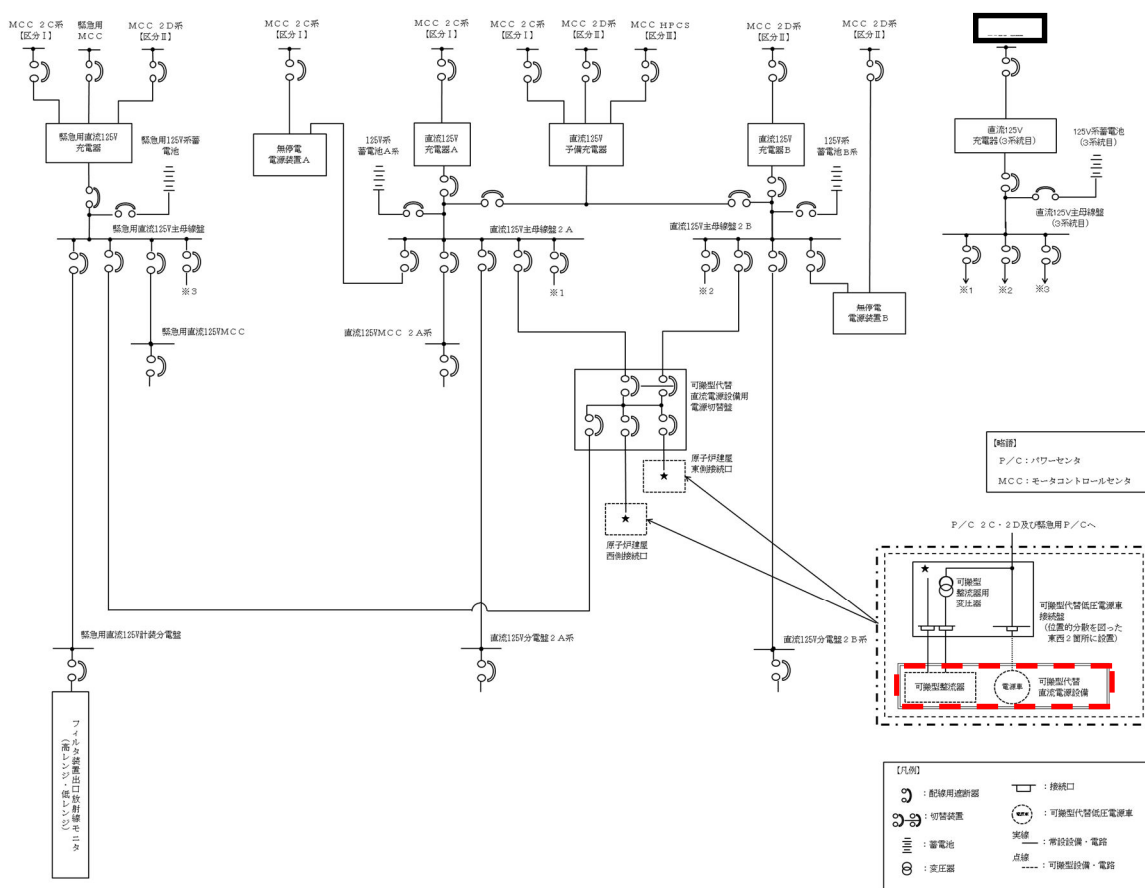
常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし、負荷容量 182.4Ah
に対して必要十分な容量とする。

d. 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。フィルタ装置入口第一弁（S/C側）、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁、フィルタ装置入口第二弁、フィルタ装置入口第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお、移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、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が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計については、系統待機時に使用すること、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）、フィルタ装置入口第一弁（S/C側）バイパス弁、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）、フィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁、フィルタ装置入口第二弁、フィルタ装置入口第二弁バイパス弁については、遠隔人力操作機構が付いており、手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 6 図に、負荷一覧を第 4 表に示す。



第 6 図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

第 4 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側)	—	
2	フィルタ装置入口第一弁 (サブレッ ション・チェンバ側) バイパス弁	—	
3	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ ェル側)	—	
4	フィルタ装置入口第一弁 (ドライウ ェル側) バイパス弁	—	
5	フィルタ装置入口第二弁	—	
6	フィルタ装置入口第二弁バイパス弁	—	
7	移送ポンプ	—	
8	排水ポンプ	—	
9	フィルタ装置周り計装設備	3A	
10	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
11	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
12	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 6A ^{※1}	

※1 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器 4 台分の 400A とし、負荷容量 6A に対して必要十分な容量とする。

(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用場所まで複数のアクセスルートを確保する設計とする。

常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・エアロゾルの再浮遊
- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバ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

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、

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。

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(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，この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では，ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，金属フィルタへのエアロゾル移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の とする。(別紙 46 第 4 表)

(ii) 蒸気割合

保守的に評価するため，冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし，圧力，温度条件はベント後長期間を経た後と想定し，大気圧

及びその飽和温度とする。

・ 蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$

・ 比熱 (100°C飽和蒸気) = $2,077 \text{ J/kg}^\circ\text{C}$

(iii) 評価結果



ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

・ 上昇温度 =

したがって、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°C）に対し十分低く抑えることができる。

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、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 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、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

b. 影響評価

(a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、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。

(b) 金属フィルタ (エアロゾルによる閉塞)

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

(i) 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は

まで許容されることが確認されている。

(ii) エアロゾル量

格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プール水でのスクラビング効果がないドライウエル

ベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合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。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル重量(400kg) に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

(iii) 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(c) 金属フィルタ (液滴による閉塞)

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、

低流速では、 [] 機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [] [] においても低下しないと考えられる。

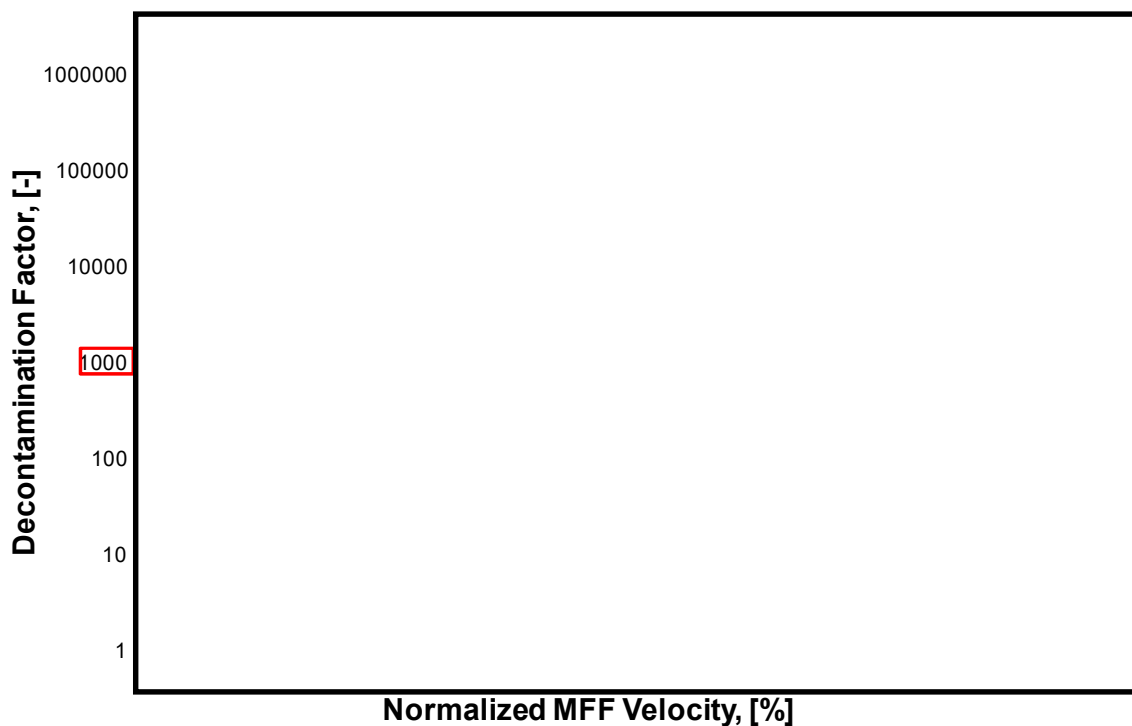
① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 1

図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

②



以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 1 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

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

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・無機よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

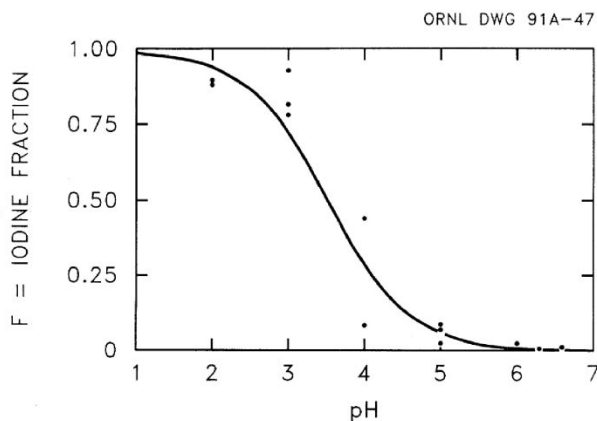
NUREG/CR-5732 によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果を組み合わせて影響を受けることとなる。

① 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存する。第 1 図に pH に対する平衡の関係を示す。



第 1 図 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

液相中の無機よう素 (I_2 (aq)) と気相中の無機よう素 (I_2 (g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

