

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改45
提出年月日	平成29年10月2日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年10月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

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

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

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

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

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止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

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 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について
- 51-13 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 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 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イカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

54-14 その他

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 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（直流電源設備について）

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DB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			

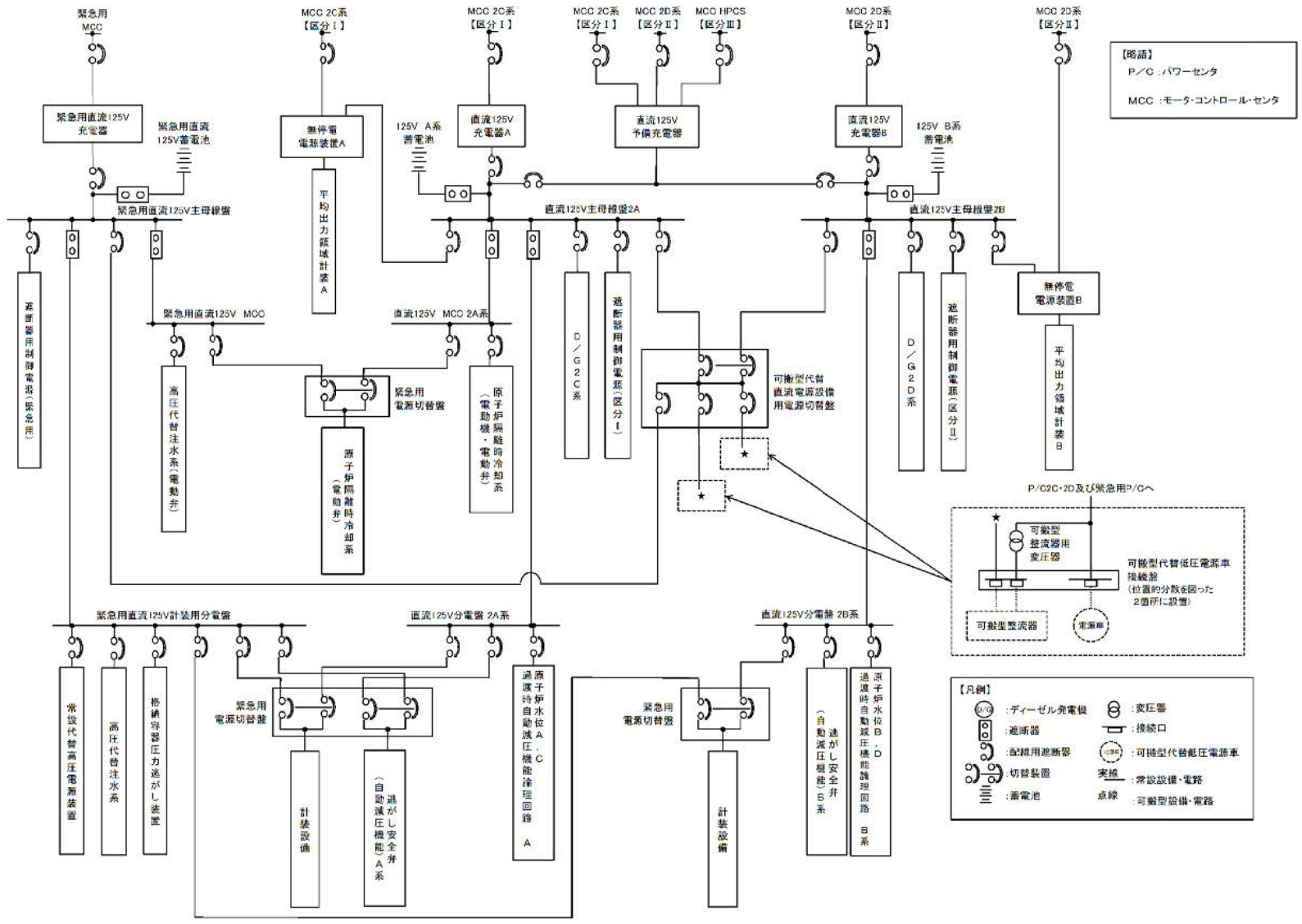
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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DB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				

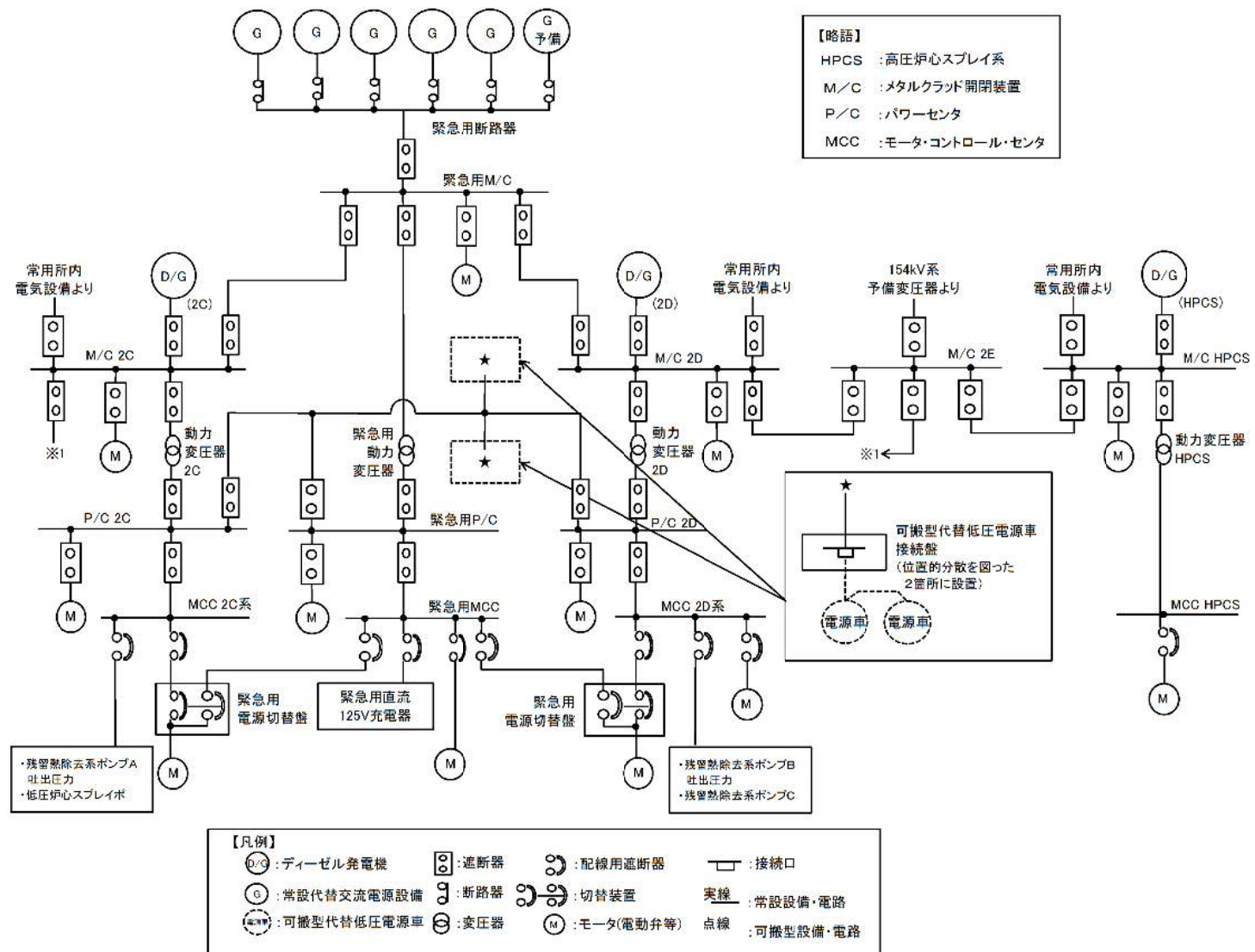
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		高圧窒素ガスポンペ		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

