

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)

平成 29 年 8 月
日本原子力発電株式会社

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と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・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・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・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接続口の兼用状況について

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

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 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時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 E C C S 系ポンプの高温耐性評価について

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 試験及び検査

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

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

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 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

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

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

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 その他

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計装設備系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

51 条

51-1 SA 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 試験及び検査

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 その他設備

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 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 計装設備の測定原理

52-8 水素及び酸素発生時の対応について

~~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 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

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 試験及び検査

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

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 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

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 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 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 試験及び検査

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

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 試験及び検査

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

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

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 試験及び検査

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 試験及び検査性

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 SA 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 試験及び検査

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

46-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備					主蒸気逃がし安全弁		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・湿度・圧力/屋外の天候/放射線		格納容器内		A
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(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)		—
				関連資料		46-3 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A	
			関連資料		46-3 配置図			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)		B	
			関連資料		46-5 試験・検査説明資料			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が不要		B b	
			関連資料		46-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B施設と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)		対象外		対象外
				関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第6号	設置場所		中央制御室操作		B	
			関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B施設の系統及び機器の容量が十分(D B施設と同仕様の吹出能力で設計)		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		(共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料		46-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備					過渡時自動減圧機能	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・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟 その他の建屋内	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		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)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	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	
		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	46-6 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	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-11 過渡時自動減圧機能について	

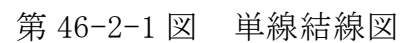
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

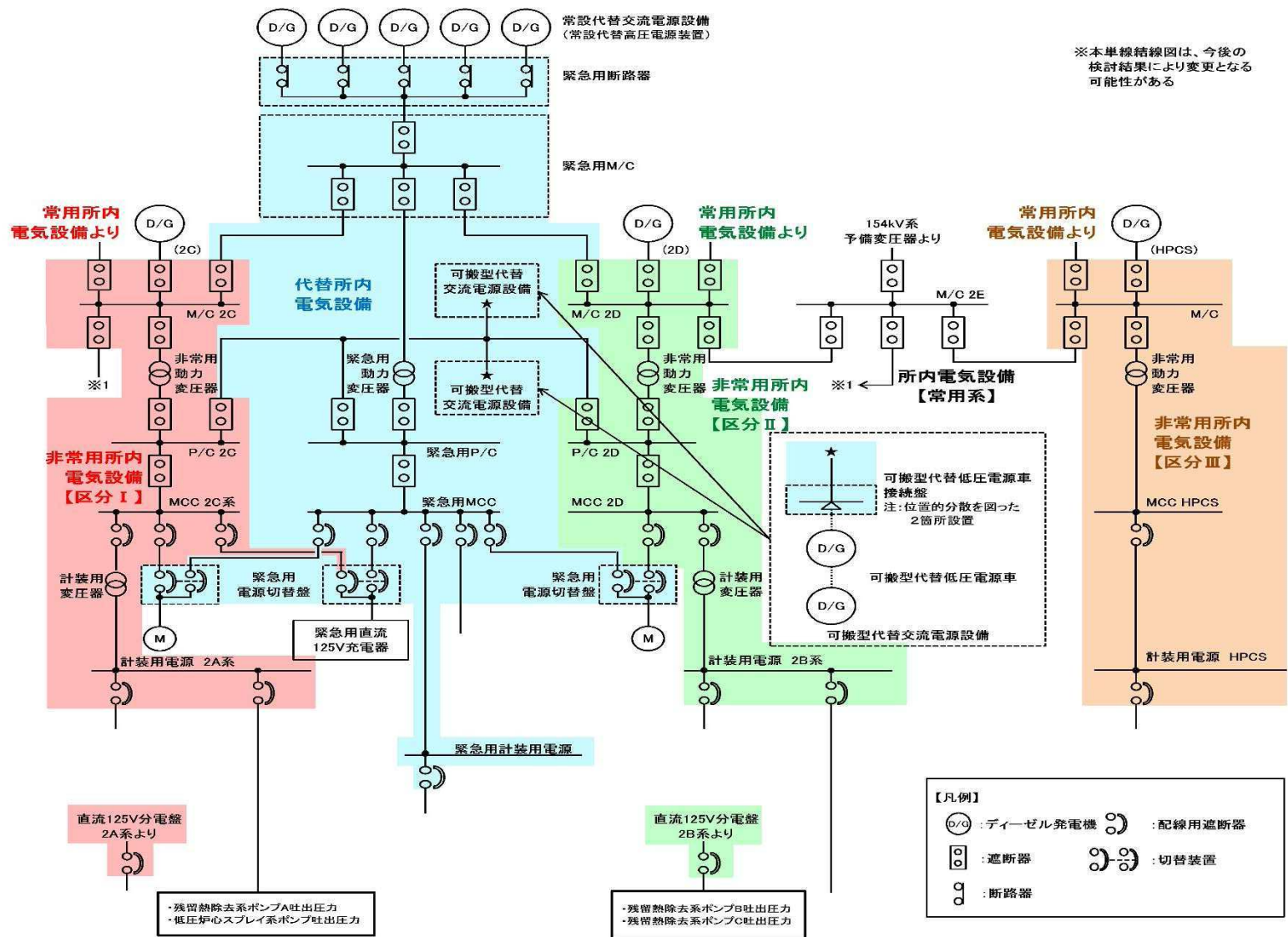
第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能は損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替操作が必要		B a
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B
			関連資料	—		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備		B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	ボルト・ネジ接続		A
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外		対象外
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)		A b
			関連資料	46-3 配置図		
		第6号	アクセスルート	屋内(中央制御室)		A
			関連資料	46-9 アクセスルート図		
		第7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	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系要因	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

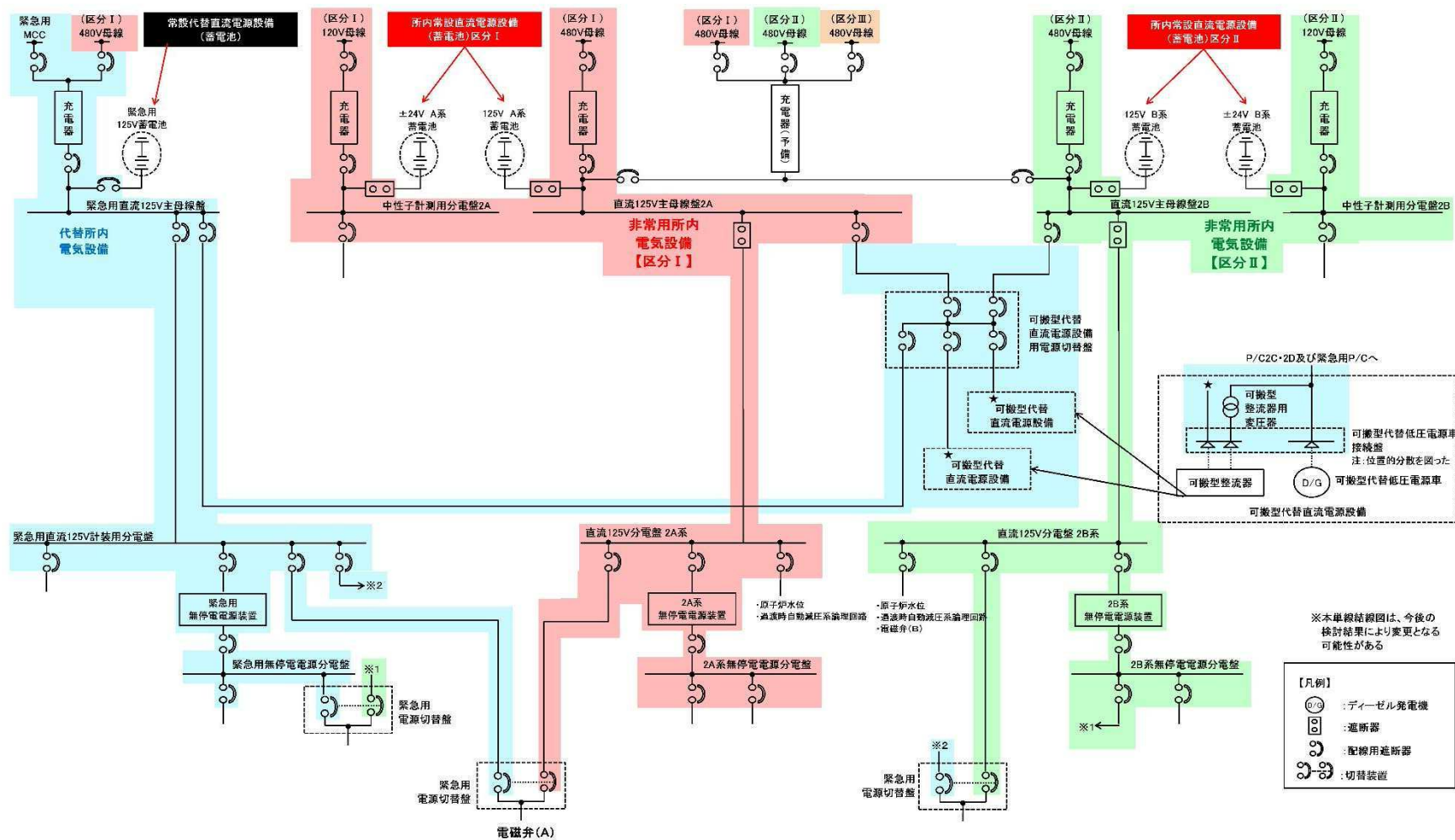
第46条:原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備				高圧窒素ガスボンベ		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	B b, B c, B f, B g
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C
			関連資料		46-5 試験・検査説明資料	
		第4号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が不要 当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B b B a
			関連資料		46-4 系統図, 46-7 接続図	
		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)	—	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B
			関連資料		46-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料		46-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		専用の接続	D
			関連資料		46-4 系統図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第4号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B
			関連資料		46-3 配置図	
		第5号	保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a
			関連資料		46-3 配置図	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		46-9 アクセスルート図	
		第7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	防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	A a
				サポート系要因	サポート系なし	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備	

46-2 単線結線図



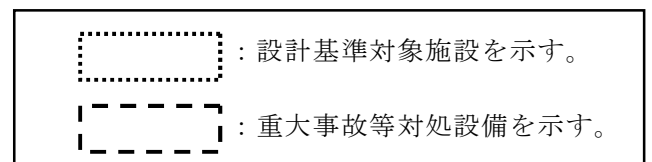


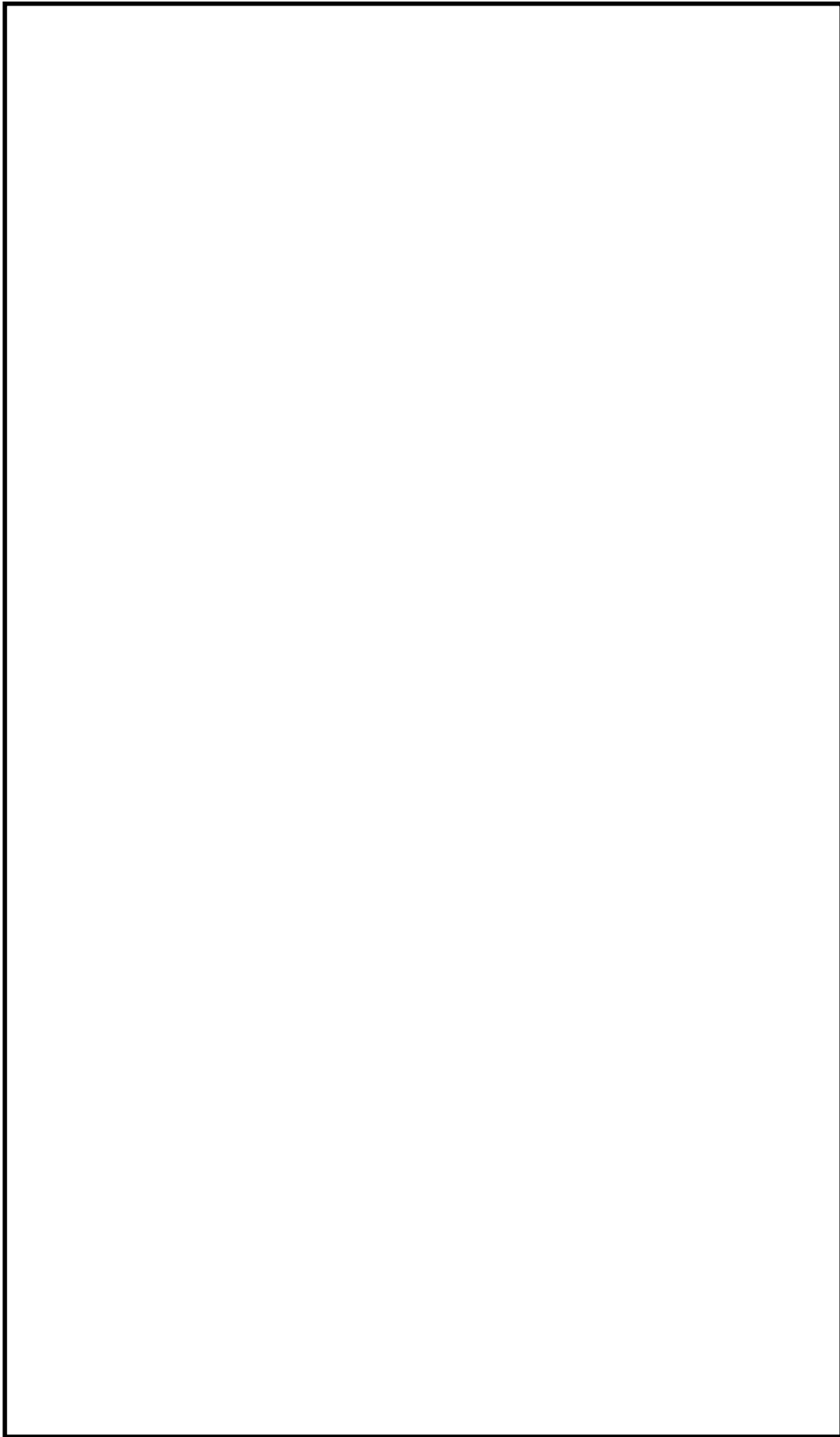
第 46-2-2 図 単線結線図



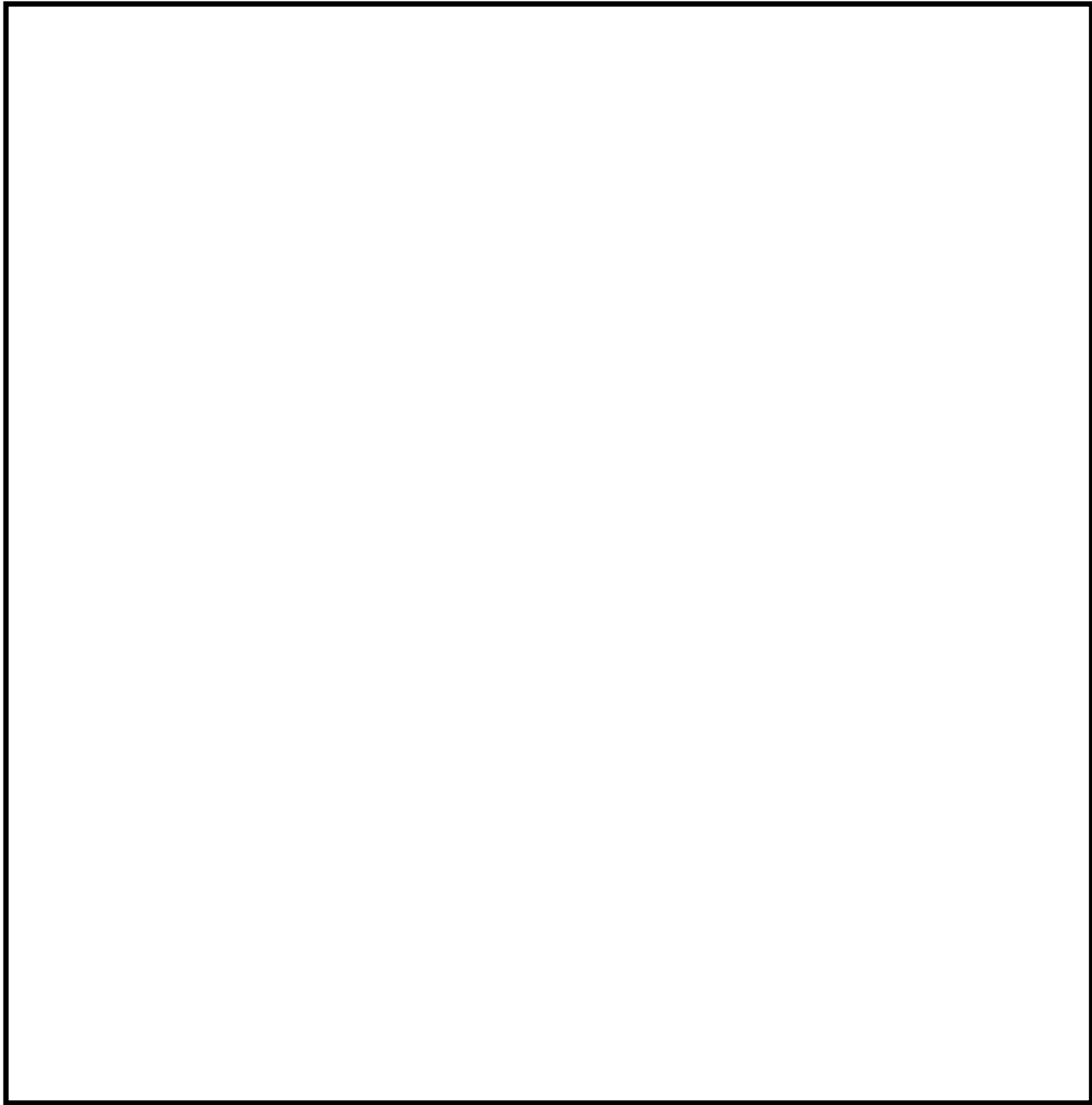
第 46-2-3 図 単線結線図

46-3 配置図

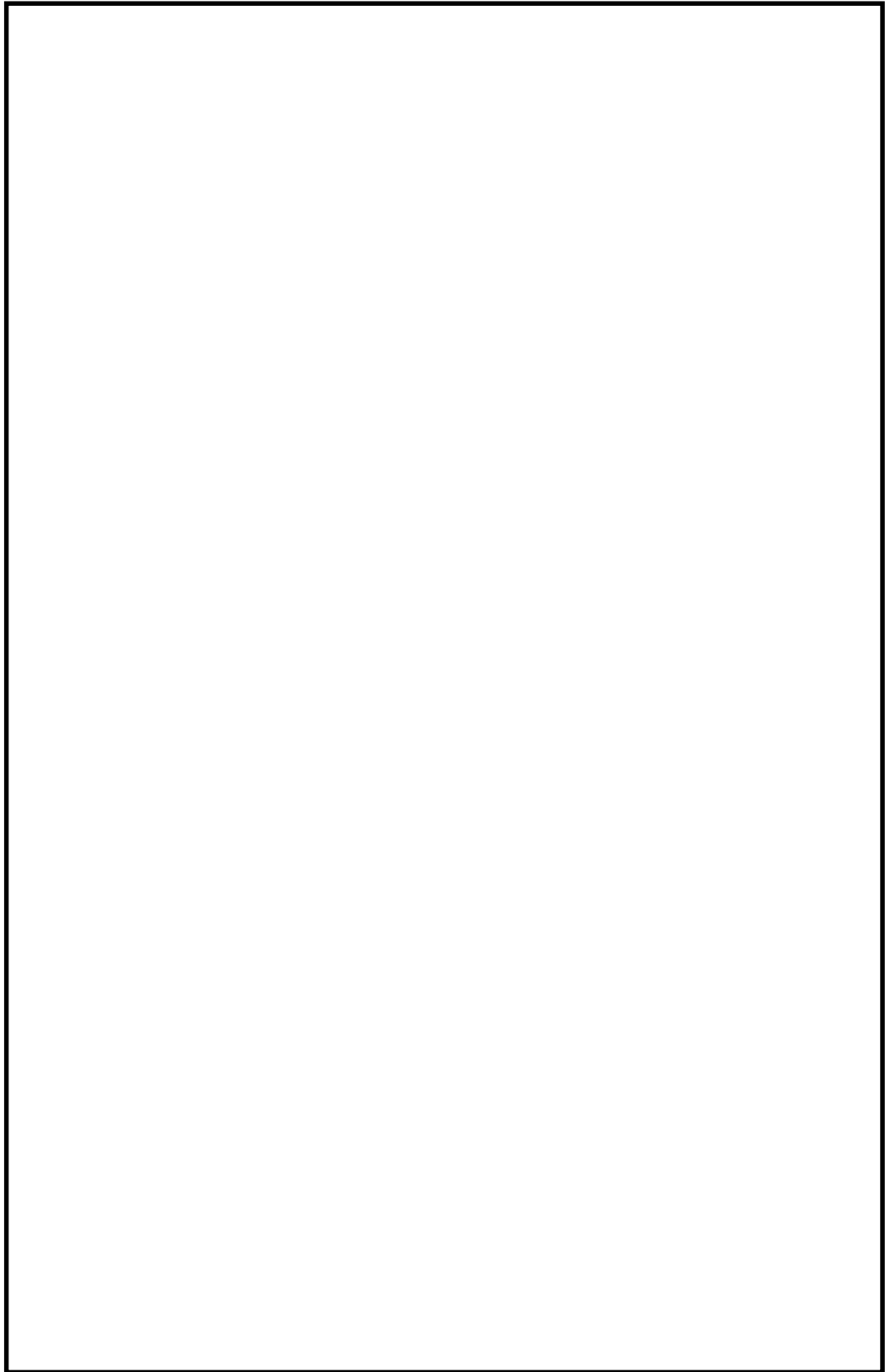




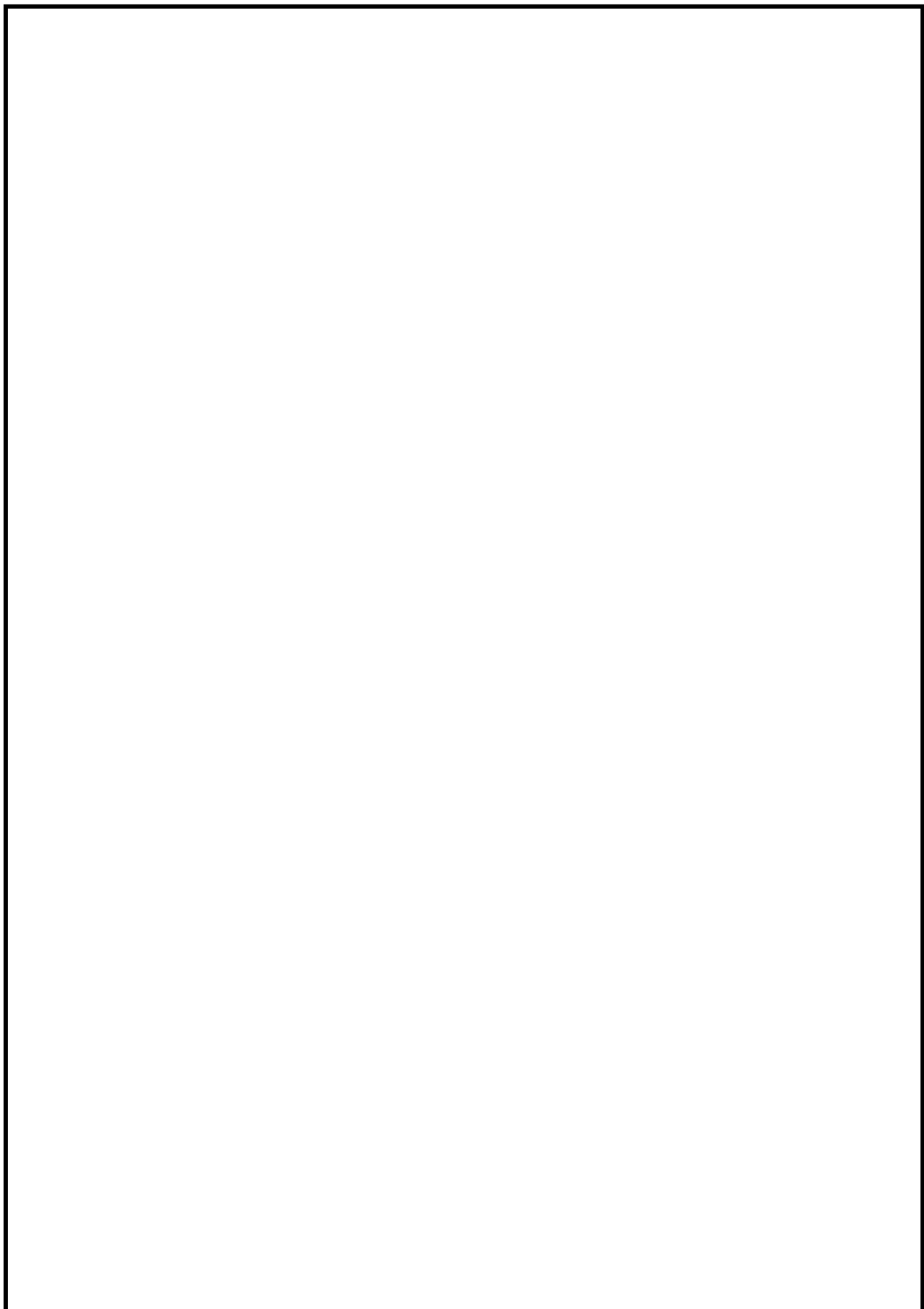
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



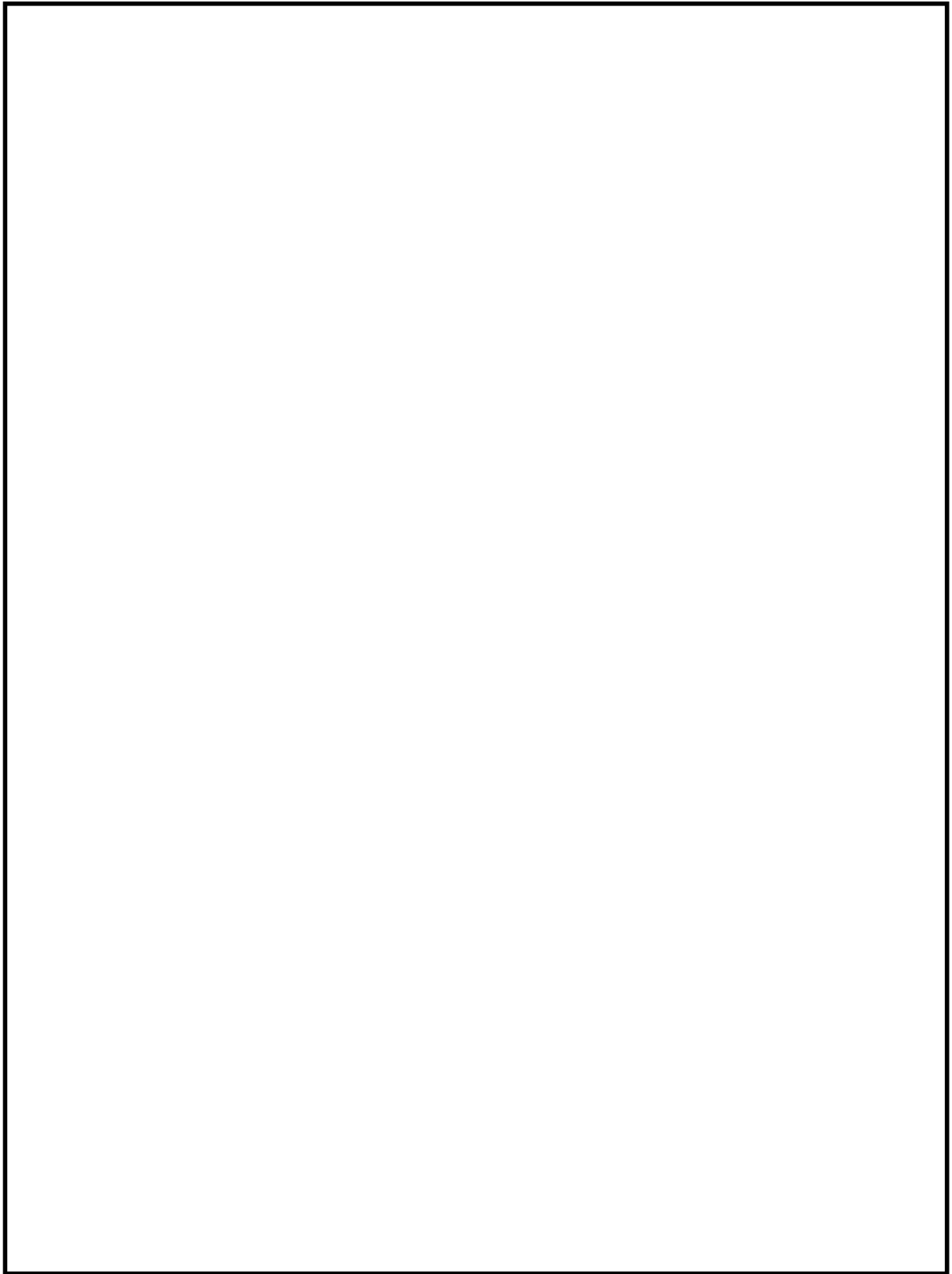
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



第 46-3-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び緊急用電源切替盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



第 46-3-4 図 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンベ・弁）
の配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

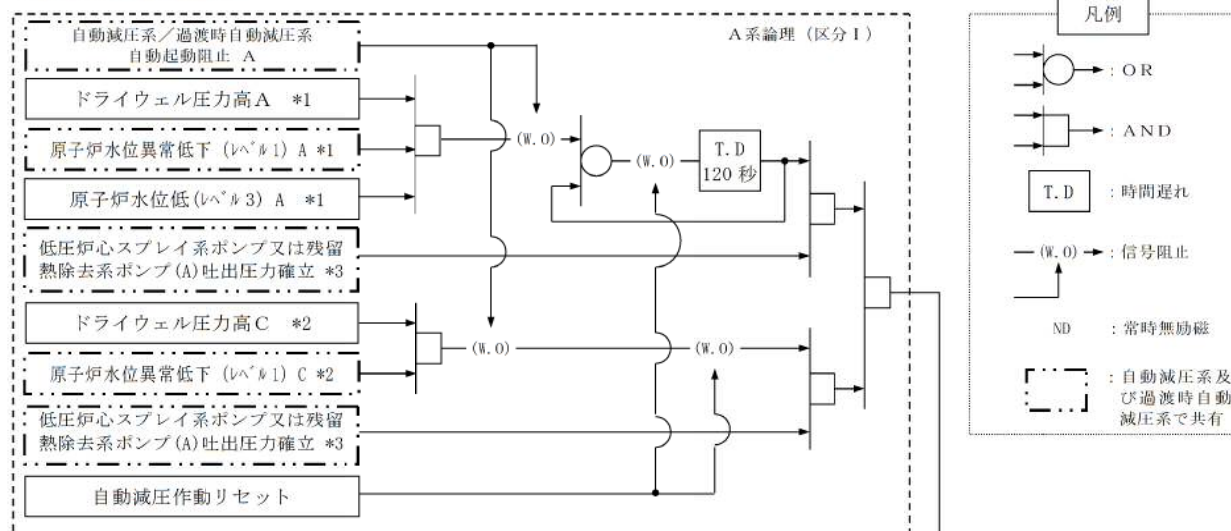


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

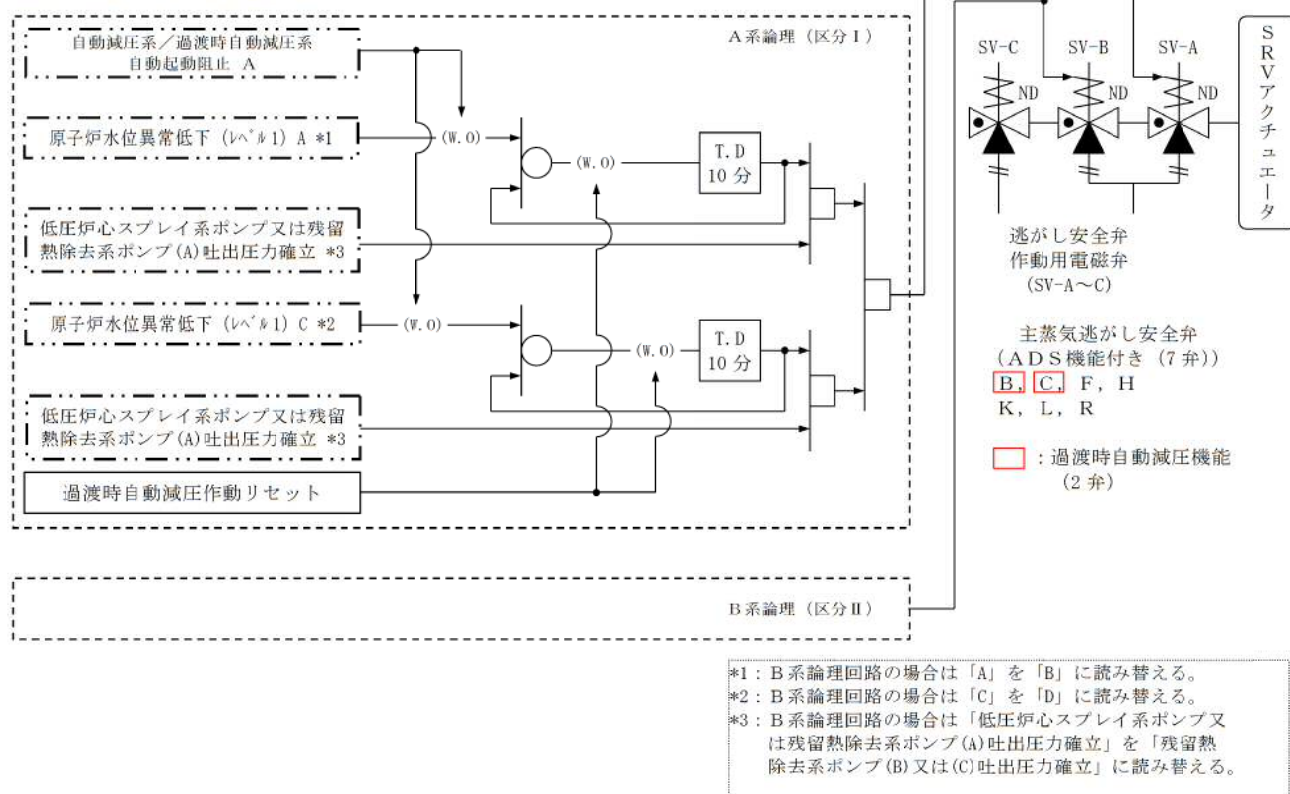
46-3-6

46-4 系統図

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路



第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成

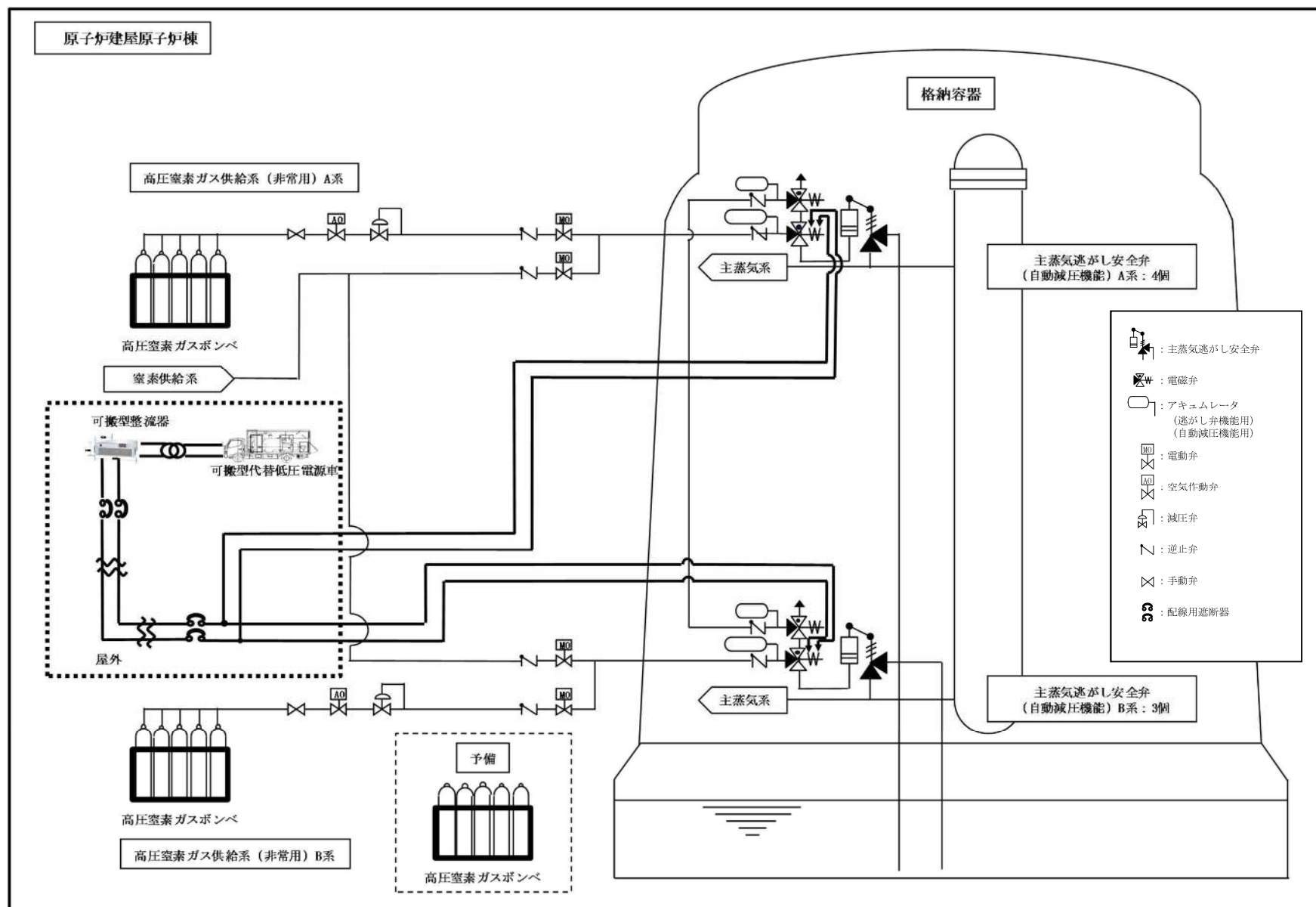


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図

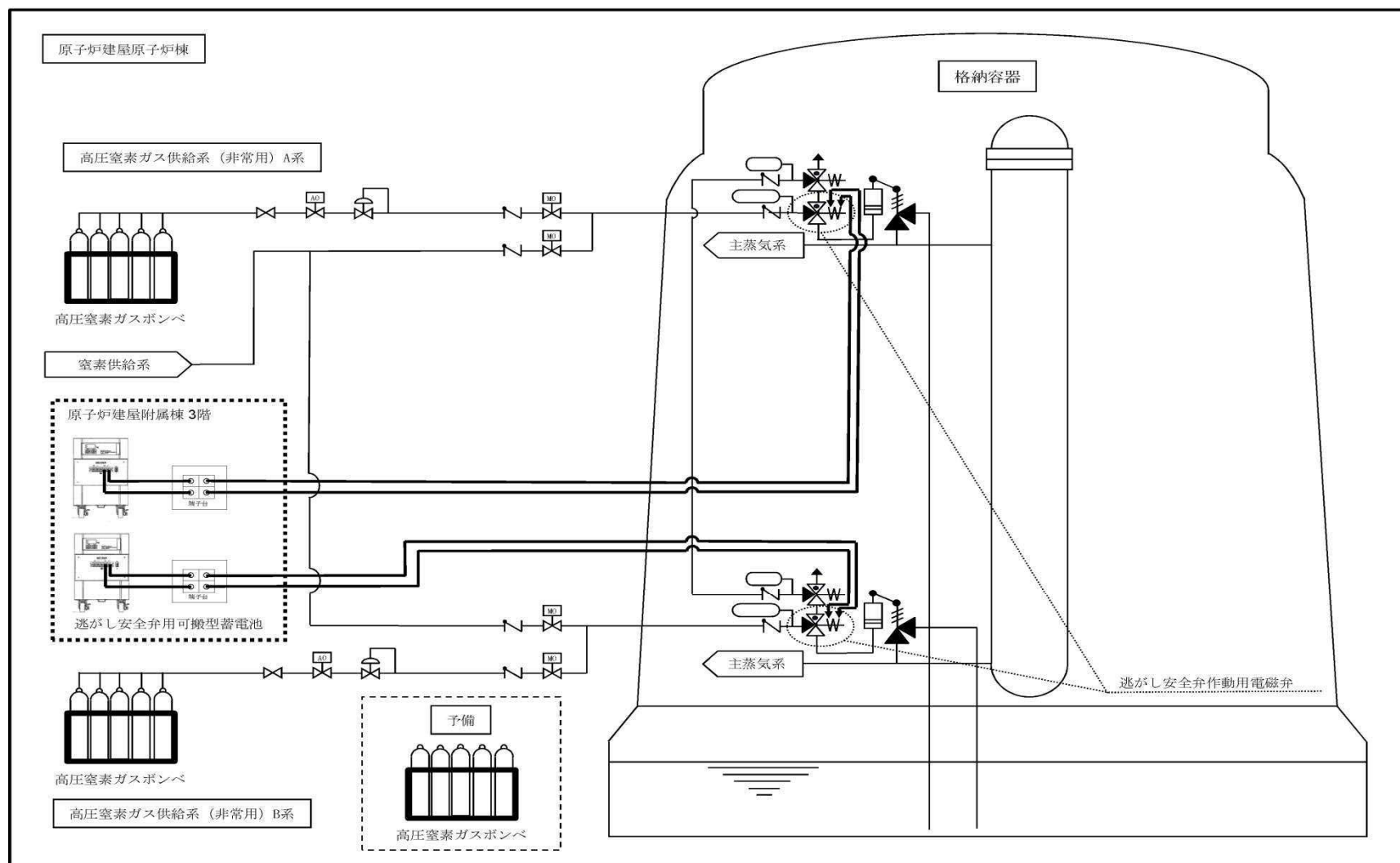


図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

46-5 試験及び検査

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備 考
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	漏えい試験	C	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁B	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	通断停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動圧入系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気送がい安全弁・送がい弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気送がい安全弁分解検査 主蒸気送がい安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁排気管真空度監視弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉排気管真空度監視弁検査(その2)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁C	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	監視機能健全性確認検査(安全設備系機能検査)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁駆動機構 一式	分解点検	B	52M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中

31/186

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査

要領書番号：T2-Bc-06

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

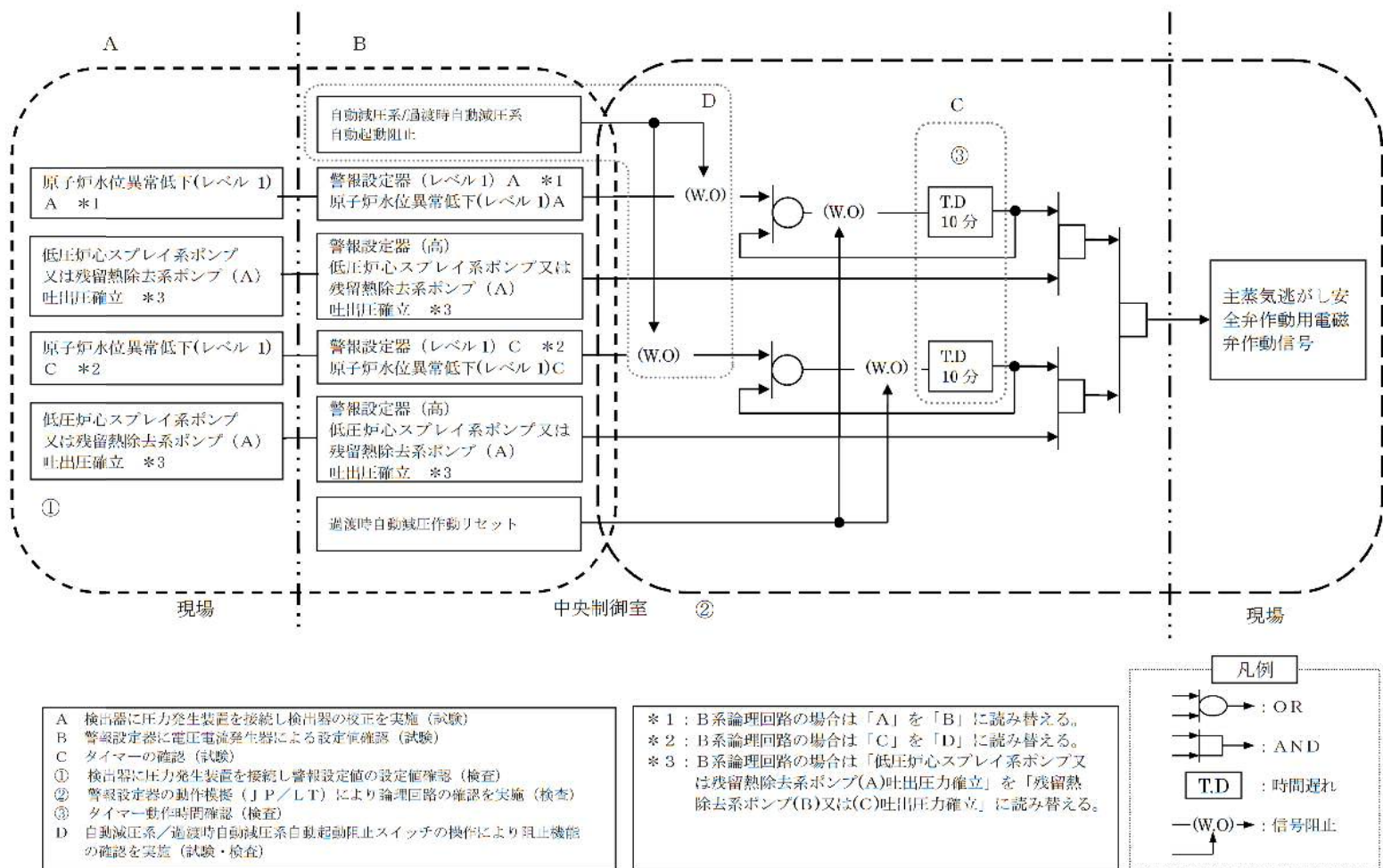
要領書番号 : T2-Aa-06

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号 : T2-Bb-04



第 46-5-1 図 過渡時自動減圧機能の試験及び検査

過渡時自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第 43 条（重大事故等対処設備）第 1 項第三号に要求されており、解釈には、第 12 条（安全施設）第 4 項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、過渡時自動減圧機能については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、原子炉の停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第 12 条第 4 項の要求に対する適合性の整理

第 12 条第 4 項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表 46-5-1 第 12 条第 4 項の解釈の要求事項

第 12 条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第 4 項に規定する「発電用原子炉の運転又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。

8-一	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器に当たっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	過渡時自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。
8-二	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあたっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	過渡時自動減圧機能は多重性を有しており、その試験の実施中においても、機能自体は維持される設計とする。 但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-三	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（施設定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	過渡時自動減圧機能は、多重性を有しており、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。 但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、運転中に試験又は検査を行わない。

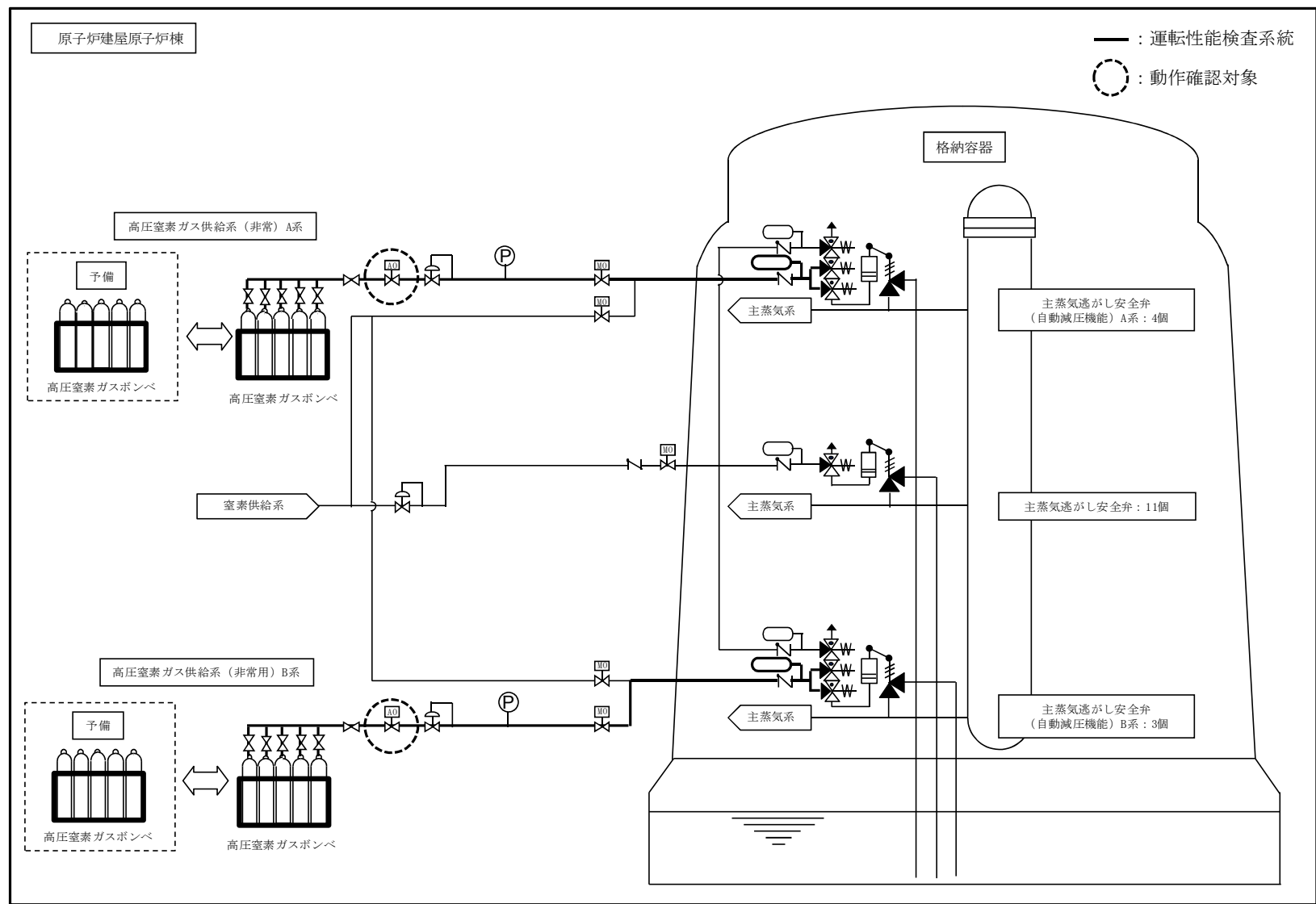
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。過渡時自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査毎として評価し、自動減圧機能による減圧機能が喪失し、かつ過渡時自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない

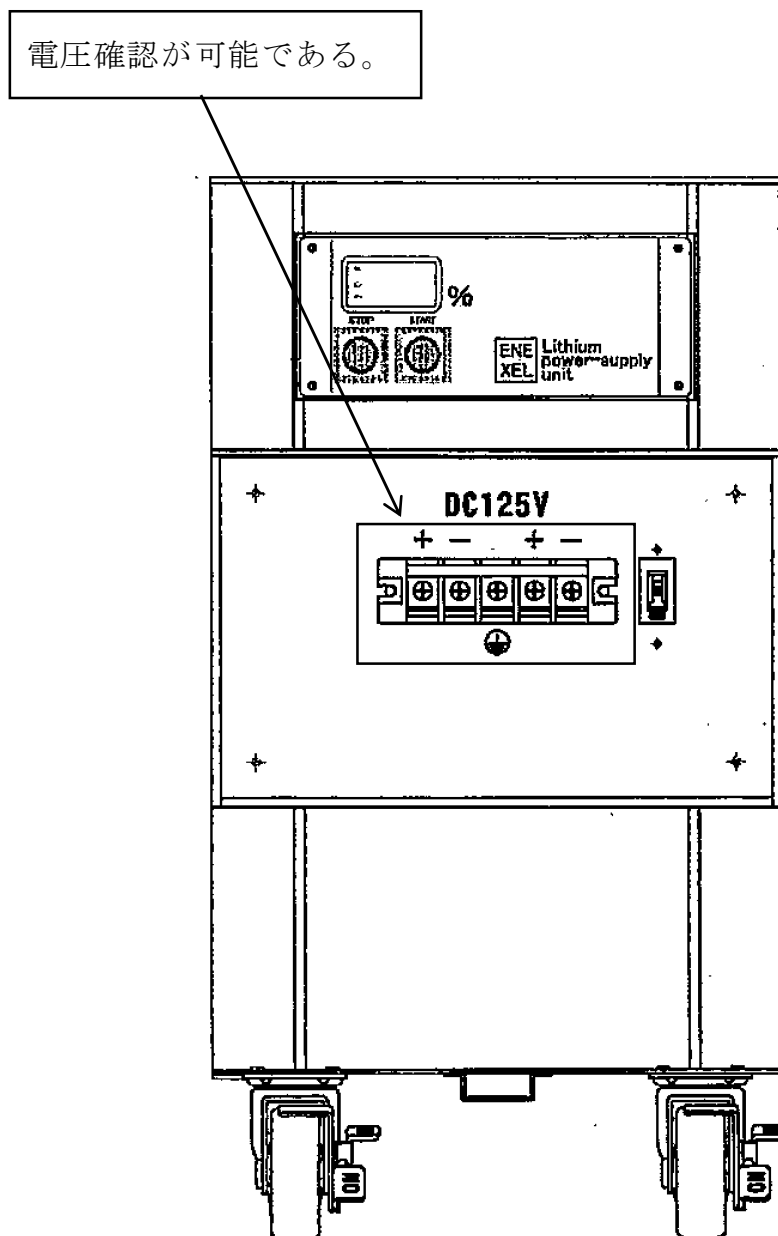
状態が発生する頻度※は誤動作確率 / 炉年又は不動作発生頻度 / 炉年と十分に低いことを確認しており，施設定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※46-12 参考資料参照

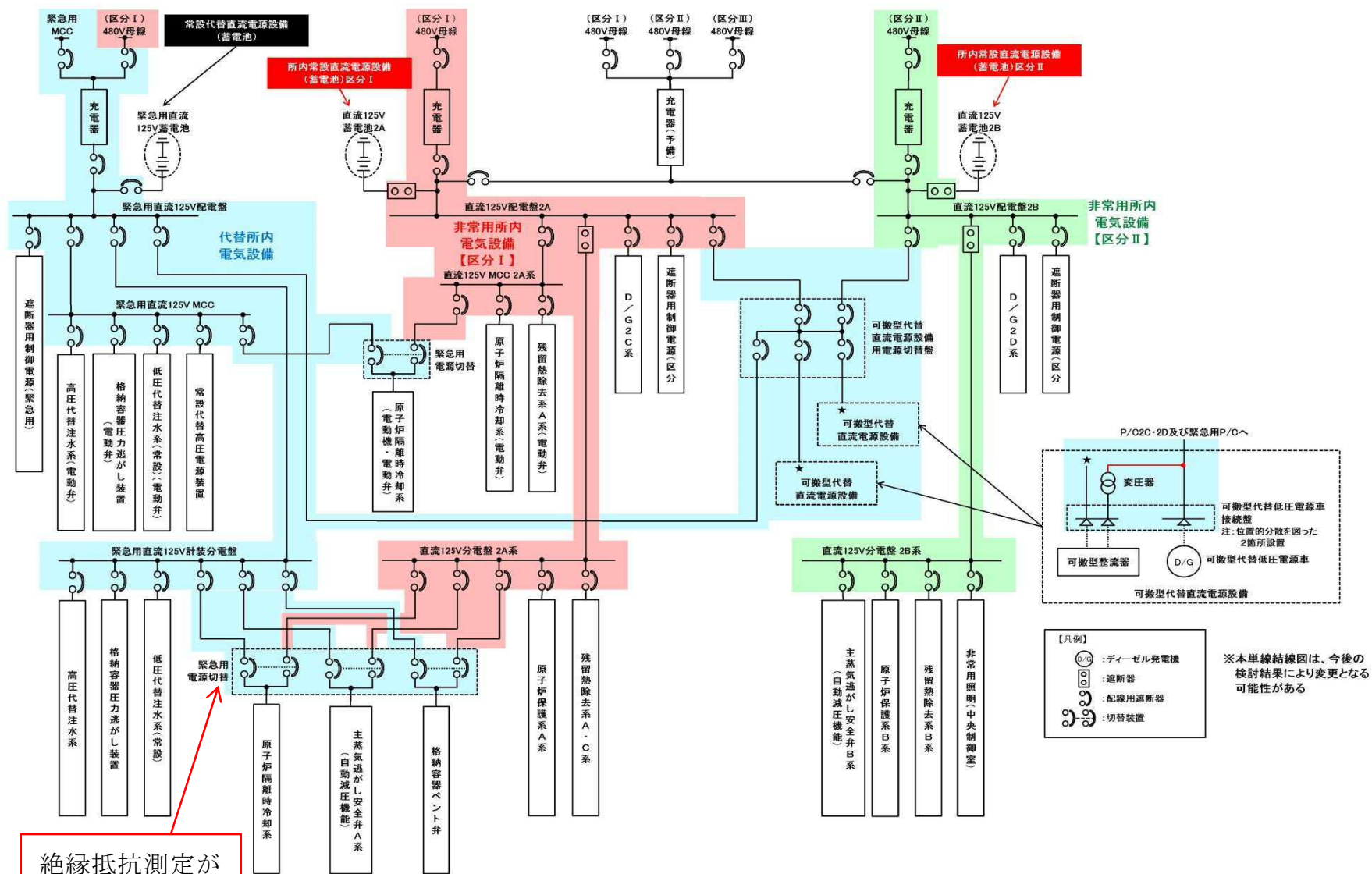
以上のことから，過渡時自動減圧機能は停止中（施設定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。



