

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26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15日からの変更箇所>
(黄ハッチングで変更箇所を表示)
20, 21, 33, 113, 120, 132, 136, 158, 234, 245, 246, 249, 250, 295, 654-656, 668,
673, 693, 826頁

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。

目 次

39条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設に係る火災区域又は火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

- 共－1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共－2 類型化区分及び適合内容
- 共－3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共－4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について
- 共－5 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について
- 共－6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共－7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について
- 共－9 自主対策設備の悪影響防止について
- 共－10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について
- 共－11 共用に関する設計上の考慮について

44条

- 44－1 SA設備基準適合性 一覧表
- 44－2 単線結線図
- 44－3 配置図
- 44－4 系統図
- 44－5 試験検査
- 44－6 容量設定根拠
- 44－7 その他設備
- 44－8 ATWS緩和設備について
- 44－9 ATWS緩和設備に関する健全性について
- 44－10 SAバウンダリ系統図（参考図）

45条

- 45-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 45-2 電源構成図
- 45-3 配置図
- 45-4 系統図
- 45-5 試験検査
- 45-6 容量設定根拠
- 45-7 その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について
- 45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書
- 45-9 ECCSポンプの高温耐性評価について
- 45-10 SAバウンダリ系統図（参考図）

46条

- 46-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 過渡時自動減圧機能について

- 46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 46-14 S R Vの耐環境性向上のための取組みについて
- 46-15 S Aバウンダリ系統図（参考図）

47条

- 47-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 47-2 電源構成図
- 47-3 配置図
- 47-4 系統図
- 47-5 試験検査
- 47-6 容量設定根拠
- 47-7 接続図
- 47-8 保管場所図
- 47-9 アクセスルート図
- 47-10 その他設備
- 47-11 S Aバウンダリ系統図（参考図）

48条

- 48-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 48-2 電源構成図
- 48-3 計測制御系統図
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験検査

- 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）

52条

- 52-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 保管場所図
- 52-9 アクセスルート図
- 52-10 計装設備の測定原理
- 52-11 水素及び酸素発生時の対応について
- 52-12 SAバウンダリ系統図（参考図）

53条

- 53-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
- 53-8 その他設備
- 53-9 SAバウンダリ系統図（参考図）

54条

- 54-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 その他
- 54-15 SAバウンダリ系統図（参考図）

55条

- 55-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 保管場所

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56条

56-1 SA設備基準適合性 一覧表

56-2 単線結線図

56-3 配置図

56-4 系統図

56-5 試験検査

56-6 容量設定根拠

56-7 接続図

56-8 保管場所図

56-9 アクセスルート図

56-10 その他設備

57条

57-1 SA設備基準適合性 一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）

57-11 その他資料

58条

58-1 SA設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

58-11 別紙

59条

59-1 SA設備基準適合性 一覧表

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験検査

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート

- 59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-10 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について
- 59-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

60条

- 60-1 SA設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図
- 60-4 試験検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61条

- 61-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験検査
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62条

62-1 S A設備基準適合性一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50条】

基準適合への対応状況

50-1 S A設備基準適合性 一覽表

50-1-1

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		サブプレッション・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43条		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	
				原子炉建屋原子炉棟内，その他建屋内		B, C	
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，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	
	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 S A設備基準適合性一覧表(常設)

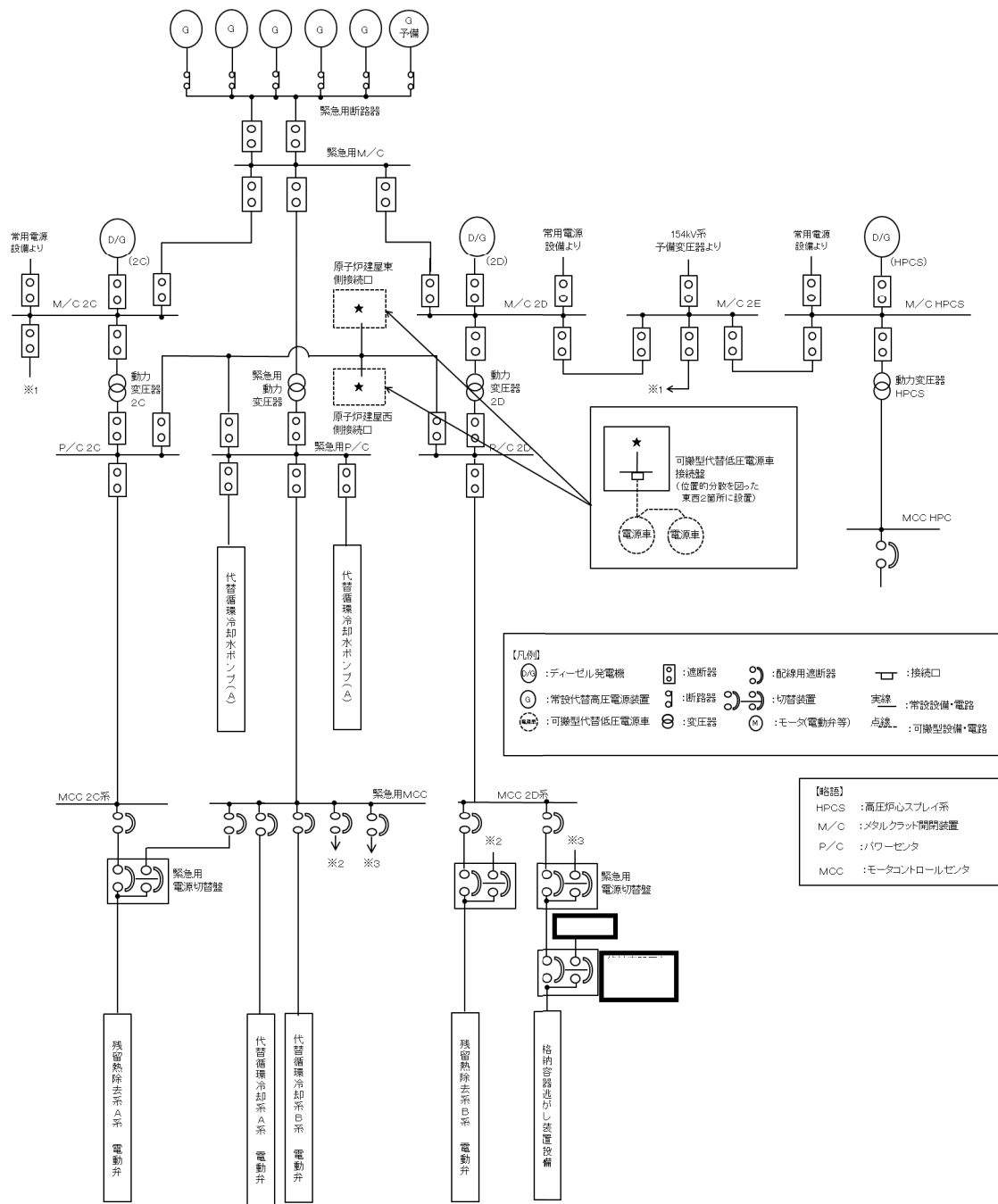
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		[] 空気ポンプユニット (空気ポンプ)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	50-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作(弁操作)	B f	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験検査(検査性, 系統構成・外部入力)	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			

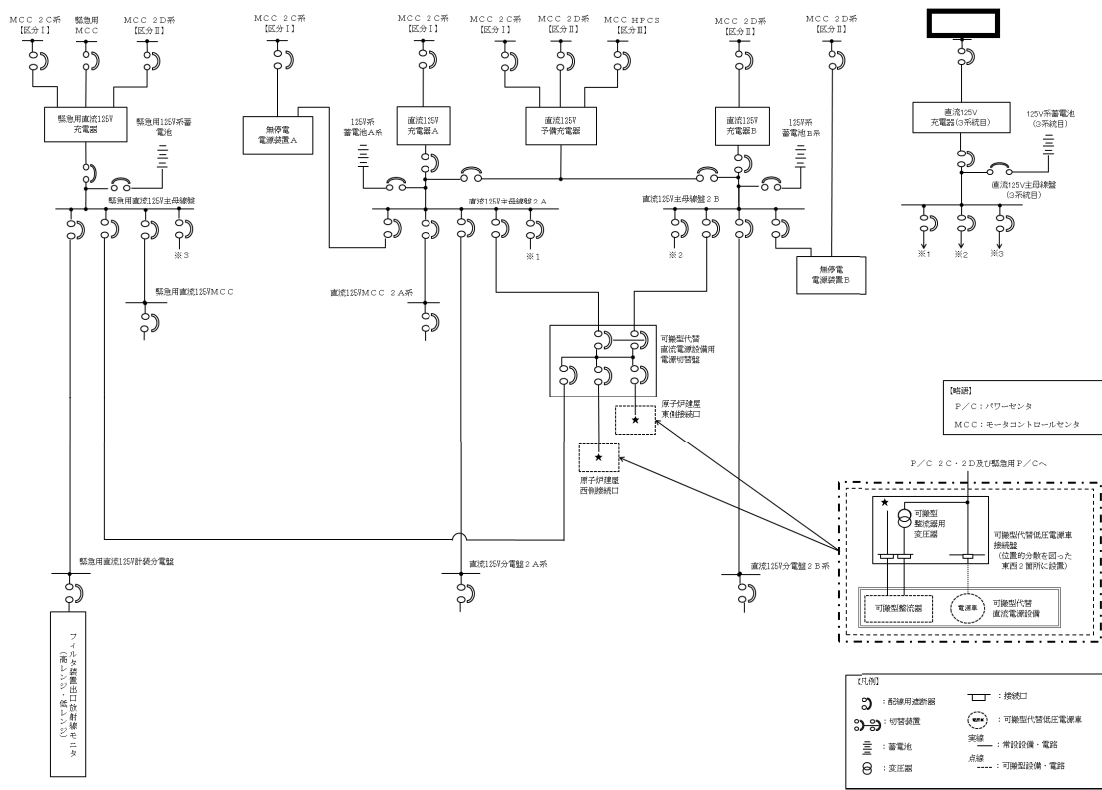
50-2 電源構成図

50-2-1



第50-2-1図 電源構成図 (交流電源)

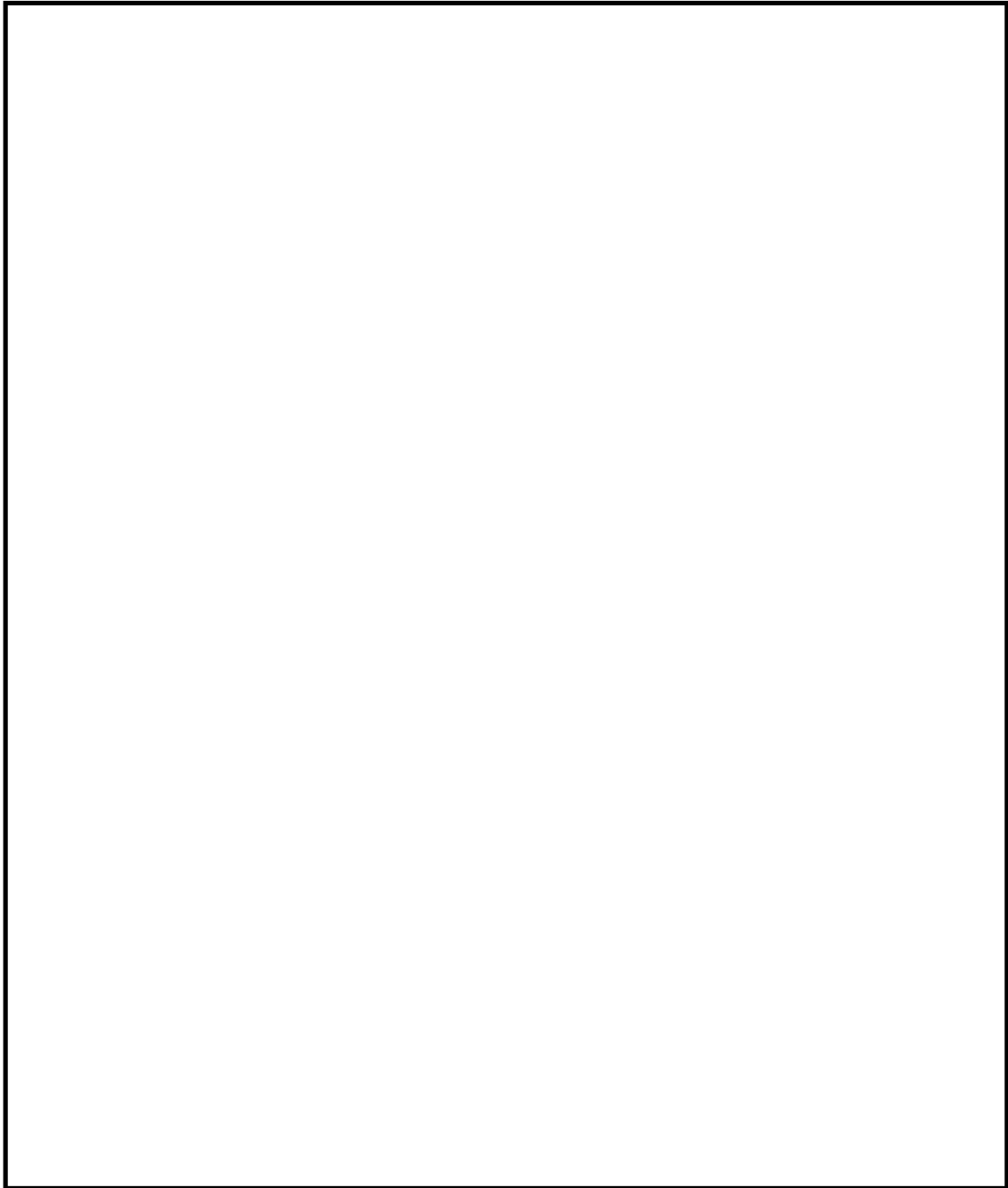
50-2-2



第50-2-2図 電源構成図 (直流電源)

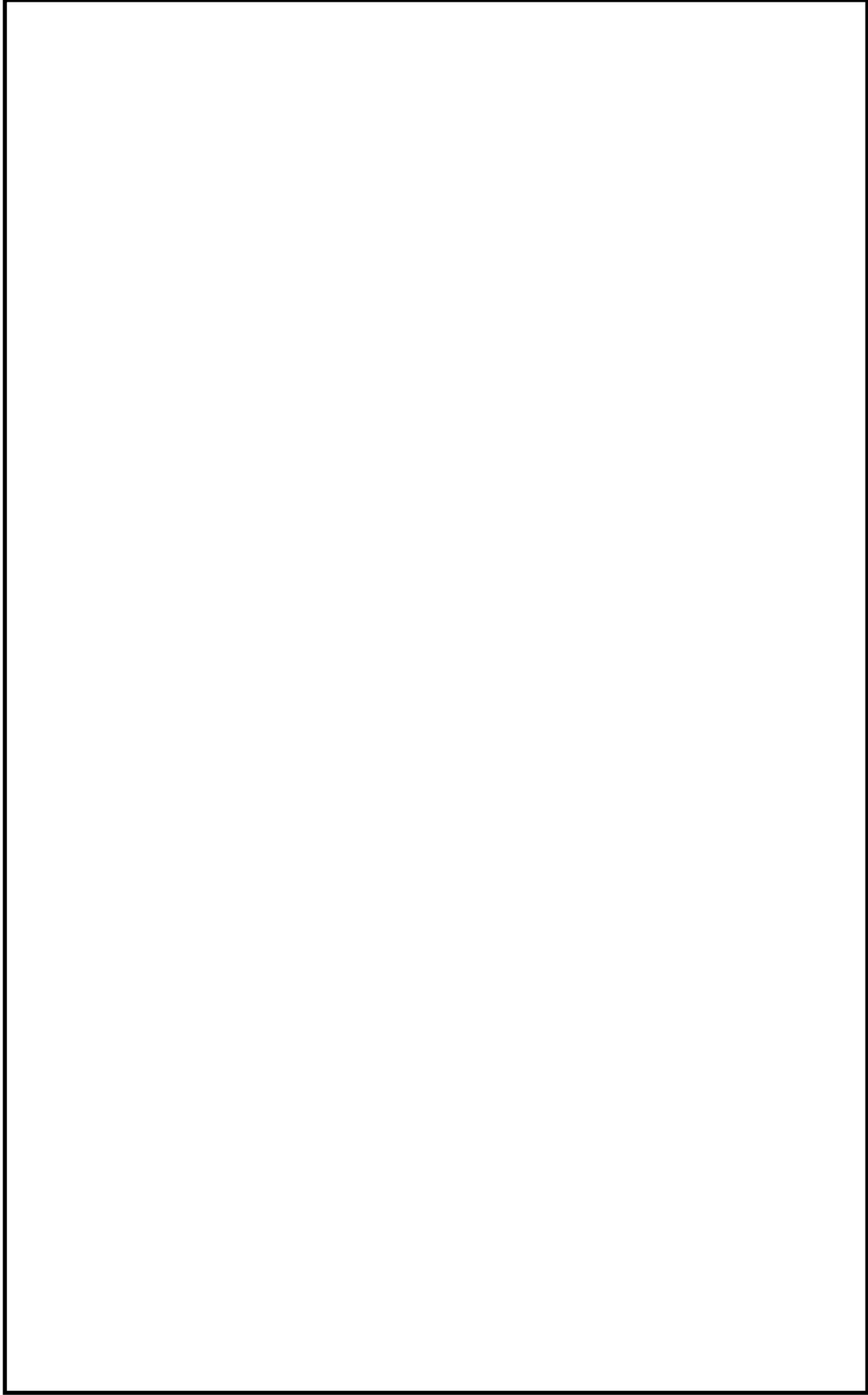
50-3 配置図

50-3-1



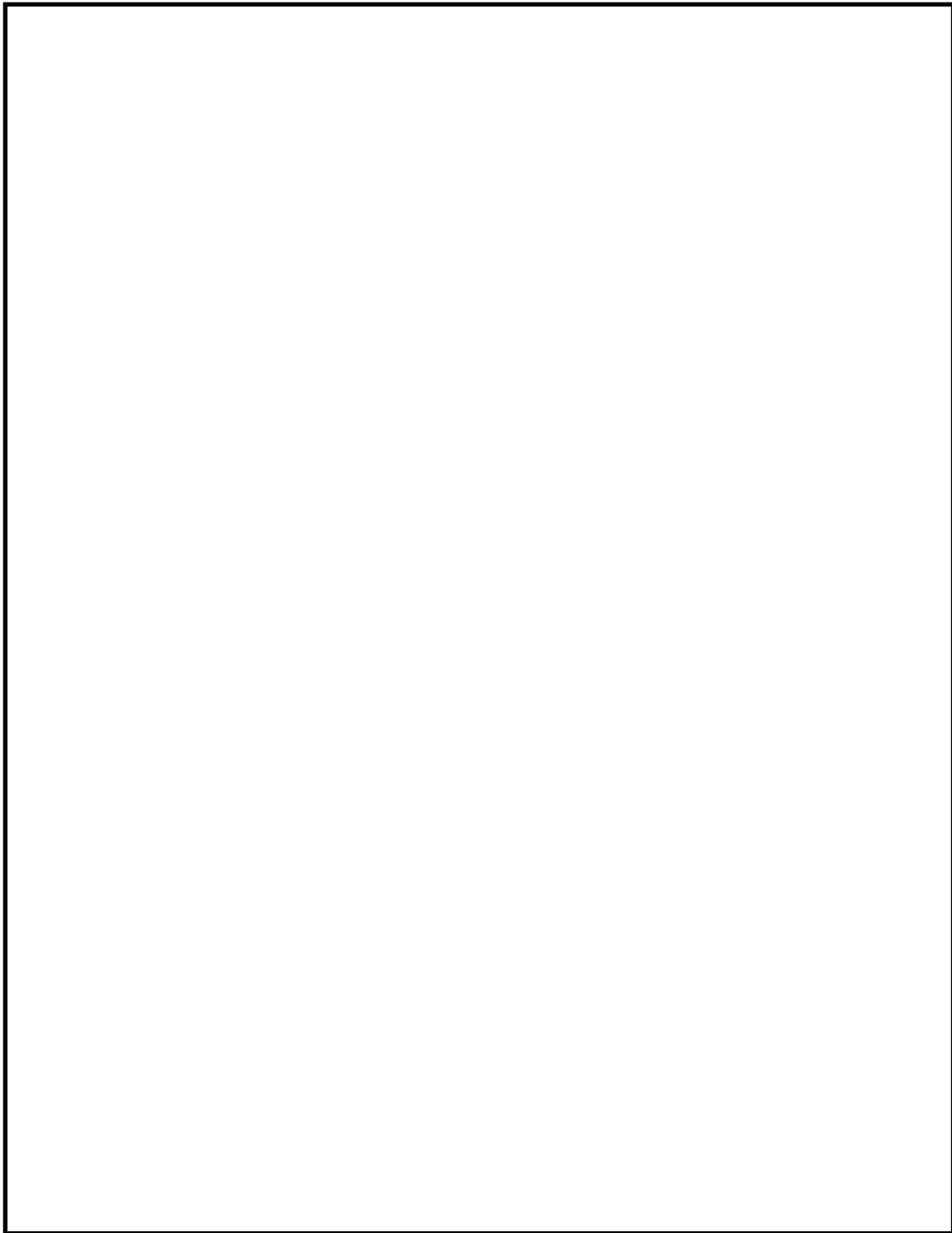
第 50-3-1 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

50-3-2



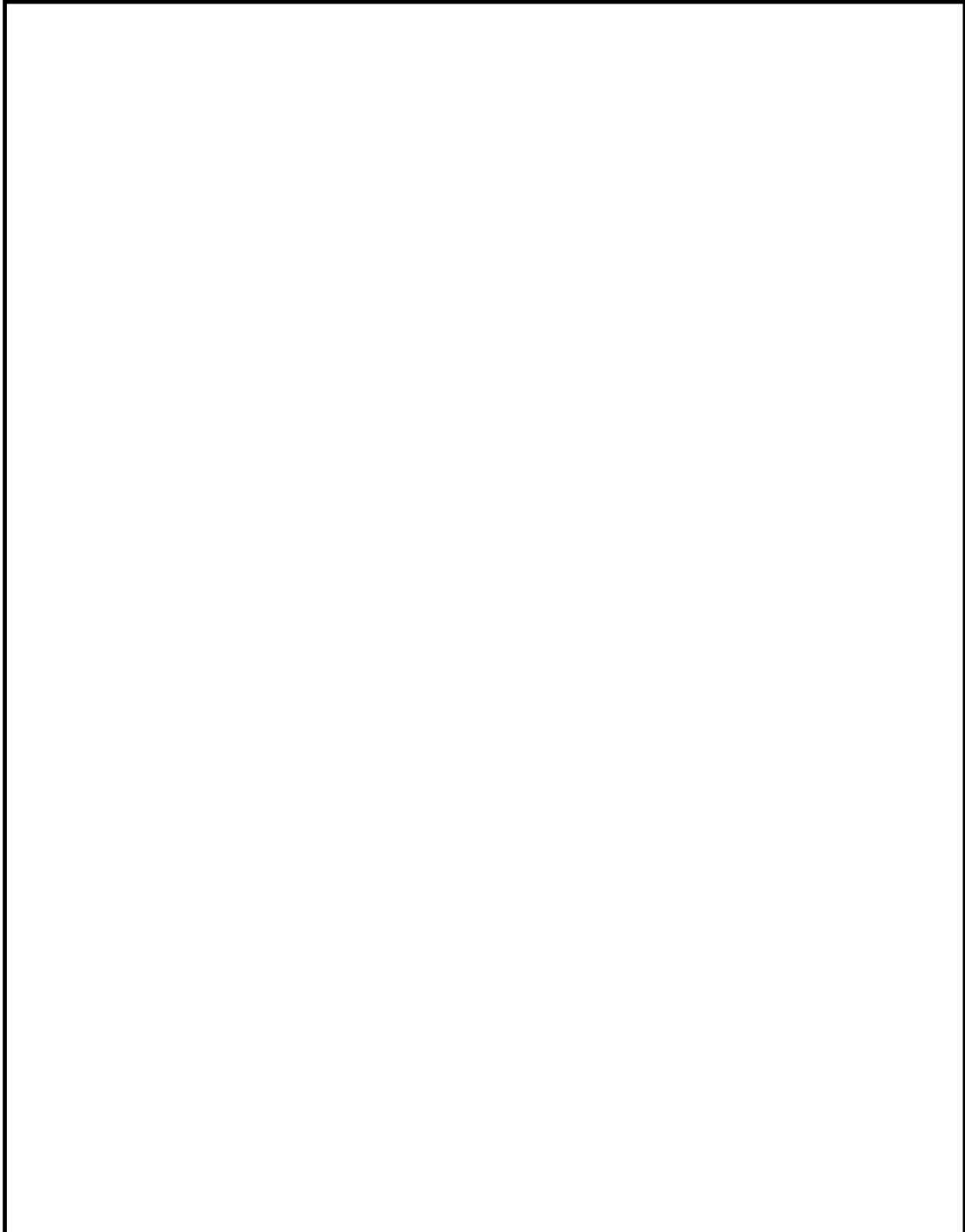
第 50-3-2 図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

50-3-3



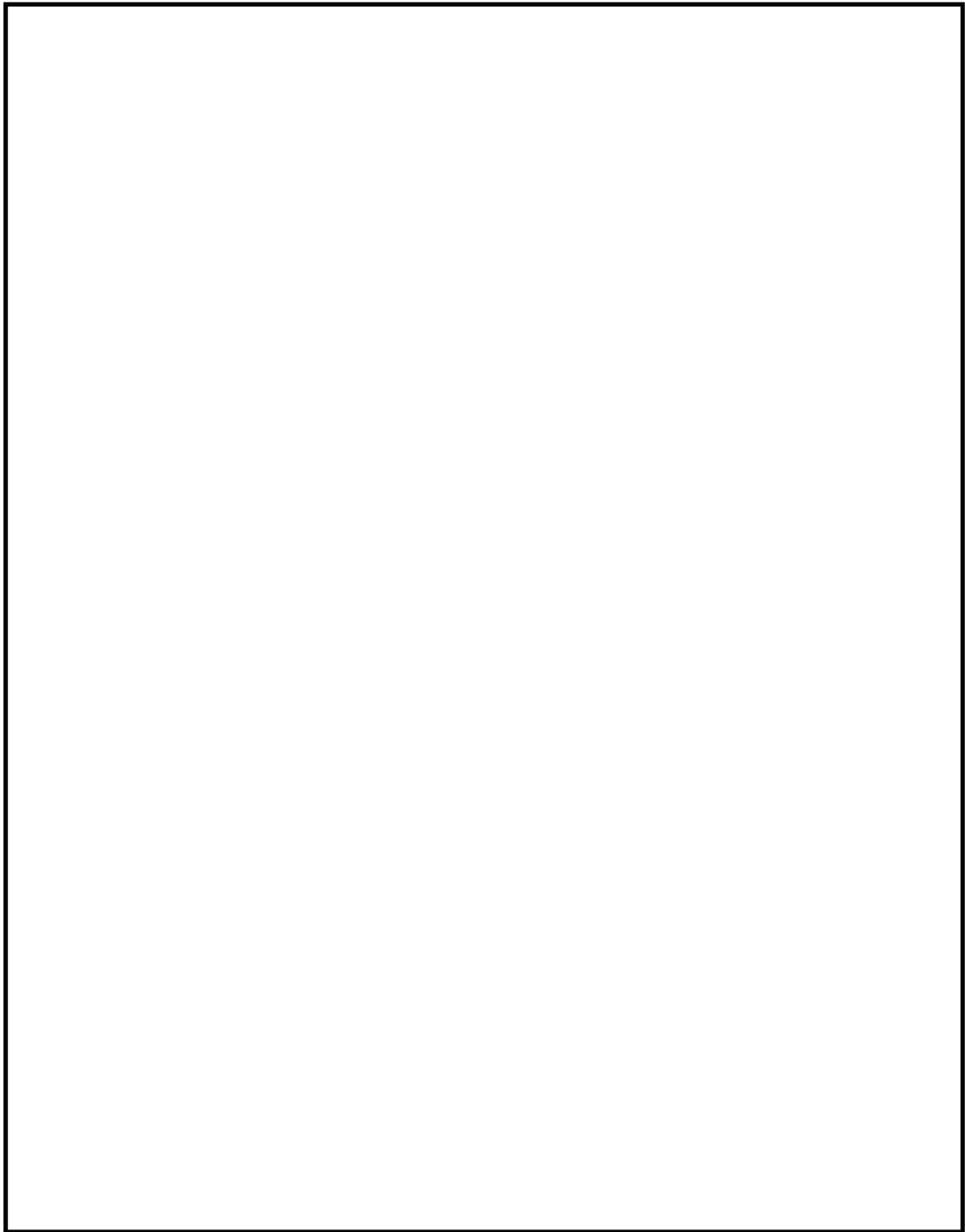
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1/2)

50-3-4



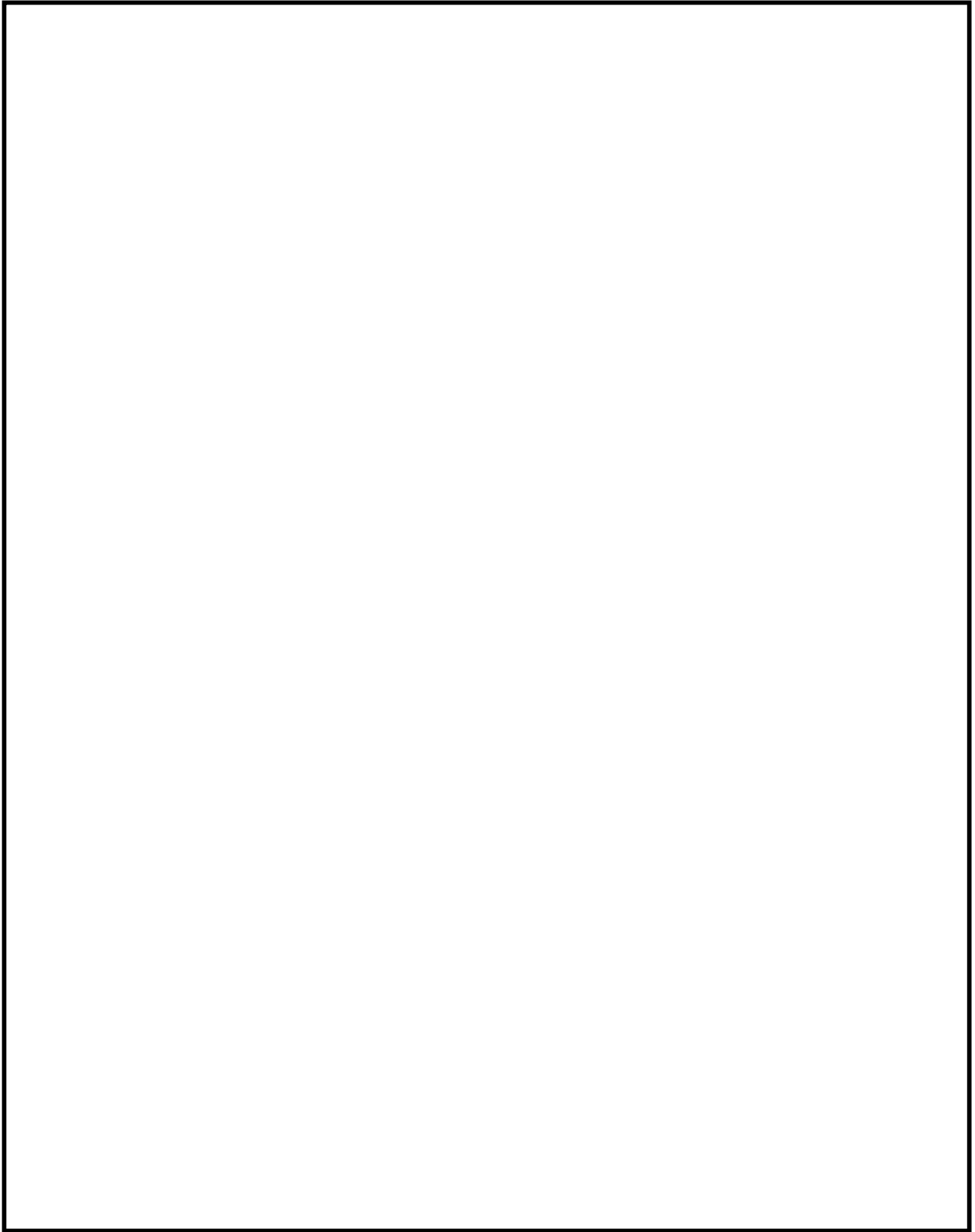
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

50-3-5



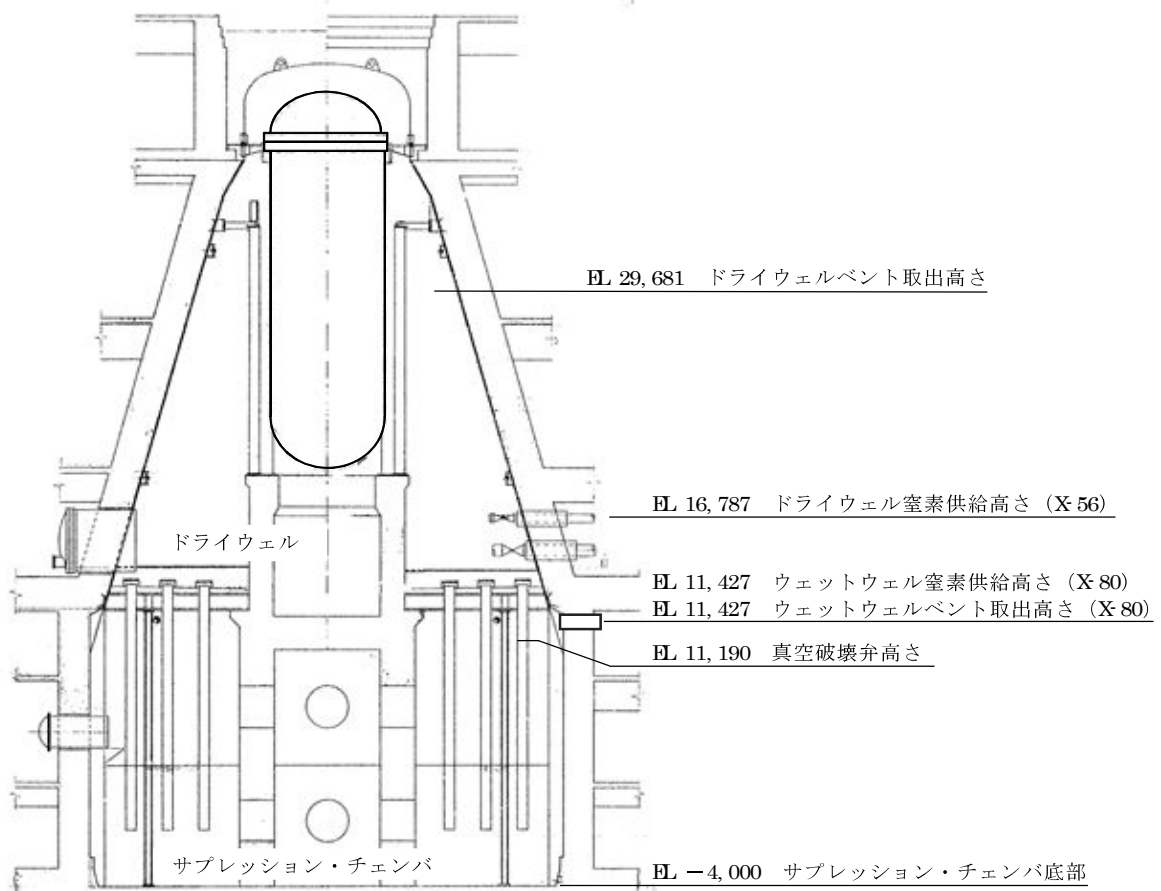
第 50-3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配置図 (1/2)