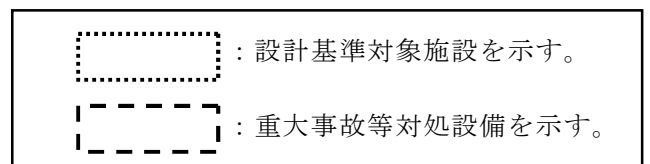


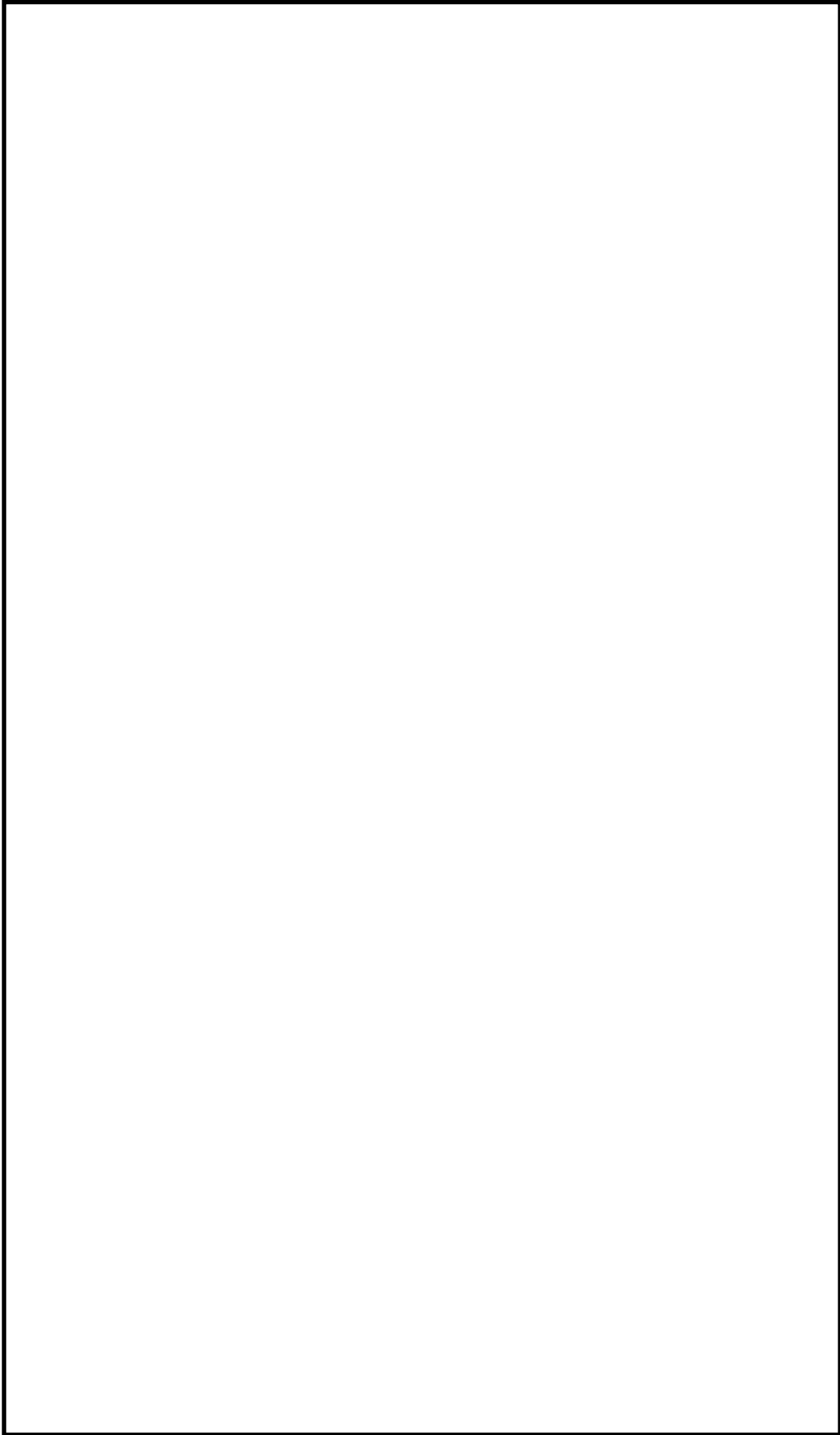
第 46-2-1 図 単線結線図



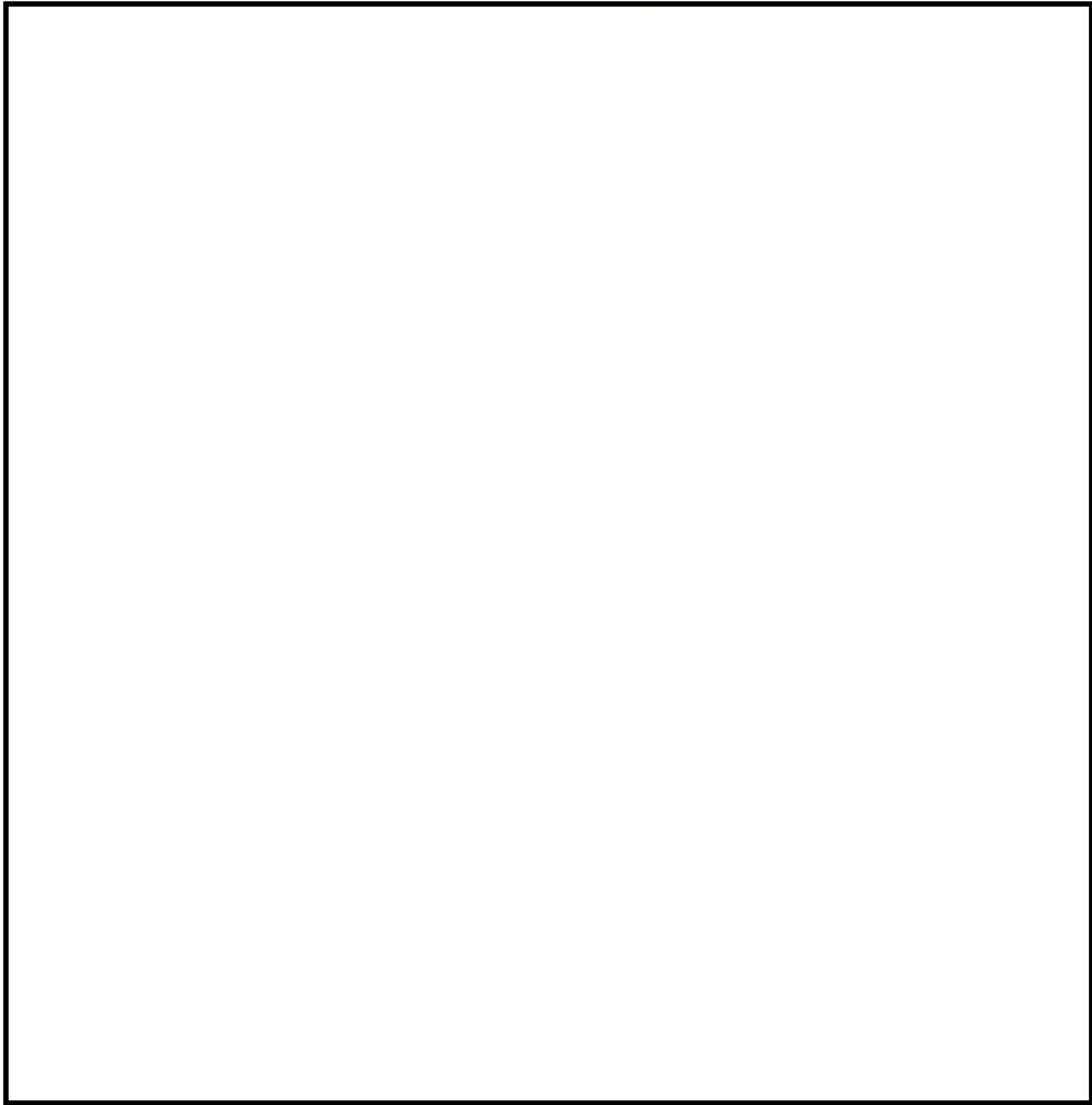
第 46-2-2 図 単線結線図

46-3 配置図

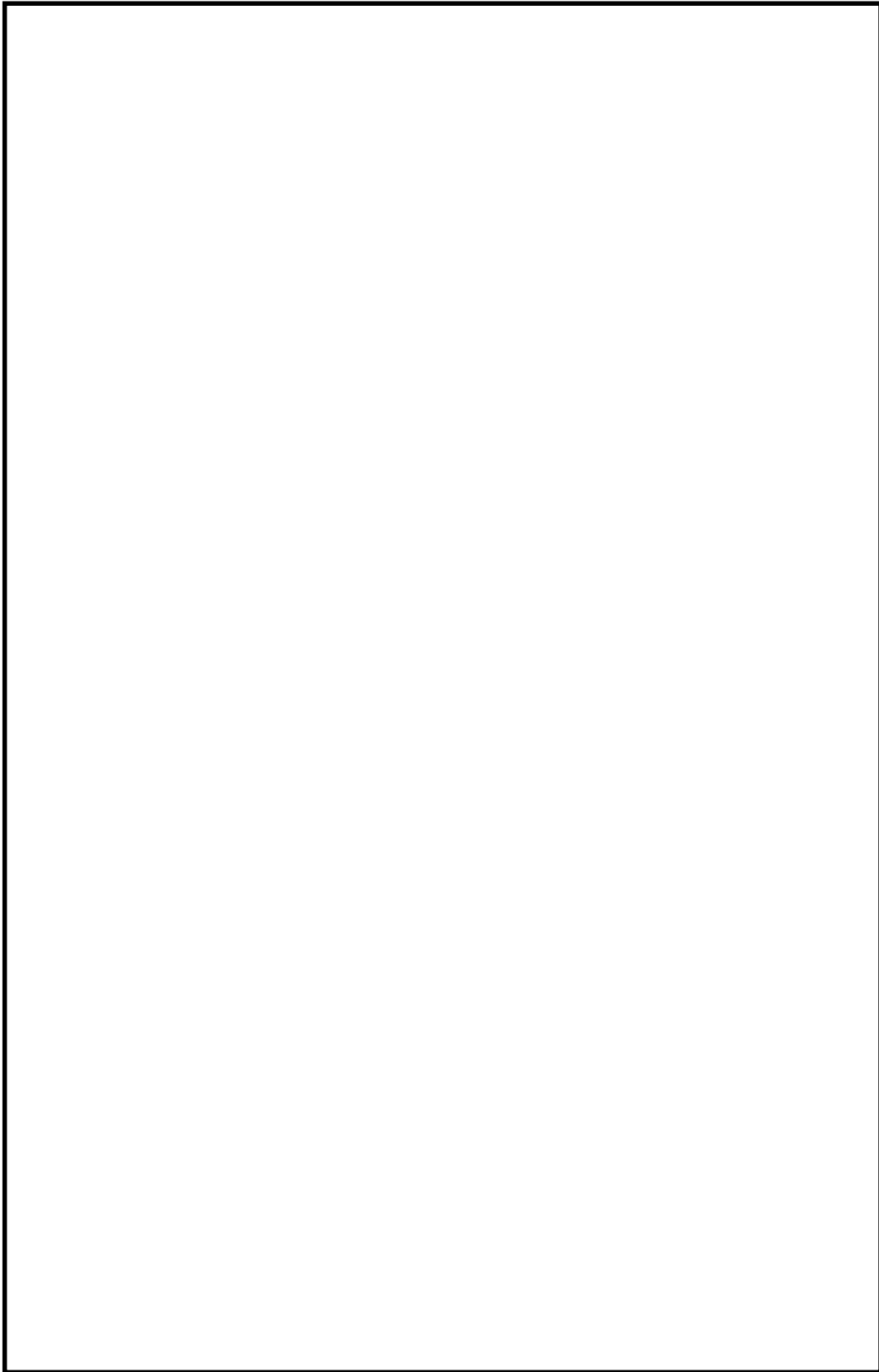




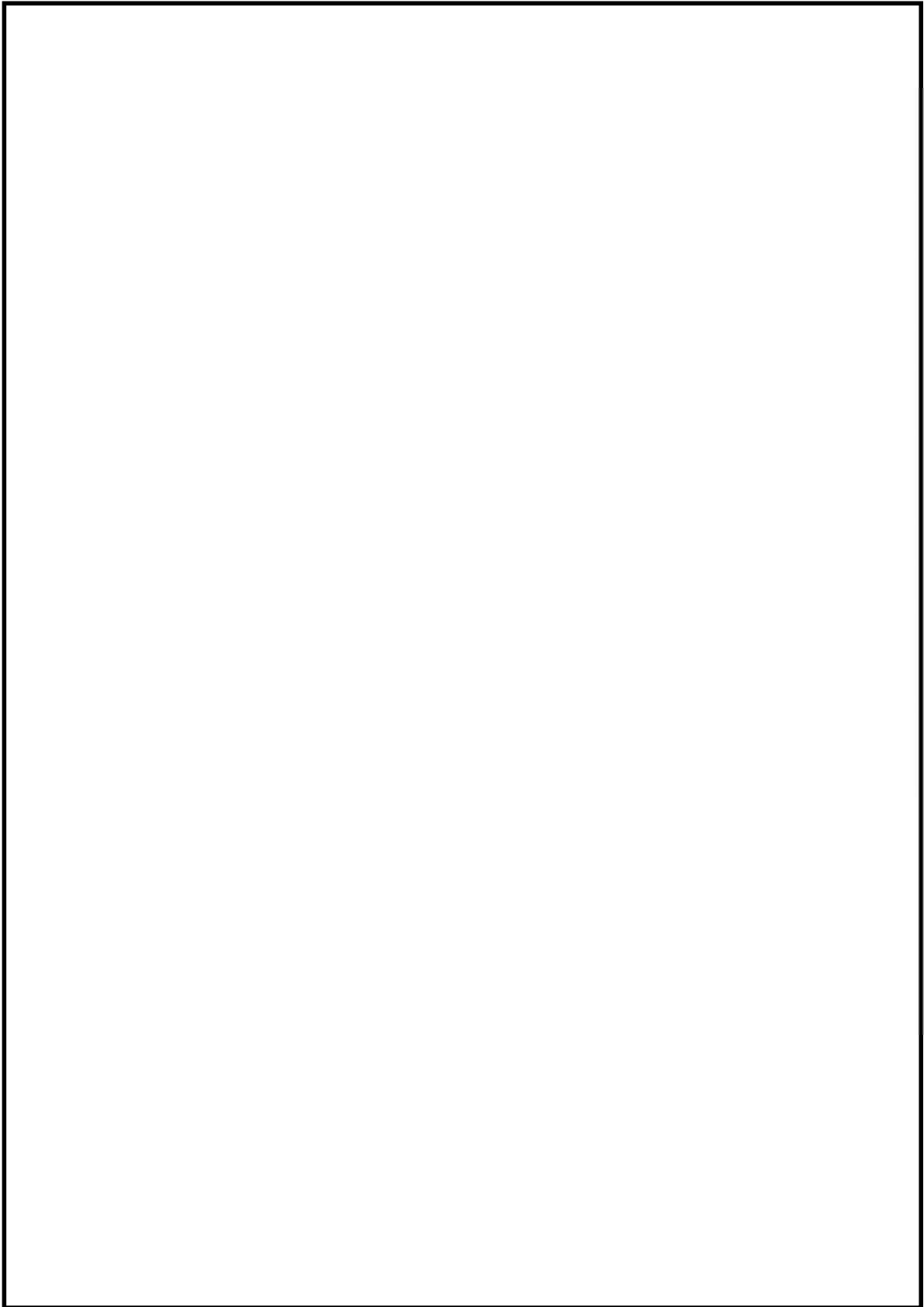