第 46-5-2 図 高圧窒素ガス供給系 (非常用) の試験及び検査



第 46-5-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



第 46-5-4 図 緊急用電源切替盤試験系統図

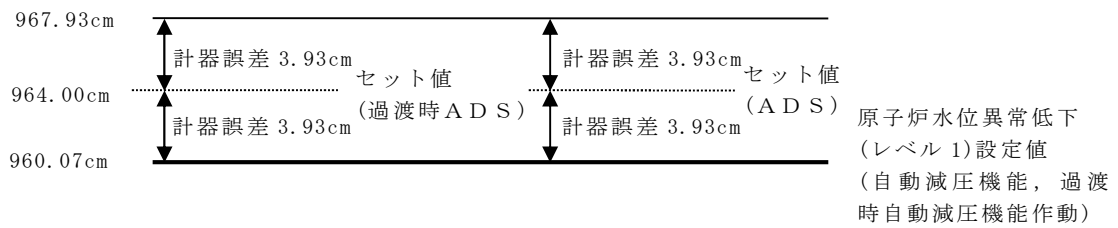
46-6 容量設定根拠

過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（レベル 1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上
【設定根拠】 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧機能と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。 注記＊：原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。 <補足> ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）とする。 ・主蒸気逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系により注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水	

位異常低下（レベル1）の設定とする。

< 参考 >



A D S : 自動減圧機能
過渡時 A D S : 過渡時自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第44-6-2図 自動減圧機能，過渡時自動減圧機能作動と原子炉水位異常低下（レベル1）設定値の概要図

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個数	個	2（予備 1）
容量	Wh／個	2,400
【設定根拠】 直流電源が喪失した場合，主蒸気逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。 1. 容量 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。 主蒸気逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は，直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。 $C = P \times t \times 2$ $= 30 \times 24 \times 2$ $= 1,440 \text{Wh}$ C：24 時間給電での必要な容量(Wh) P：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁（1 個）の消費電力【Wh】=30 t：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁への給電時間【h】=24 以上より，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，1,440Wh に対し十分余裕を有する 2,400Wh とする。		

高圧窒素ガスポンベ

名称		高圧窒素ガスポンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 注 1
【設定根拠】 高圧窒素ガスポンベは，可搬型重大事故等対処設備として設置する。 高圧窒素ガスポンベは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。 1. 容量 高圧窒素ガスポンベの容量は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。 1.1 窒素ガス消費量* 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量 : 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を開動作するための消費量 :		

注 1 最高充填圧力を示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を7日間

開保持するための消費量

:

合計 :

* : 高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列の系統としており。A系：4台、B系：3台の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ窒素ガスを供給している。ここでは、窒素ガス消費量が多くなるA系について算出する。

1.2 高圧窒素ガスポンベによる供給量

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{(P_1[\text{MPa(abs)}] - P_2[\text{MPa(abs)}])}{P_N[\text{MPa(abs)}]} \times V_b[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{(\text{ MPa(abs)} - \text{ MPa(abs)})}{0.1013[\text{MPa(abs)}]} \times 46.7[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= \text{ NL/本} \times M[\text{本}] \end{aligned}$$

S_b : ポンベによる供給量 [NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = [MPa (abs)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = [MPa (abs)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa (abs)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7 [L/本]

M : 必要ポンベ本数 [本]

開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 (S_b) が
必要であり,

$$S_b > \boxed{}$$

上記の関係式より

$$\boxed{} \times M > \boxed{}$$
$$M > \boxed{}$$

よって、高圧窒素ガス供給系 (A系) の必要ポンベ本数は、5本であり。高圧窒素ガス供給系 (B系) についても、同数のポンベを配備するため、必要ポンベ本数は、10本 (約47L／本) ／セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1セットに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして10本を加え、20本 (予備10本) を保有する。

2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPa [gage] とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）

名称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa [gage]	以上
【設定根拠】 高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。 高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「 MPa [gage] 以上」とする。 1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開条件は次式で表される。 $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_p + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \cdots \textcircled{1}$ ここに、 F_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²]		

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \boxed{} [\text{N}]$$

※安全側の仮定として、原子炉圧力は大気圧としている。

n : レバー比

$$n = \boxed{}$$

F_{S2} : シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_V : 可動部重力

$$F_V = \boxed{} [\text{N}]$$

F_P : 格納容器圧力によるピストン押下げ力

$$F_P = P_P \times S_2$$

P_P : 格納容器圧力 ($2P_d = 0.62 \text{ MPa [gage]}$ を想定する)

F_{S1} : 弁本体のスプリング荷重

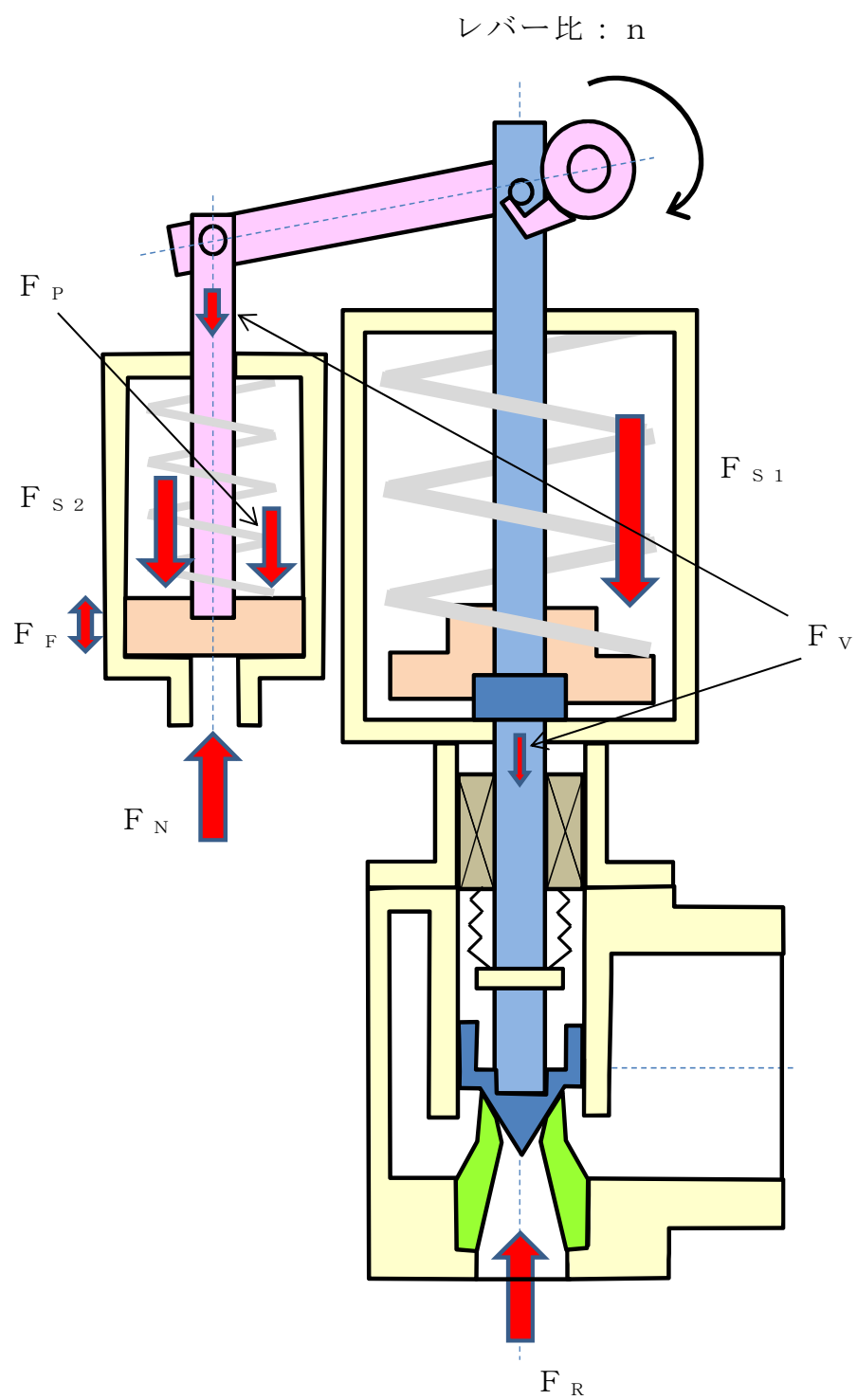
$$F_{S1} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_F : ピストンOリング摩擦力

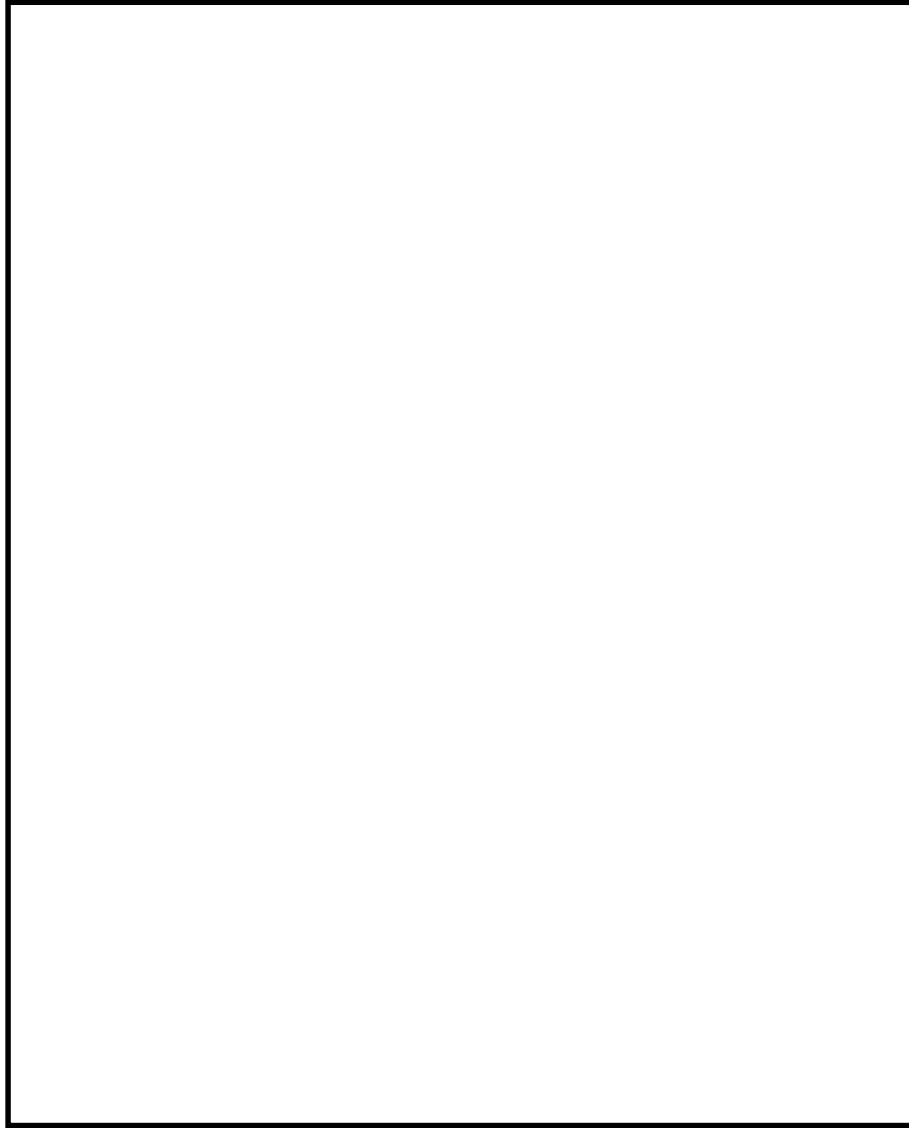
$$F_F = \boxed{} [\text{N}]$$

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$ のとき、
①式の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開条件が成立する。

したがって、高圧窒素ガス供給系圧力が $\boxed{} \text{ MPa [gage]}$ 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）は開可能である。

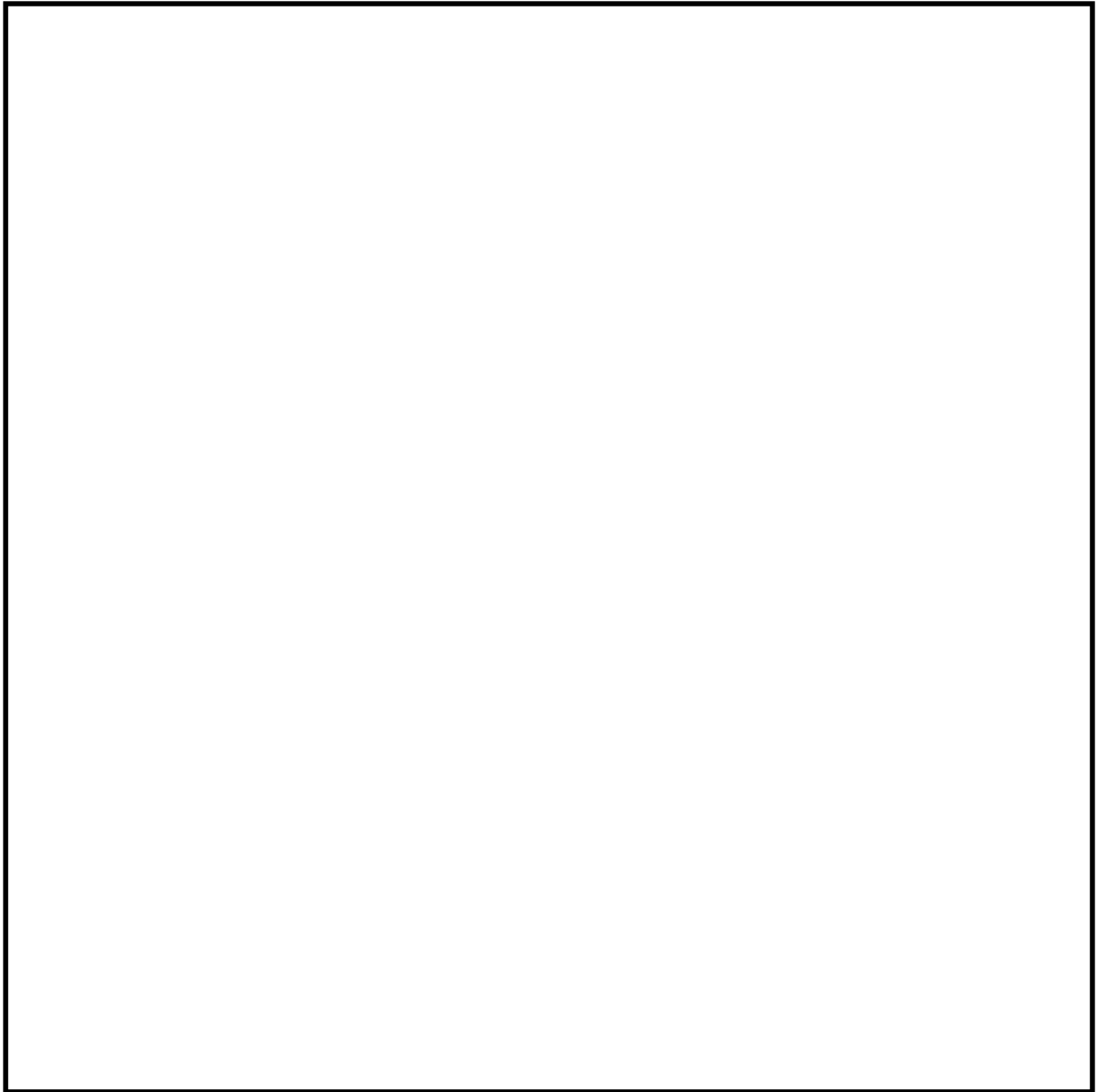


46-7 接続図

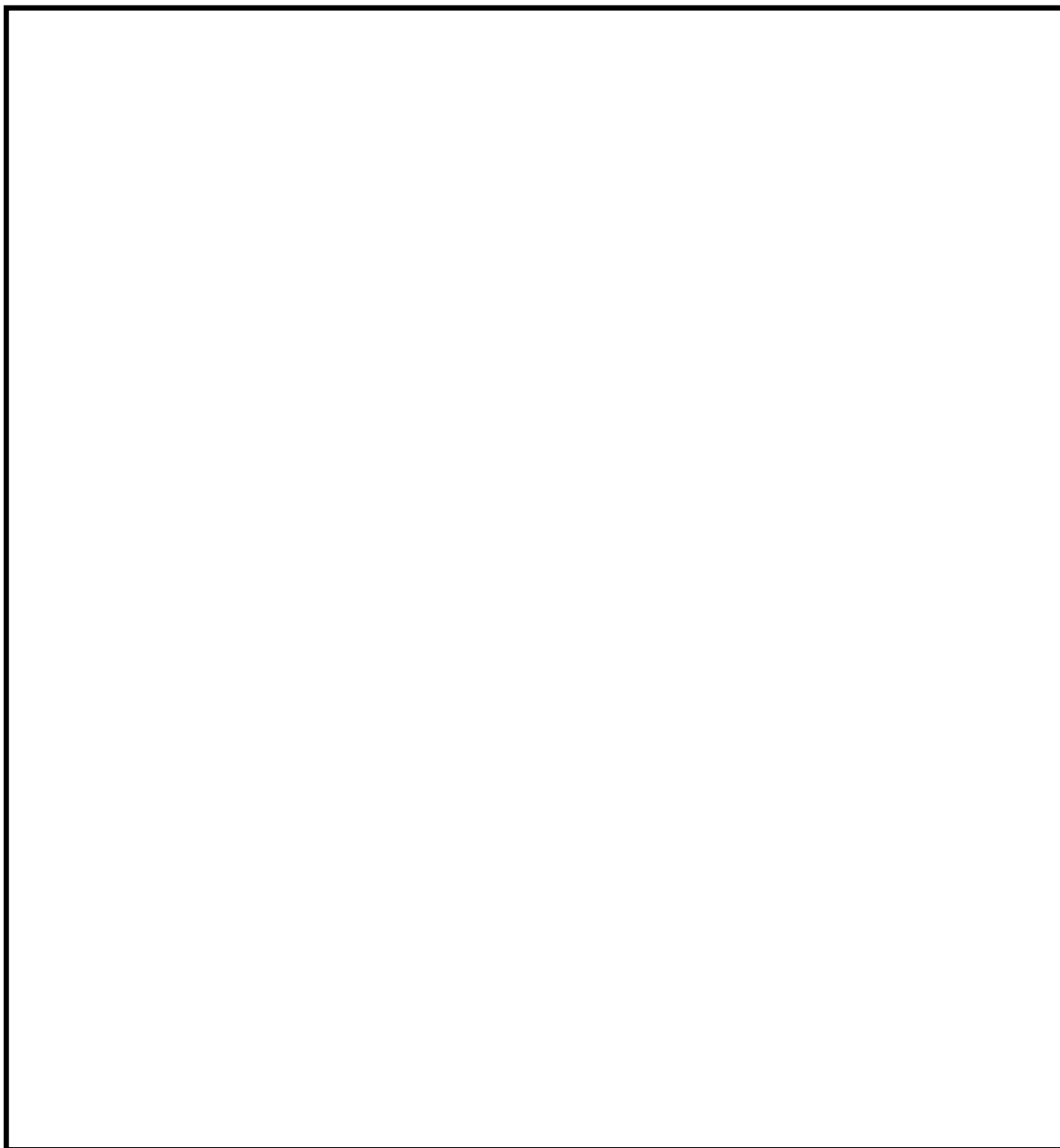


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



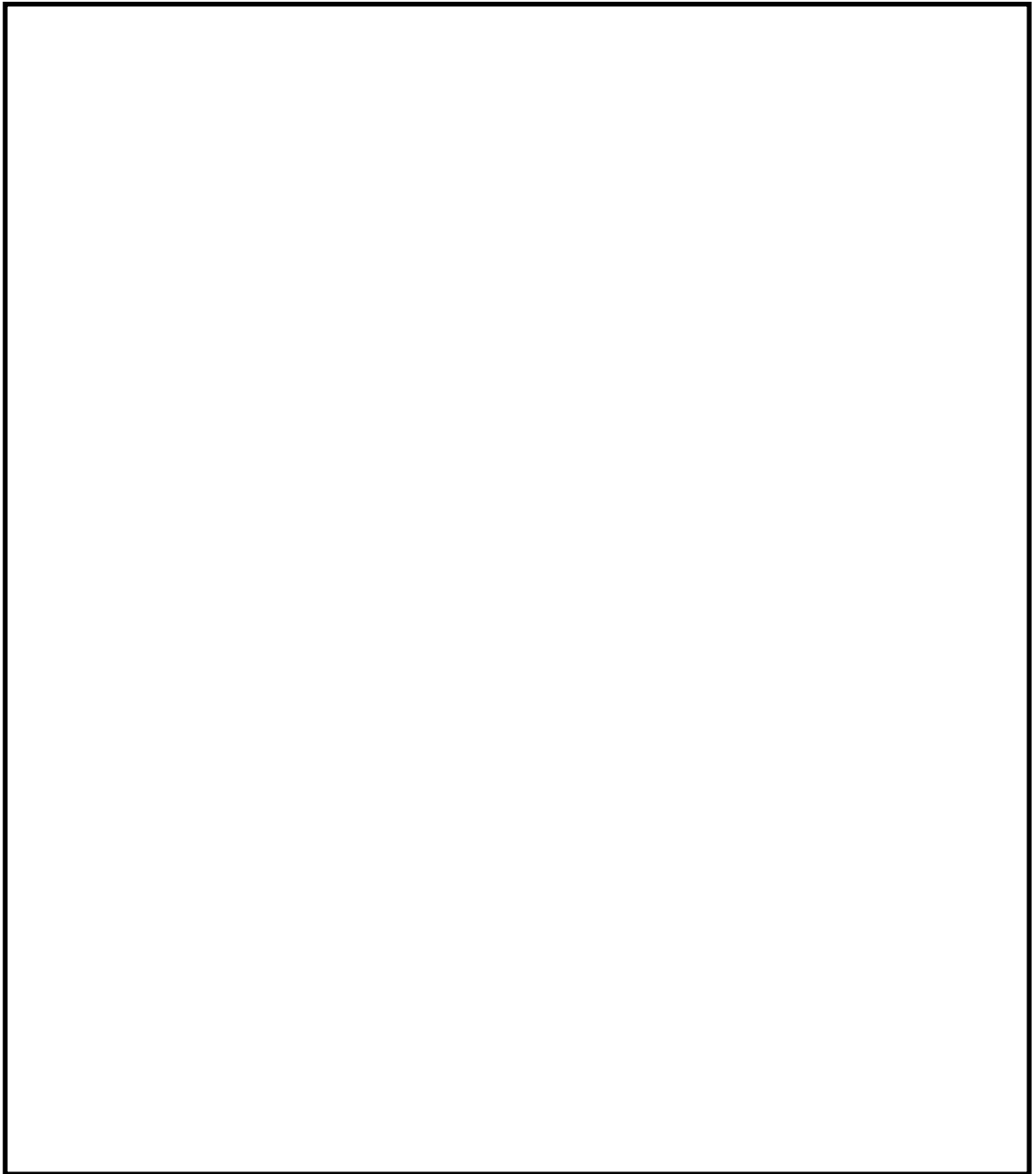
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンプ)の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)



第 46-8-2 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)

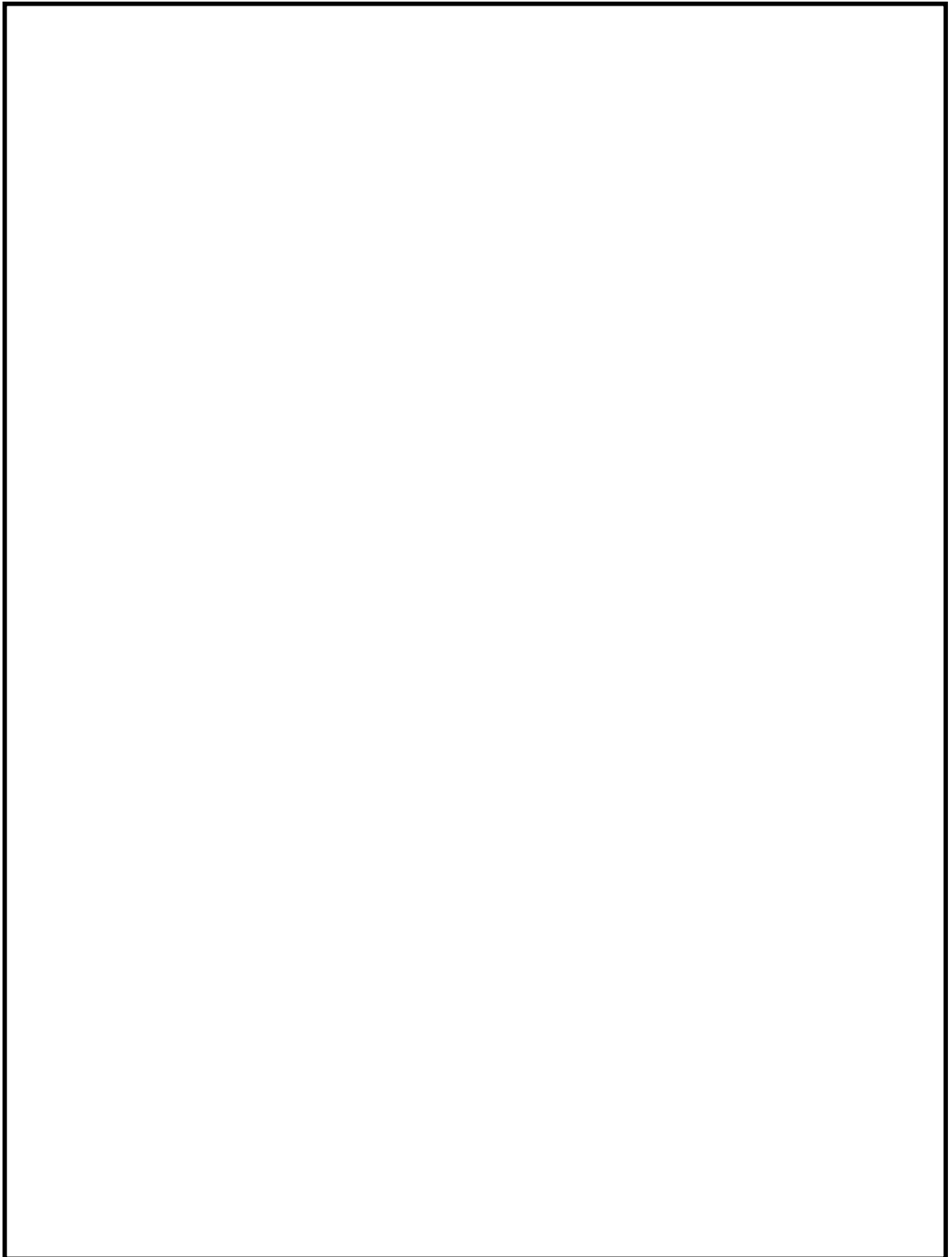
46-9 アクセスルート図

「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」
より抜粋

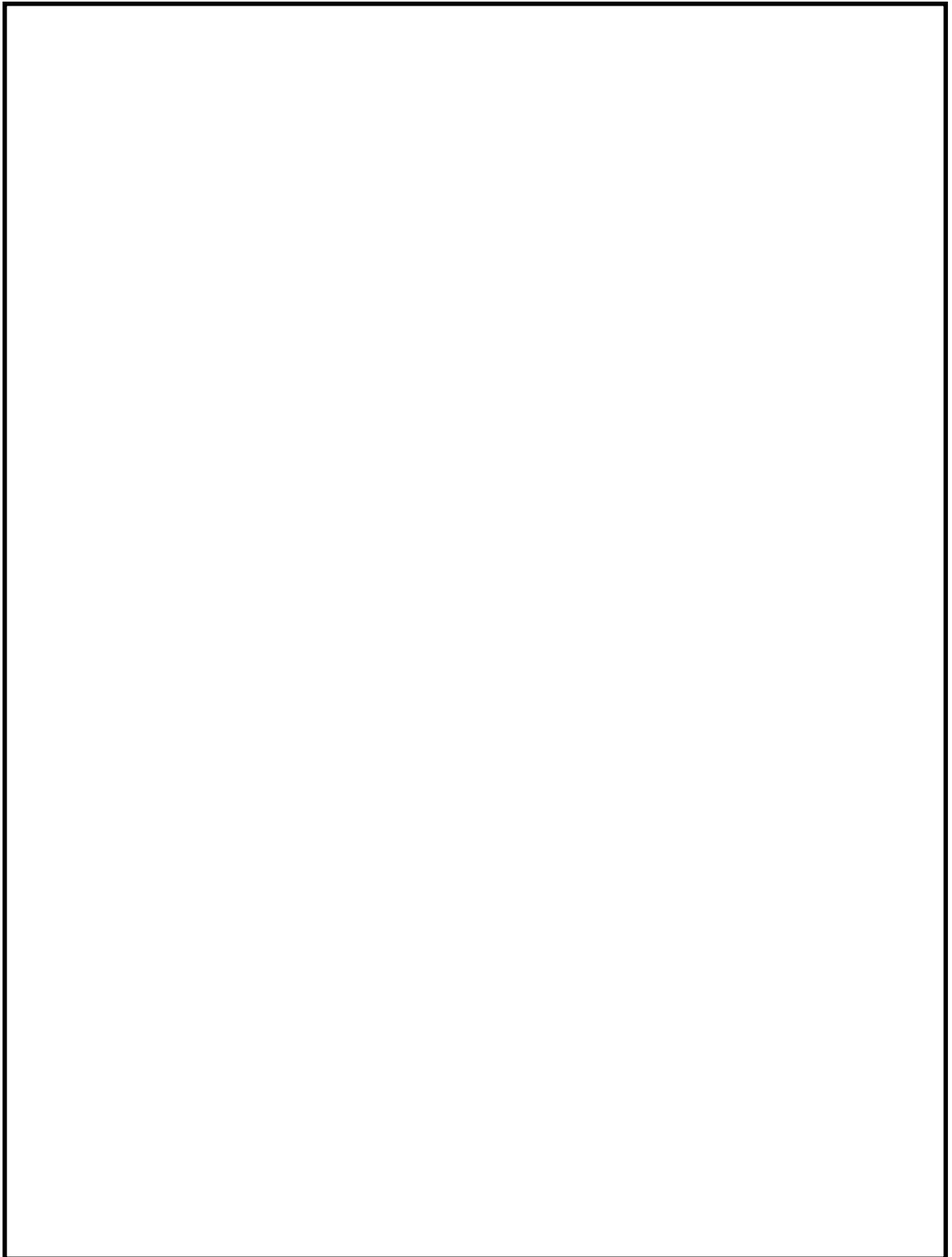


第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1／4)

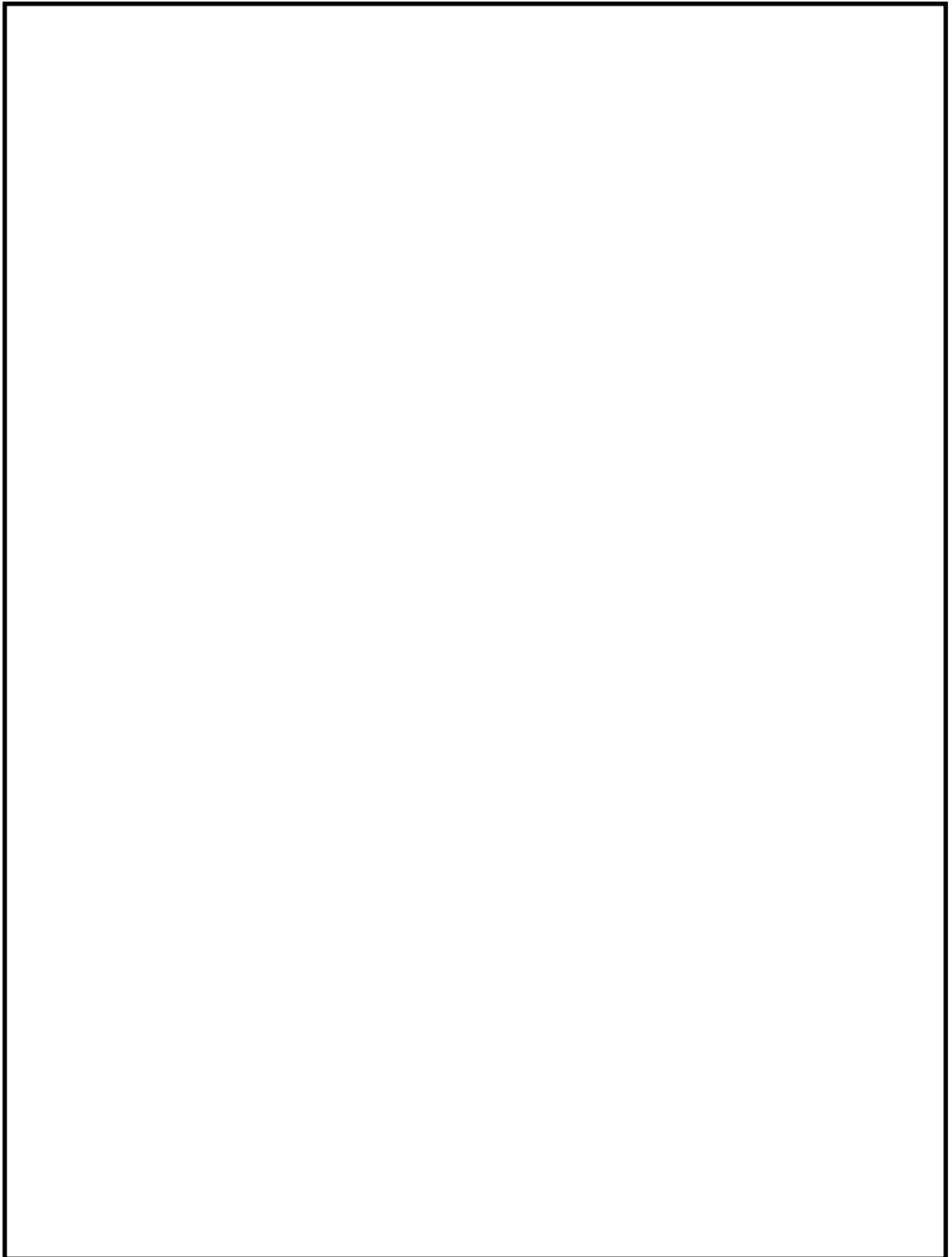
46-9-2



第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2／4)



第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3／4)



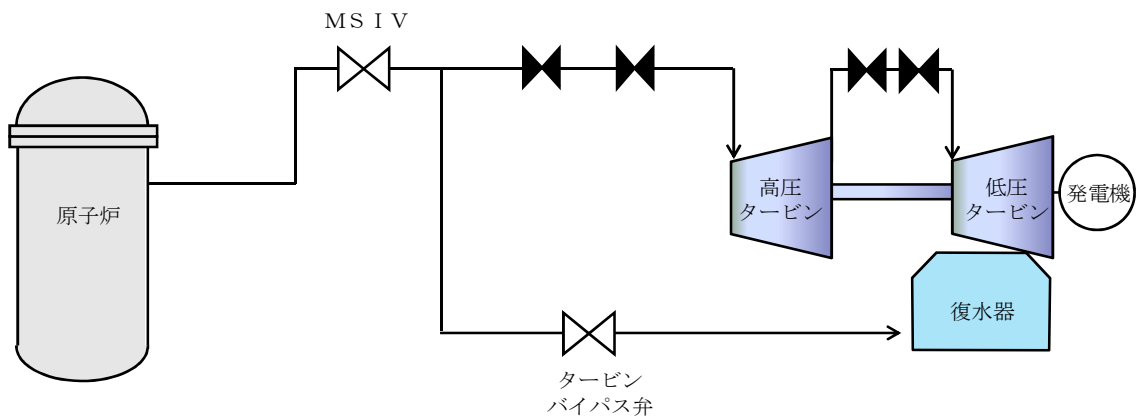
第 46-9-4 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(4／4)

46-10 その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、タービン制御系の圧力制御装置及び復水器が使用できる場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を実施する。



第 46-10-1 図 タービン制御系 概要図

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合は、可搬型窒素発生装置（小型）からの供給に切り替えることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

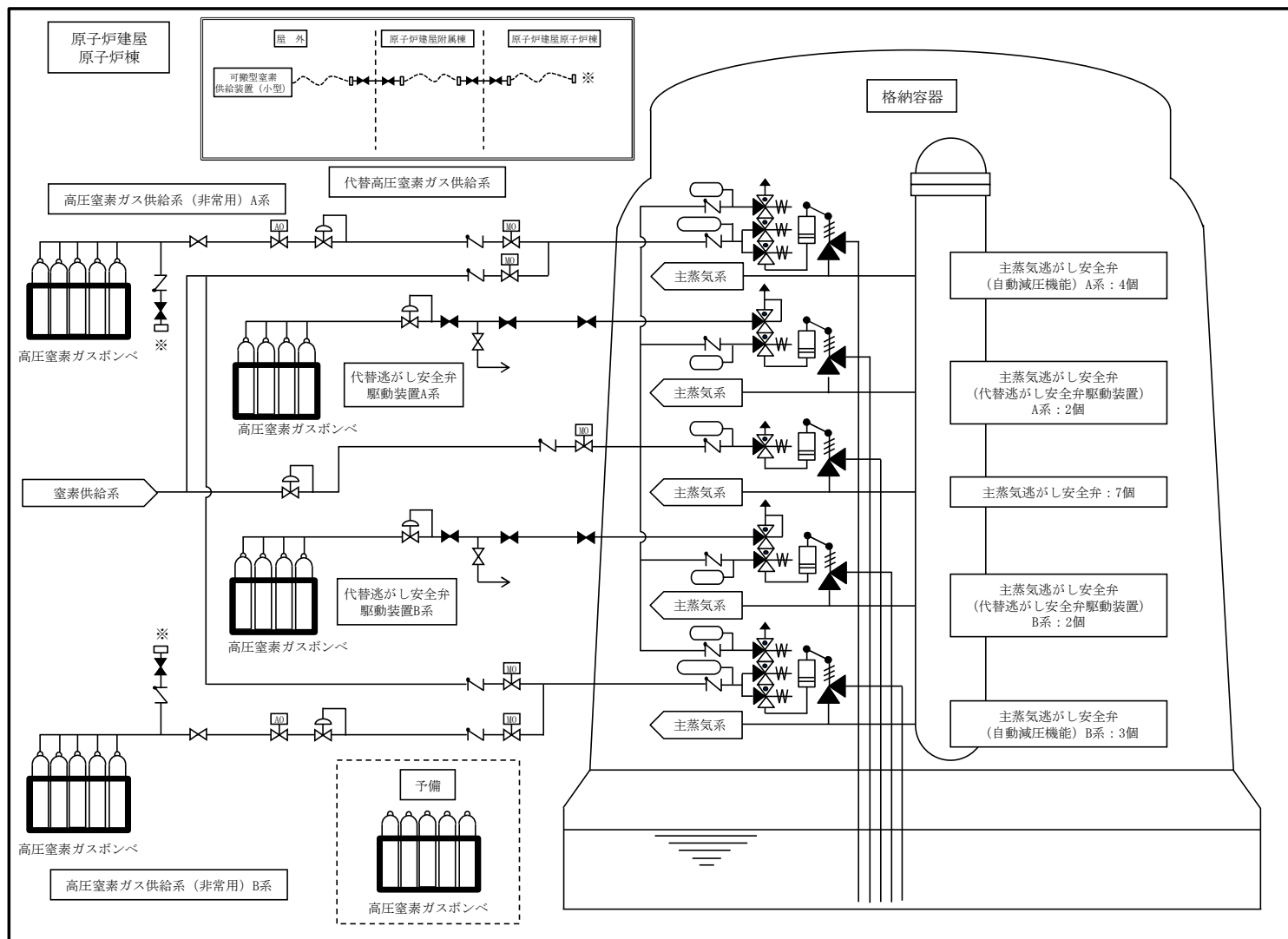
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の開操作を可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ガス供給を行うことができる。

本系統は、高圧窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、高圧窒素ガスは、主蒸気逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個へ供給される。

なお、本系統は、既設の高圧窒素ガス供給系とは別に、高圧窒素ガスポンペを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なしの4個へ高圧窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。



第 46-10-2 図 可搬型窒素供給装置及び代替逃がし安全弁駆動装置

(参考)

主蒸気逃がし安全弁の機能

a. 逃がし弁機能

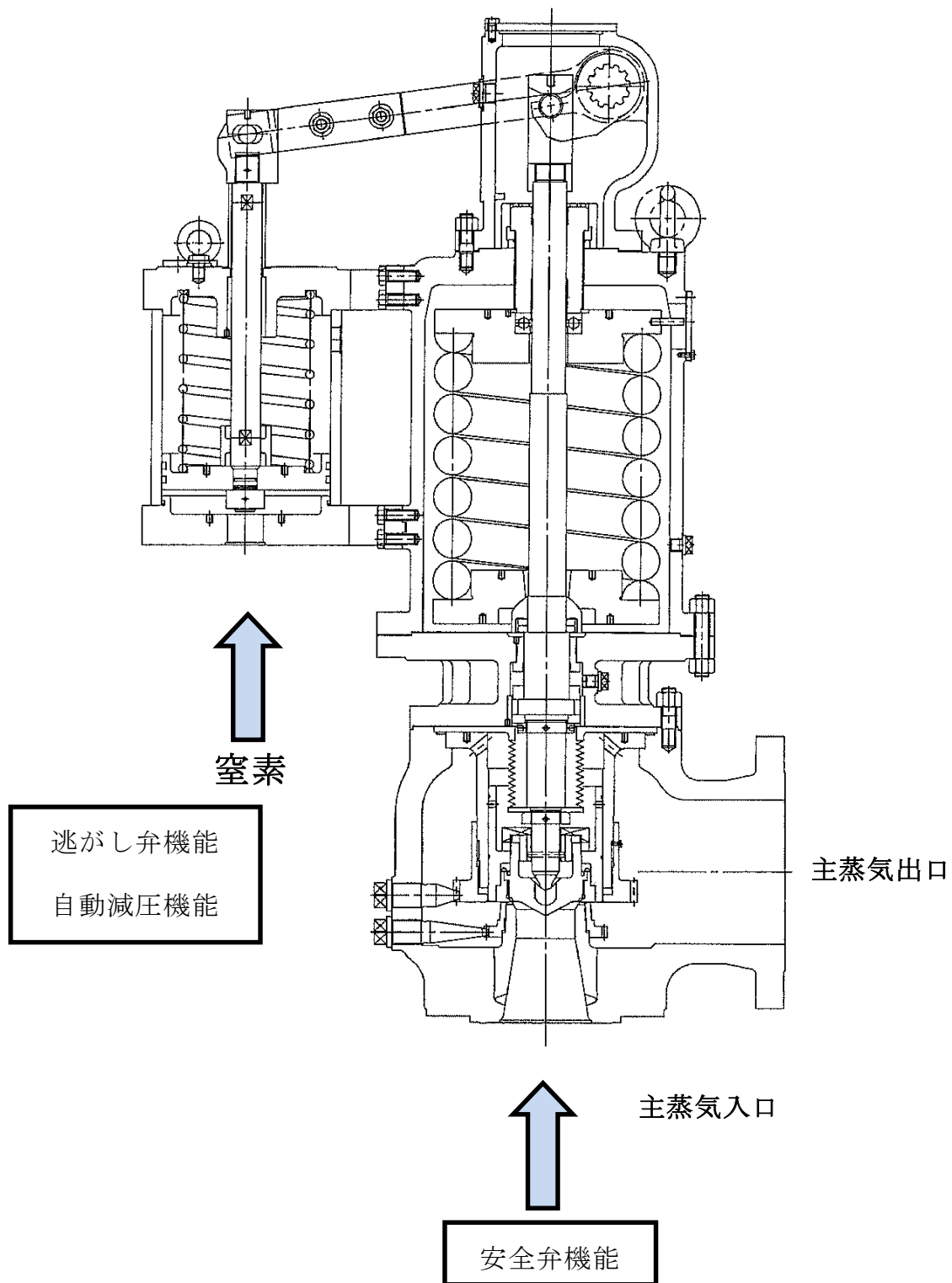
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動解放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

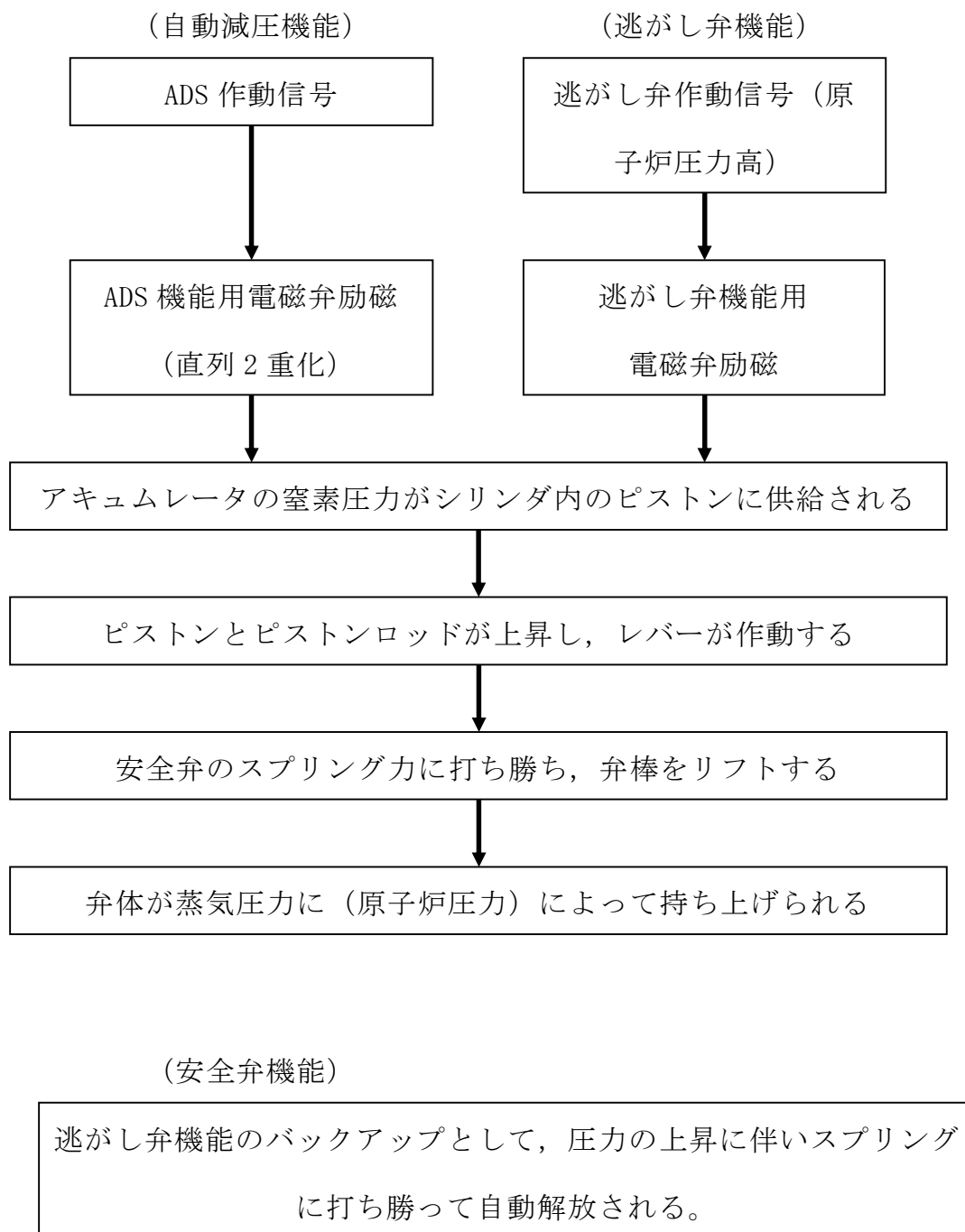
c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18 個の主蒸気逃がし安全弁のうち、7 個がこの機能を有している。



第 46-10-3 図 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

主蒸気逃がし安全弁作動時の機構



46-11 過渡時自動減圧機能について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設備（以下「過渡時自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 過渡時自動減圧機能の設計方針

過渡時自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の中央制御室、原子炉建屋付属棟、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線、屋外の天候による影響、海水通水の影響、地震、竜巻、風（台風）、積雪、火山及び電磁的障害）を考慮し、その機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）が運転中で自動的に論理回路が作動する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

(3) 悪影響防止

自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の論理回路は第46-11-1図のとおりであり、過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能の論理回路とは別に設けることで、悪影響を与えない設計とする。

第46-11-2図のとおり原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を与えない設計とする。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を与えない設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

過渡時自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

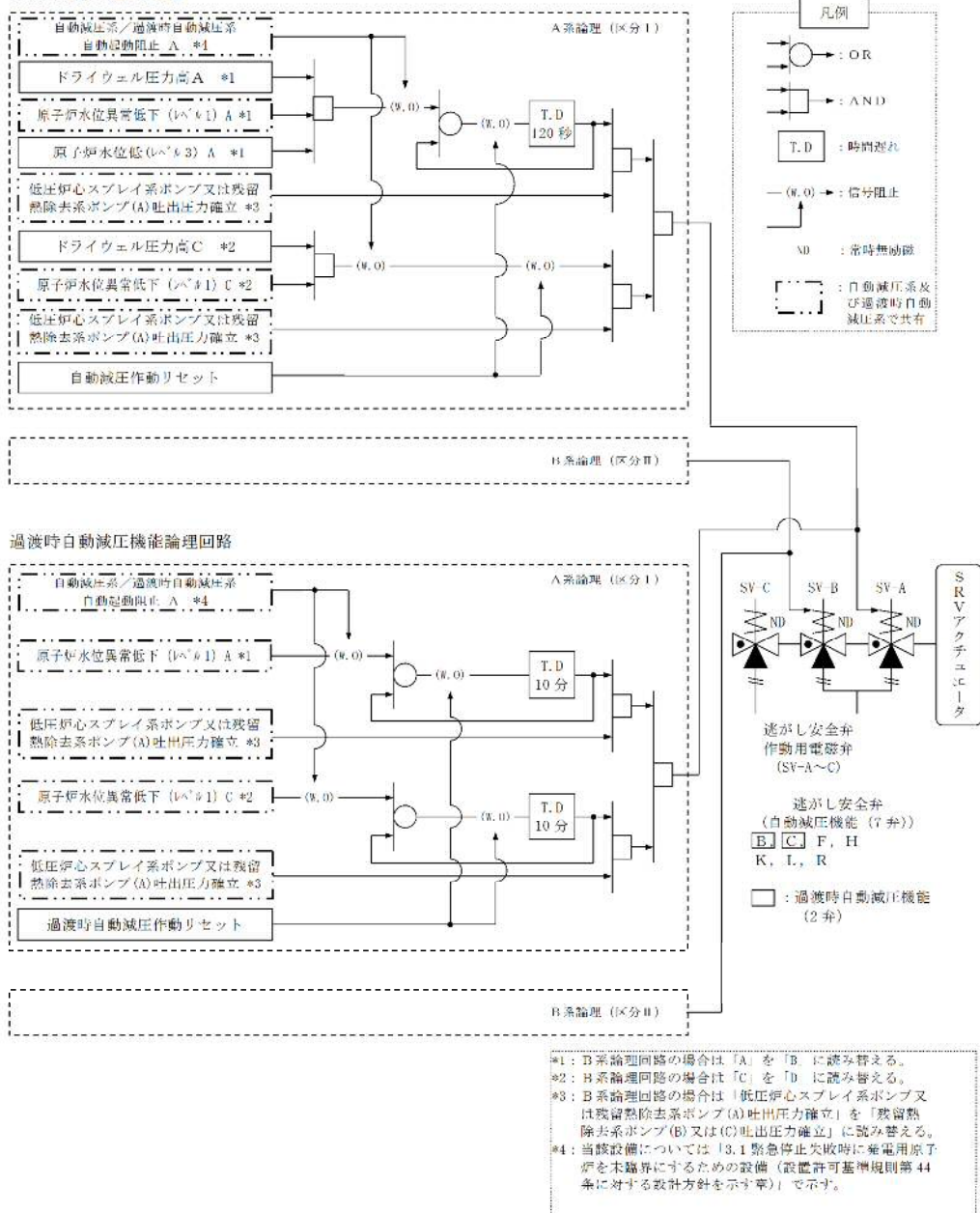
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、原子炉水位異常低下（レベル1）で自動作動し、自動減圧機能とは多様性を有する過渡時自動減圧機能論理回路を設ける。

4. 共通要因による影響防止対策

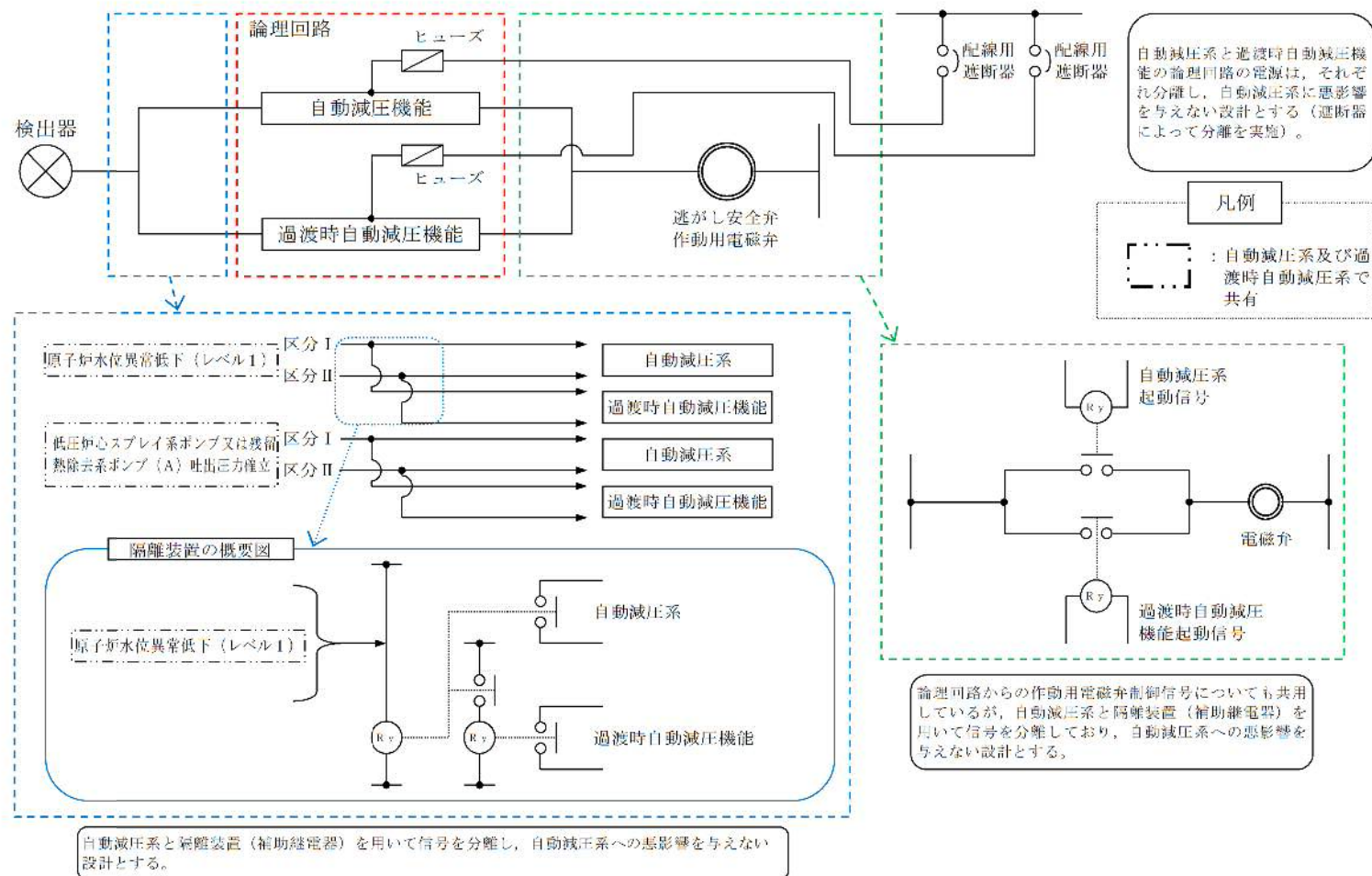
過渡時自動減圧機能論理回路は、共通要因によって自動減圧機能と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。

自動減圧機能論理回路



第 46-11-1 図 自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の論理回路



第 46-11-2 図 信号の分離について



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失を想定する。

(3) 過渡時自動減圧機能に要求される機能

過渡時自動減圧機能には、原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十六条 1（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