$[I_2$ (aq)] 及び $[I_2$ (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

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、②のとおり温度依存性があり、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、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により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。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、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。

. . . . (1)

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ことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [] の割合は待機時下限水位に対して [] であるため、 [] となり [] の量は [] となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol） [] の量は [] となる。

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [] の反応に必要な [] の量は [] となる。スクラビング水に含まれる [] の量は [] であることから、

が容量不足となることはない。

(3) 薬剤の管理について

は化学的に安定しており，系統待機中において，変質することがないことから，PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し，の濃度がであることを施設定期検査ごとに確認する。

また，上記管理について，原子炉施設保安規定に規定する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は, Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い, 4% を仮定している。

格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合, 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では, 粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I_2 , HI, I) から有機よう素 (CH_3I) への転換に関して, 格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書 1)。

一方, NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において, 上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し, WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は, 有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく, 保守的としている (参考図書 2)。

WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている, それぞれの有機よう素への転換割合を第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	W A S H - 1233	N U R E G - 0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、W A S H - 1233 で示される 3.2%（合計）に基づき決定している。しかし、W A S H - 1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、N U R E G - 0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合

N U R E G / C R - 5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合と pH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を第 3 表に、pH調整が実施されていない場合の結果を第 4 表に示す。BWR プラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 3 表 重大事故時に pH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第 4 表 重大事故時に pH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195 で示されている 4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

<参考図書>

1. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"
2. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"

よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する場合，よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として，以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少
- ・吸着材の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) 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揮発は 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（参考図書 1）。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，この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果，とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき，格納容器へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき，よう化セシウム5%，無機よう素91%，有機よう素4%とする。

- ・ 格納容器内の除去係数（無機よう素）

格納容器内の沈着やスプレイ，サプレッション・プール水でのスクラビング効果によっては，保守的に除去されないものとして評価する。

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して，ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また，よう素除去部の有機よう素の除去性能はDF=50であるが，有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を保守的に評価する。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

第1表 よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
有機よう素＋無機よう素の発熱量		

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素による冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間（有効性評価におけるベント開始時間）
- ② 原子炉停止後 168 時間（事象発生 7 日後）

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、可搬型窒素供給装置による窒素流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の 27°C（300K）とする。

- ・窒素流量 = 200 m³ [N] /h
- ・窒素比熱 = 1,040 J/kg・°C
- ・窒素密度 = 1.25 kg/m³ [N]

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱（100°C飽和蒸気）= 2.256×10⁶ J/kg
- ・比熱（100°C飽和蒸気）= 2,077 J/kg°C
- ・格納容器内発熱量 = 2.03×10⁷ W（19hr）
= 9.83×10⁶ W（168h）

(c) 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素ページの場合>

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W)

／ (比熱 (J/kg°C) ・ 窒素パーセント量 (m³/s) ・ 窒素密度 (kg/m³))

< 蒸気の場合 >

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W) / (比熱 (J/kg°C) ・ 蒸気発生量 (kg/s))

蒸気発生量 (kg/s) = 格納容器内の発熱量 (W) / 蒸発潜熱 (J/kg)

第 2 表に窒素冷却における上昇温度を, 第 3 表に蒸気(崩壊熱相当)冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても, よう素除去部の温度上昇は十分低く, よう素除去部での温度上昇は, 再揮発が起こるような温度(400°C以上)に対して十分に低く抑えることができる。

第 2 表 窒素冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	168hr	
上昇温度		

第 3 表 蒸気 (崩壊熱相当) 冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
上昇温度		

(2) 吸着材の容量減少

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ことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は [] であるため、銀ゼオライト [] に含まれる銀の量は [] である。

なお、銀ゼオライトの量は、詳細設計により変更の可能性がある。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能 (DF = 100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54mol、有機よう素約 4.7mol であり、無機よう素 I₂ (分子量: 253.8) 約 136g、有機よう素 CH₃I (分子量: 141.9) 約 666g に相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100 \\ &\quad (\text{DF}) / 2 (\text{I}_2) \\ &= 0.536 \dots \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69 \dots \text{mol} \end{aligned}$$

(c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量 は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、 の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を 以上注入しているが、銀ゼオラ

イトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [] であり、JAVA PLUS 試験の実績より [] の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [] であり、無機よう素を含めても [] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

(3) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトは、 [] のフィルタ装置容器内のよう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水 [] [] と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準 [] を満たしていることを確認した。(別紙 14)

〈参考図書〉

1. O R N L / T M - 6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents” , Apr / 10 / 1979
2. N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

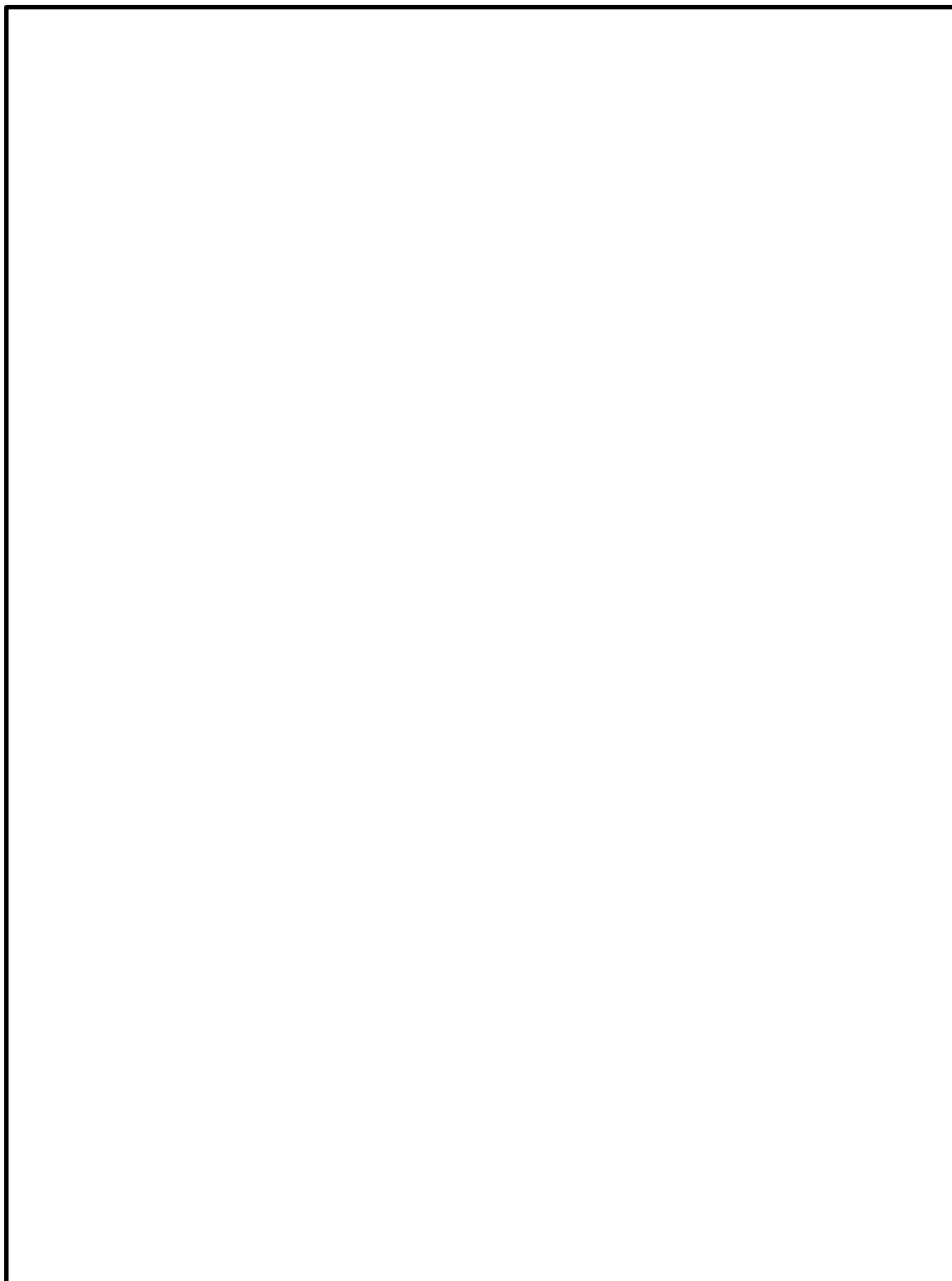
スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