50-3-6

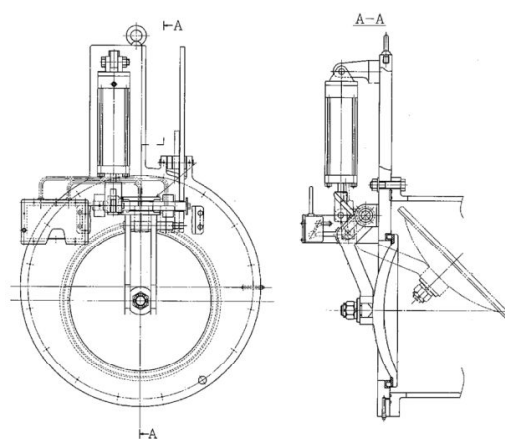


第 50-3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配置図 (2/2)

50-3-7



格納容器



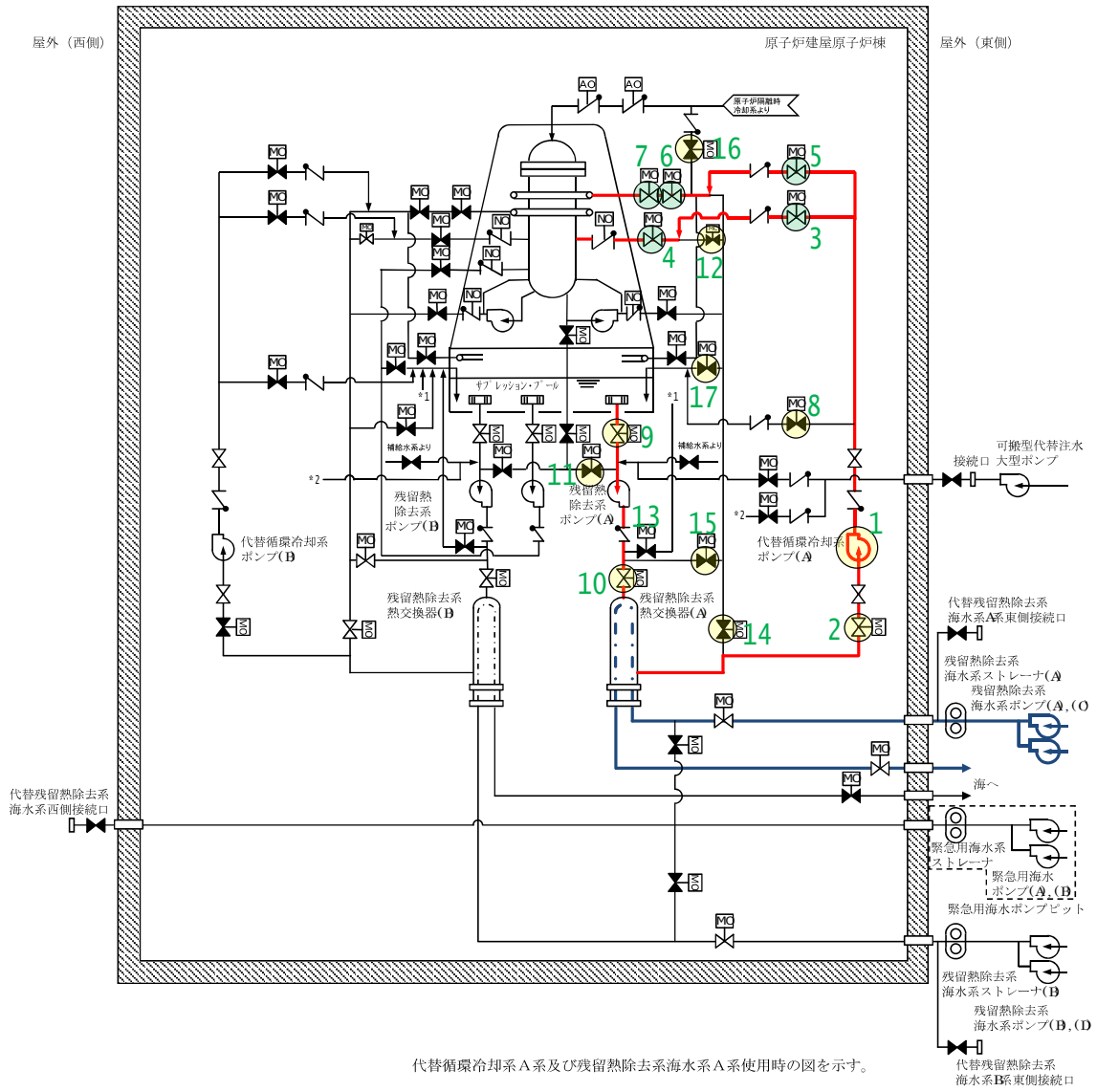
真空破壊弁
(個数：11)

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



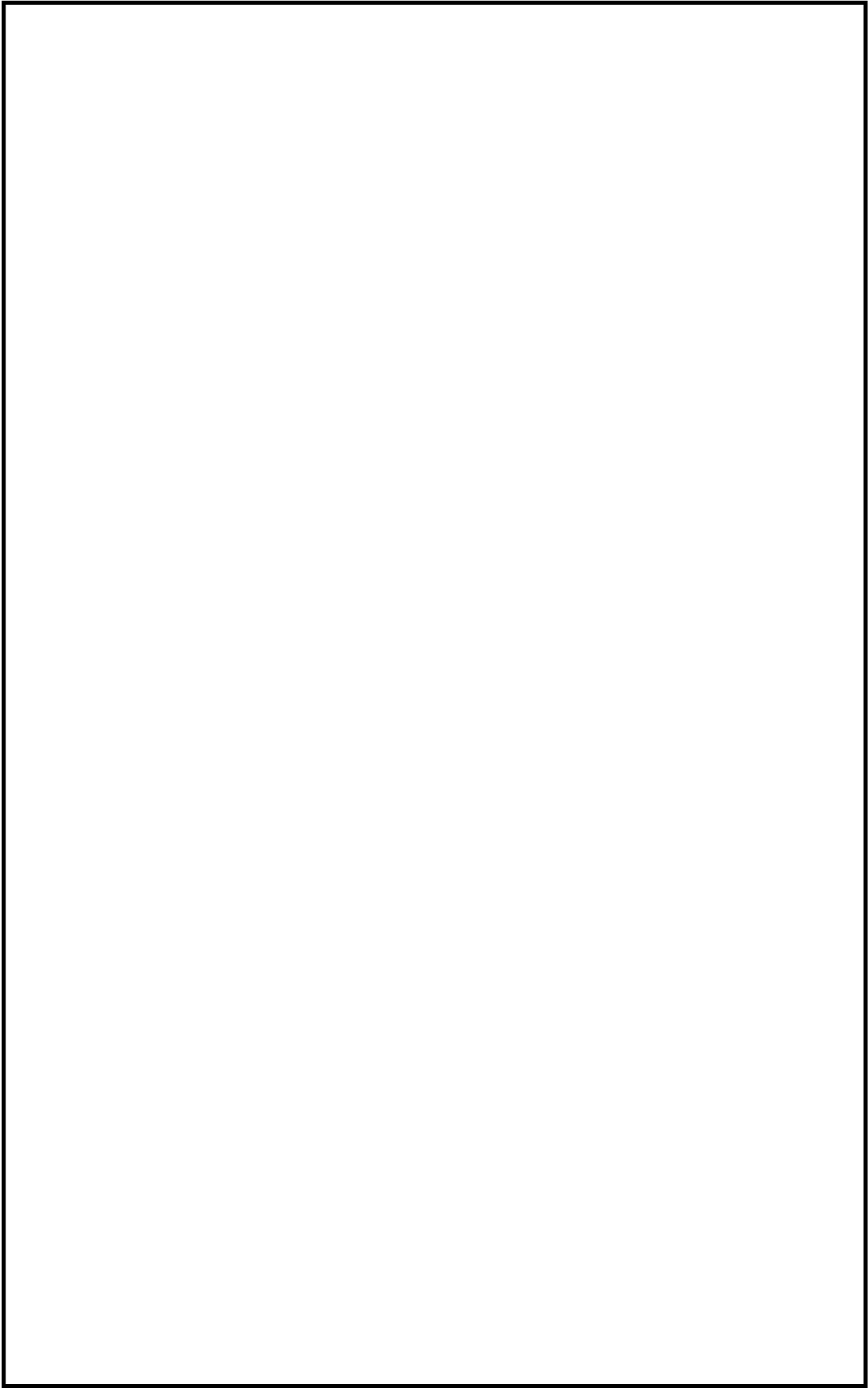
- : 重大事故等発生時に操作する機器 (系統構成時)
- : 重大事故等発生時に操作する機器 (運転時)

第 50-4-1 図 代替循環冷却系系統概要図

50-4-2

第 50-4-1 表 代替循環冷却系 機器リスト

№.	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

№.	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

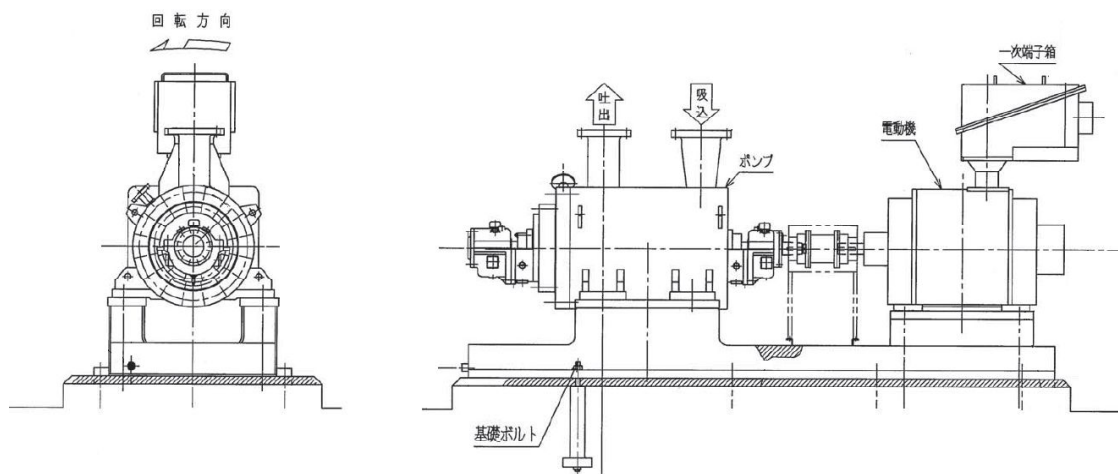
50-5 試験検査

50-5-1

第 50-5-1 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査

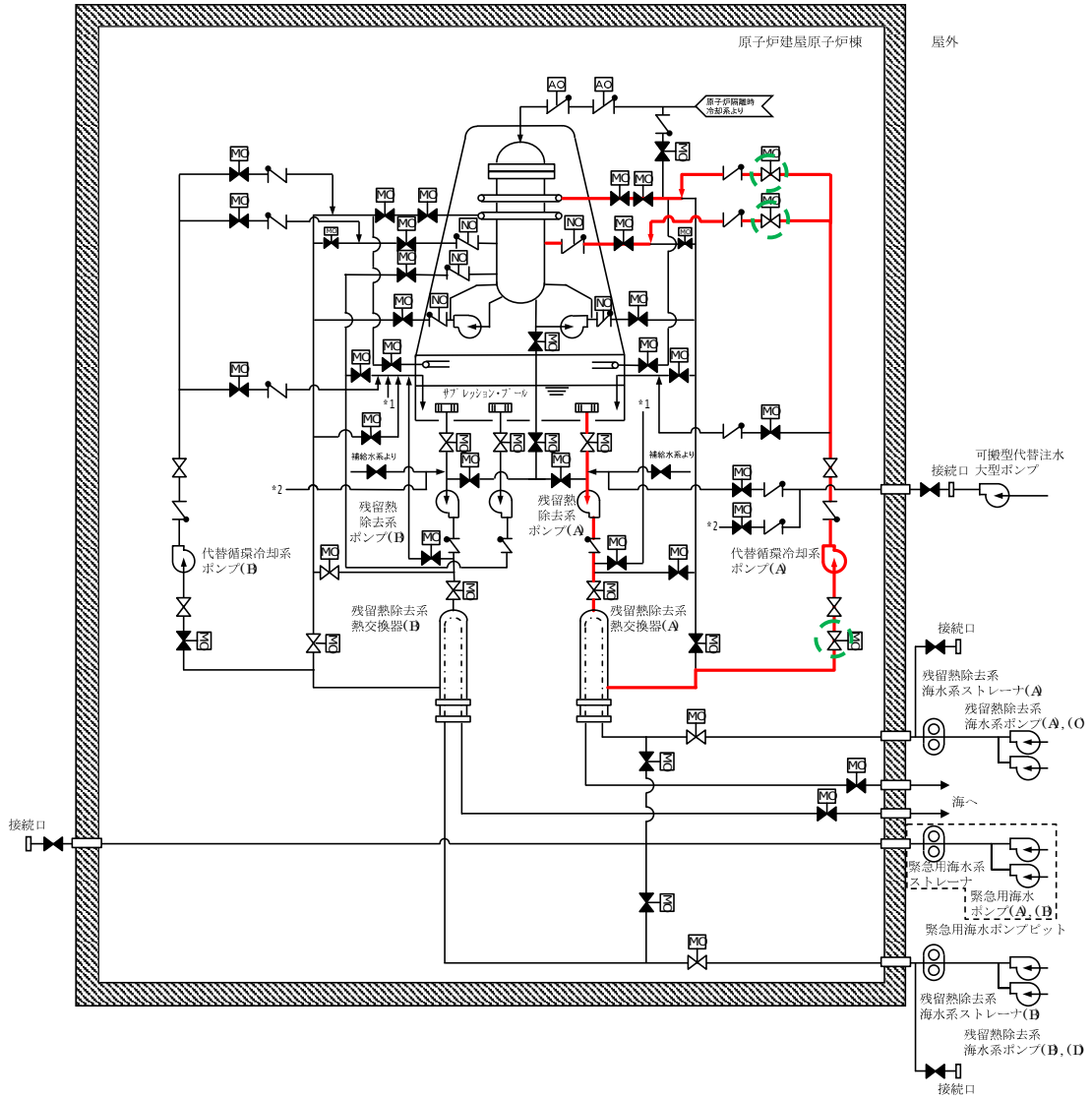
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

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。



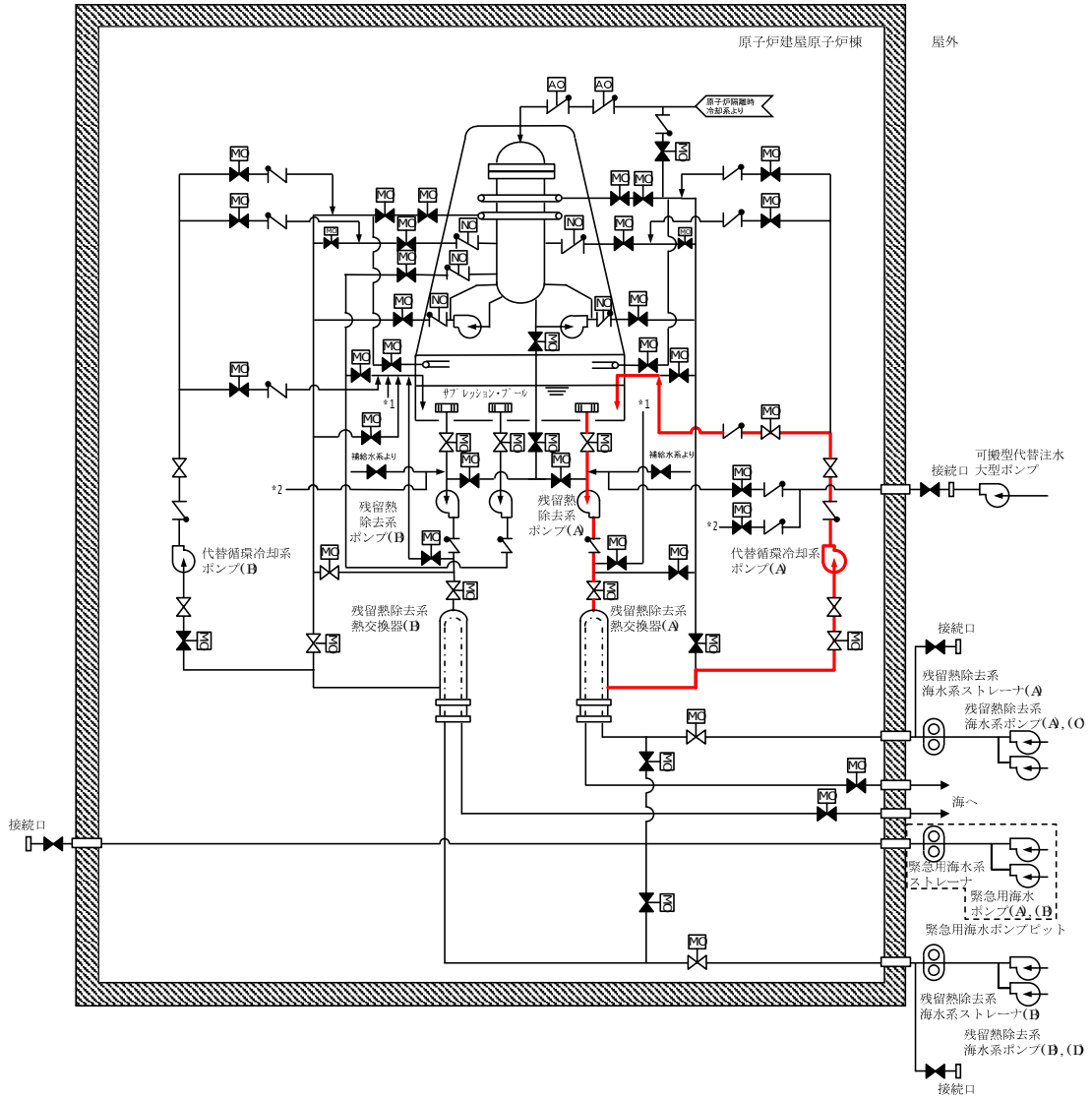
第 50-5-1 図 代替循環冷却系ポンプ外観図

○ : 弁動作試験対象弁



第 50-5-2 図 代替循環冷却系 弁動作試験

50-5-3

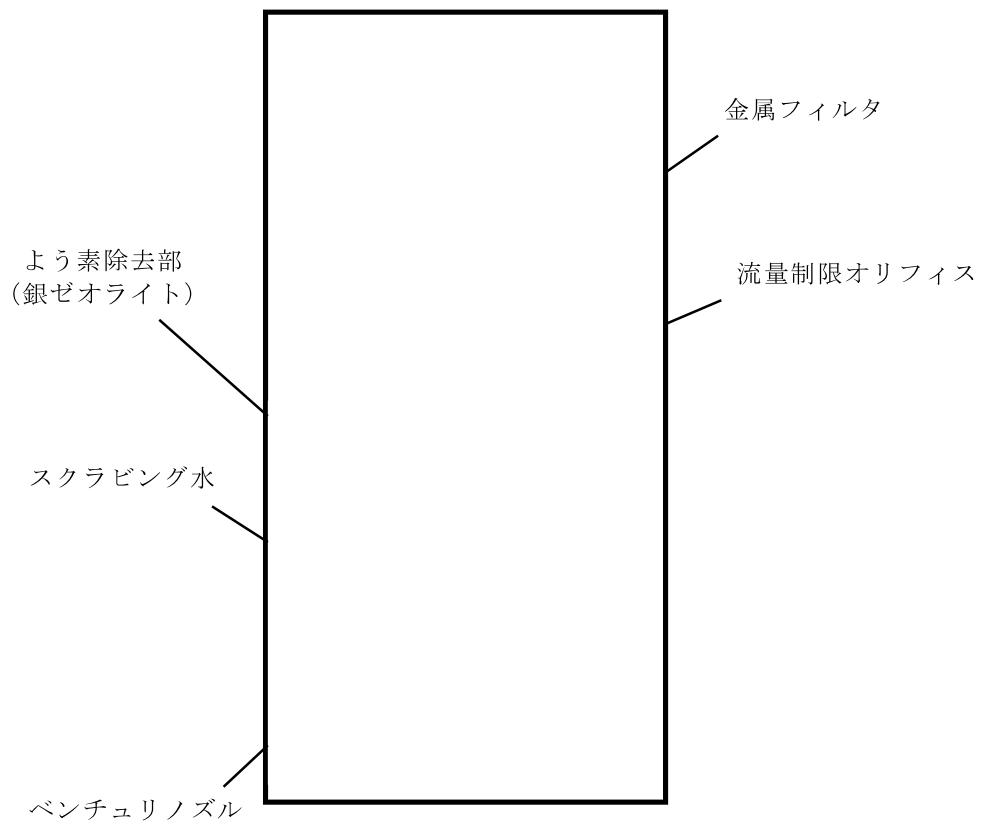


第 50-5-3 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

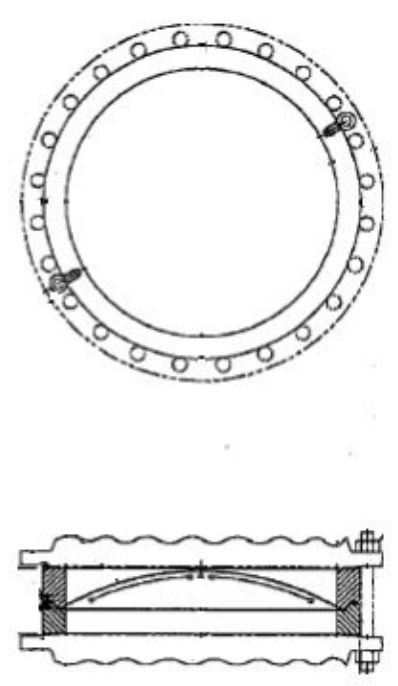
50-5-4

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

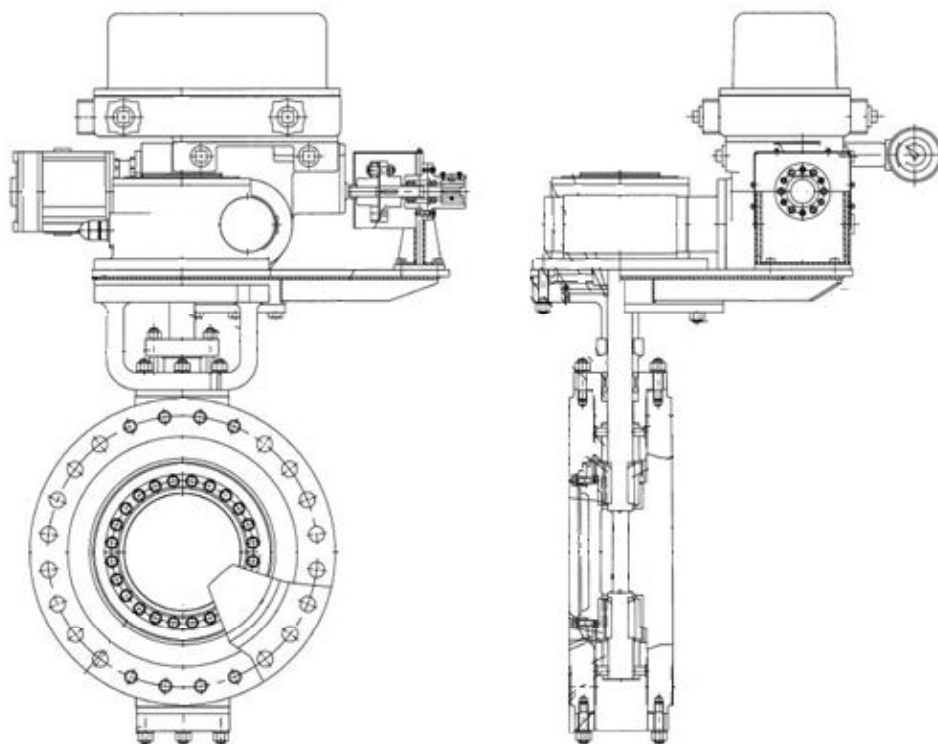


第 50-5-4 図 フィルタ装置構造図

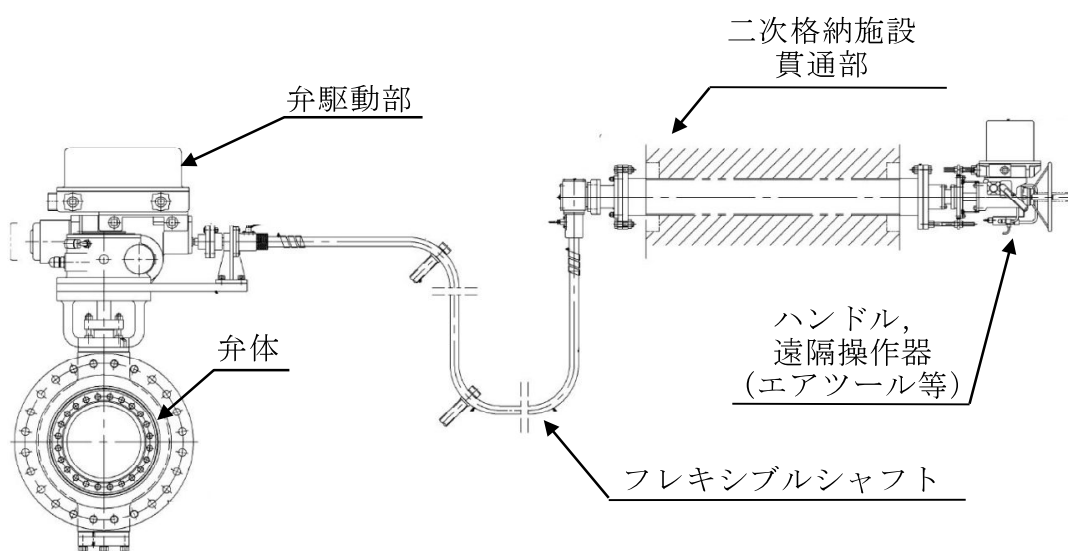


第 50-5-5 図 圧力開放板構造図

50-5-6

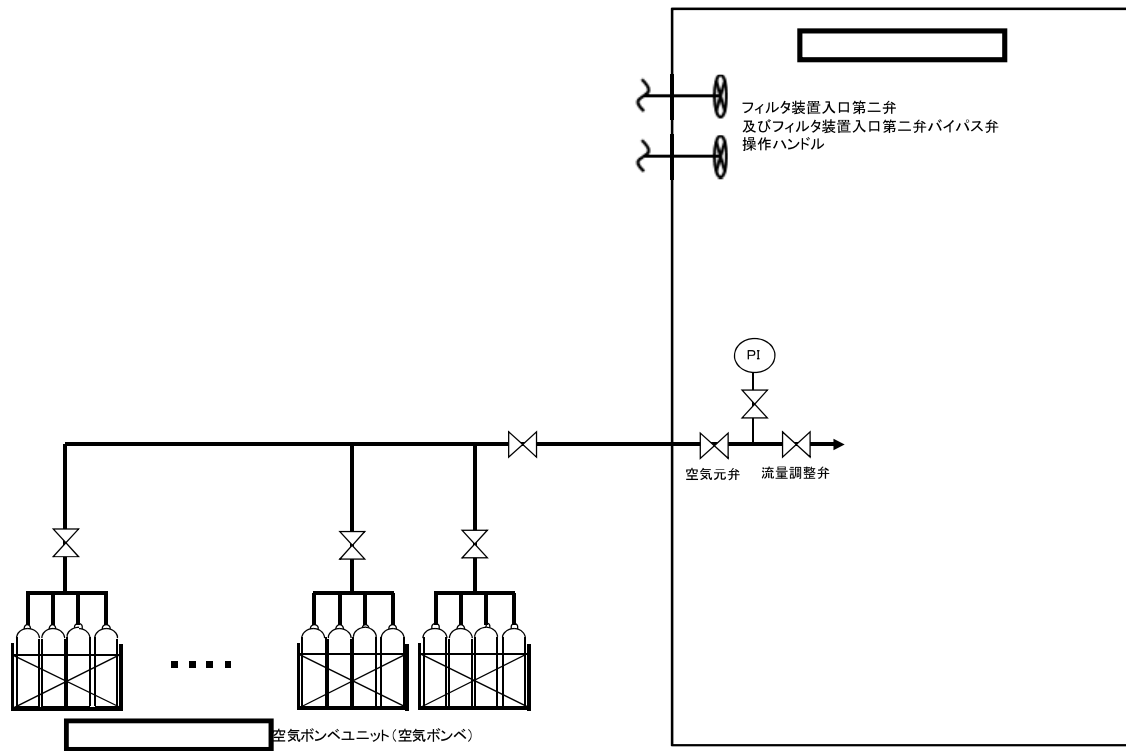


第 50-5-6 図 電動駆動弁構造図



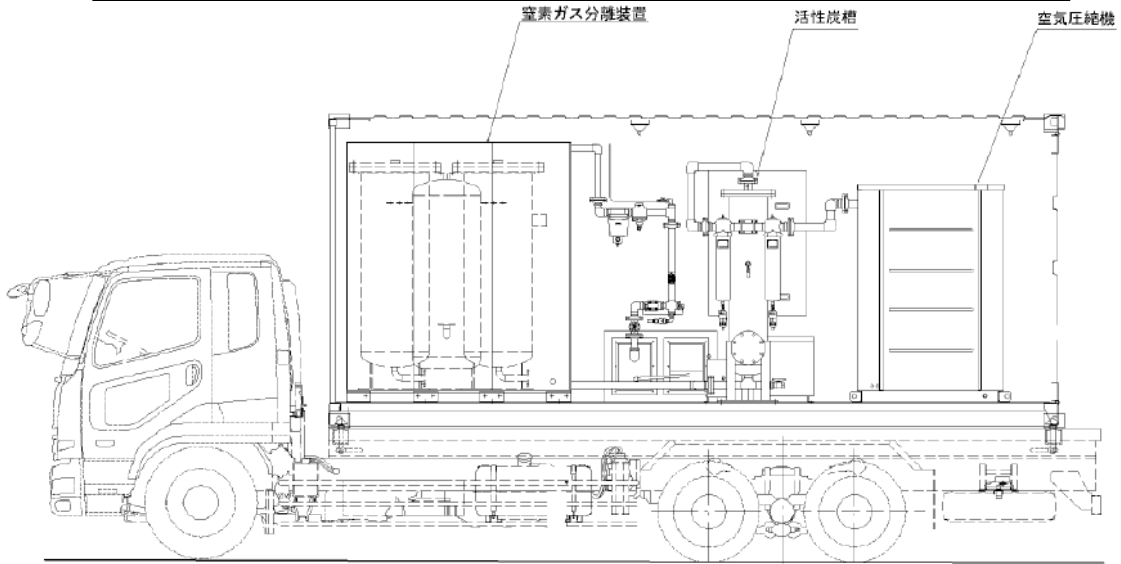
第 50-5-7 図 遠隔人力操作機構構造図

50-5-7



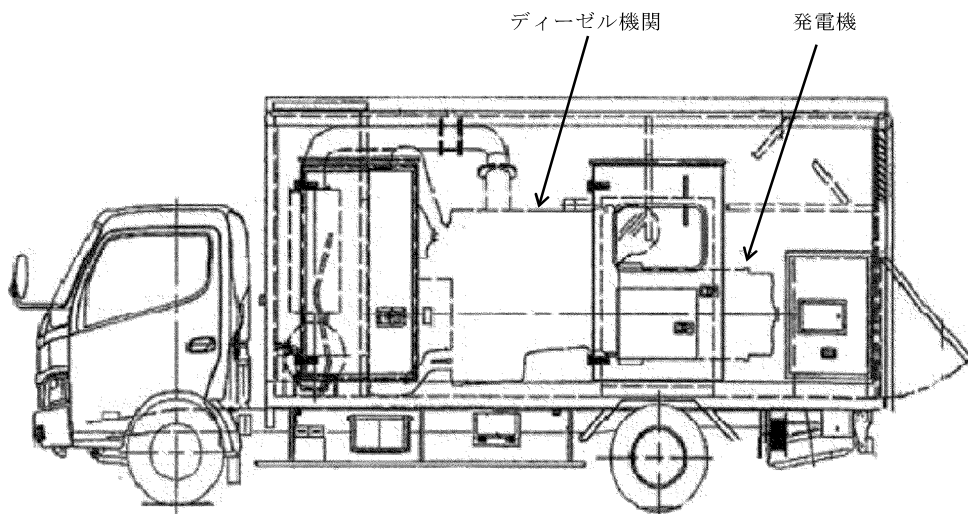
第 50-5-8 図 空気ポンベユニット概要図

- 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	℃	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經由して、原子炉への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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階からサブプレッション・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。

$$\text{水頭圧} = 11.427 - (-3.000) = 14.427\text{m}$$

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

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

= 3.43...