- ・ 過渡時自動減圧機能

原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧論理回路を設ける。

(4) 過渡時自動減圧機能の作動論理回路

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるた

め、原子炉水位の低下を検知することにより過渡時自動減圧機能を作動させるものとする。

過渡時自動減圧機能の作動論理回路としては、検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）信号により動作する回路を多重化した設計とする。

(5) 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧機能への影響防止対策

過渡時自動減圧機能故障による自動減圧機能の誤作動を防止するため、以下の対策を考慮した設計としている。

- a. 過渡時減圧機能の内部構成を多重化（検出信号の多重化）し、単一故障により誤作動しない設計とする。
- b. 過渡時自動減圧機能は論理回路成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、過渡時自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. 過渡時自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧機能と同じ制御盤内にあるが、自動減圧系盤とは電源区分毎に分離することで位置的分散を図り、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率，及び不動作となる発生頻度を第 46-12-1 表に示す。第 46-12-1 表より，本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから，高い信頼性を有している。

なお，誤動作率，不動作の発生頻度の評価の詳細は，参考資料に示す。

第 46-12-1 表 過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果

	過渡時自動減圧機能	
誤動作率		／炉年 ※1
不動作の発生頻度		／炉年 ※2

※1：過渡時自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し，かつ過渡時自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 過渡時自動減圧機能

取付箇所：中央制御室

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって，設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去

系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気
逃がし安全弁 2 個を作動させる

過渡時自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で過渡時自動減圧信号を発信する回路である。

b. 過渡時自動減圧機能作動信号

作動に関する信号：残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）
信号

設定値：原子炉水位異常低下（レベル 1）：原子炉压力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

* 原子炉压力容器ゼロレベルは、原子炉压力容器基準点示す。

作動信号：過渡時自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

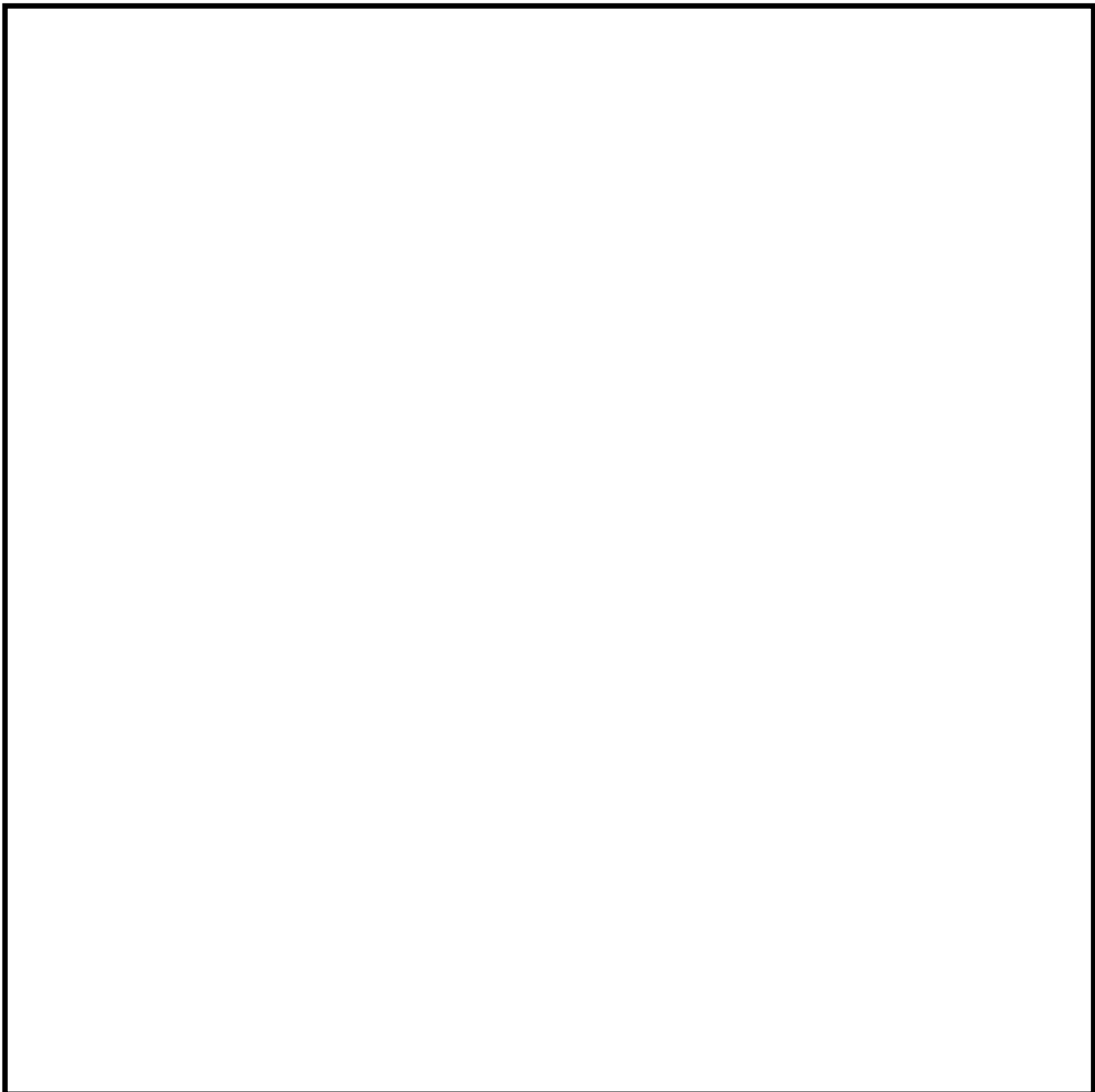
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去

系ポンプ（低圧注水系）等が運転中のみ，自動減圧機能と同様の原子炉水位異常低下（レベル 1）を設定する。

なお，重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において，上記の設定値（レベル 1）が作動してから 10 分後に主蒸気逃がし安全弁 2 弁が開くことで，残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより，炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所



第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

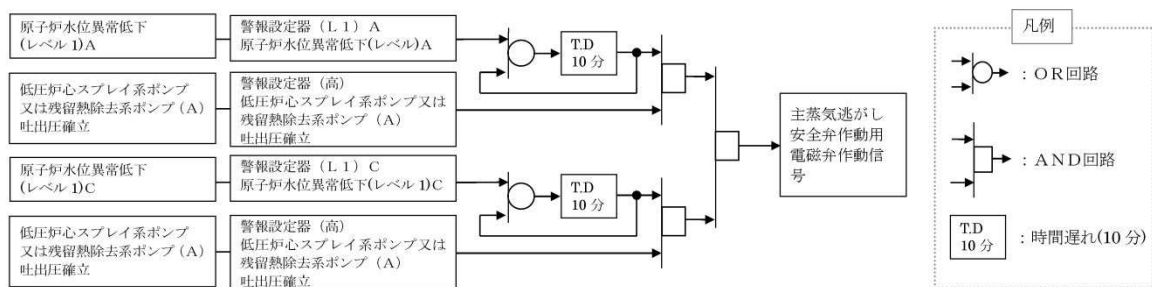
b. 回路構成

(a) 自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能に対して独立した構成とし、自動減圧機能に悪影響を与えない設計※とする。

※ 悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 過渡時自動減圧機能について 4. 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧機能への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



第 46-12-2 図 タイマー設定根拠

過渡時自動減圧機能は、自動減圧機能が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧機能本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧機能の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、過渡時自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判

断操作の時間的余裕を考慮し，設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これにより，過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお，事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧機能自動起動信号	120 秒
過渡時自動減圧機能自動起動信号	10 分

過渡時自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に過渡時自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、過渡時自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて過渡時自動減圧機能の誤動作率を評価する。過渡時自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第 1 図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第 2 図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第 1 表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第 2 表に示す。また、自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の誤動作確率を第 3 表に示す。その結果、第 2 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率は $\frac{\square}{h}$ ($\square$ / 炉年)、第 3 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率（共有部分除く）は $\frac{\square}{h}$ ($\square$ / 炉年) いう評価結果となった。

第 1 表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（／h））※ ¹
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※¹ 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第 2 表 誤動作確率評価結果一覧

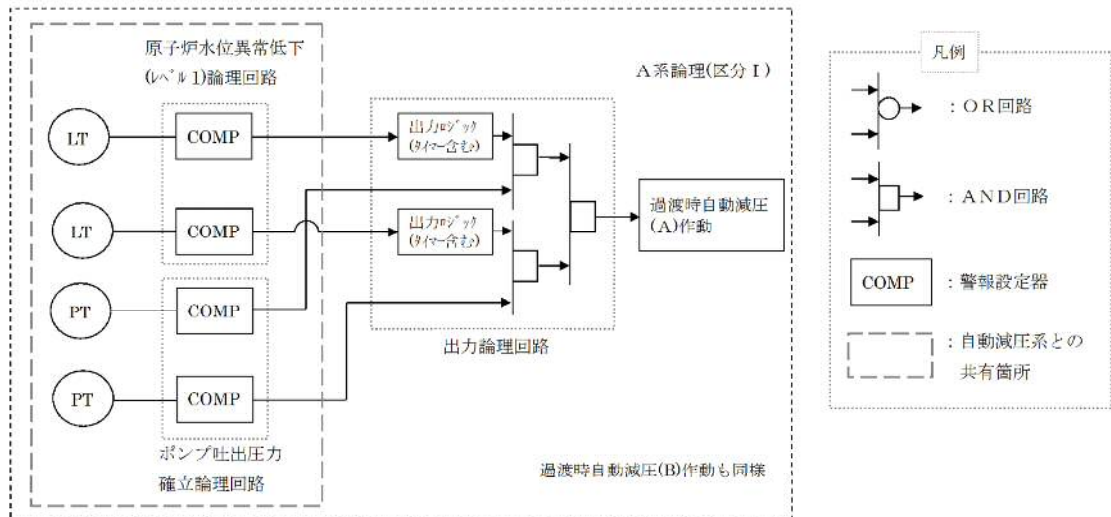
評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤動作	／炉年
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤動作	／炉年
出力ロジック（A 1）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	／炉年 ／h※ ²

※² 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

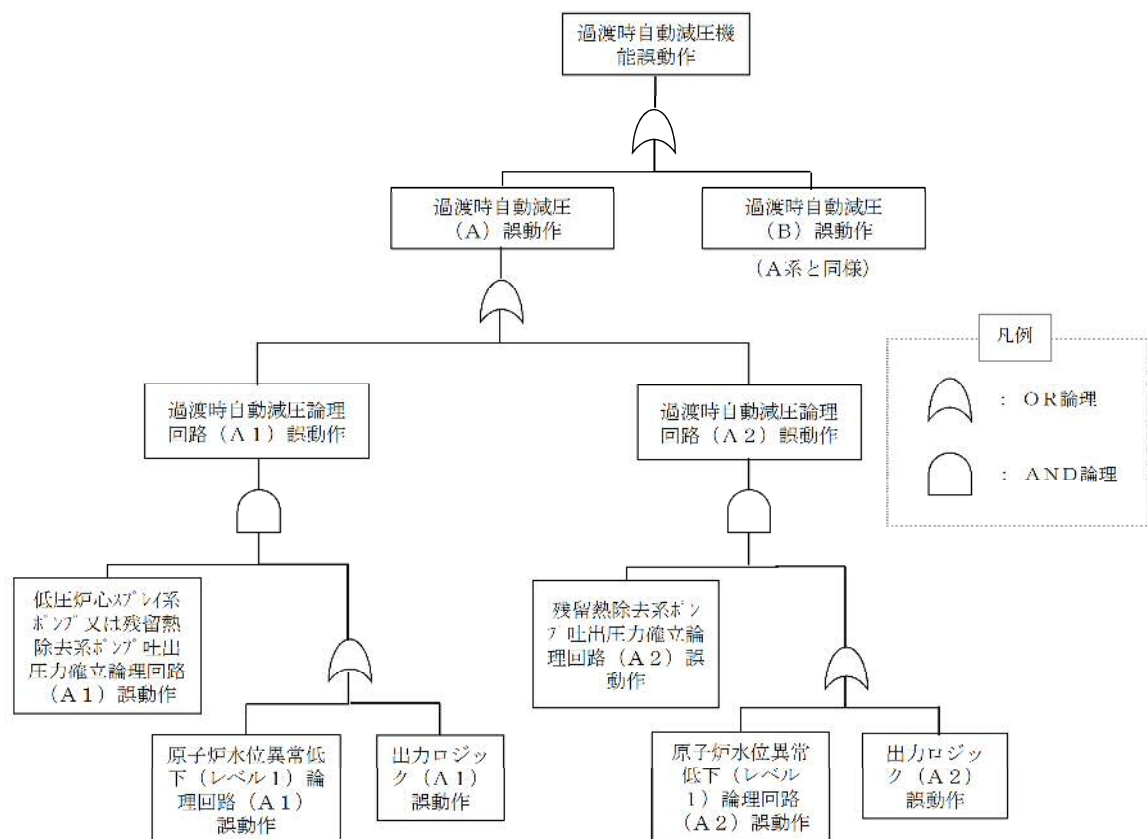
第 3 表 誤動作確率評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤動作	／炉年
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤動作	／炉年
出力ロジック（A 1）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	／炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	／炉年 ／h※ ³

※³ 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



第1図 誤動作率評価モデル



第2図 誤動作率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

過渡時自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。過渡時自動減圧機能の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第3図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第4図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第3表に示す。
- ・共通要因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた
- ・故障確率 P は $P=1/2\lambda T$ で評価した。（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は 8760h とした。

また，この非信頼性と，内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度^{※1}の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって，自動減圧機能による原子炉の減圧機能が喪失し，かつ過渡時自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまり，過渡時自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第5表に示す。また，自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の非信頼度を第6表に示す。その結果，第5表より，過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は 第6表より，

過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）（共有部分除く）は という評価結果となった。

過渡時自動減圧機能の非信頼性度（誤不動作確率）に，内部事象 P R A において過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度（ 2.0×10^{-8} ／炉年）を乗算することにより，過渡時自動減圧機能の誤不動作の発生頻度 ／炉年が求められる。

※1 過渡時自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は，重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは T Q U X（ 2.0×10^{-8} ／炉年）であることから，これらの C D F の和が当該状況の発生頻度となる。なお，他の重大事故等対処設備（高圧代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

第 4 表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（／h））※ ¹
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}

※¹ 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

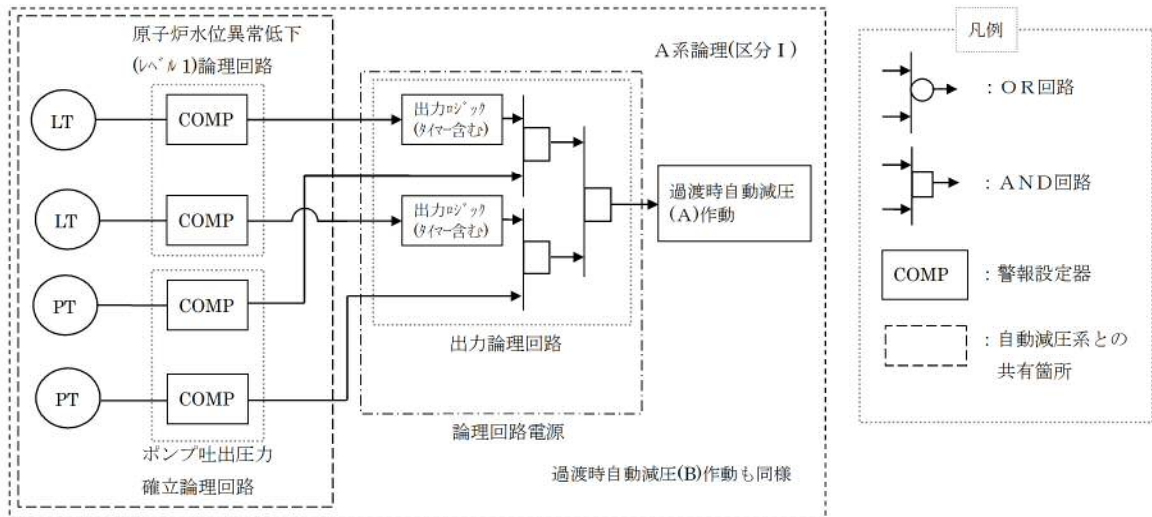
第 5 表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤不動作	
出力ロジック（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	／炉年※²

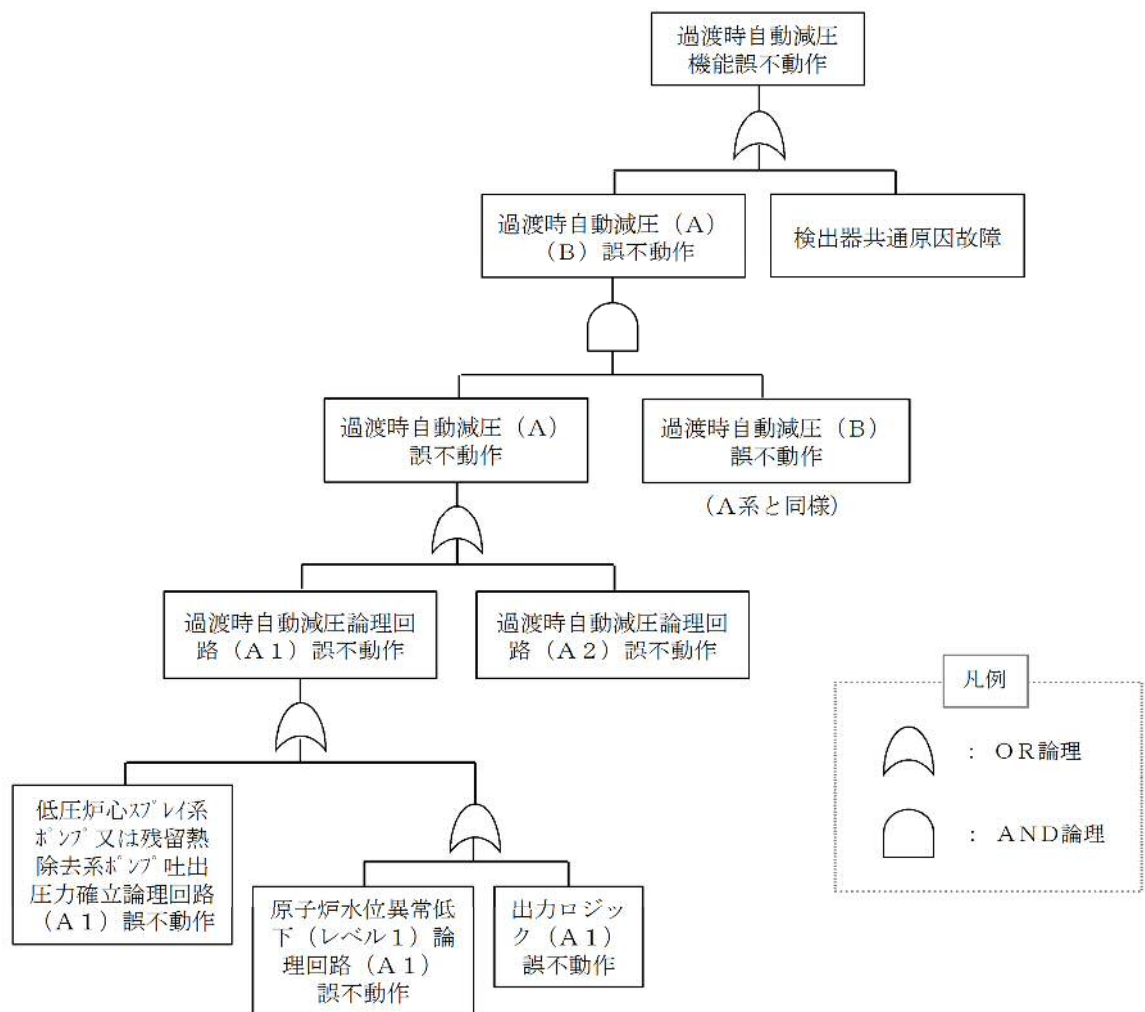
※² 内部事象 P R A において過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度 (2.0×10^{-8} ／炉年) を乗じ，過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第 6 表 非信頼度の評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤不動作	
出力ロジック（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	



第3図 非信頼度評価モデル



第4図 非信頼度評価フォールトツリー

47-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備					常設低圧代替注水系ポンプ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	47-3配置図, 47-8 保管場所図, 47-10 その他設備	
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作	A, B
			関連資料		47-4 系統図, 47-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B
			関連資料		47-5 試験・検査説明資料	
		第4号	切替性		当該設備の使用に当たり切替が不要	B b
			関連資料		47-7 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
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	47-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	A
			関連資料		47-3 配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		系統の目的に応じて必要な容量を有する	A
			関連資料		47-6 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	防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C 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（可搬型）

第47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				可搬型代替注水大型ポンプ		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・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線		屋外		D	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		－	
				海水		淡水だけでなく海水も使用		II	
				他設備からの影響		(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)		－	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		対象外	
				関連資料		47-3 配置図			
		第2号	操作性		設備の運搬・設置，工具の使用 操作スイッチ，弁及び接続操作		B b， B c， B d， B f， B g		
			関連資料		47-4 系統図， 47-7 接続図				
		第3号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)		ポンプ，ホース		A， F		
			関連資料		47-5 試験及び検査				
		第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)		対象外		
			関連資料		47-4 系統図				
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離		A	
				その他(飛散物)		(考慮対象なし)		対象外	
				関連資料		47-4 系統図			
		第6号	設置場所		現場操作		A		
			関連資料		47-3 配置図				
	第2項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A		
			関連資料		47-6 容量設定根拠				
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続		B		
			関連資料		47-7 接続図				
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用		A a		
			関連資料		47-3 配置図				
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		－		
			関連資料		47-3 配置図				
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		B a		
			関連資料		47-8 保管場所図				
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保		B		
			関連資料		47-9 アクセスルート図				
		第7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		防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋外		A b	
				サポート系要因		サポート系なし		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47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備					残留熱除去系（低圧注水系） （設計基準拡張）		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(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)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		対象外
				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, 弁		A， B	
			関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない。		対象外	
			関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B 設備と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)		対象外		対象外
				関連資料		—		
		第6号	設置場所		中央制御室		B	
			関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同仕様の容量で設計)		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		防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内		A a
				サポート系要因		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C 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）

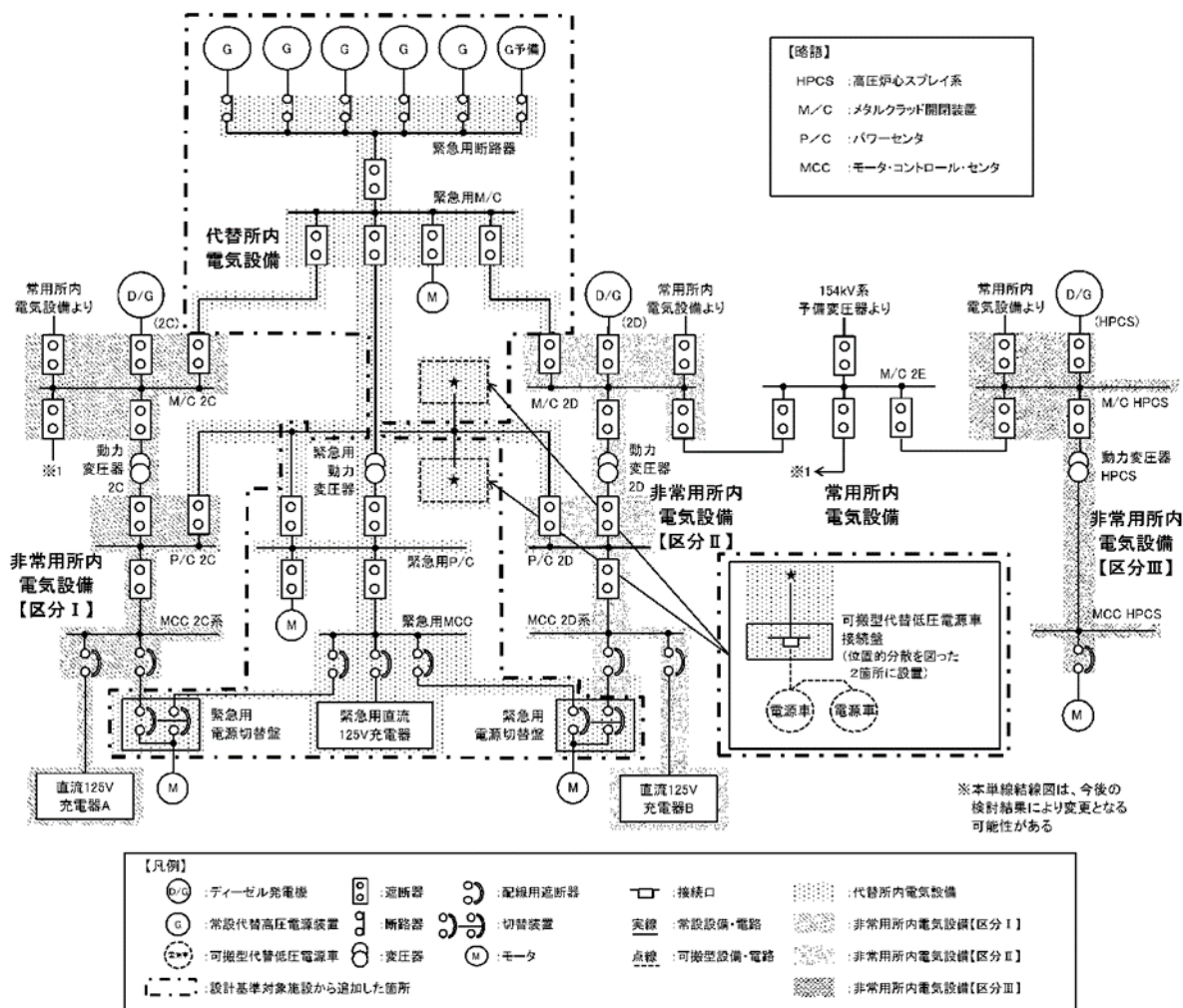
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備					残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） （設計基準拡張）		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		対象外
				関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作		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, 弁		A, B	
			関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない。		対象外	
			関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B 設備と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)		対象外		対象外
				関連資料		—		
		第6号	設置場所		中央制御室		B	
			関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同仕様の容量で設計)		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		防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内		A a
				サポート系要因		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C 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47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備					低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内			B		
				荷重	(有効に機能を発揮する)			—		
				海水	(海水を通水しない)			対象外		
				他設備からの影響	(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)			—		
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)			対象外		
				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, 弁			A, B	
			関連資料			—				
		第4号	切り替え性			本来の用途以外に使用しない。			対象外	
			関連資料			—				
		第5号	悪影響防止	系統設計			D B 設備と同じ系統構成			A d
				その他(飛散物)			対象外			対象外
				関連資料			—			
		第6号	設置場所			中央制御室			B	
			関連資料			—				
	第2項	第1号	常設SAの容量			D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同仕様の容量で設計)			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			防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内			A a
				サポート系要因			対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源			C a
				関連資料			本文			

47-2 単線結線図

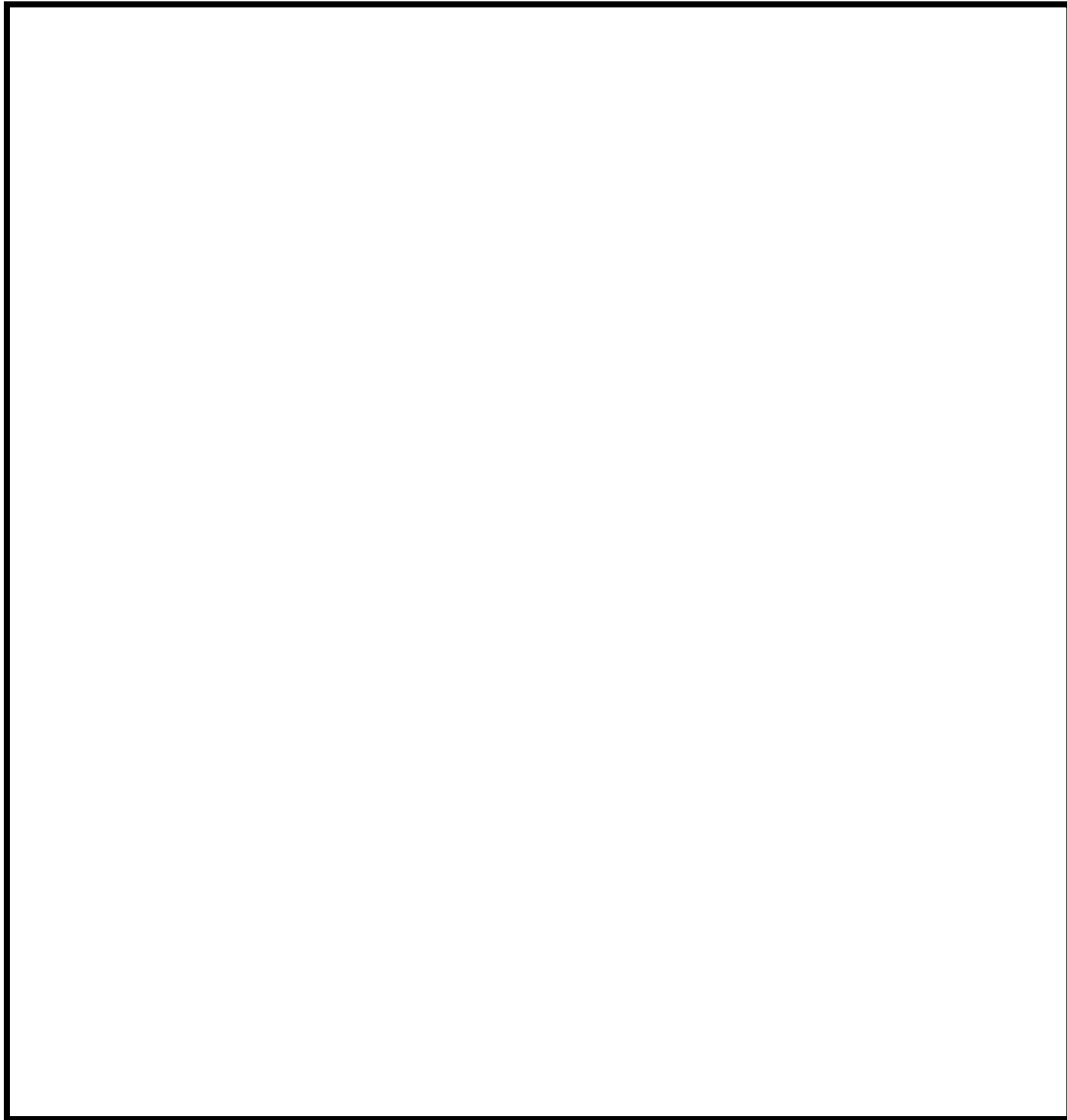
47-2-1



第 47-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）

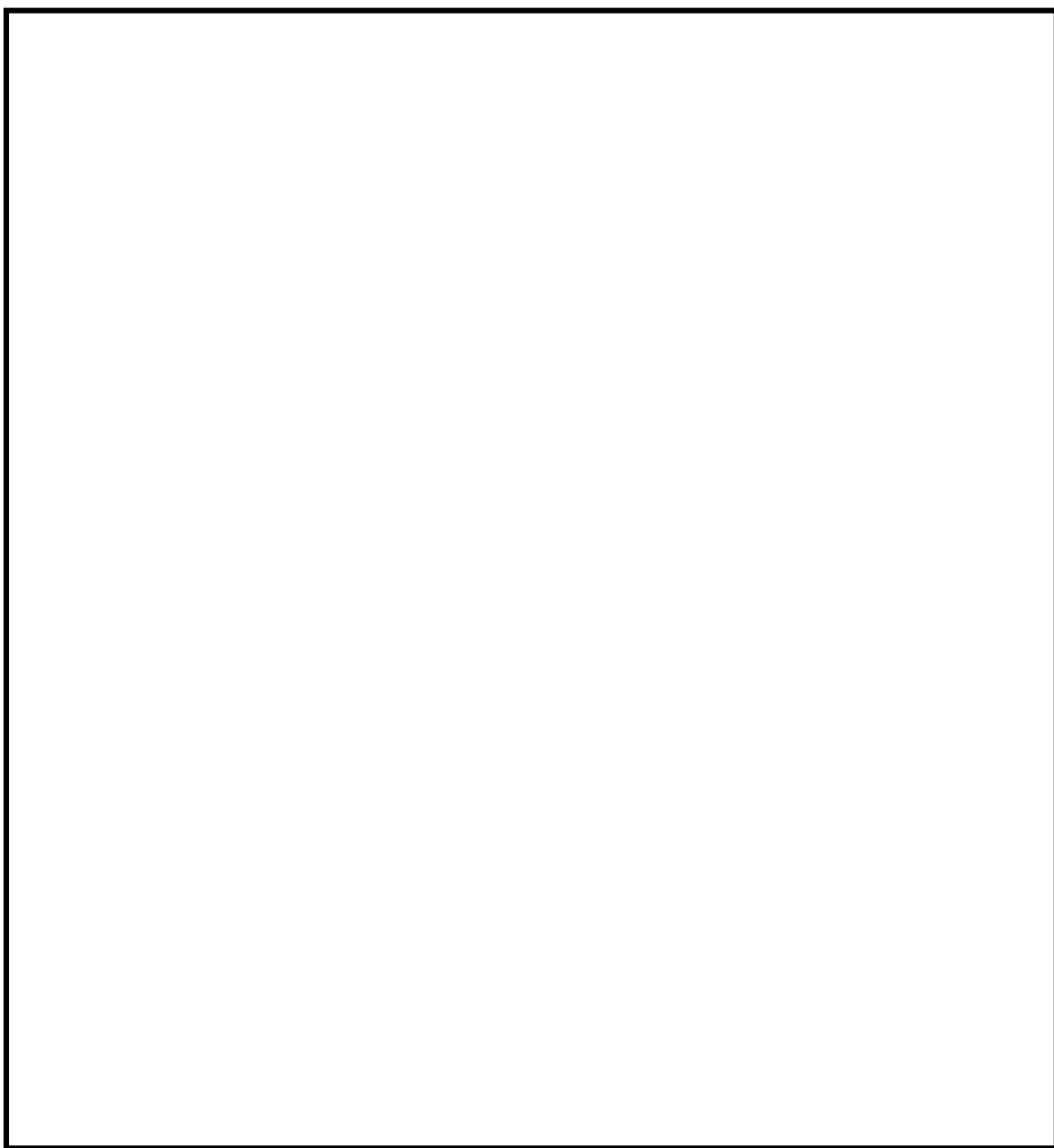
47-3 配置図

47-3-1

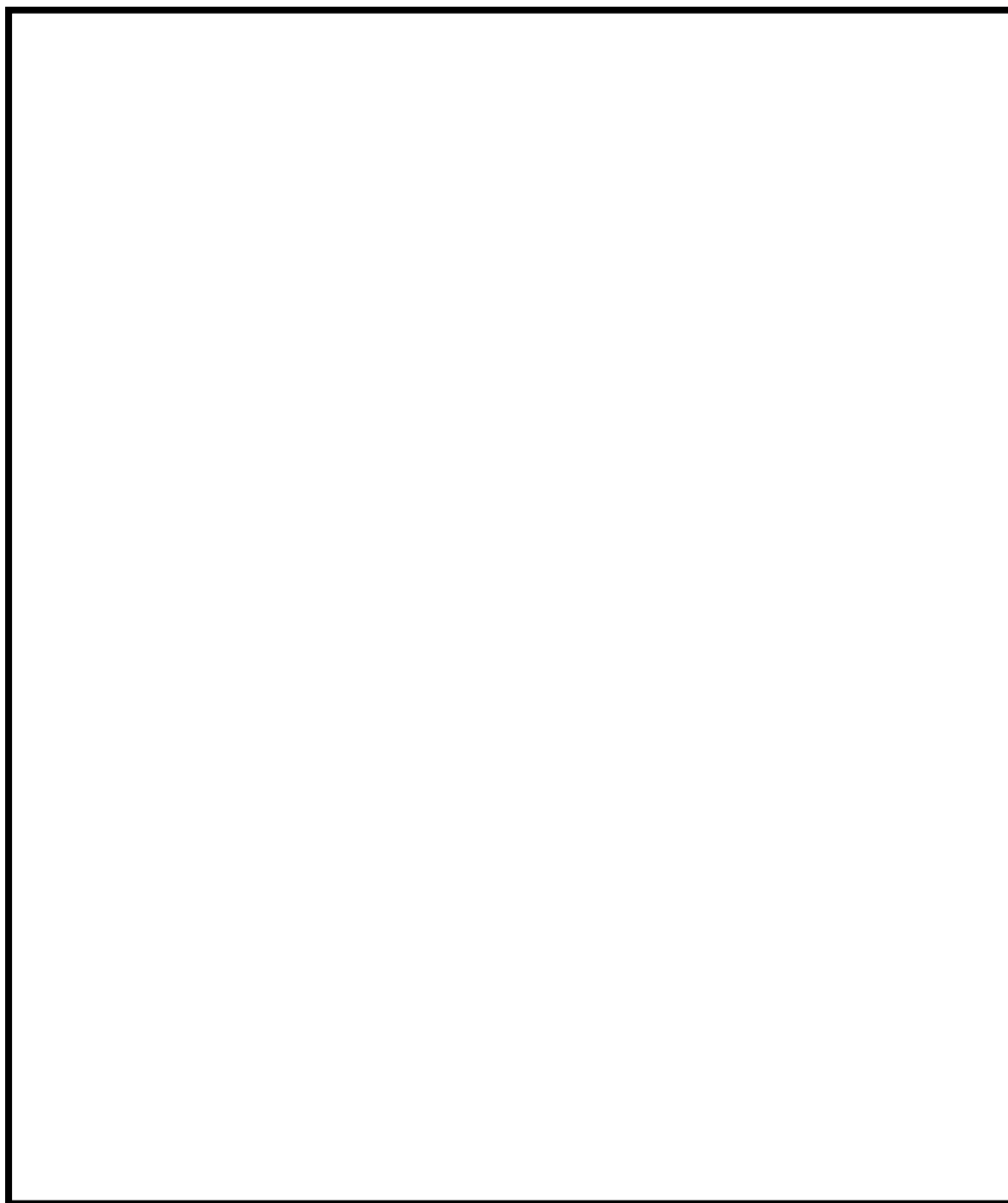


第 47-3-1 図 構内全体配置図

47-3-2

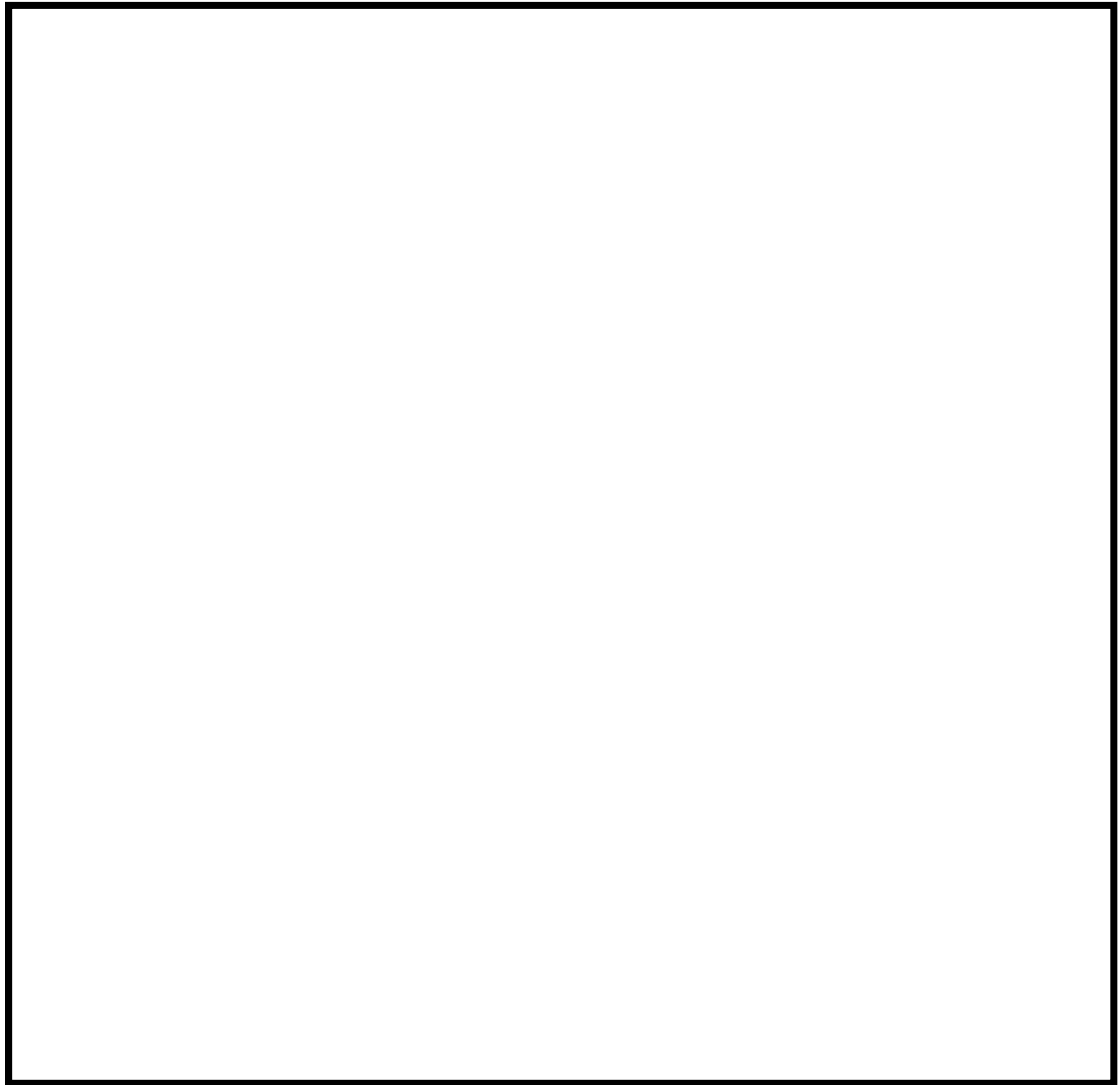


第47-3-2図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（1／2）

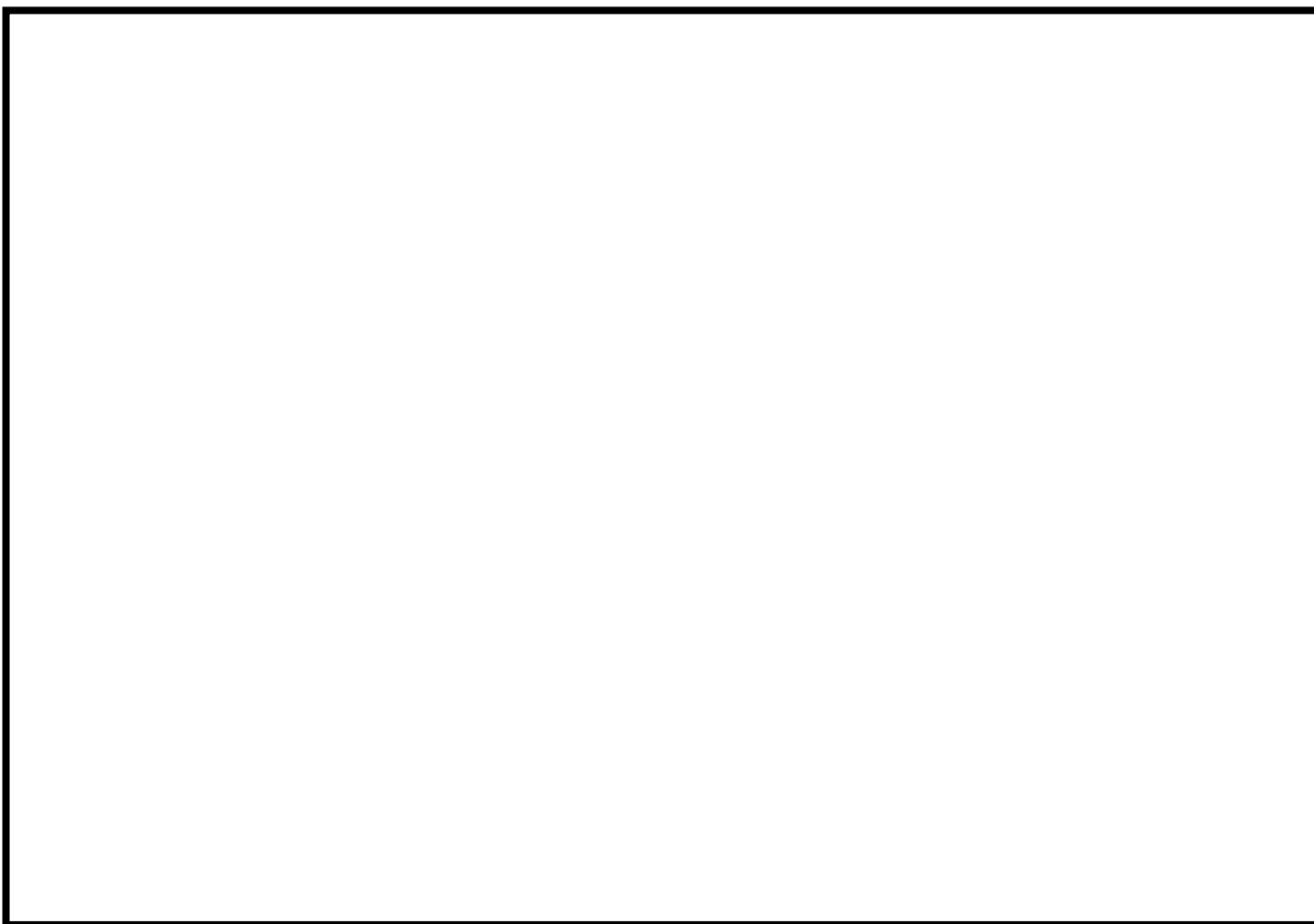


第 47-3-3 図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（2／2）

47-3-4



第 47-3-4 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-5 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図
(原子炉建屋 3 階)

47-3-6



第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図
（原子炉建屋 4 階）

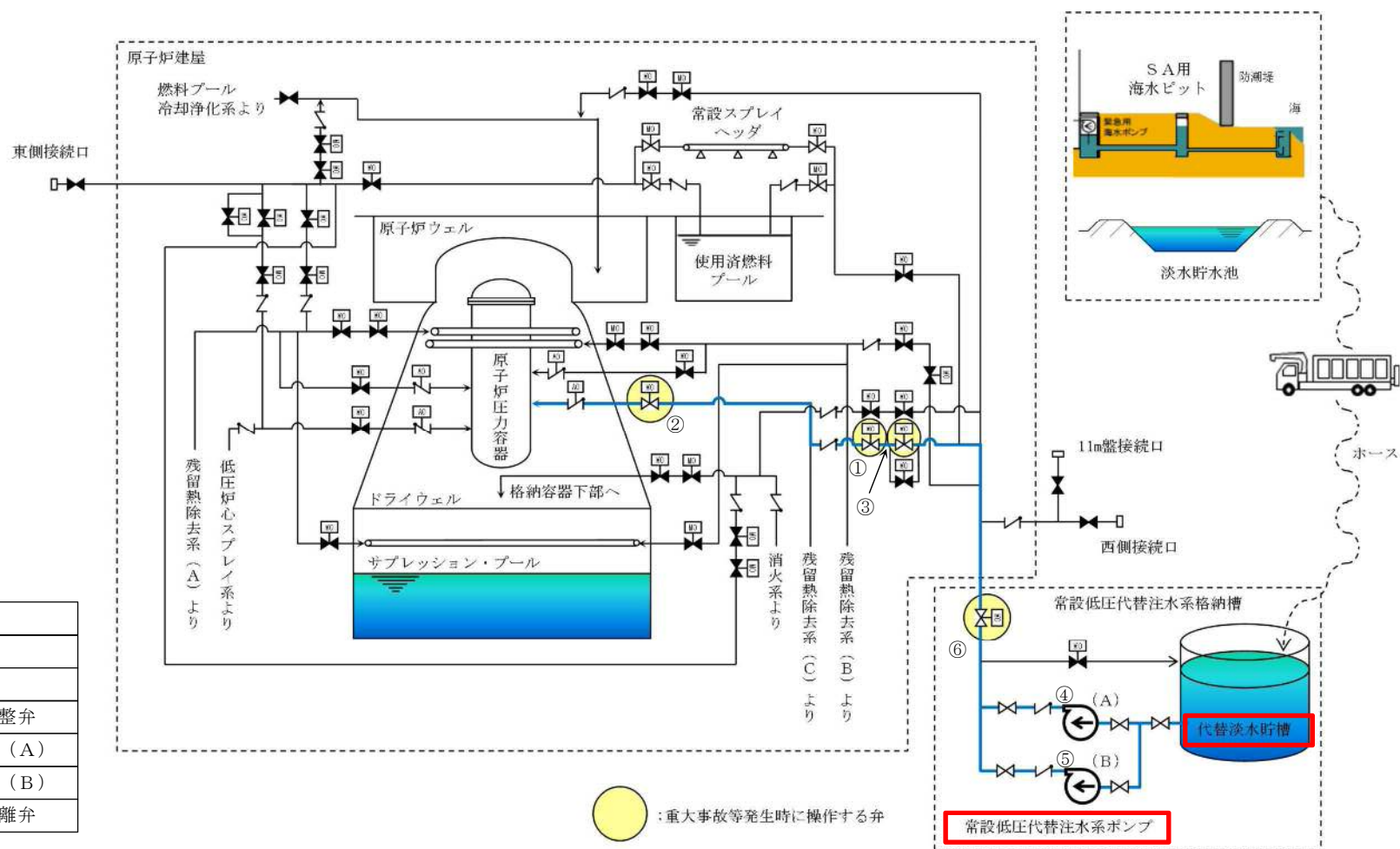
47-3-7

47-4 系統図

47-4-1

□ : 主要設備

— : 流路



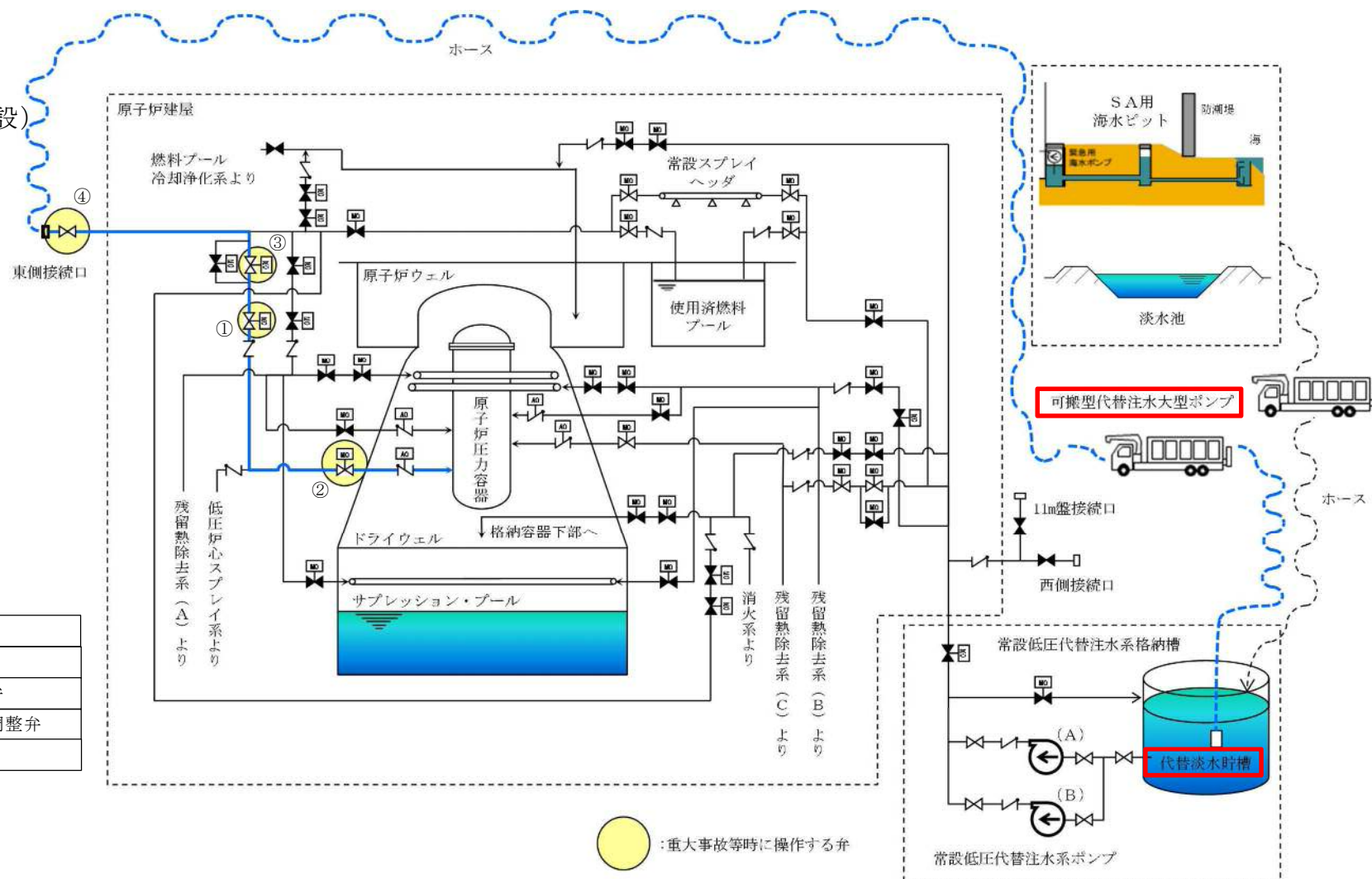
第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図

□ : 主要設備

— : 流路 (恒設)

- - - : ホース

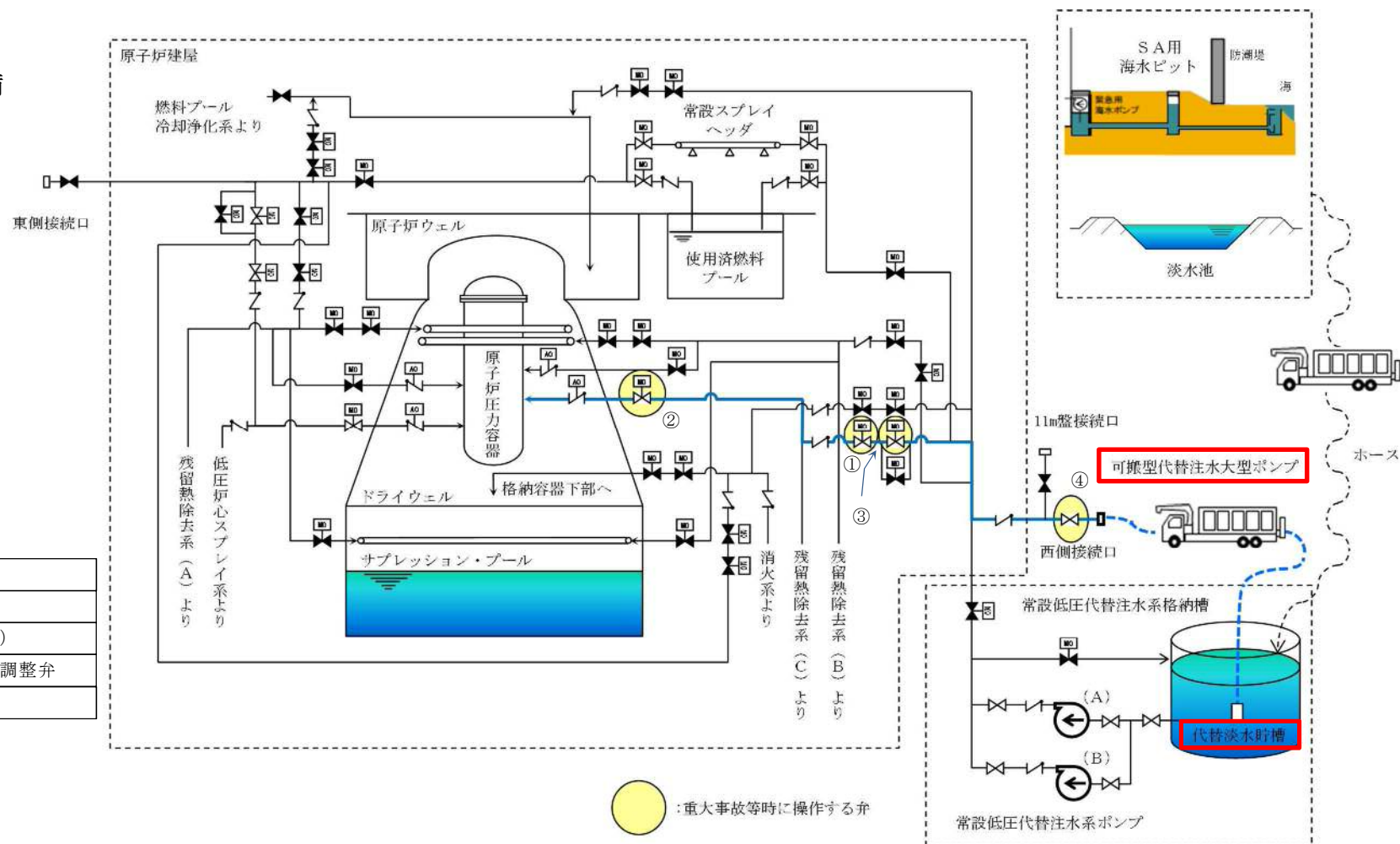
弁名称
①原子炉注水弁 (LPCS)
②低圧炉心スプレイ系注入弁
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④東側接続口の弁