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



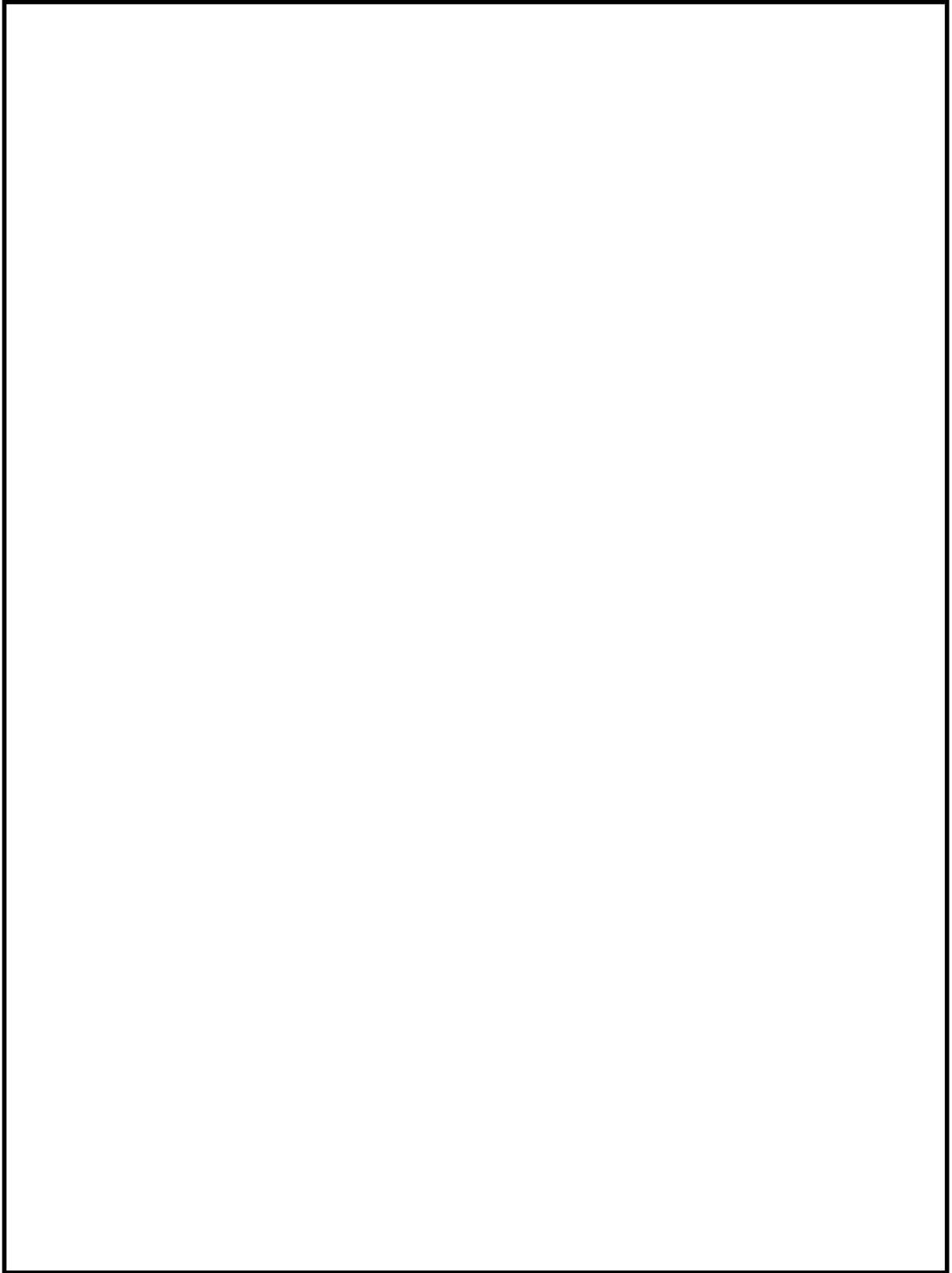
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



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（ポンペ・弁）
の配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