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°Cを上回る80°C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

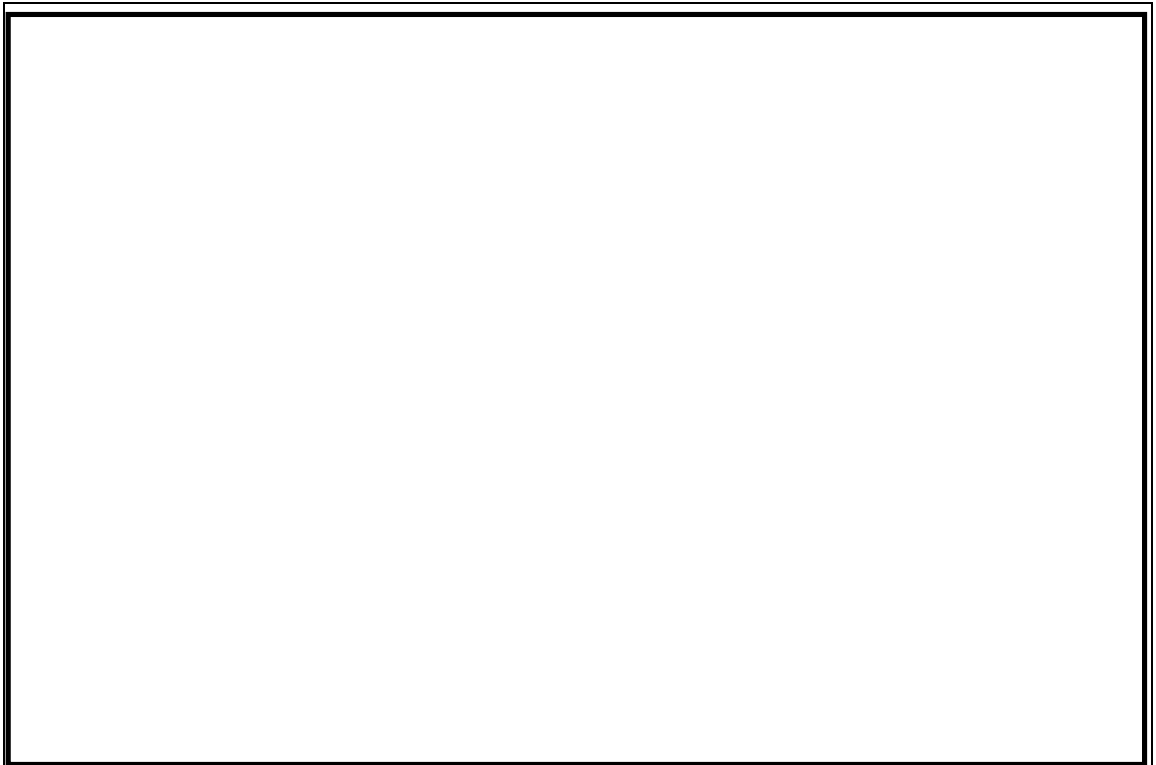
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 250

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。

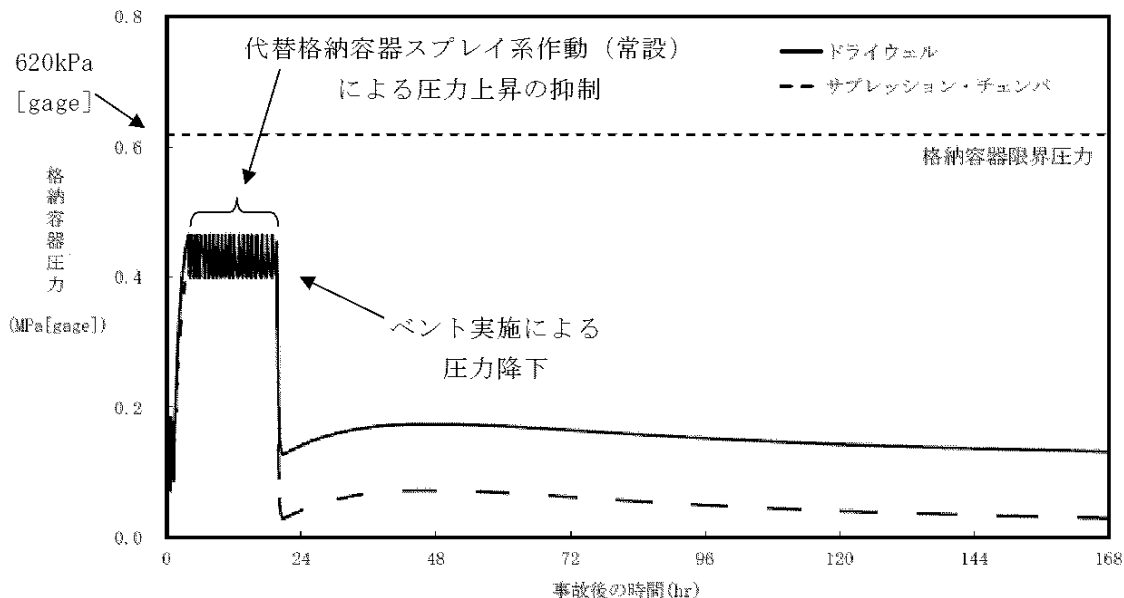


第 50-6-1 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

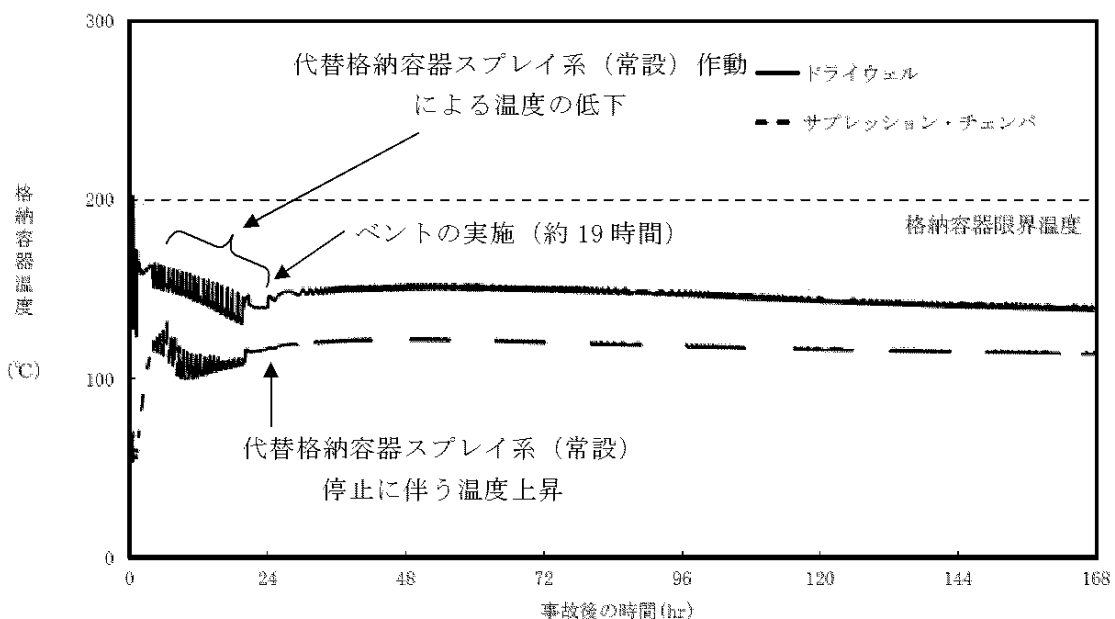
50-6-6

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)
<p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		

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 × 10³ kW)

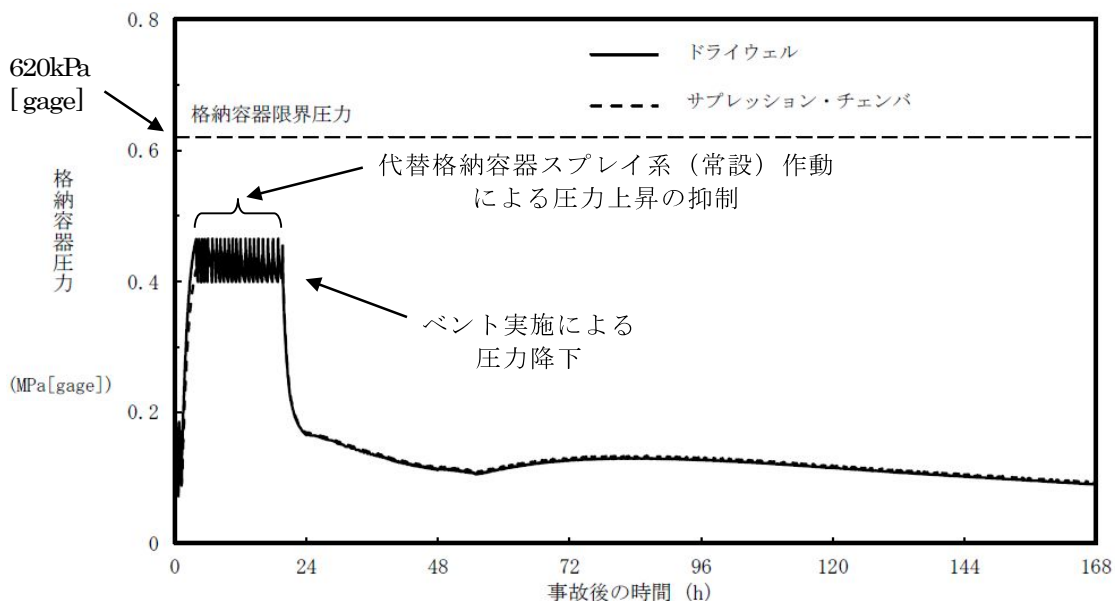
h_S : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739kJ/kg @1Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピ (251kJ/kg @60℃)

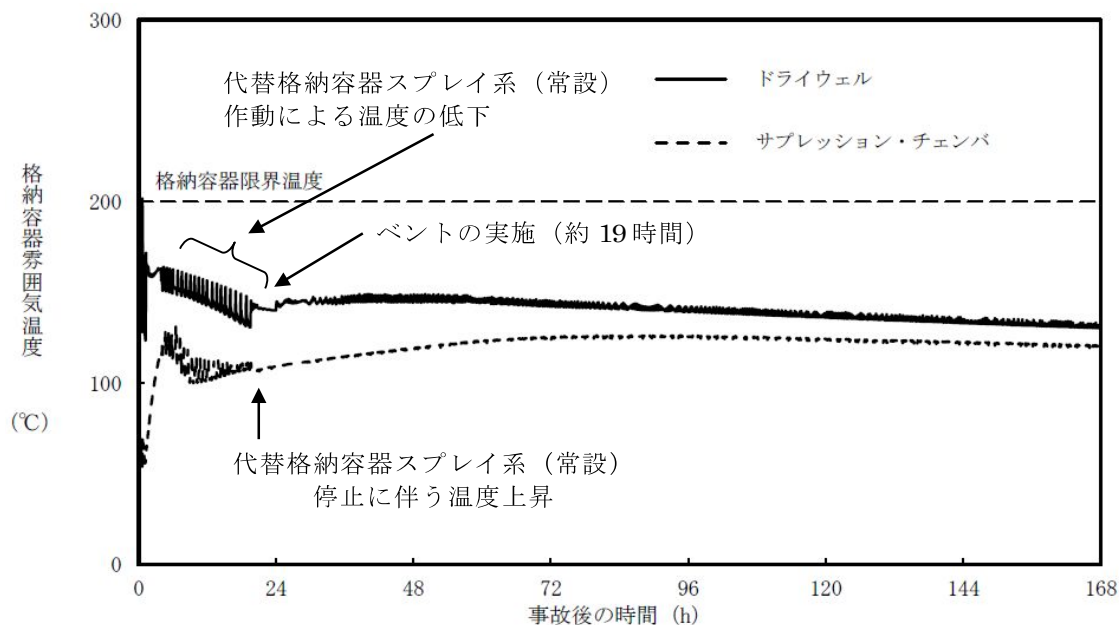
以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 310kPa [gage] (1Pd) の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (ドライウェル側系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	°C	200
系統流量	kg/s	8.1 (格納容器圧力 310kPa [gage] において)
<p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>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。</p> <p>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°C を下回ることから、2Pd, 200°C を最高使用圧力及び最高使用温度としている。</p> <p>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°C 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°C であり、限界温度を下回る 200°C 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。</p> <p>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</p>		

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。

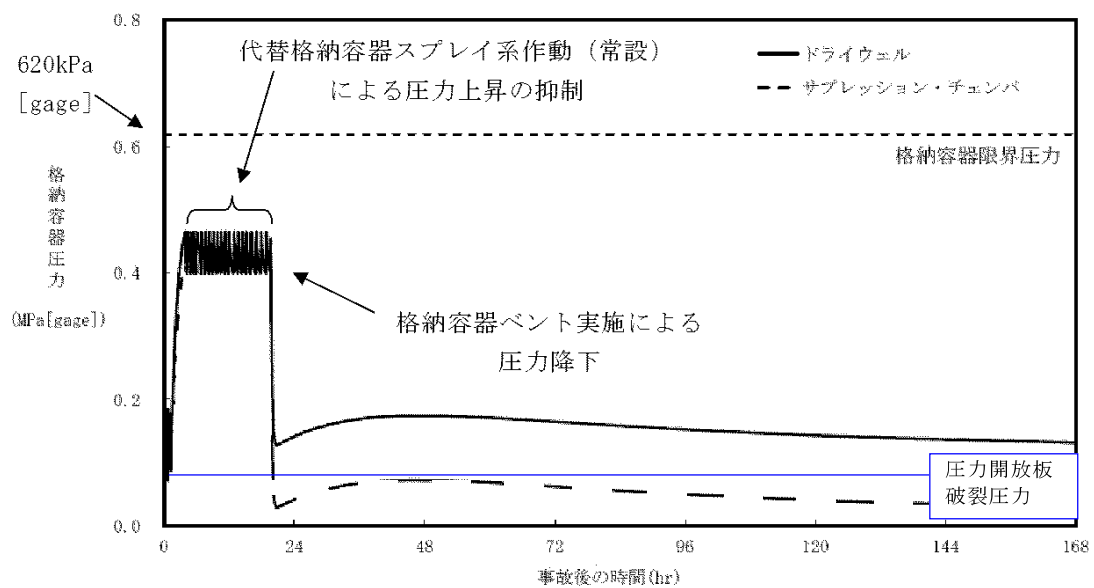
b. 格納容器圧力の設定

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 pH	pH13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（pH7以上）に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、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、pH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pH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。

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

ここで、

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

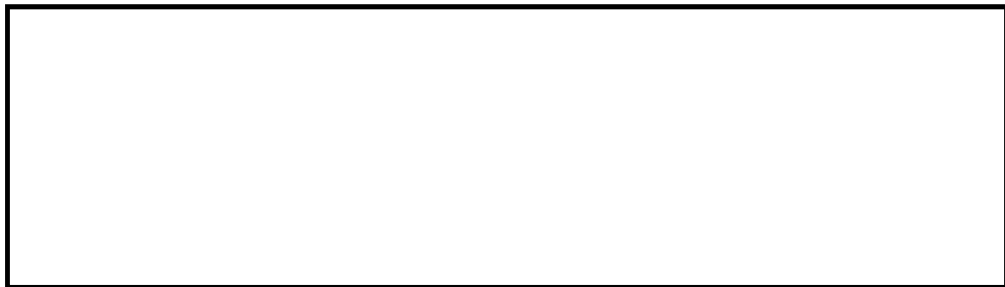
G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

$\text{E}(t)^\gamma$, $\text{E}(t)^\beta$: 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、原子炉圧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、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。

O・・・(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。

[]^D

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[]
[]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
- ・ MCC 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
- ・ MCC 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（ nol）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 nol 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CaO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ェ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、

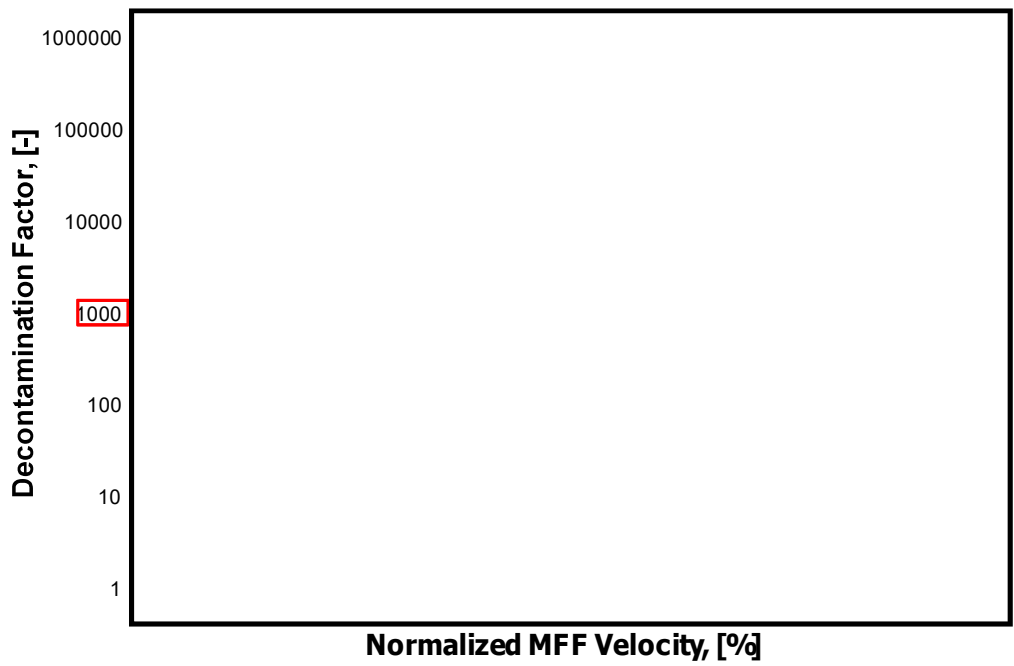
分離される。

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"/>
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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 <input type="text"/> mmとしている。</p> <p>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。</p> <p>1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について</p> <p>(1) よう素除去部の銀の保有量</p> <p>よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は <input type="text"/> であるため、銀ゼオライト <input type="text"/> に含まれる銀の量は <input type="text"/> である。</p> <p>(2) ガス状放射性よう素の流入量</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 <p>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</p>		

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 I_2 （分子量：253.8）約 136g、有機よう素 CH_3I （分子量：141.9）約 666g に相当する。

（無機よう素（ I_2 ）のモル数）

$$= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100(\text{DF}) / 2 (I_2)$$

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

（有機よう素（ CH_3I ）のモル数）

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

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

(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

[]²

(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 (ms : 拡散速度 (m^2/sec)) を濃度境界層厚さ (m) で除したものを ms 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)

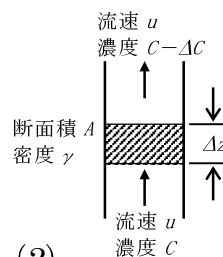
K : 総括物質移動係数 (m/s)

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 : $V=Q \times 5$

$$\begin{aligned} &= 42.0 \times 5 \\ &= 210.0 \text{ m}^3 \end{aligned}$$

(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。

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ本数} &= (\text{必要空気量}) / (\text{ポンベ空気供給量}) \\ &= 238.0 / 5.5 \\ &= 43.3 \\ &\div 44 \text{ (本)} \end{aligned}$$

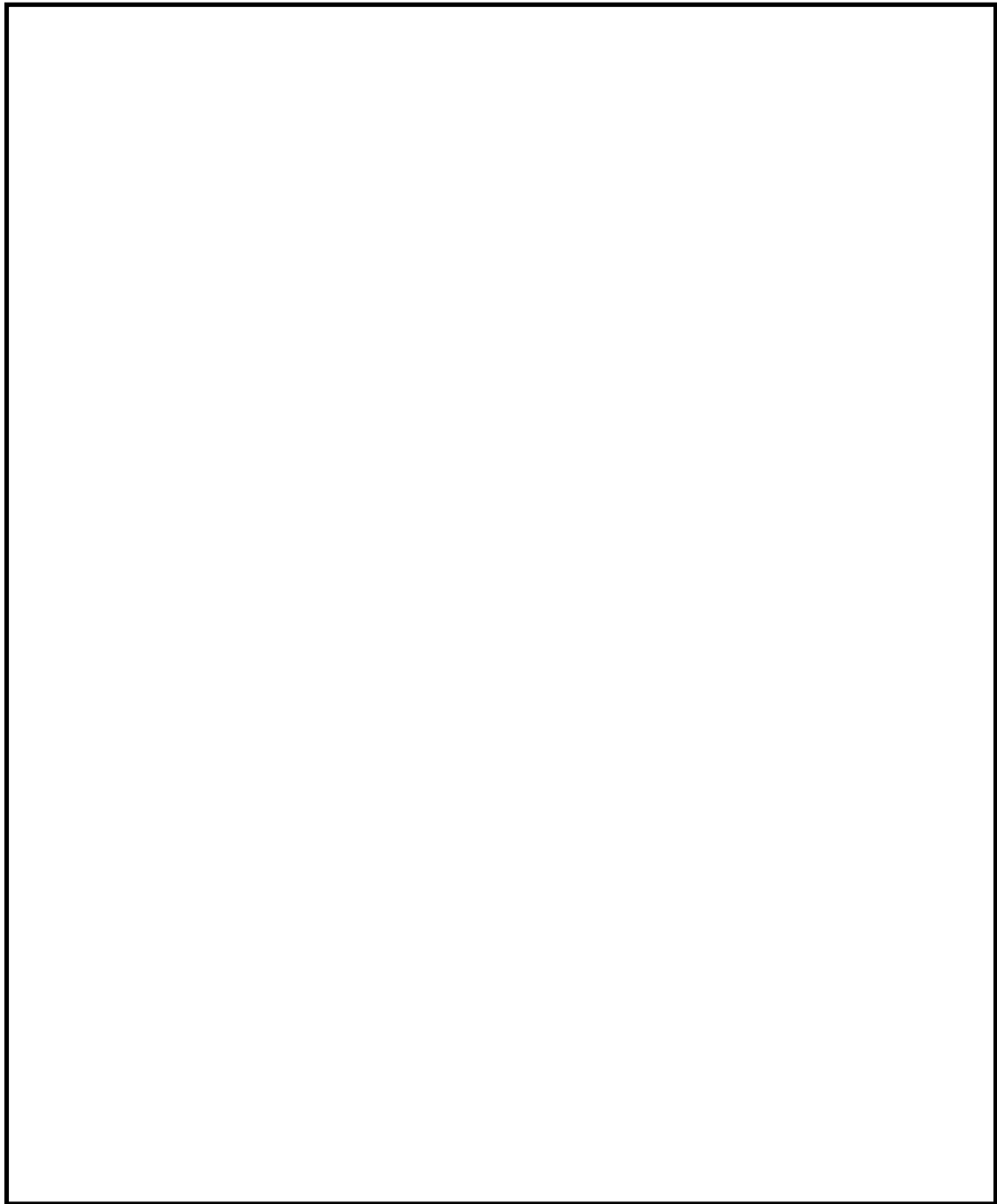
- ・ 必要空気量 : 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・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

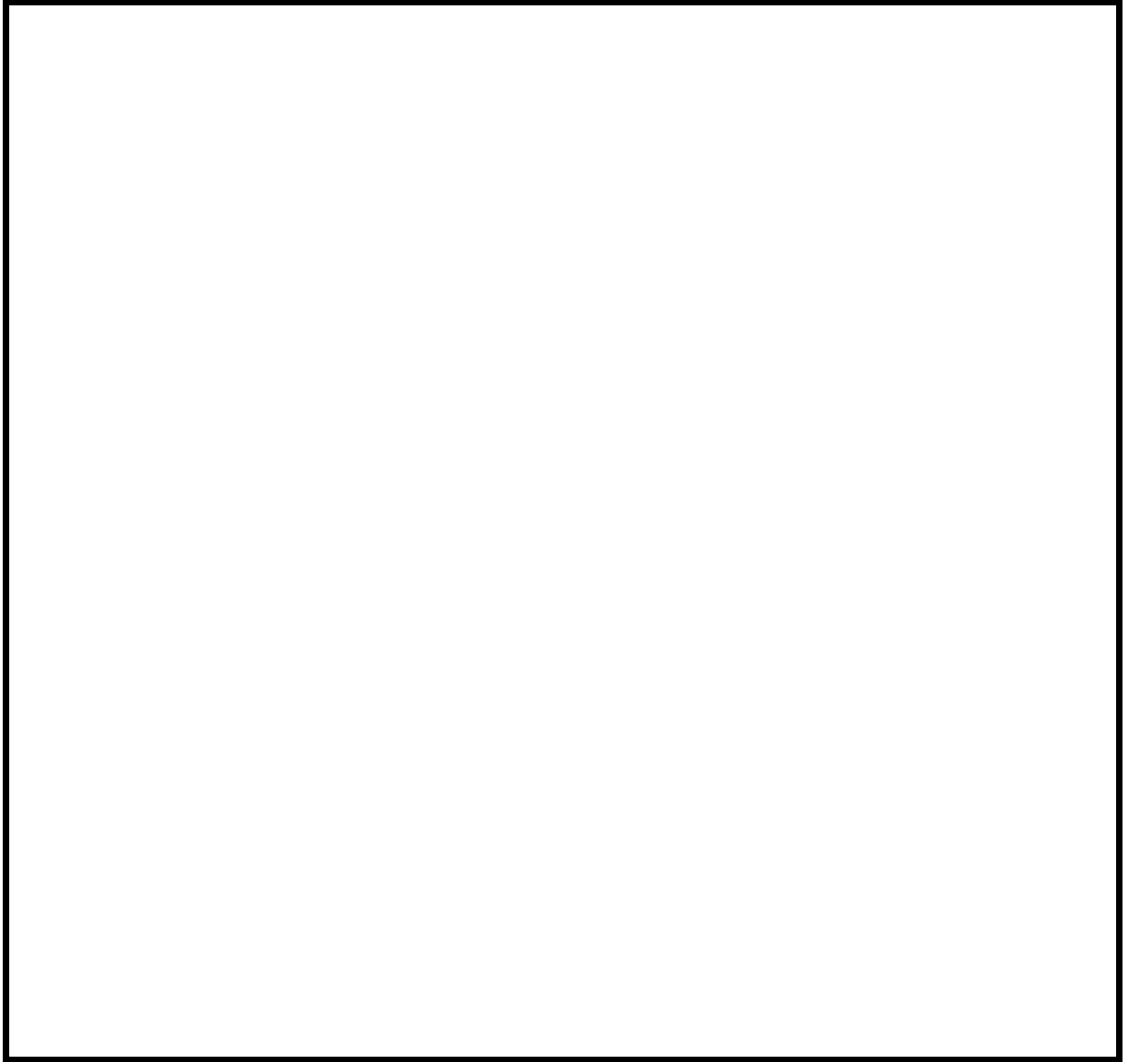


第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-7-2

50-8 保管場所図

50-8-1

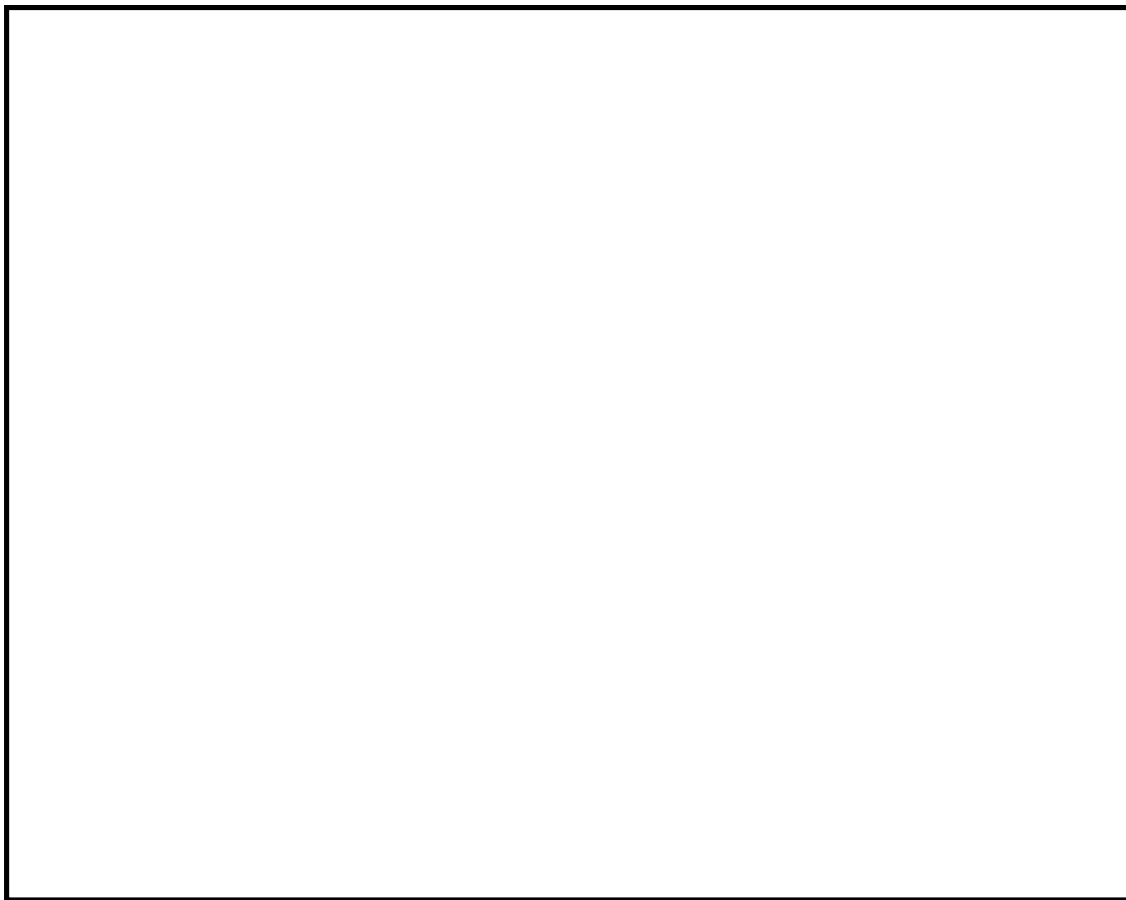


第 50-8-1 図 可搬型設備保管場所図
(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水中型ポンプ)

50-8-2

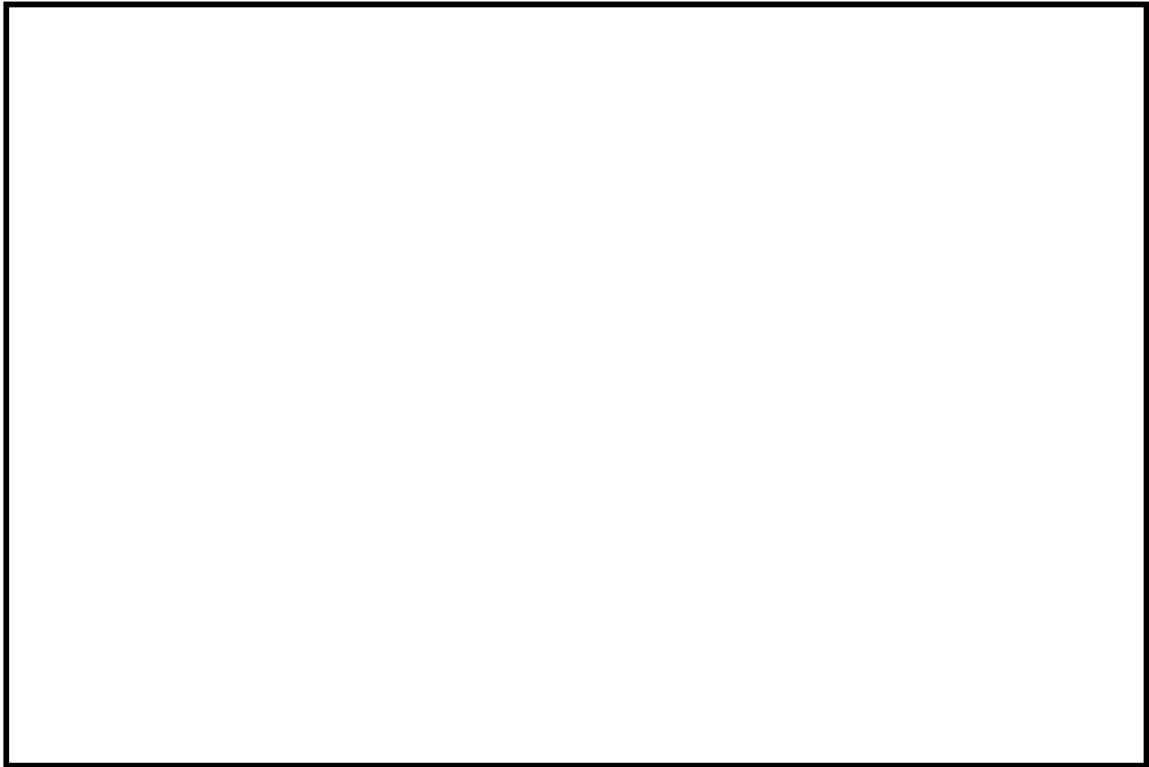
50-9 アクセスルート図

50-9-1

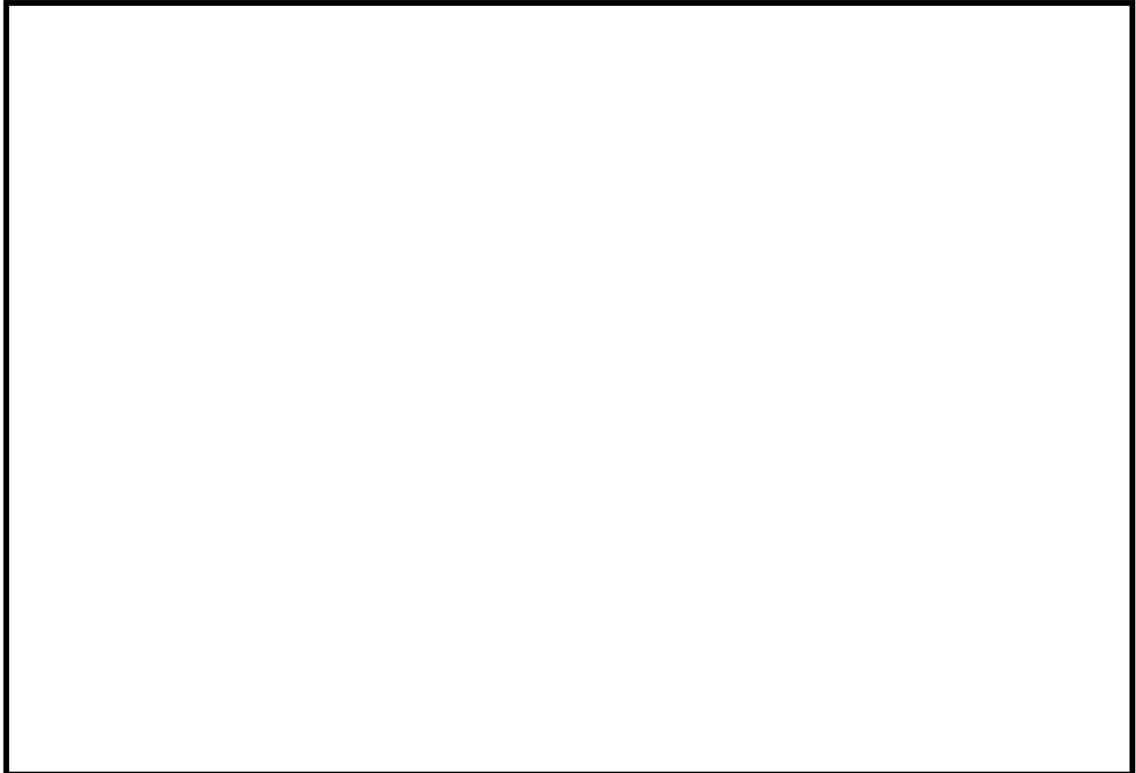


第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

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

50-9-3

50-10 その他設備

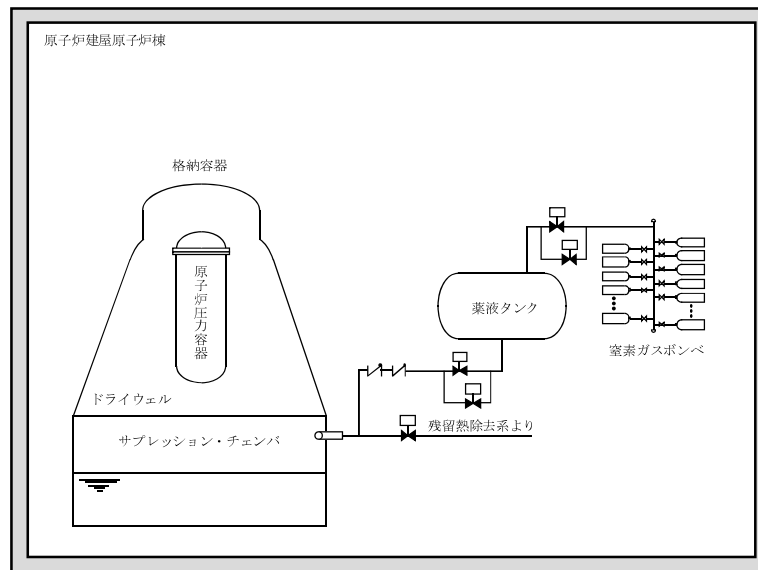
50-10-1

【サブプレッション・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、サブプレッション・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、サブプレッション・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ブプレッション・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。