第 47-4-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (東側接続口使用時)

: 主要設備
— : 流路
--- : ホース

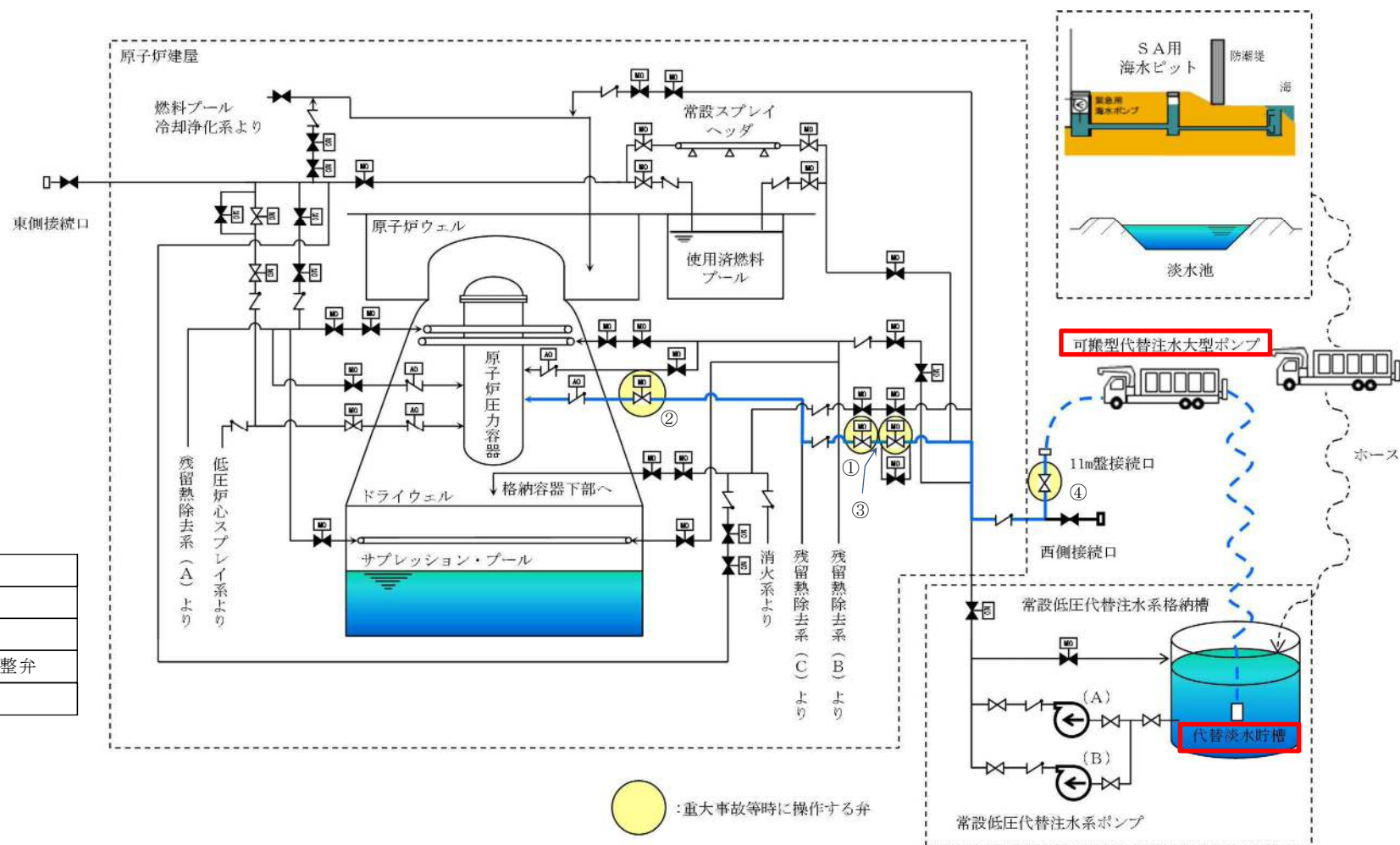
弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④西側接続口の弁



第 47-4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (西側接続口使用時)

: 主要設備
— : 流路
--- : ホース

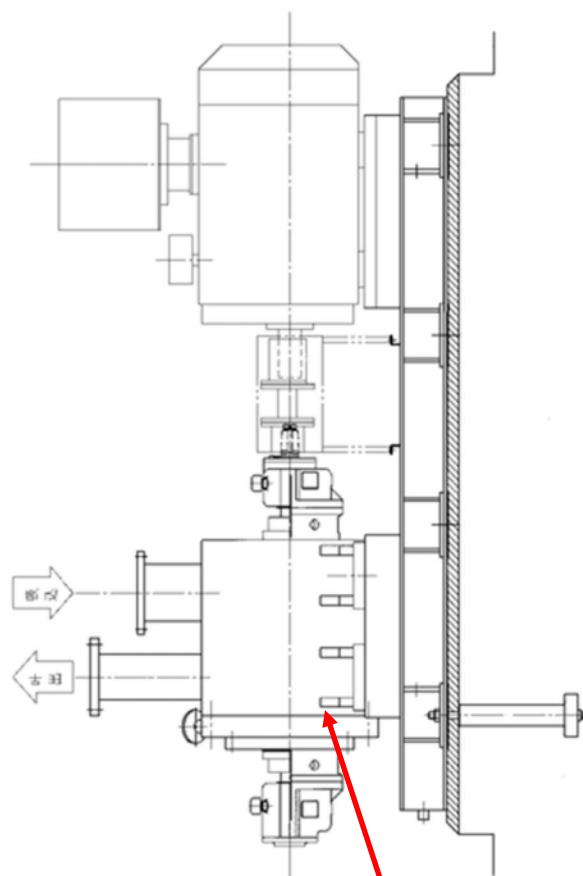
弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④11m 盤接続口の弁



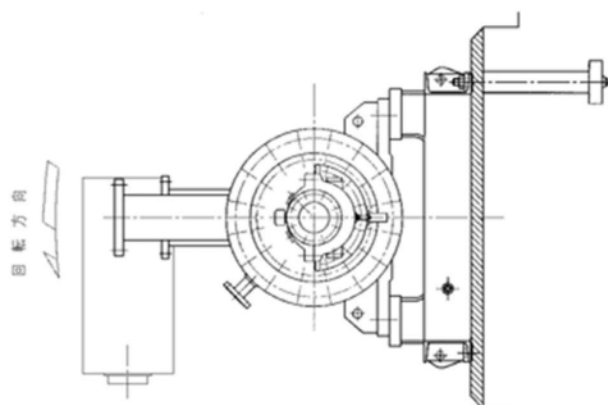
第 47-4-4 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（11m 盤接続口使用時）

47-5 試験及び検査

47-5-1

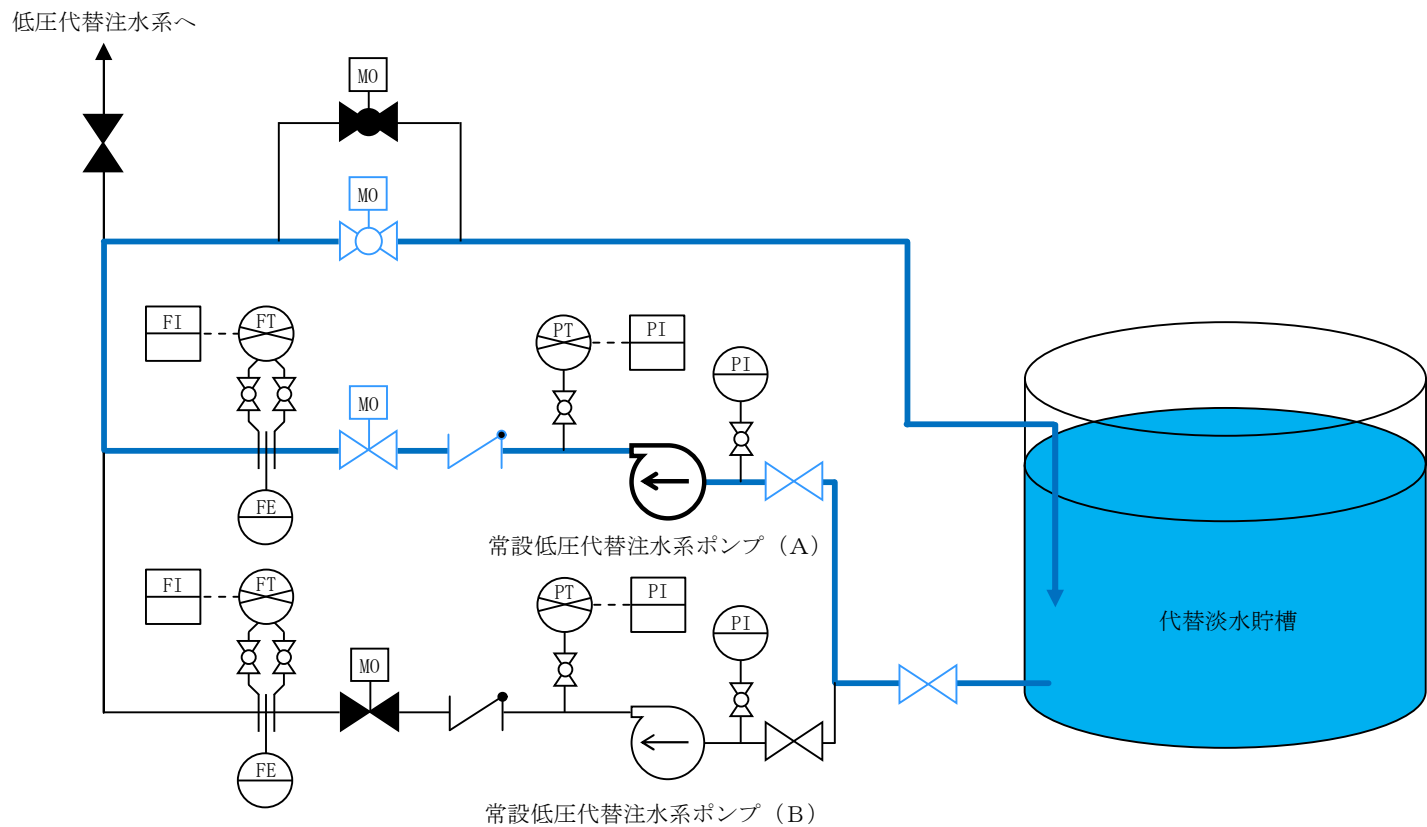


ケーシングカバーを取り外すことで、
分解点検が可能である。



第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図

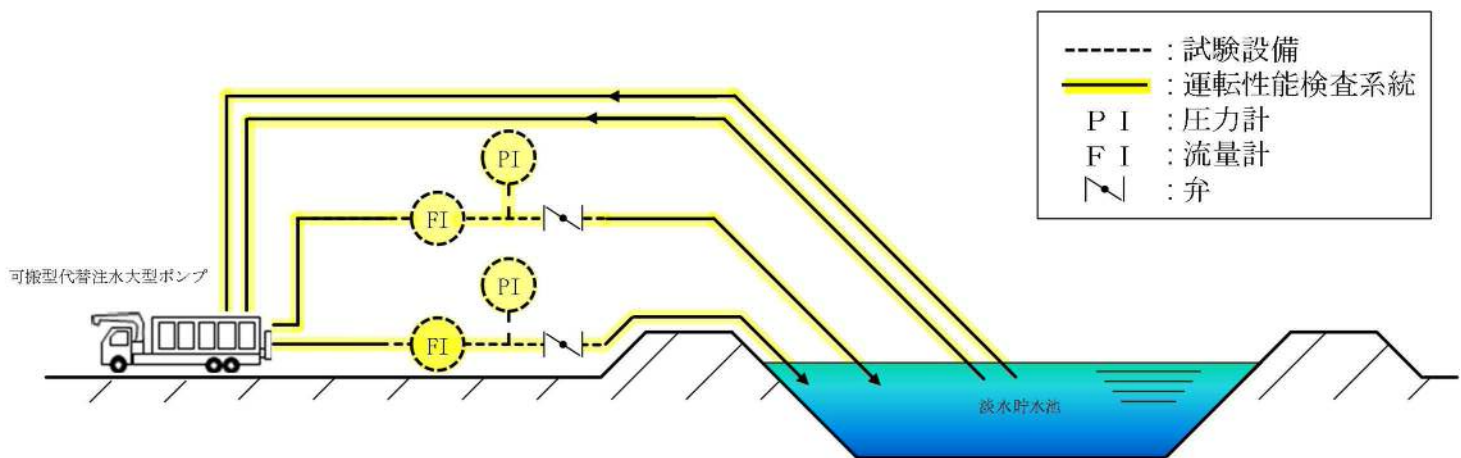
47-5-2



図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても、（A）系と同様に、代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。

第 47-5-2 図 運転性能検査系統図
(常設低圧代替注水系ポンプ)

47-5-3



図は可搬型代替注水大型ポンプ運転性能検査系統を示す。運転性能検査時は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池近傍に設置し、ホース及び試験設備を仮設し、淡水貯水池の水を再循環させる系統で運転性能検査を行う。

第 47-5-3 図 運転性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)

47-5-4

47-6 容量設定根拠

47-6-1

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	189（注1）,（約200（注2））
全揚程	m	144（注1）,（約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：公称値を示す。

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態にあつて、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炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために使用する。

系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより、残留熱除去系配管（C）を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。

1. 容量

常設低圧代替注水系ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）から原子炉圧力容器へ注入する場合の容量は、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析

（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個当たり $189\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について」で示す。

2. 全揚程

低圧代替注水時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。

＜移送先の圧力は約0.604MPaとする＞

水源と移送先の圧力差	約62.9m
静水頭	約45.9m
配管及び弁類圧損	約35.0m
合計	約143.8m ≒ 144m

3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源の代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃としている。

5. 電動機出力

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの容量200m³/h、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1.000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \div \square \text{ kW} \end{aligned}$$

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) =200

H :ポンプ揚程 (m) =200(図 1 参照)

η :ポンプ効率 (%) =約 (図 1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



第47-6-1図 常設低圧代替注水ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水系ポンプ電動機の必要動力は kW/個であり、
低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機出力は、190kW/個とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	110（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	138（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置されている複数の接続口に接続し、低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管（C）等を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい破損を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

1. 容量

可搬型代替注水大型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉への注水量を可搬型代替注水大型ポンプ1台で $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を基に算定する。

＜移送先の圧力は約 0.604MPa とする＞

- ・東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

合計 約 $137.4\text{m} \approx 138\text{m}$

可搬型代替注水大型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し，吐出圧力を制限していることから $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については，メーカー設計値である 847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを
使用した複数個所への同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペデスタル（ドライウエル部）、格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため、重大事故等対応において、複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお、各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため、必要箇所への注水を継続しつつ、注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 3 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h		—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，L O C A 時注水機能喪失

第 4 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

第 6 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（L O C A 起因による炉心損傷事象）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

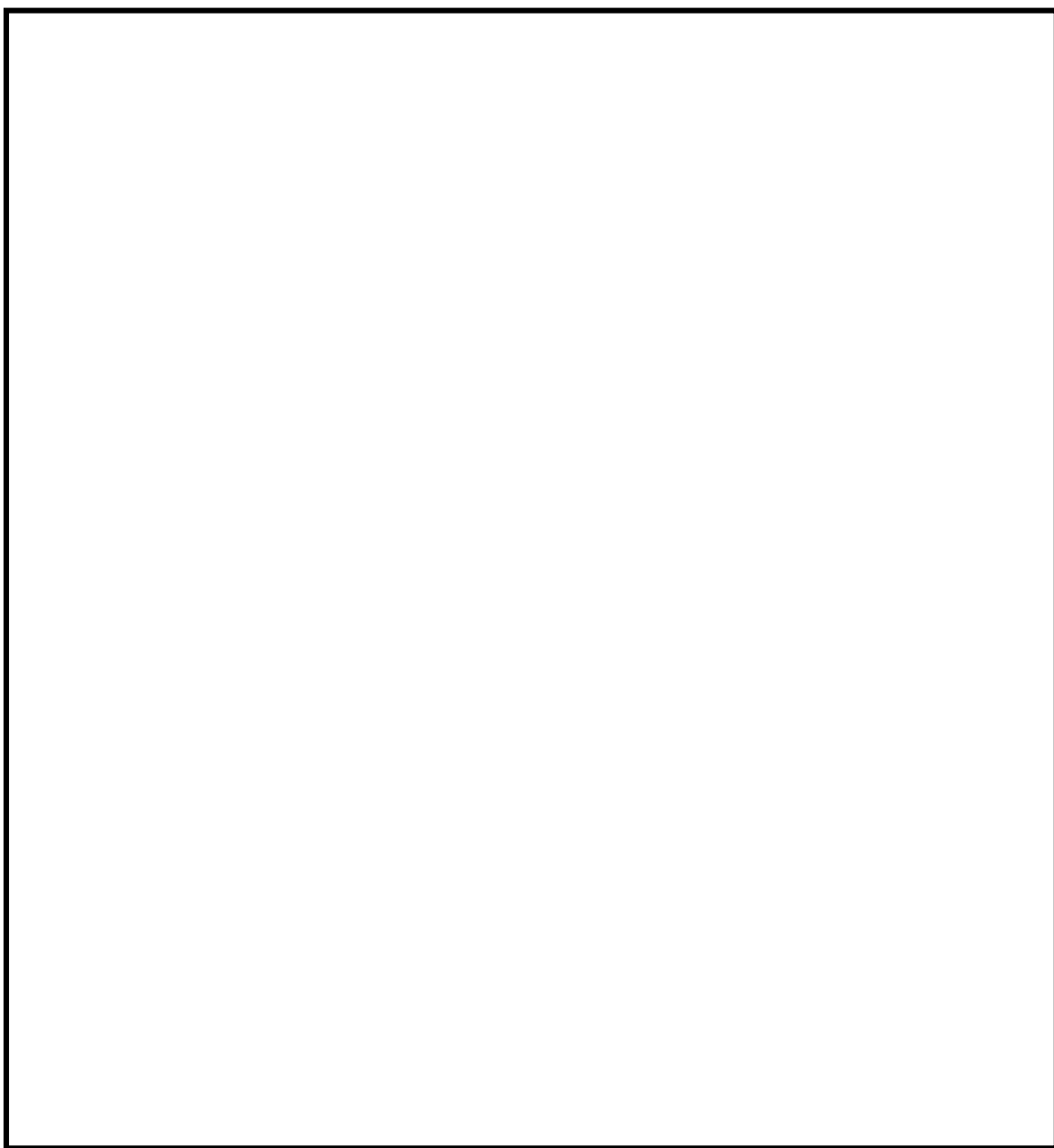
第 7 表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m ³ /h	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m ³ /h	—	114m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，熔融炉心・コンクリート相互作用

47-7 接続図

47-7-1

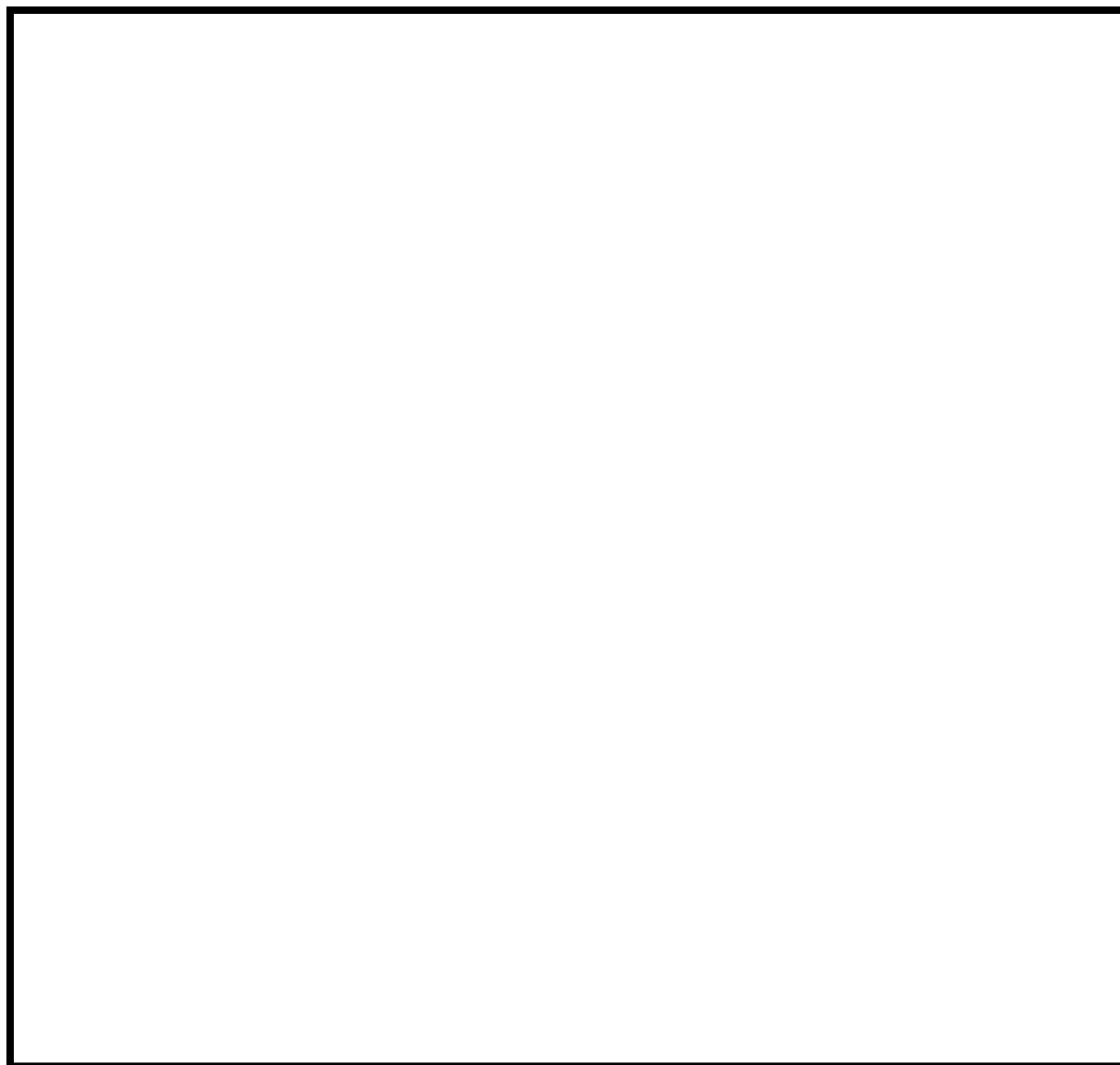


第47-7-1図 低圧代替注水系接続図

47-7-2

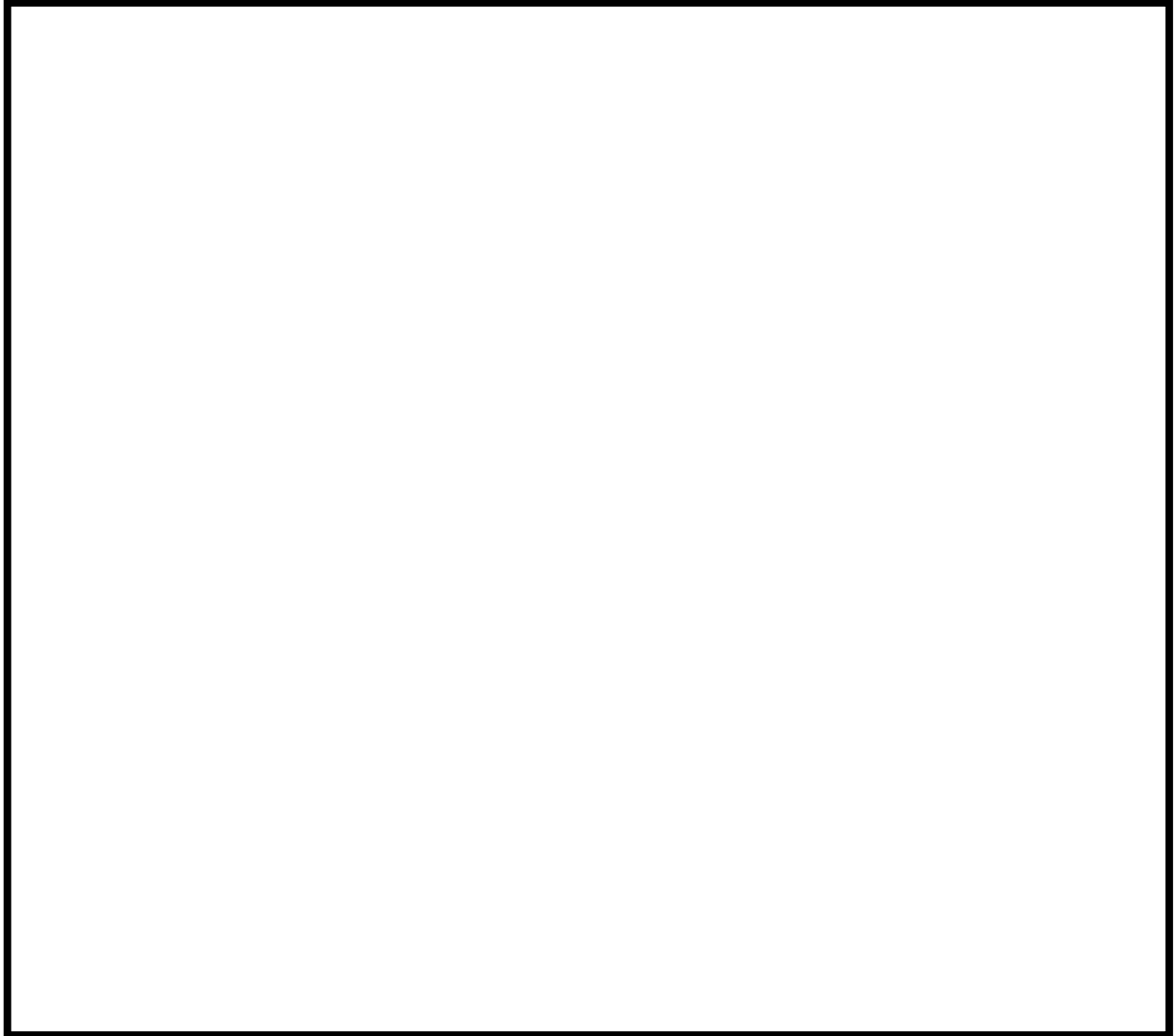
47-8 保管場所図

47-8-1



第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

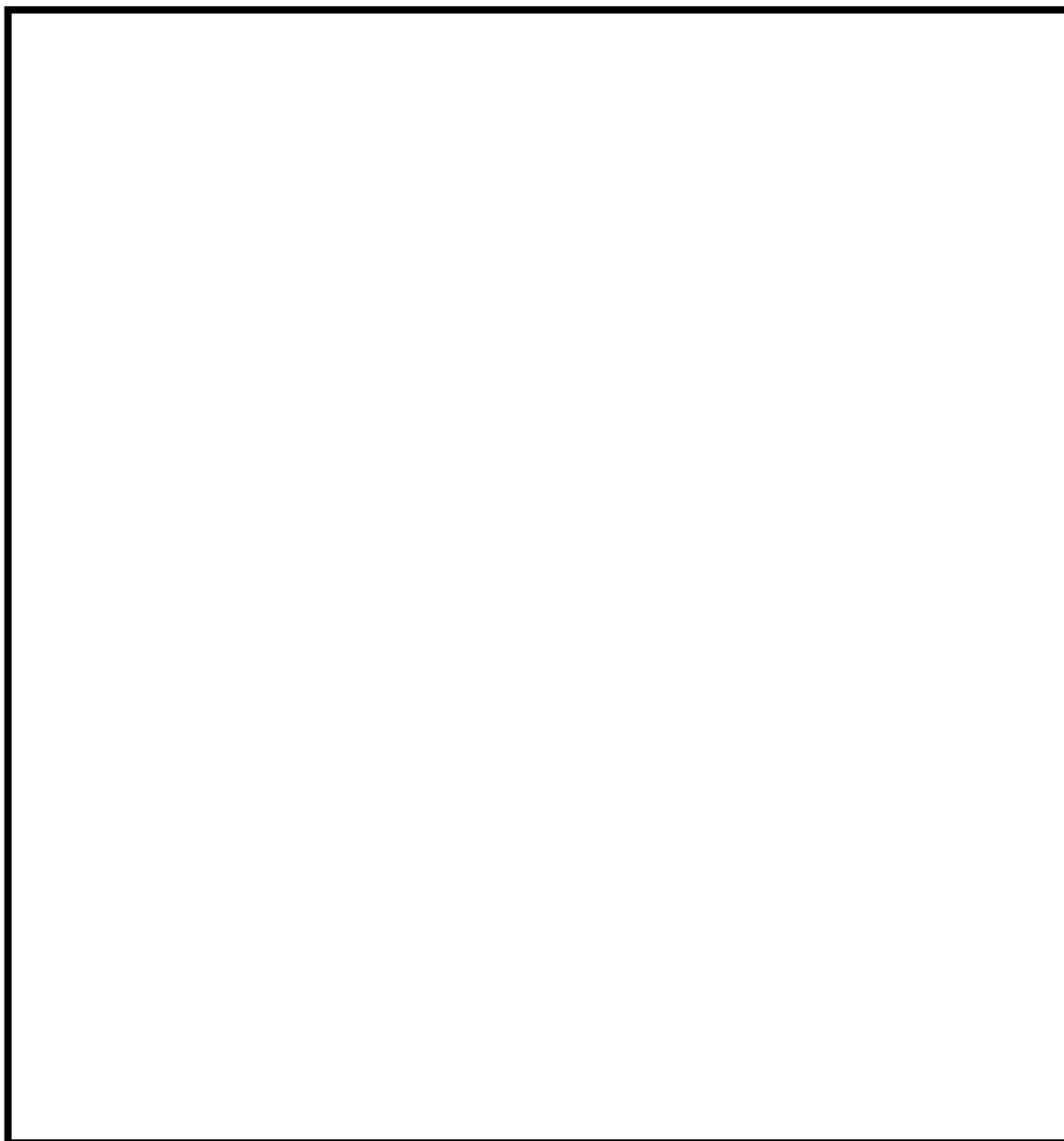
47-8-2



第 47-8-2 図 保管場所図（機器配置）

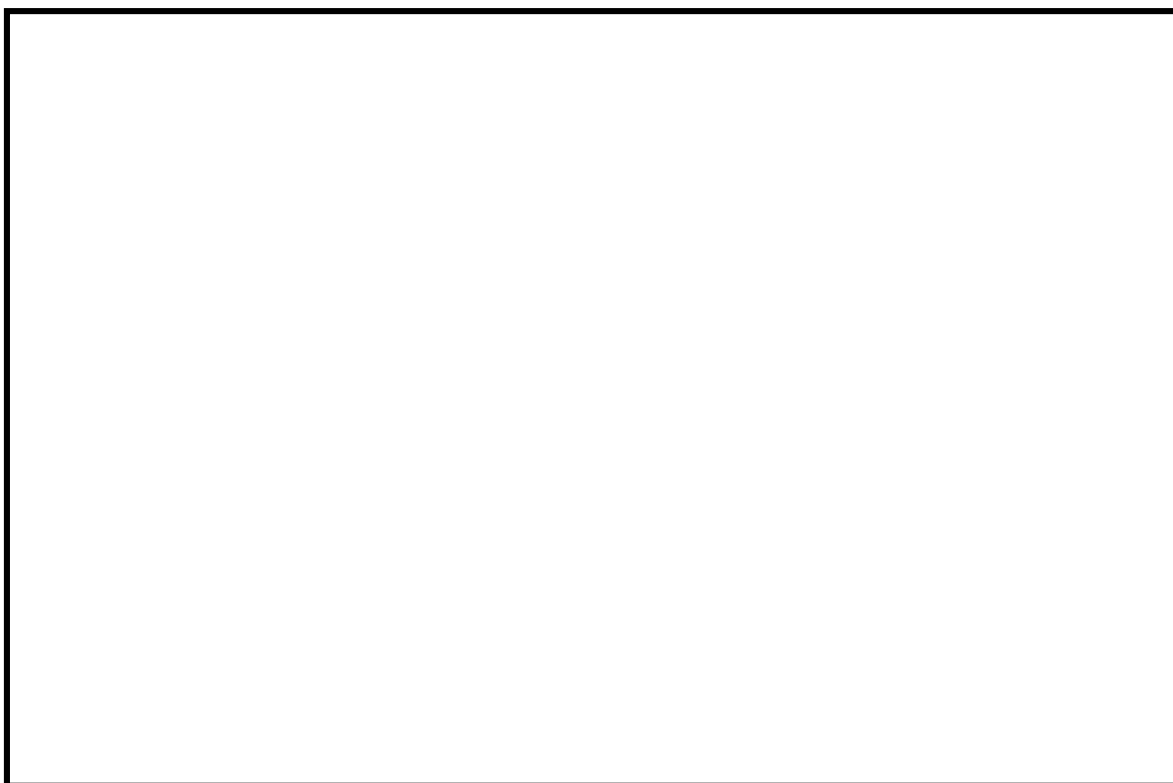
47-9 アクセスルート図

47-9-1

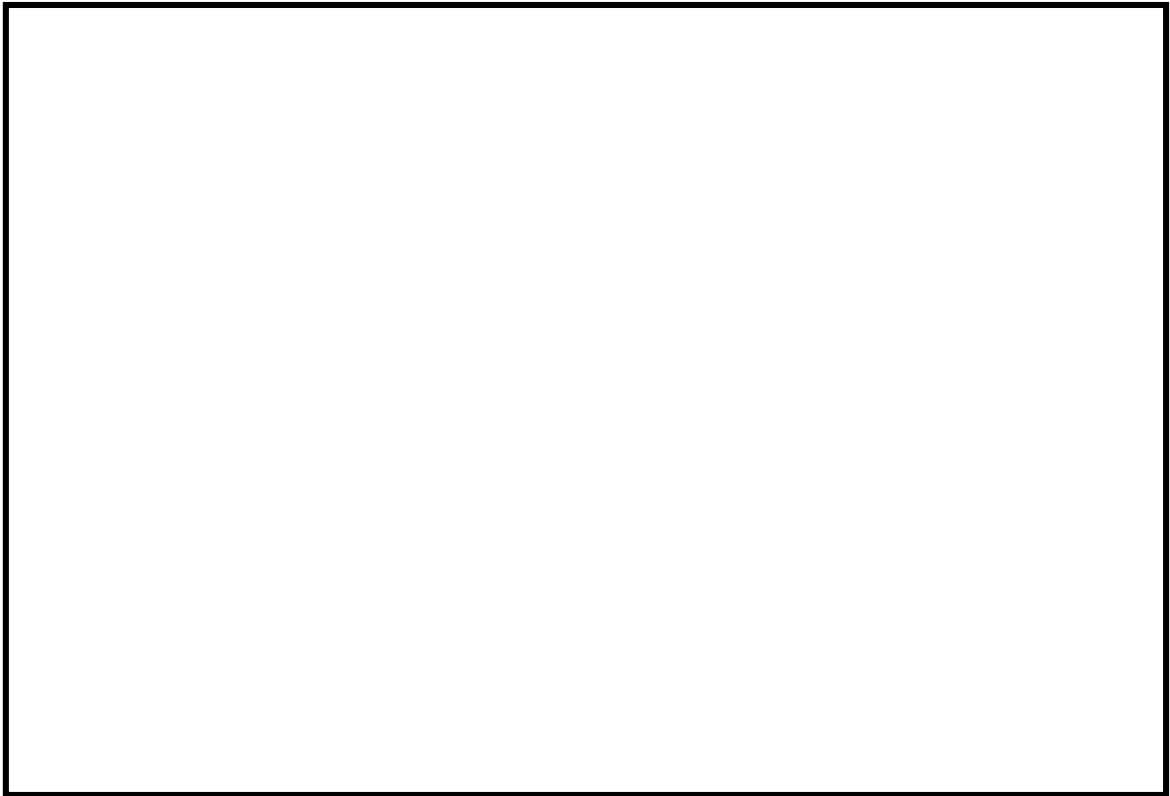


第 47-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図

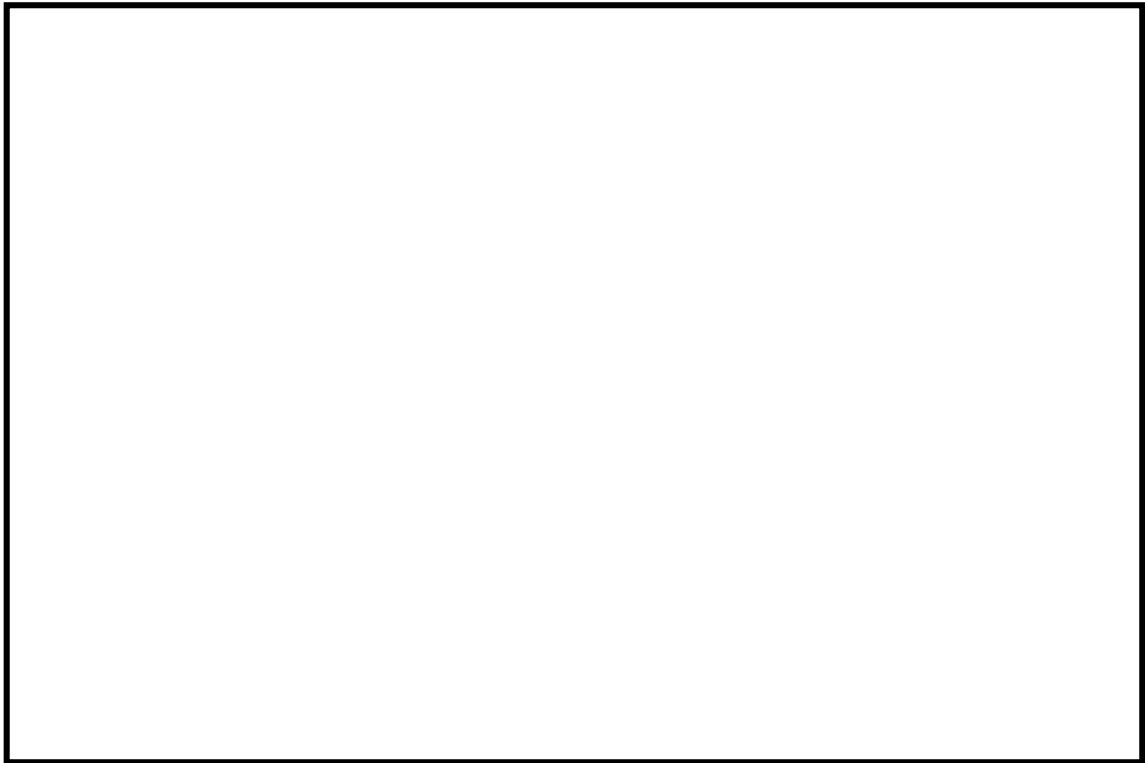
47-9-2



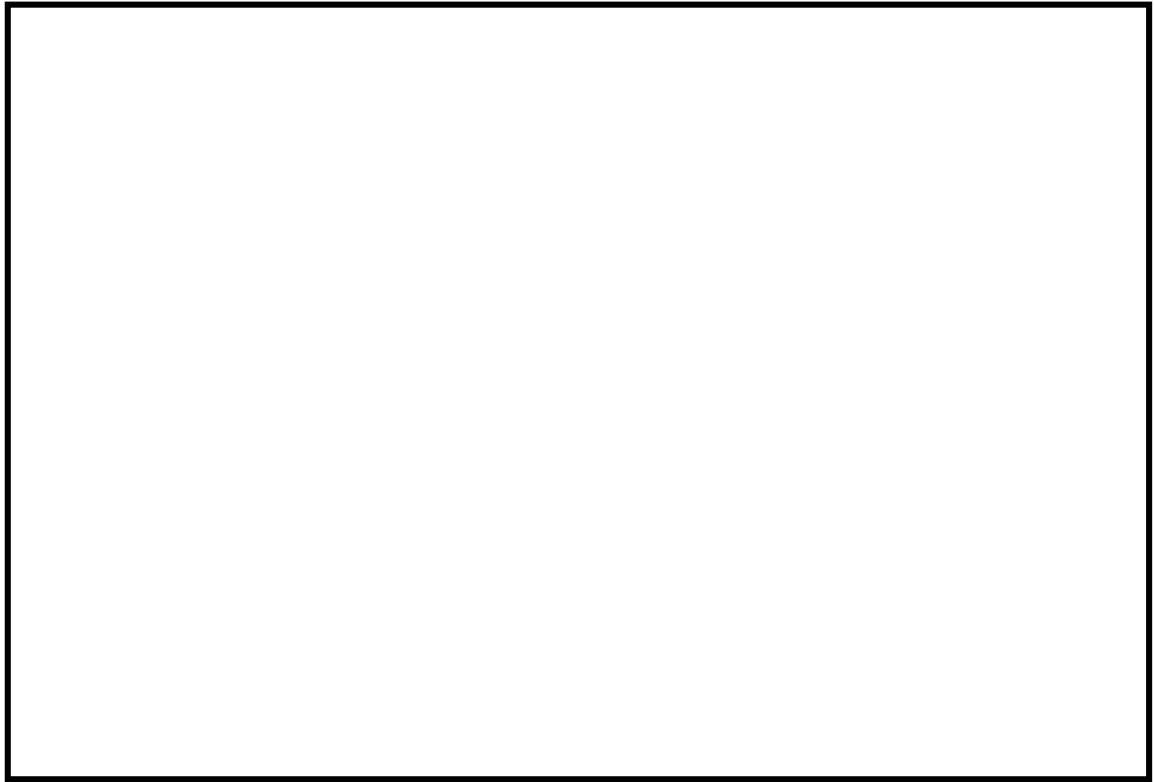
第 47-9-2 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート図



第 47-9-3 図 緊急時対策所～淡水貯水池 B～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート図



第 47-9-4 図 緊急時対策所～淡水貯水池 B～代替淡水貯槽までのアクセスル
ート図



第 47-9-5 図 緊急時対策所～淡水貯水池 A～代替淡水貯槽までのアクセスルート図

47-10 その他設備

47-10-1

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

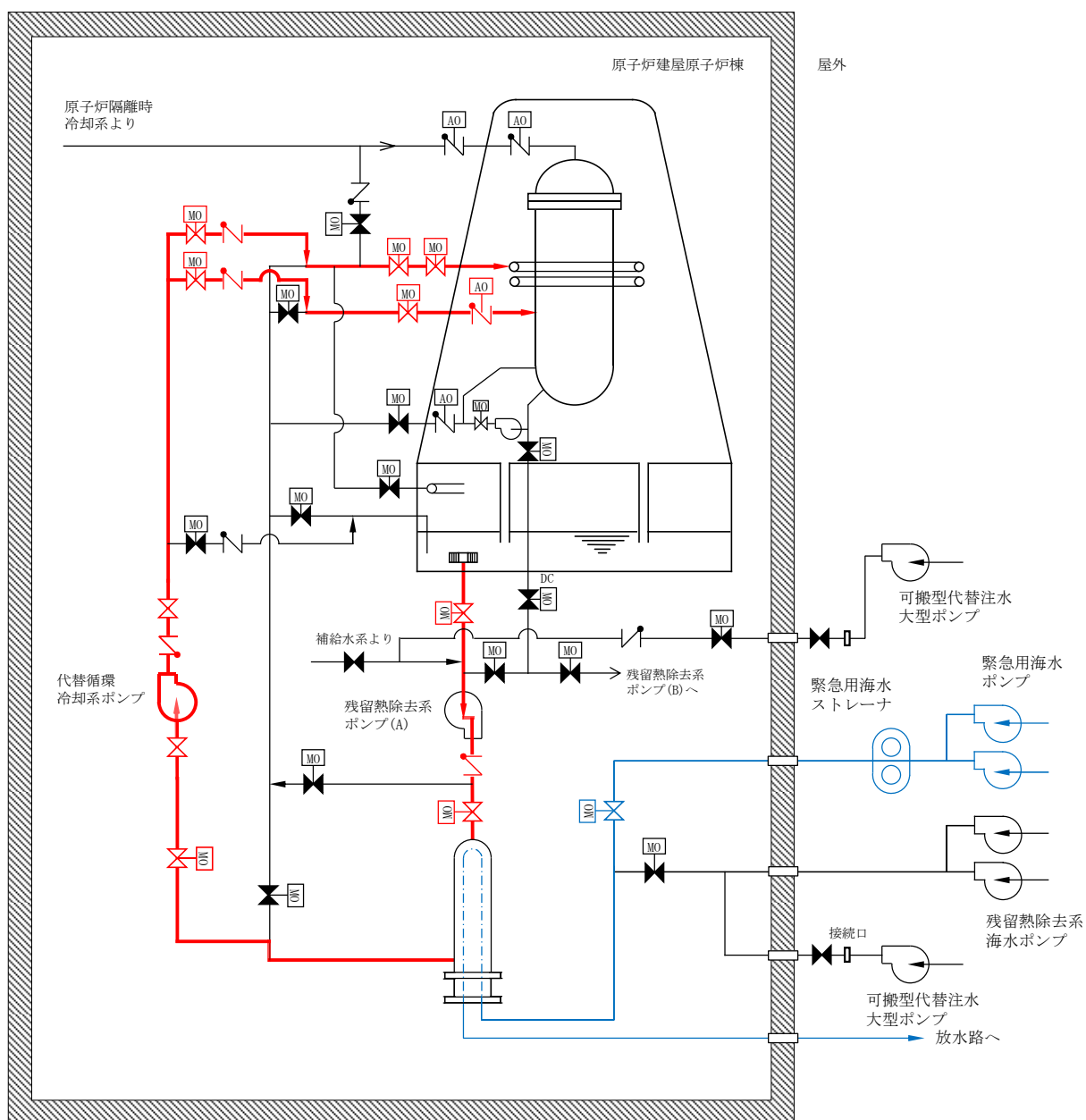
①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心損傷前の原子炉への注水が可能となるよう、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サプレッション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置された代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプにより送水するものとし、緊急用海水ポンプは、水源である海から、非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを通じて引き込む海水を使用する設計とする。残留熱除去系海水ポンプは、水源である海から、取水路を通じて海水を取水するものとし、津波時の引き波を考慮し貯留堰を設ける。

上記主要設備については、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として整備する代替循環冷却系と同じ設計とする。



緊急用海水系使用時の図を示す。

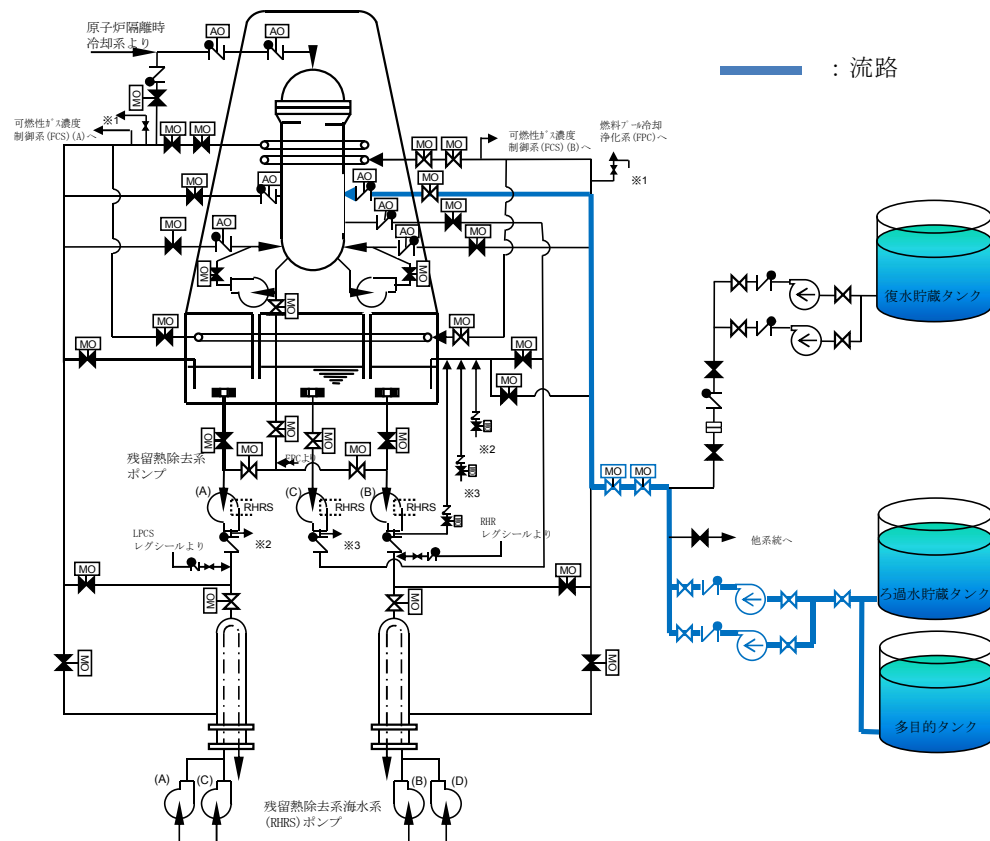
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系設備及び海水流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

②消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として消火系及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（ろ過水タンク及び多目的タンク）を水源とし、消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



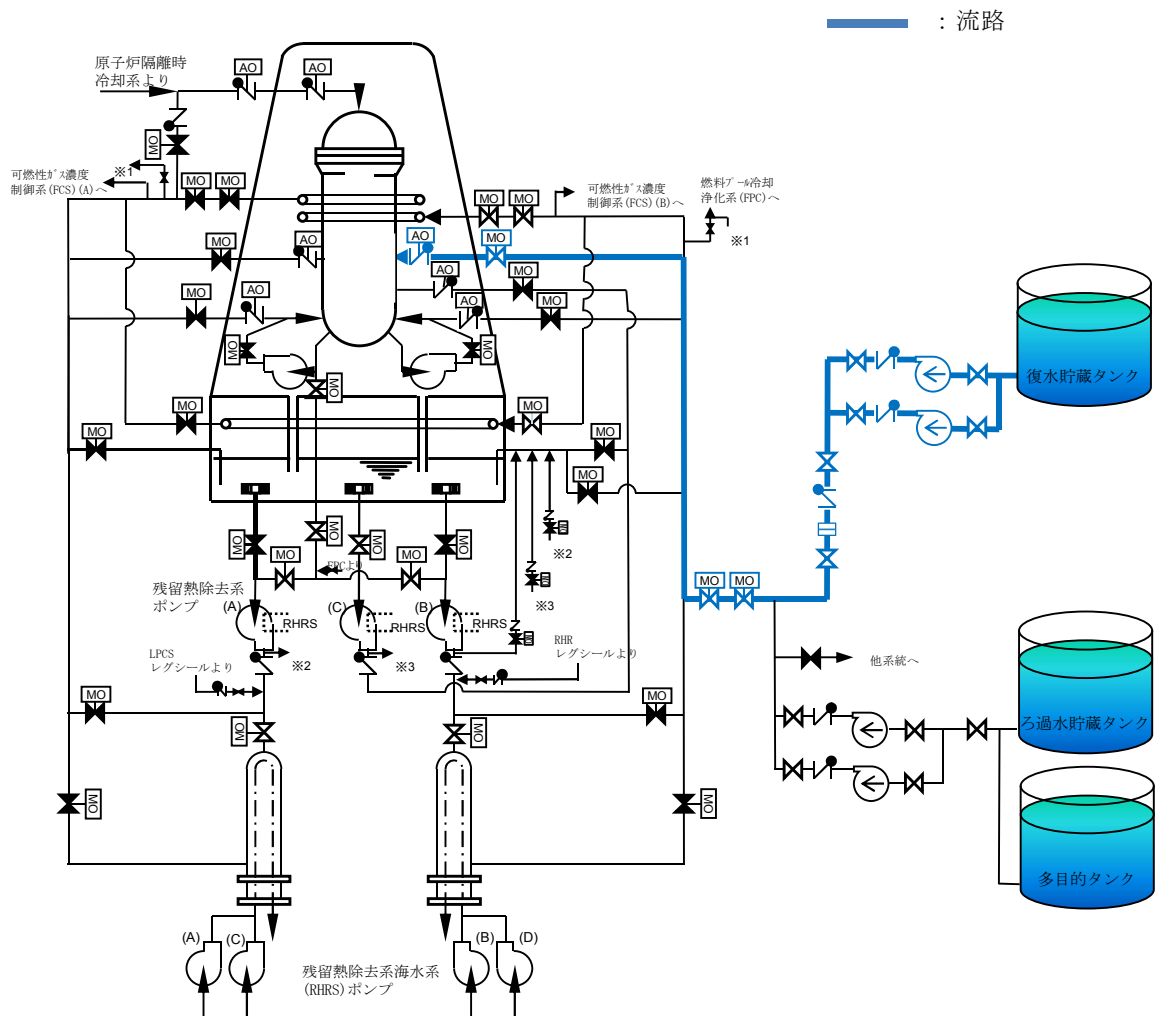
第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

47-10-4

③補給水系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ及び消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

補給水系を用いた原子炉注水手段については、復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、消火系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



第 47-10-3 図 補給水系による原子炉注水手順の概要図

47-11 その他

47-11-1

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）の類型化については、設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。

49-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				常設低圧代替注水系ポンプ		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・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	49-3 配置図, 49-3 配置図	
		第2号		操作性	中央制御室操作	A
				関連資料	49-4 系統図	
		第3号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F
				関連資料	49-5 試験及び検査	
		第4号		切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
				関連資料	49-4 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)	対象外	対象外
				関連資料	49-4 系統図	
		第6号		設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B
				関連資料	49-3 配置図	
	第2項	第1号		常設SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
				関連資料	49-6 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	防止設備－対象(代替対象D B設備有り)－屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)－異なる駆動源又は冷却源	C 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（可搬型）

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				可搬型代替注水大型ポンプ		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・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	I
				他設備からの影響	(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)	－
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	49-3 配置図	
		第2号		操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B
				関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図	
		第3号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部 入力)	ポンプ, 弁, ホース, 車両	A, B, F, M
				関連資料	49-5 試験及び検査	
		第4号		切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
				関連資料	49-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	49-4 系統図	
		第6号		設置場所	現場操作	A a
				関連資料	49-3 配置図	
	第3項	第1号		可搬SAの容量	重大事故等への対処に必要な容量2セットに加え予備を確保	A
				関連資料	49-6 容量設定根拠	
		第2号		可搬SAの接続性	より簡単な接続	B
				関連資料	49-7 接続図	
		第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a
				関連資料	49-3 配置図	
		第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	－
				関連資料	49-3 配置図	
		第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
				関連資料	49-8 保管場所図	
		第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B
				関連資料	49-9 アクセスルート図	
		第7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	防止設備－対象(代替対象D B設備有り)－屋外	A b
				サポート系要因	対象(サポート系有り)－異なる駆動源又は冷却源	C 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）