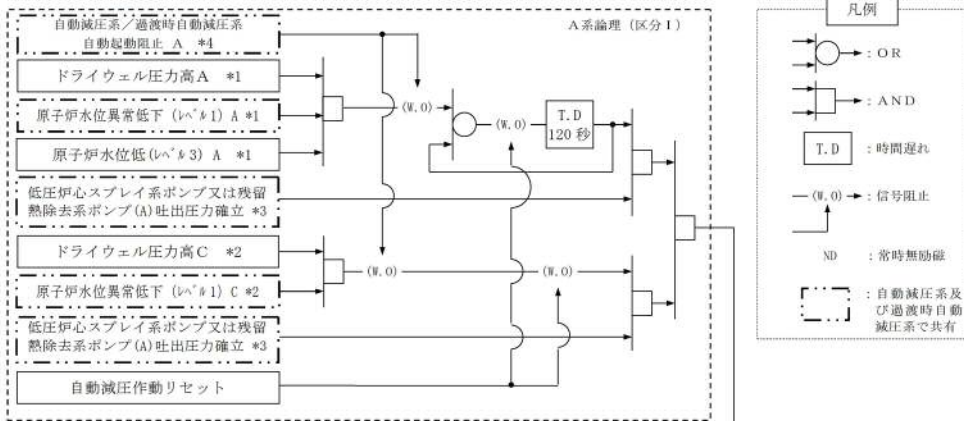


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

46-3-6

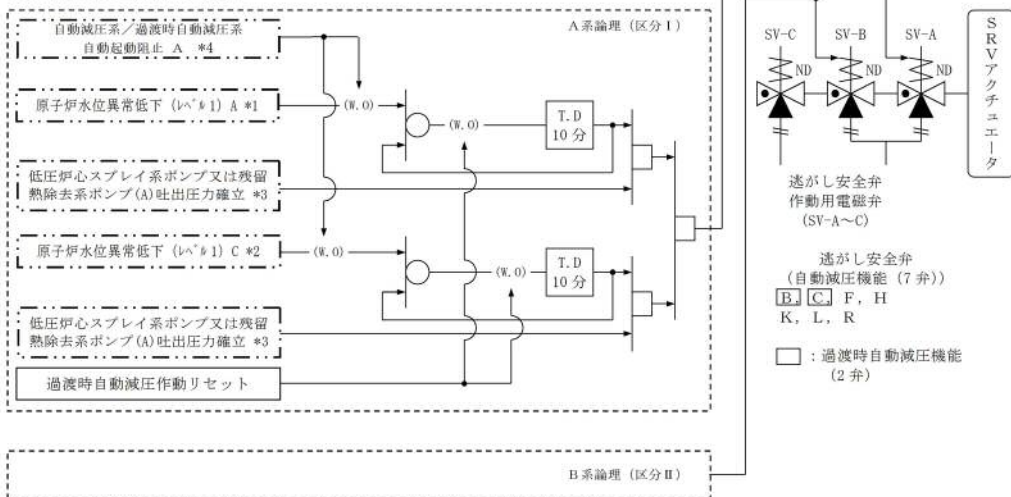
46-4 系統図

自動減圧機能論回路



B系論理 (区分II)

過渡時自動減圧機能論回路



- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4: 当該設備については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」で示す。