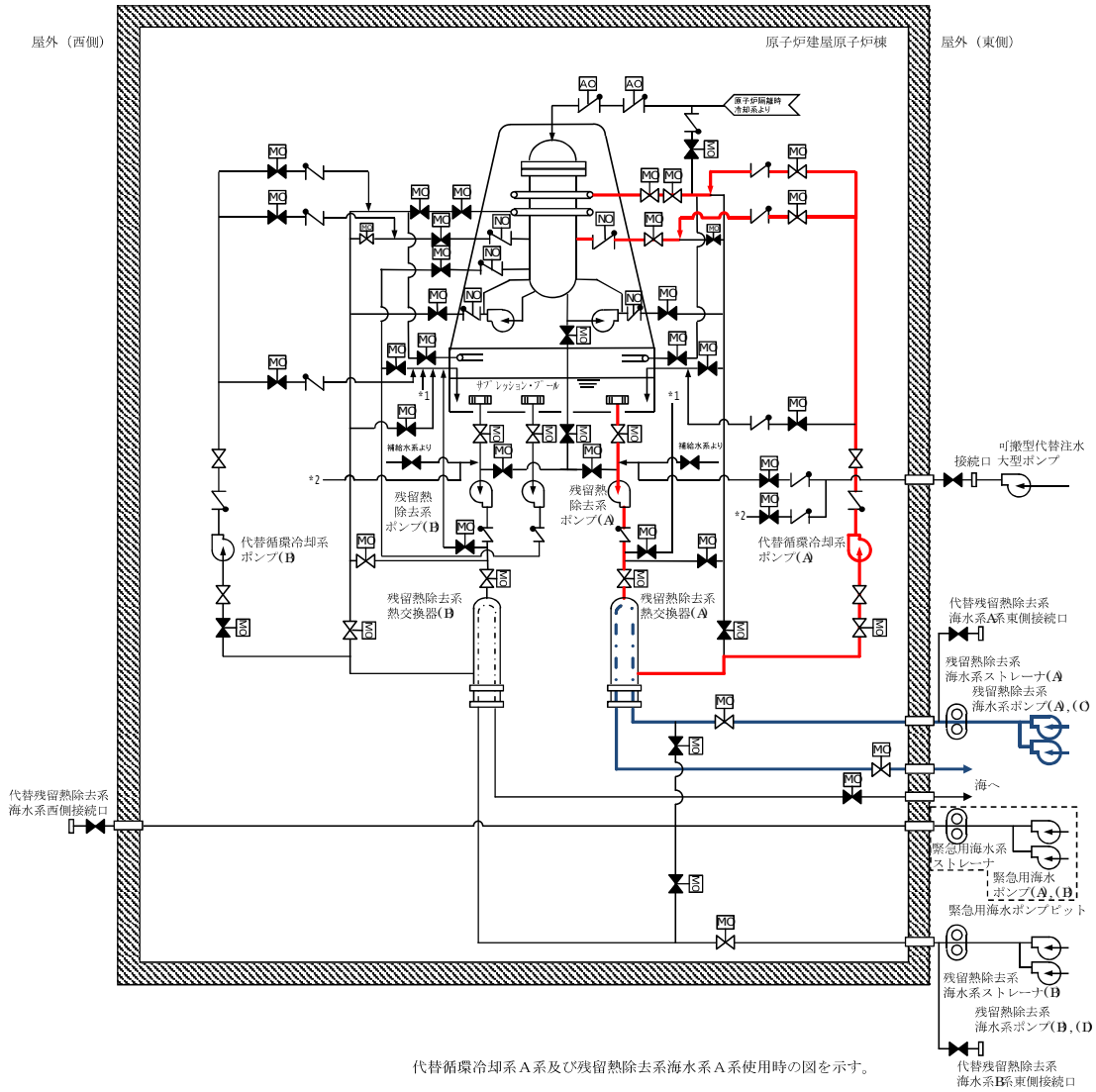
重大事故等においては，サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は，外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し，ベントラインの水没を防止するため，サブプレッション・プール通常水位+6.5m到達により，格納容器スプレイを停止し，格納容器ベント操作を実施することにより，フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

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，サブプレッション・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°C 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°C 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	サブプレッショ 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	サブプレッション・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] (0.8Pa) 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／サプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サプレッション・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サプレッション・プール冷却／テストモード

サプレッション・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」及び「3.5 熔融炉心・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、格納容器スプレー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、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、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°Cを超えないことを確認している。

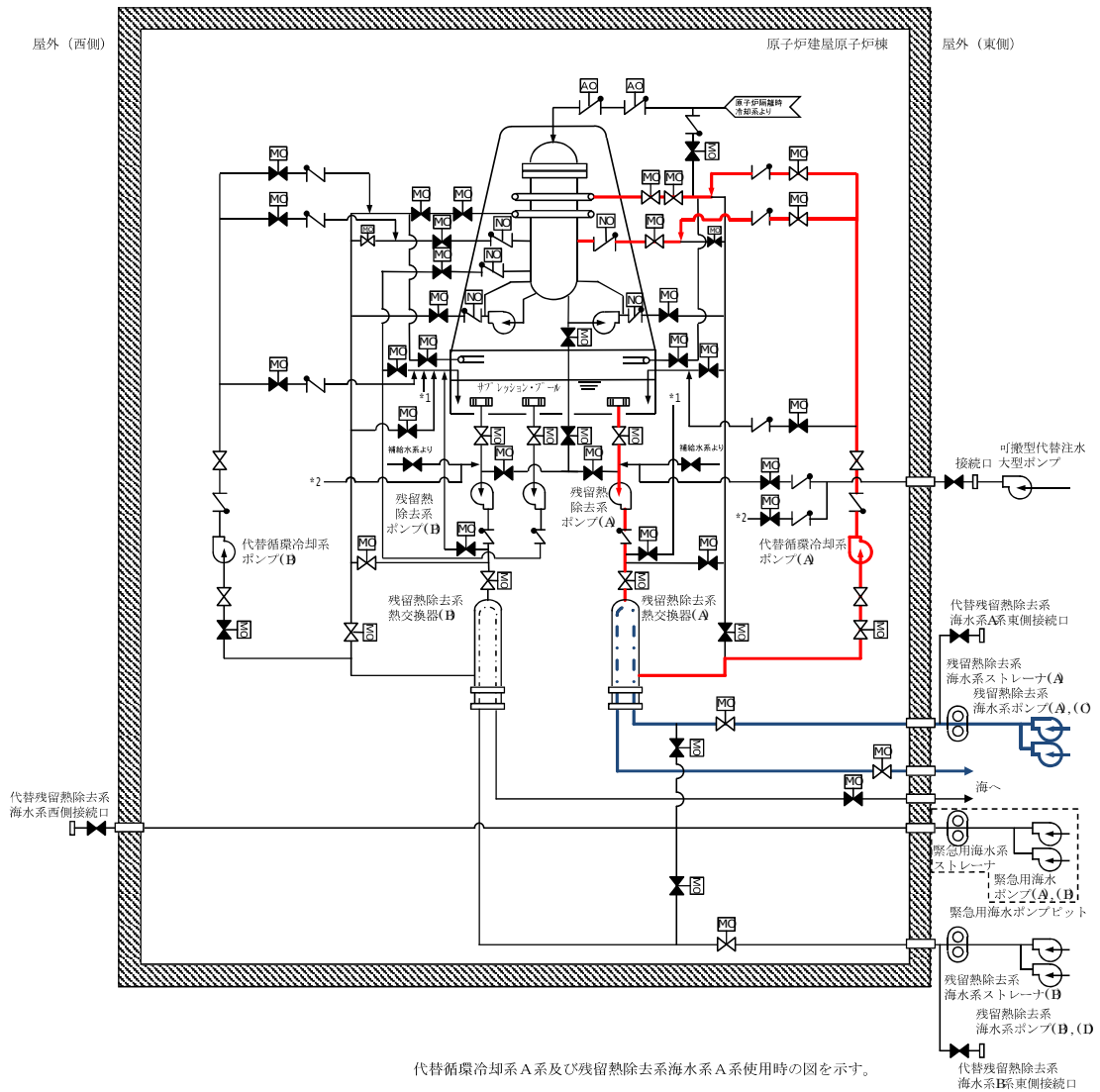
原子炉格納容器が限界圧力を下回る0.62MPa [gage] (2Pd) において、サプレッション・プール水の温度は0.62MPa [gage] (2Pd) における飽和温度167°Cとなるため、評価条件は以下のとおりとする。

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°C
サプレッション・プール水温度	: 167°C

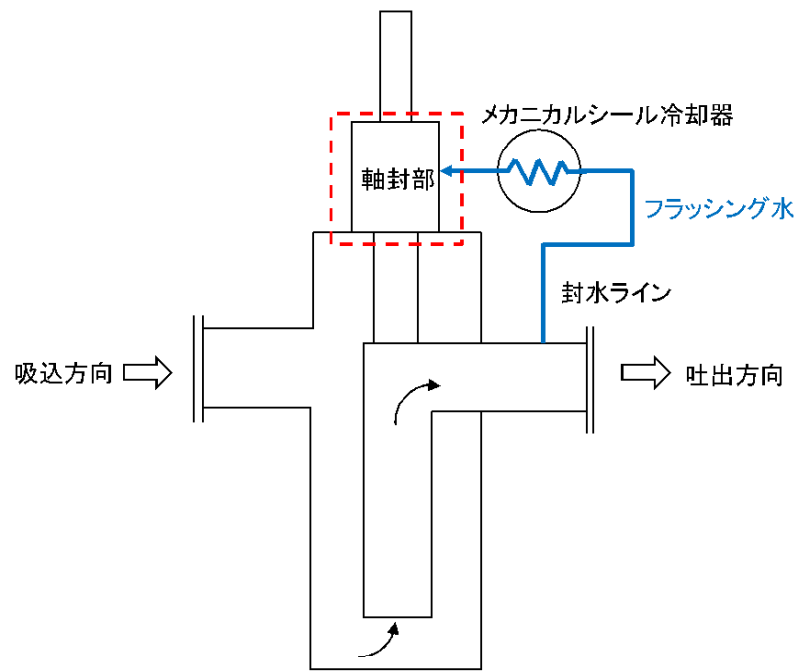
上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70°Cと評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80°Cを下回る。

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

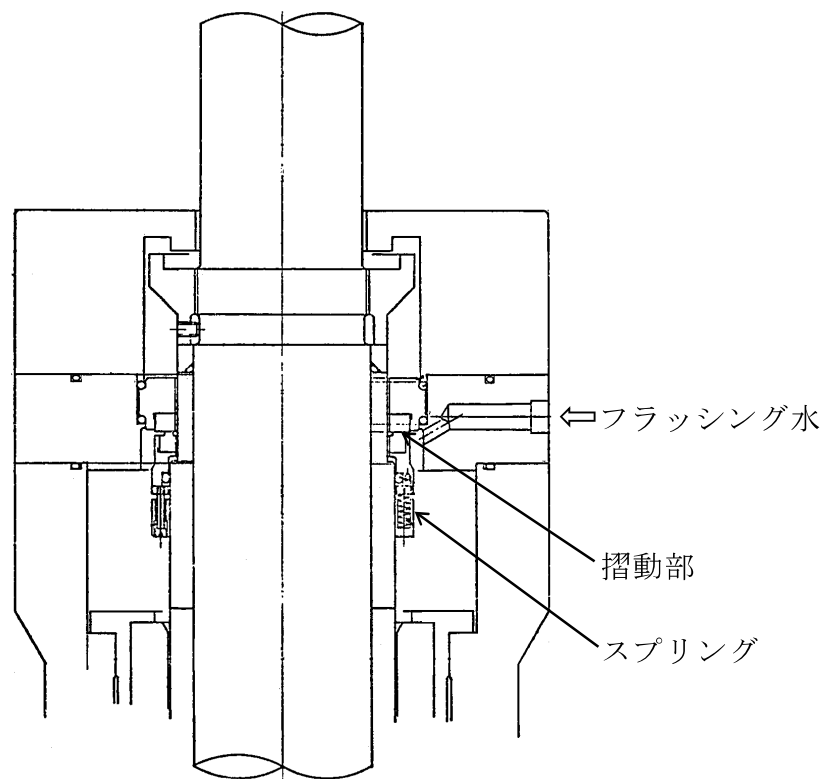
いと考えられる。



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，3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量

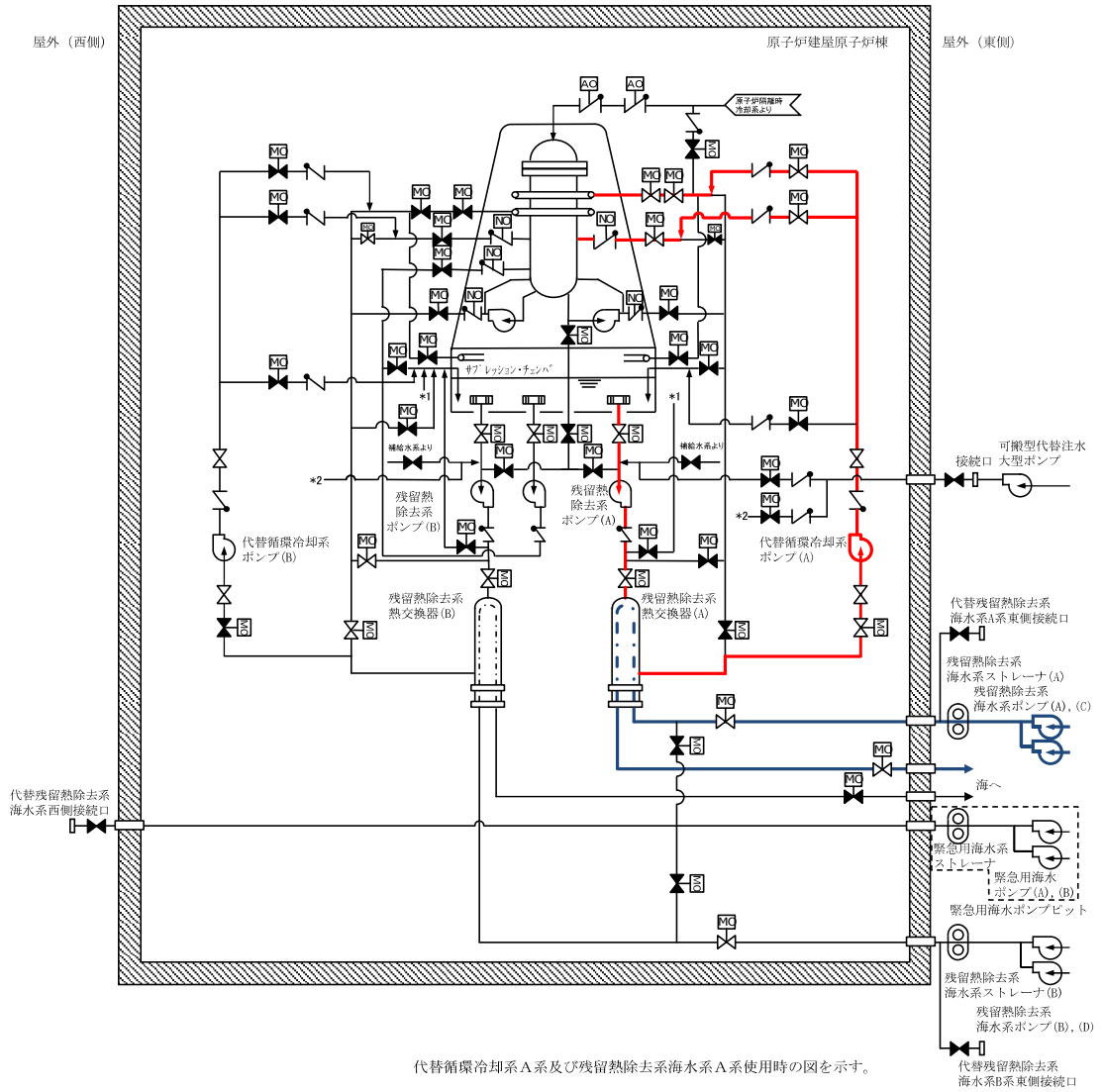
代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50－6 に示すとおり、循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。

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°C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。

$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$ <div style="border: 1px solid black; width: 40%; margin: 0 auto; height: 20px;"></div>
--

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	
P C V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、L O C A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碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとして

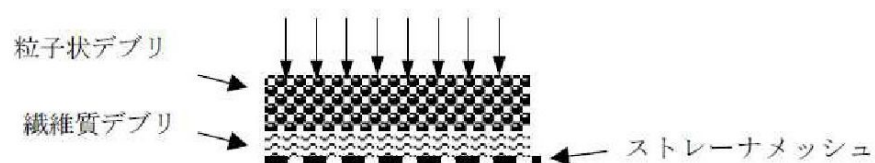
も、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

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からオーバフローし、ベント管を通じてサプレッション・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）



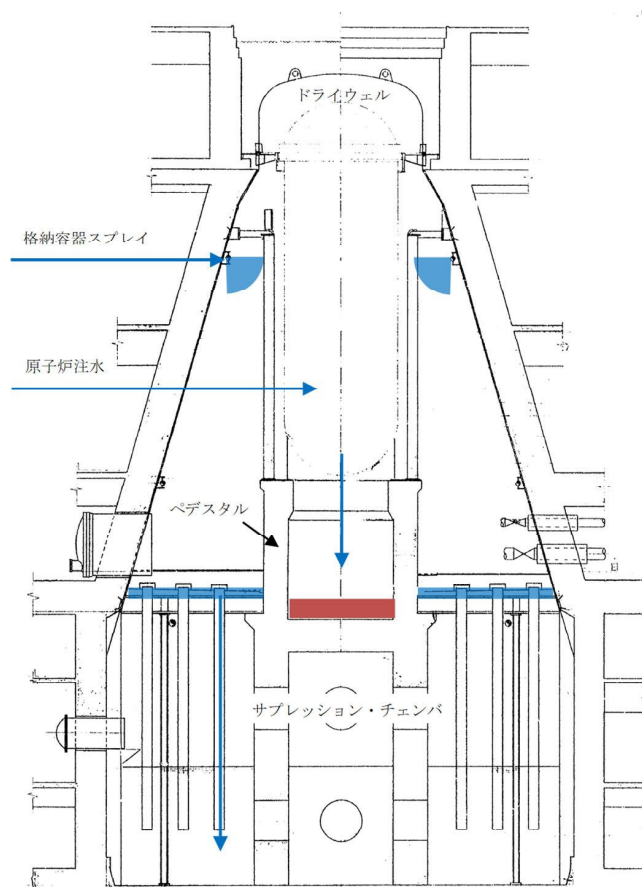
第2図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、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（ドライウエル部）であり，代替循環冷却系の水源となるサブレーション・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（ドライウエル部）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レーション・チェンバへ流入することとなる。（第3図）

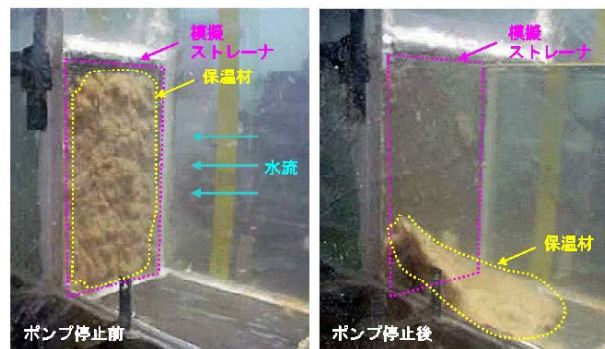
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



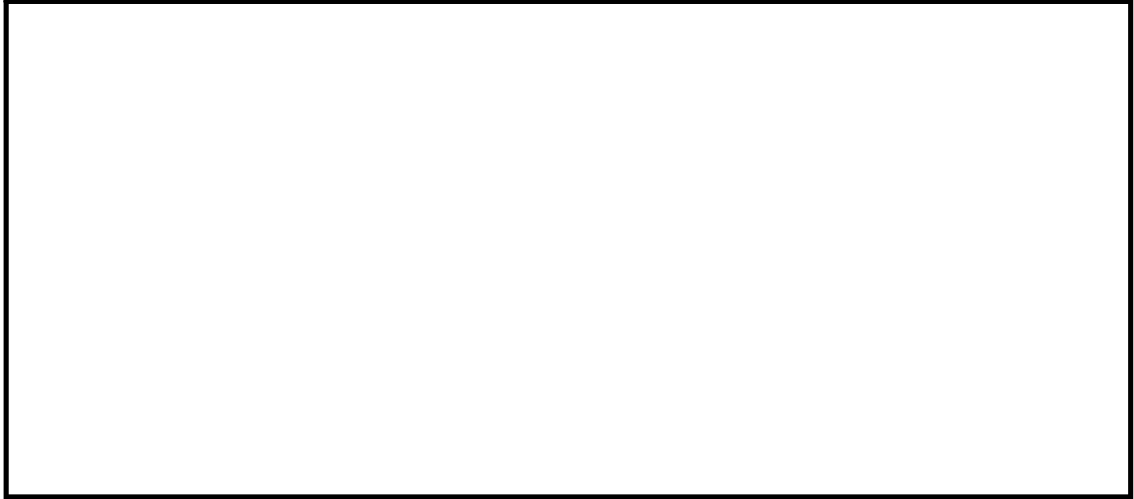
第3図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

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

当該試験はPWRサンプルスクリーン形状を想定しているものであるが，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)

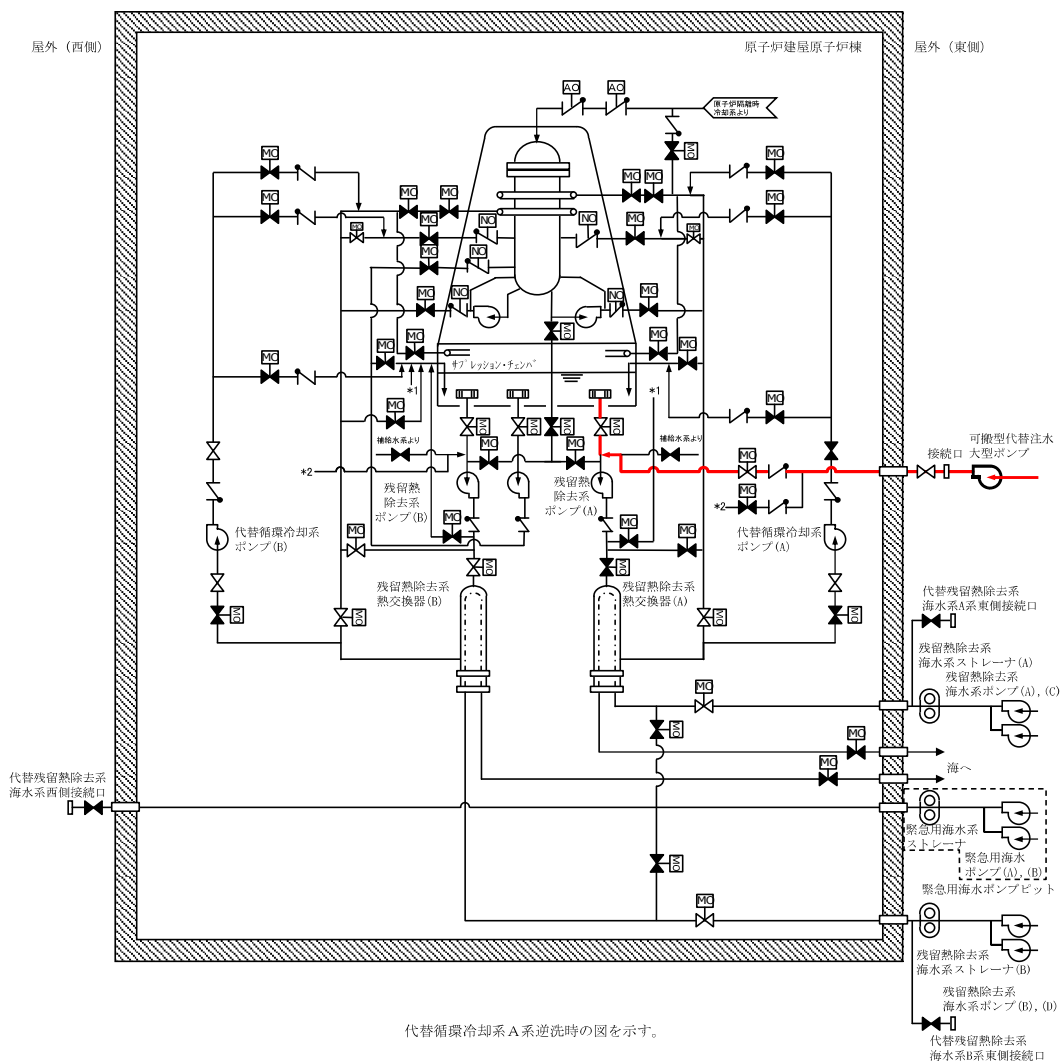


第 5 図 非常用炉心冷却系ストレーナ

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

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 $450\text{mg}/\text{m}^3$ ）よりも高濃度のヨウ素環境下（約 $1,000\text{mg}/\text{m}^3$ ）においても、圧縮永久歪み等のシール材として

の性状に大きな変化がないことを確認している。このように、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ブプレッション・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 ベント実施によるブ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C s -137の放出量が100TBqを下回ることが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C s -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）

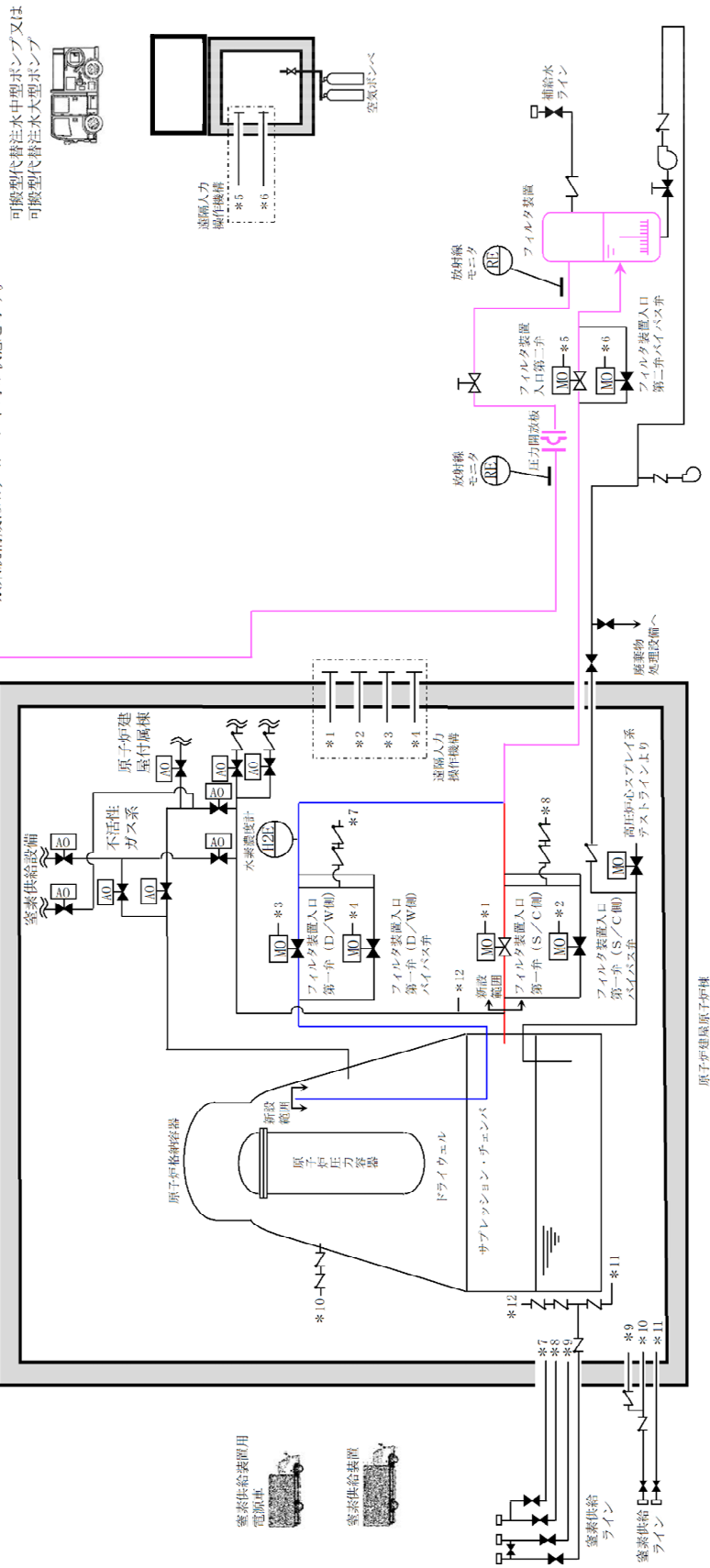
本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

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（廃棄物処理棟）（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。

- : ドライウエル (D/W) ベントの流路
- : ウェットウエル (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、ガス状の無機元素に対して99%以上及びガス状の有機元素に対して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(廃棄物処理棟)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(空気ポンプユニット)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、サブプレッション・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。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、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℃	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 (ドライウェル側) (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 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, 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)