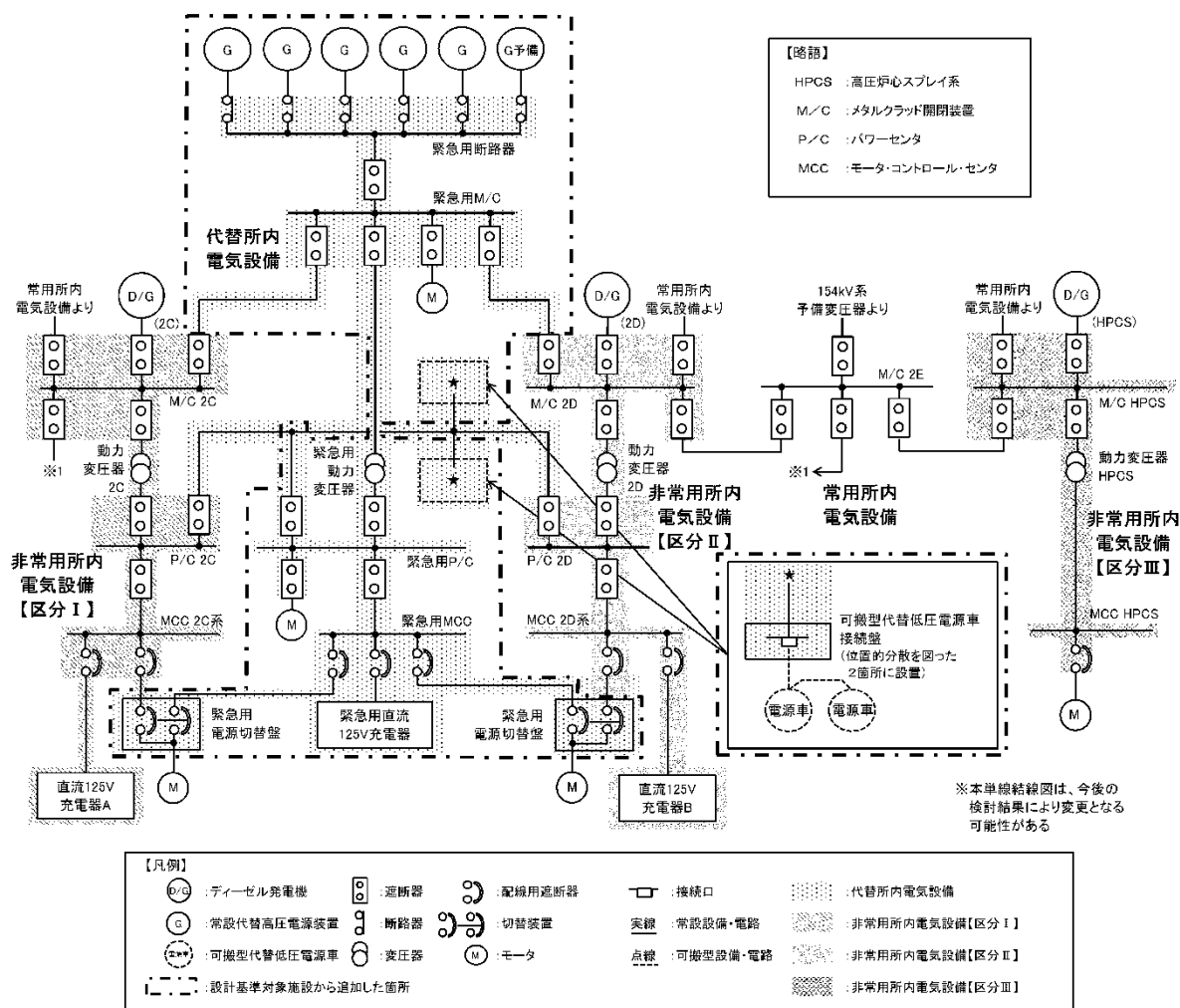
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） （設計基準拡張）		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A	
			関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁, 配管		A, B, F	
			関連資料		—			
		第4号	切替え性		当該設備の使用に当たり系統切替が不要		B b	
			関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B 設備と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)		対象外		対象外
				関連資料		—		
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備		B	
			関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同市用の容量で設計)		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		防止設備－(共通要因の考慮対象設備なし)－屋内		対象外
				サポート系要因		対象(サポート系あり)－異なる駆動源		C 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49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				滞留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）（設計基準拡張）		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(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)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—
				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, 弁, 配管		A, B, F	
			関連資料		—			
		第4号	切替え性		当該設備の使用に当たり系統切替が不要		B b	
			関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B 設備と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)		対象外		対象外
				関連資料		—		
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備		B	
			関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同一市用の容量で設計)		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		防止設備－(共通要因の考慮対象設備なし)－屋内		対象外
				サポート系要因		対象(サポート系あり)－異なる駆動源		C a
				関連資料		本文		

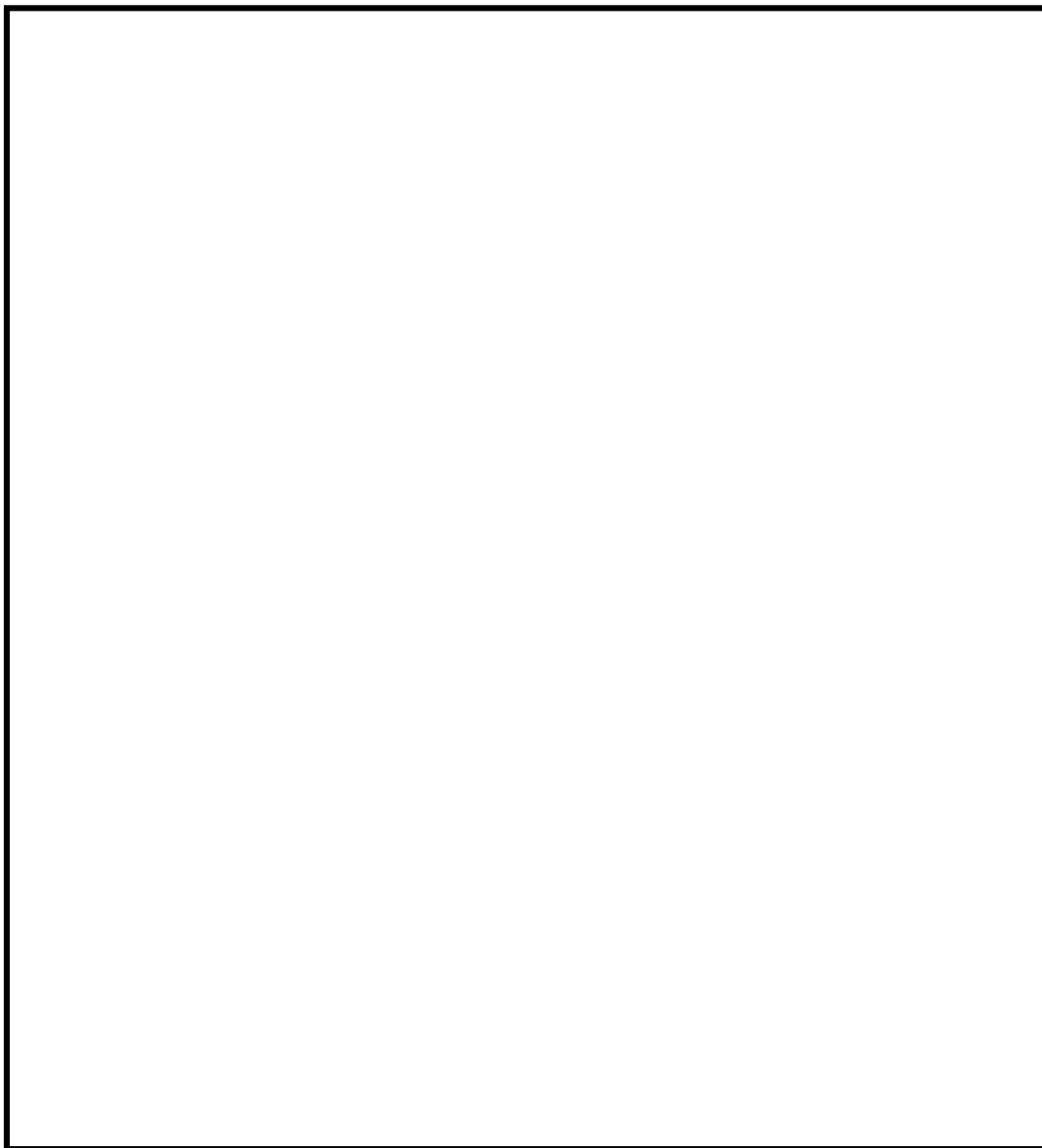
49-2 電源構成図

49-2-1

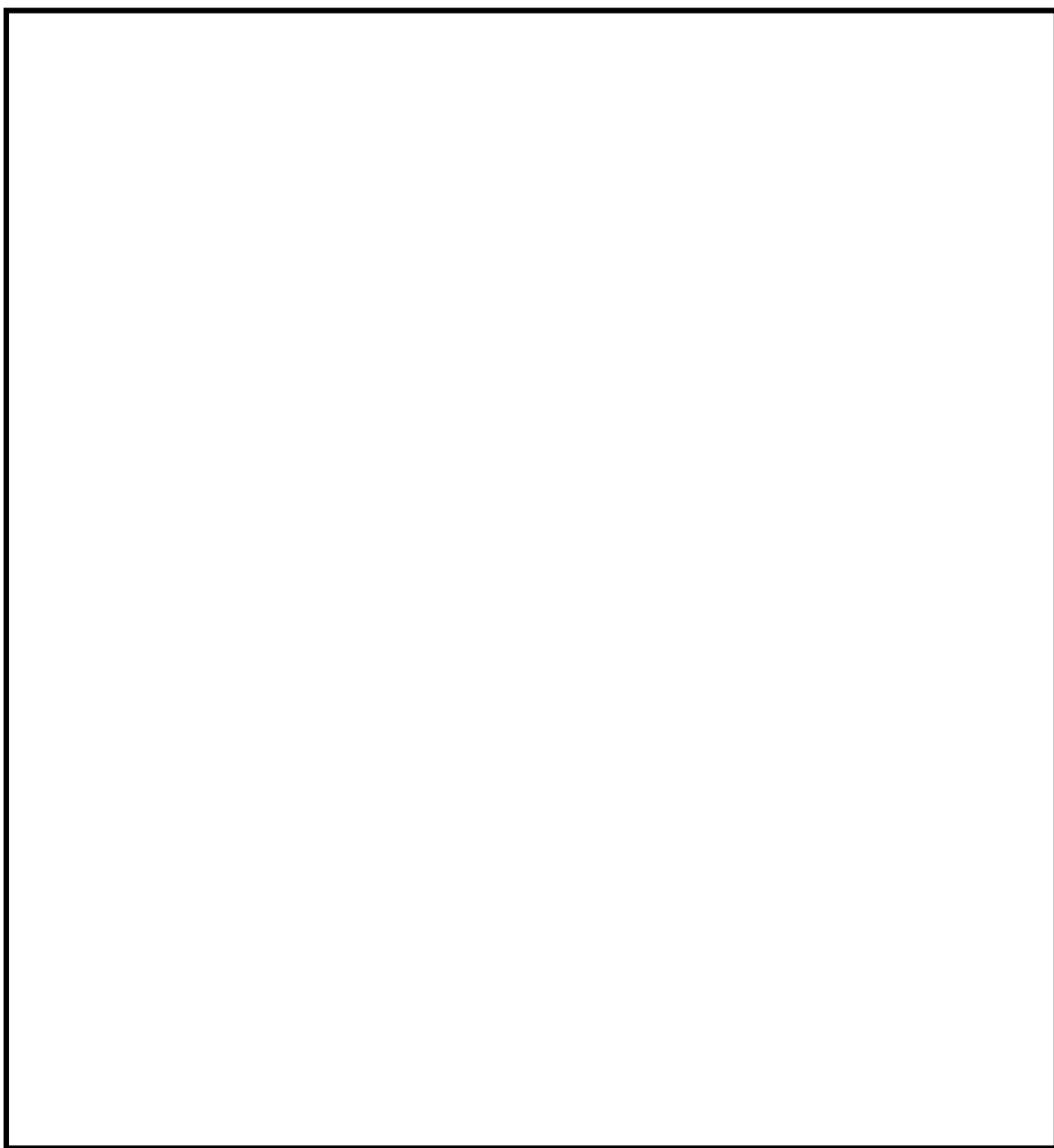


第 49-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）

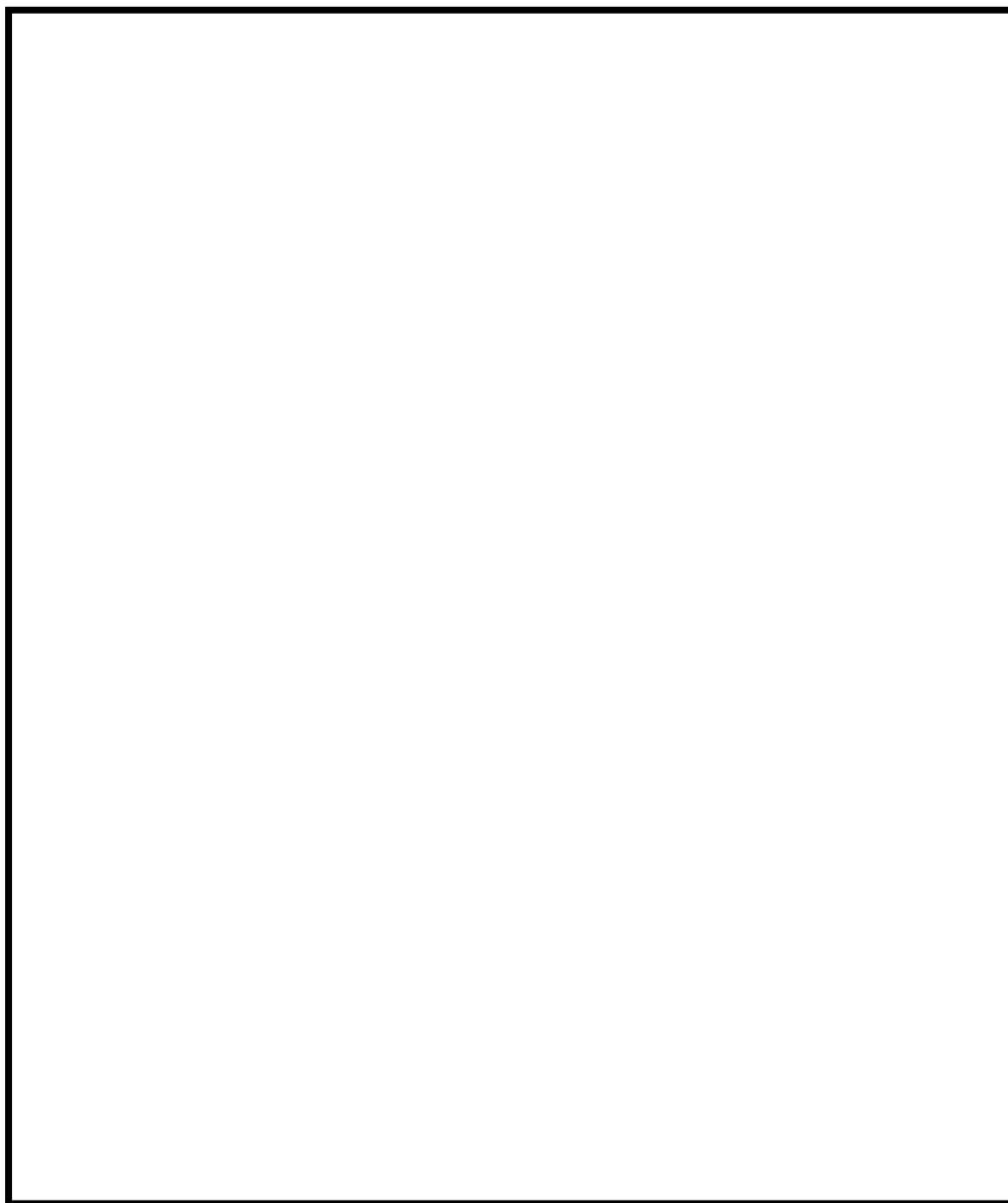
49-3 配置図



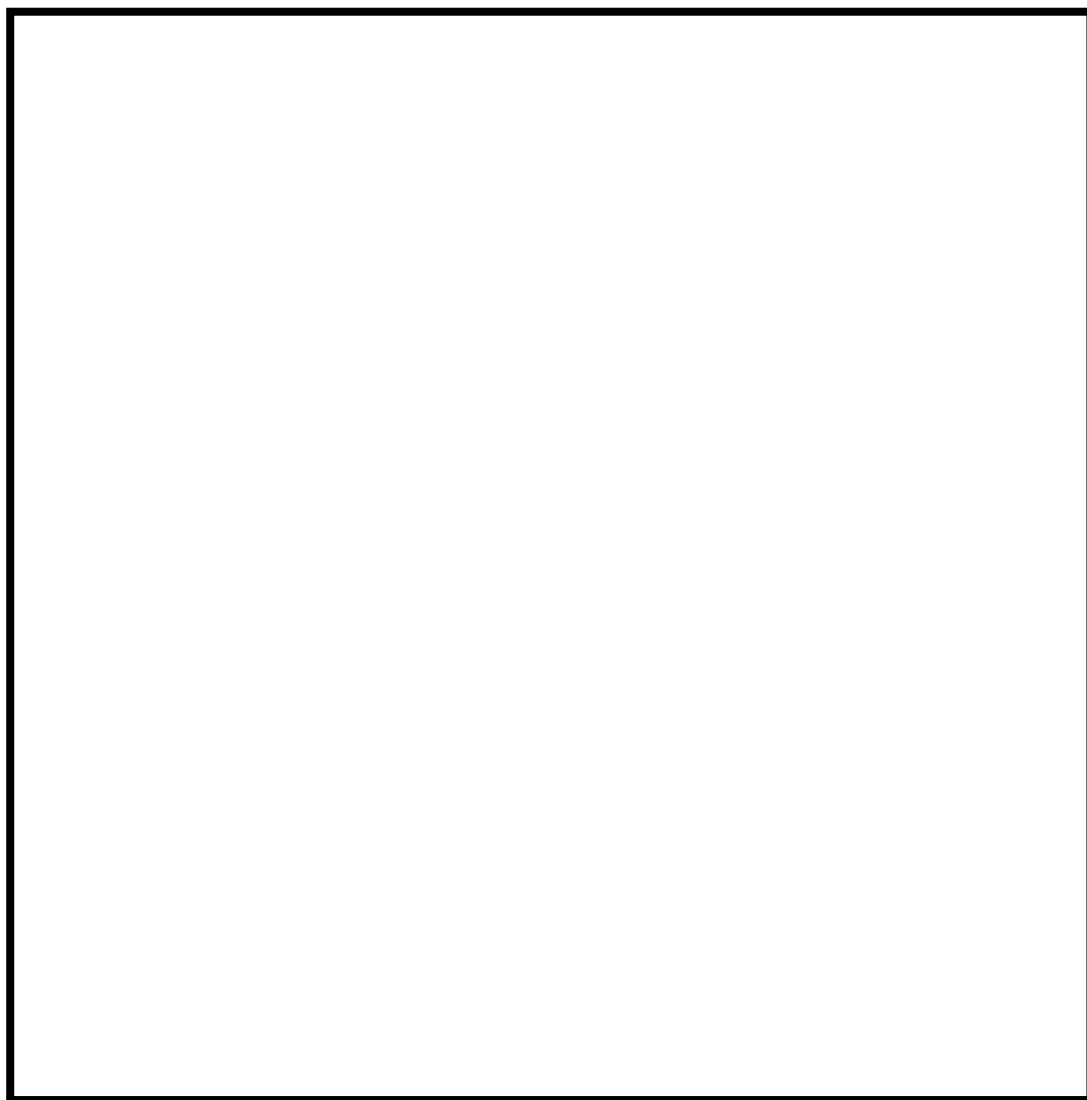
第 49-3-1 図 構内全体配置図



第 49-3-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (1／3)



第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (2/3)



(新設する弁を示す)

第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (3/3)

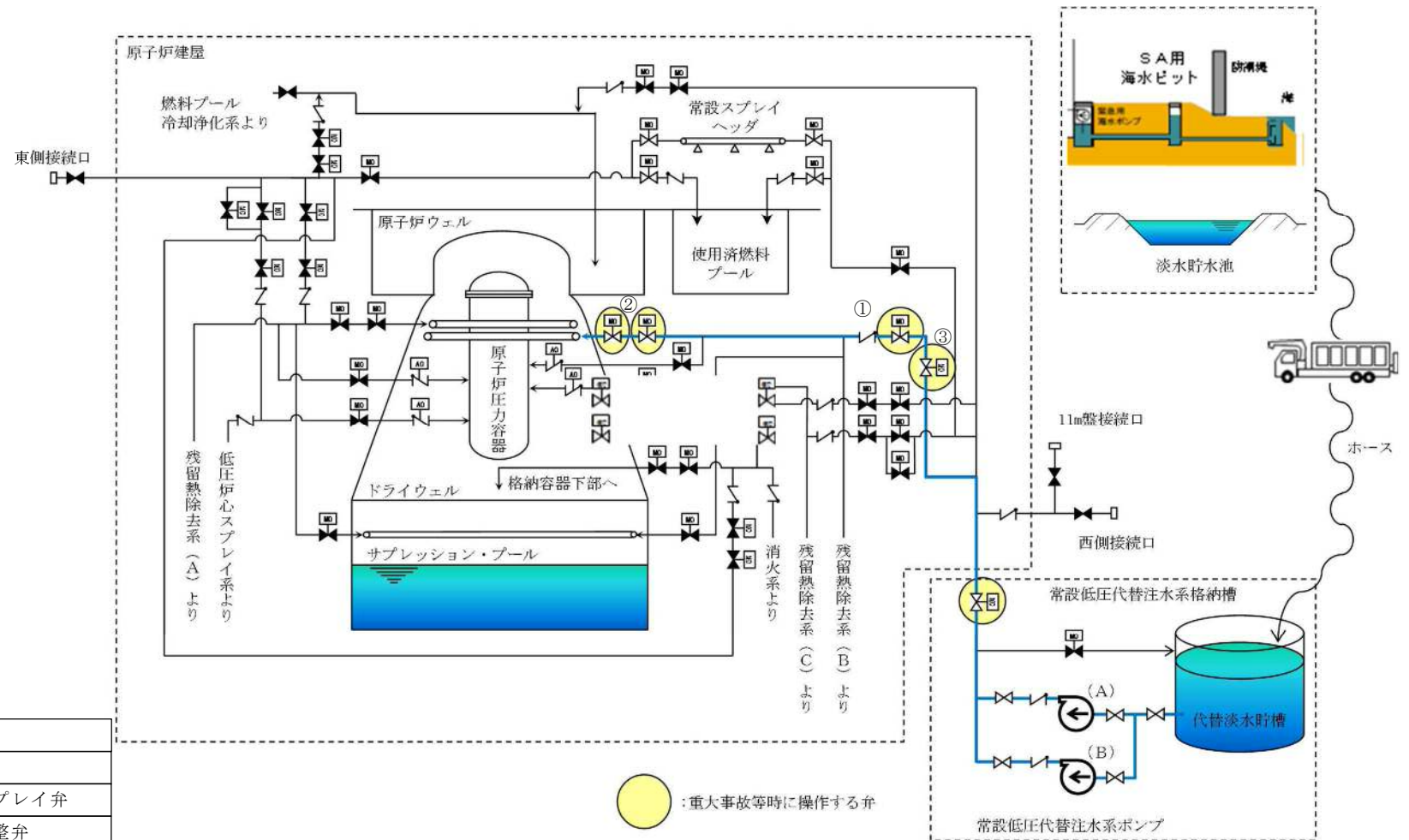
(原子炉建屋 4 階)

49-4 系統図

49-4-1

□ : 主要設備

— : 流路



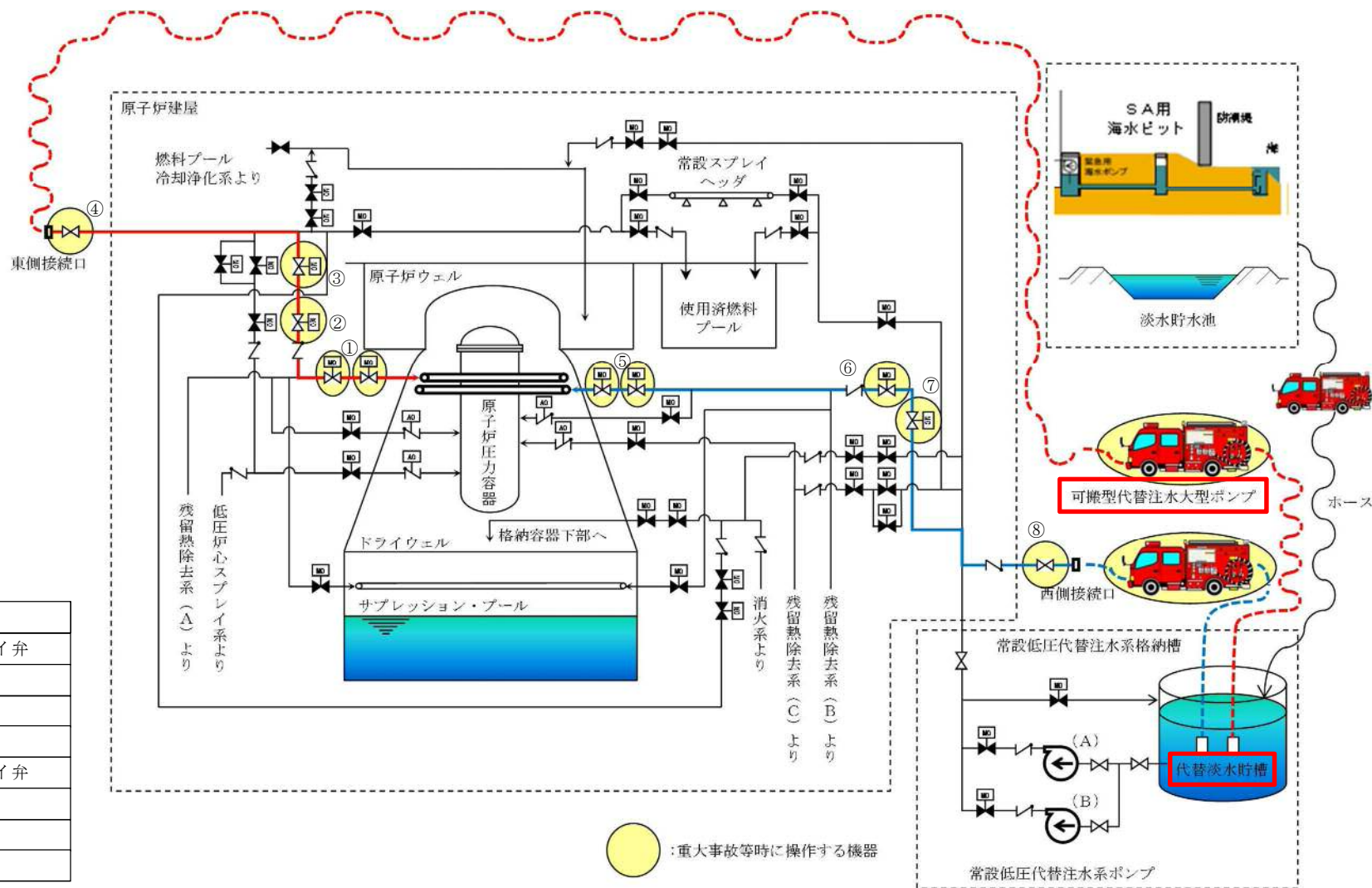
第 49-4-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 系統概要図

□ : 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
① 残留熱除去系 (A) D/W スプレイ 弁
② 代替格納容器スプレイ注水弁
③ 代替格納容器スプレイ流量調整弁
④ 東側接続口附属の弁
⑤ 残留熱除去系 (B) D/W スプレイ 弁
⑥ 代替格納容器スプレイ注水弁
⑦ 代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑧ 西側接続口附属の弁

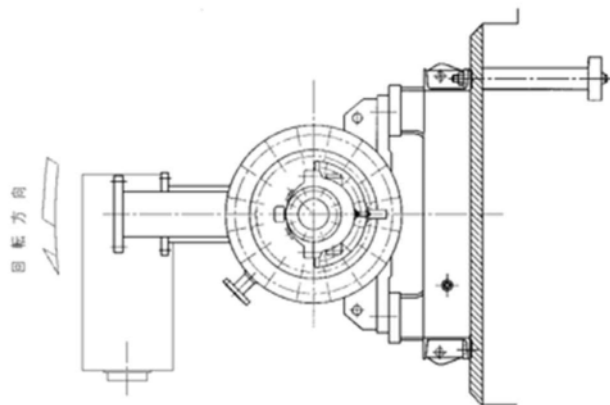
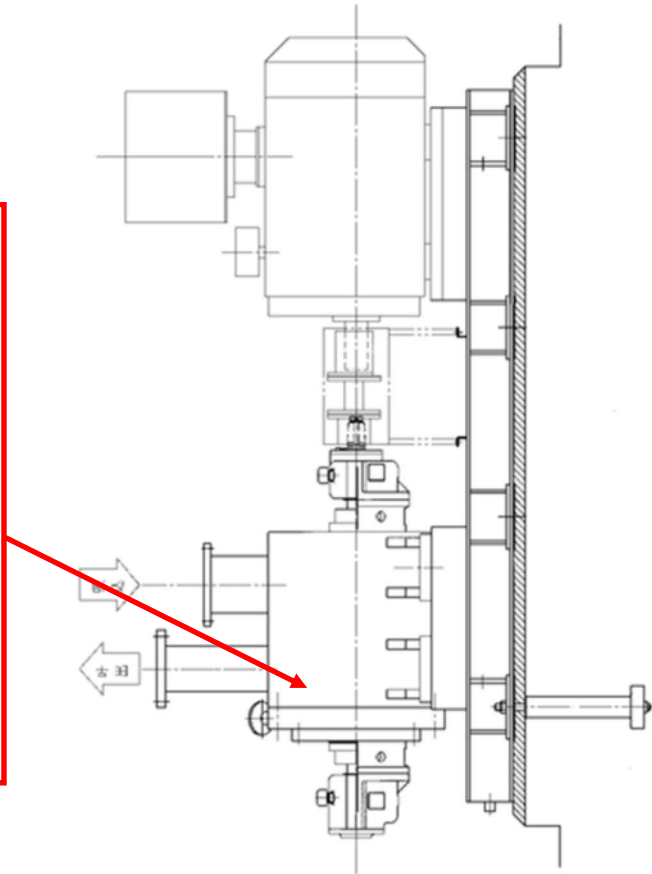


第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) システム概要図

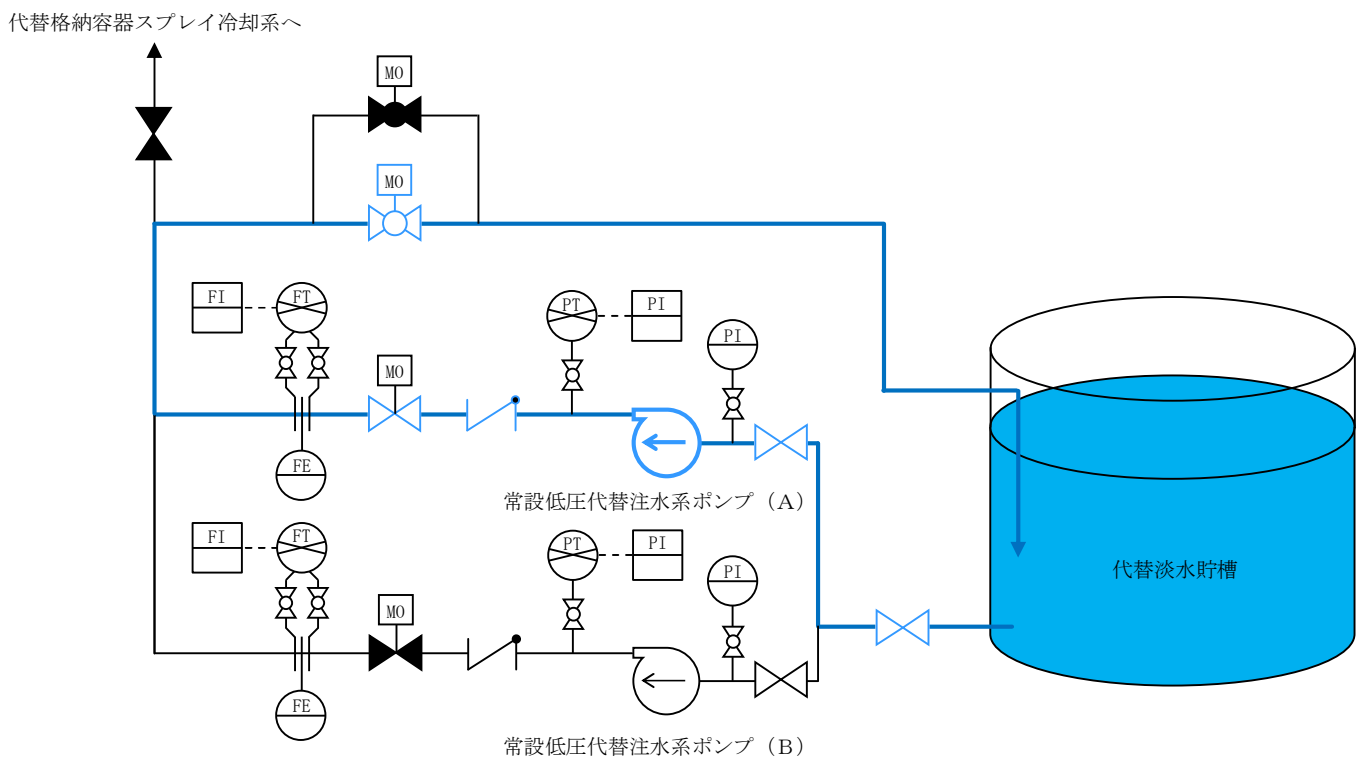
49-5 試験及び検査

49-5-1

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。

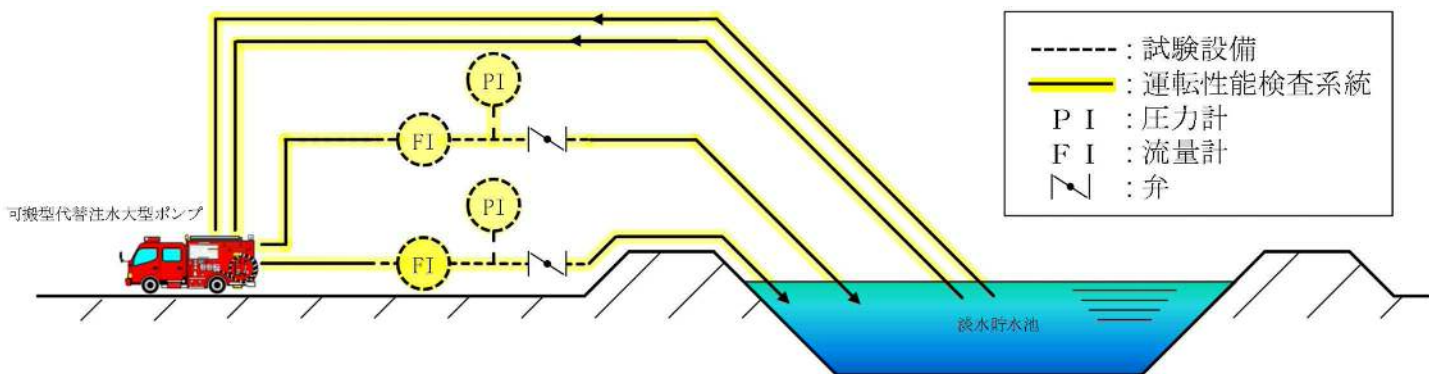


第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても、（A）系と同様に、代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。

第 49-5-2 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）



図は可搬型代替注水大型ポンプ運転性能検査系統を示す。運転性能検査時は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池近傍に設置し、ホース及び試験設備を仮設し、淡水貯水池の水を再循環させる系統で運転性能検査を行う。

第 49-5-3 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレー冷却系
(可搬型代替注水大型ポンプ)

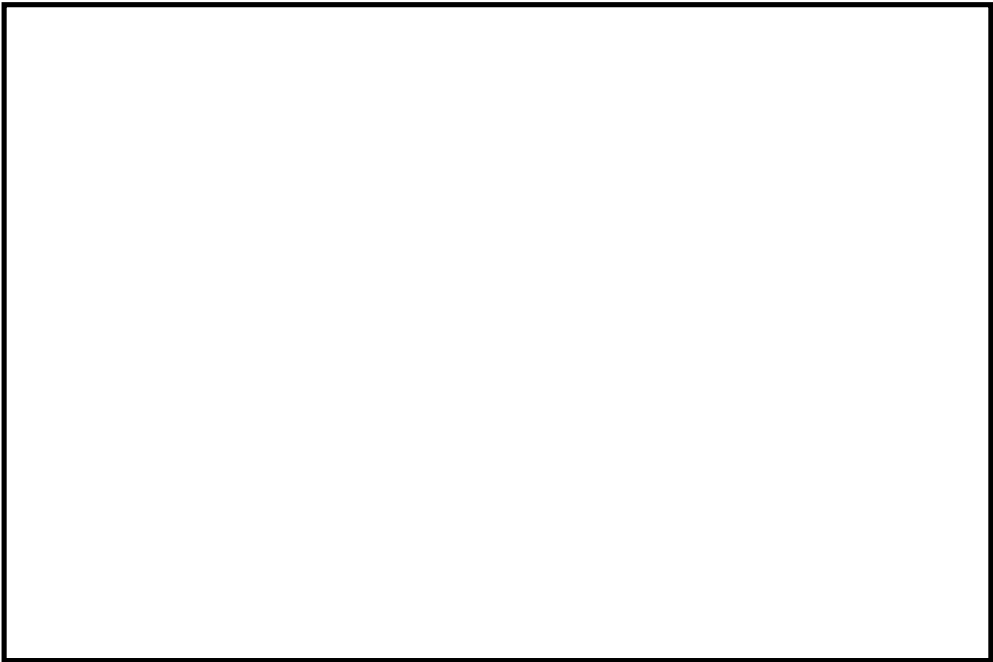
49-6 容量設定根拠

49-6-1

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容 量	m ³ ／h／個	150（注1），（約200（注2））
全揚程	m	144(注1)，（約200(注2)）
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW／個	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
【設定根拠】 常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において，格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。 また，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並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。 これらの系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，残留熱除去系配管を経由して，格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。 なお，重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。		

名称	常設低圧代替注水系ポンプ						
1. 容量 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）、L O C A時注水機能喪失及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、格納容器へのスプレイ流量が$300\text{m}^3/\text{h}$であり、ポンプ2個運転において1個当たり$150\text{m}^3/\text{h}$が必要となることから、約$200\text{m}^3/\text{h}$（公称値）の容量を確保する設計とする。 また、格納容器スプレイ冷却系は、低圧代替注水系（常設）等と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。 2. 全揚程 格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。 ＜移送先の圧力は約0.604Mpaとする＞ <table> <tr> <td>水源と移送先の圧力差</td><td>約62.9m</td></tr> <tr> <td>静水頭</td><td>約45.9m</td></tr> <tr> <td>配管及び弁類圧損</td><td>約35.0m</td></tr> </table>		水源と移送先の圧力差	約62.9m	静水頭	約45.9m	配管及び弁類圧損	約35.0m
水源と移送先の圧力差	約62.9m						
静水頭	約45.9m						
配管及び弁類圧損	約35.0m						

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
合計 約143.8m ≒ 144m	
3. 最高使用圧力 常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。 4. 最高使用温度 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は，水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。 5. 電動機出力 代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h，揚程200mの時の必要軸動力は，下記の式より約□kWとなる。 $P=10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100)$ $=10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100)$ $=\square kW \div \square kW$ P：必要軸動力（kW） P_w：水動力（kW） ρ：流体の密度（kg/m³）=1000 g：重力加速度（m/s²）=9.80665 Q：ポンプ容量（m³/h）=200 H：ポンプ揚程（m）=200（第49-6-1 図参照） η：ポンプ効率（%）=約□（第49-6-1 図参照） （参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））	

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
 第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線 以上より，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約 kWであり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。	

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ ／h／個	130（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	138（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW／個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
【設定根拠】 可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。 可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために設置する。 可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽等を水源として、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置する複数の接続口に接続し、残留熱除去系配管を経由して格納容器へスプレイすることにより、炉心の著しい損傷を防止する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。		

1. 容量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（A）又は（B）を介して原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、格納容器へのスプレイ流量を可搬型代替注水大型ポンプ1台で $130\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を基に算定する。

＜移送先の圧力は約 0.604MPa とする＞

- ・ 東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

合計 約 $137.4\text{m} \approx 138\text{m}$

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し、吐出圧力を制限していることから $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

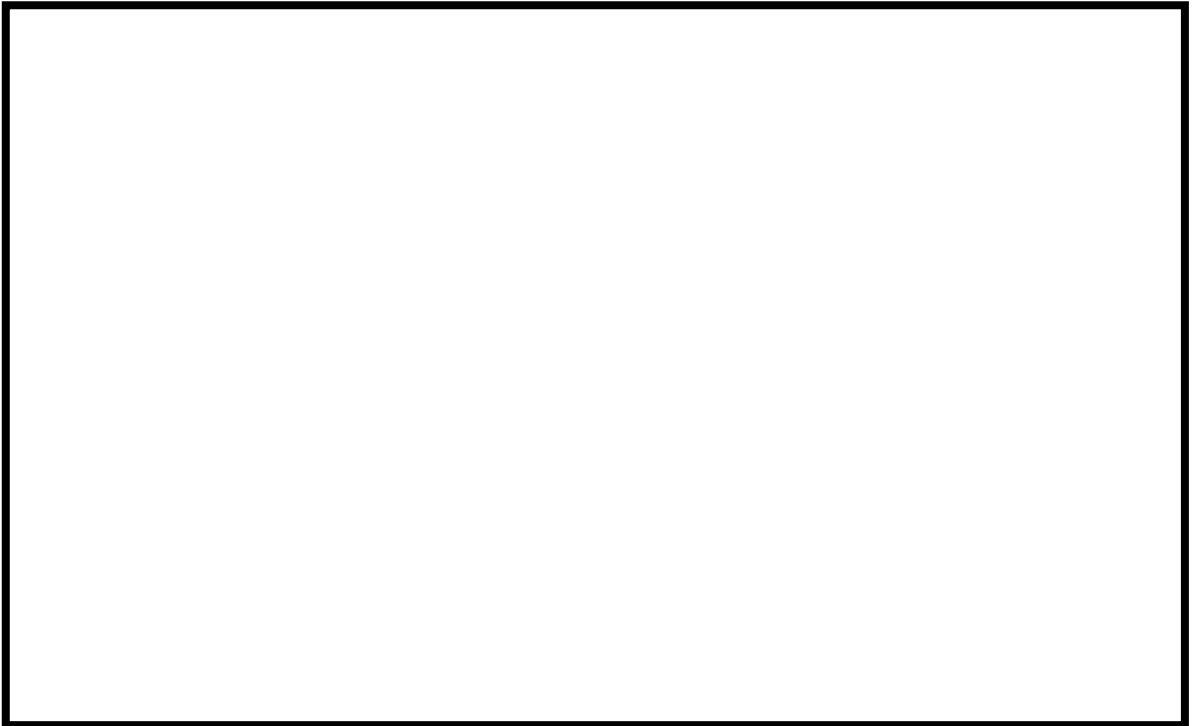
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約 $847\text{kW}/\text{個}$ とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを
使用した複数個所への同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペDESTAL（ドライウェル部）、格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため、重大事故等対応において、複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお、各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため、必要箇所への注水を継続しつつ、注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 3 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h		—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，L O C A 時注水機能喪失

第 4 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

第 6 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（L O C A 起因による炉心損傷事象）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

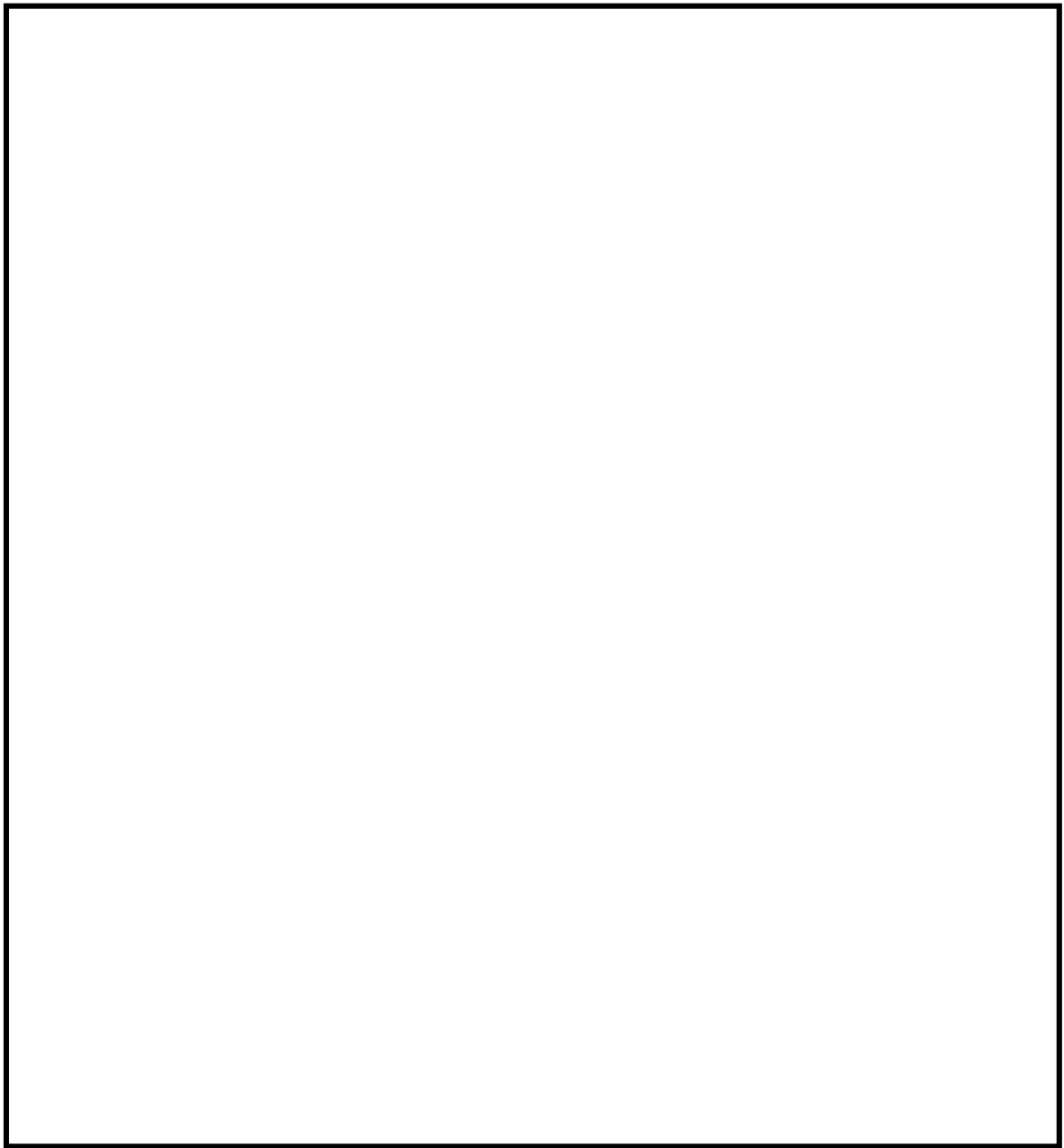
第 7 表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m ³ /h	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m ³ /h	—	114m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

49-7 接続図

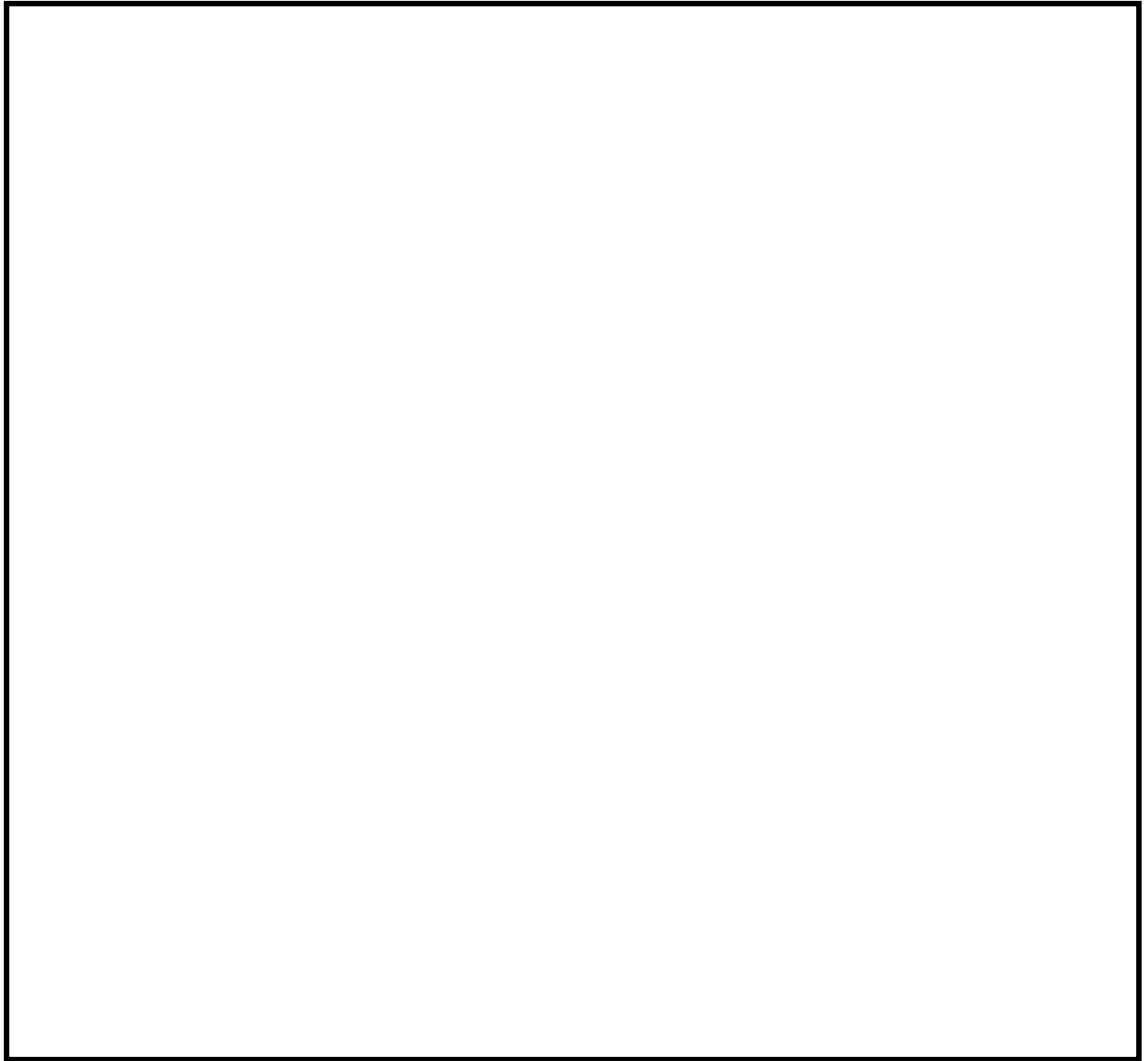
49-7-1



第49-7-2図 代替格納容器スプレイ冷却系接続図

49-8 保管場所図

49-8-1

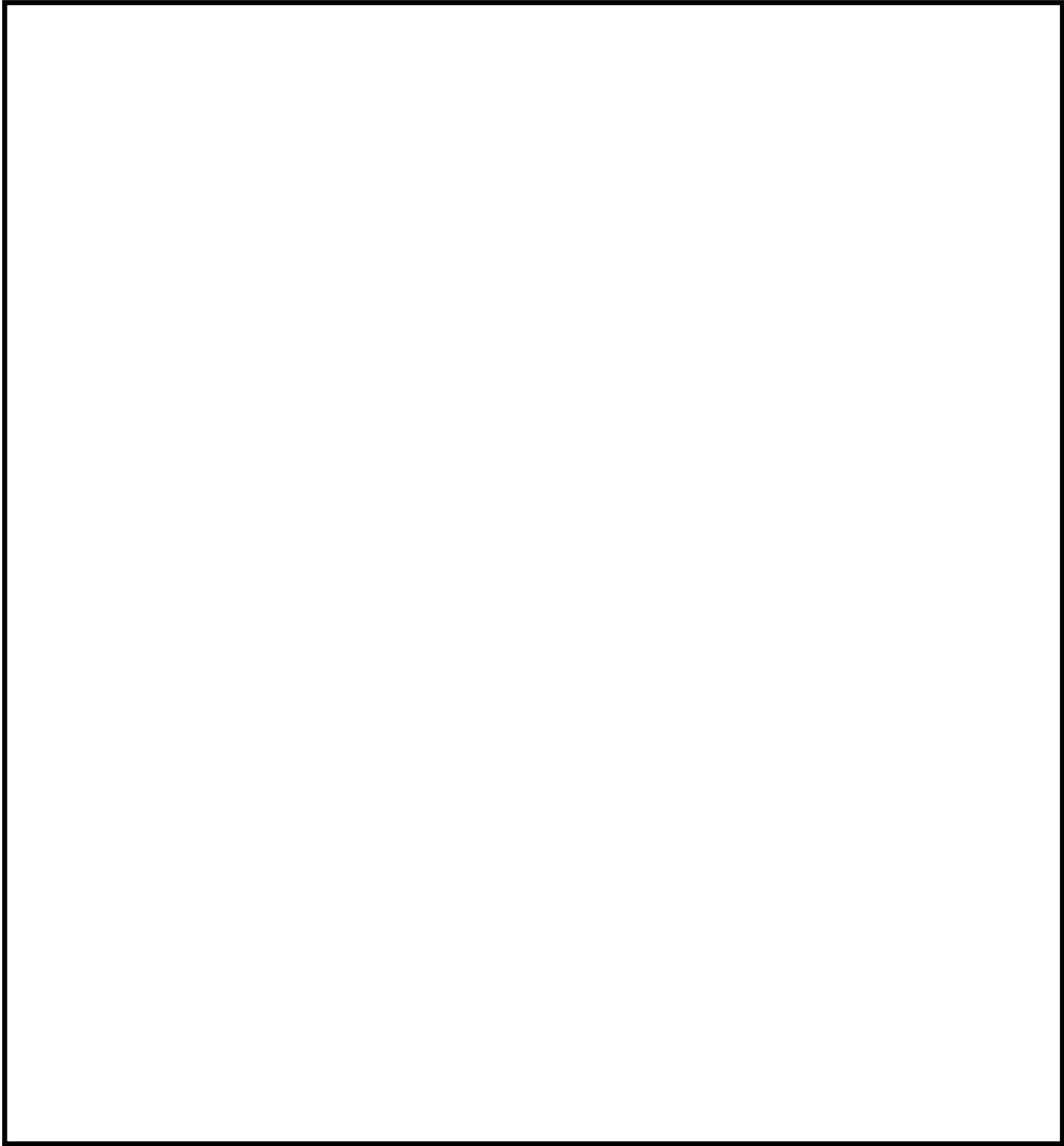


第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

49-8-2

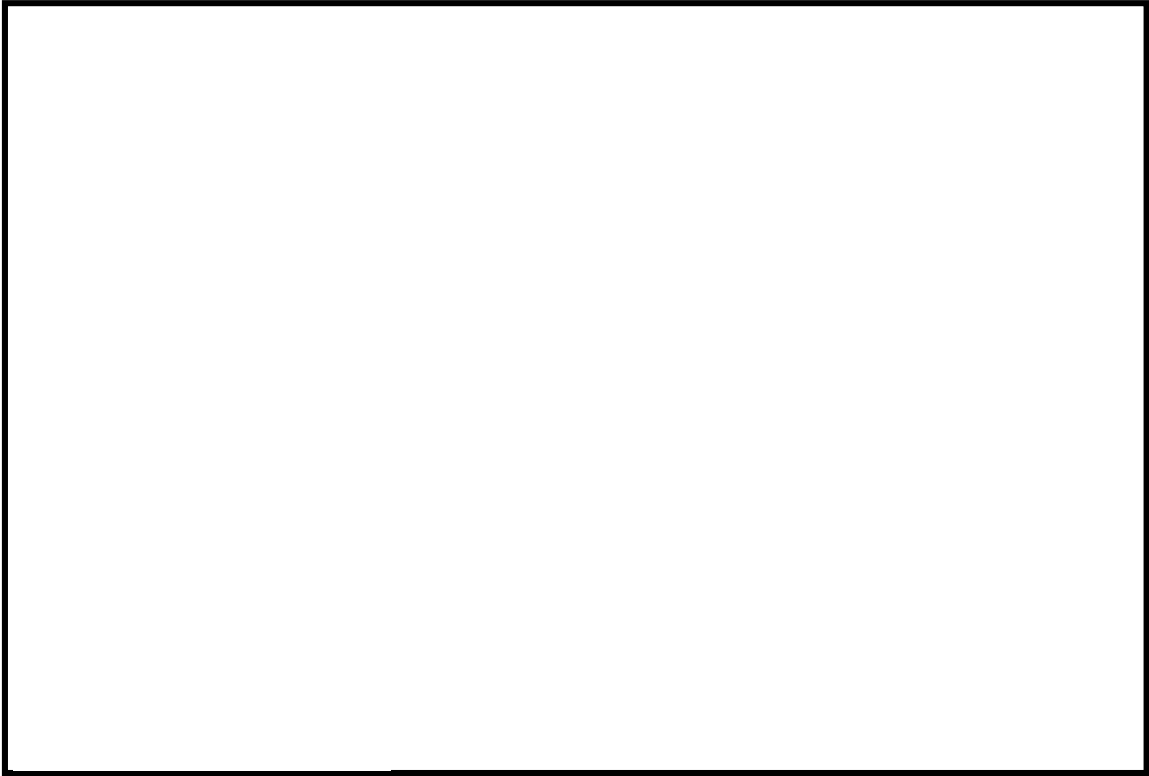
49-9 アクセスルート図

49-9-1

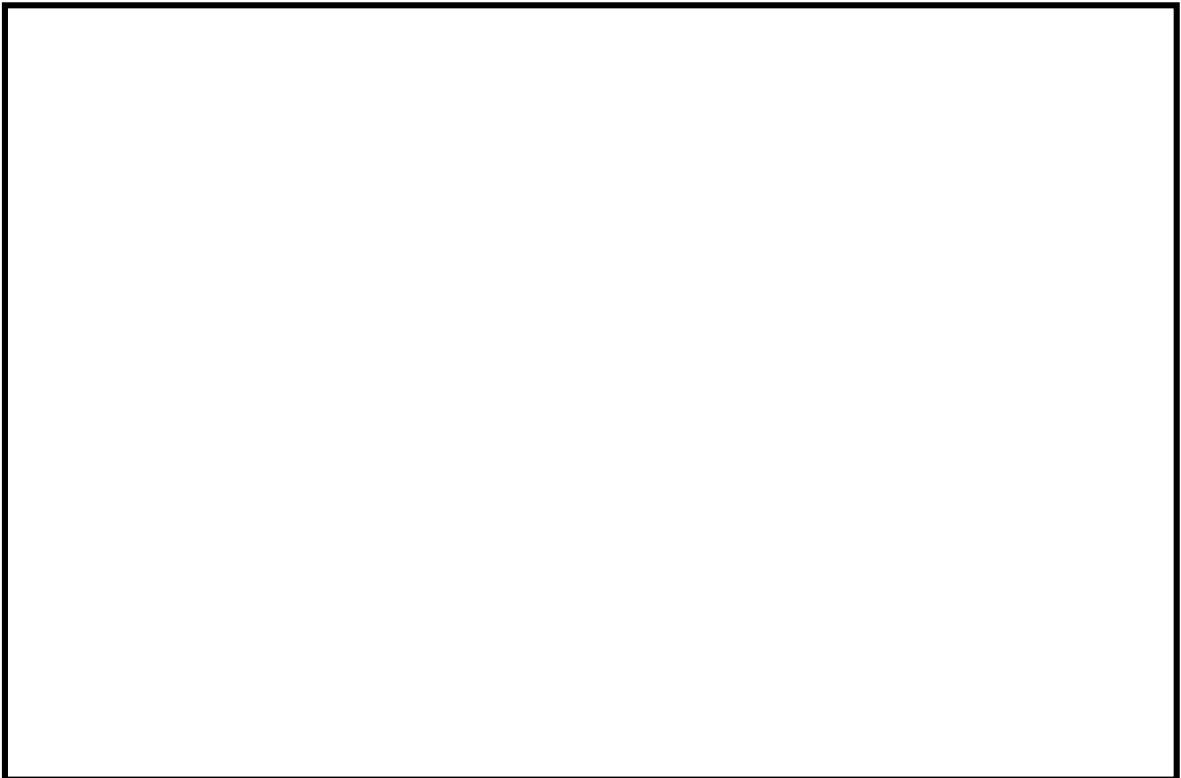


第 49-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図

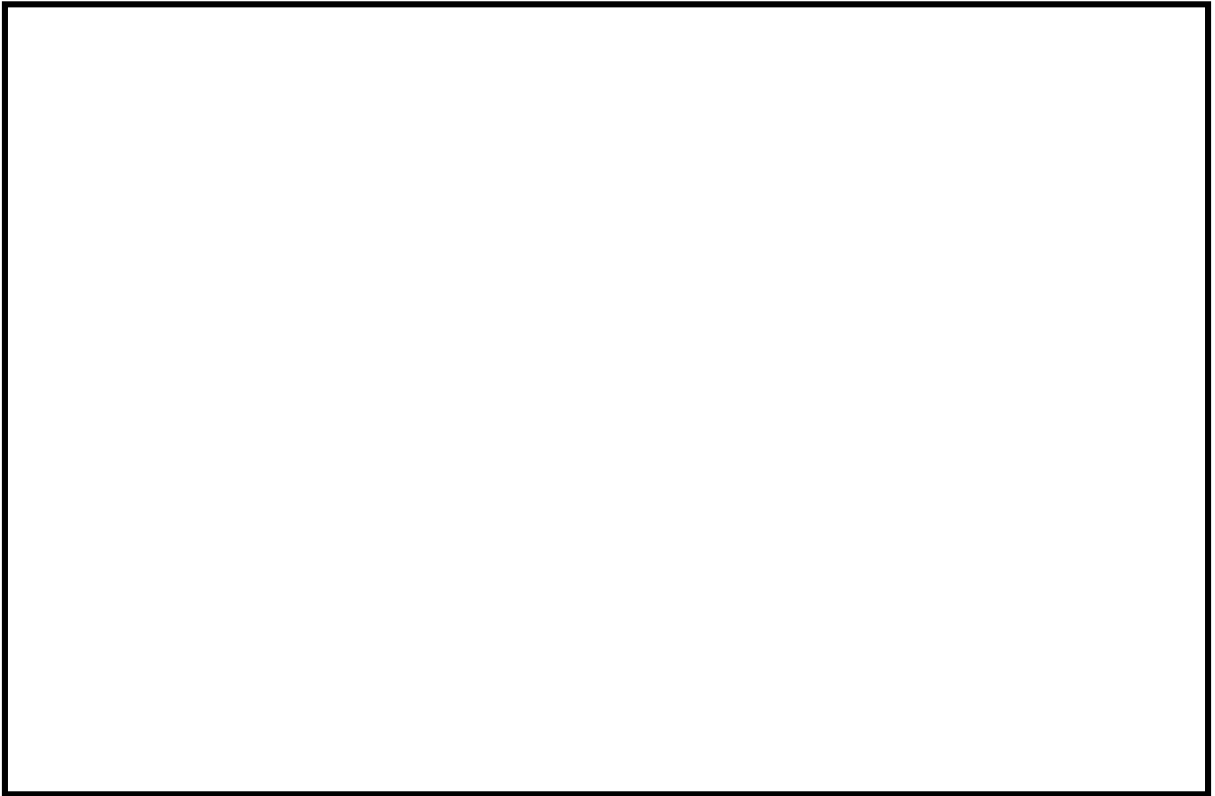
49-9-2



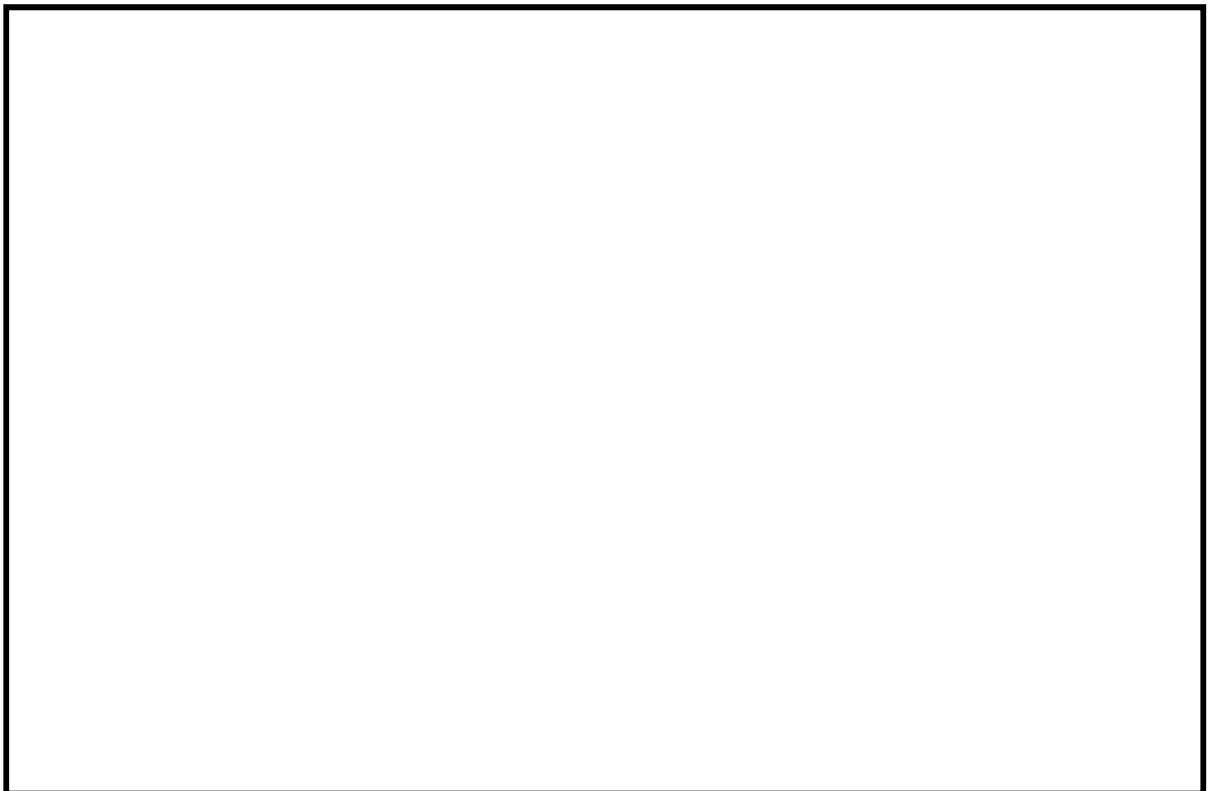
第 49-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-4 図 緊急時対策所～北側淡水池～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-5 図 緊急時対策所～北側淡水池～代替淡水貯槽までのアクセスルート