設定している。

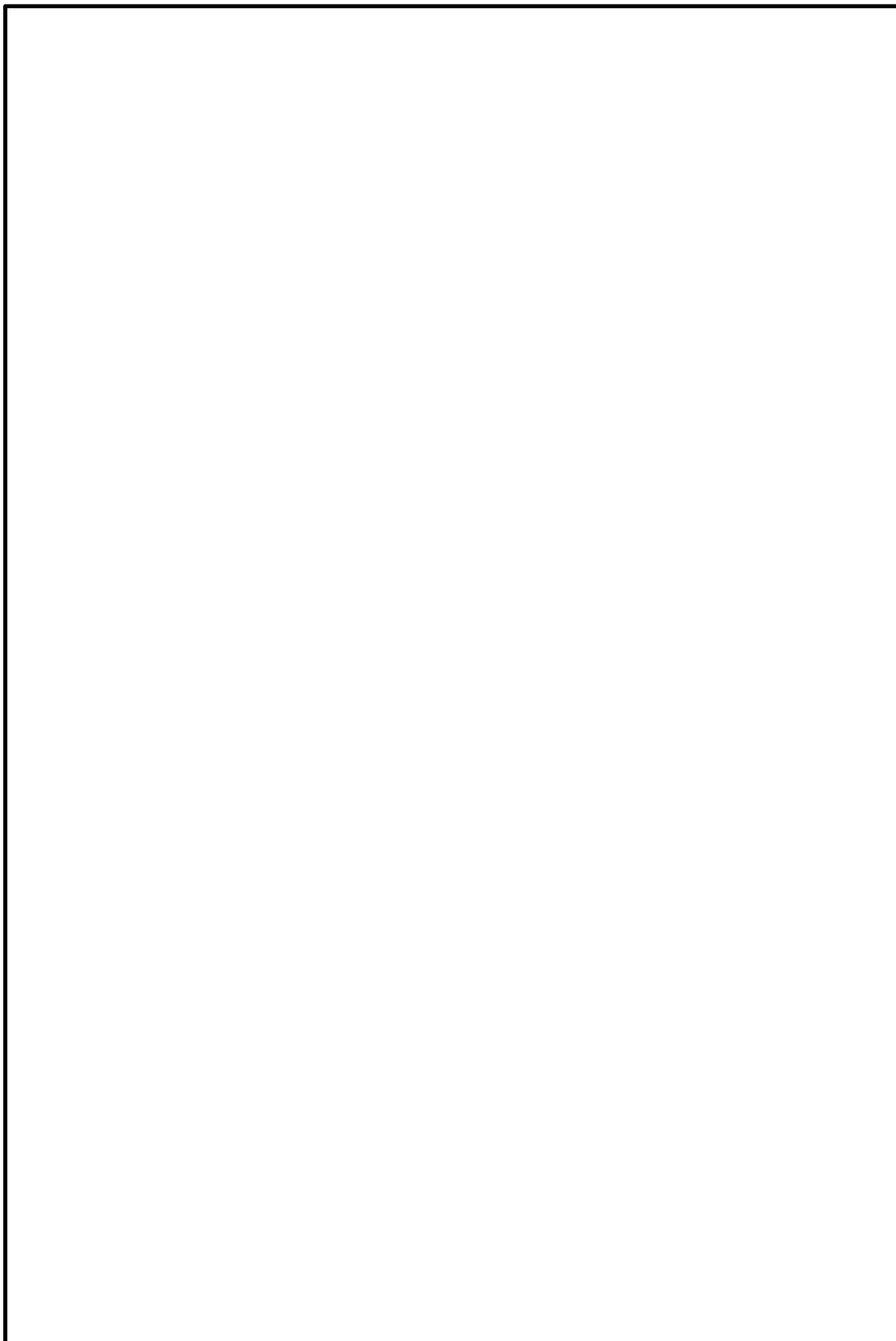
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

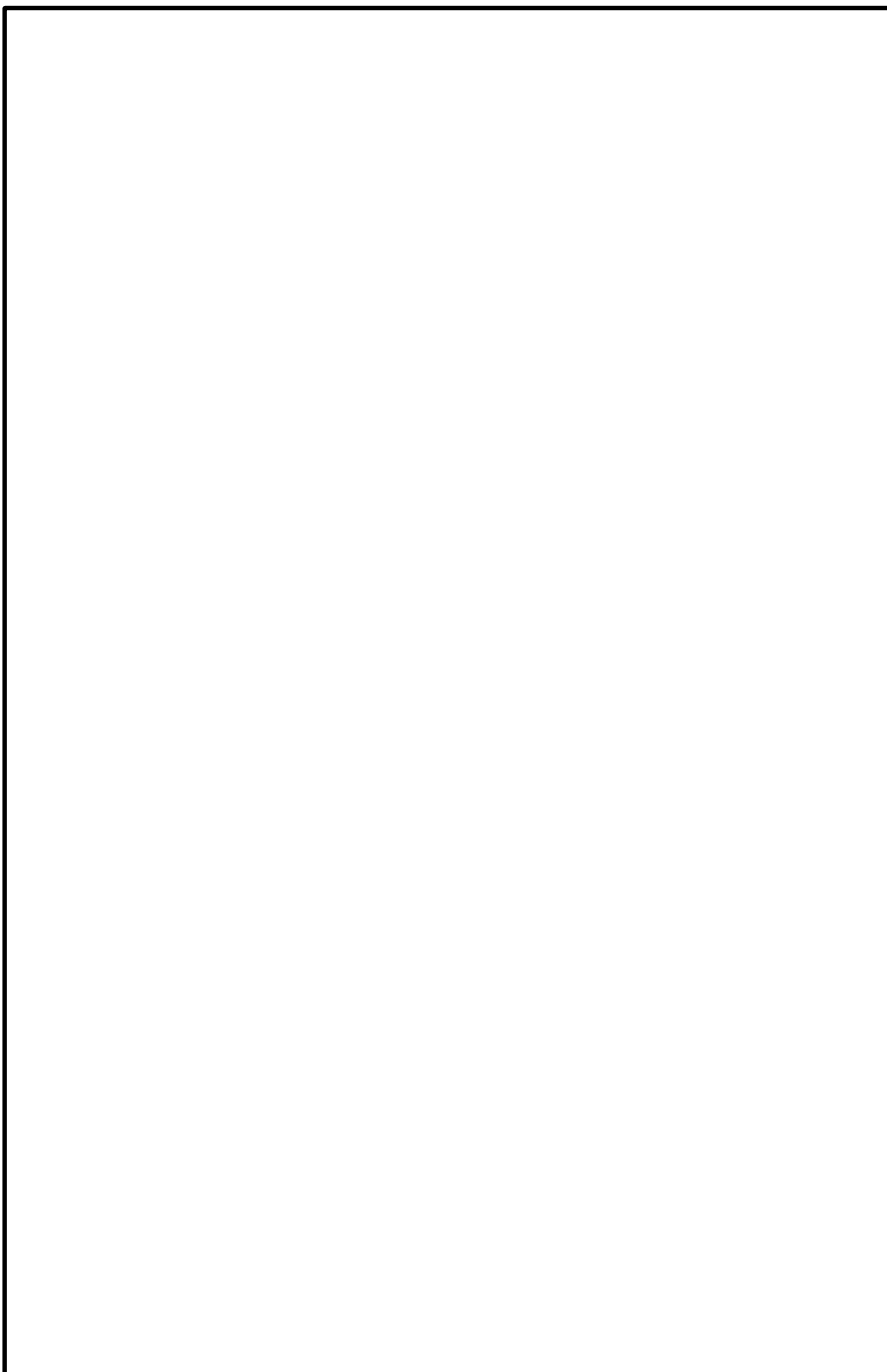
(1) 最大水量について

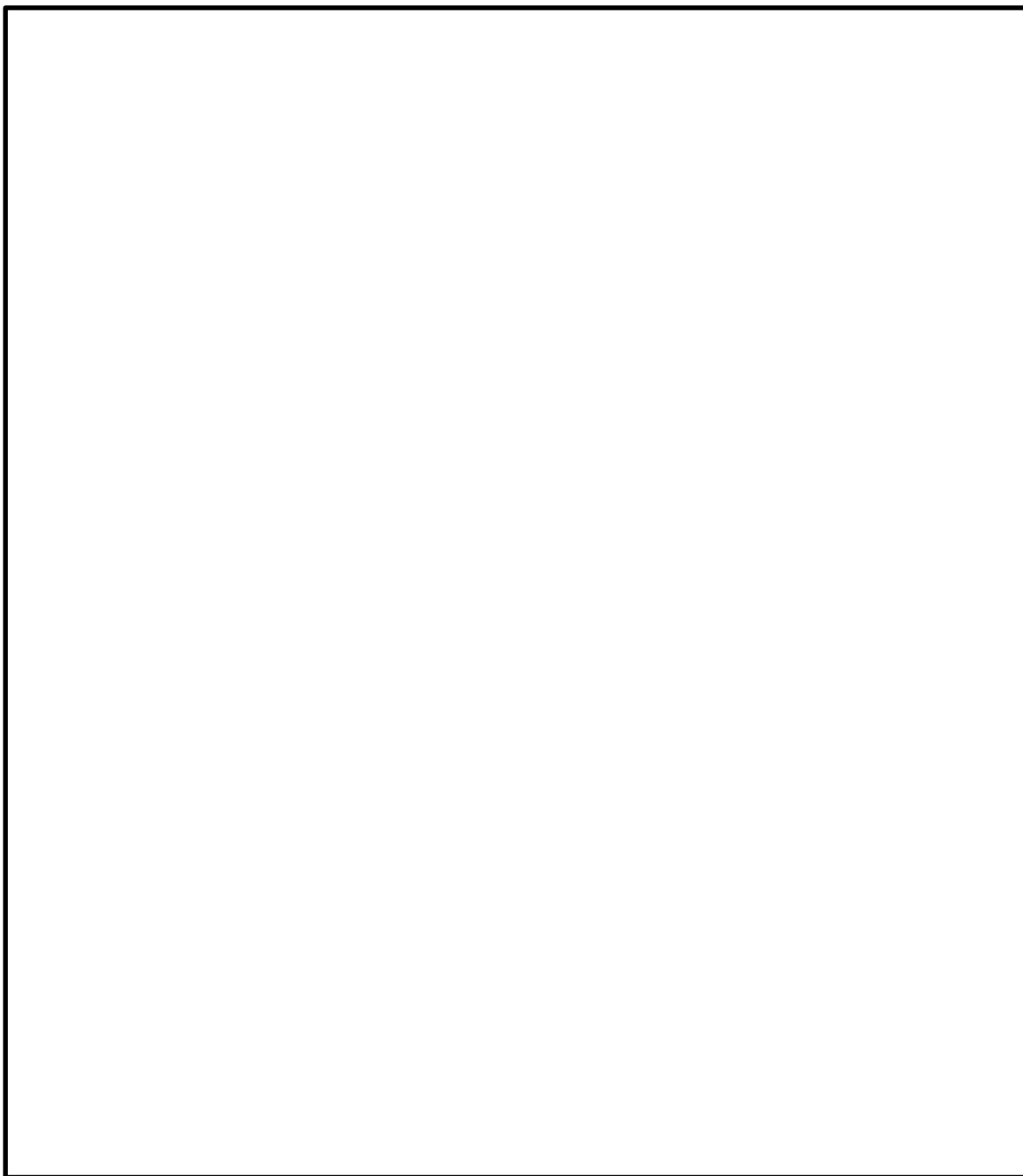




(2) 最小水量について







第 1 図 フィルタ装置水位の概略図

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（第1表）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・初期水位：
- ・室温：25℃^{*1}（系統待機時），65℃^{*2}（ベント実施中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