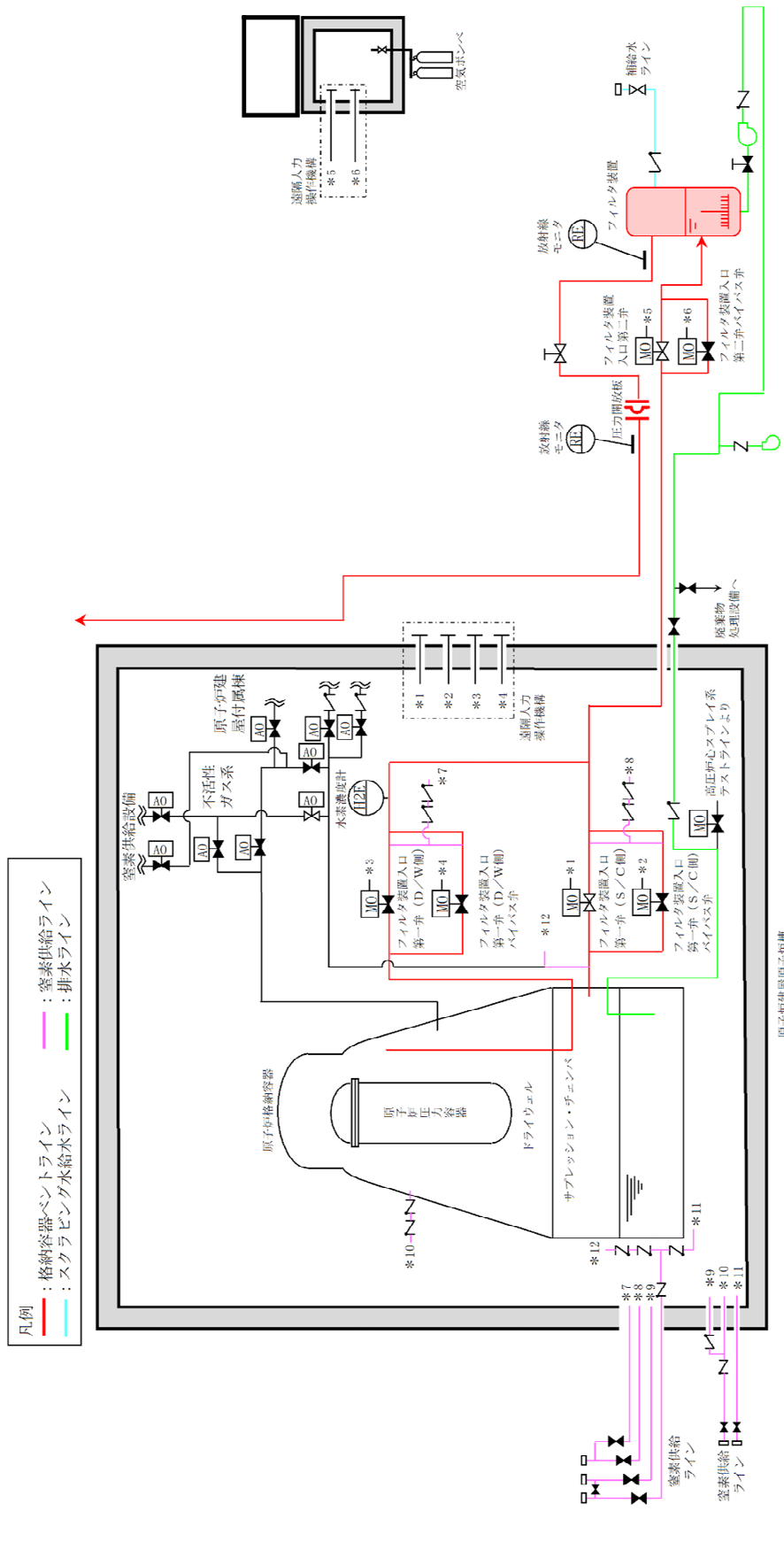
系統を構成する主要な機器の仕様を第 2.3.1-1 表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第 2.3.1-2 図に示す。

(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

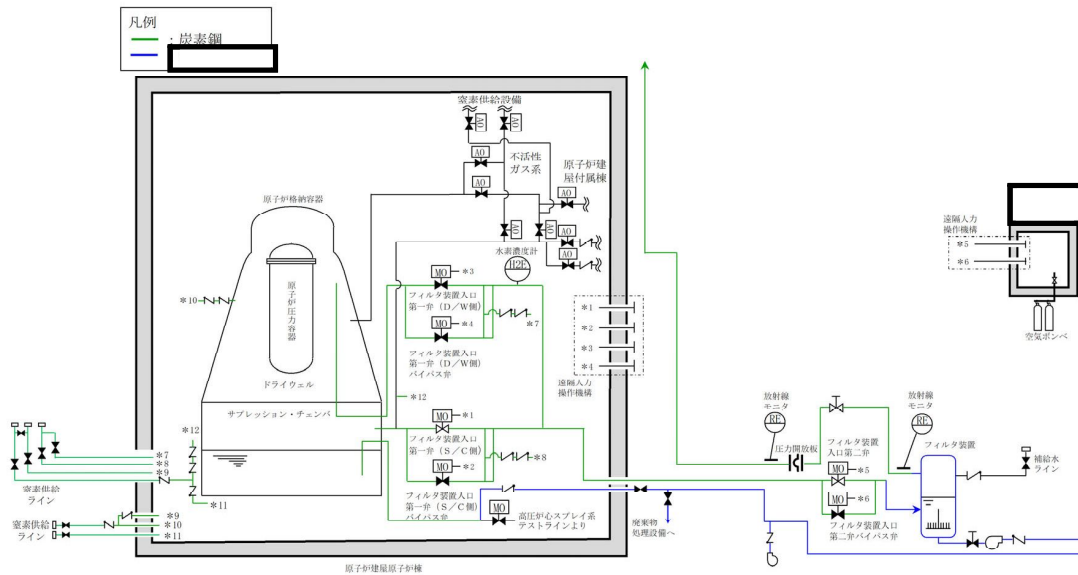
	型式	駆動方式	口径※
a. フィルタ装置入口第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
b. フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
c. フィルタ装置入口第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
d. フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
e. フィルタ装置入口第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	550A
f. フィルタ装置入口第二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

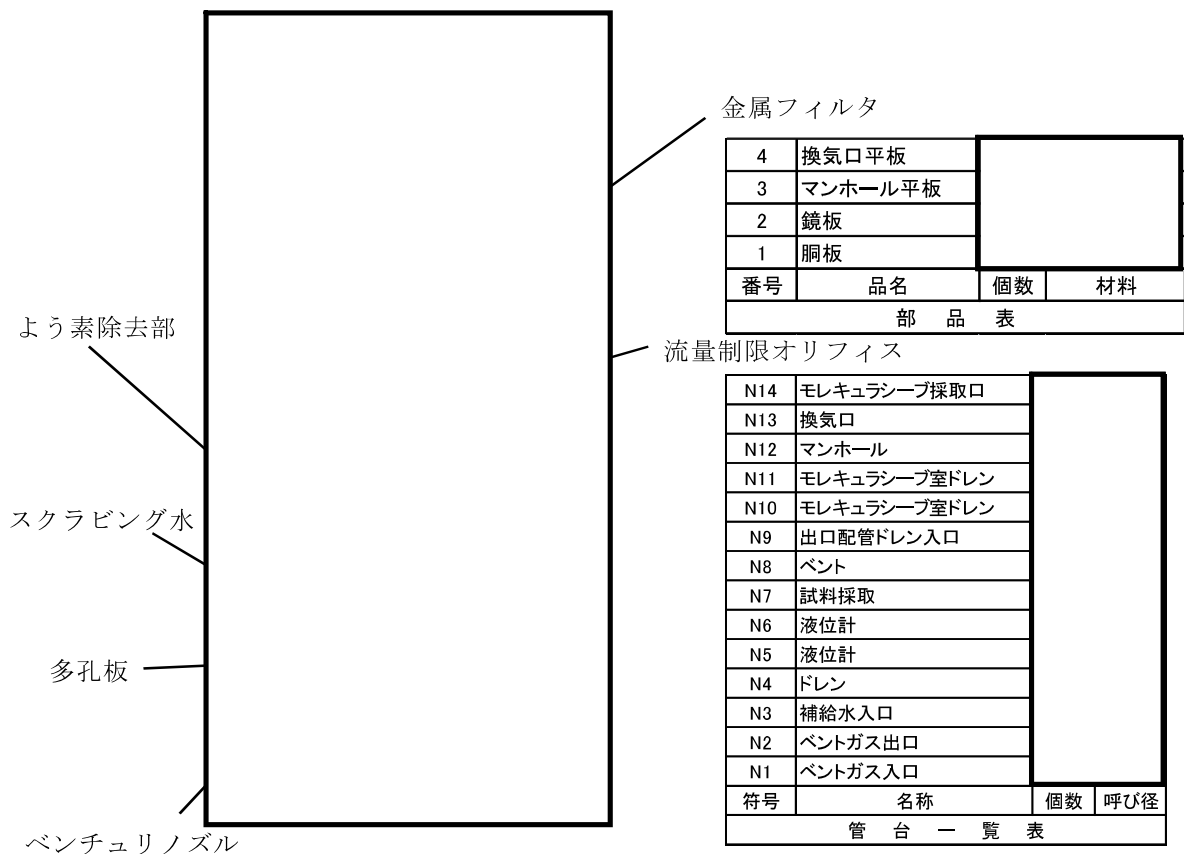
さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によろ素除去部を設け、ガス状放射性よろ素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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、耐性に優れる 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

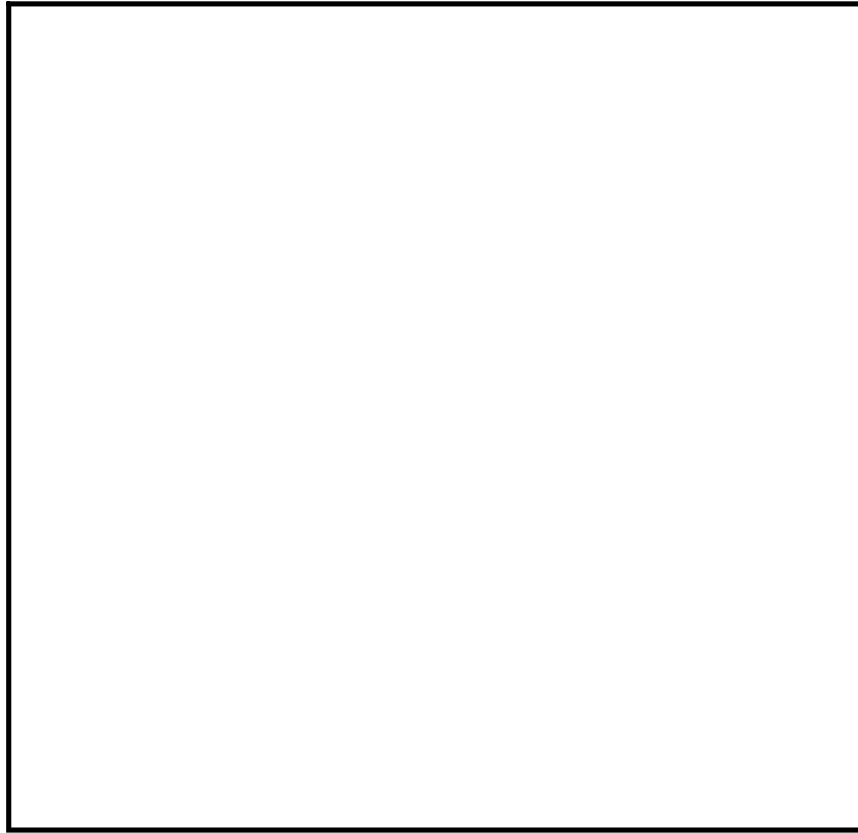
流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

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。

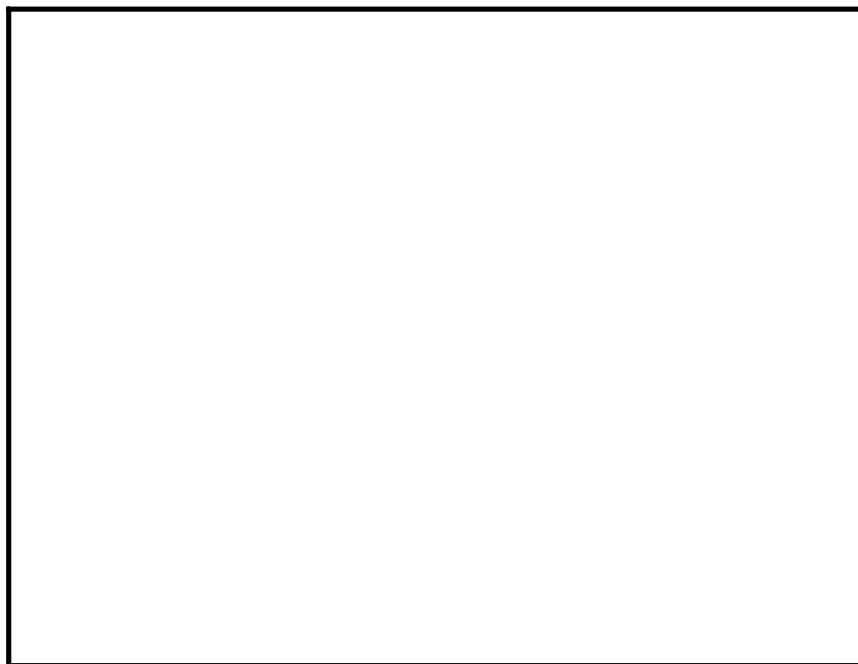


ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる とする。

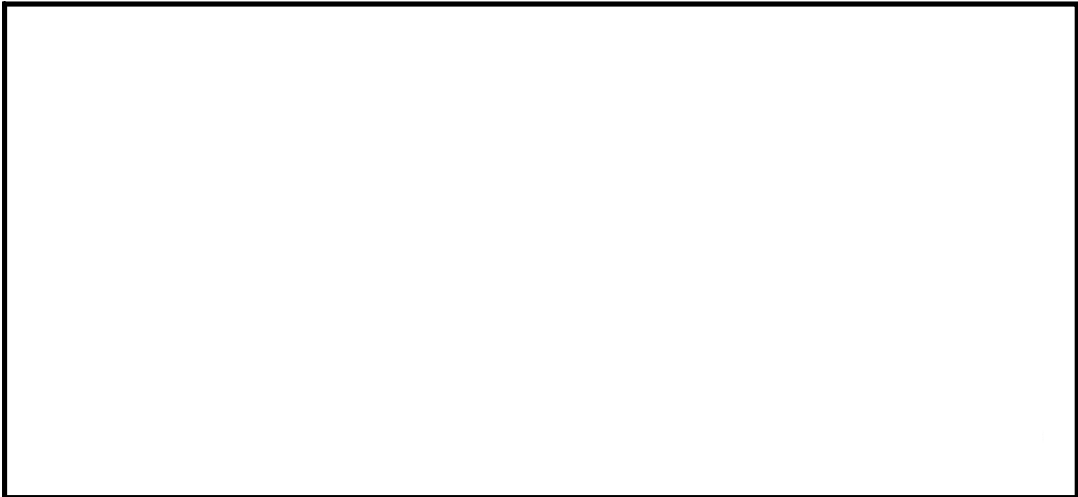
ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.3.2-4 図に示す。



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

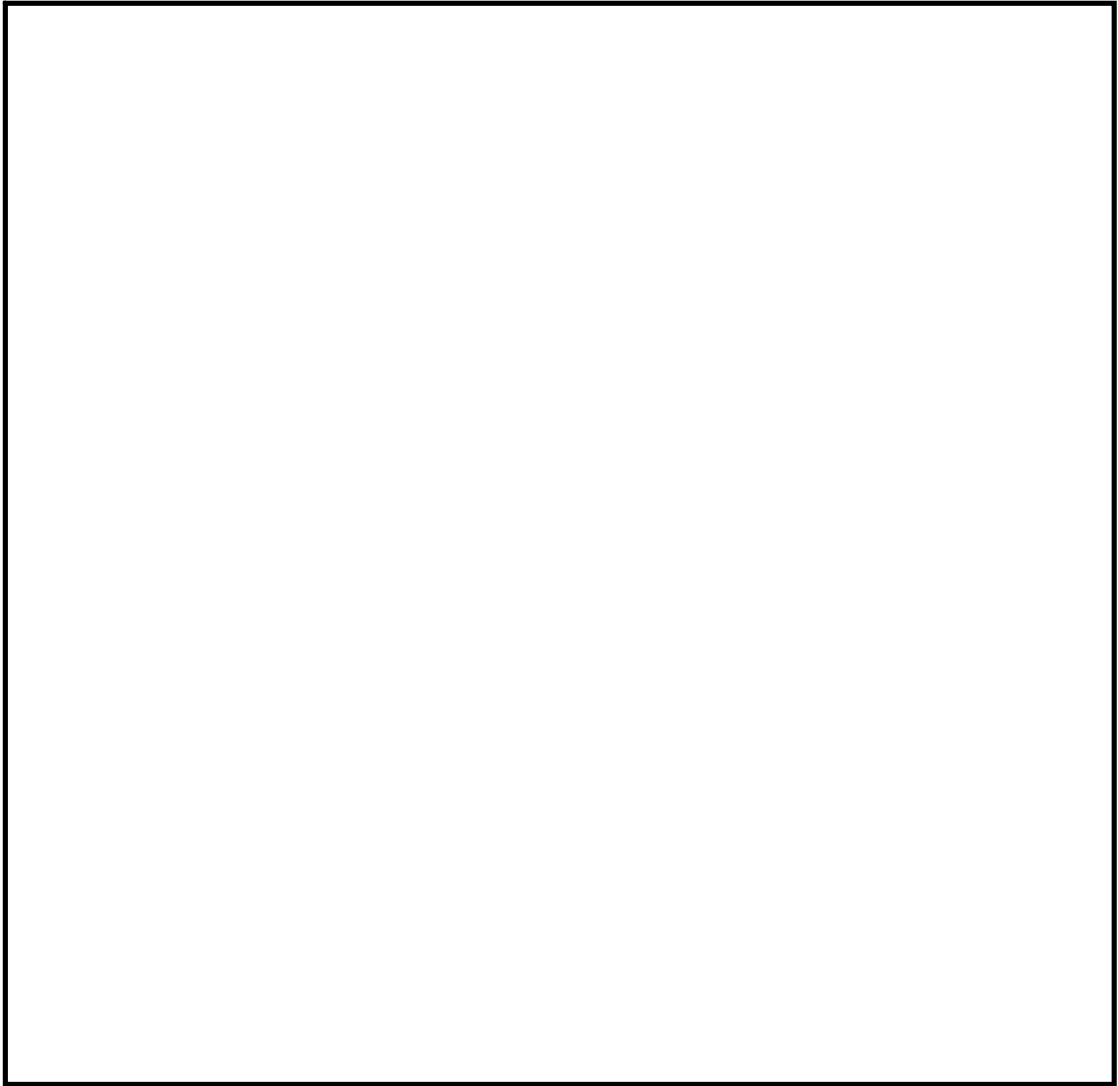
b. 金属フィルタ

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。



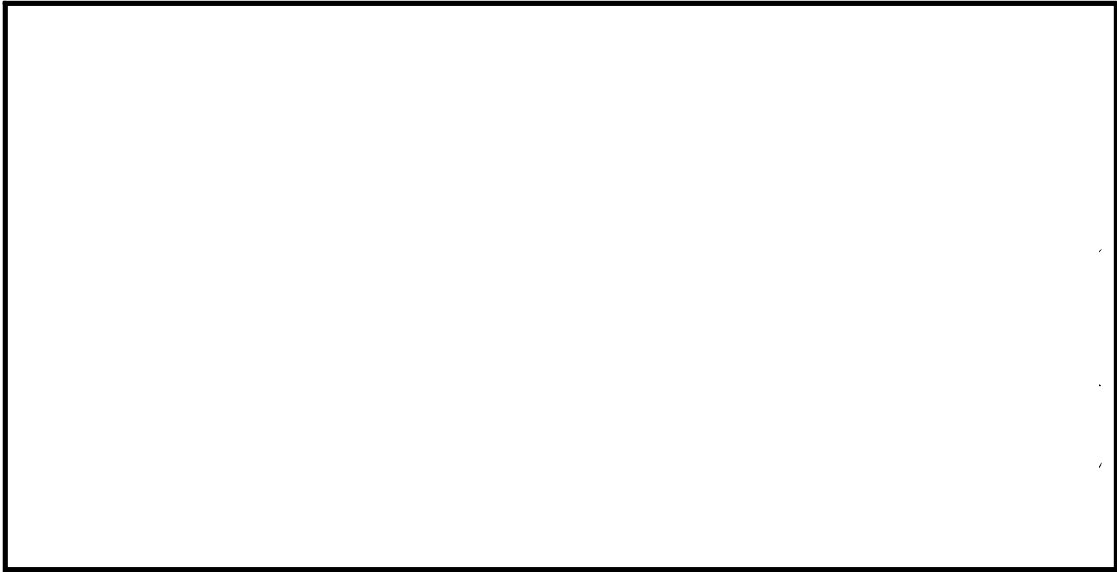
第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図



第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図（金属フィルタ高さ）

50-12-26

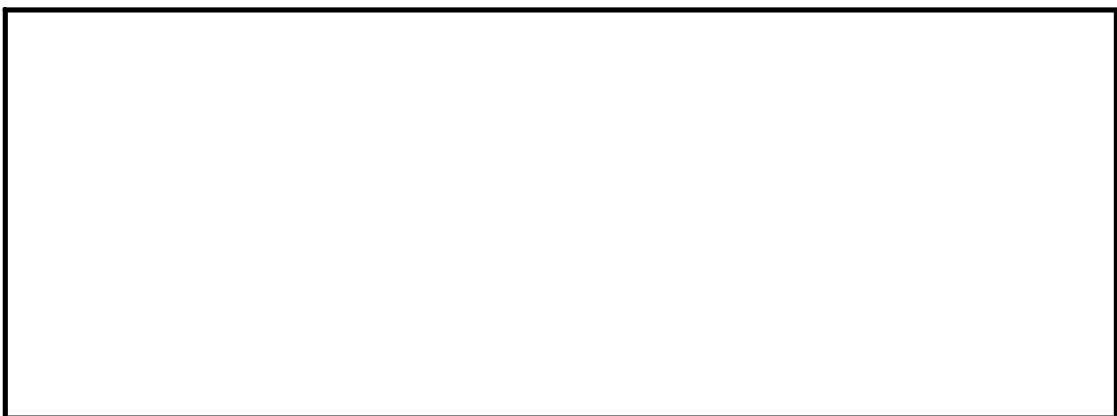
(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



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。

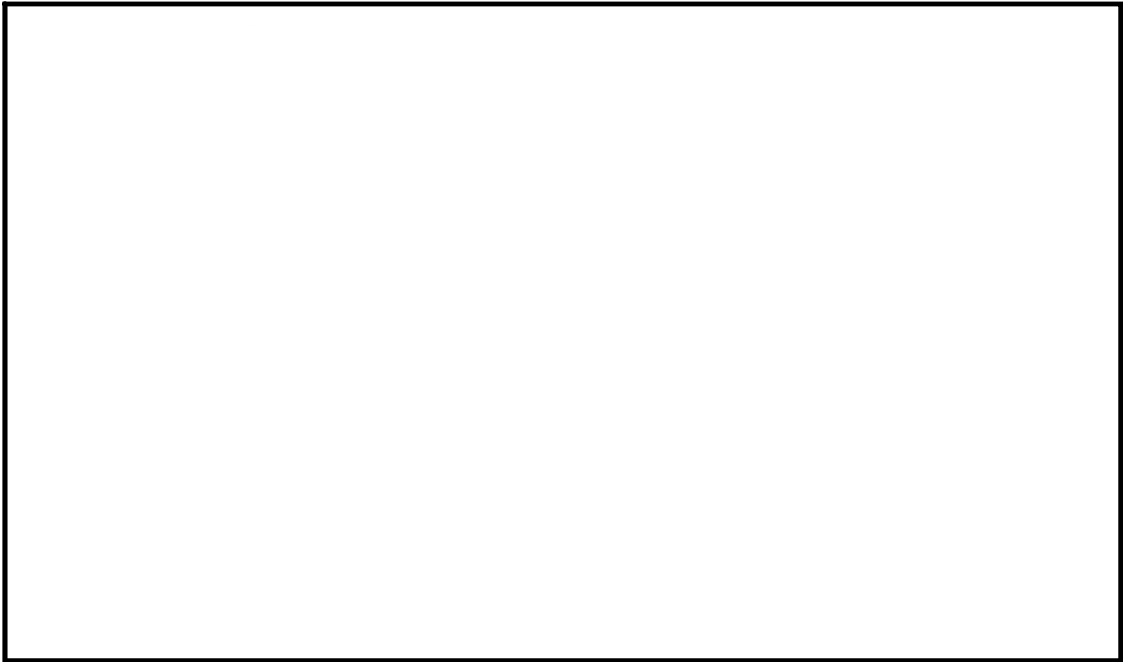


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)

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

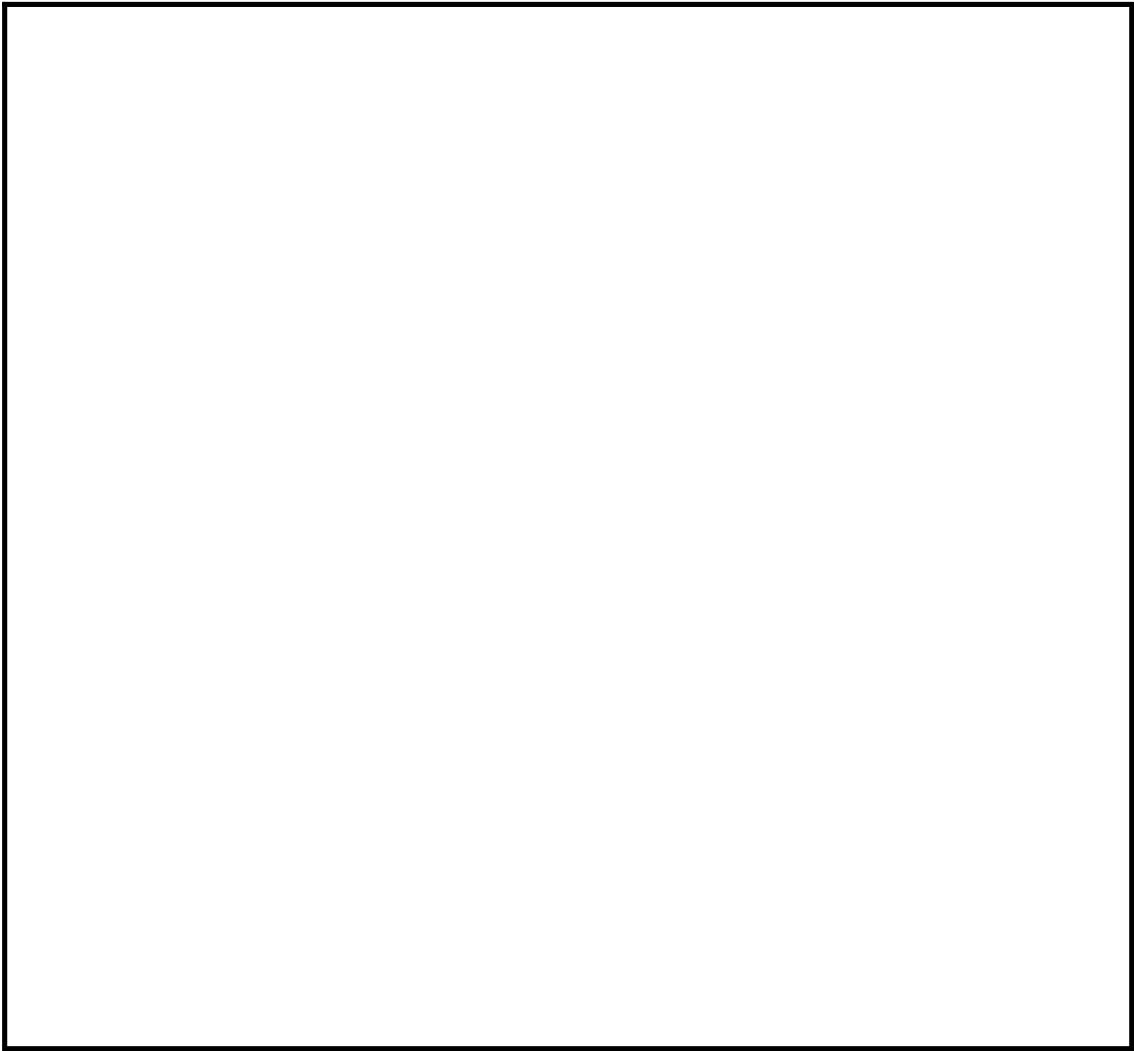
2.3.3 配置

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。

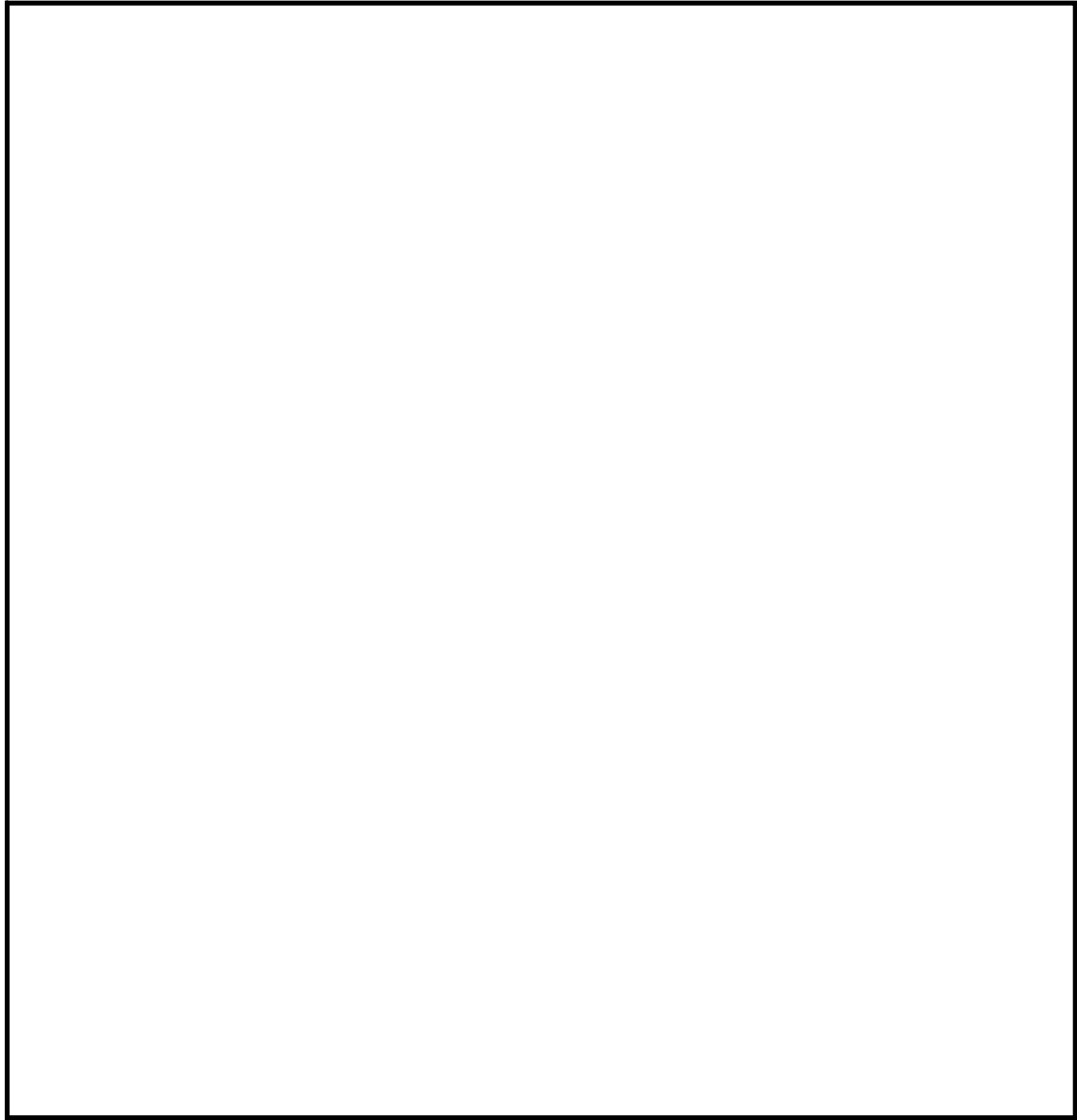
フィルタ装置の配置を第2.3.3-1図、第2.3.3-2図に示す。

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。

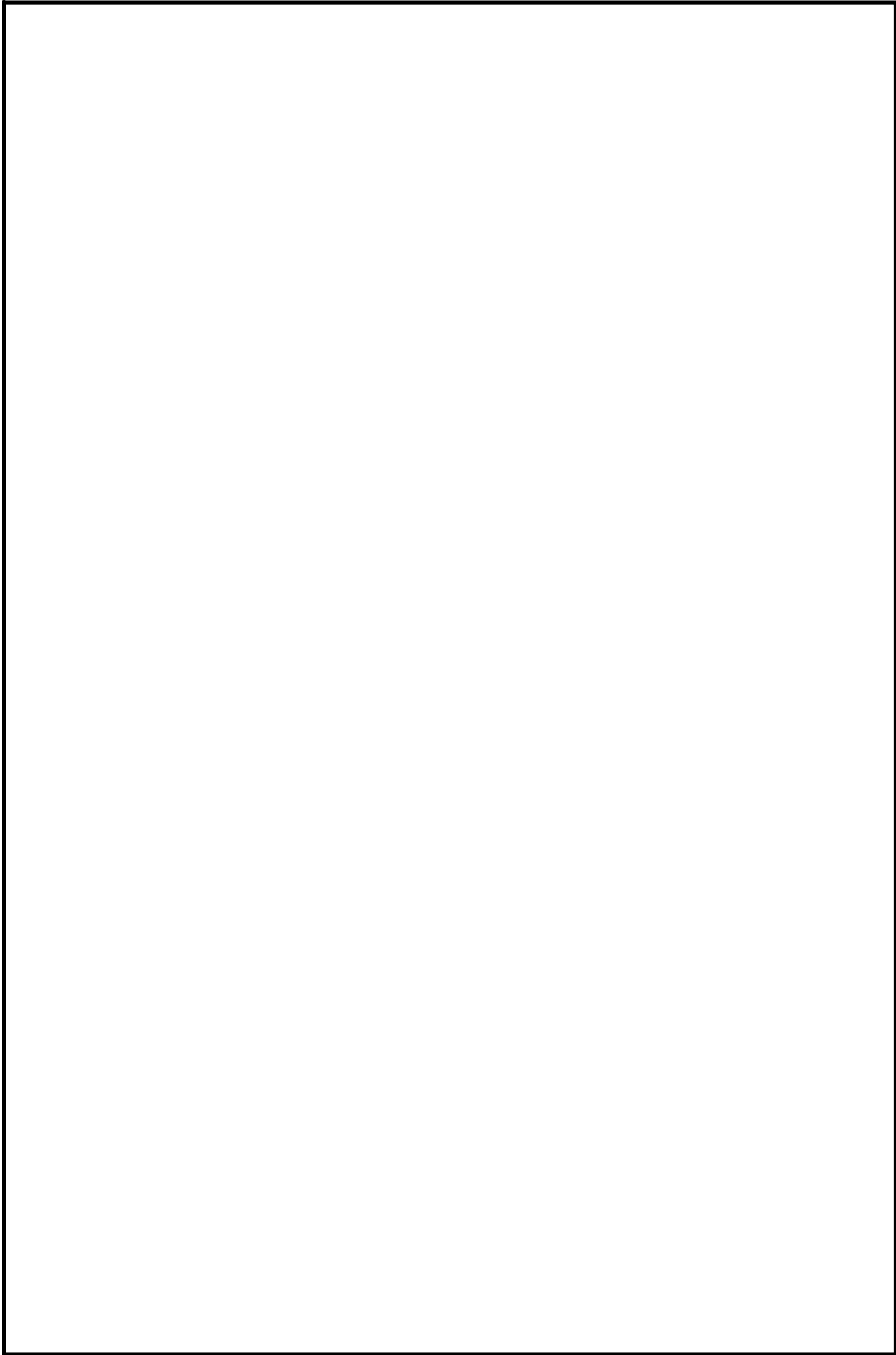
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第2.3.3-3図に示す。