図

49-9-4

49-10 その他設備

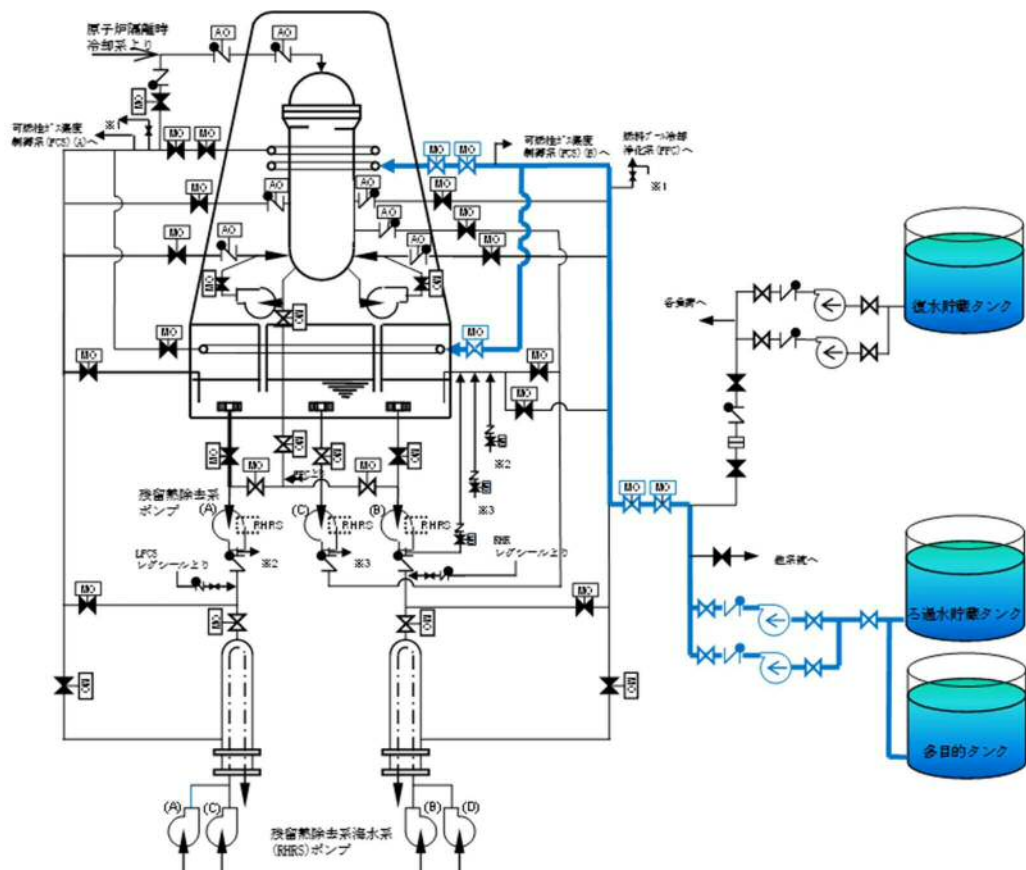
49-10-1

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)、常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)とは異なる淡水タンク(多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、純水貯蔵タンク、原水タンク)を水源として消火系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



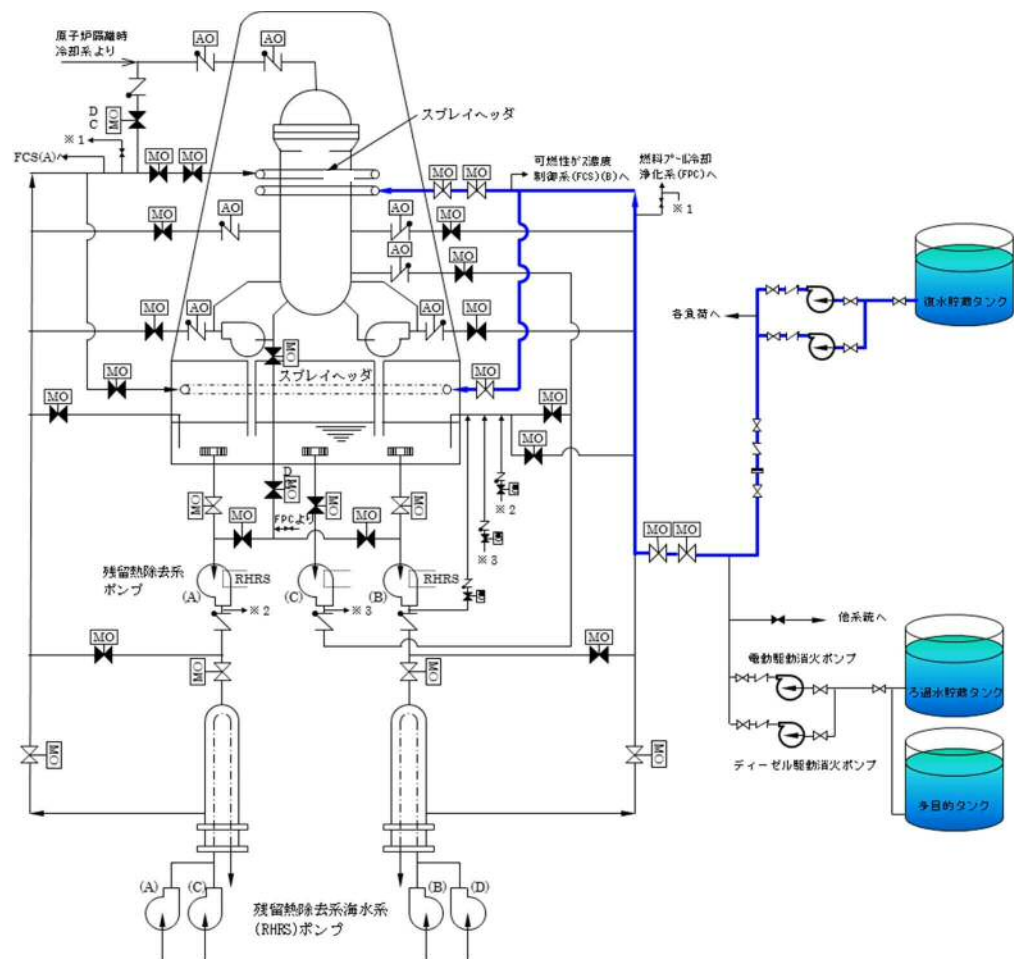
第49-10-1図 消火系による格納容器スプレイ手順の概要図

49-10-2

② 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却モード)，常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として補給水系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

補給水系を用いた格納容器スプレイ手段については，復水移送ポンプを用い，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)，代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水移送系，残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

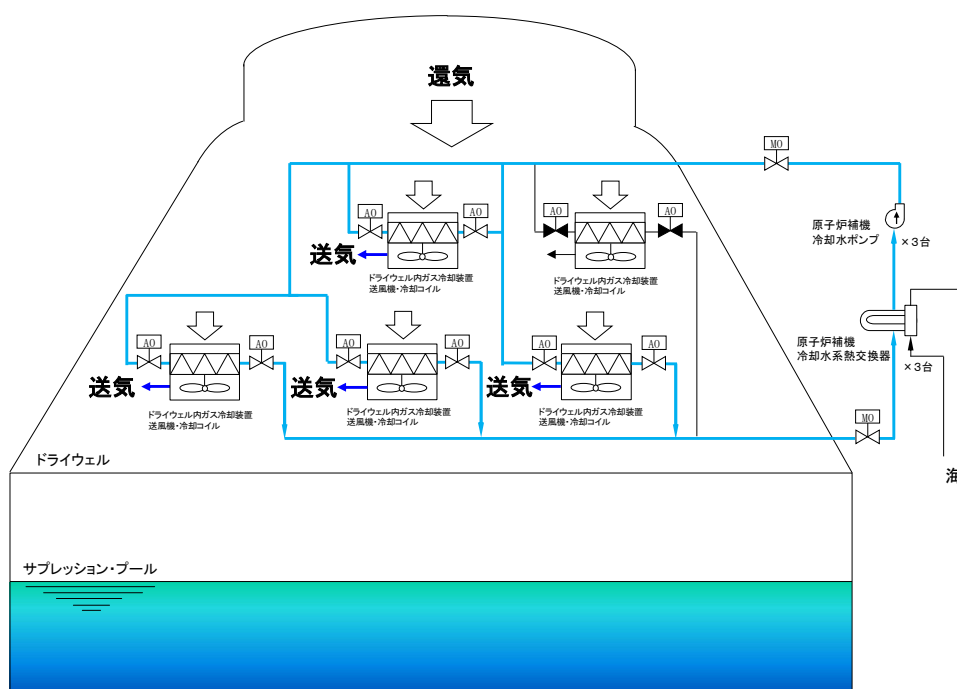


第49-10-2図 補給水系による格納容器スプレイ手順の概要図

③ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却用海水ポンプの電源を復旧し、格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器を除熱する。

ドライウェル送風機を停止状態としても、格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で、格納容器内部の蒸気を凝縮し、格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。



第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱概略図

49-11 その他

49-11-1

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）の類型化については、設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。

51-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					常設低圧代替注水系ポンプ		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線		その他の建屋内	C	
				荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
				海水		淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ	
				他設備からの影響		(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)	—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
				関連資料		51-3配置図, 51-8保管場所図, 51-11その他設備		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A	
			関連資料		51-4 系統図, 51-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁		A, B	
			関連資料		51-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)		対象外	
			関連資料		51-4 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)		対象外		対象外
				関連資料		51-4系統図		
		第6号	設置場所		中央制御室操作		B	
			関連資料		51-3 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		51-6 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		(共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料		本文		

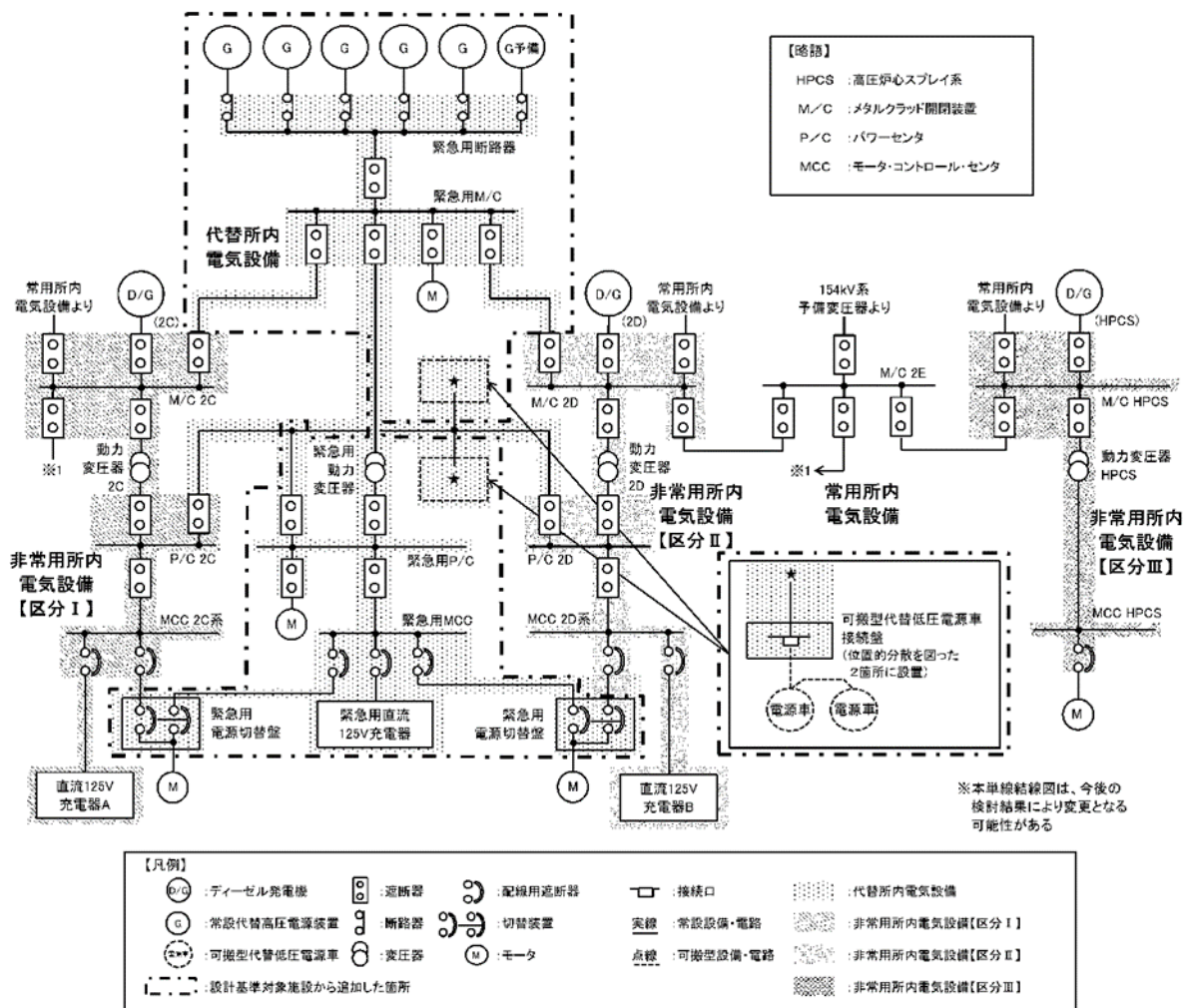
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備				可搬型代替注水大型ポンプ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-11 その他設備	
		第2号	操作性	現場操作	B	
			関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, ホース	A, F	
			関連資料	51-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	51-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	—	対象外
				関連資料	51-4 系統図	
		第6号	設置場所	現場操作	A a	
			関連資料	51-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	51-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a	
			関連資料	51-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	51-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	51-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
			関連資料	51-9 アクセスルート図		
		第7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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

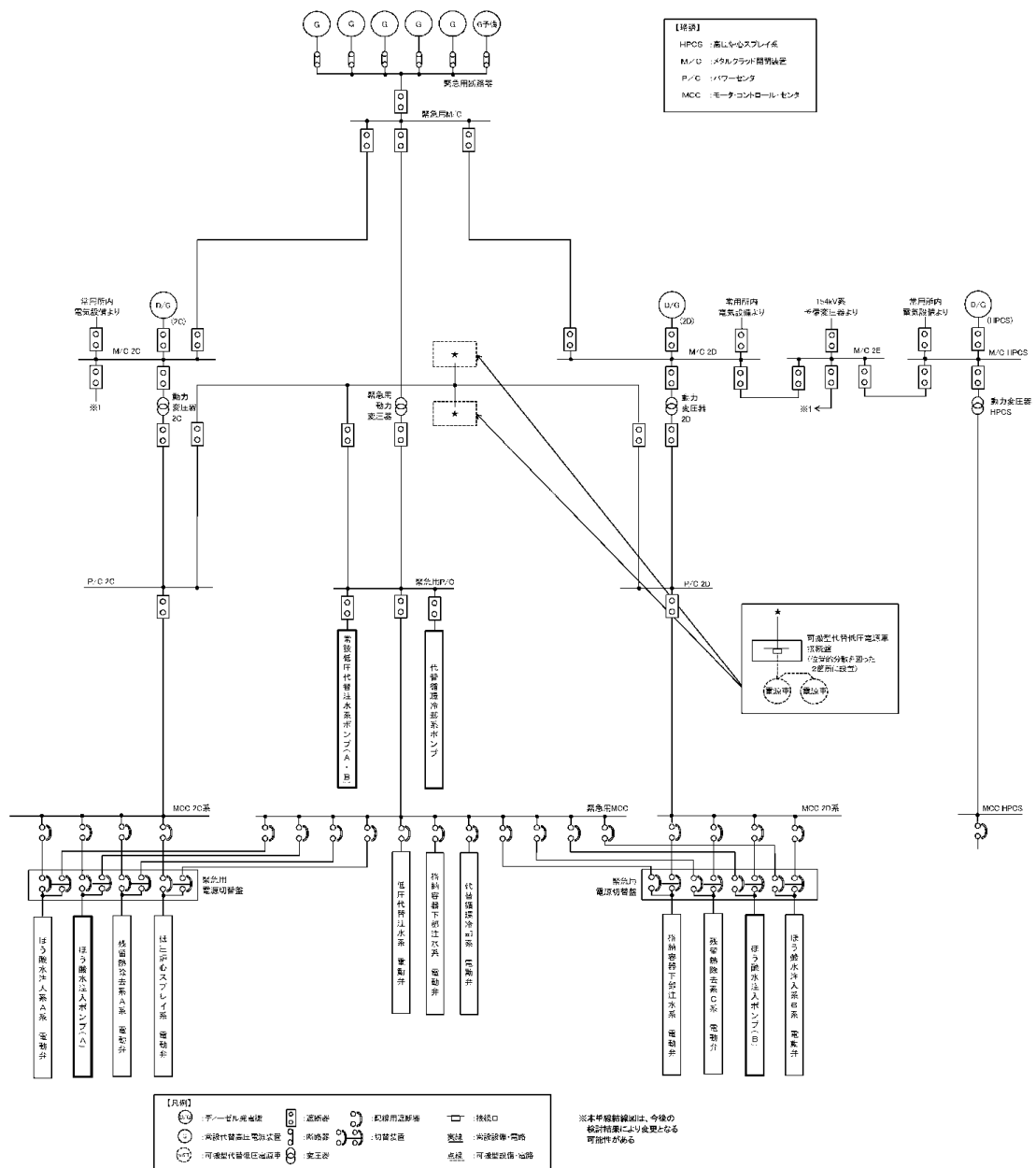
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					コリウムシールド	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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	格納容器内設備	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	(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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-10 ベDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について, 51-11 その他設備	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器	C	
			関連資料	51-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	51-4 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)	—	対象外
				関連資料	51-4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	51-6 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	(同一目的のS A設備又はD B設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	本文	

51-2 単線結線図

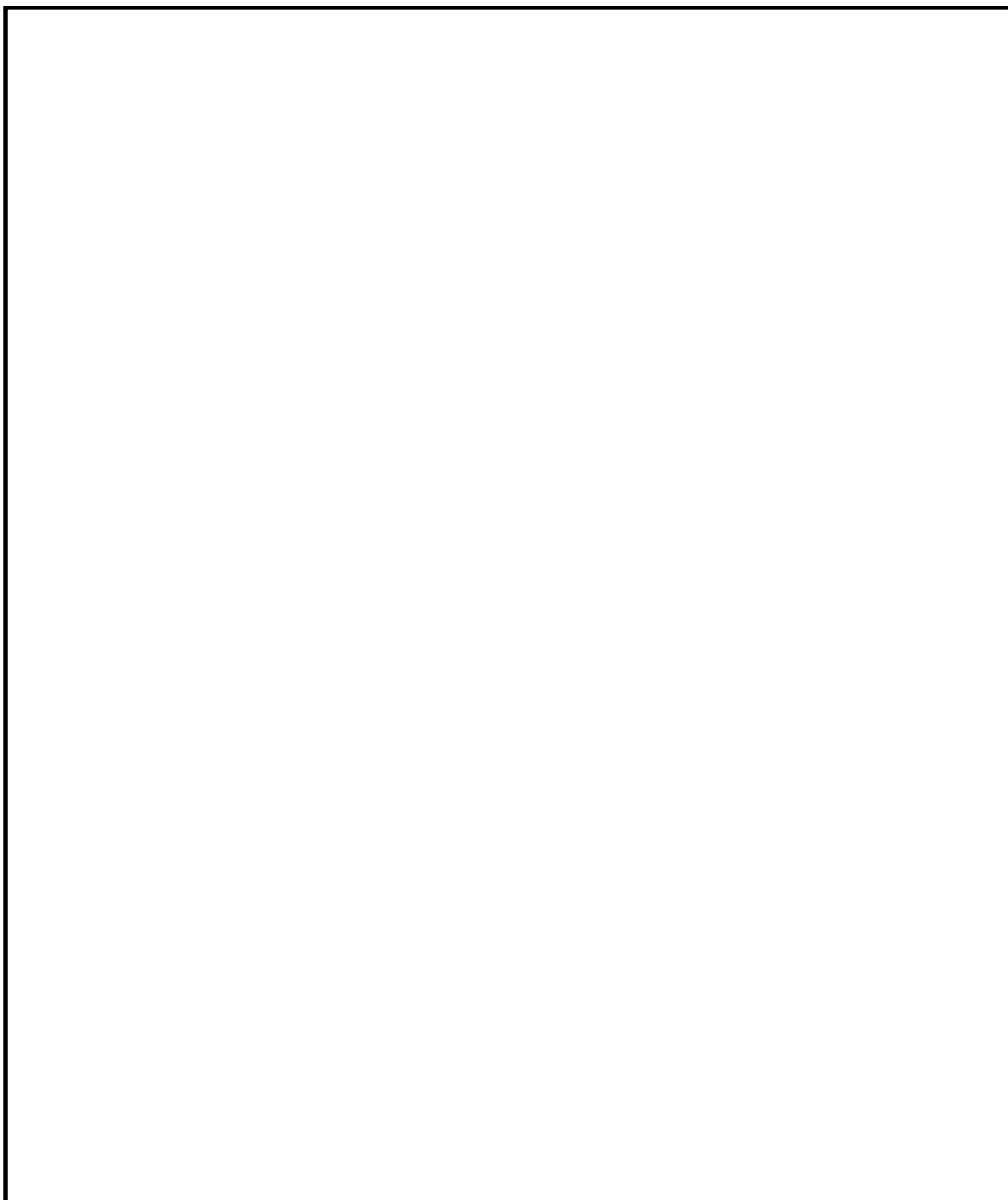


第 51-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）



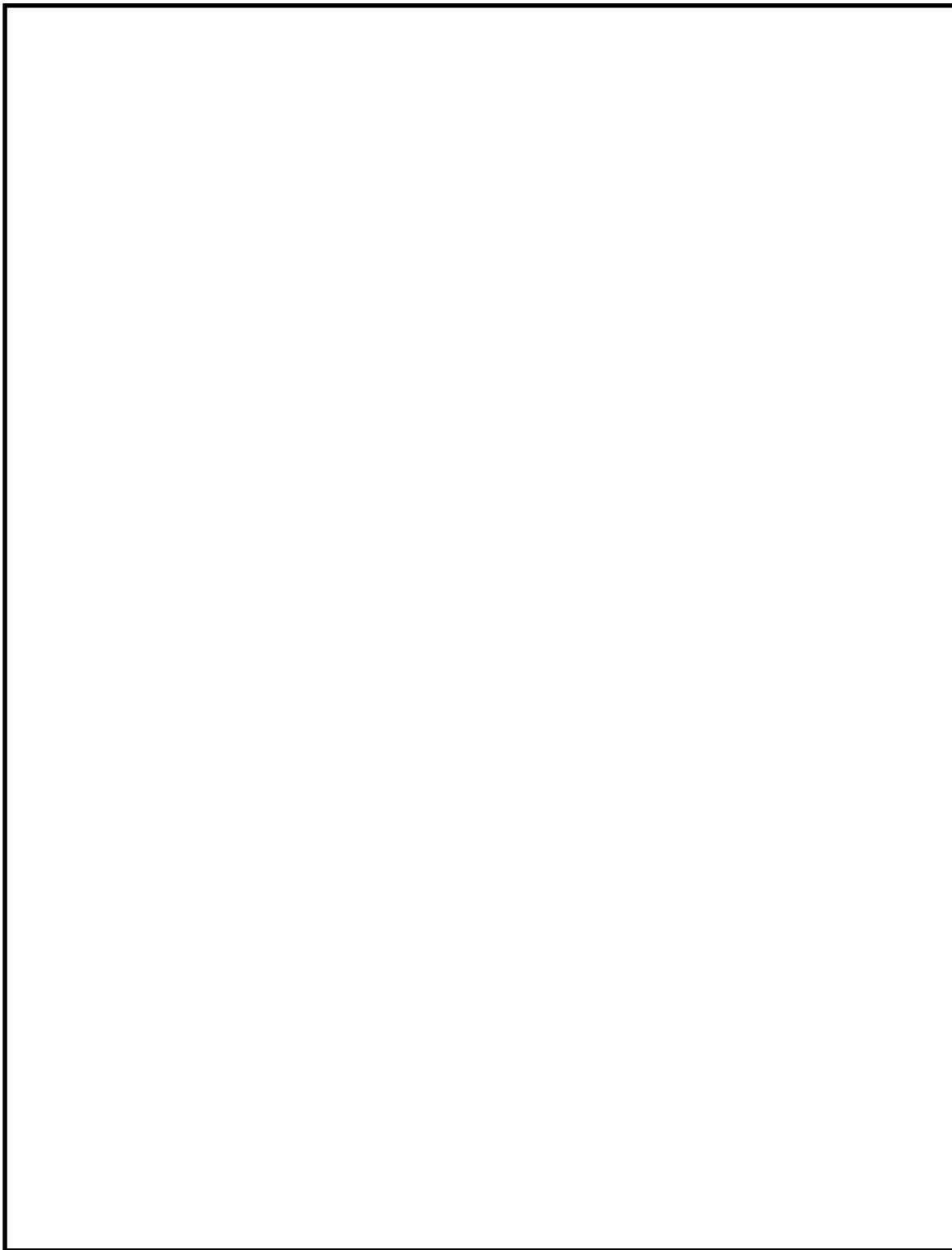
第 51-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/3）

51-3 配置図



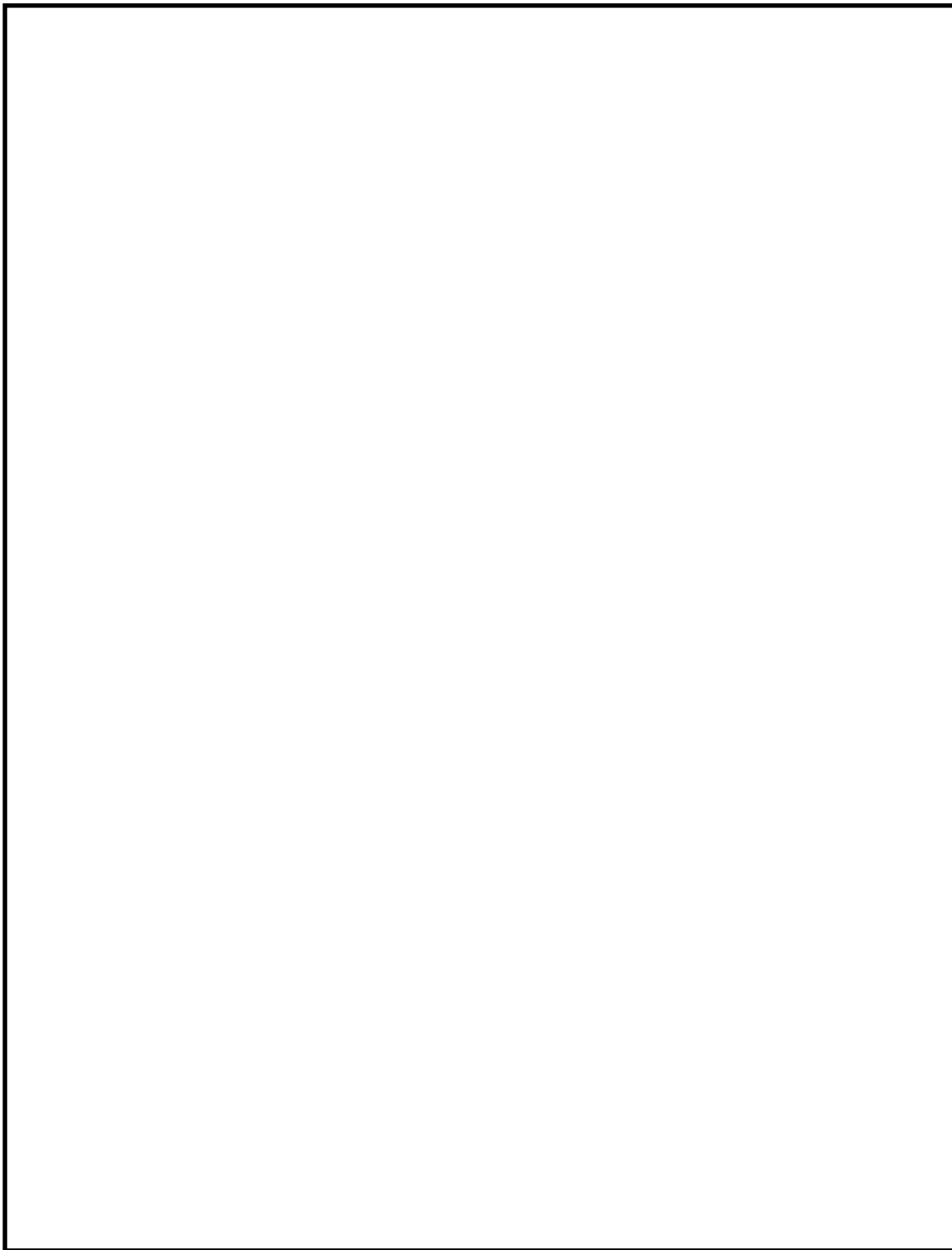
第 51-3-1 図 配置図（常設低圧代替注水系格納槽）

51-3-1



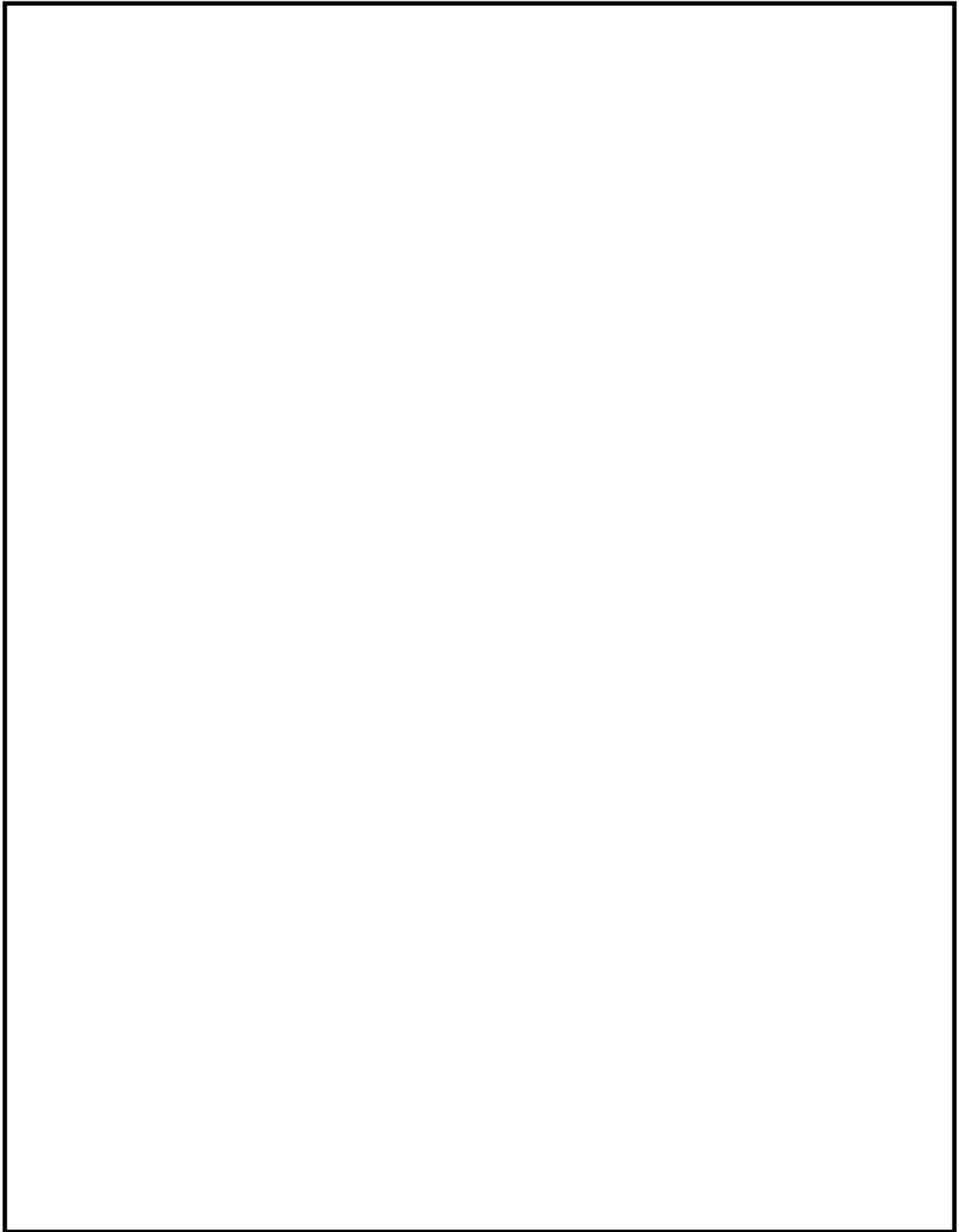
第 51-3-2 図 配置図（原子炉建屋 3 階）

51-3-2



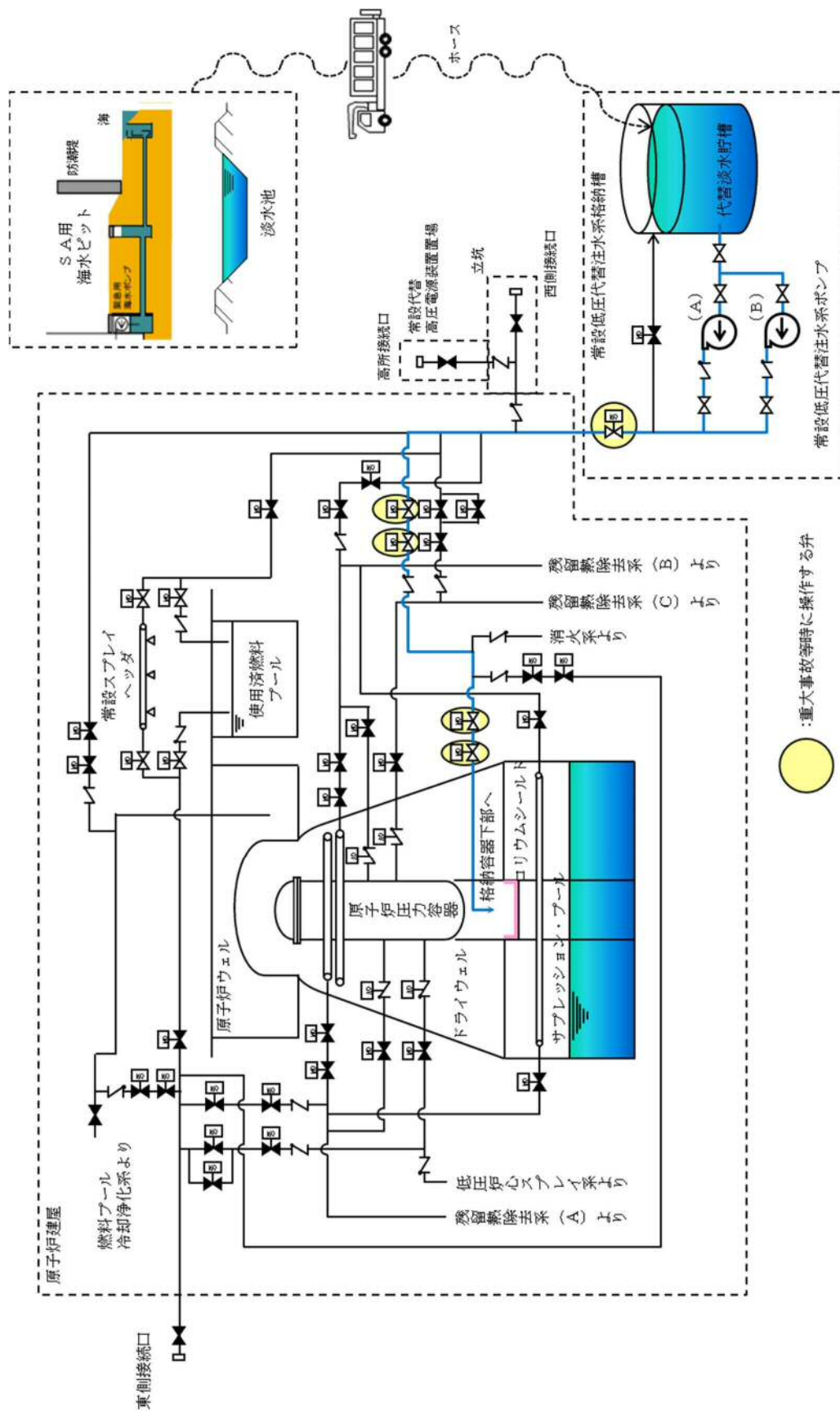
第 51-3-3 図 配置図（原子炉建屋 4 階）

51-3-3

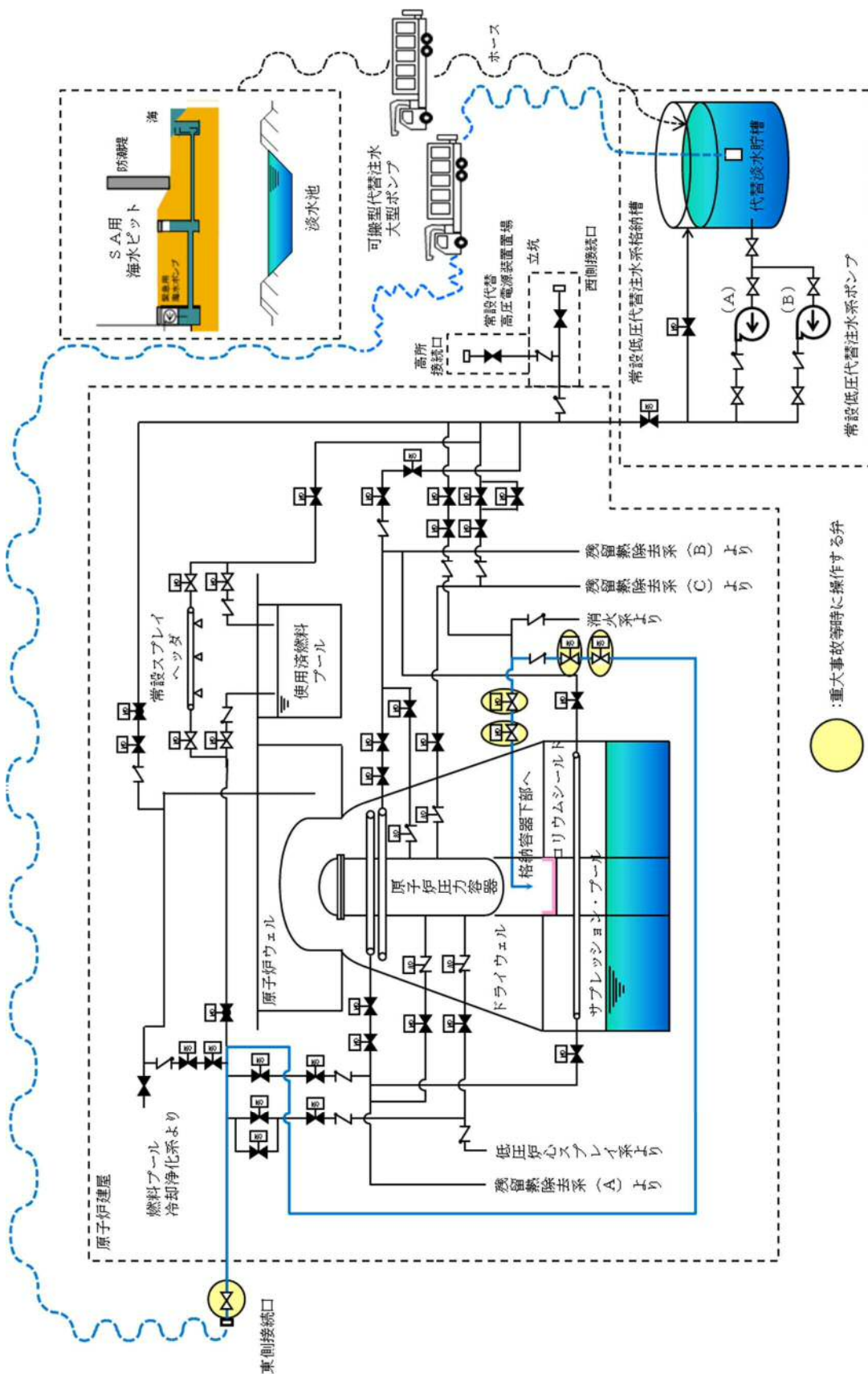


第 51-3-4 図 配置図（原子炉建屋付属棟 3 階（中央制御室））

51-4 系統図

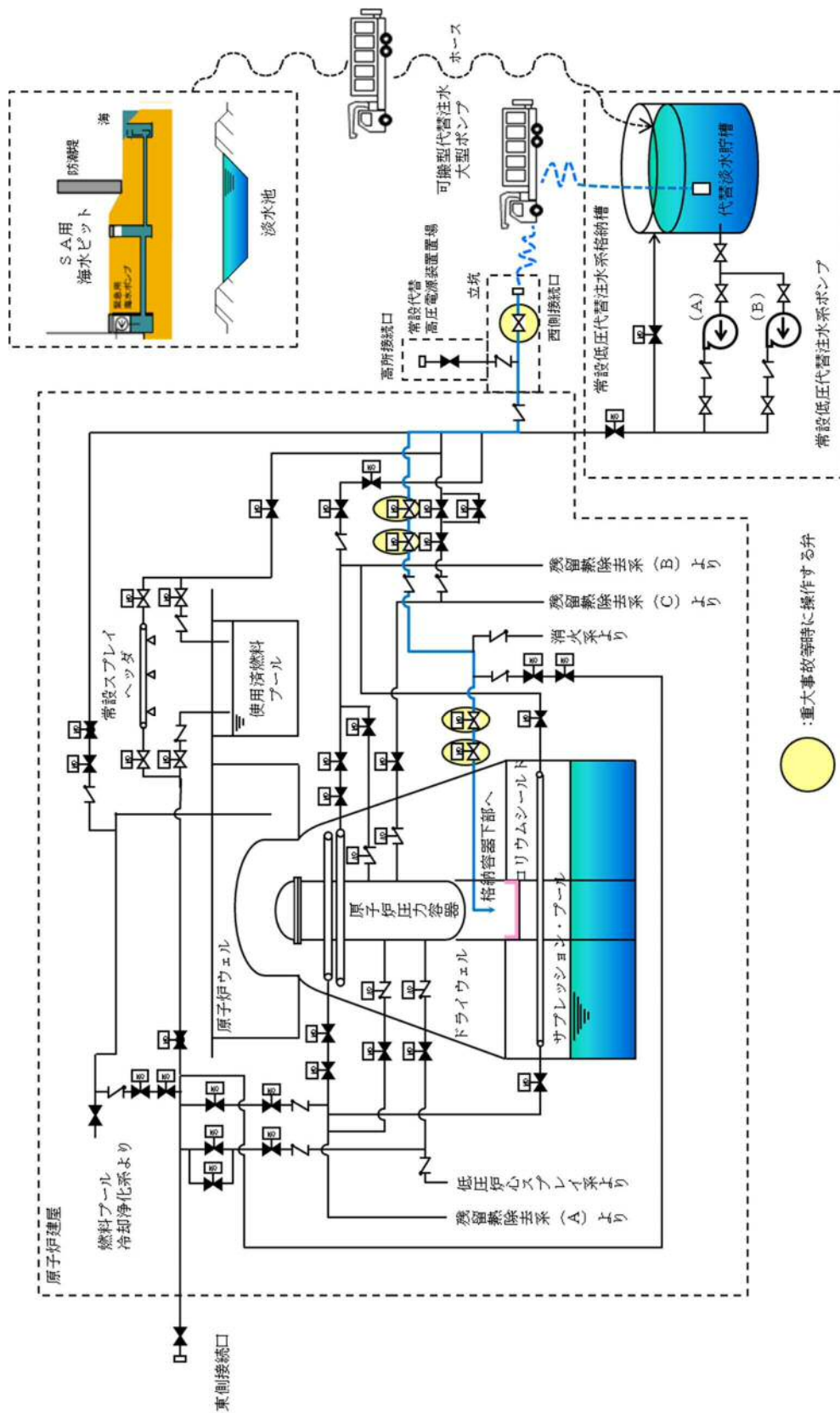


第 51-4-1 図 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図
（東側接続口使用時）

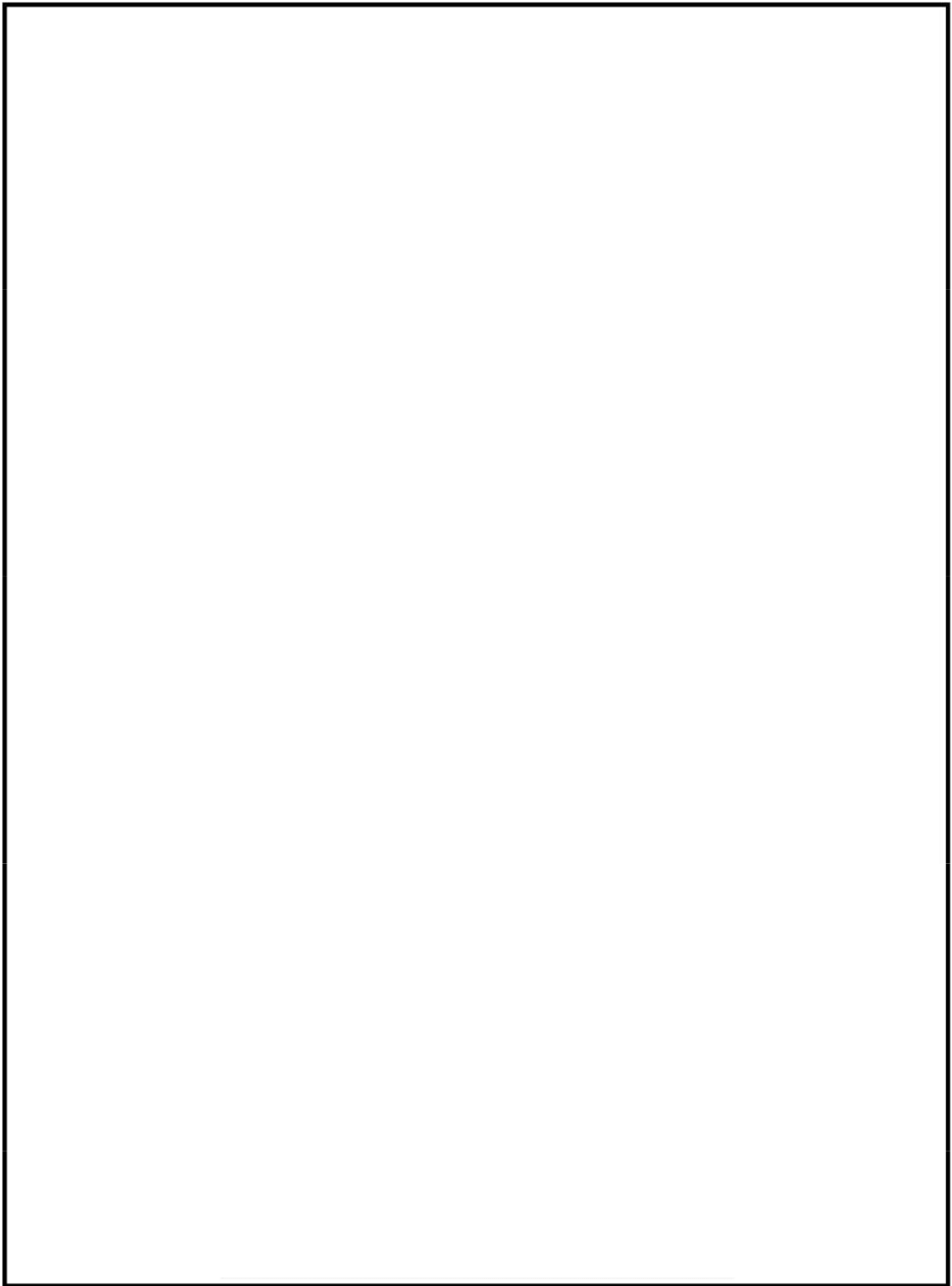
51-4-2



第 51-4-3 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図
（西側接続口使用時）

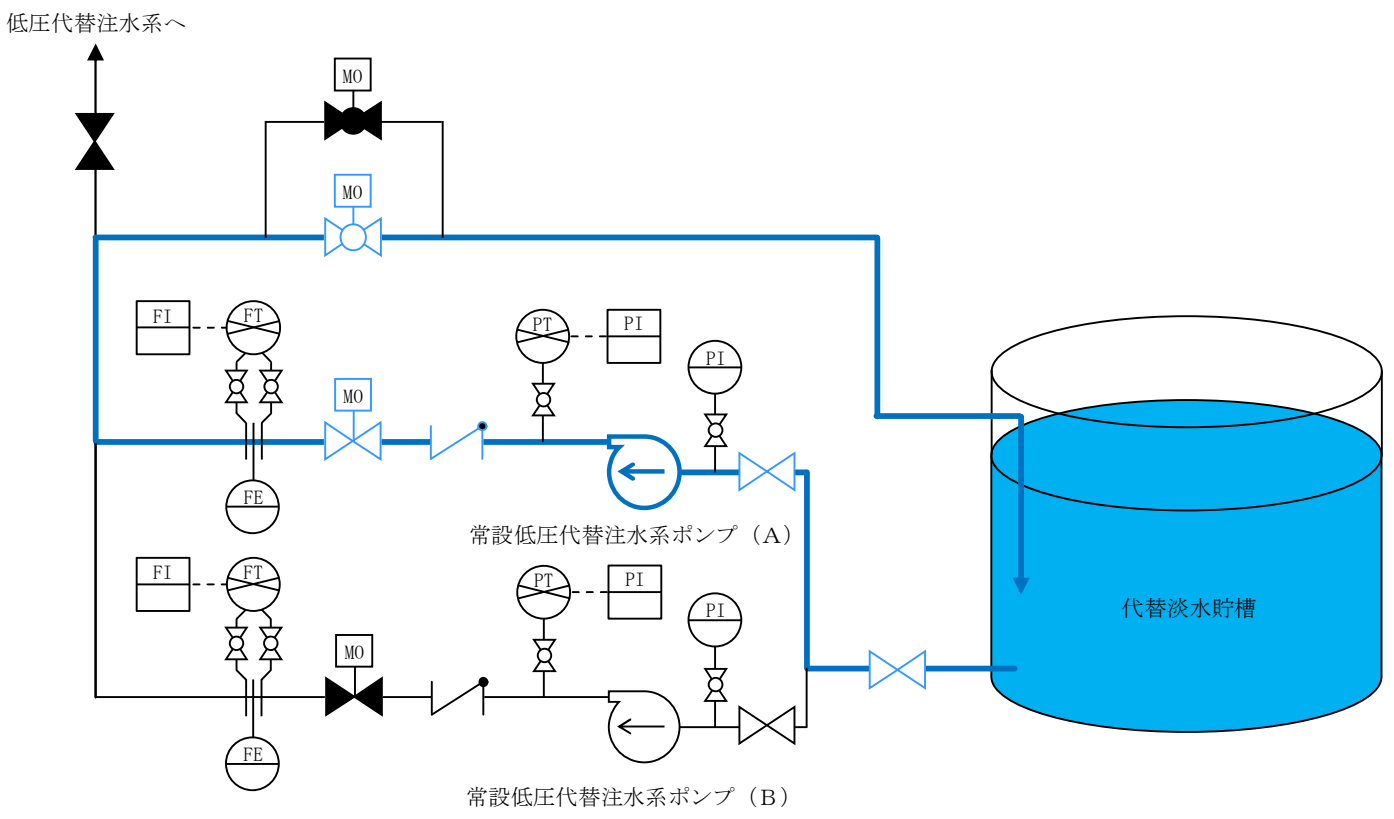
51-4-3

51-5 試験及び検査

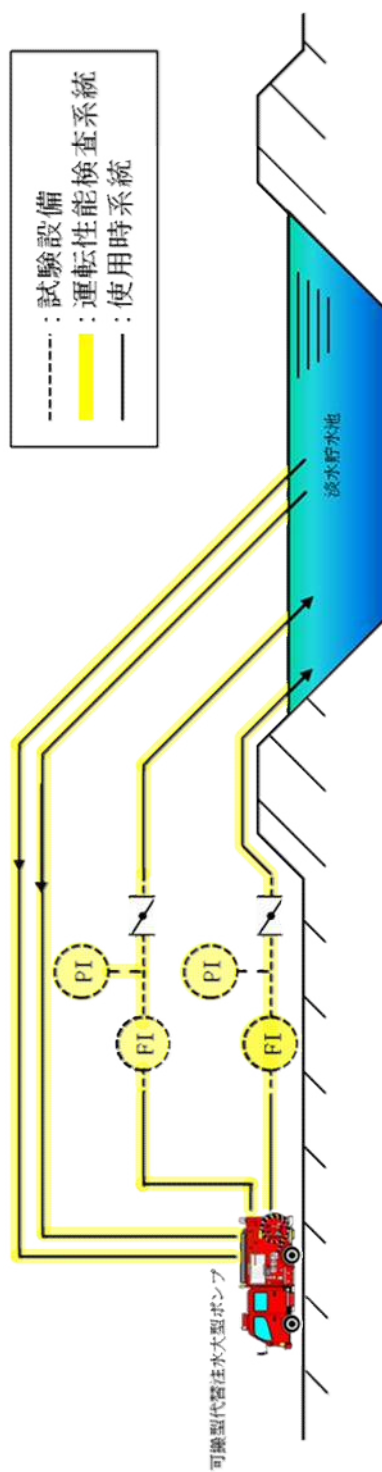


第 51-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）

51-5-1



第 51-5-2 図 運転性能検査系統図 (格納容器下部注水系 (常設))