※1 ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下のにあることを踏まえて設定した値

※2 スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値

※3 19時間ベントの解析結果にNUREG補正（別紙17補足5参照）した格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約3kW）に余裕を考慮した値

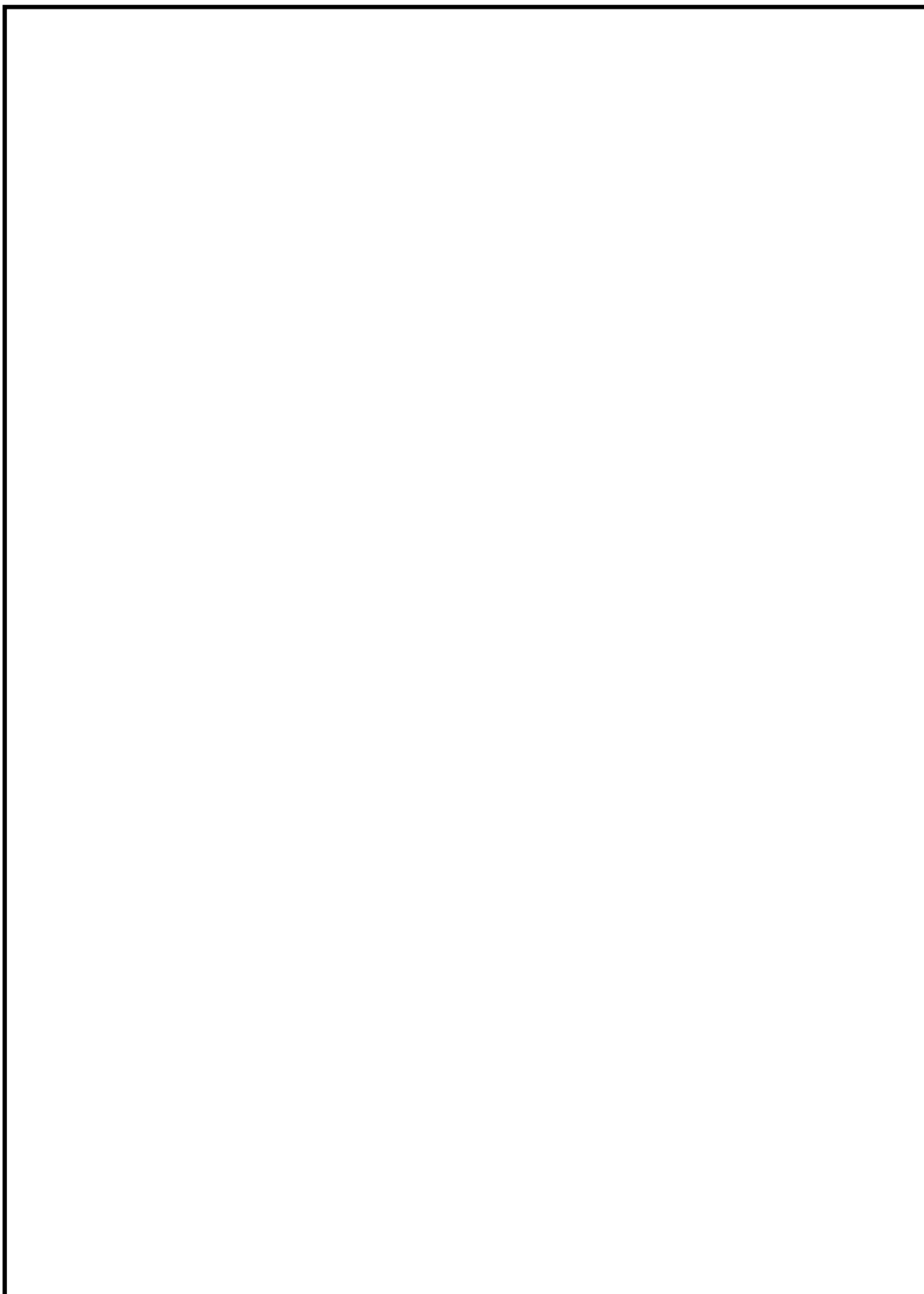
【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第 3 図に示す。より保守的な結果を与える D/W ベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

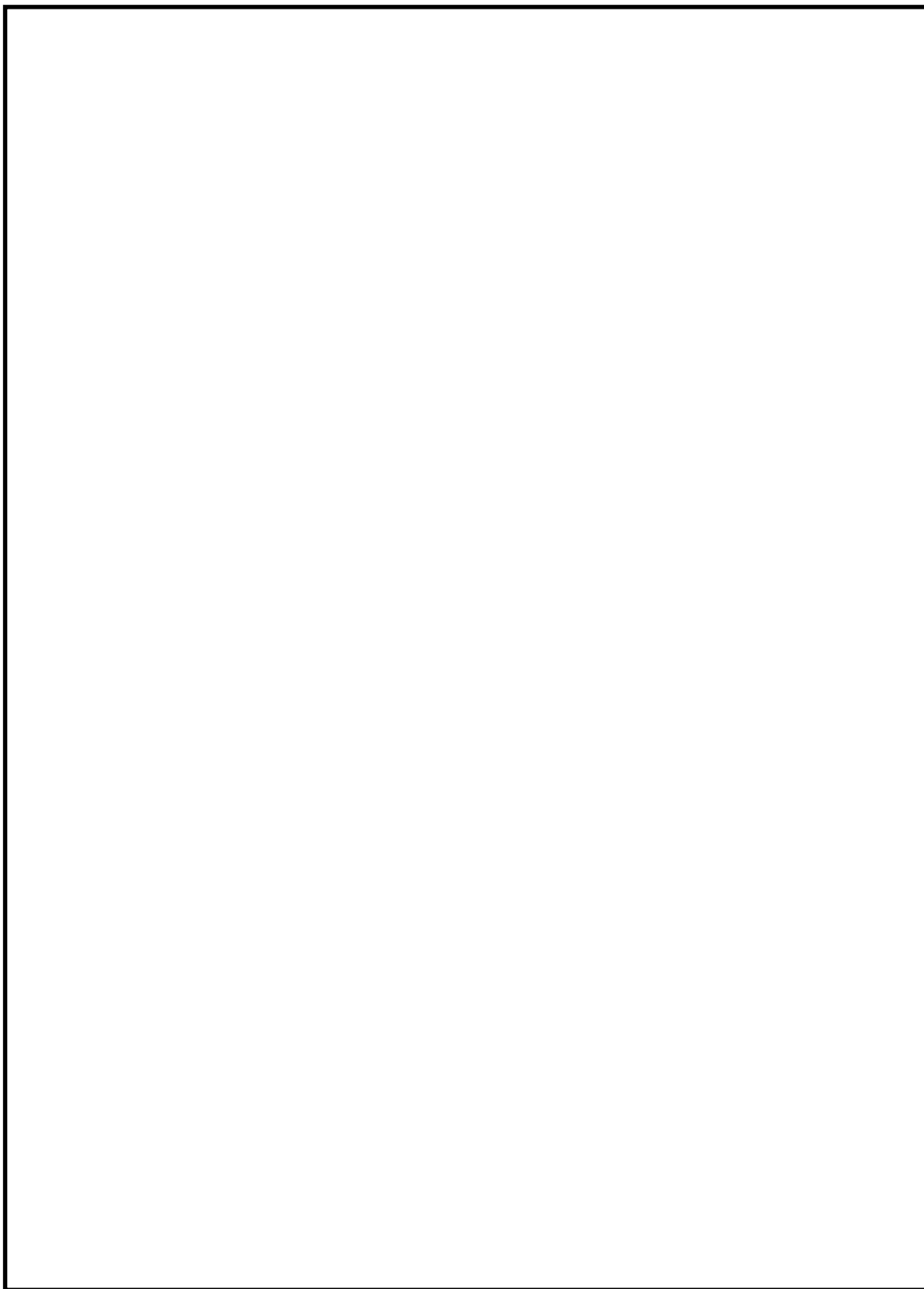
第 1 表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【原子炉定格熱出力の 1% 相当の時間】	19 時間後 ^{※1} 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内 発熱量	500kW 【ベント時間 2 時間～3 時間ベース】	20kW 【ベント時間 19 時間ベース】