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 (pH 13 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

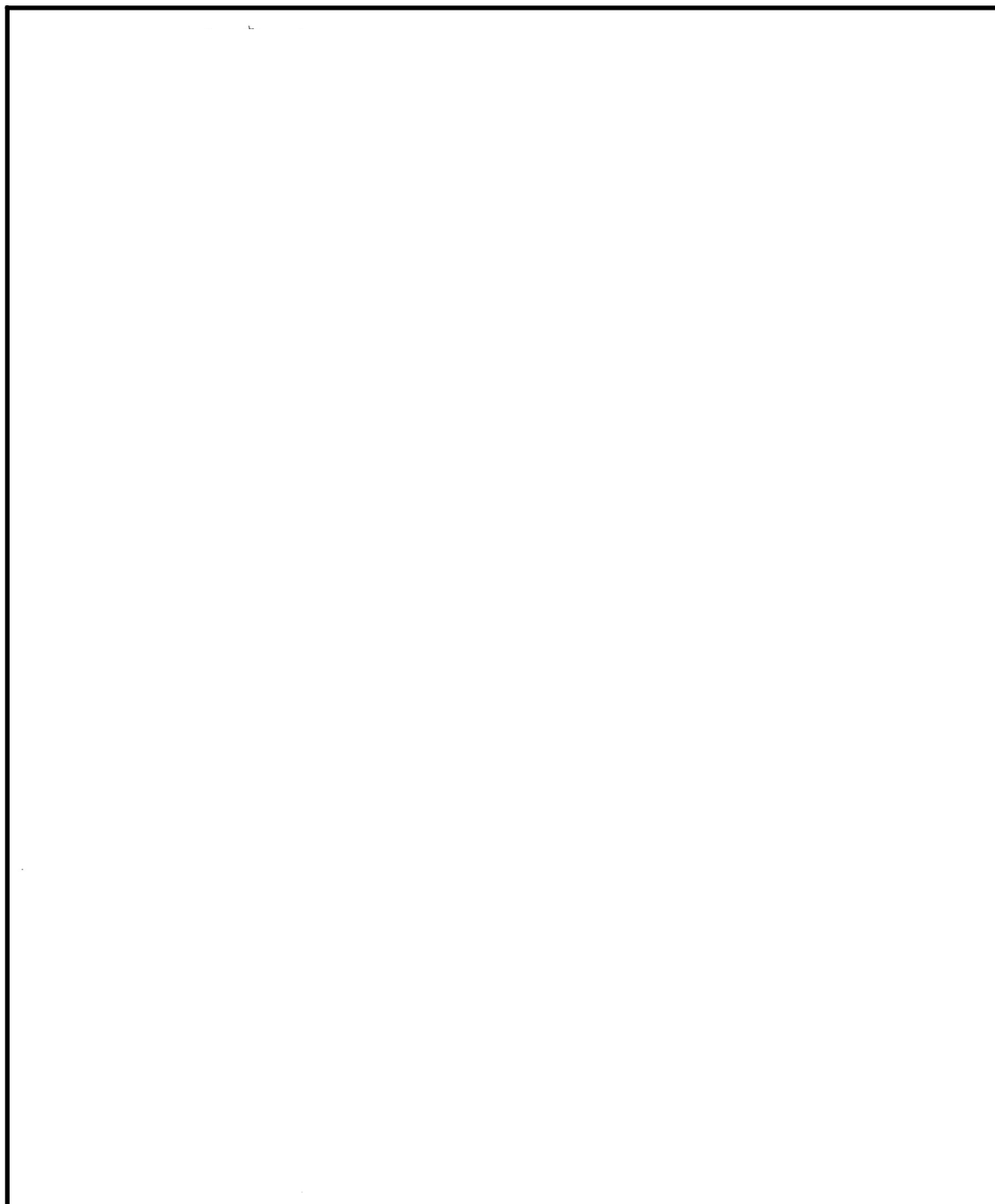
フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

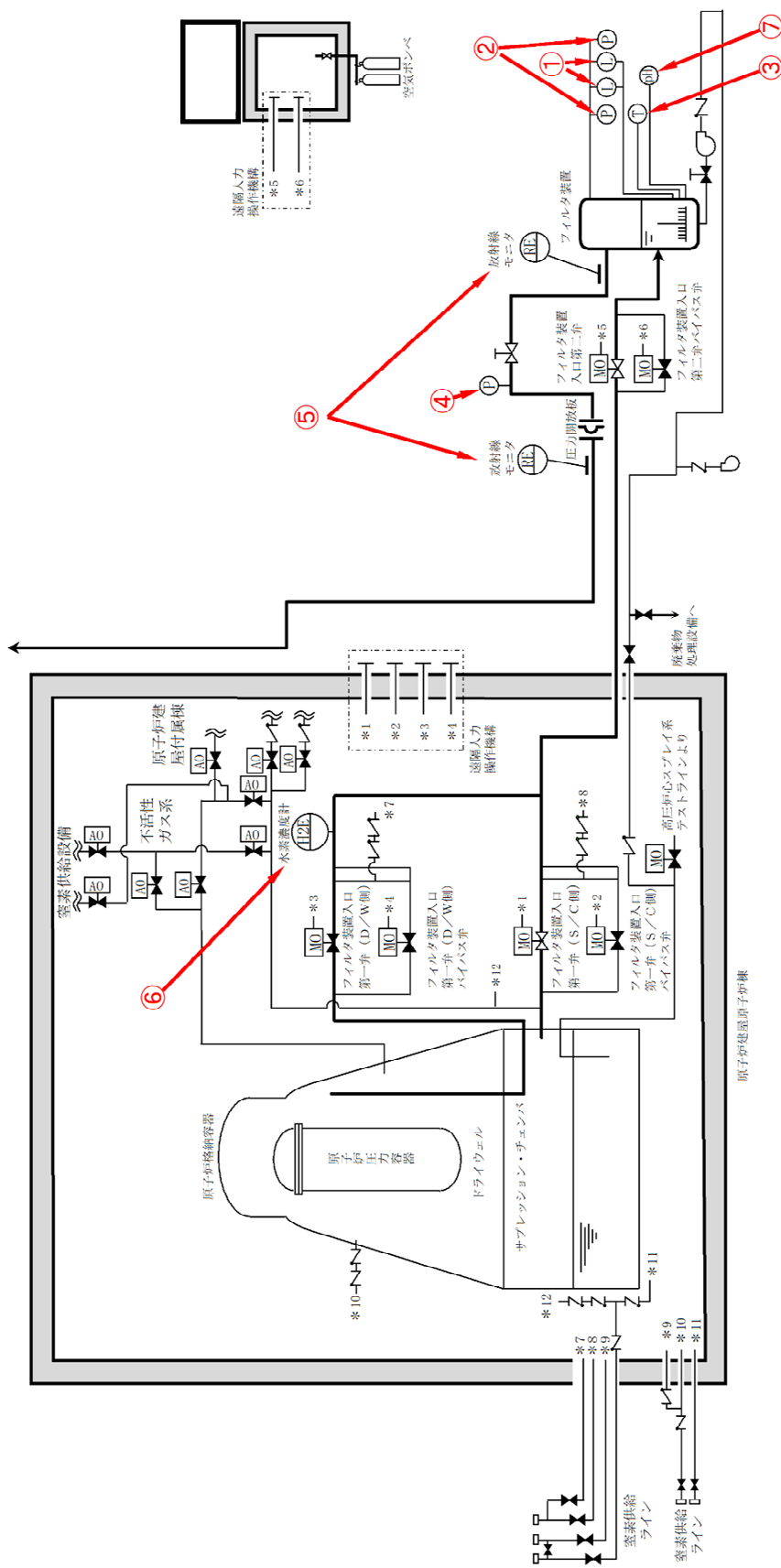
フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 39）

(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

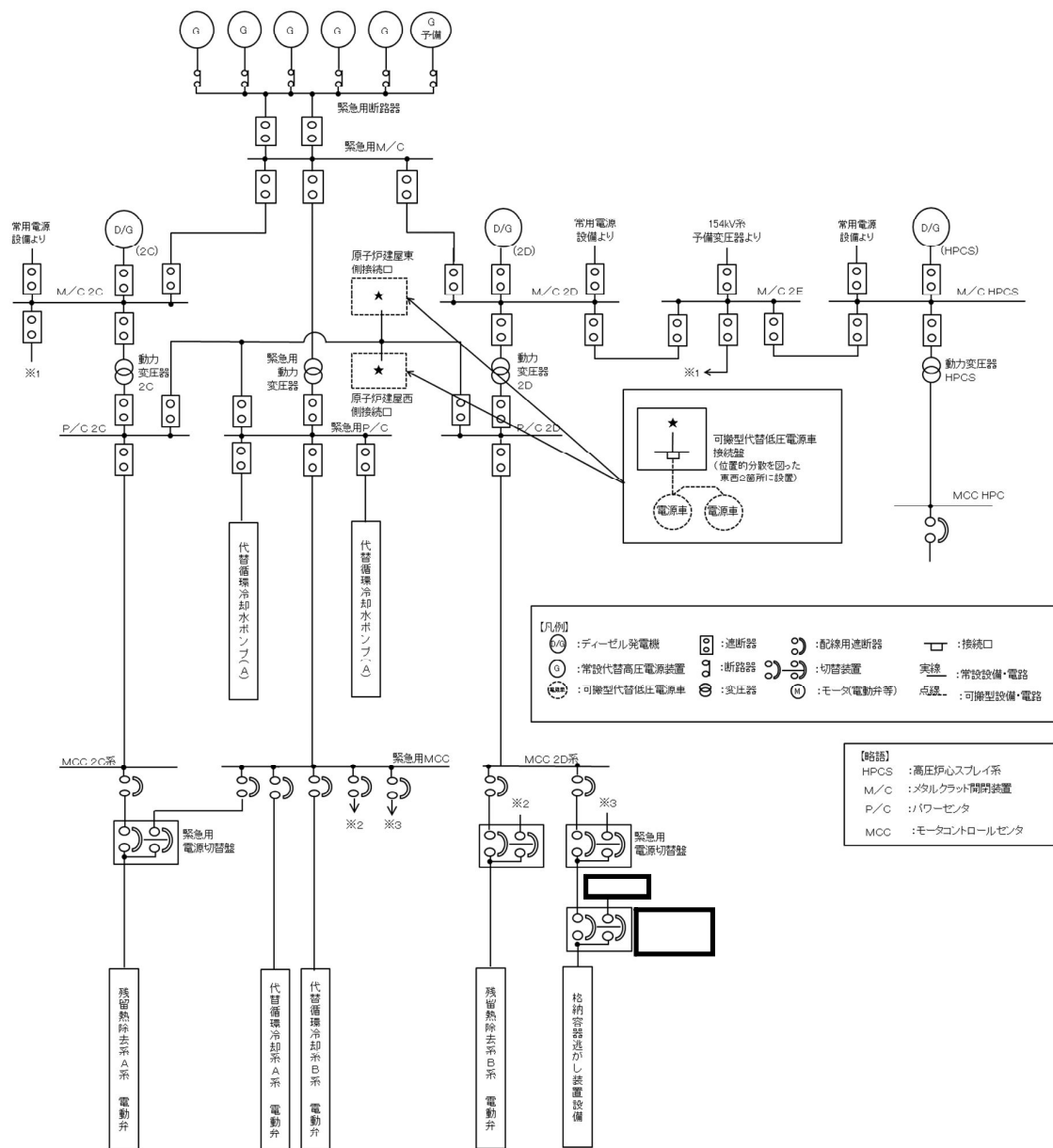
監視パラメータ※1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のため の水位監視	180～5,500mm		2	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※2	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲気 ガスがフィルタ 装置に導かれて いることの確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※2	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる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

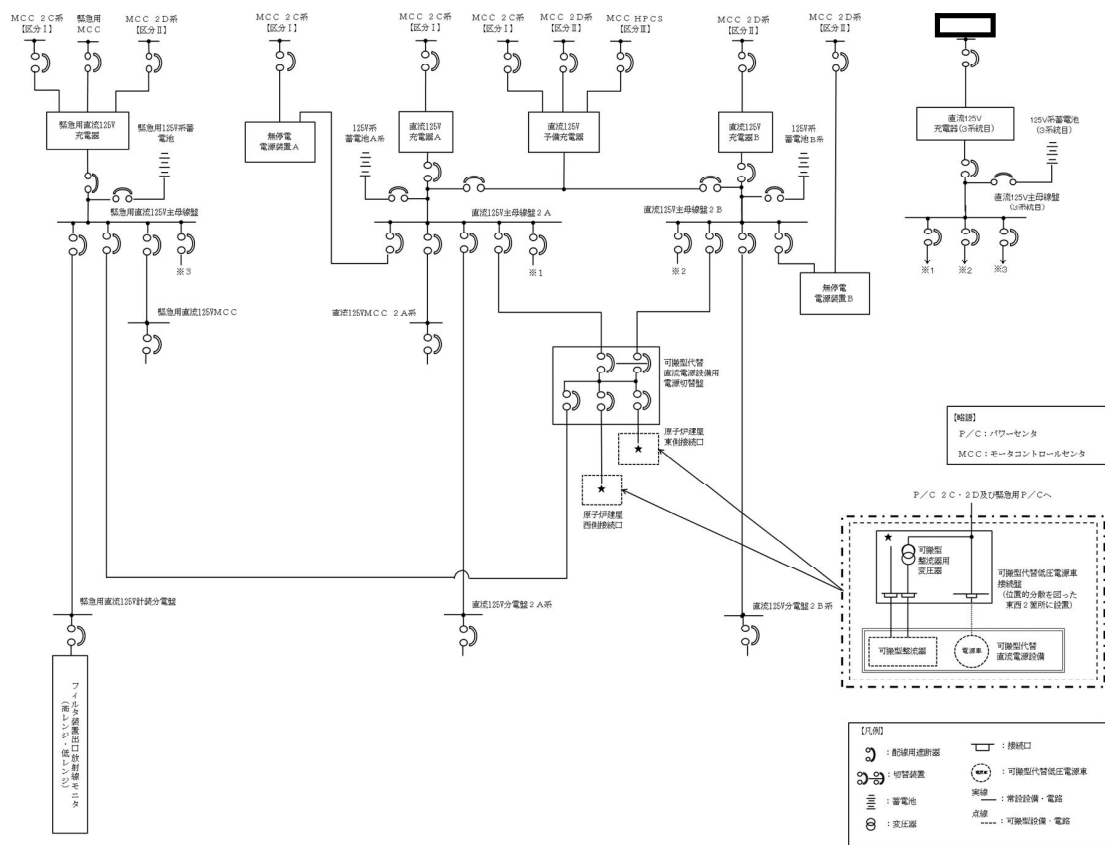
※2 自主対策設備

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)

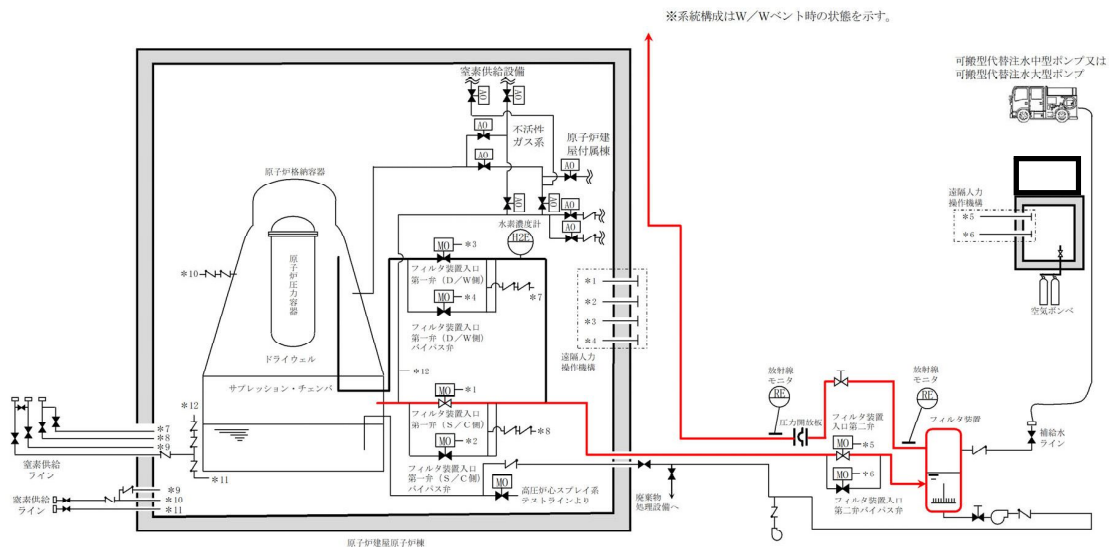
2.4.3 給水設備

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。

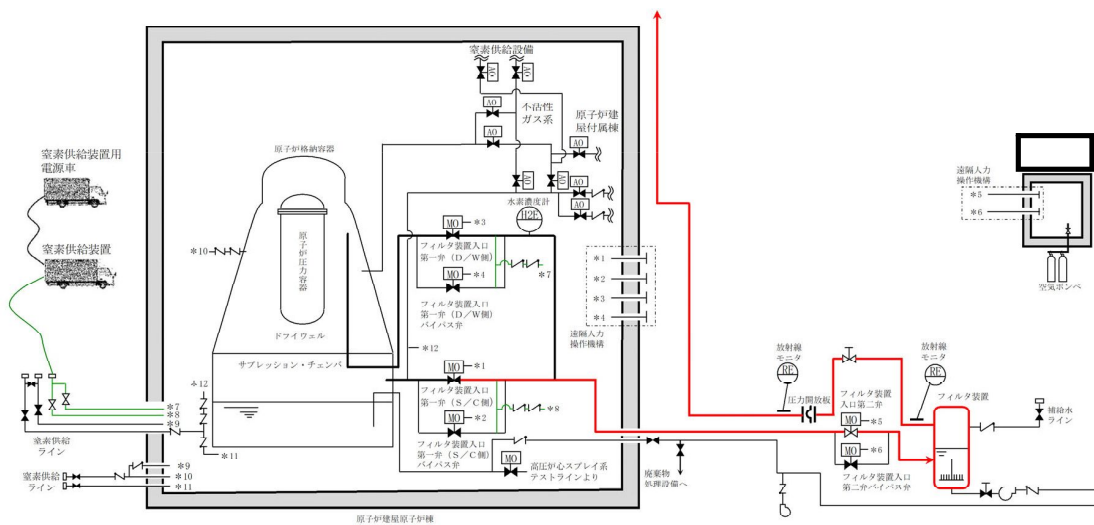
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

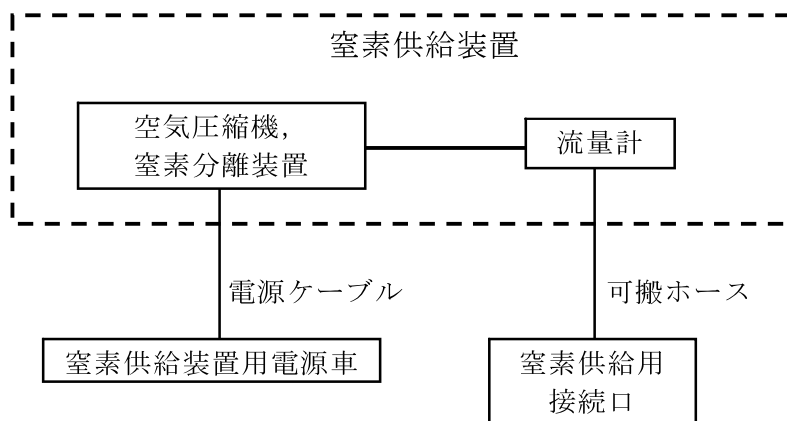
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200Nm ³ /h
窒素純度	約 99.0vol%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個 数	2 (予備 2)

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。

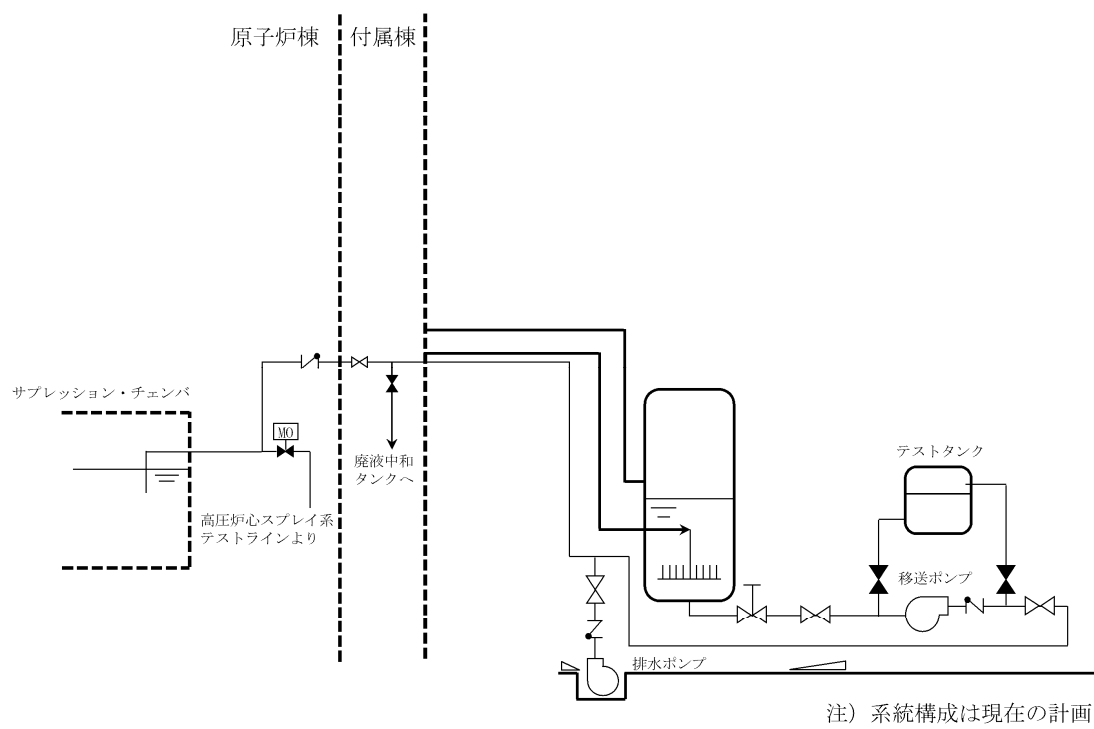
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

(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

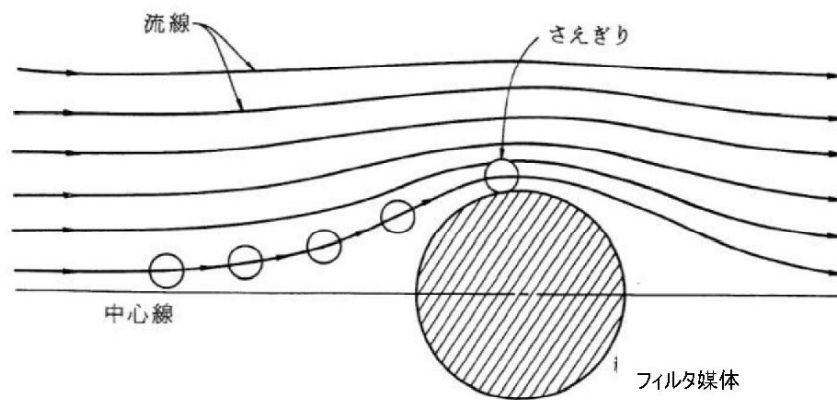
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(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。



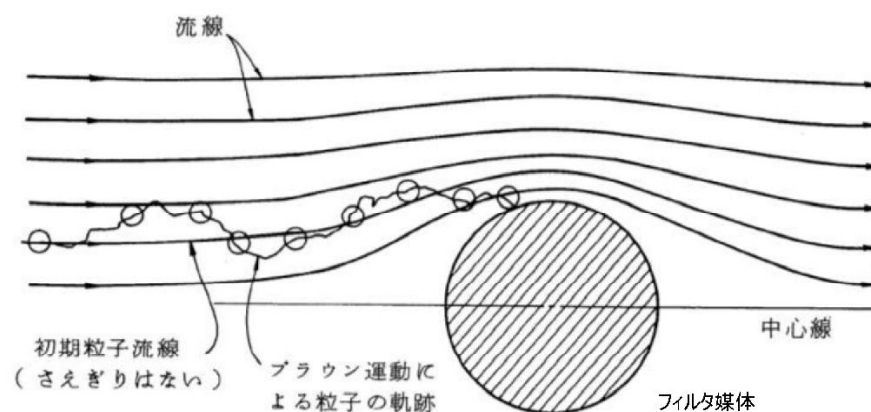
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

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。



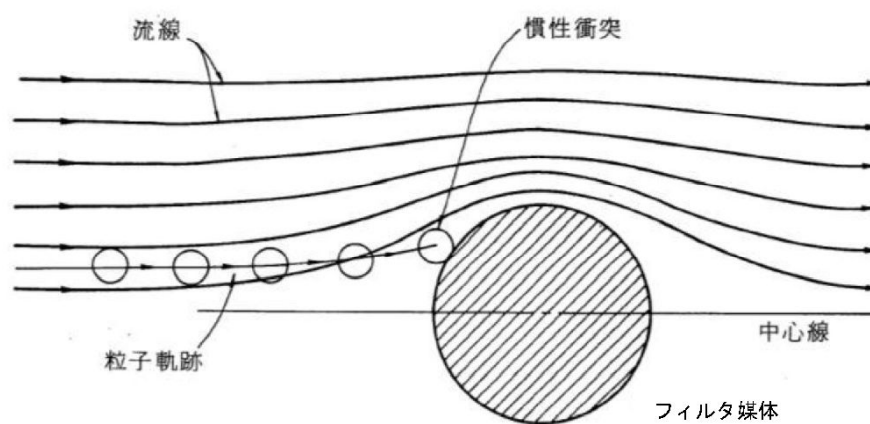
出典：W.C. ハイNZ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985)

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变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。



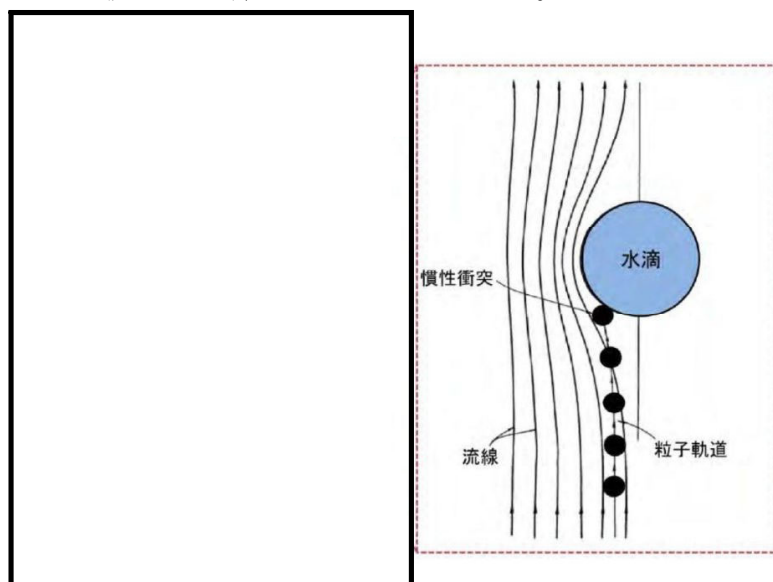
出典：W. C. ハイNZ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985)

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

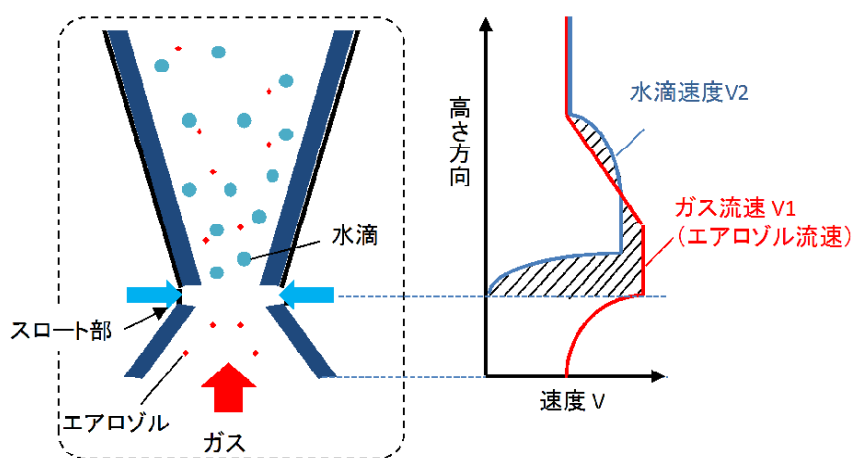
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

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



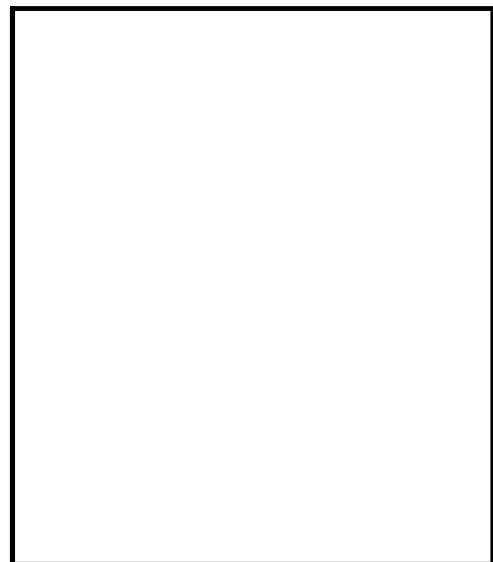
第 3.1.1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

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。



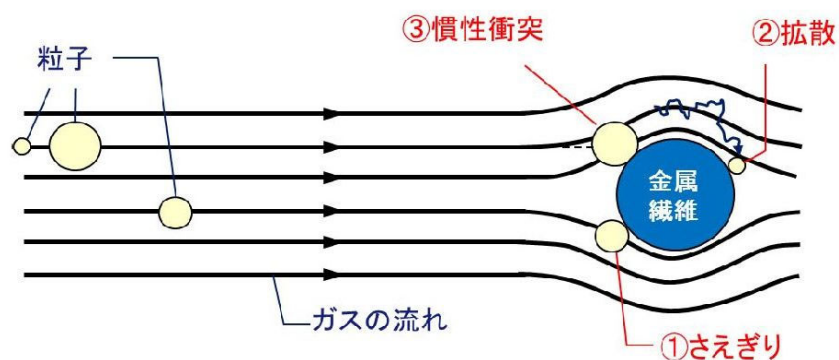
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

(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。

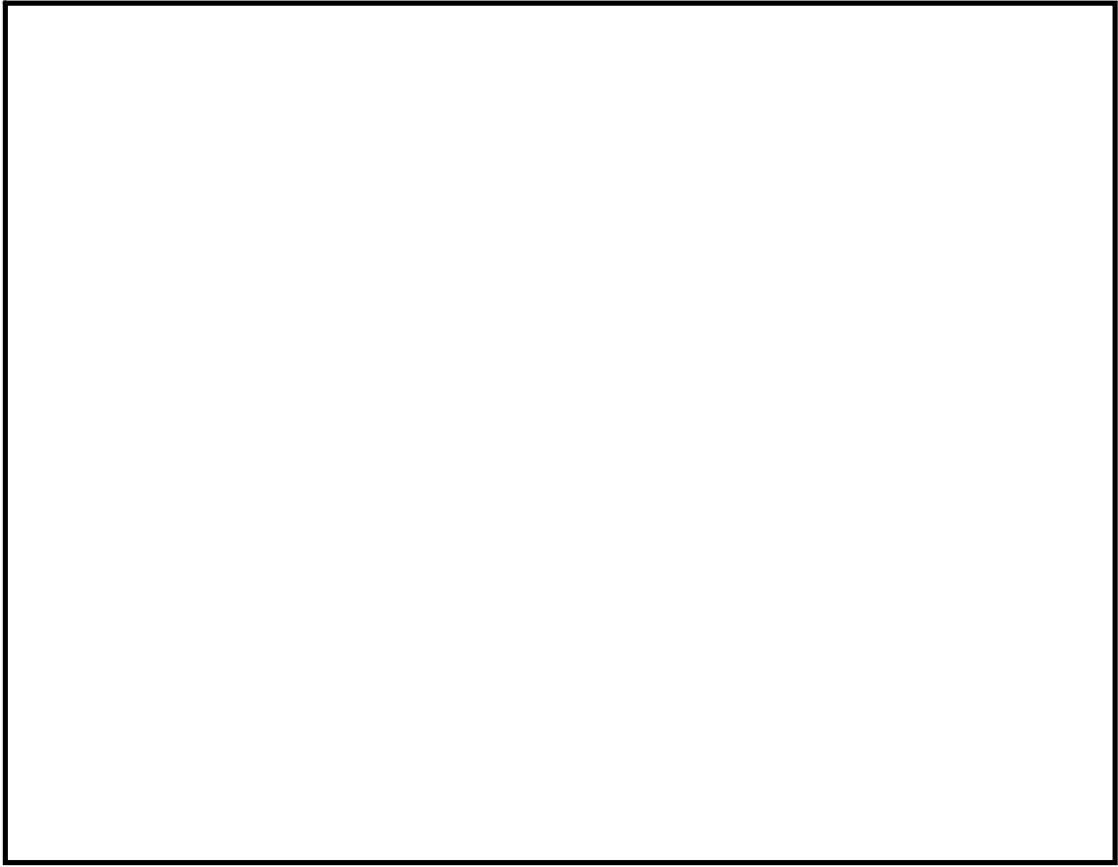
有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