第 51-5-3 図 運転性能検査系統図（原子炉格納容器下部注水設備（可搬型））

51-6 容量設定根拠

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	以上（注１）（約 200（注２））
全揚程	m	141 以上（注１）（約 200（注２））
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/台	190
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）床面に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水ポンプより、ペDESTAL（ドライウェル部）に注水することにより格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは 2 台設置する。

1. 容 量 m³/h/個以上

ペDESTAL（ドライウェル部）に注水する場合の常設低圧代替注水ポン

プの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ1個当たり $\square \text{ m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $200 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

なお、格納容器破損防止対策に係る有効性評価において、原子炉圧力容器が破損する前に、ペデスタル（ドライウェル部）の水位を $\square \text{ m}$ に調整する。

2. 全揚程 141m

ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 $\square \text{ m}$	
静水頭	約 $\square \text{ m}$	
機器及び配管・弁類圧損	約 $\square \text{ m}$	
合 計	約 $\square \text{ m}$	$\doteq 141 \text{ m}$

以上より、ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプに必要な全揚程は141mとし、公称値を約200mとする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、低圧代替注水系（常設）又は代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため、同時

使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設代替低圧注水ポンプの同時注水について」で示す。

3. 最高使用圧力 3.14MPa [gage]

ペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 m（約 MPa [gage]）（設計確認値）に代替淡水貯槽の静水頭約 m（約 MPa [gage]）を加えた約 3.14MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度 66℃

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5. 原動機出力 kW 以上

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、全揚程200mのときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left((Q/3,600) \times H \right) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left((200/3,600) \times 200 \right) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \div \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (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) =200

H : ポンプ揚程 (m) =200

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = (第51-6-1図参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



第51-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの必要動力は kW／台であり，格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの原動機出力は，190kW／台とする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/台	以上（注１）（約 1,320（注２））
全揚程	m	134 以上（注１）（約 140（注２））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	847
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽、淡水貯水池又は海水を水源として原子炉建屋外壁近傍に設置されている複数の接続口に接続し、格納容器下部注水配管を経由してペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、格納容器下部注水系（可搬型）として必要な流量を確保できる容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで、合計2台と故障時のバックアップ用として1台（共用）の合計3台を保管する。

1. 容 量 m³/h以上

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 m³/hとしていることから、可搬型代替注水大型ポンプについても同様に m³/h以上とし、公称値を1台あたり約1,320m³/hとする。

2. 全揚程 140m

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの圧力損失は、淡水又は海水をペデスタル（ドライウェル部）に注入する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 m
静水頭	約 m
ホース圧損	約 m
機器及び配管・弁類圧損	約 m
合 計	約 m

以上より、可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、約

134m となる。

公称値については、要求される最大要諦を満足するものとして 140m とする。

3. 最高使用圧力 1.4MPa [gage]

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は、メーカ設計値である847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを
使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペDESTAL（ドライウェル部）、格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため、重大事故等対応において、複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお、各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため、必要箇所への注水を継続しつつ、注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	4m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	4m ³ /h

第 3 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・ QH 特性に従った注水 ・ 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	4m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，L O C A 時注水機能喪失

第 4 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・ QH 特性に従った注水 ・ 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	4m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	$\leq 110\text{m}^3/\text{h}$	—	—	—	—	・ QH 特性に従った注水 ・ 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	$230\text{m}^3/\text{h}$	$130\text{m}^3/\text{h}$	—	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	$50\text{m}^3/\text{h}$	$130\text{m}^3/\text{h}$	—	—	$114\text{m}^3/\text{h}$	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100°C 到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

第6表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼

第 7 表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m ³ /h	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m ³ /h	—	4m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

名 称		コリウムシールド
高さ	m	
厚さ	m	
最高使用温度	℃	2100

【設定根拠】

コリウムシールドは、重大事故等時に以下の機能を有する。

コリウムシールドは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を保持することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

1. 高さ

ペDESTAL内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため、デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合、ペDESTAL外へ流出するおそれがある。そのため、デブリをペDESTAL内に全量保有する観点から、デブリ堆積高さはデブリがペDESTAL外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペDESTAL床高さに対して最も低い位置となる経路は、ドライウェルからペDESTAL床ドレンサンプへのドレン配管である。当該配管の下端は、ペDESTAL床から約 の位置に存在することから、コリウムシールド設置高さの上限として を設定する。

2. 厚さ

ペDESTAL（ドライウェル部）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する。

・デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{debri} は，式(1)及び式(2)で算定される。ここで，ポロシティは P U L i M S 実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$$H_{\text{debri}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{\text{fz}} \quad (1)$$

$$S_{\text{fz}} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m ：溶融物体積[約 36m^3]

V_s ：ペDESTAL内構造物体積[約 4m^3]（添付 3.2.11 別添 1 参照）

Φ_{ent} ：粒子化割合[0.171]（添付 3.2.11 別添 2 参照）

P ：ポロシティ[0.5]

S_{fz} ：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[m^2]

L_{PD} ：ペDESTAL床直径[]

D_{CS} ：コリウムシールド厚さ[m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さとして床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため，式(1)において H_{debri} を (- D_{CS})m として計算した結果， D_{CS} = となる。よって，デブリ保有可能性を踏まえると，コリウムシールド厚さは となる。

- ・ 浸食の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付（2）にて確認している。

3. 最高使用温度

コリウムシールドの最高使用温度は、材料である ZrO_2 耐熱材の耐浸食性が確認されている $2,100^{\circ}C$ とする。

溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合におけるペDESTAL（ドライウェル部）侵食量評価を，シビアアクシデント解析コードMAAPにより実施している。以下にその内容を示す。

1. 評価条件

評価条件を第1表に示す。

第1表 侵食量評価条件

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定※ ¹)
ペDESTAL（ドライウェル部）初期水位	1m	
ペDESTAL（ドライウェル部）注水	RPV破損7分後から 80m ³ /h	
コリウムシールド厚さ		
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※ ²	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定

2. 評価結果

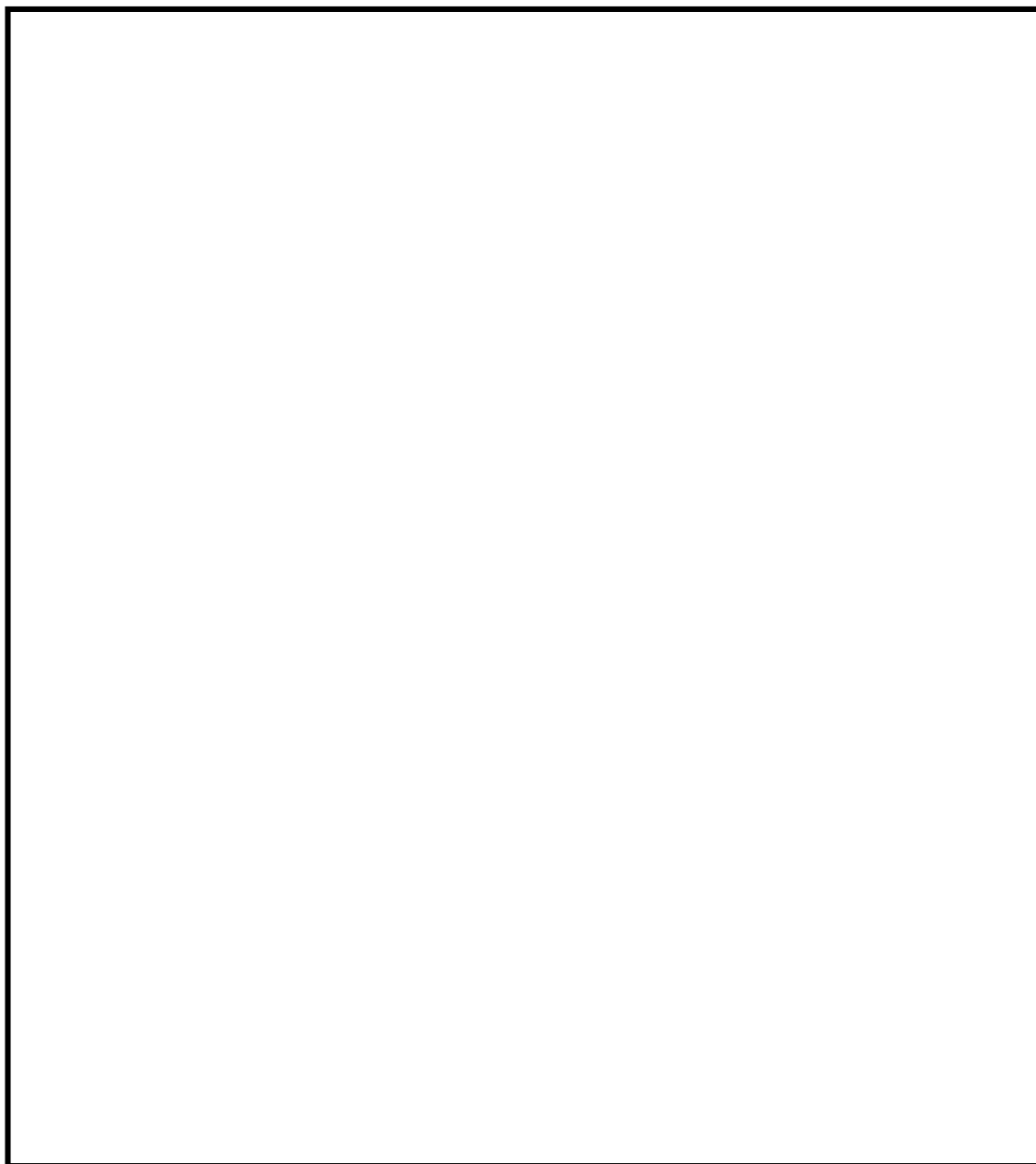
評価結果を第2表に示す。MAAP評価において，ペDESTAL（ドライウェル部）のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度

は 2,100℃未満であり，耐熱性及び耐侵食性に優れた ZrO_2 製コリウムシールドを敷設することにより，熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

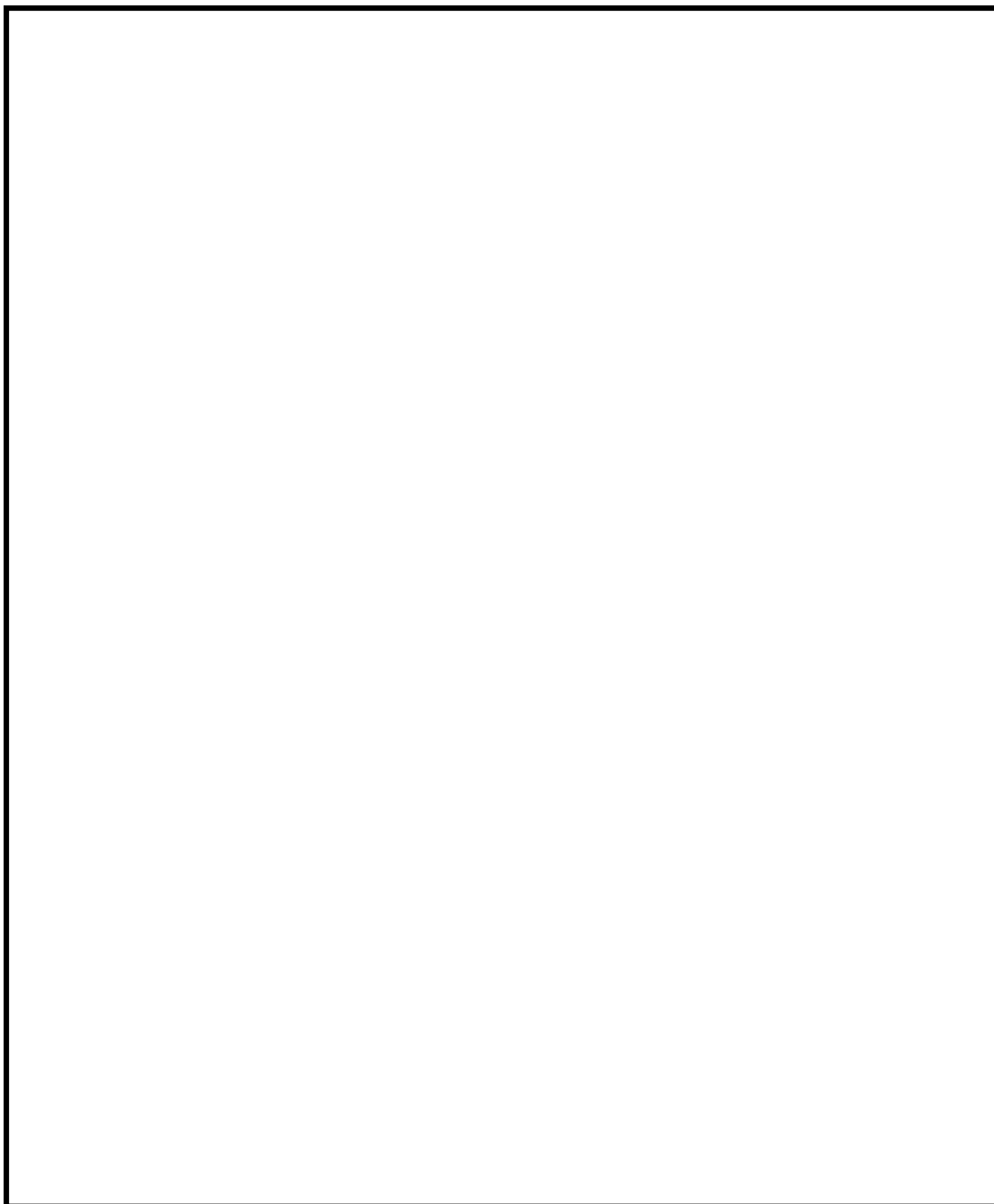
第 2 表 侵食量評価結果

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (側面)	0cm	0cm
コリウムシールド侵食量 (床面)	0cm	0cm

51-7 接続図

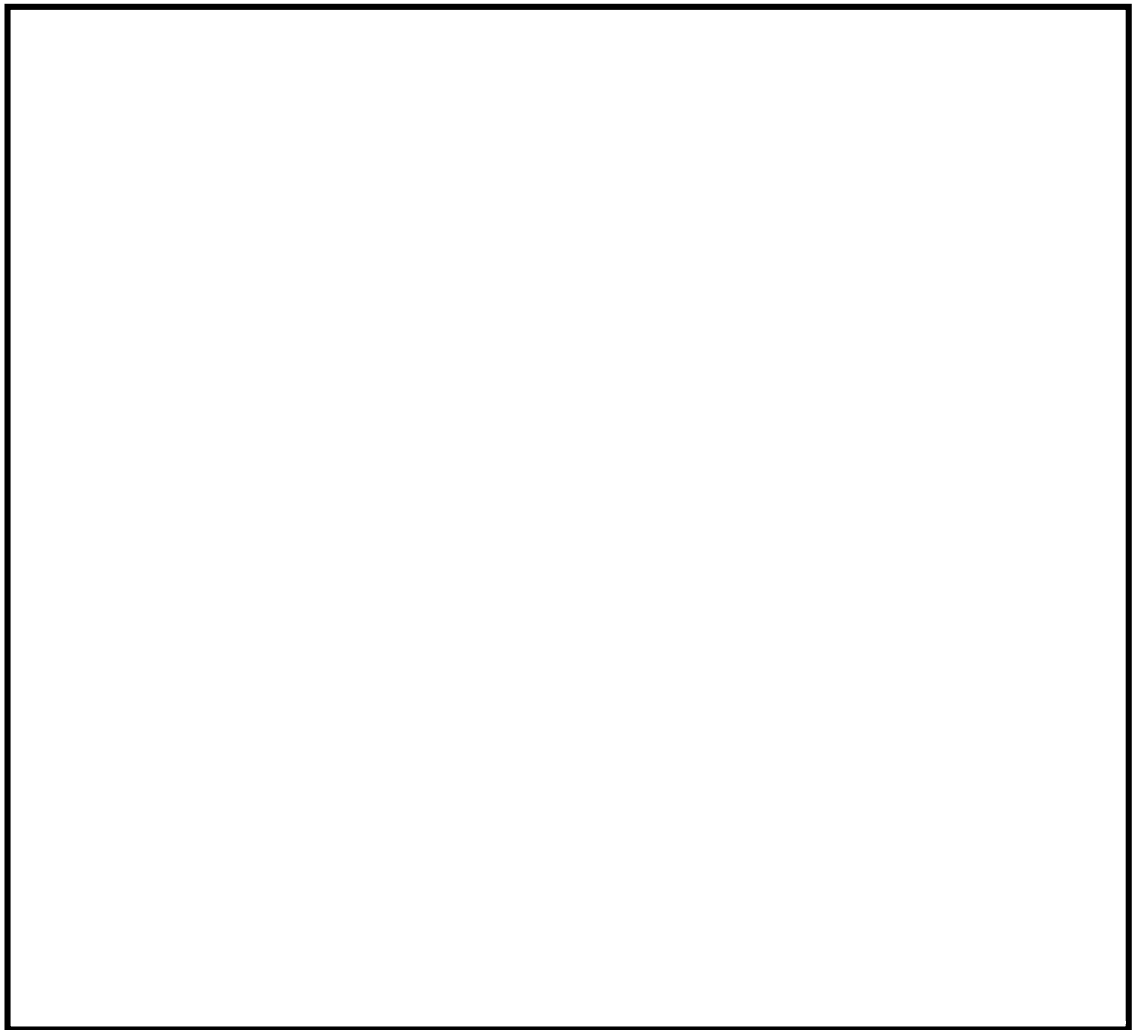


第 51-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



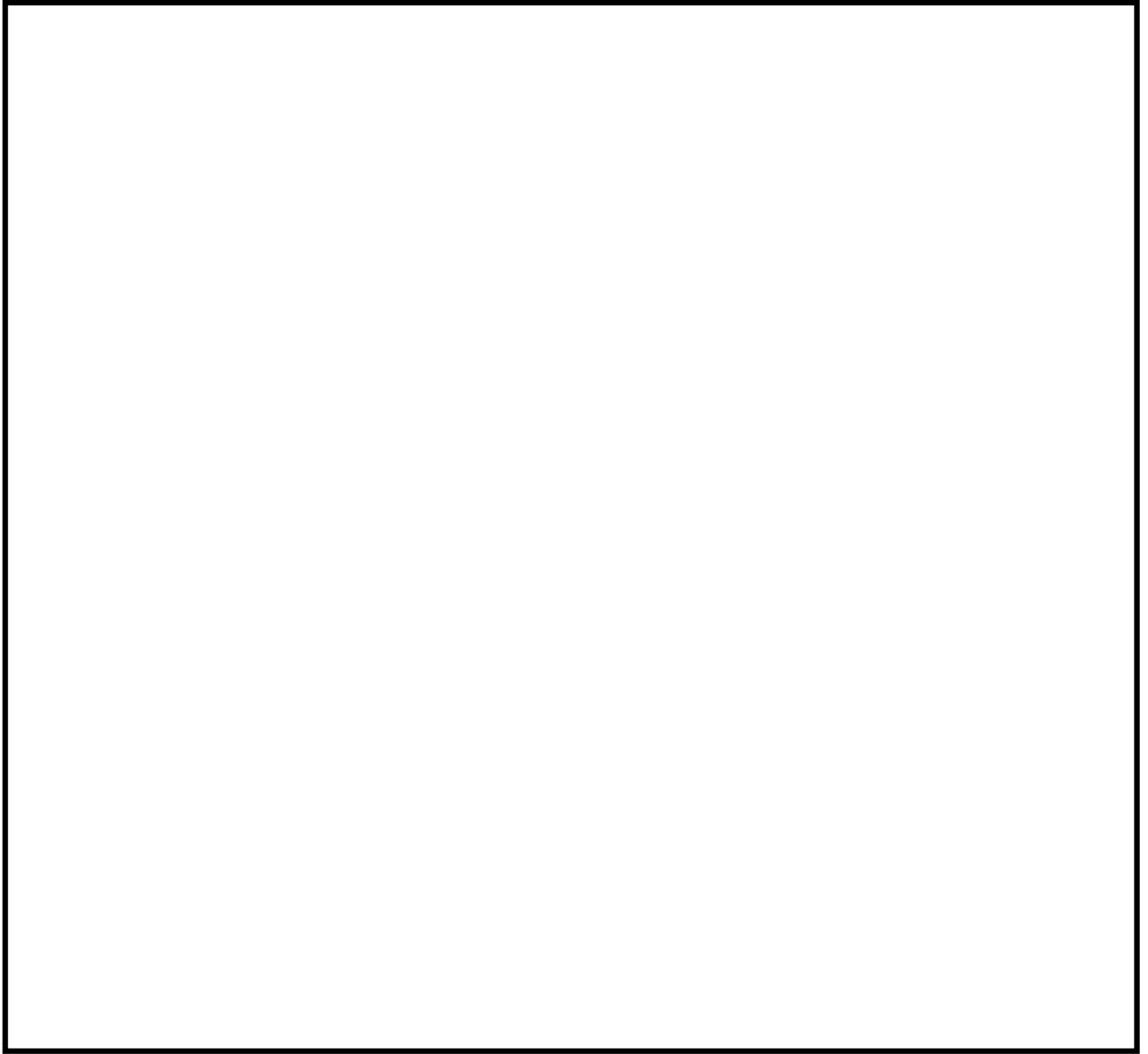
第 51-7-2 図 接続図（可搬型設備 接続口）

51-8 保管場所図

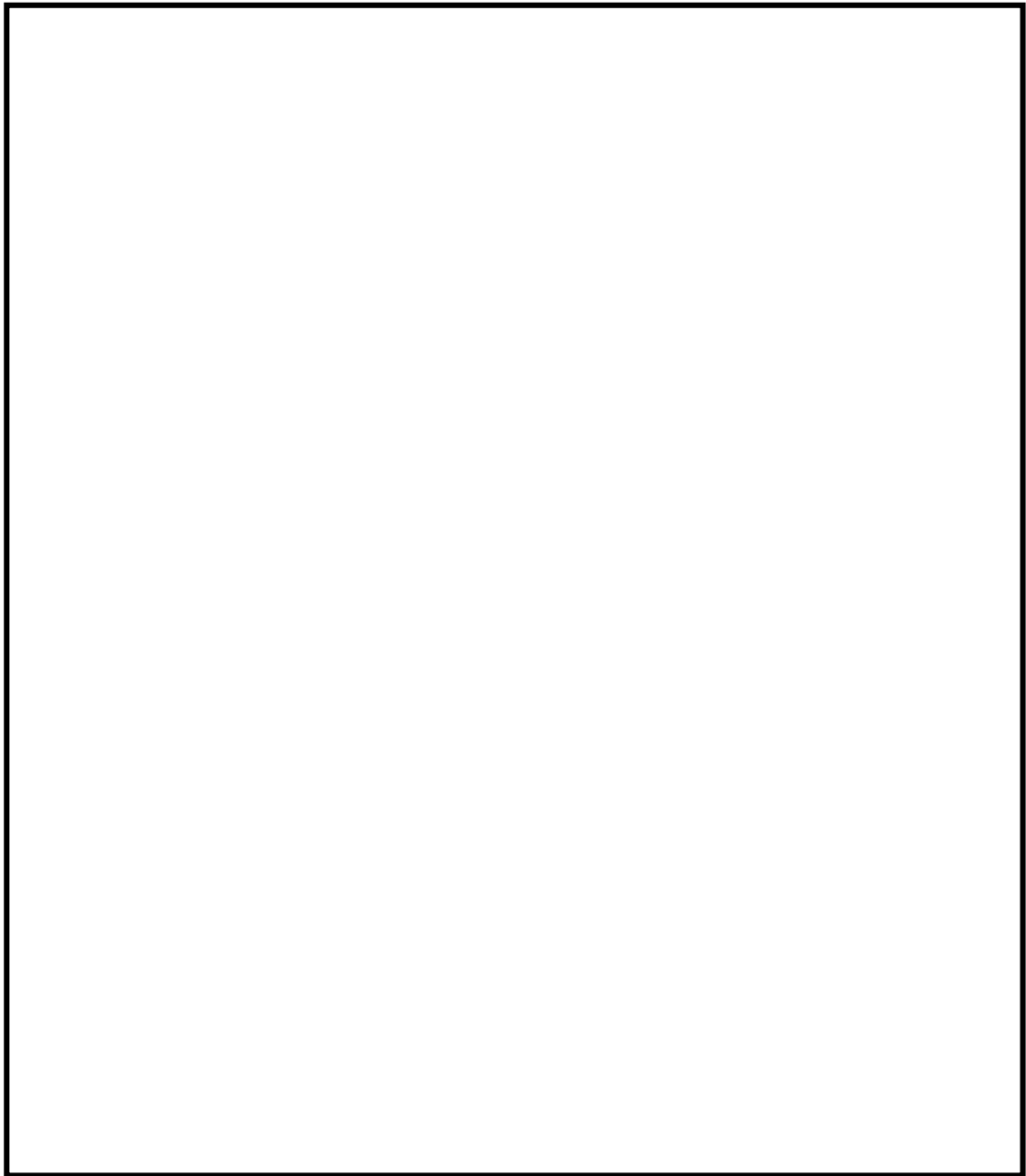


第 51-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

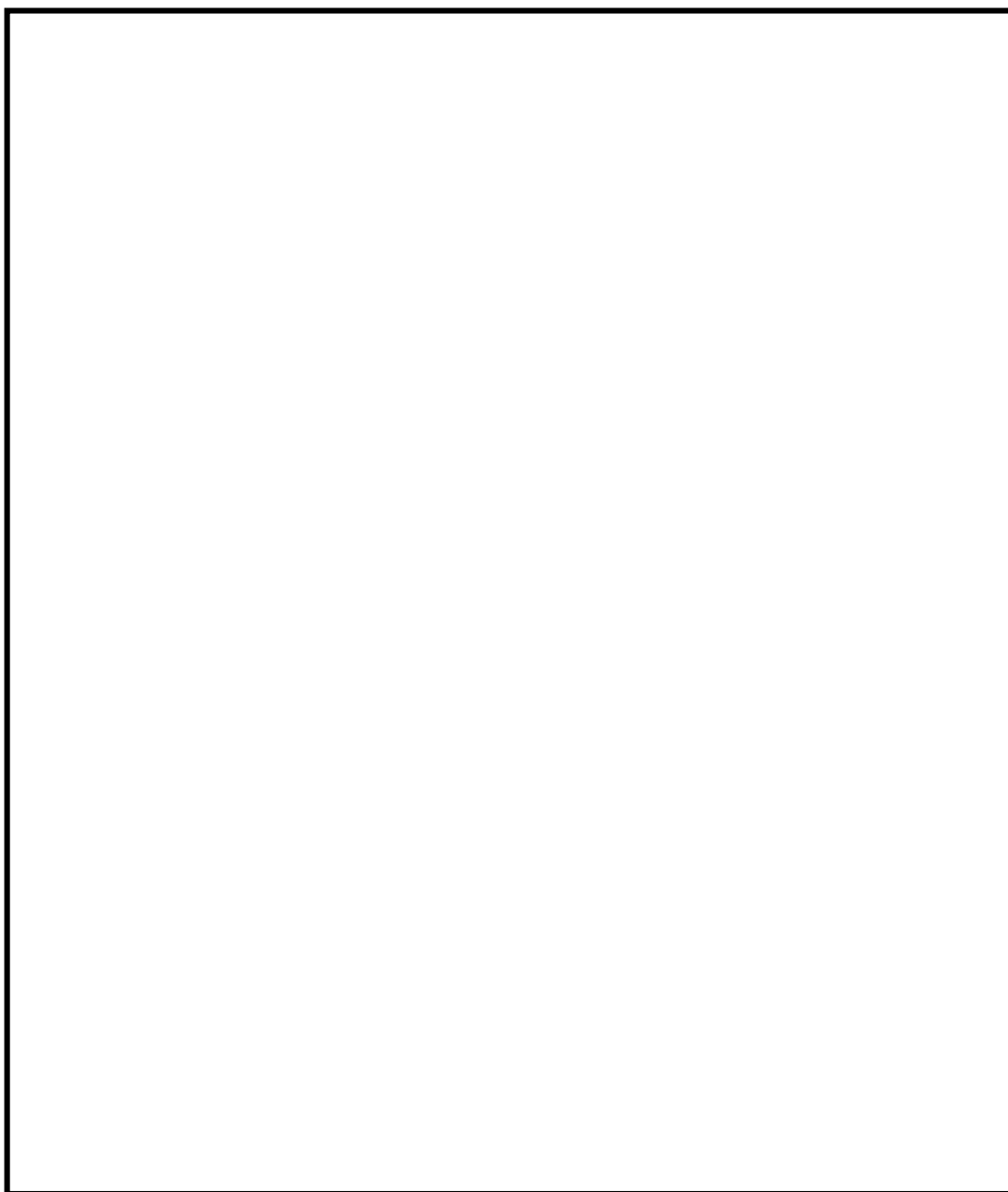
51-9 アクセスルート図



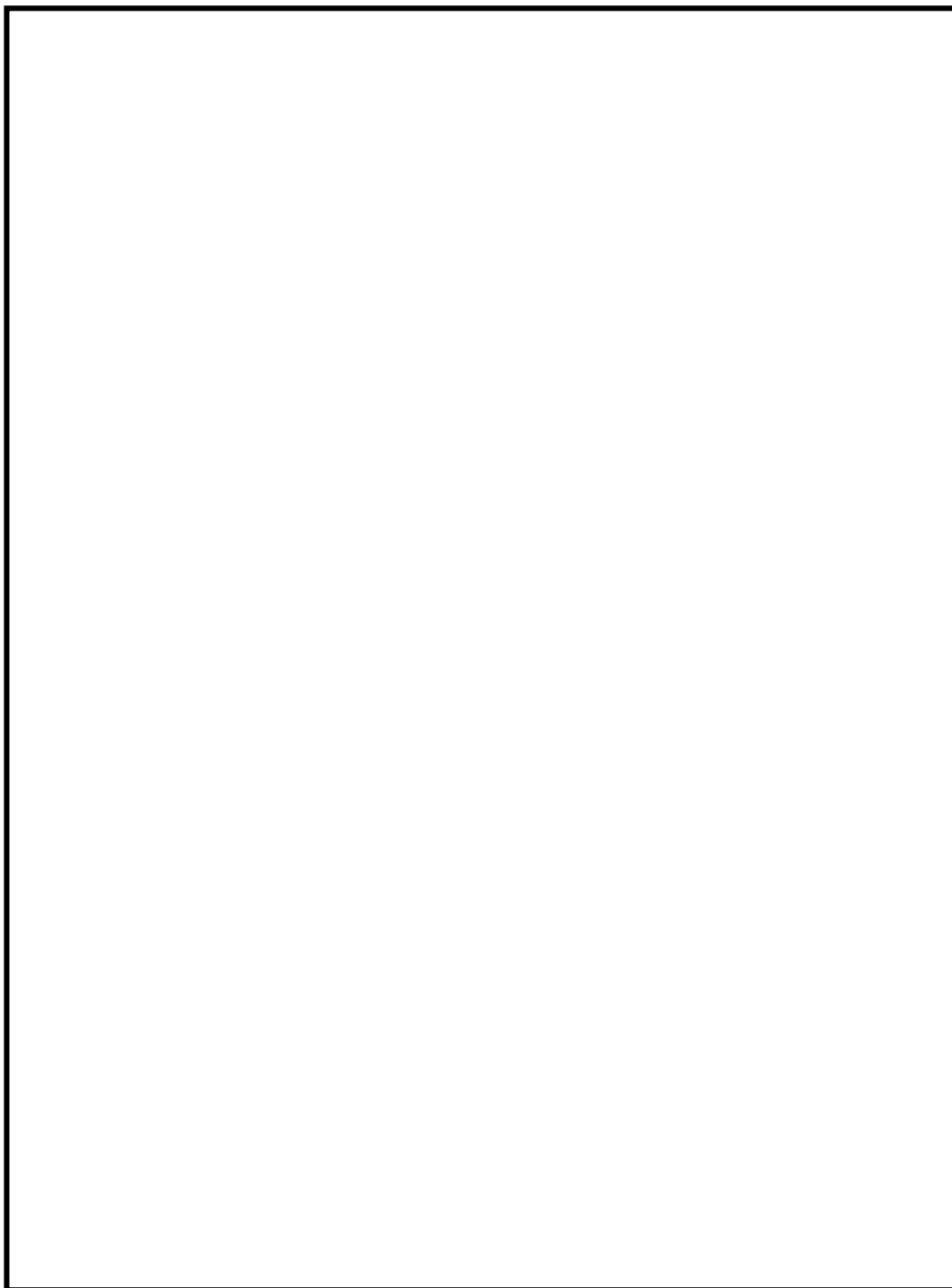
第 51-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 51-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート



第 51-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート



第 51-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート

51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合に、溶融炉心が格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下、「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることや、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することで、ドライウェルとサブプレッション・チェンバの隔離機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防ぎ、また、溶融炉心のサブプレッション・チェンバへの移行を防止するために、格納容器ドレンサンプの形状を変更しペDESTAL（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに、格納容器ドレンサンプの排水流路の構造を変更する。

また、格納容器下部注水設備と合わせて、溶融炉心によるコンクリート侵食及びペDESTAL（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。

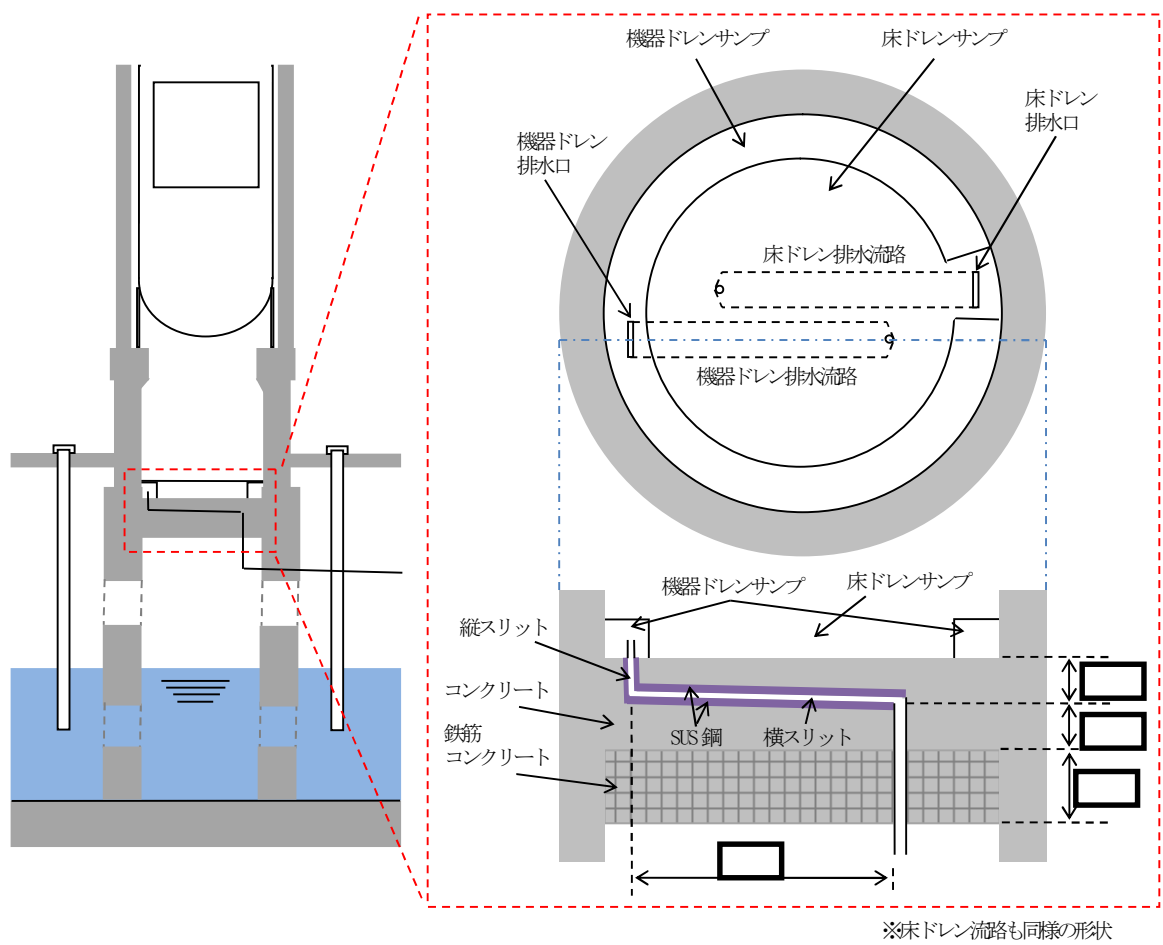
第51-10-1図及び第51-10-2図にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

ペDESTAL（ドライウェル部）床面は、中央を格納容器床ドレンサンプとし、それを取り囲むように格納容器機器ドレンサンプを配置することで、床面全体を平坦化し、溶融炉心が均一に広がるような構造とする。これにより、溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防止する設計とする。

また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

(縦スリット) と、流入した溶融炉心を凝固させる部分 (横スリット) により構成する。縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型 (幅×厚さ：) の形状とし、周囲を熱伝導率の高いステンレス鋼材で覆うことで、流入した溶融炉心を速やかに冷却し凝固させるような構造とする。これにより、排水流路に流入した溶融炉心が横スリット内で凝固し、サプレッション・チェンバに至ることがない設計とする。

更に、次項以降に示すとおり、ペデスタル (ドライウェル部) 底部の構造を変更することによって、格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響が無いことを確認している。



第 51-10-1 図 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要

第51-10-1表 格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の体積は約□ m^3 未満であり，格納容器空間体積：約□ m^3 と比較して非常に小さいことから，格納容器空間体積の減少に伴う悪影響なし。
耐震性	悪影響なし	新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の重量は約□トンであり，ペDESTAL（原子炉支持脚基礎部）の重量：約□トンと比較して非常に小さいことから，格納容器耐震性への悪影響なし。
強度	悪影響なし	ペDESTAL（ドライウェル部）底部は格納容器の閉じ込め機能に係る箇所ではなく，かつ事故時の格納容器内温度，圧力を増大させる構造変更ではないことから，格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部 開口量	悪影響なし	ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更は事故時の格納容器フランジ部の開口量を増大させる変更ではないことから，格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造を変更することにより，原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，漏えい検出機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-2表に示す。

第51-10-2表 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材 漏えい検出 機能	悪影響なし	格納容器ドレンサンプの排水流路は，原子炉冷却材の漏えい検出に必要な容量を十分有する設計となっていることから，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計によって測定される漏えい率の合計が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であることを運転上の制限としてい
ることから，格納容器ドレンサンプの排水流路は $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上の排水流量を十分有するよう設計している。

加えて，排水流路に流入した熔融炉心が流路内で凝固し，サブプレッ
ション・チェンバに移行することがないように，横スリットの長さを約 $\square \text{ m}$ と設定
した。また，熔融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評
価を行い，横スリットの長さ $\square \text{ m}$ の範囲内で凝固することを確認してい
る。

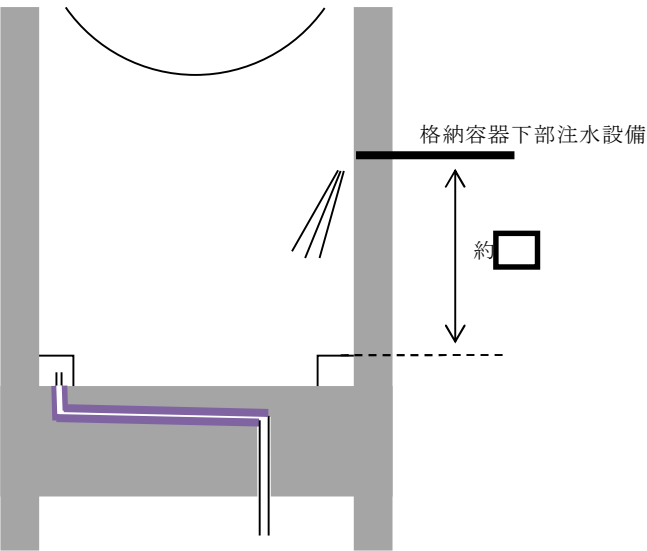
2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 2. 1 格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウェル部）には，格納容器下部注水設備の注水口が設置されており，ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更により格納容器下部注水機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，格納容器下部注水機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-3表に示す。

第51-10-3表 格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
格納容器下部注水機能	悪影響なし	ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備の注水口は，鉛直方向で約□離れており，注水が妨げられることはないことから，格納容器下部注水機能への悪影響なし。



第51-10-2図 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備注水口との設置位置概要図

51-11 その他設備

以下に，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，熔融し，格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）床面に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定にあたっては，以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断，漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は，新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

1. 設備概要（自主対策設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，熔融し，ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として，第 51-11-1 表に纏めた。以下に，各設備について設備概要を示す。

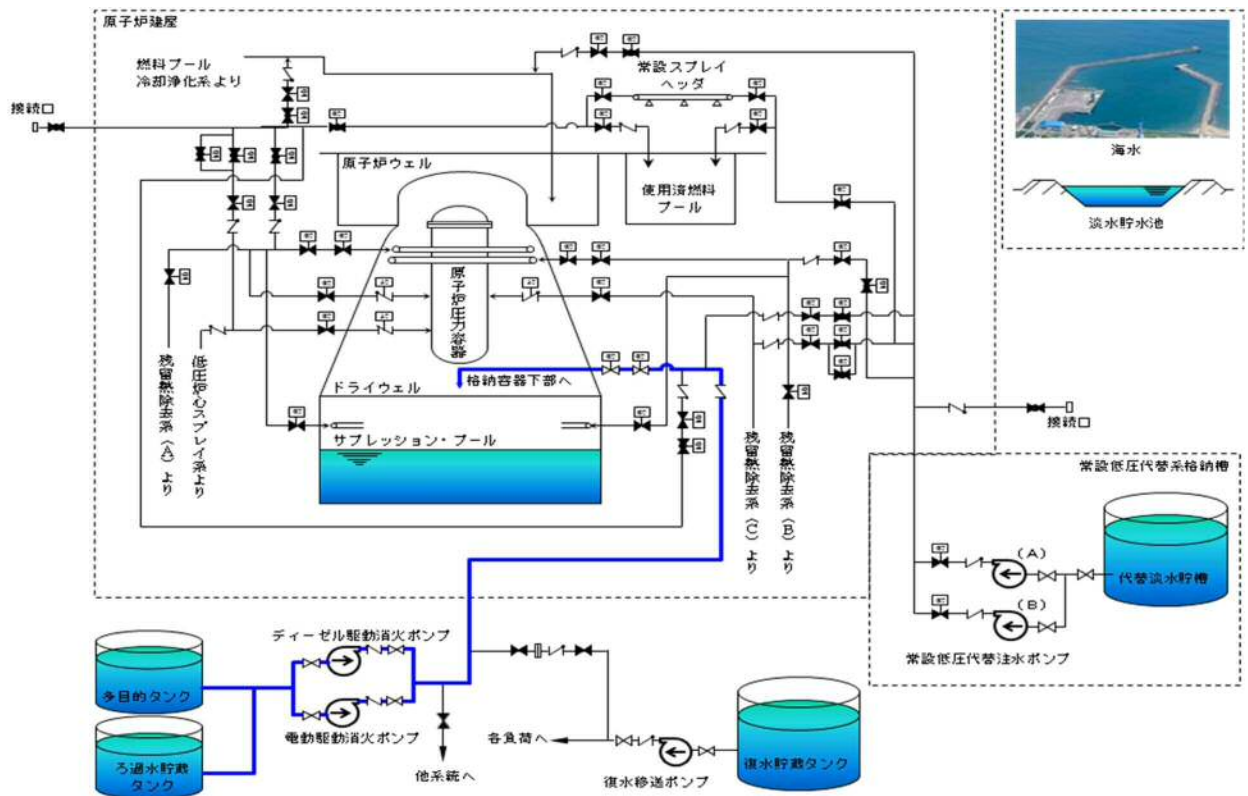
第 51-11-1 表 各系統の位置付け

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する 設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系 （常設）	—	—	○	—
格納容器下部注水系 （可搬型）	—	—	○	—
ディーゼル駆動 消火ポンプ	—	—	—	○
電動駆動 消火ポンプ	—	—	—	○
補給水系移送ポンプ	—	—	—	○

(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により格納容器下部へ注水する設備概要を第 51-11-1 図に示す。

消火系による格納容器下部への注水は、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、ディーゼル駆動消火ポンプ又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプを用い、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）を水源として、消火系及び格納容器下部注水系の配管・弁を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

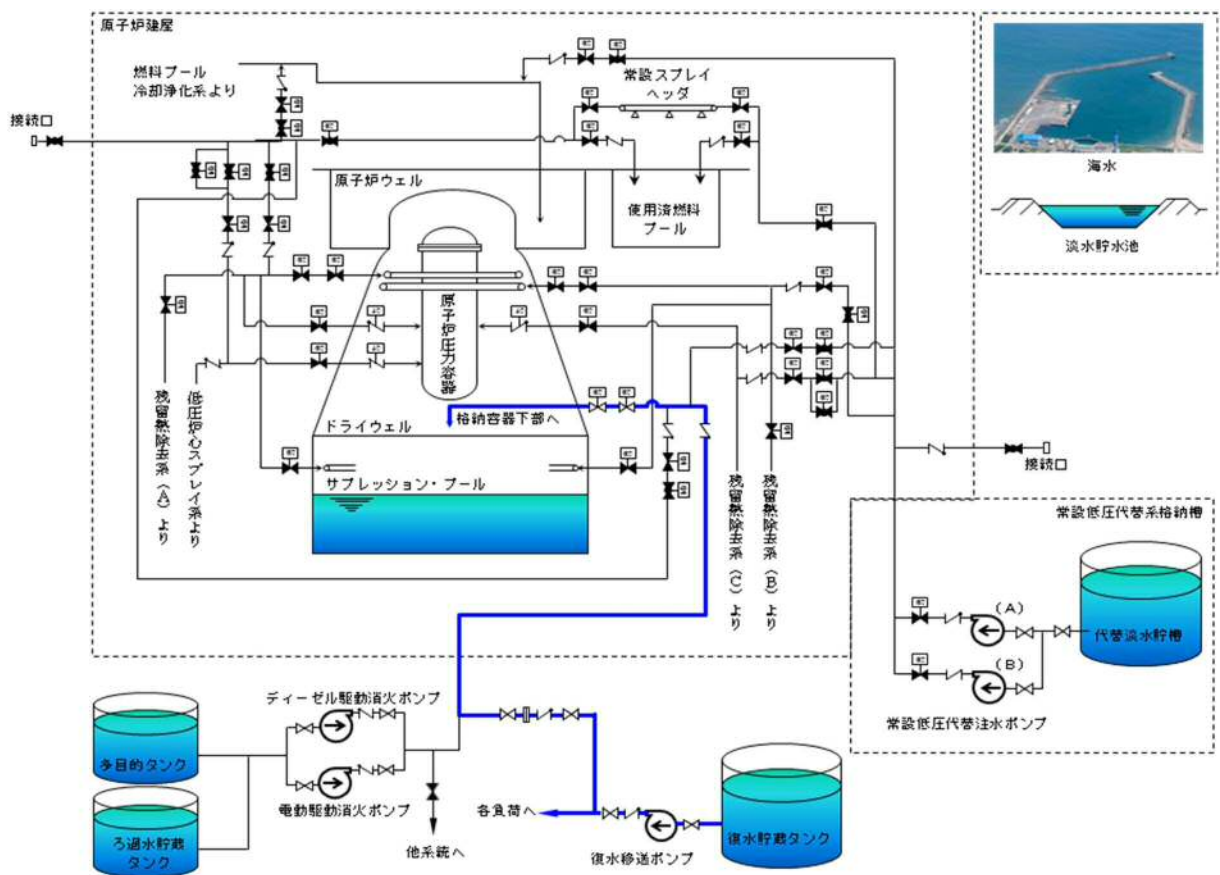


第 51-11-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(2) 補給水系による原子炉格納容器下部注水

補給水系を用いた格納容器下部へ注水する設備概要を第51-11-2図に示す。

補給水系による格納容器下部への注水は、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、復水移送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、消火系配管を経由してペDESTAL（ドライウェル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。



第 51-11-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

52-1

SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第 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					格納容器内水素濃度（S A）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（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）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b
			関連資料		52-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他（飛散物）	対象外	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		52-3 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		52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的の DB 設備あり）	B
				サポート系故障	対象（サポート系有）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	－	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

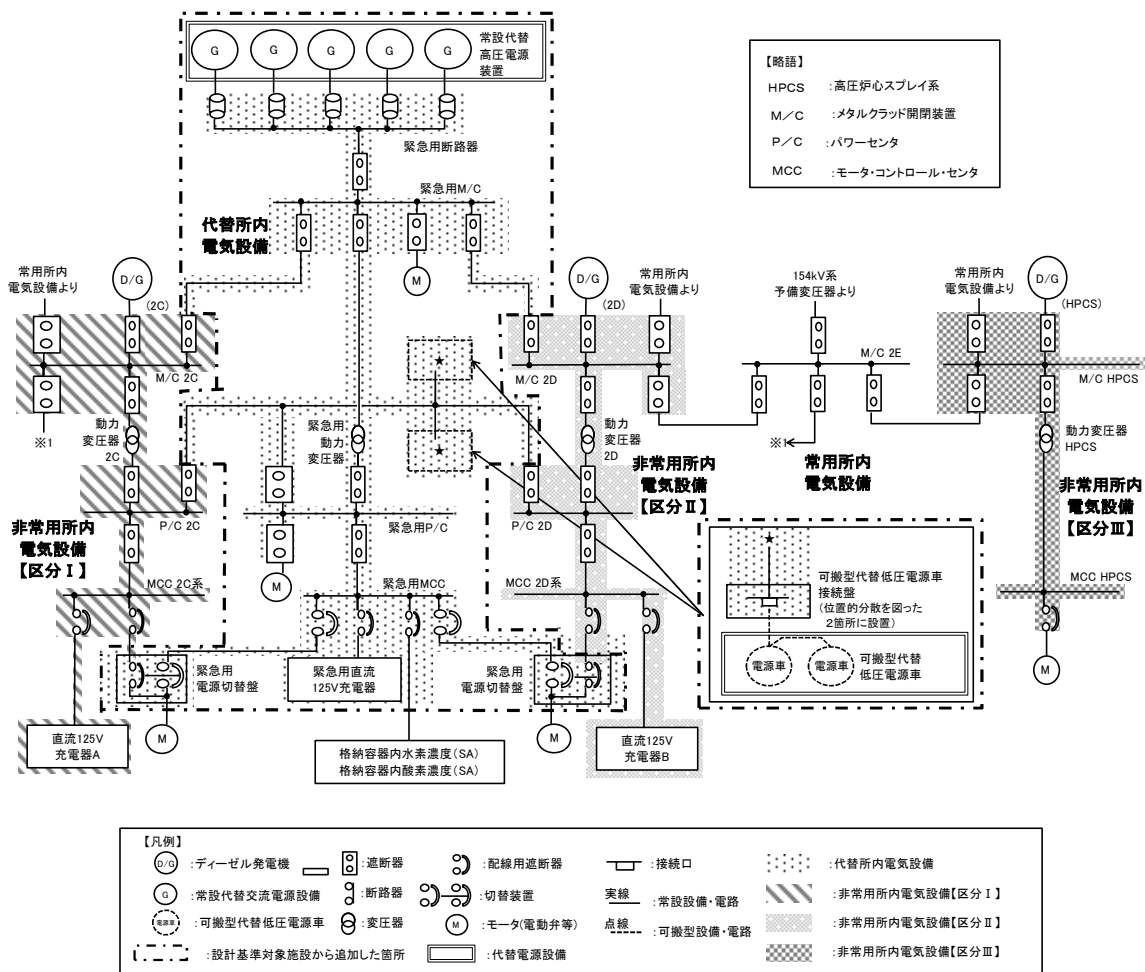
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内酸素濃度（S A）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b
			関連資料		52-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他（飛散物）	対象外	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		52-3 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		52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的の DB 設備あり）	B
				サポート系故障	対象（サポート系有）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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				可搬型窒素供給装置	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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	－
				海水	(海水を通水しない)	II
				他設備からの影響	(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)	－
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図	
		第2号		操作性	設備の運搬・設置, 工具の使用 操作スイッチ, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
				関連資料	52-4 系統図	
		第3号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 容器, ホース	A, C, F
				関連資料	52-5 試験及び検査	
		第4号		切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
				関連資料	42-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	52-4 系統図	
		第6号		設置場所	現場操作	A a
				関連資料	52-3 配置図	
	第3項	第1号		可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
				関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号		可搬SAの接続性	フランジ接続	B
				関連資料	52-7 接続図	
		第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉の外から水又は電源供給するものではない)	対象外
				関連資料	52-3 配置図	
		第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	－
				関連資料	52-3 配置図	
		第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
				関連資料	52-8 保管場所図	
		第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B
				関連資料	52-9 アクセスルート図	
		第7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	緩和設備 (同一目的のS A設備なし)	対象外
				サポート系要因	サポート系あり	C b
				関連資料	本文	