※1 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間 19 時間ベース



第 2 図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)

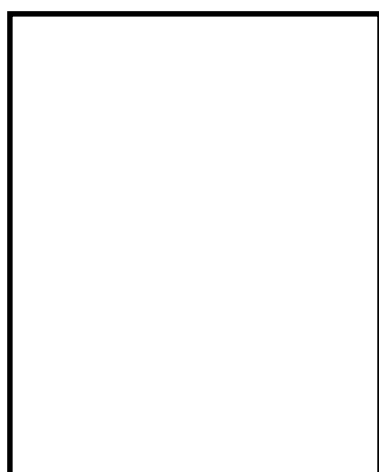


第 3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。



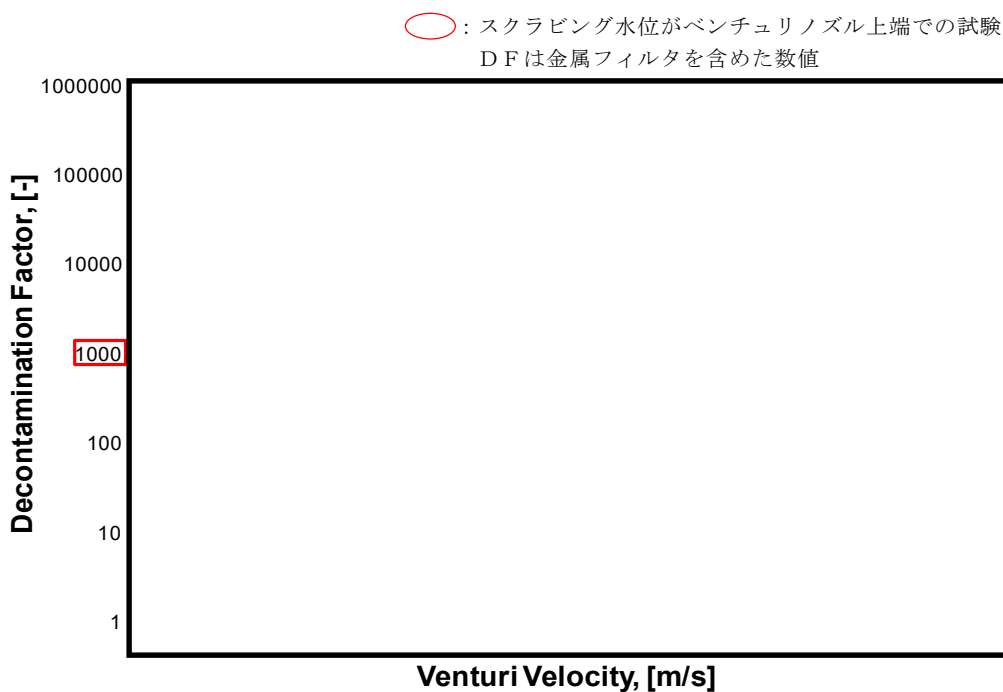
- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴)
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

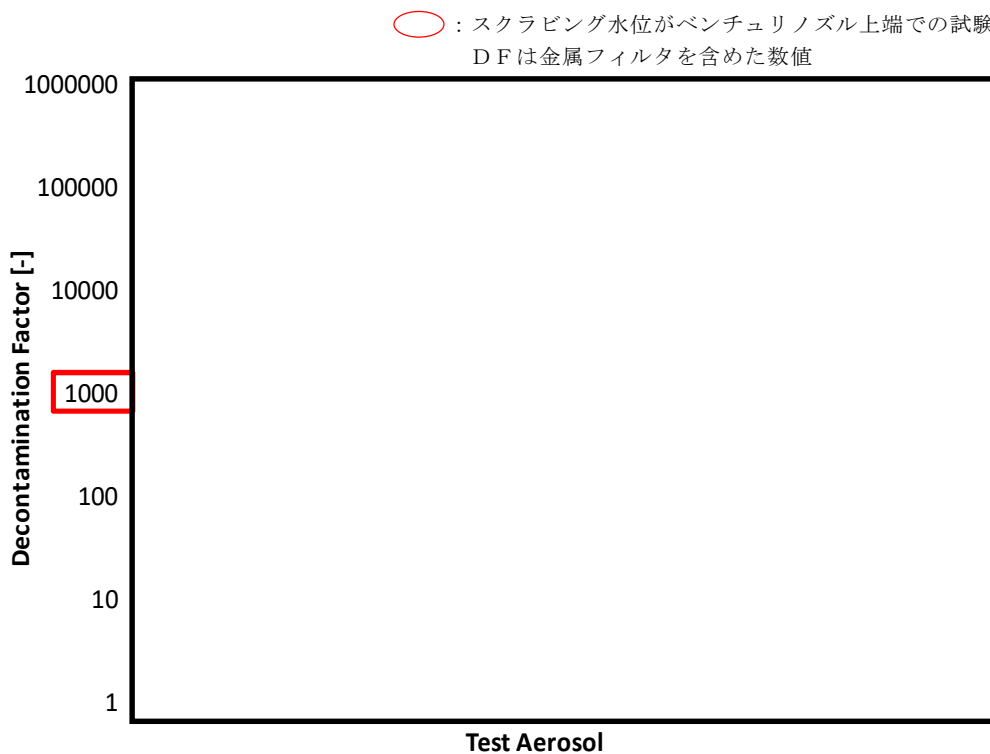
①エアロゾルのDFについて

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、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用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響

は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF 1,000 以上を十分に確保できている。



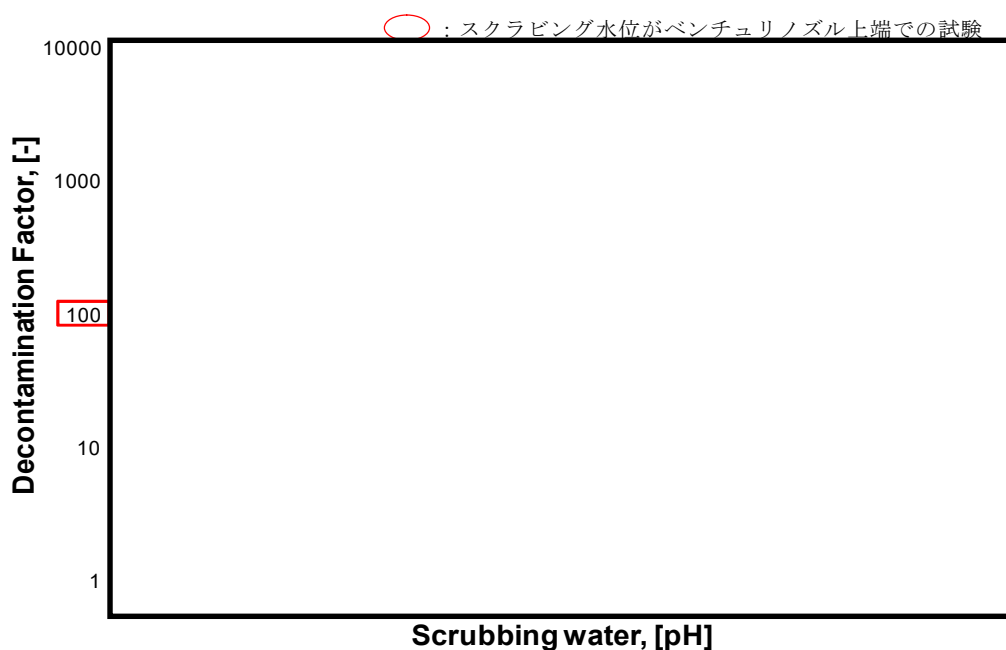
第 5 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係



第 6 図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係

②無機よう素のD Fについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF 100 以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のPHと無機よう素DFの関係

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る 2,530mm とし、F P が多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 1,500mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水の pH については、待機時に pH13 以上（NaOH 濃度 3.0wt% 相当）であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{\max} は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²]