(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。

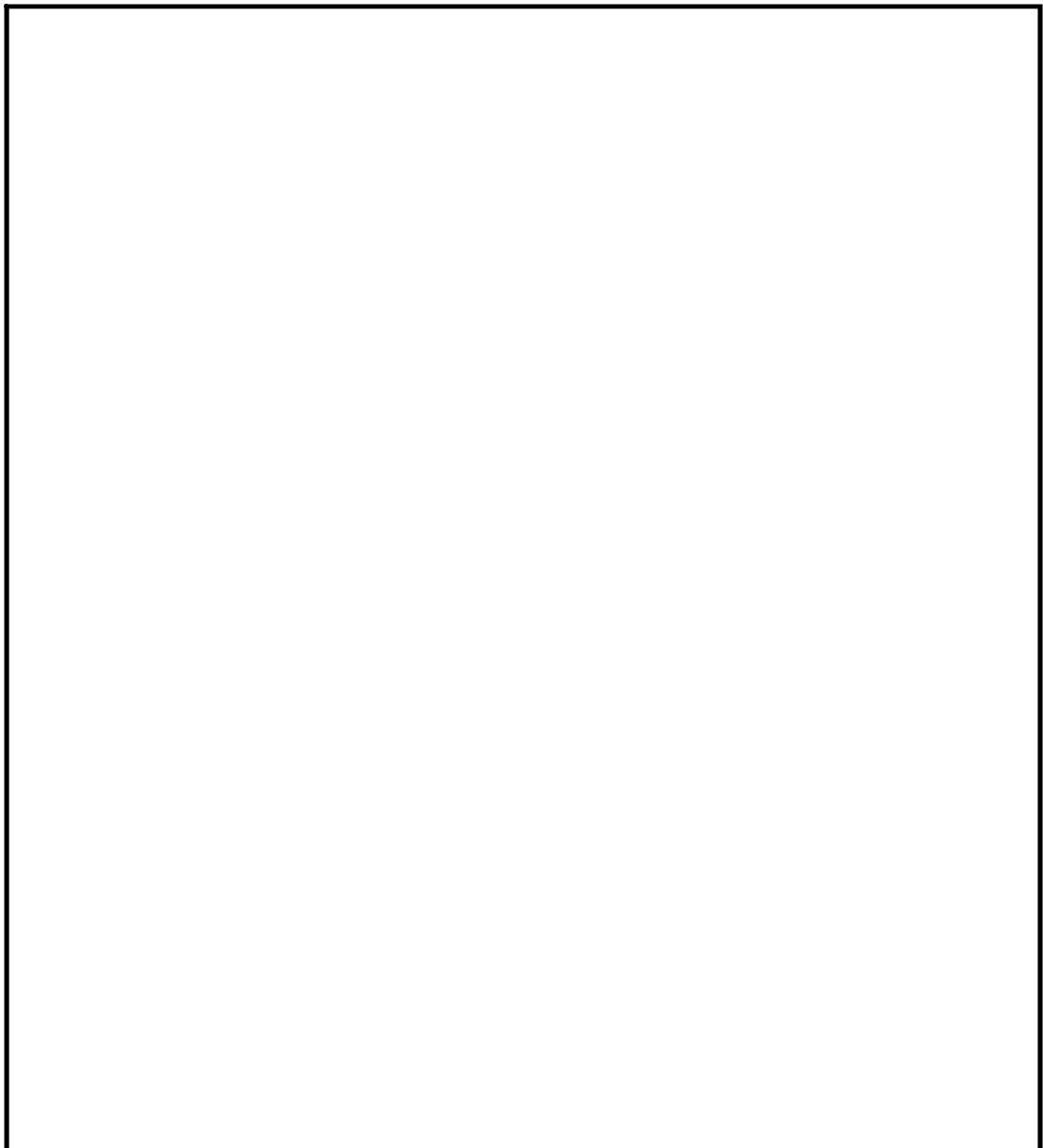
[]



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

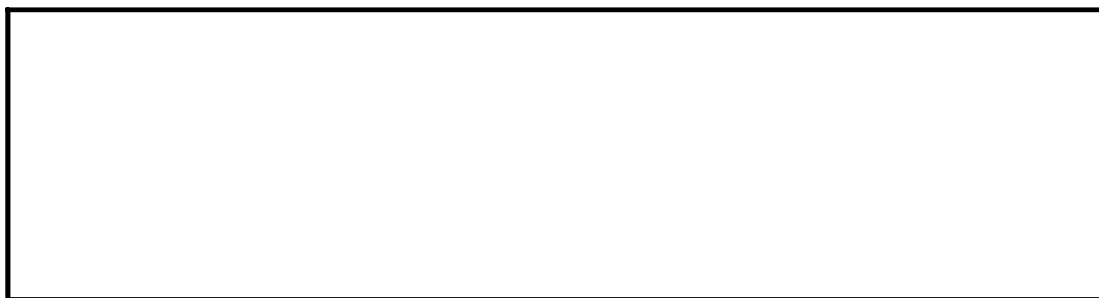
3.3.1 性能検証試験の概要

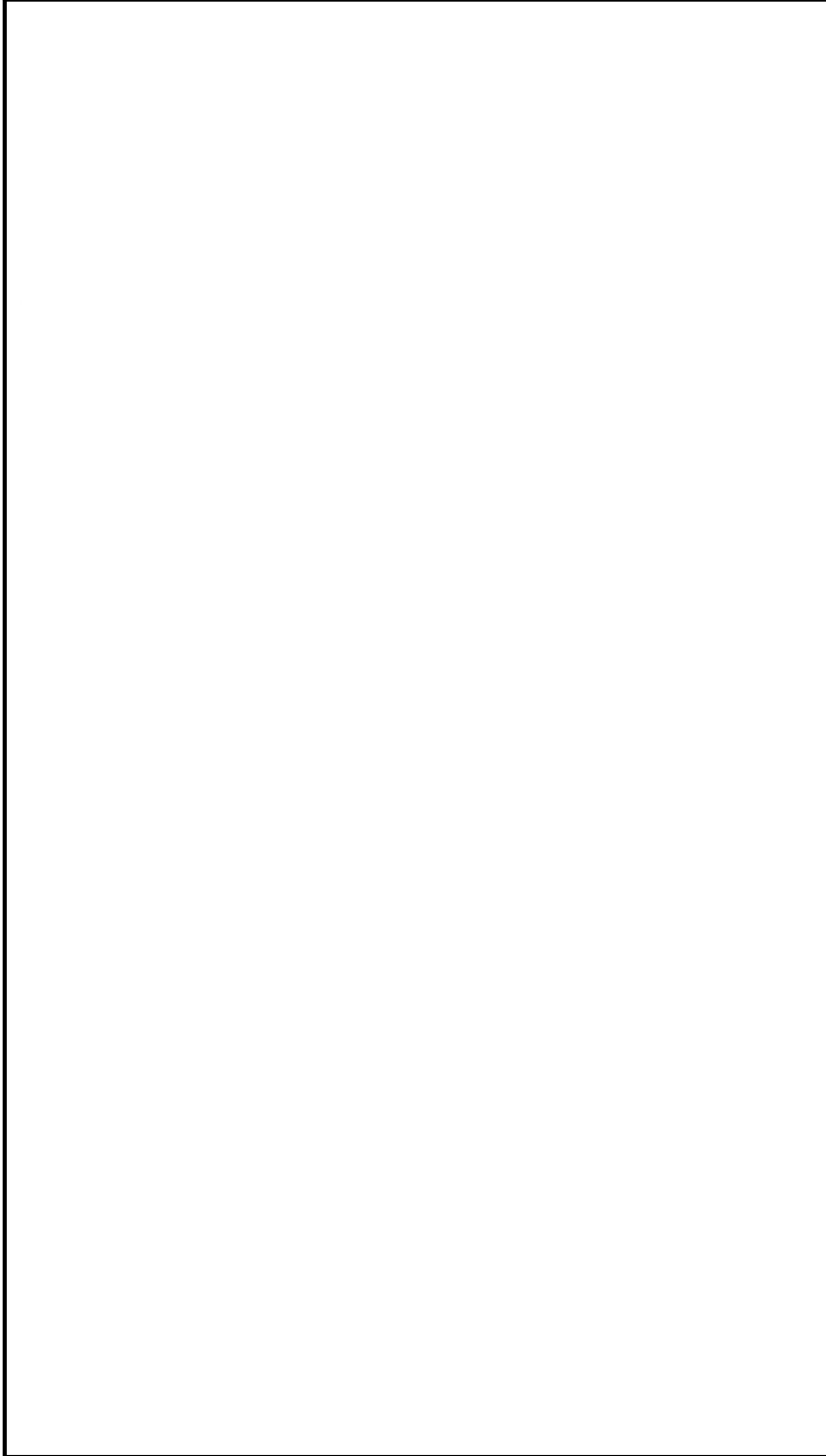
Framatome 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 46)

(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。

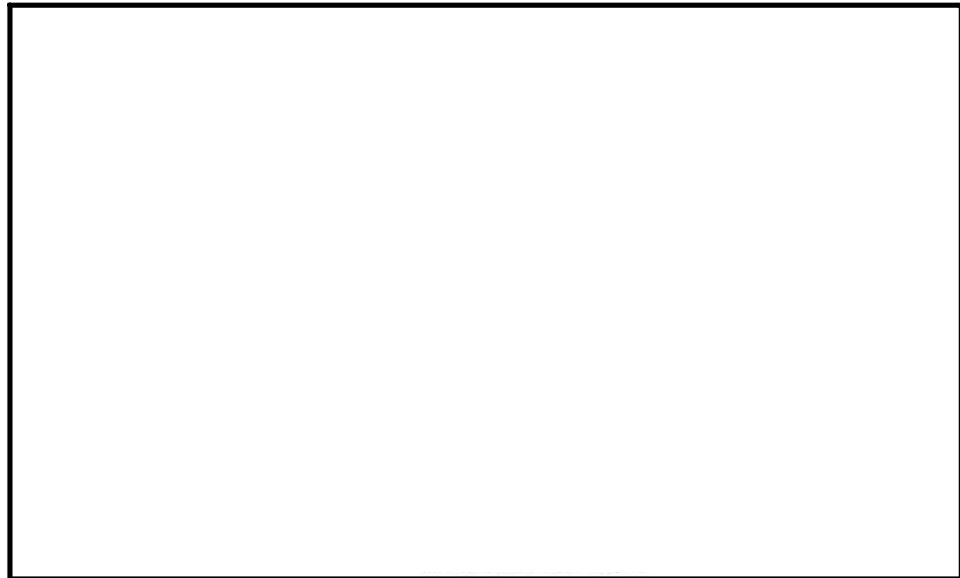




第 3.3.1-1 図 .JAVA 試験装置概要

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)

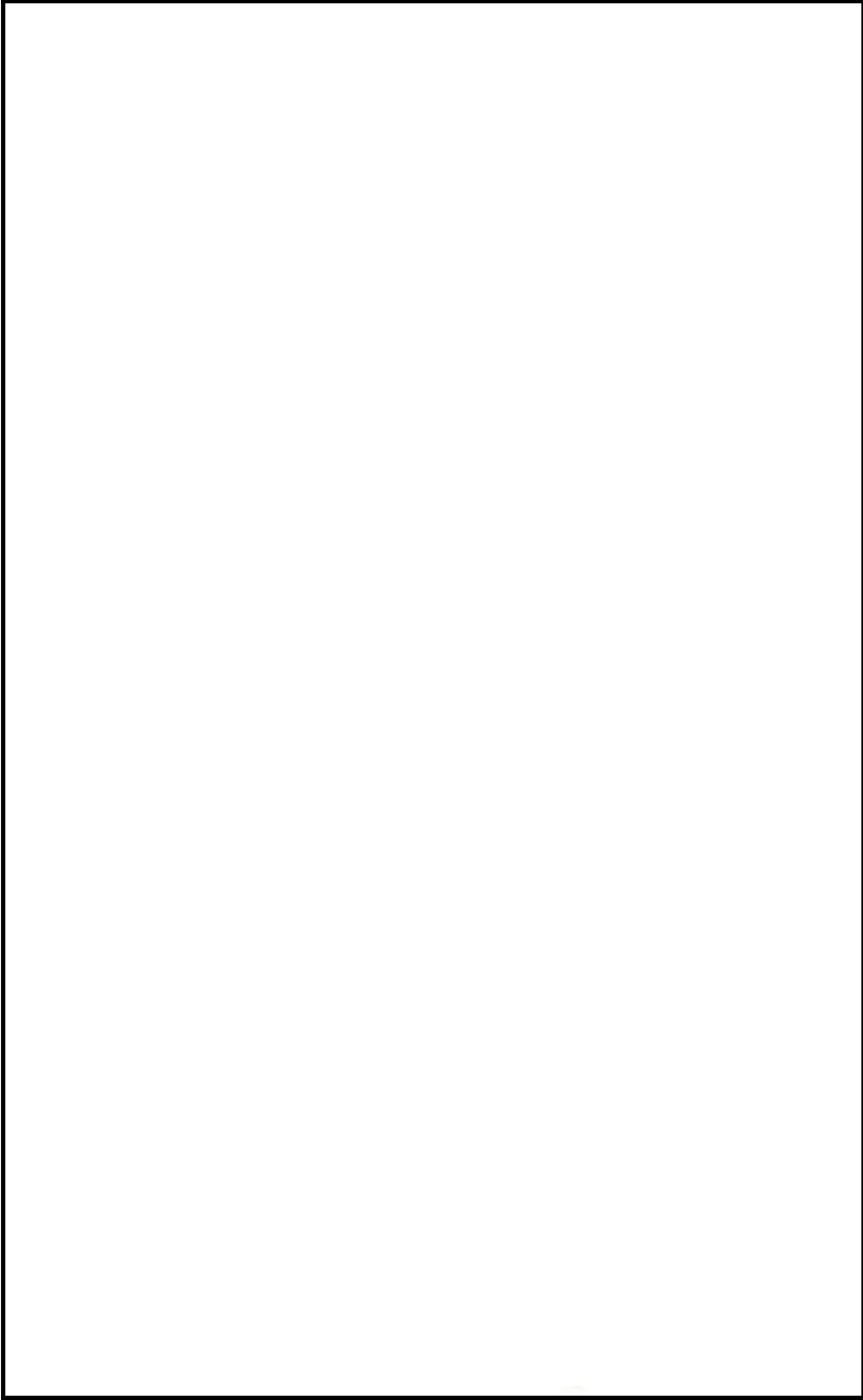
実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome 社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013 年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

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。

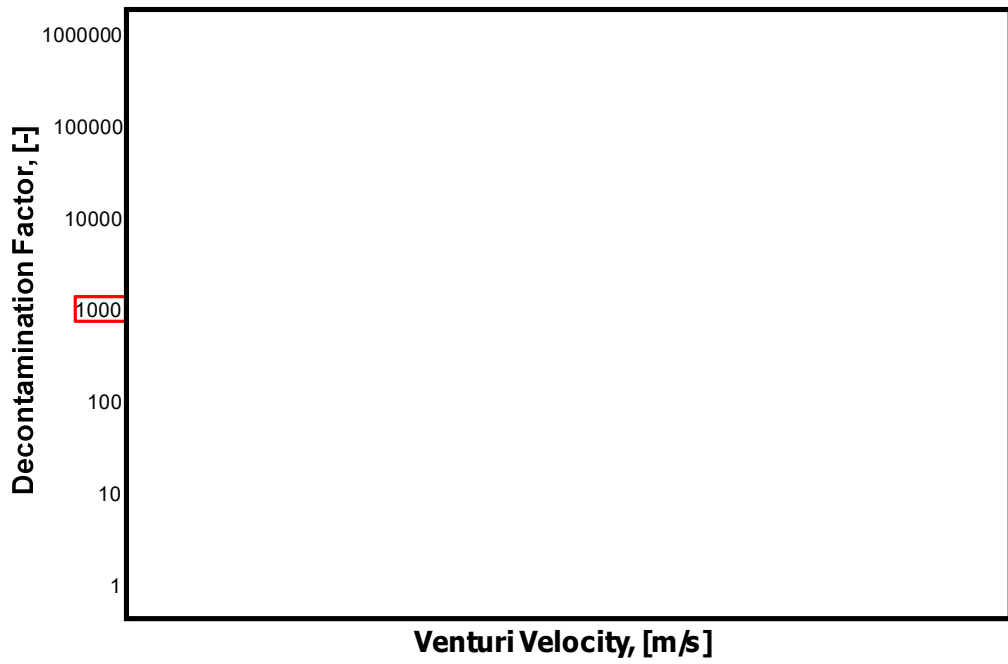
(1) ガス流速

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。

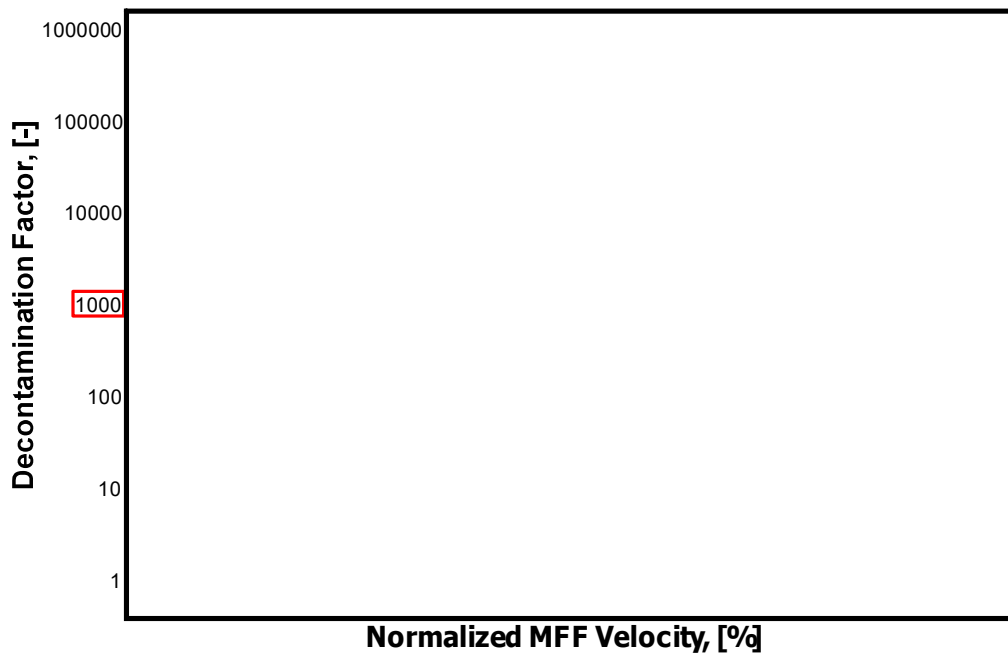
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

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

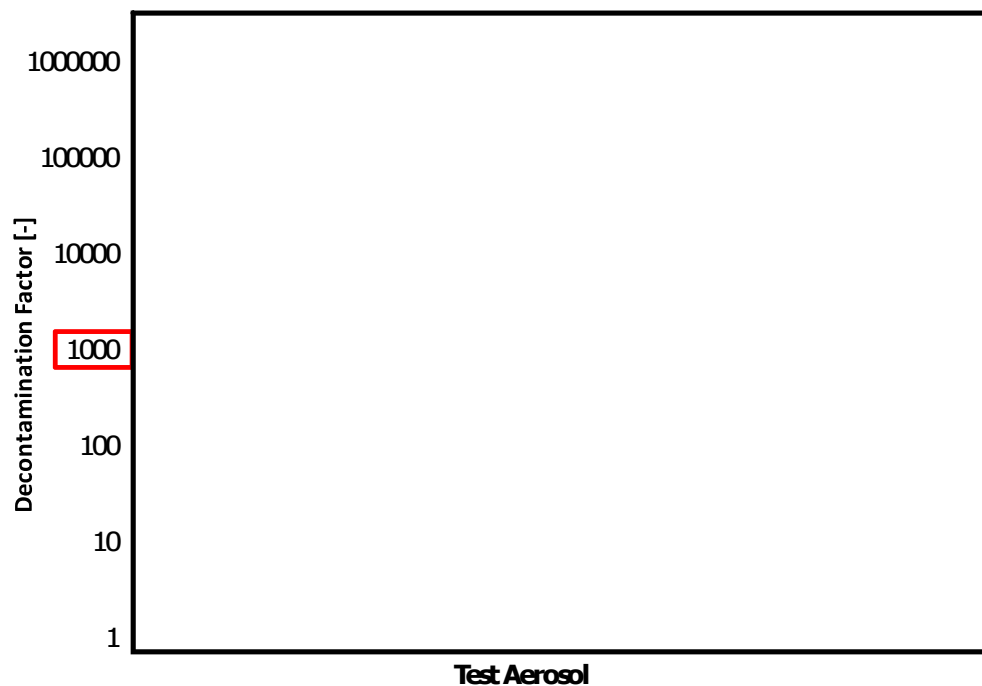


第 3.3.2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する
ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(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。

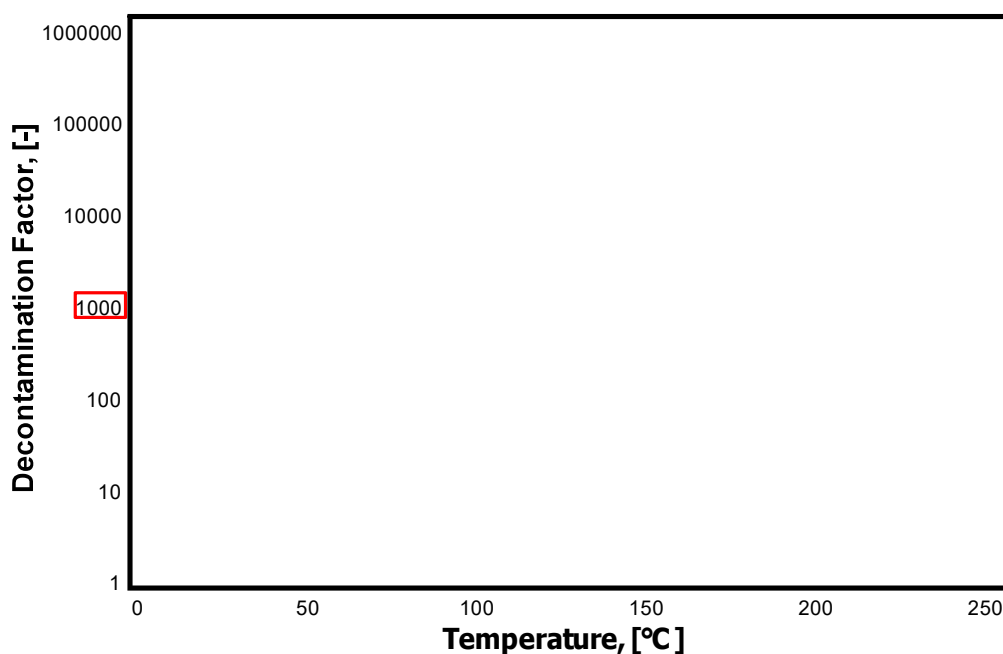


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(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。

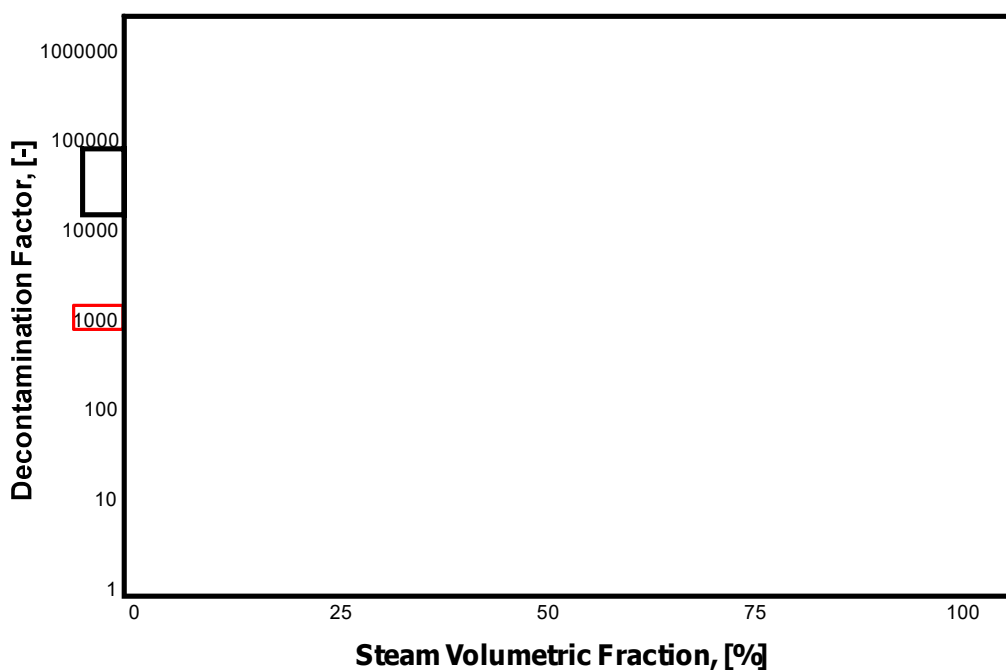


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

(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るような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

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



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対する除去係数

第 3.3.2-1 表 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m 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

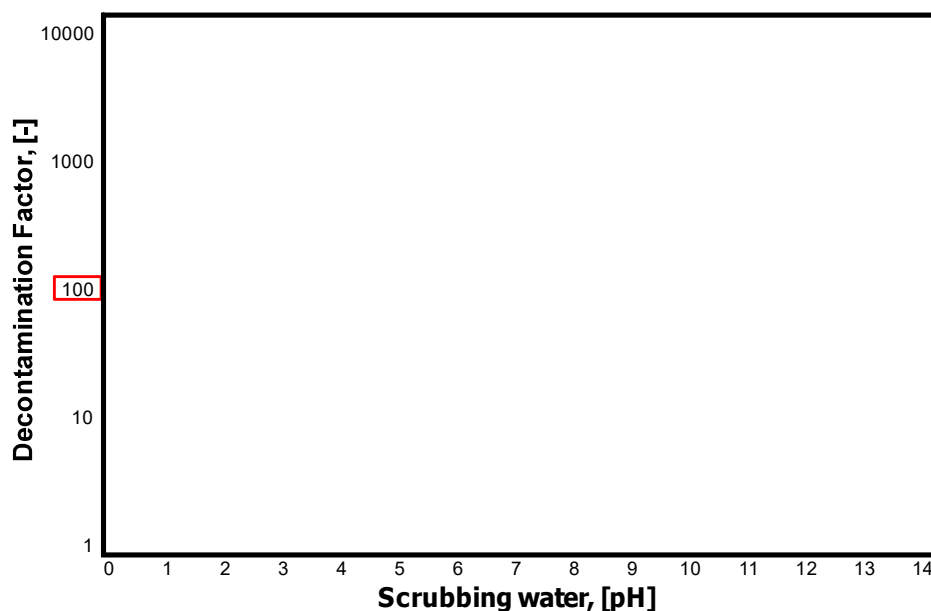
Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

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 (%)

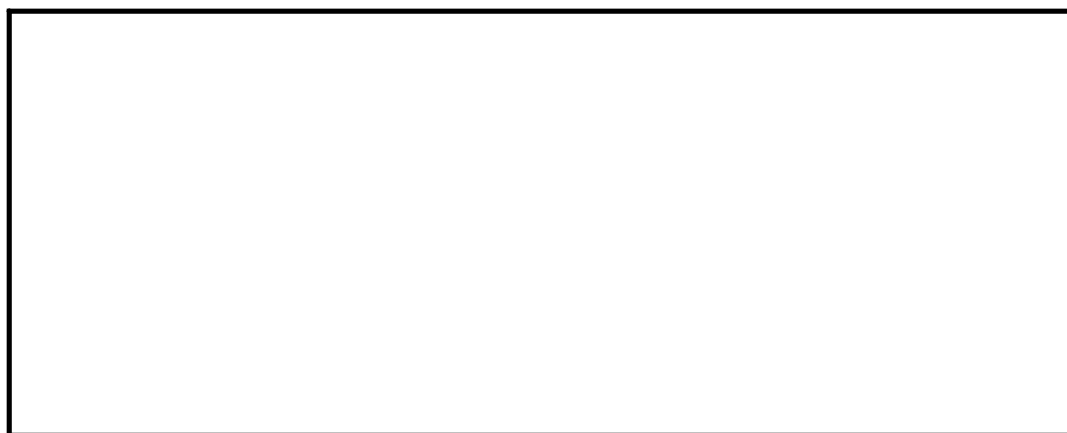
(2) 有機よう素除去性能試験結果

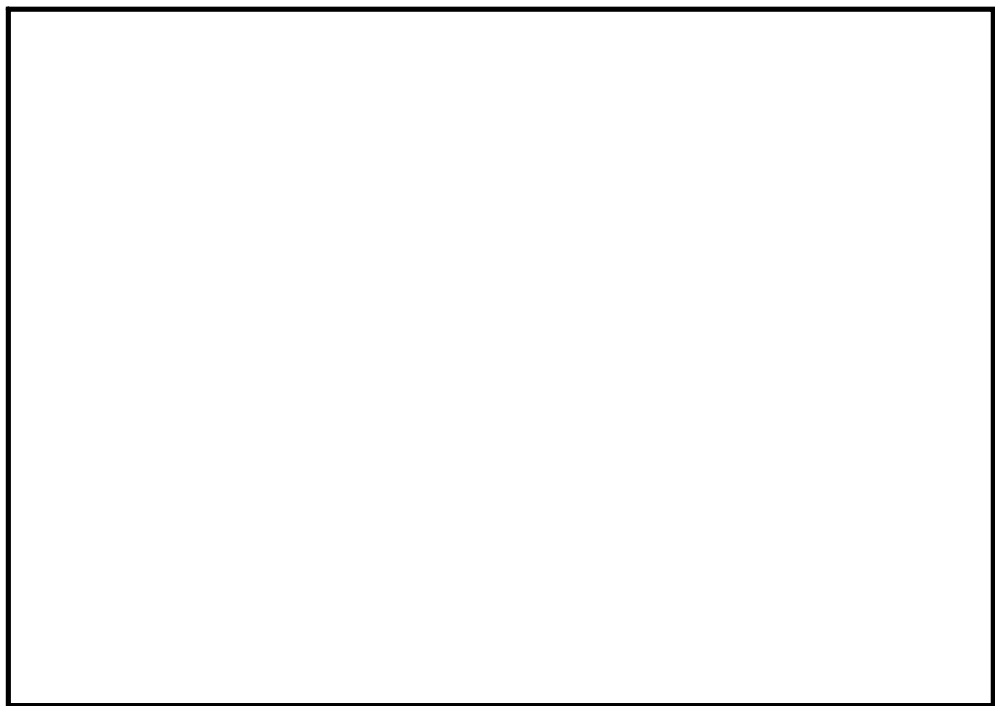
JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



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。

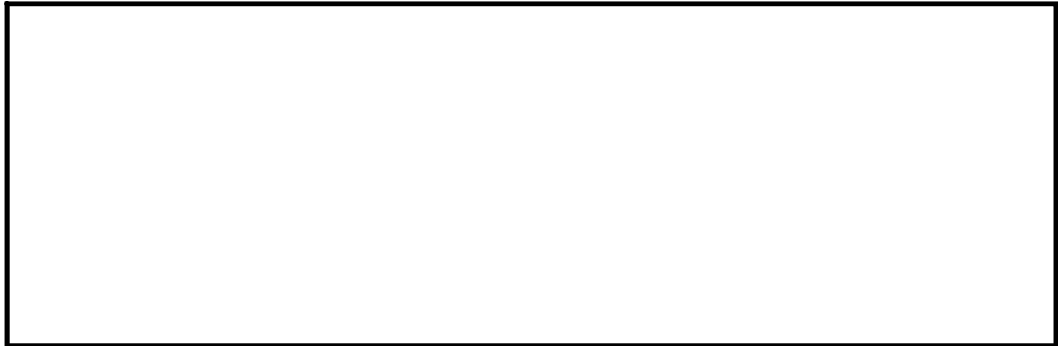
(b) 影響評価



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、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。



(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 L O C A）

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。

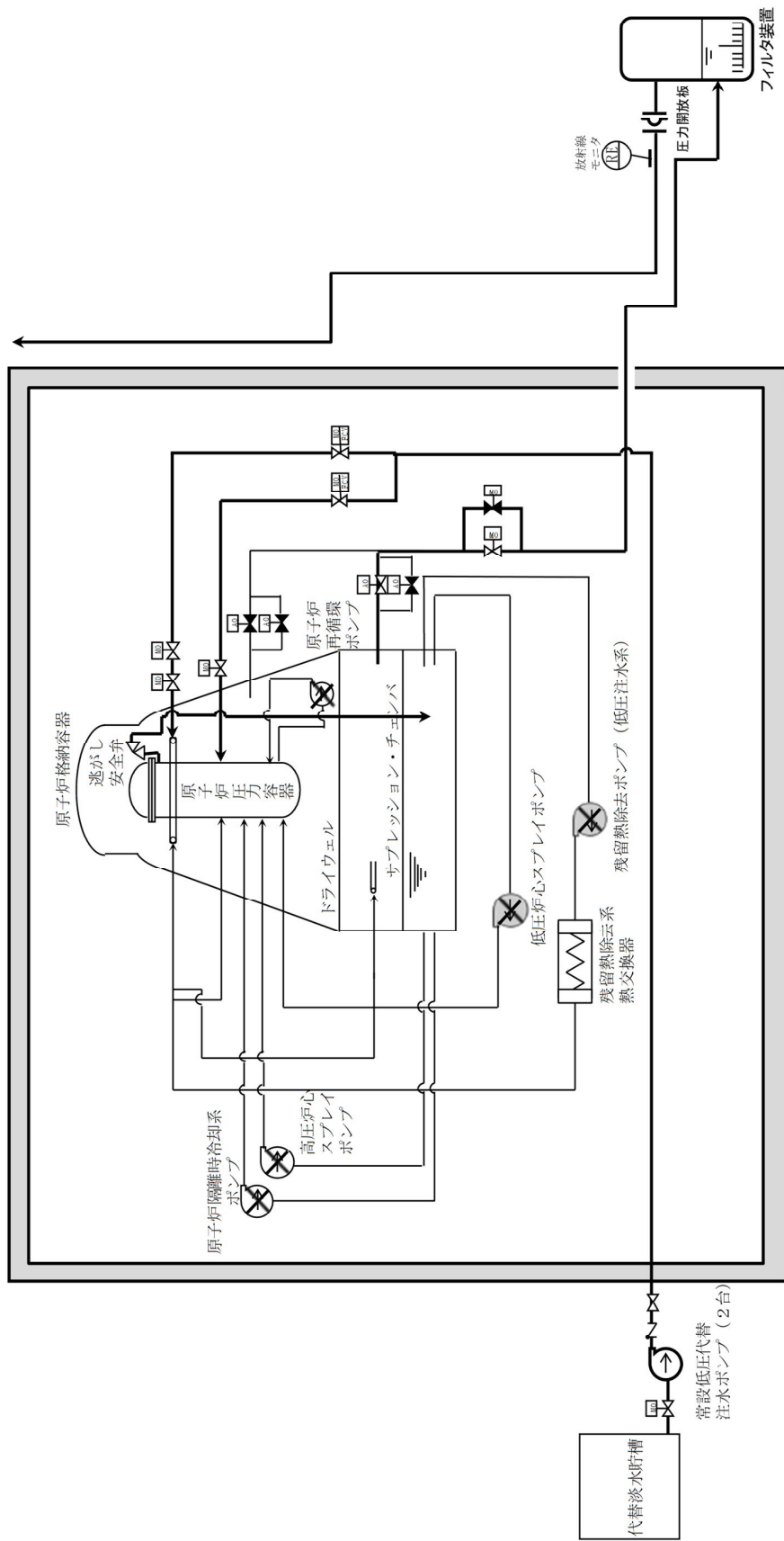
格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを $130\text{m}^3/\text{h}$ にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 +6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生約 28 時間後にサプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage]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