52-2

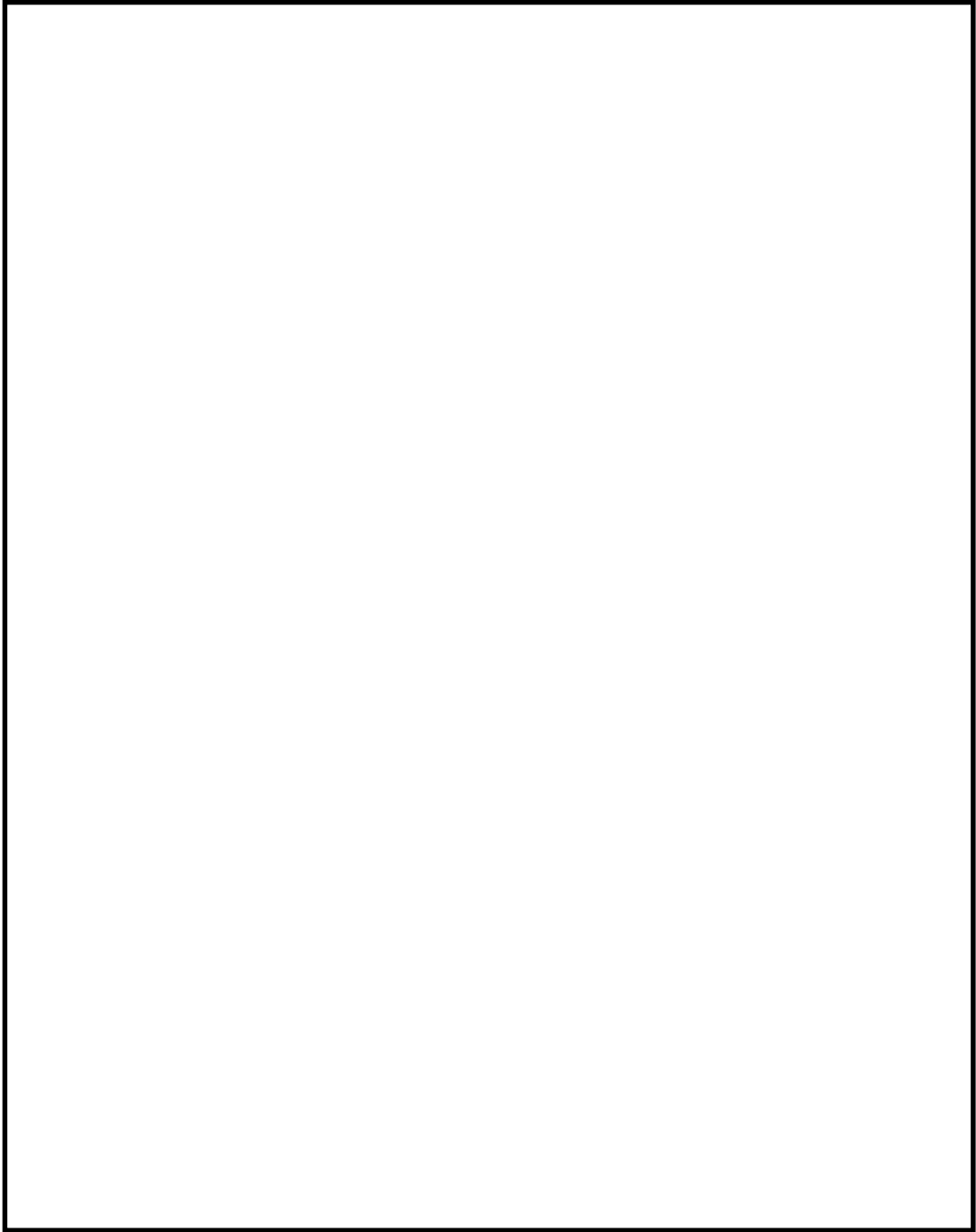
単線結線図



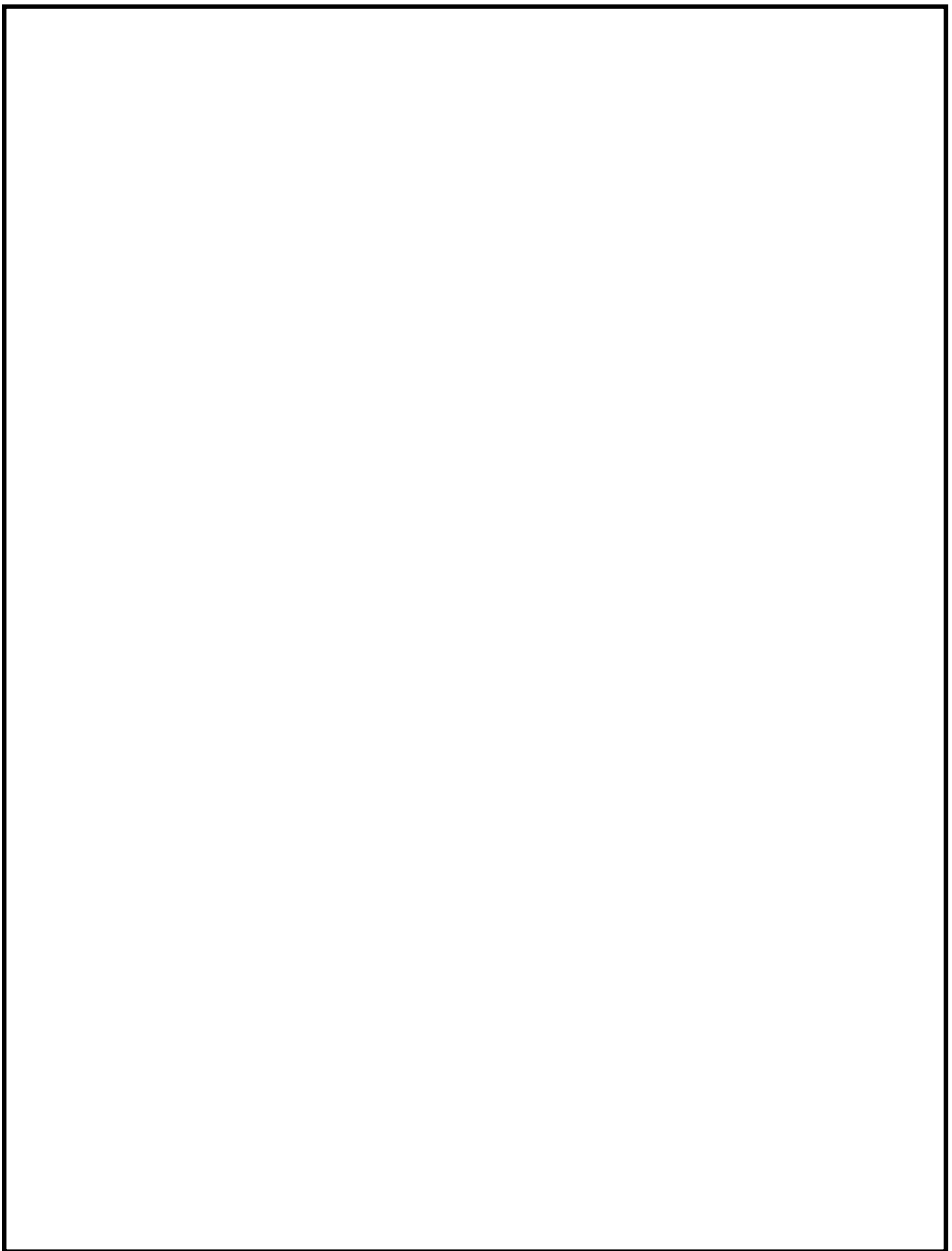
第 52-2-1 図 単線結線図

52-3

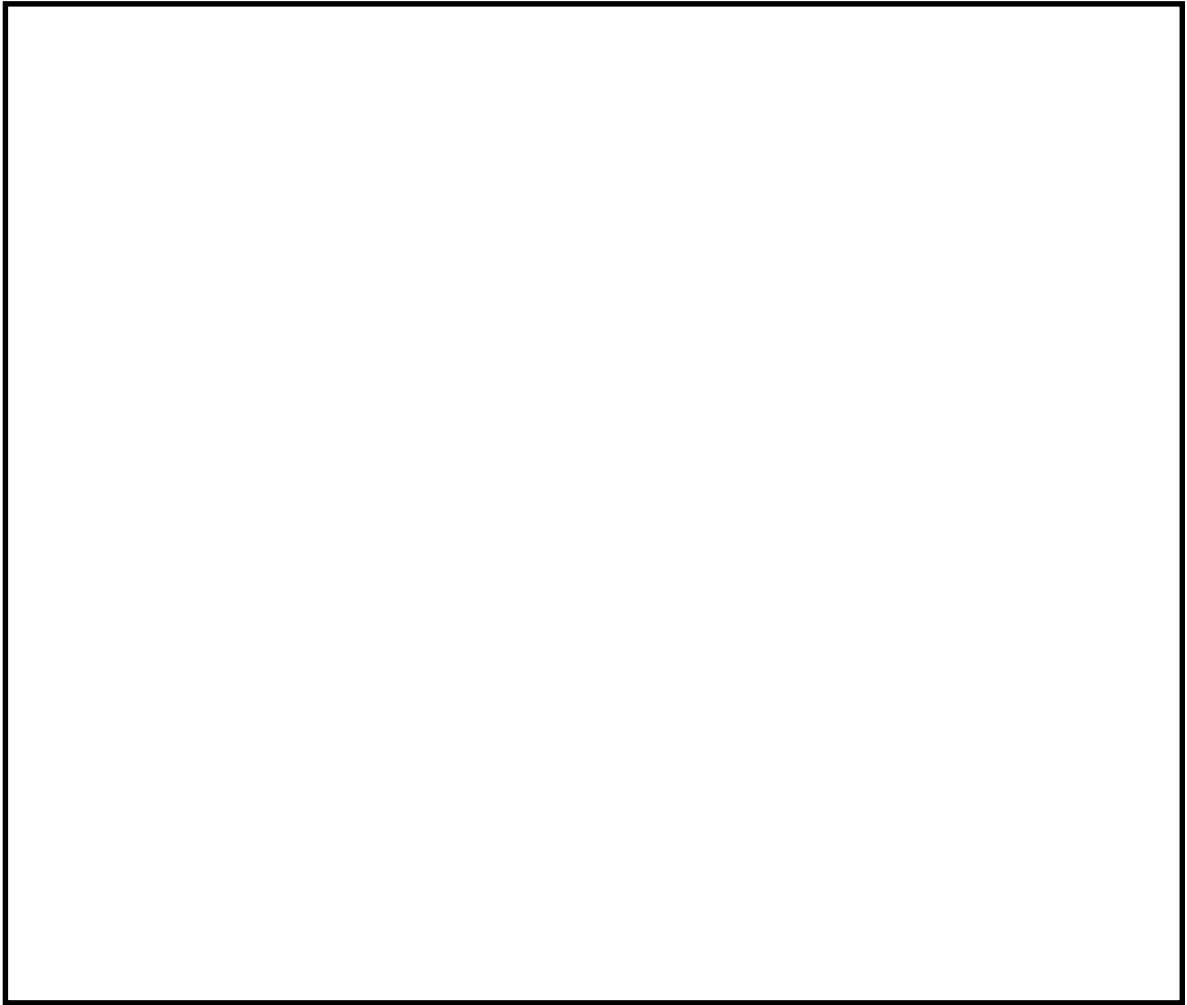
配置図



第 52-3-1 図 機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）



第 52-3-2 図 機器配置図（原子炉建屋附属棟 3 階（中央制御室））



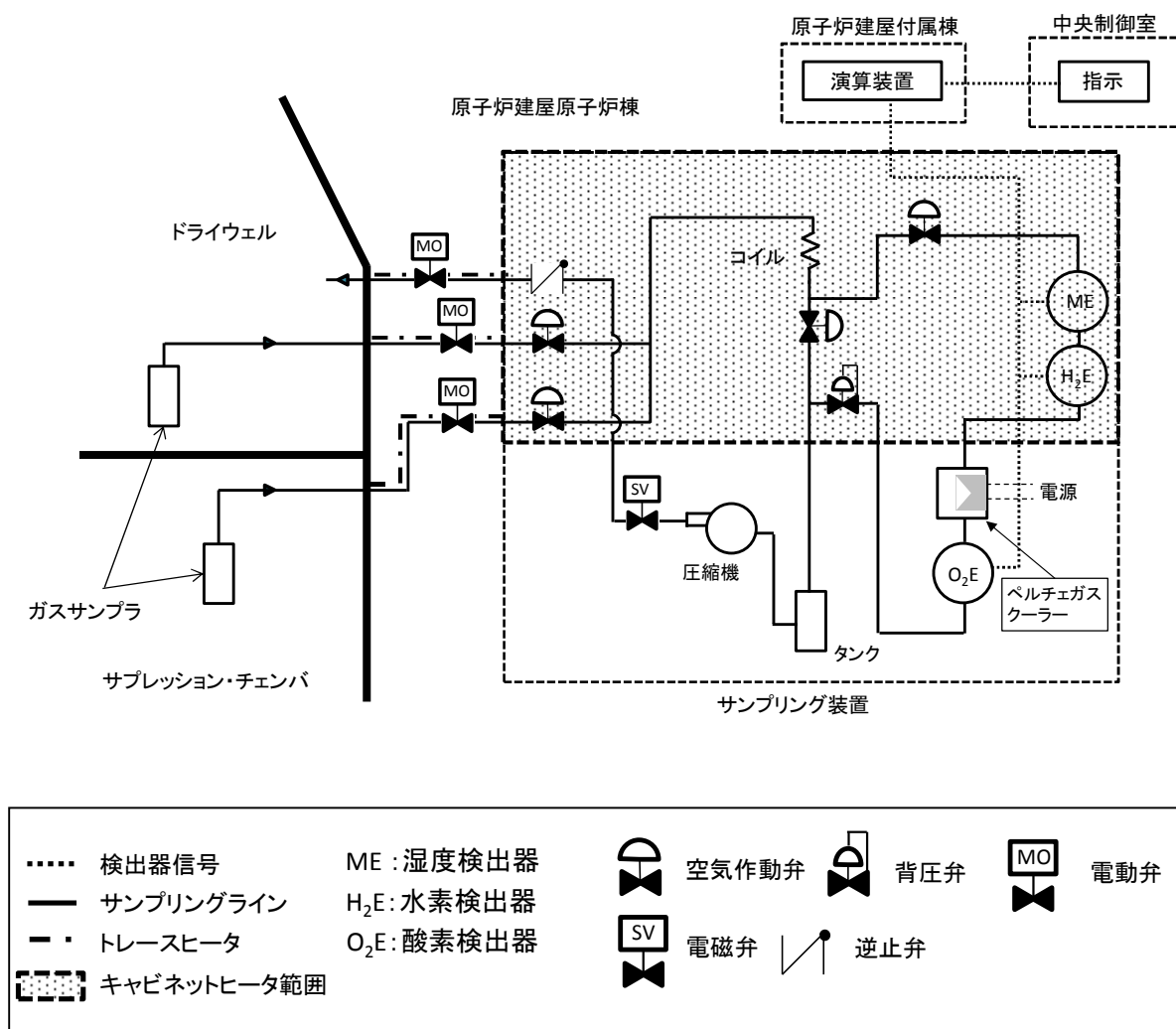
第 52-3-3 図 構内全体配置図

52-4

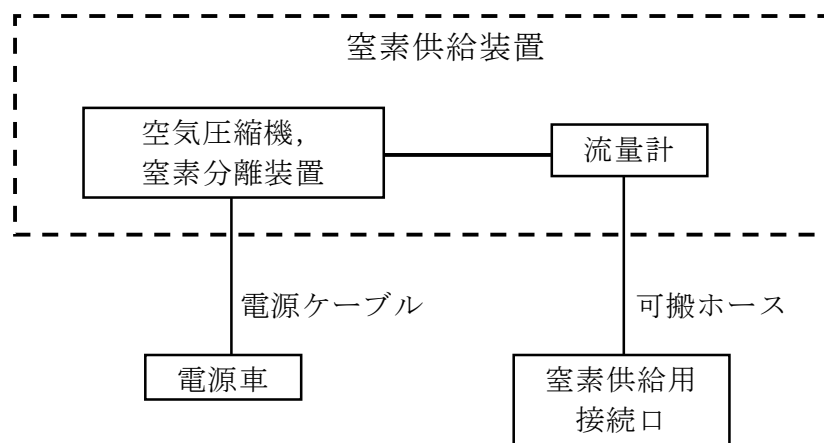
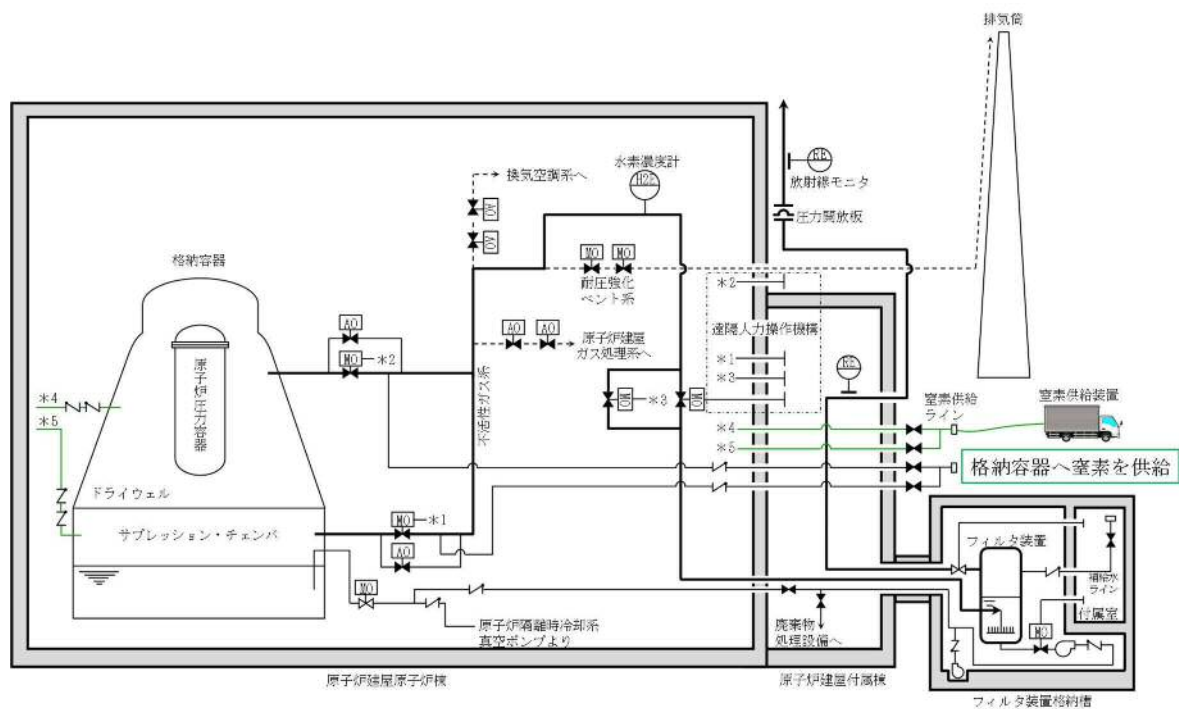
系統図

1. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の系統概要図を第 52-4-1 図に示す。



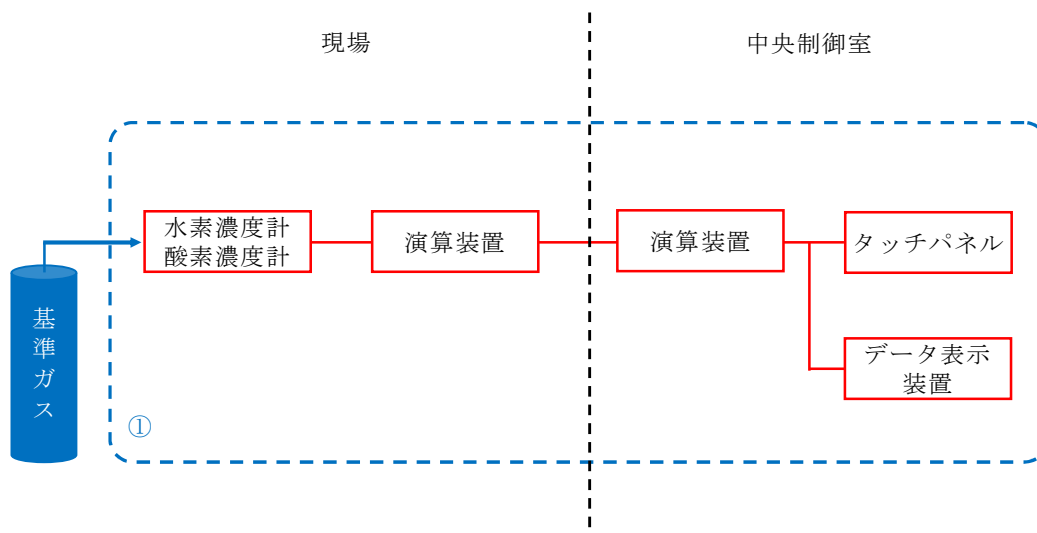
第 52-4-1 図 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の系統概要図



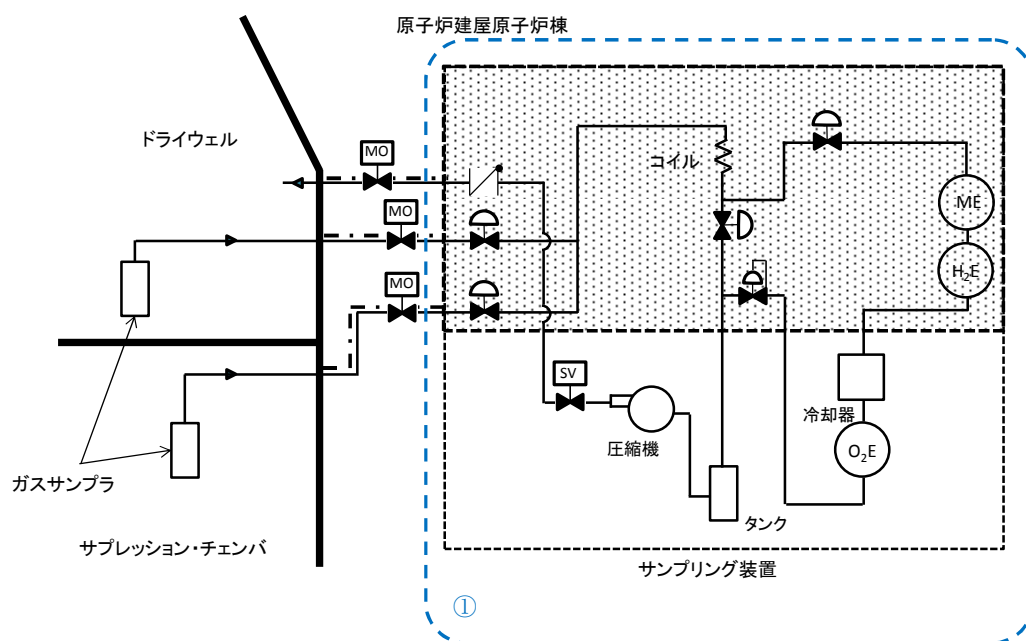
第 52-4-2 図 窒素供給装置系統概要図

52-5

試験及び検査

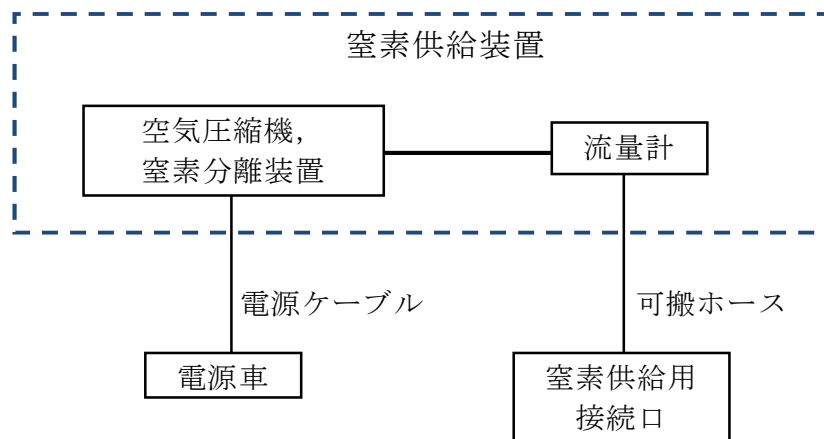


①模擬入力（基準ガス）による検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施（点検・検査）



①サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

第 52-5-1 図 計装設備の試験及び検査



①窒素供給装置の運転性能検査を実施

第 52-5-2 図 窒素供給装置の試験及び検査

52-6

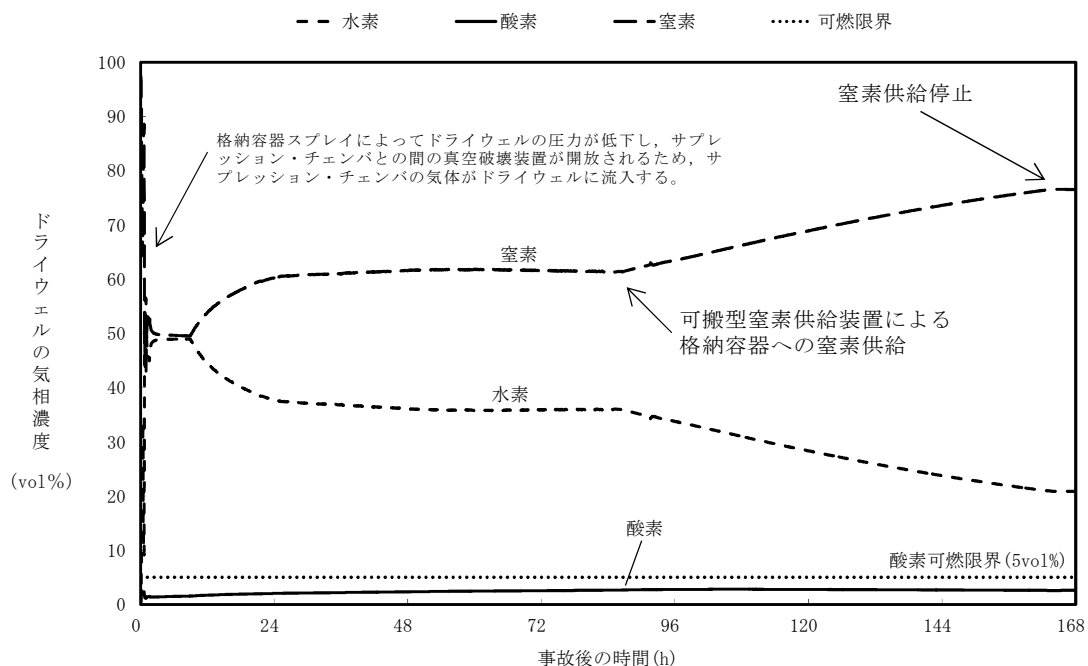
容量設定根拠

名称		窒素供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	200
窒素純度	%	99.0 以上
窒素供給圧力	kPa	500

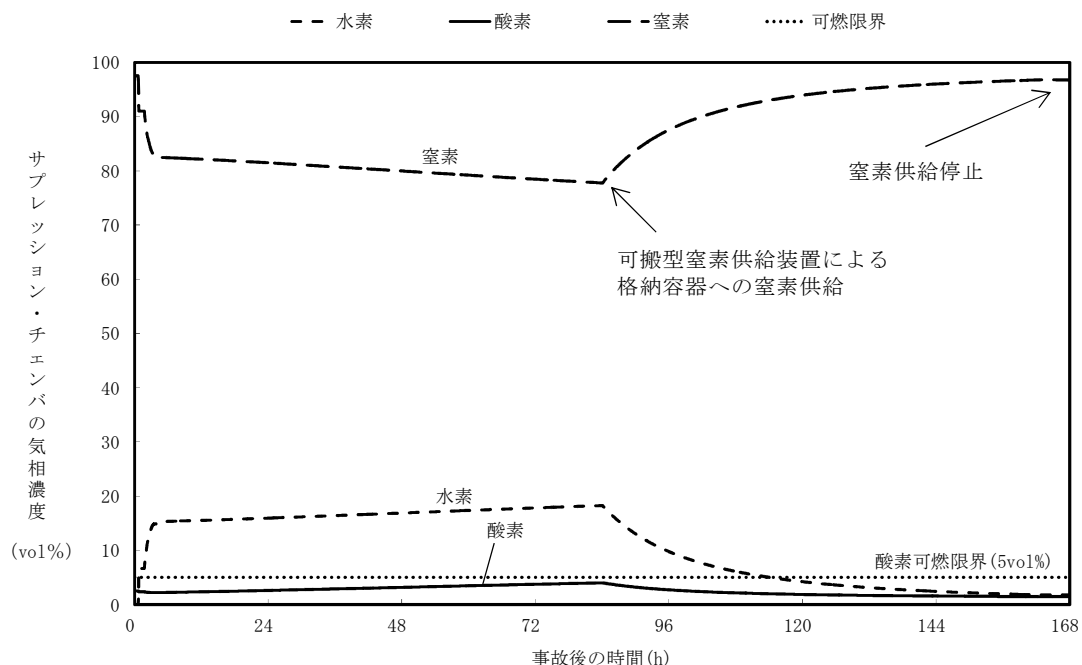
(1) 窒素供給量及び純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達した時点で格納容器への窒素供給を実施しすることとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 52-6-1 図、第 52-6-2 図に示す。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達し、格納容器への窒素供給を実施する。格納容器への窒素注入によって、サプレッション・チェンバの酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol に到達することはない。



第 52-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

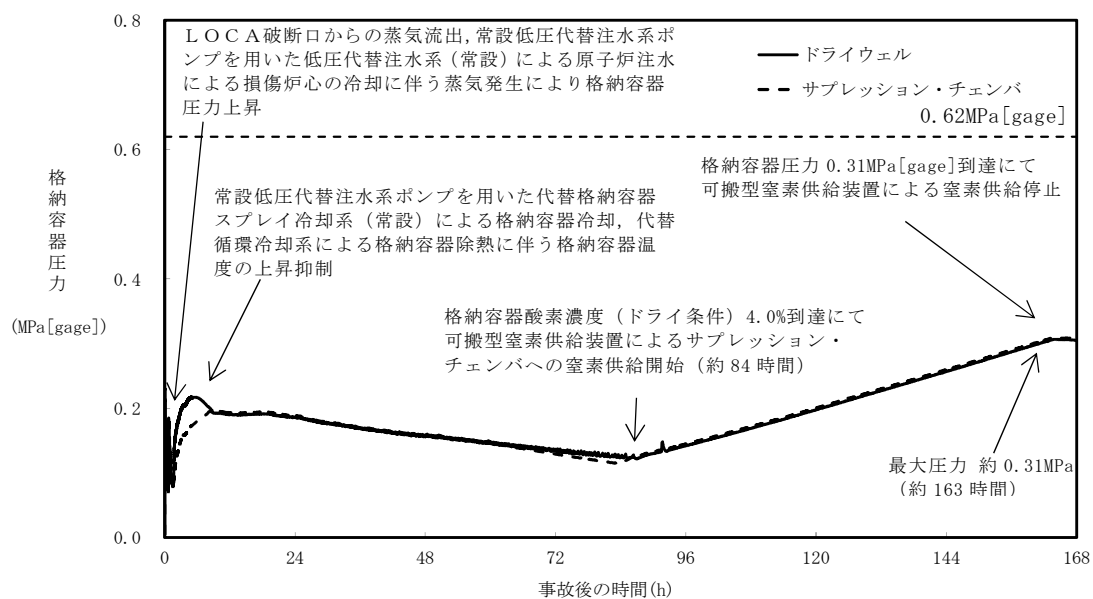


第 52-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、500kPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故時においても格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移を第 52-6-3 図に示す。事象発生約 84 時間後から格納容器への窒素注入を実施するが、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っており、格納容器への窒素注入は格納容器圧力が 310kPa[gage]到達により停止する手順としていることから十分な供給圧力を有している。



第 52-6-3 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しない場合）」における格納容器圧力の推移

1. 格納容器内水素濃度（S A）

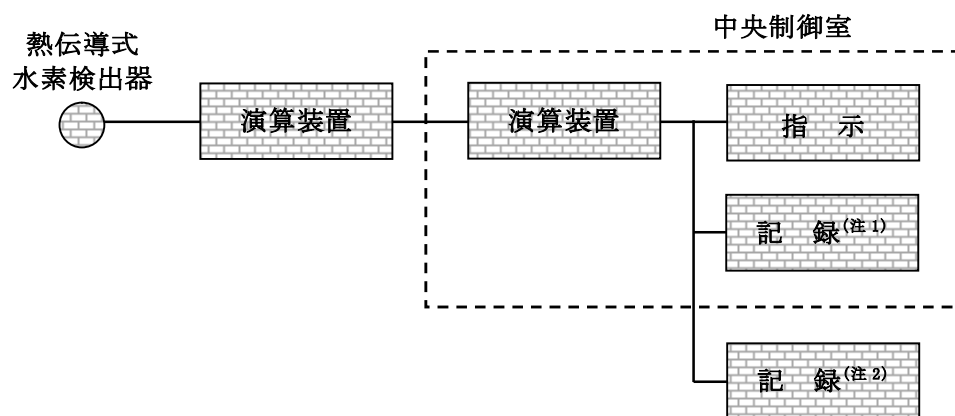
(1) 設置目的

格納容器内水素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

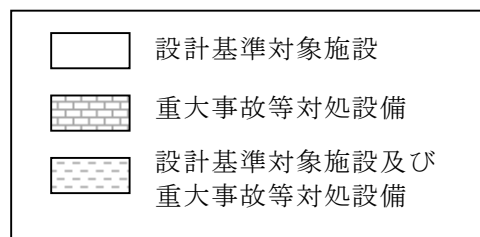
格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。

（第 52-6-4 図「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



（注 1）データ伝送装置

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-4 図 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（S A）の仕様を第 52-6-1 表に、計測範囲を第 52-6-2 表に示す。

第 52-6-1 表 格納容器内水素濃度（S A）の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度（S A）	熱伝導式	0～100vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟 3 階

第 52-6-2 表 格納容器内水素濃度（S A）の計測範囲

名 称	計測範囲	原子炉の状態※ ¹ と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時（運転時 の異常な過 渡変化時を 含む）	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 水素濃度 （S A）	0～100vol%	—	3.3vol% 以下	—※ ²	56.6vol%	炉心の著しい損傷時に 格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある 範囲を計測可能な範囲 とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：炉心損傷前の水素濃度については、炉心損傷後に包含されるため、評価対象外とした。

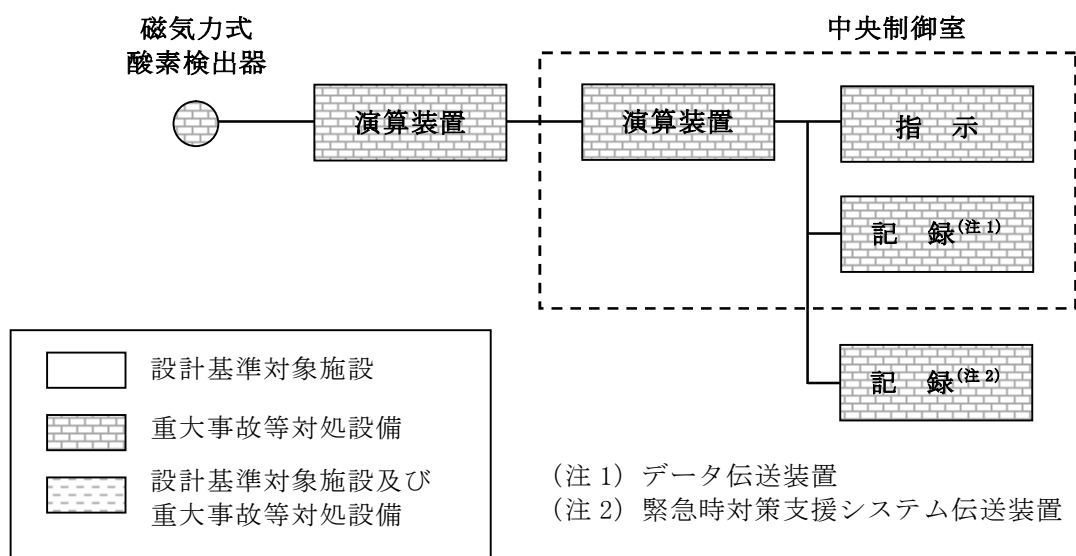
2. 格納容器内酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷時には、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事象初期から 13vol% を大きく上回るため、格納容器内での水素燃焼及び爆轟を防止する観点からは、酸素濃度を可燃限界濃度である 5vol% 未満に管理することが重要である。そのため、格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。（第 52-6-5 図「格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



第 52-6-5 図 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度(SA)の仕様を第52-6-3表に,計測範囲を第52-6-4表に示す。

第52-6-3表 格納容器内酸素濃度(SA)の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度(SA)	磁気力式	0～25vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟3階

第52-6-4表 格納容器内酸素濃度(SA)の計測範囲

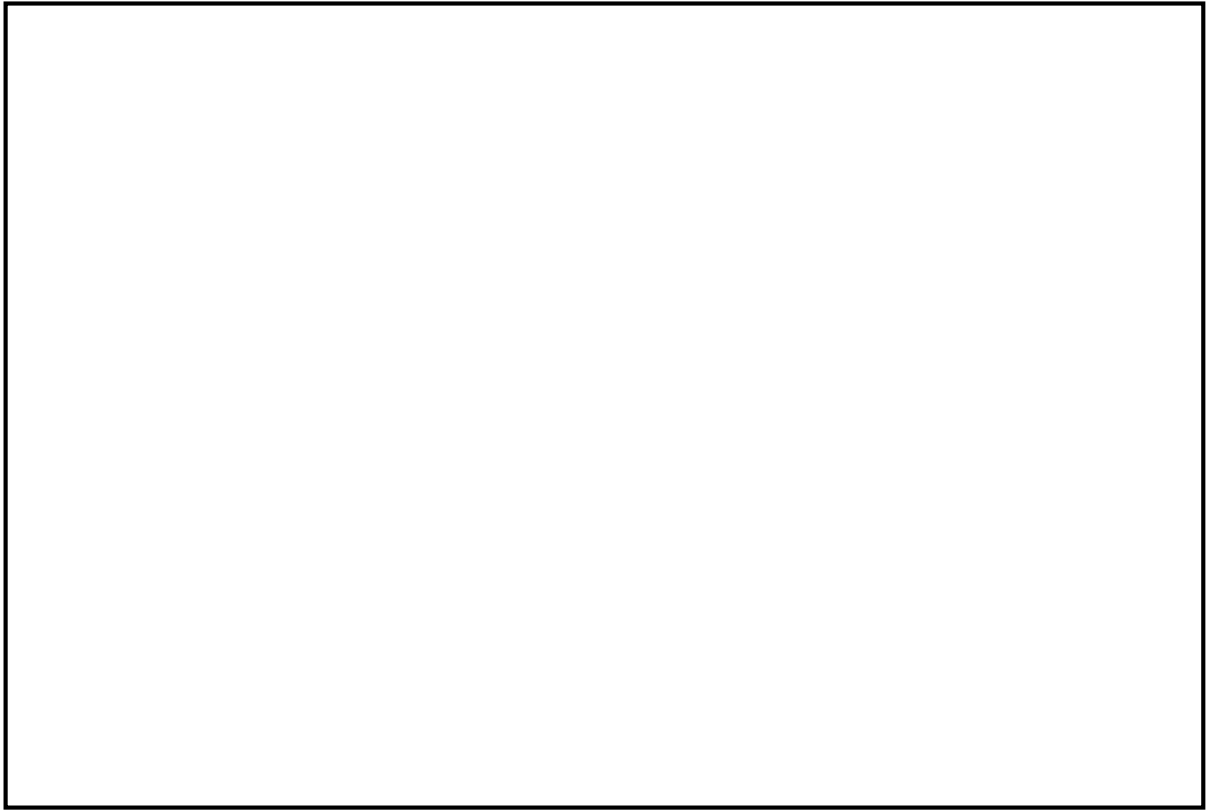
名 称	計測範囲	原子炉の状態※ ¹ と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時(運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内酸素濃度 (S A)	0～25vol%	2.5vol%以下	4.4vol%以下※ ²	2.5vol%以下	4.3vol%以下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：初期酸素濃度4.0vol%にて評価した結果。

52-7 接続図



第 52-7-1 図 可搬型窒素供給装置接続図

52-8

計装設備の測定原理

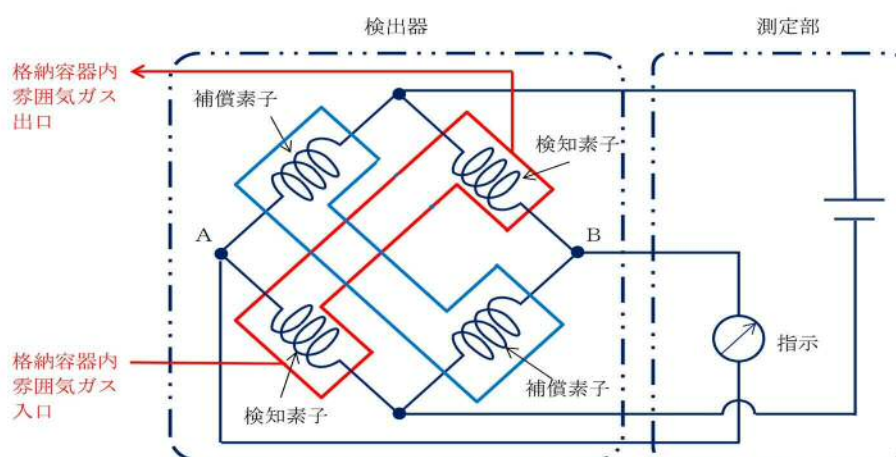
1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度（S A）

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度（S A）は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、第 52-7-1 図に示すとおり、検知素子と補償素子（白金）でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、測定対象ガスが流れるようになっており、補償素子の部分には基準となる窒素ガスが密閉されているため、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第 52-8-1 図の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0～100vol%において、計器仕様は最大±1.7vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視する。



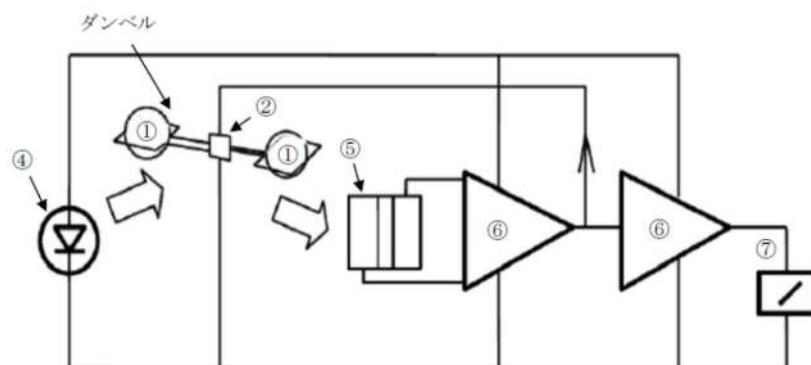
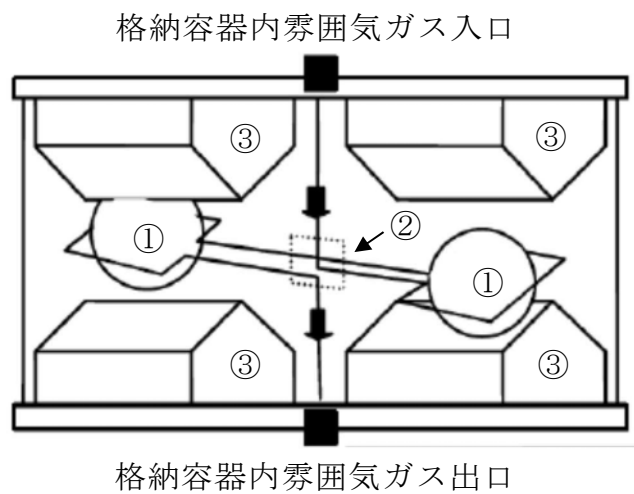
第 52-8-1 図 格納容器内水素濃度（S A）検出回路の概要図

(2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、第 52-7-2 図に示すとおり、吊るされた 2 つの球体、くさび形状の磁極片、LED からの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。

ガラス管内は、磁極片により不均一な磁場が形成されており、そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、吊るされた 2 つの球体は遠ざかり、回転運動が生じる。これにより、LED からの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量に変化し、電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ、ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～25vol% において、計器仕様は最大±0.6vol% の誤差を生じる可能性があるが、この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。



【凡例】

- | | | |
|------|-------|------|
| ①球体 | ④LED | ⑦指示部 |
| ②鏡 | ⑤受光素子 | |
| ③磁極片 | ⑥増幅器 | |

第 52-8-2 図 酸素検出器

2. サンプリング装置について

(1) 測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

水素及び酸素濃度の測定においては、以下のサンプリング装置を用いて測定を行う。

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

a) ガスサンプラ

ガスサンプラは測定ガスの吸入口であり、格納容器内に置かれ、サンプリング配管を介してサンプリング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には、ガスサンプラ内部のスロットルによって圧力を下げることで、ガス圧縮によるサンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

b) サンプリング配管用トレースヒータ

サンプリング配管用トレースヒータは、格納容器外からサンプリング装置までのサンプリング配管にトレースヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を当該ヒータにより制御し、蒸気凝縮を防止する。

c) サンプリング装置

サンプリング装置は、水素濃度検出器、酸素濃度検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器等から構成される。

水素濃度の測定においては、測定ガスの蒸気凝縮を防止するため、測定ガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、水素濃度を測定する。

また、酸素濃度の測定では、水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し、そ

の濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで、酸素濃度を測定する。

3. サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

サンプリング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- ・ 重大事故発生時の水素濃度はドライ条件において 13vol% を大きく上回るが、酸素濃度はドライ条件において可燃限界濃度である 5vol% に到達しない。このため、サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。

4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測は，計測後のガスを格納容器内へ戻す構成となっており，外部に対して閉じた系とし，系外への漏えいが発生しないよう第 52-8-1 表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって，サンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第 52-8-1 表 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管，弁，真空タンク	本計測設備の配管，弁は格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガス漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は，食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること，圧縮機接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで，漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし，漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
5	サンプリング装置	サンプリング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性を十分に低くする。サンプリング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプリング装置内にて想定される温度，圧力を包絡した設計とする。

5. サンプリング装置の計測周期について

サンプリングガスは、格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプリング装置内キャビネットヒータに入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し、その後サンプリングガスは格納容器に排出される。

サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるよう設計する。

52-9

水素及び酸素発生時の対応について

1. 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素・酸素発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できない評価事故シーケンスとしては、「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」を抽出している。この事故シーケンスは、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）」の評価事故シーケンスと同じである。

また、水素濃度の測定範囲としては、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）」のうち、代替循環冷却系を使用しない場合においては、格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され、ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから、水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが、重大事故時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b) 重大事故時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第 52-8-1 図及び第 52-8-2 図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回る。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する。事象

発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達することから格納容器への窒素供給を実施することで、格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 163 時間後に格納容器圧力が 310kPa[gage] 到達し、格納容器への窒素注入を停止するが、象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol% を超えることはなく、格納容器内での水素爆発は生じない。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、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ため、格納容器ベントを実施するため、格納容器内で可燃限界に到達することはない、格納容器内での水素爆発は生じない。

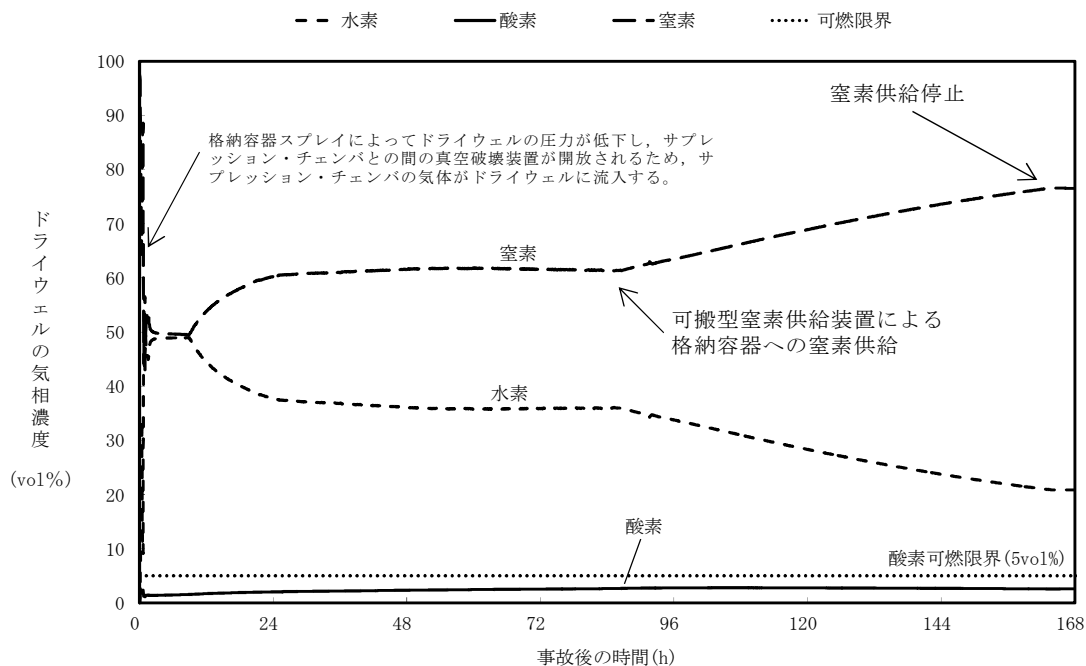
c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では、重大事故時の格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、常設代替高圧電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を事故発生後 25 分以内に可能であり、暖機運転の 30 分を考慮しても、1 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに格納容器内での酸素濃度は 5vol% を超えることはない。

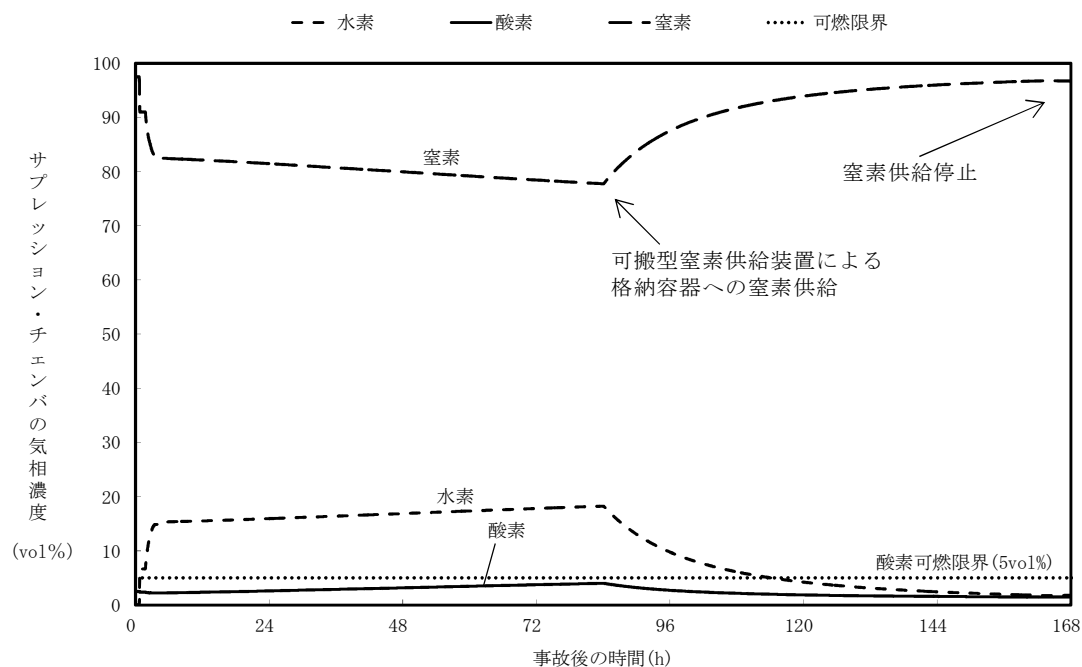
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた G 値（沸騰状態： $G(H_2)=0.4$ 、 $G(O_2)=0.2$ ）とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である 4.3vol%

(ドライ)に到達するのは、事象発生から約 26 時間後である(第 52-8-3 図及び第 52-8-4 図参照)。これより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生約 1 時間後までに、格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度(約 5vol%)に到達することはない。

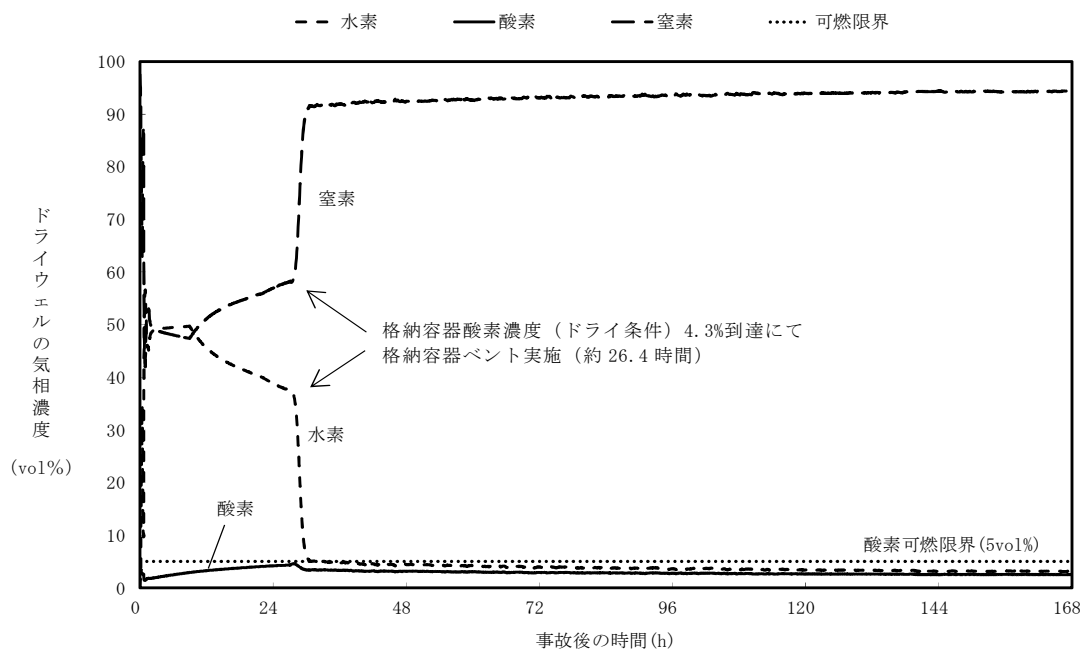
さらに、格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%(ドライ)に到達した場合、格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界(約 5vol%)に到達することはない。



第 52-8-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

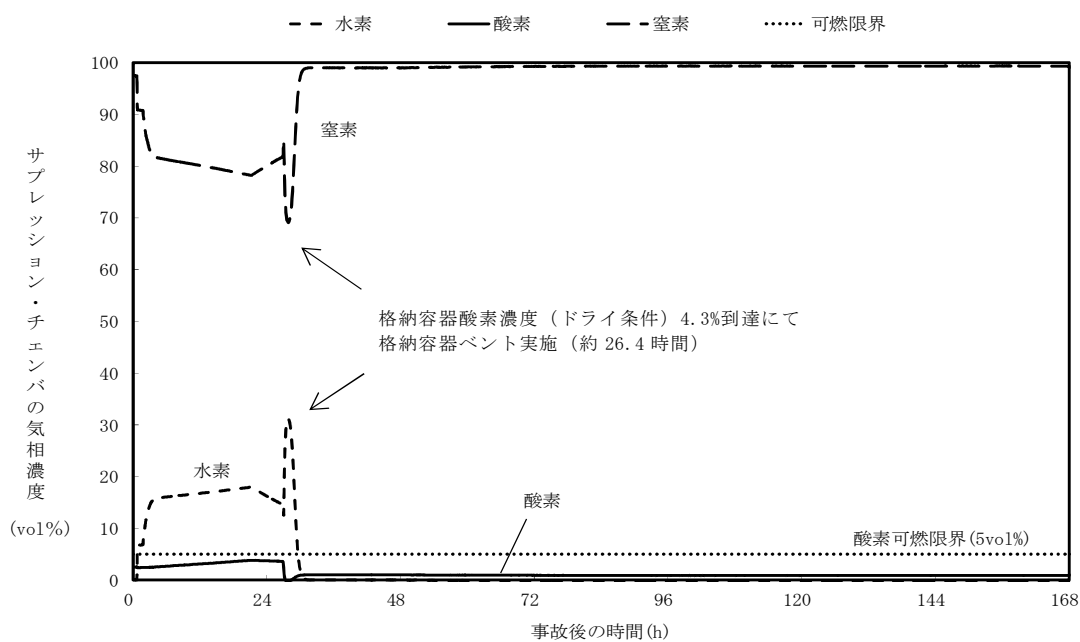


第 52-8-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 52-8-3 図 ドライウエル内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)



第 52-8-4 図 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)

(2) 水素・酸素の計測範囲

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する場合）」における最大水素濃度は56.6vol%，最大酸素濃度は4vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においては，最大酸素濃度は4.3vol%である。第52-8-1表に示す格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包含した設計としている。

第52-8-1表 格納容器内水素濃度（S A）及び

格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（S A）	0～100vol%
格納容器内酸素濃度（S A）	0～25vol%