S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

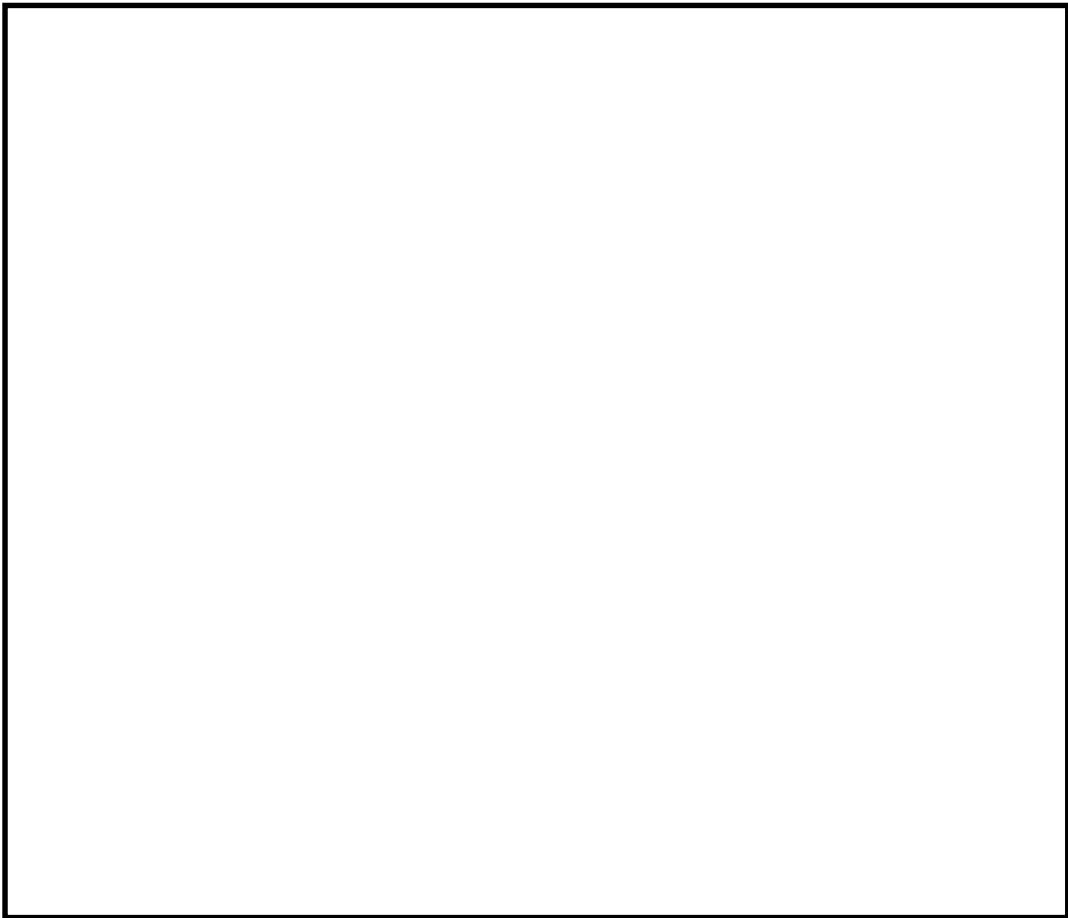
(原子炉建屋の基準地震動 S_s から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。





また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

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

フィルタ装置は、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ため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。

(1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位 にあることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、第二弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給について 上屋から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

(2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位 にあることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。

別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考

慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。

よう素除去部へのスクラビング水の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。

ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として、スウェリングにより、よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

また、格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

(1) スウェリングの影響について

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水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る。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

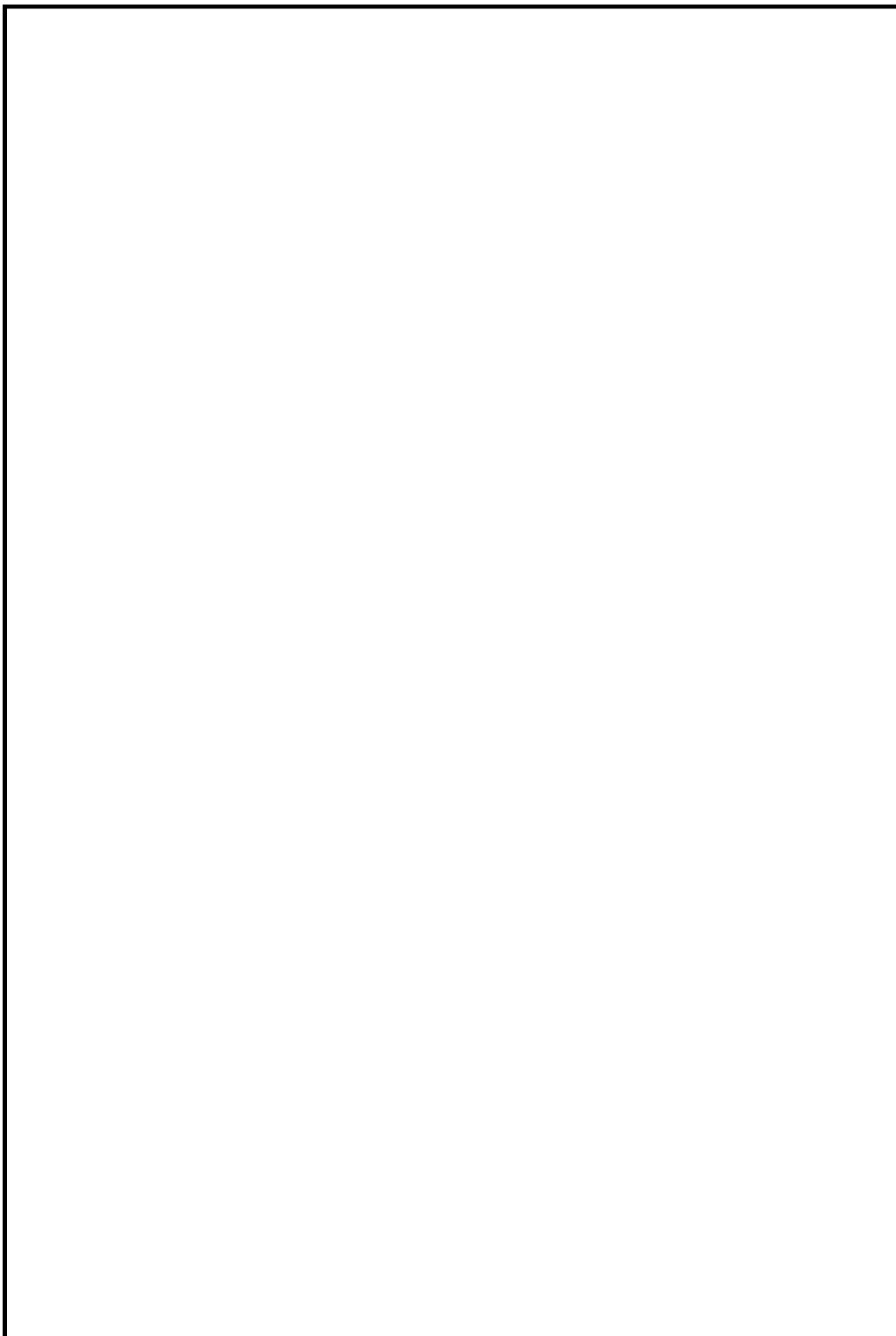




したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。

フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第 1 図に示す。





第 1 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

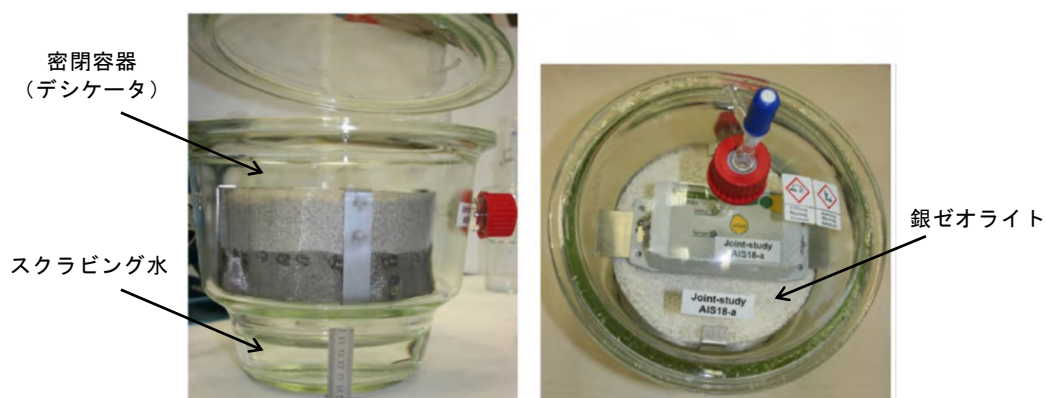
この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水 と銀ゼオライトを第 1 表に示す環境で保管し、よう素除去効率を 6 カ月後及び 15 カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第 2 表と第 2 図に示す。

第 1 表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第 2 表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後



第 2 図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準 を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

圧力開放板の信頼性について

(1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力 (310kPa [gage]) と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa (圧力開放板前後差圧) を適用している。

ベント開始時における圧力開放板が破裂したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が破裂するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに、炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

なお、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。(別紙 32)