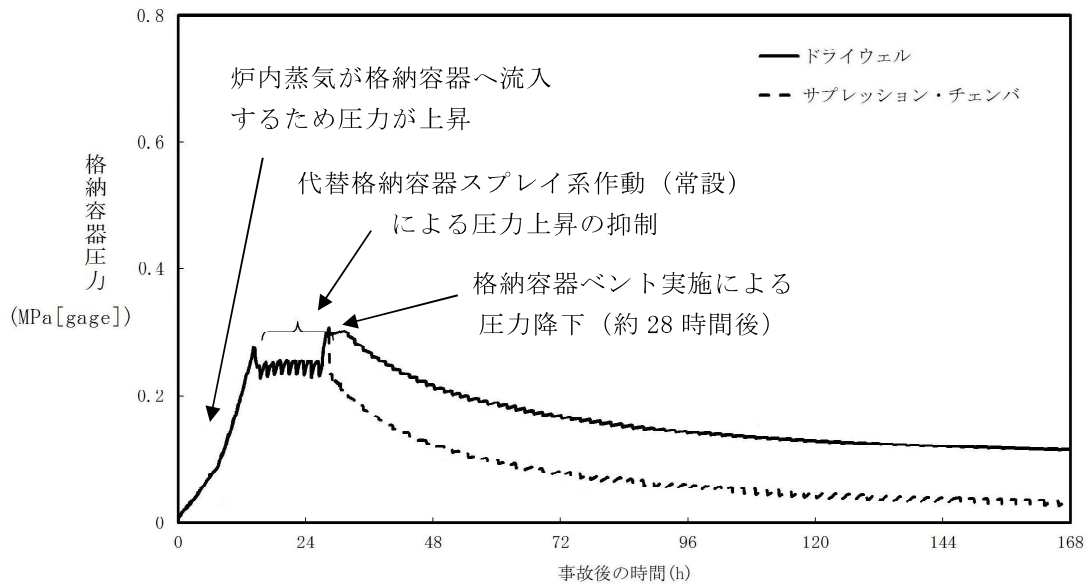
解析上の時間



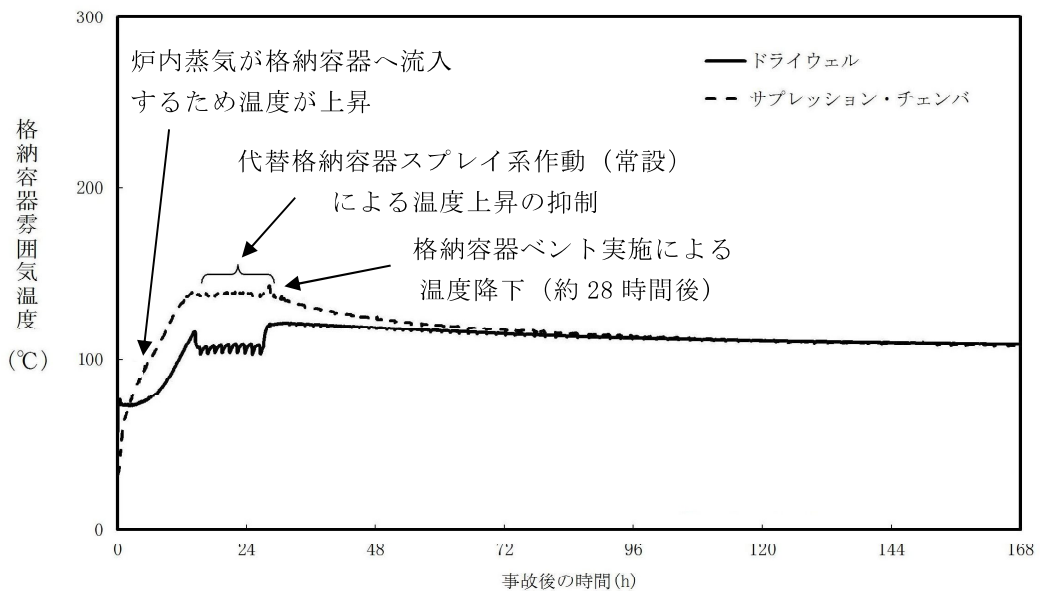
第 4.1.1-1 図 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要



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

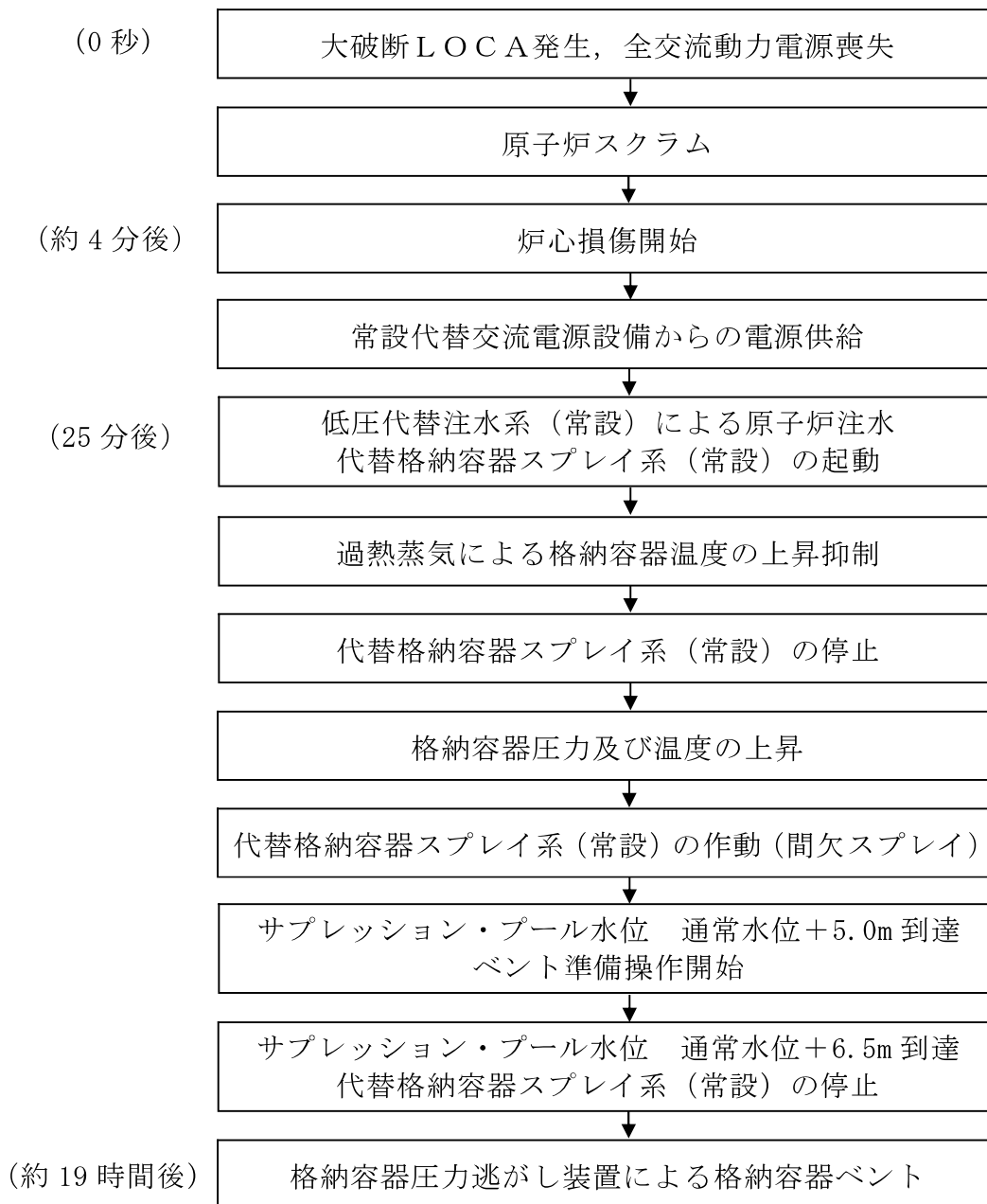
大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの電源供給により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉压力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器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

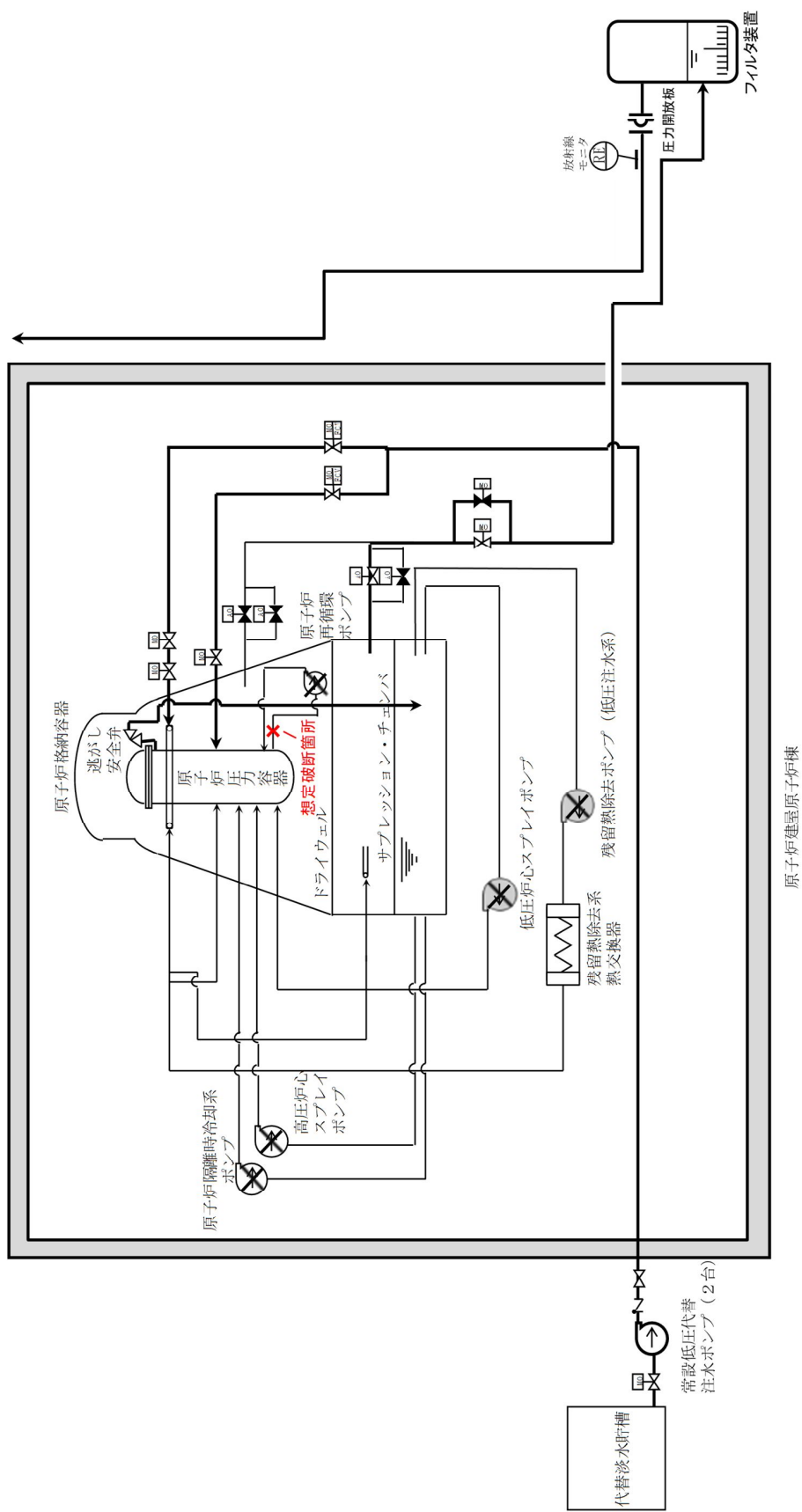
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」のシナリオの概要を第 4.1.2-1 図，系統概要図を第 4.1.2-2 図，格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。

解析上の時間



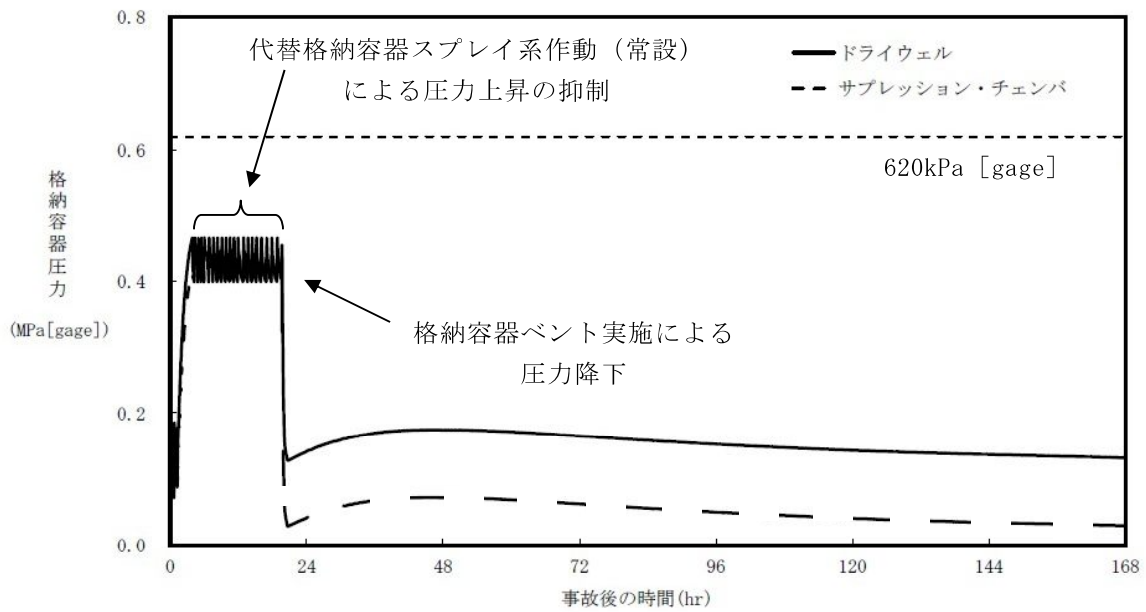
第 4.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用できない場合)」のシナリオの概要

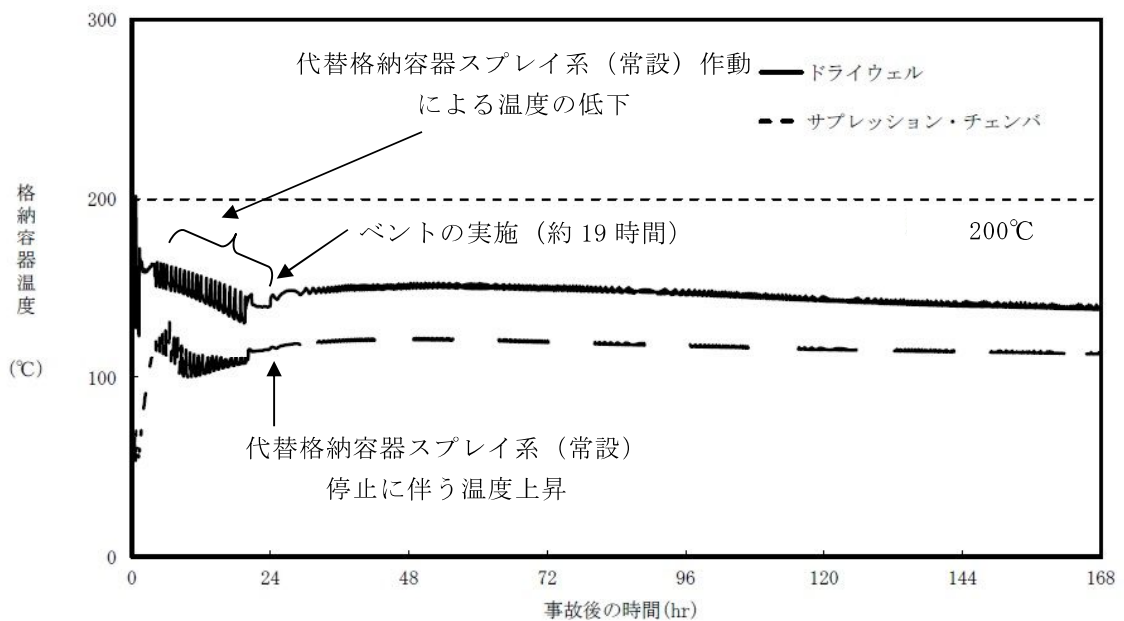


第 4.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

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、サブプレッション・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。（別紙 37）

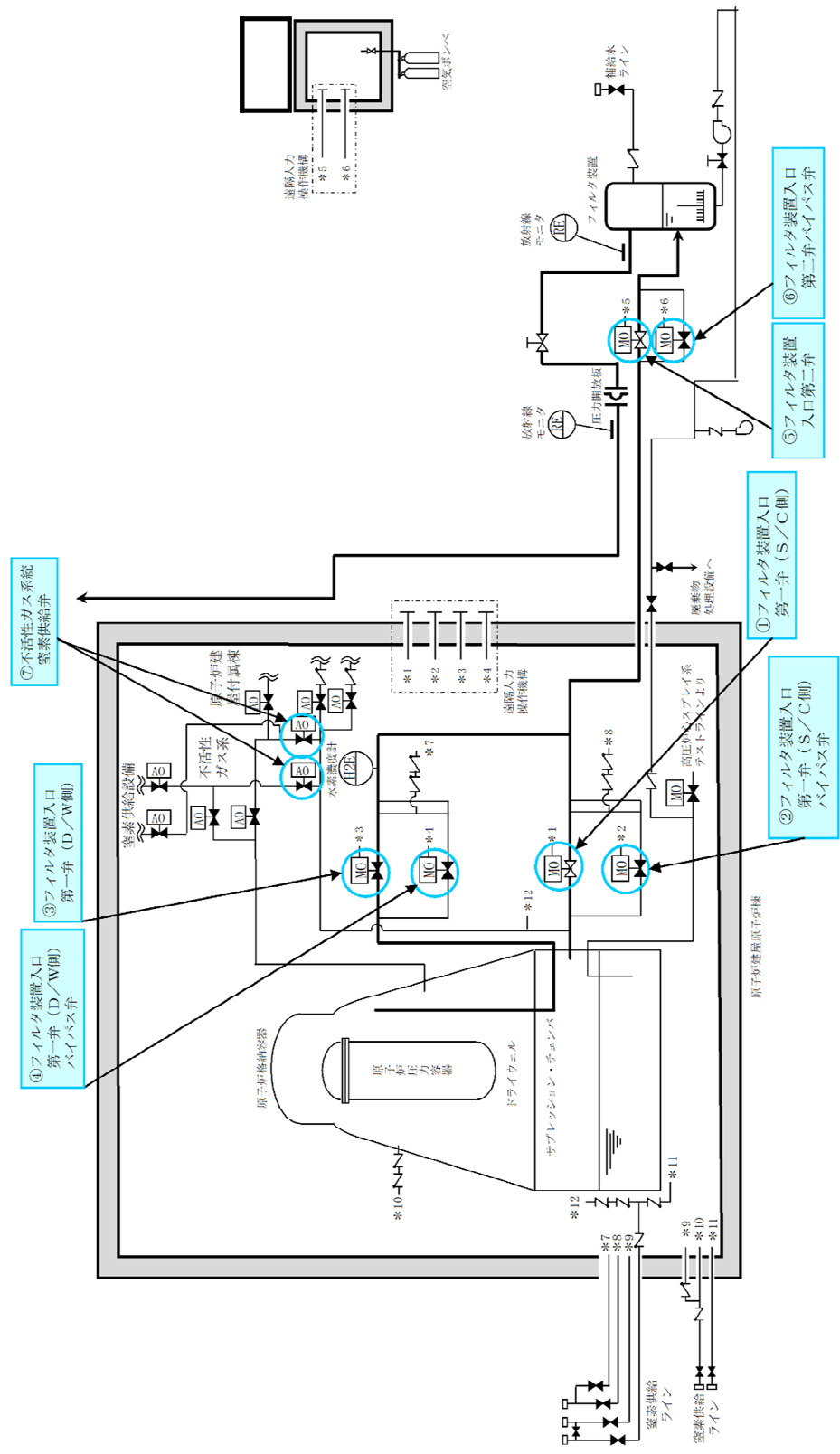
ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

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の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、格納容器スプレィ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・チエンバ側を優先し、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) バ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。

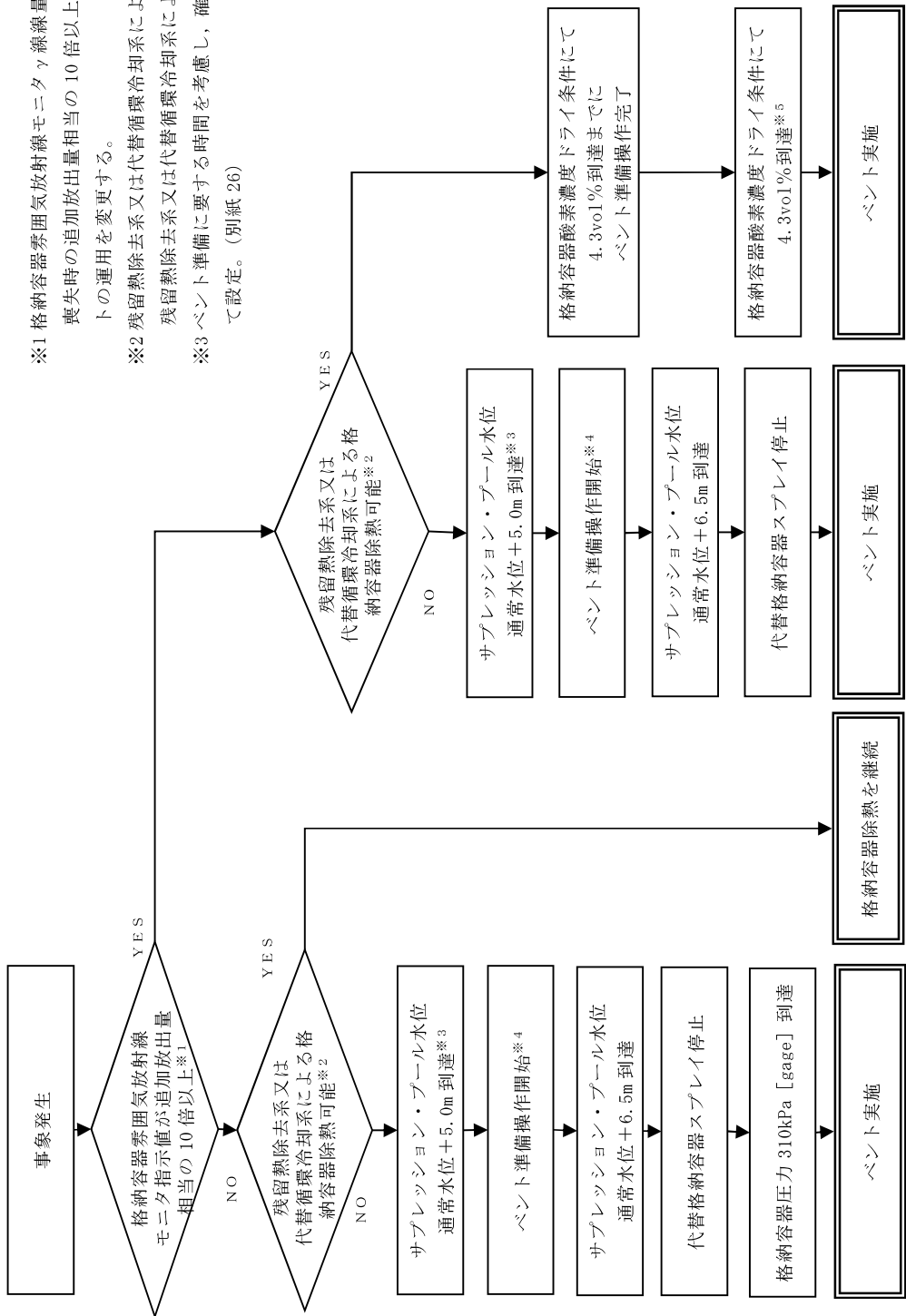
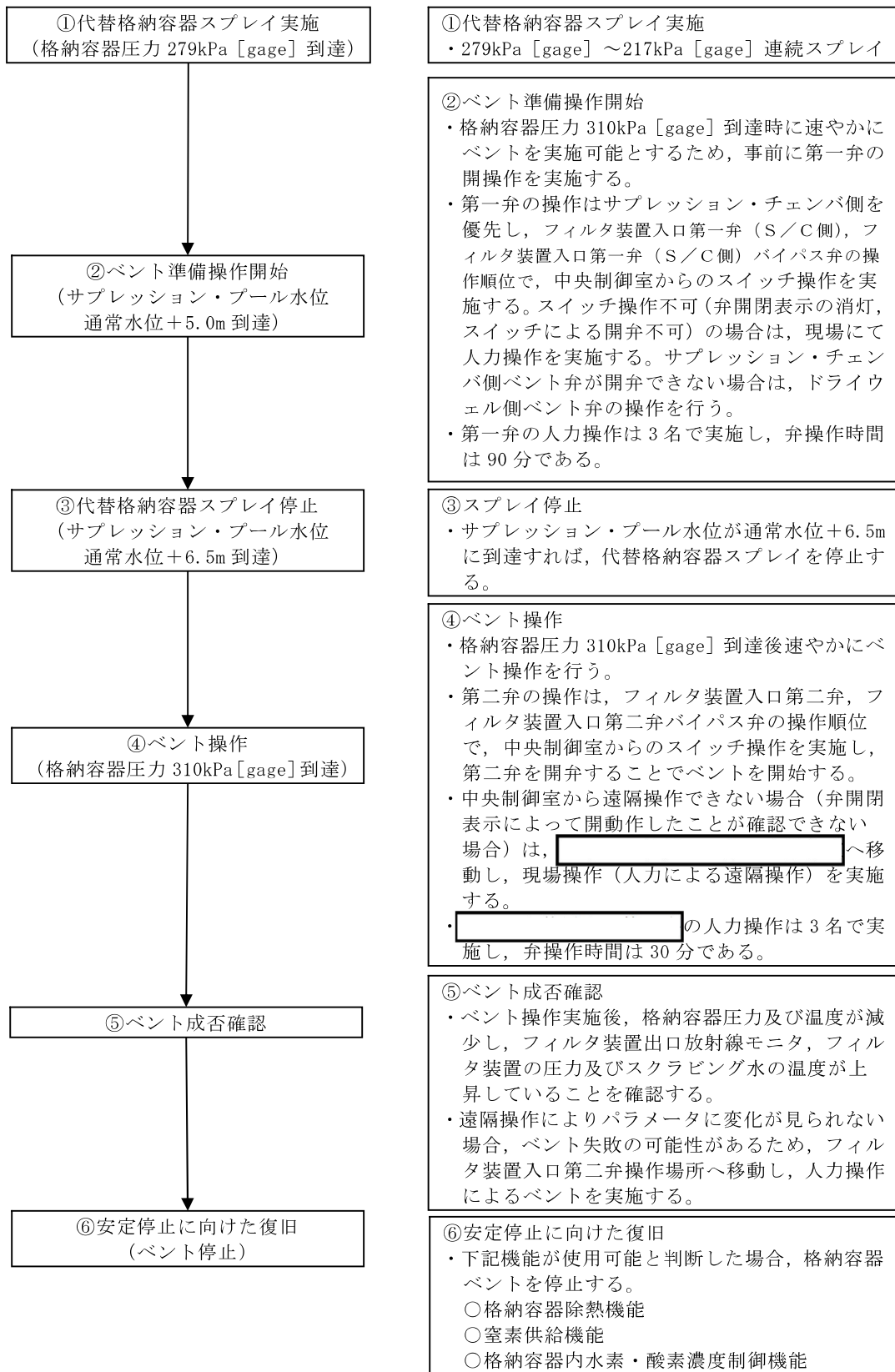
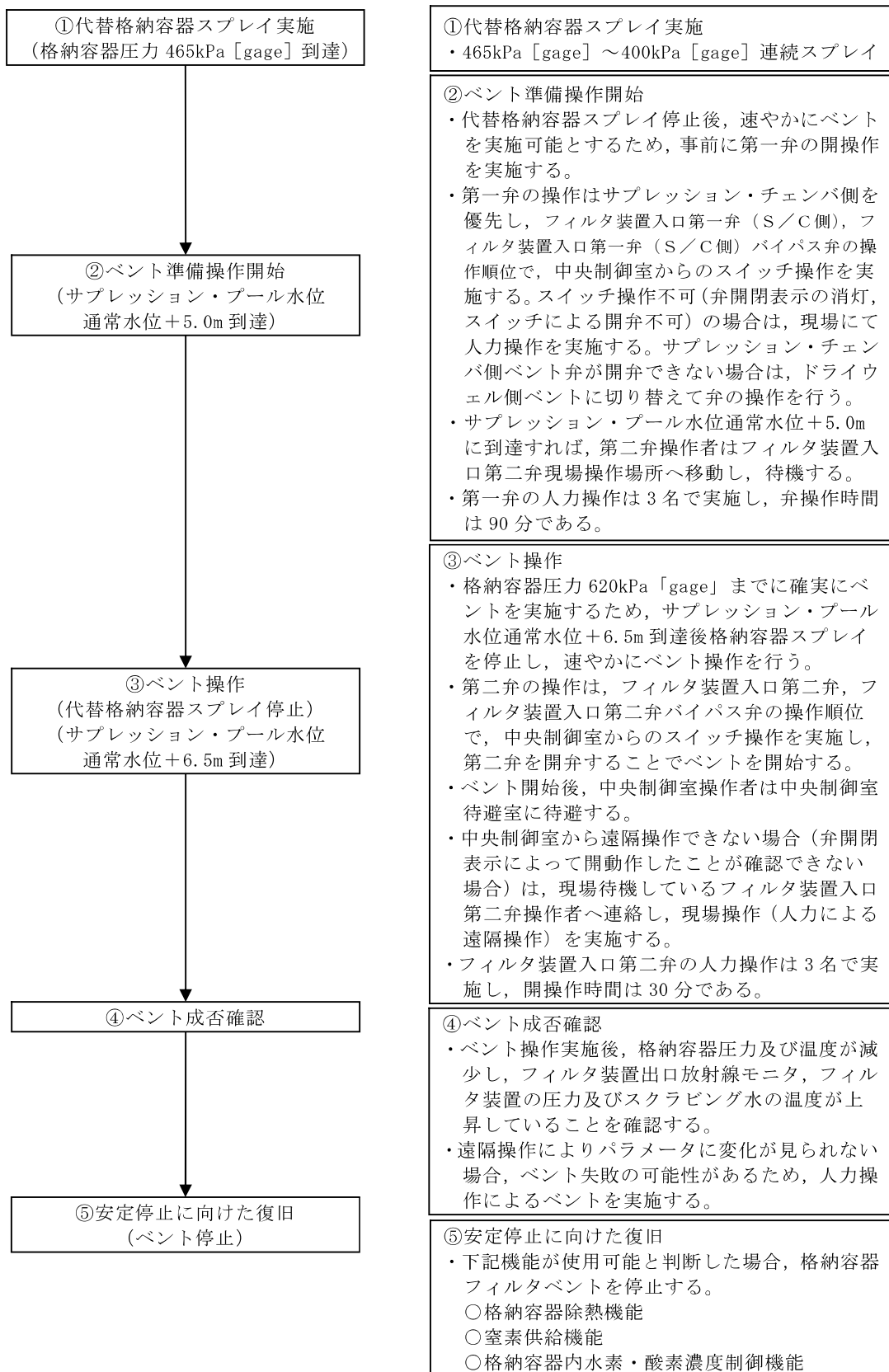


図 4.1.3-3 図に詳細フローを示す

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経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

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

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 ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	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。	—
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付属棟 (廃棄物処理棟) (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 16mSv/h 以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
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。 【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。		

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レーション・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）】

	経過時間（時間）													
	0	2	4	6	8	10	12	14	15	16	17	18	19	20
有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷」における評価結果	▼ 事象発生 ▼ 原子炉スクラム ▼ 格納容器連続スプレイ開始 ▼ 約15時間 サブレーション・プール水位 通常水位+5.0m到達 ▼ ベント準備開始 ▼ 約19.5時間 格納容器スプレイ停止 ▼ ベント操作開始													
ベント準備操作の余裕時間	ベント準備所要時間 約 2 時間 53 分 余裕時間 約 97 分													

	操作場所・必要員数	15時間	16時間	17時間	18時間
MCRからのフィルタ装置入口第一弁（S/C側）開操作及び失敗確認	中央制御室 1	6分			
MCRからのフィルタ装置入口第一弁（S/C側）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一弁（S/C側）開操作のための装束着用及び現場移動	現場 3	40分			
フィルタ装置入口第一弁（S/C側）開操作	現場 【3】		90分		
緊急時対策所への退避	現場 【3】				35分
緊急時対策所からフィルタ装置入口第二弁開操作のための装束着用及び現場移動	現場 3	35分			

※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