第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成

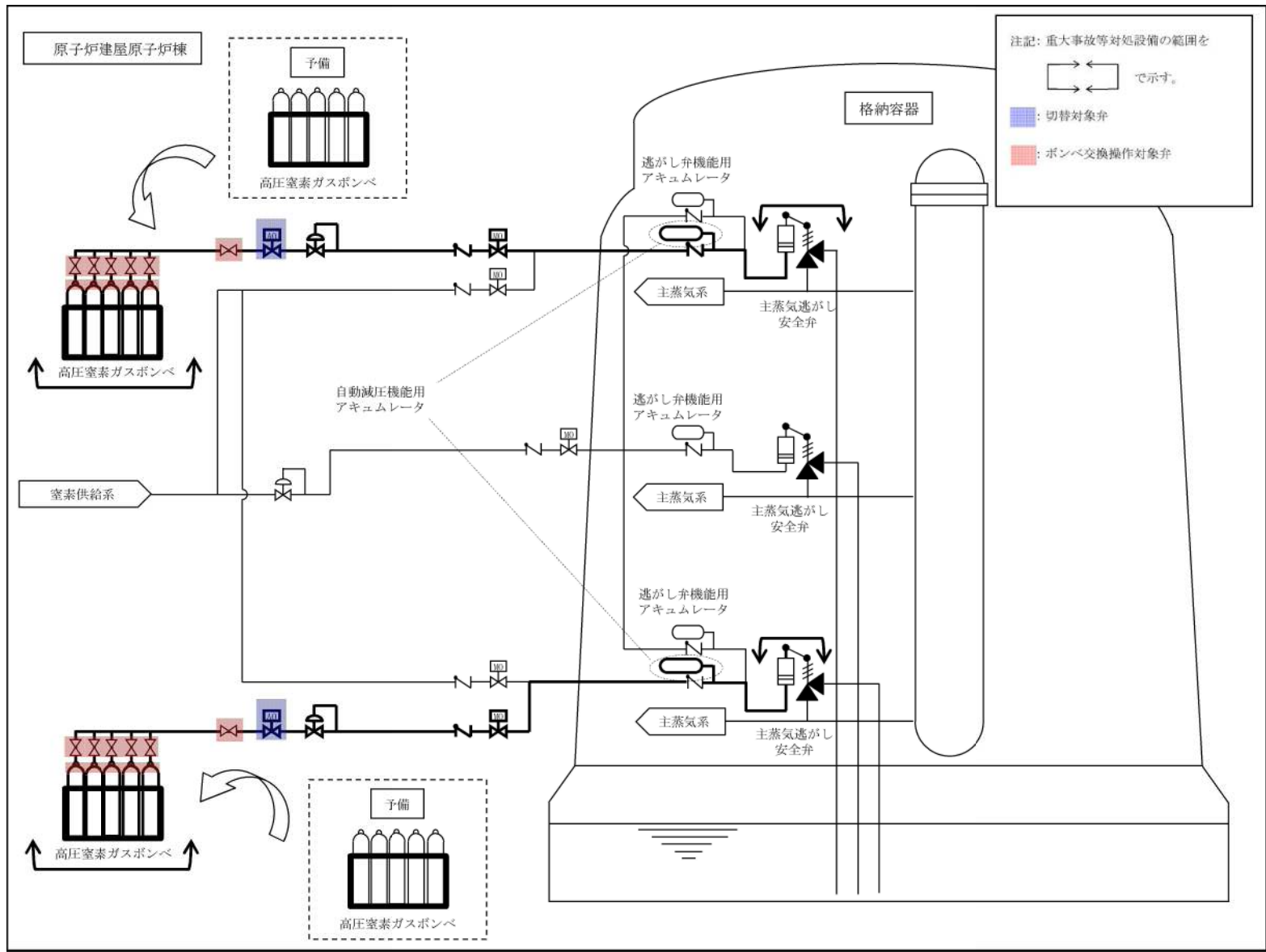


図 46-4-2 高压窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

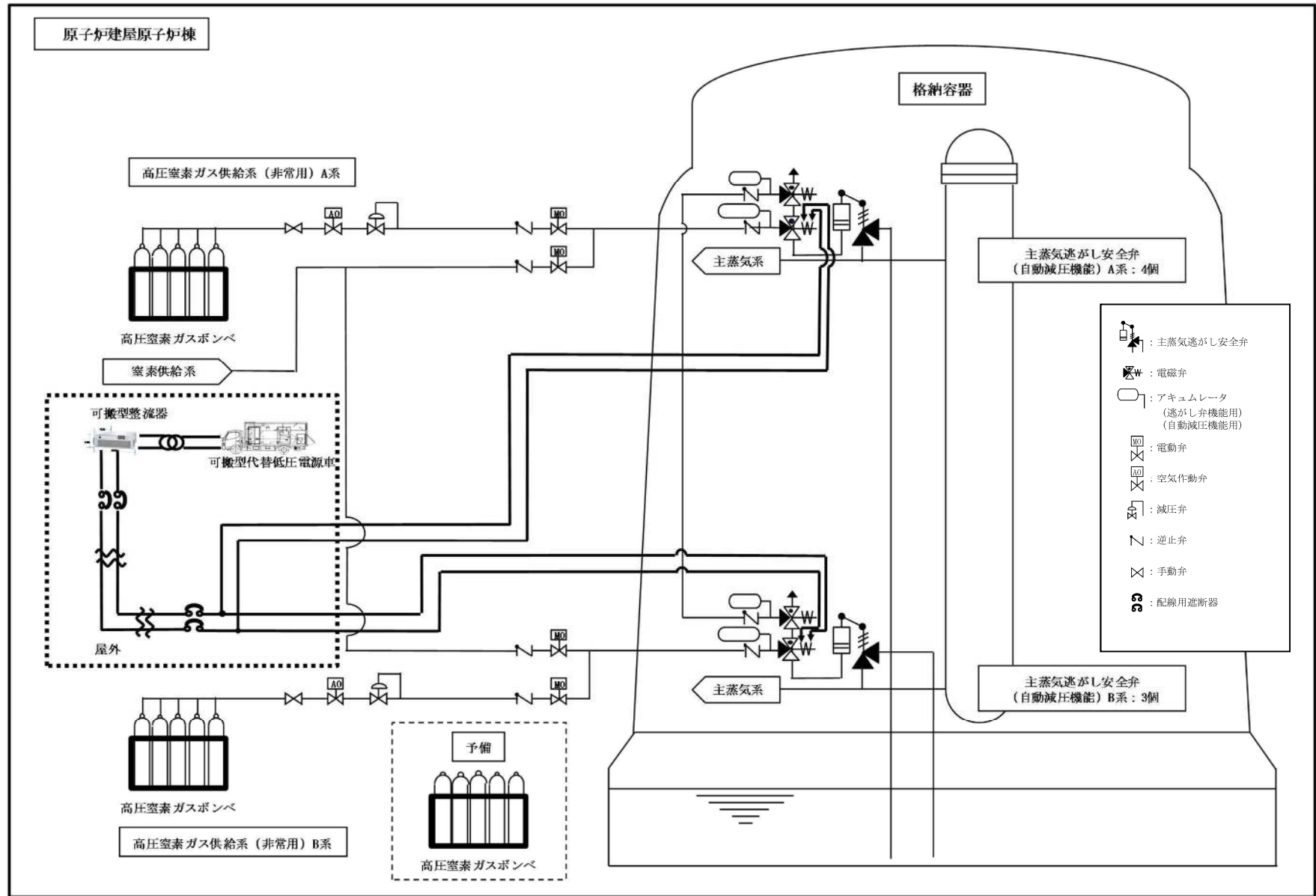


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図

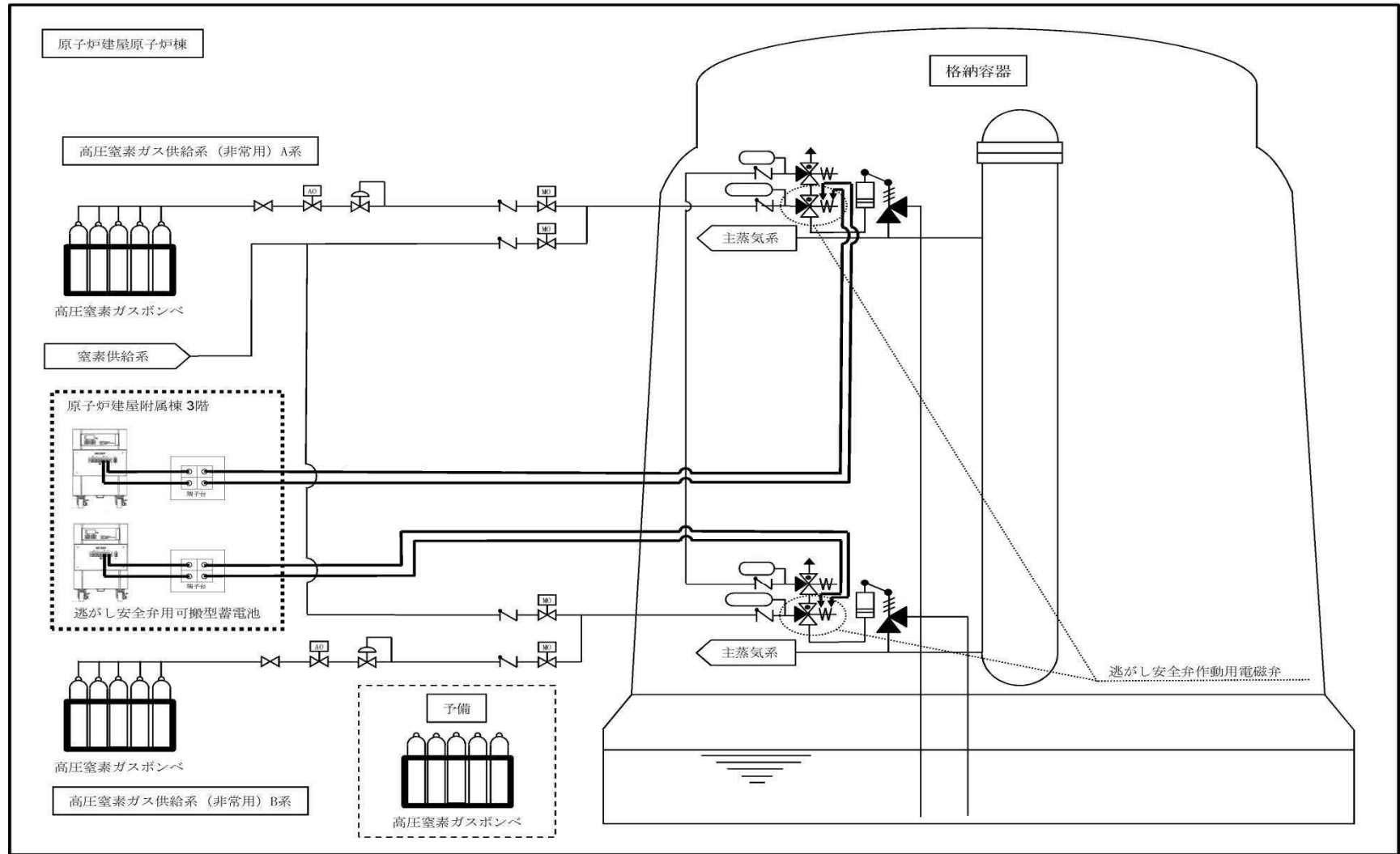


図 46-4-4 逃げし安全弁用可搬型蓄電池による逃げし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

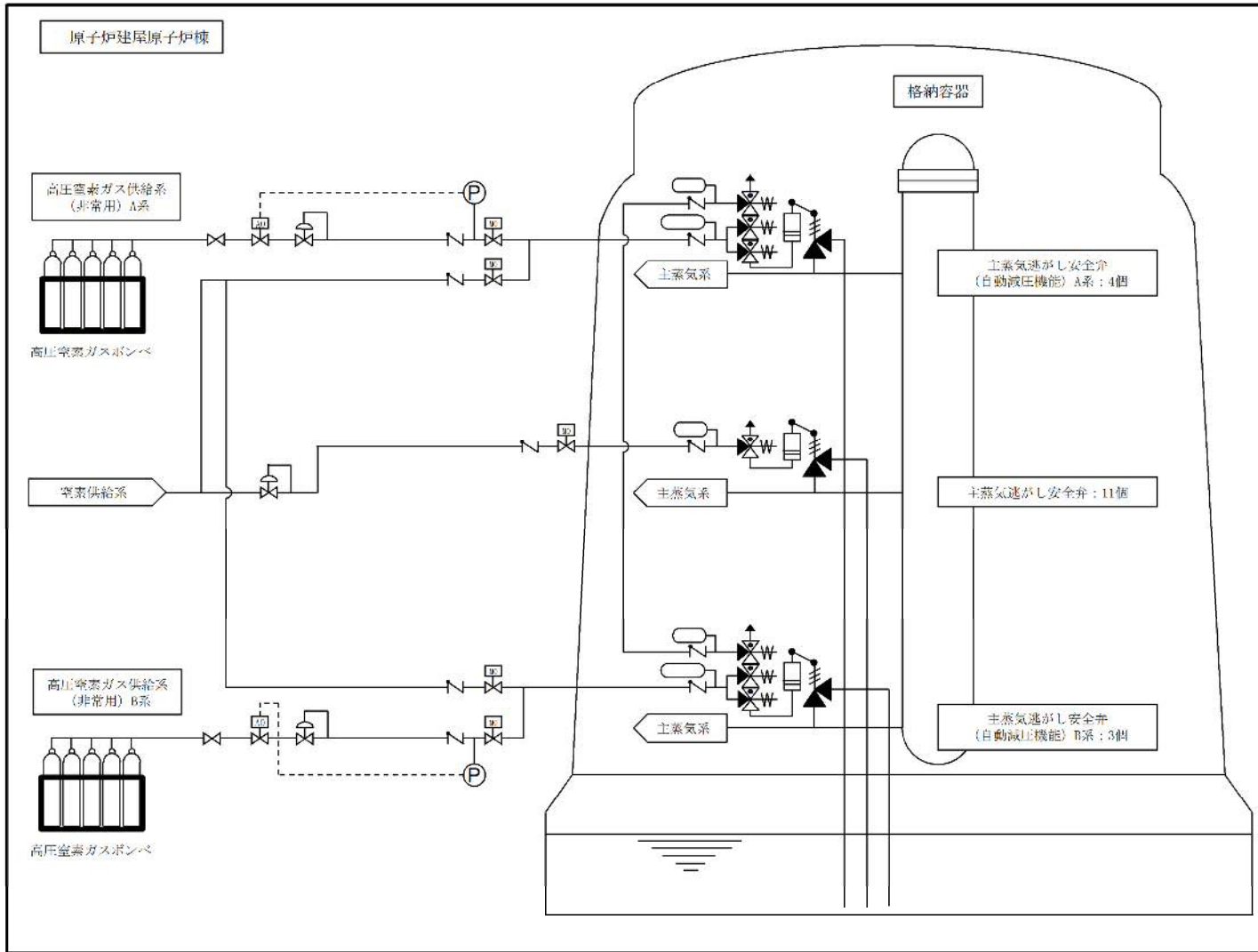


図 46-4-5 高压窒素ガス供給系窒素供給圧力検出概要図

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	主蒸気逃がし安全弁	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(定期專業事後検査は定検停止中)ISプログラムによる。
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	遮断停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動圧系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(予備弁) 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、プラント運転中(定期專業事後検査は定検停止中)
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁排気管真空監視弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉吊钩容器真空監視弁検査(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 IS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	監視用健全性確認検査(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