(2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。



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

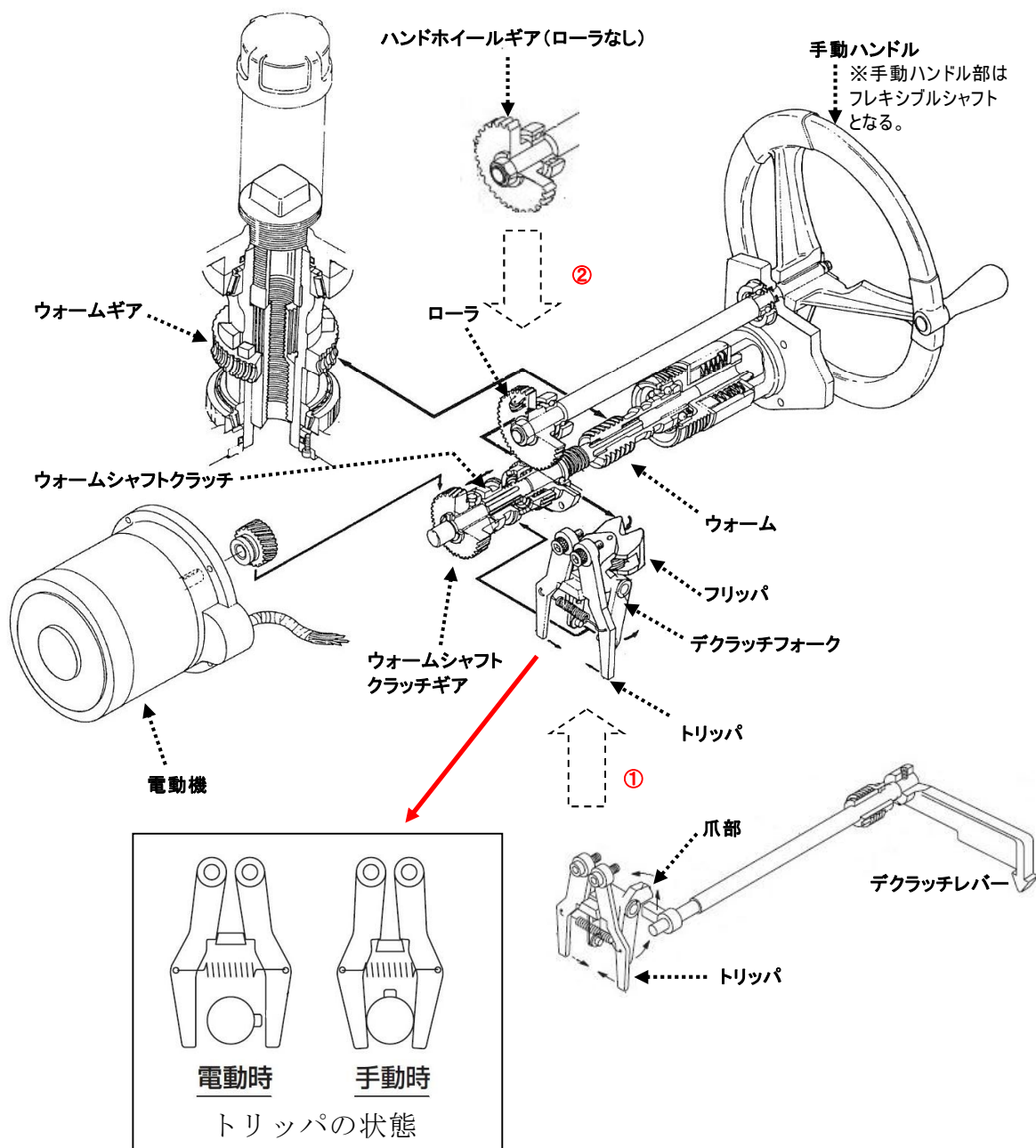
隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第 1 図に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図、第 3 図に示す。



<注記>

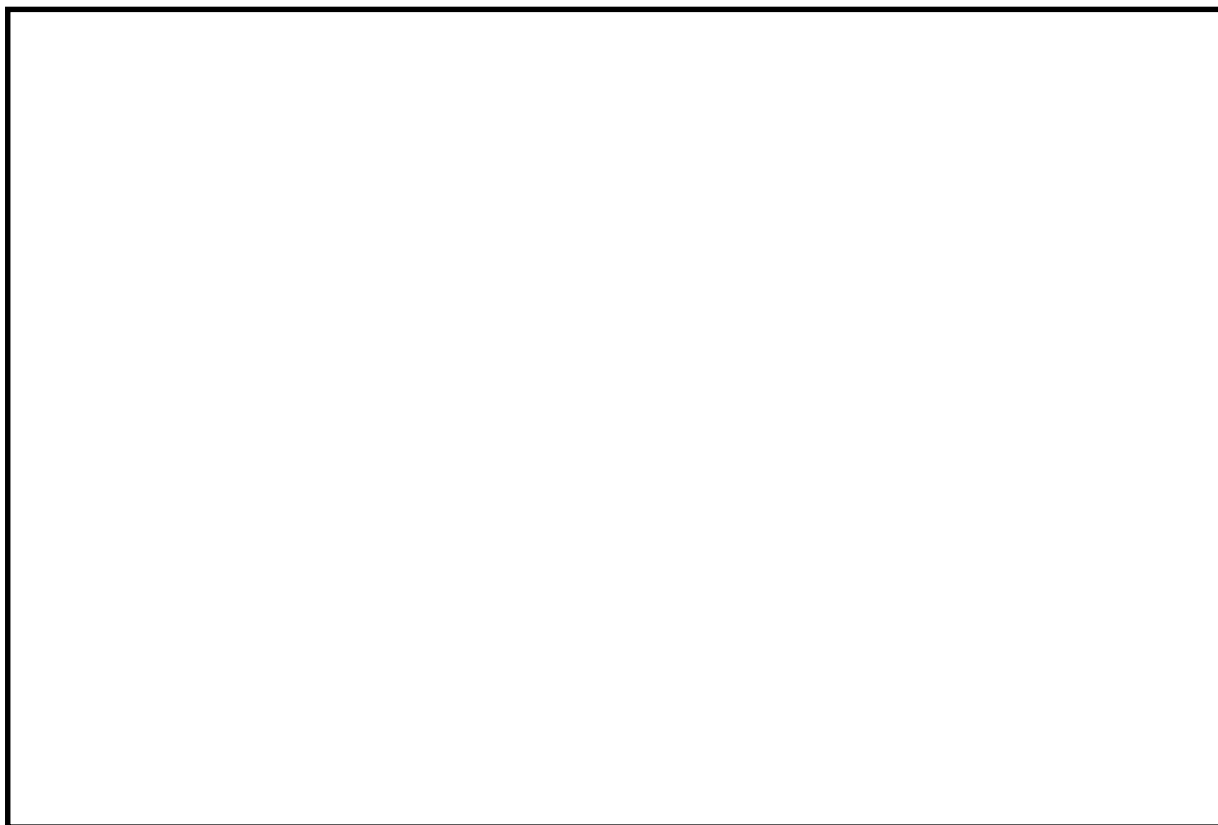
①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。

②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取り付けられている。

第1図 オートデクラッチ機構の概要図

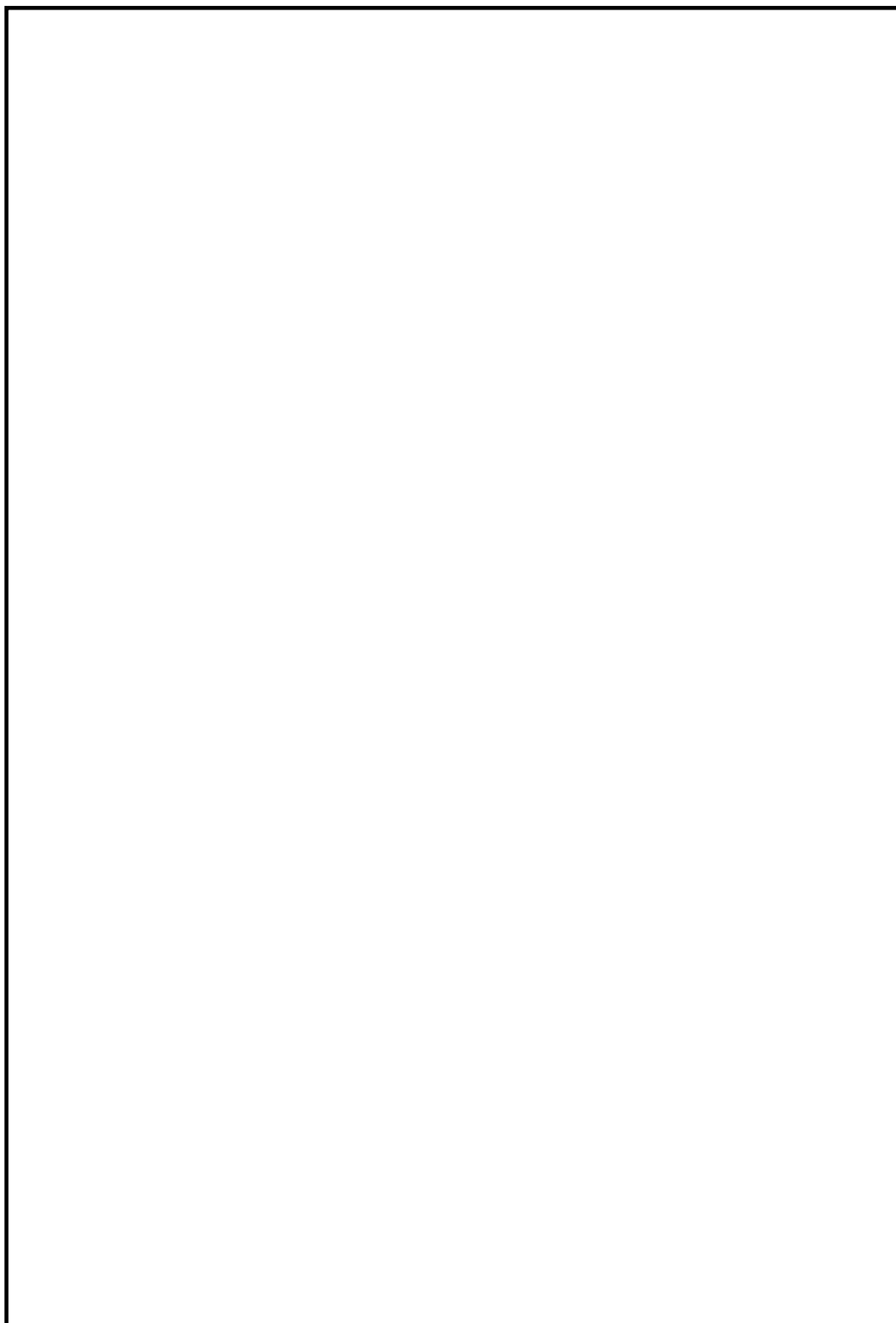


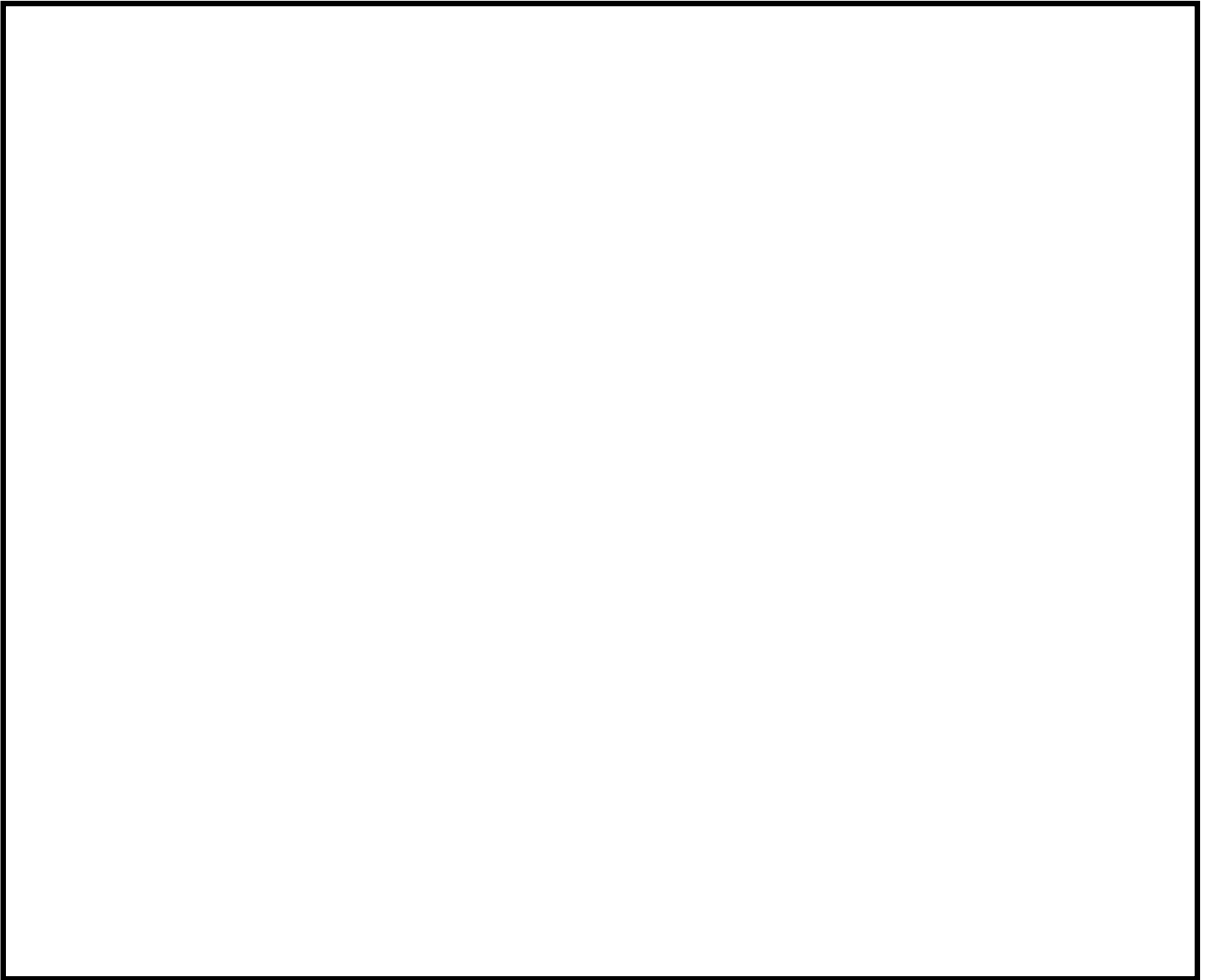
第 2 図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））



第 3 図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）

(参考) オートデクラッチ機構の操作概要





ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置吸気配管、フィルタ装置及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、

内部被ばくについては呼吸率，線量換算係数，マスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。第二弁の操作においては，空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 ）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置吸気配管，フィルタ装置及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 12 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 13 図～第 16 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 17 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，作業時間は (移動時間 (往復) + 作業時間) とする。第二弁の開操作は，ベント実施直後から 作業場所 (待避室) に滞在するものとし，作業時間は (移動時間 (往復) + 待機時間 + 作業時間 (待避室滞在)) とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うこと

ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv, 第二弁開操作で約 18mSv となった。

b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv, 第二弁開操作で約 27mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果に基づく
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 ^{*1} に基づき設定

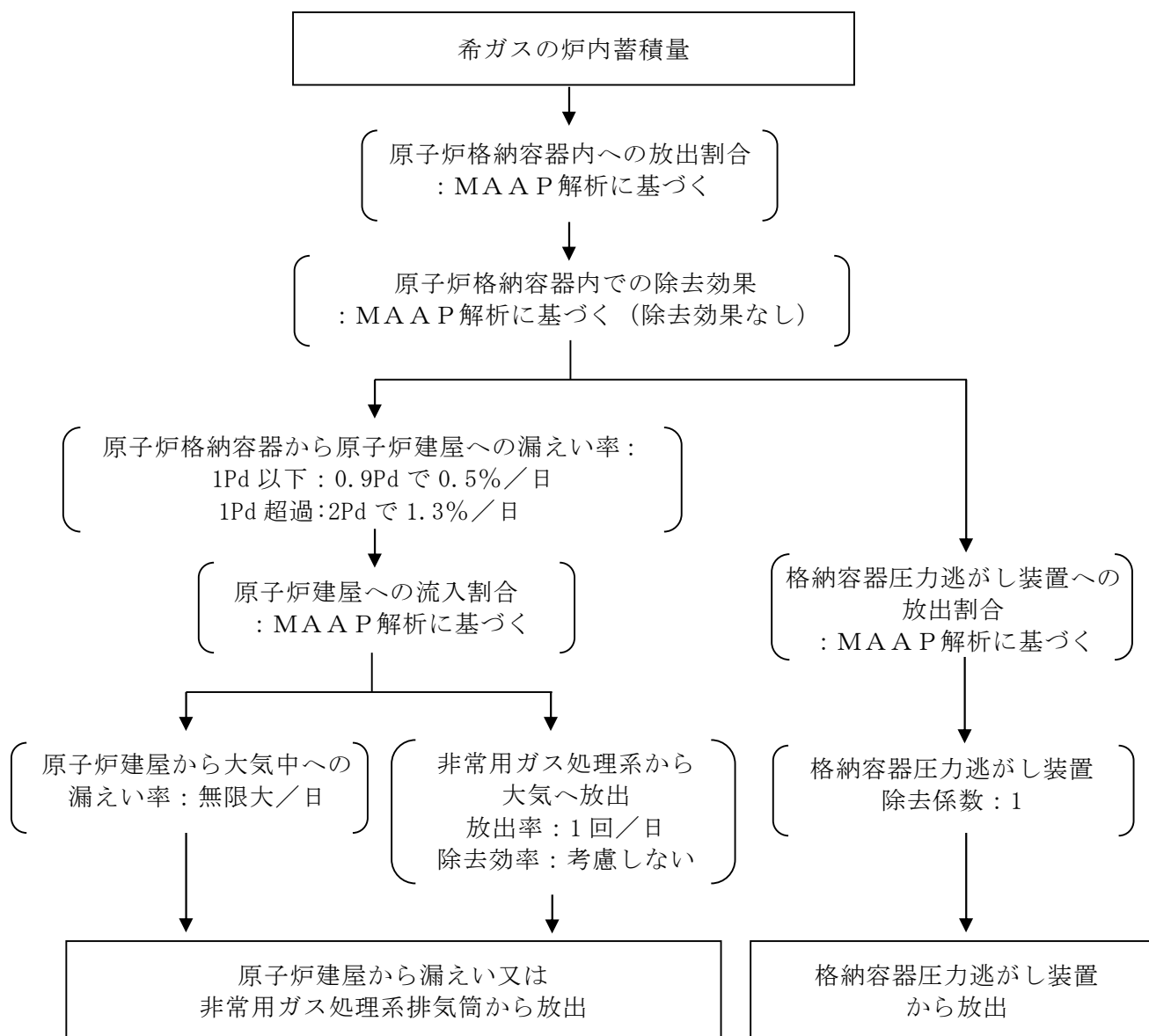
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(補足1参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	0.9Pd以下: 0.5%/日 0.9Pd超過: 1.3%/日		原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)(補足1参照)	
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル(補足2参照)	
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率: 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定(補足3参照)	
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5* ³ に基づき設定(補足4参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	D/Wベント : 約 4.9×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.0×10^{-5} : 約 6.6×10^{-6} : 約 6.6×10^{-6} : 約 2.6×10^{-6} : 約 2.6×10^{-6} : 約 3.3×10^{-7} : 約 6.6×10^{-8} : 約 2.6×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465* ⁴ に基づき設定(補足5参照)

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1 回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類	S/Cベント : 約 9.5×10^{-1}	D/Wベント : 約 9.4×10^{-1}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (補足5参照)
	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 2.3×10^{-3}	
	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 1.5×10^{-3}	
	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 3.2×10^{-4}	
	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 3.2×10^{-4}	
	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 1.3×10^{-4}	
	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 1.3×10^{-4}	
	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 1.6×10^{-5}	
	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 3.2×10^{-6}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 1.3×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000			設計値に基づき設定

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995



第 1 図 希ガスの大気放出過程