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

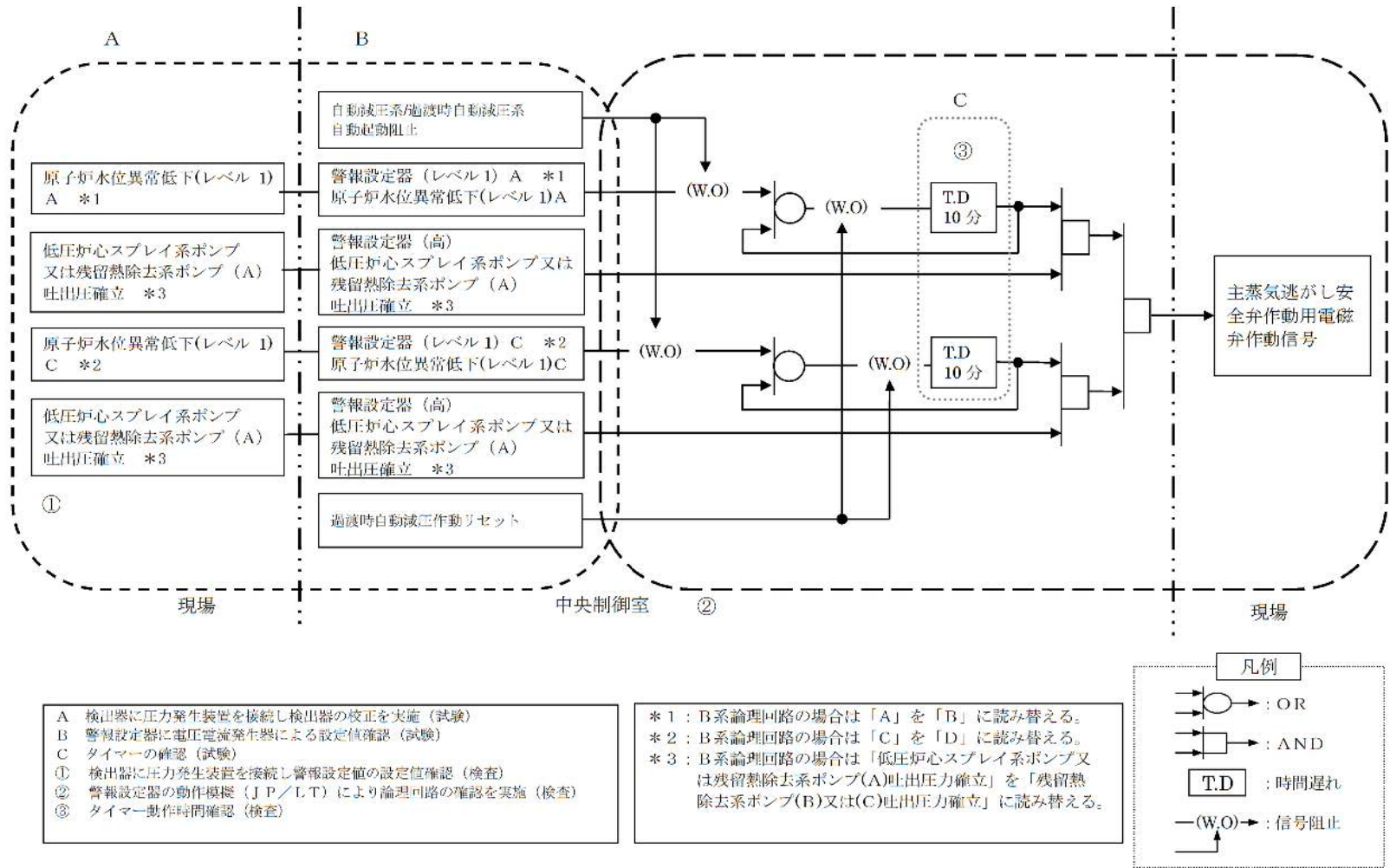
要領書番号 : T2-Aa-06

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

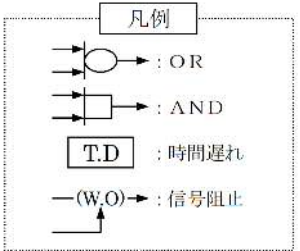
検査名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号：T2-Bb-04



- A 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(試験)
- B 警報設定器に電圧電流発生器による設定値確認(試験)
- C タイマーの確認(試験)
- ① 検出器に圧力発生装置を接続し警報設定値の設定値確認(検査)
- ② 警報設定器の動作模擬(JP/LT)により論理回路の確認を実施(検査)
- ③ タイマー動作時間確認(検査)

- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレィ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧確立」に読み替える。



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、実システム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、実システムを用いた試験又は検査を実施する。

8-一	<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p>
8-二	<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
8-三	<p>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。</p>	<p>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。</p>
9	<p>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。</p> <p>「安全保護系」</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>

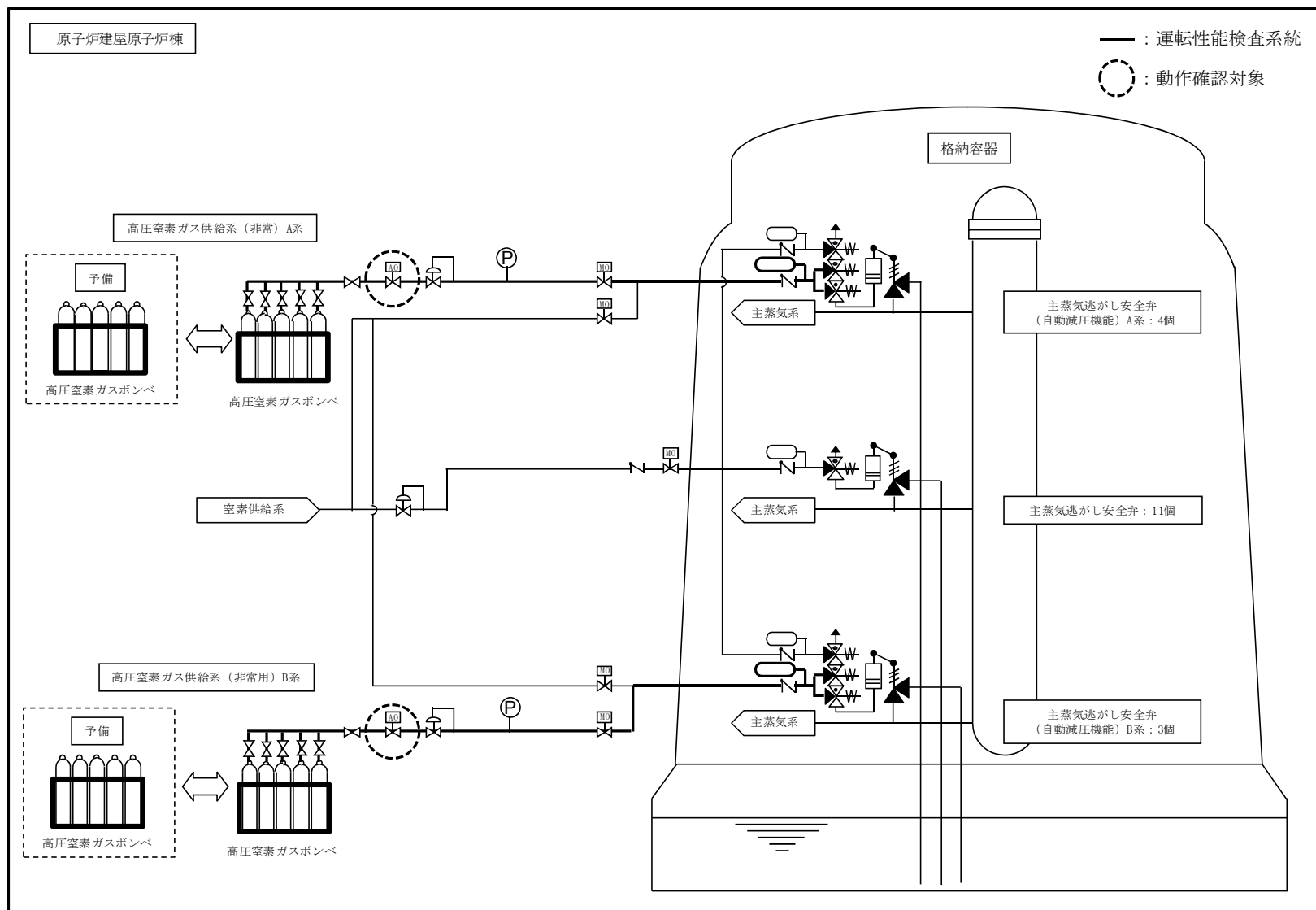
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

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。

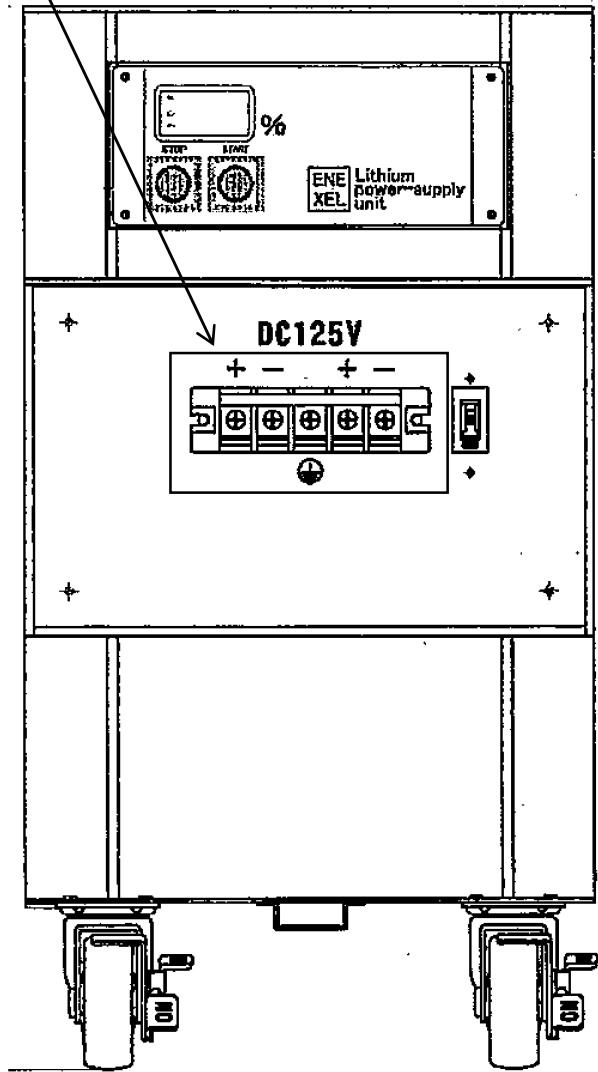
※46-12 参考資料参照

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

電圧確認が可能である。



第 46-5-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

46-6 容量設定根拠

逃がし安全弁

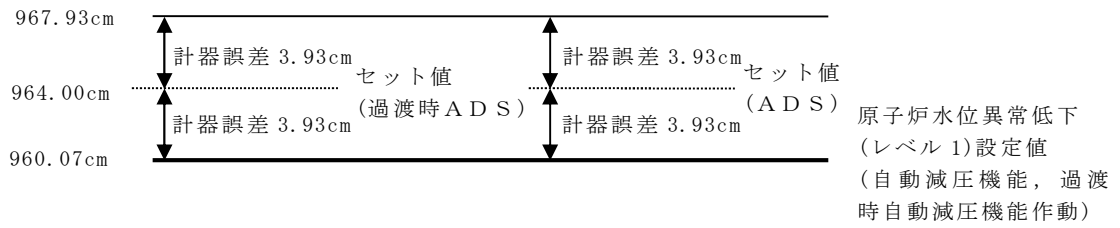
名称		逃がし安全弁（安全弁機能）
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照
<p>【設定根拠】</p> <p>逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、格納容器内の主蒸気配管に設置された重大事故等対処設備であり、原子炉の蒸気を、排気管によりサプレッション・プール水面下に導き凝縮する設計としている。</p> <p>逃がし安全弁（安全弁機能）は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、逃がし安全弁（安全弁機能）を必要とする重大事故シーケンスにおいて、設計基準と同等の容量で原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できることを確認している。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し量は、設計基準事故対処設備としての吹出し量と同仕様とする。</p> <p>逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し量を表1に示す。</p>		
<p>表1 逃がし安全弁の安全弁機能における吹出し量</p>		
吹出し圧力	弁個数	吹出量／個 (吹出し圧力×1.03において)
7.79MPa[gage]	2個	385.2t/h
8.10MPa[gage]	4個	400.5t/h
8.17MPa[gage]	4個	403.9t/h
8.24MPa[gage]	4個	407.2t/h
8.31MPa[gage]	4個	410.6t/h

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	<p>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。</p>
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p><補足></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 >



ADS : 自動減圧機能
過渡時ADS : 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。

高圧窒素ガスボンベ

名称		高圧窒素ガスボンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 ^{注1}
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧窒素ガスボンベは，可搬型重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガスボンベは，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。</p> <p>1. 容量</p> <p>高圧窒素ガスボンベの容量は，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。</p> <p>1.1 窒素ガス消費量*</p> <p>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 : <input type="text"/></p> <p>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 : <input type="text"/></p>		

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

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

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

高圧窒素ガスポンペは、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

高圧窒素ガスポンペの最高使用圧力は、ポンペ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]	<input type="text"/> 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>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。</p> <p>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「<input type="text"/>MPa [gage] 以上」とする。</p> <p>1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件</p> <p>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。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_p + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>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</p> $F_N = P_N \times S_2$ <p>P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力</p> <p>S_2：ピストン受圧面積[mm²]</p>		

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \square [N]$$

※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

$$n = \square$$

F_{S2} : シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \square [N]$$

F_V : 可動部重力

$$F_V = \square [N]$$

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

$$F_{S1} = \square [N]$$

F_F : ピストンOリング摩擦力

$$F_F = \square [N]$$

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square \text{ MPa [gage]}$ 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 $\square \text{ MPa [gage]}$ 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。

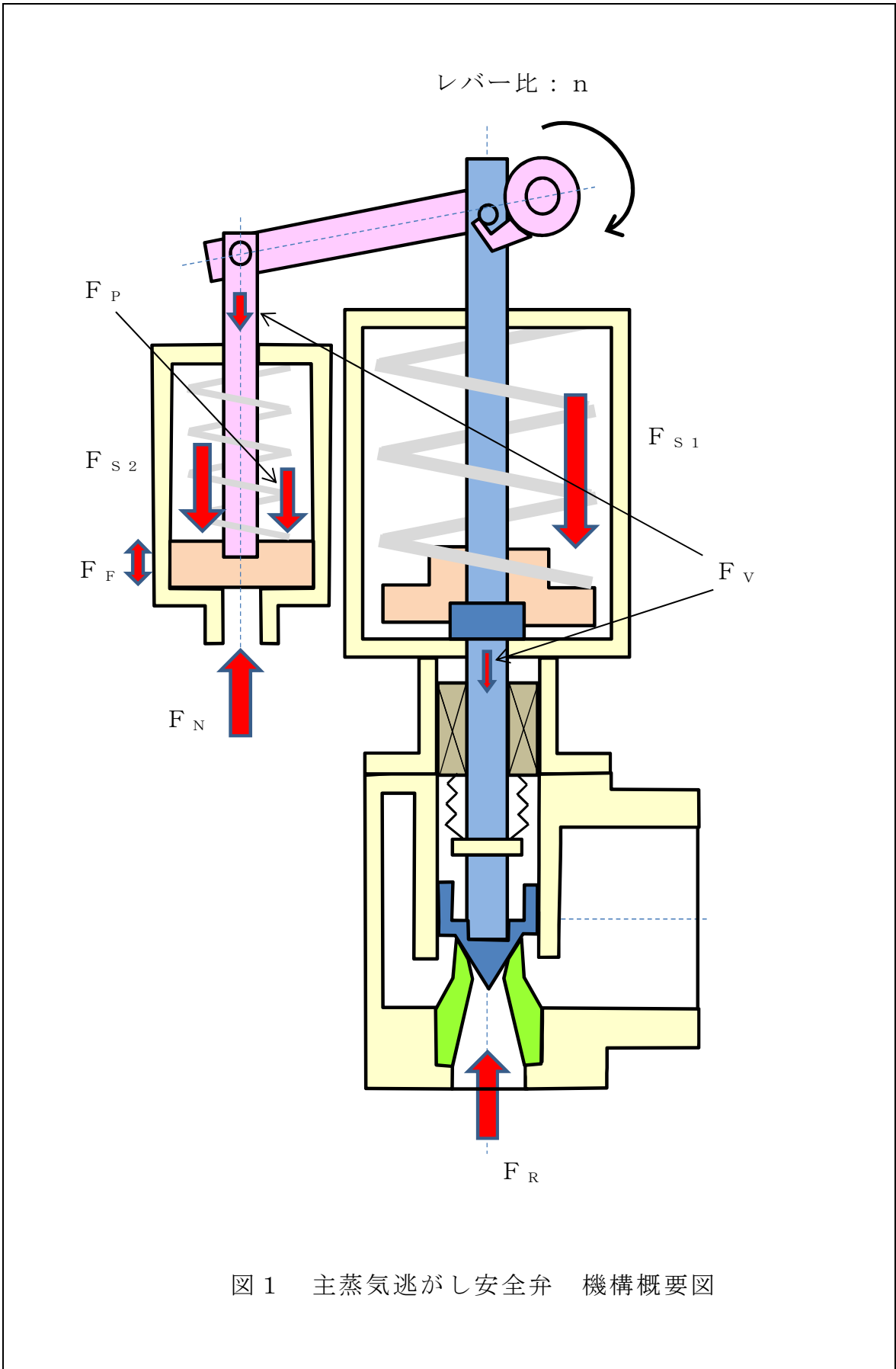
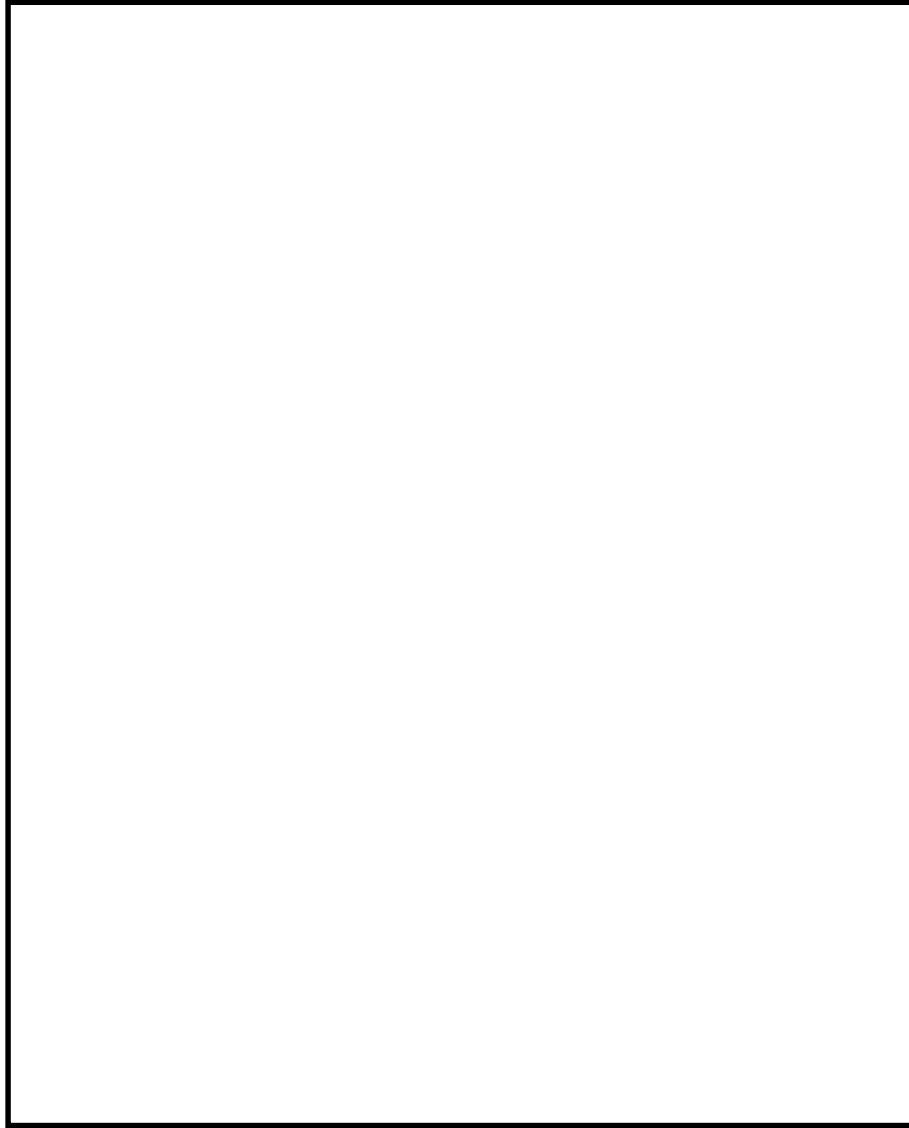


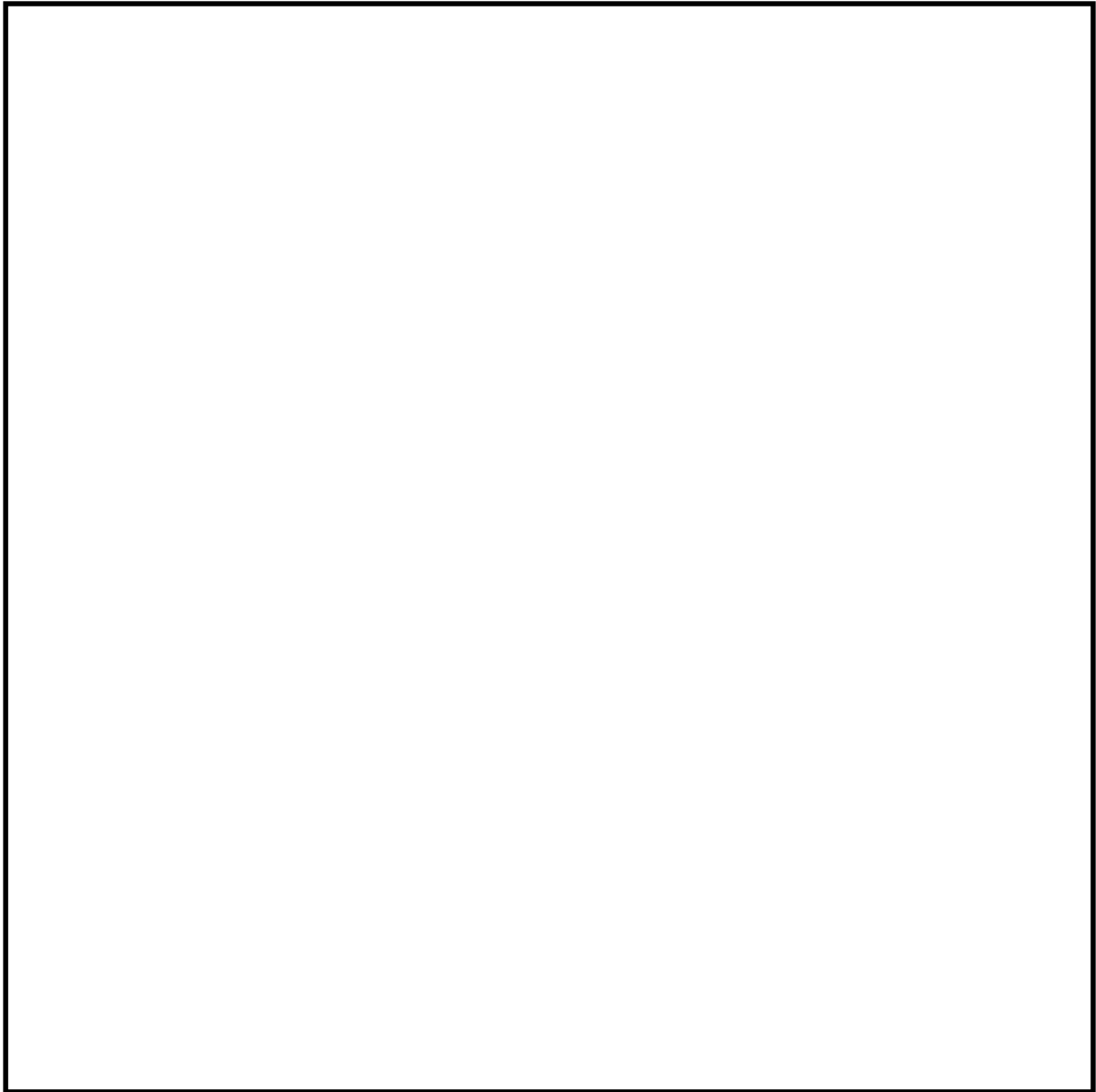
図1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

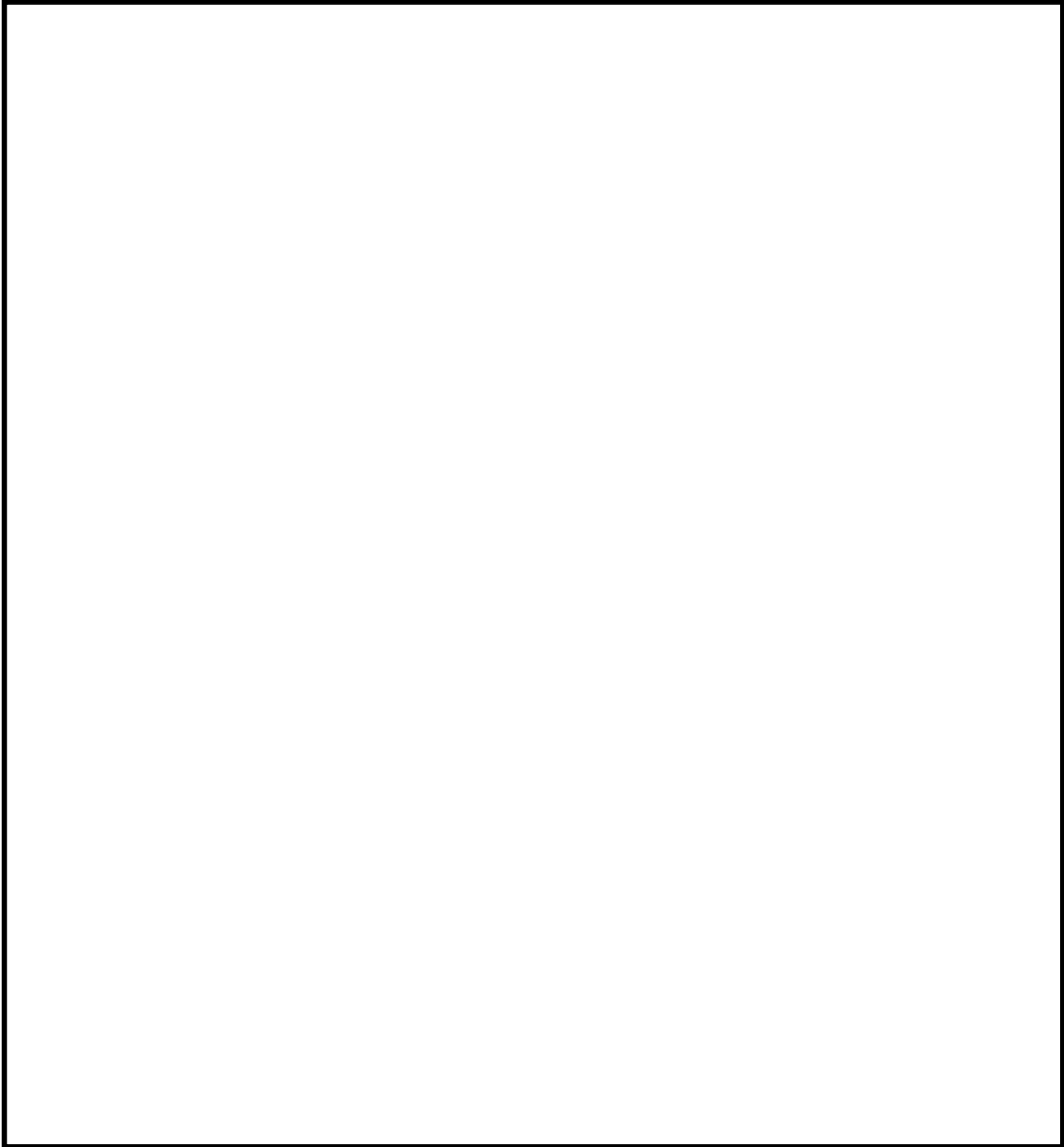


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



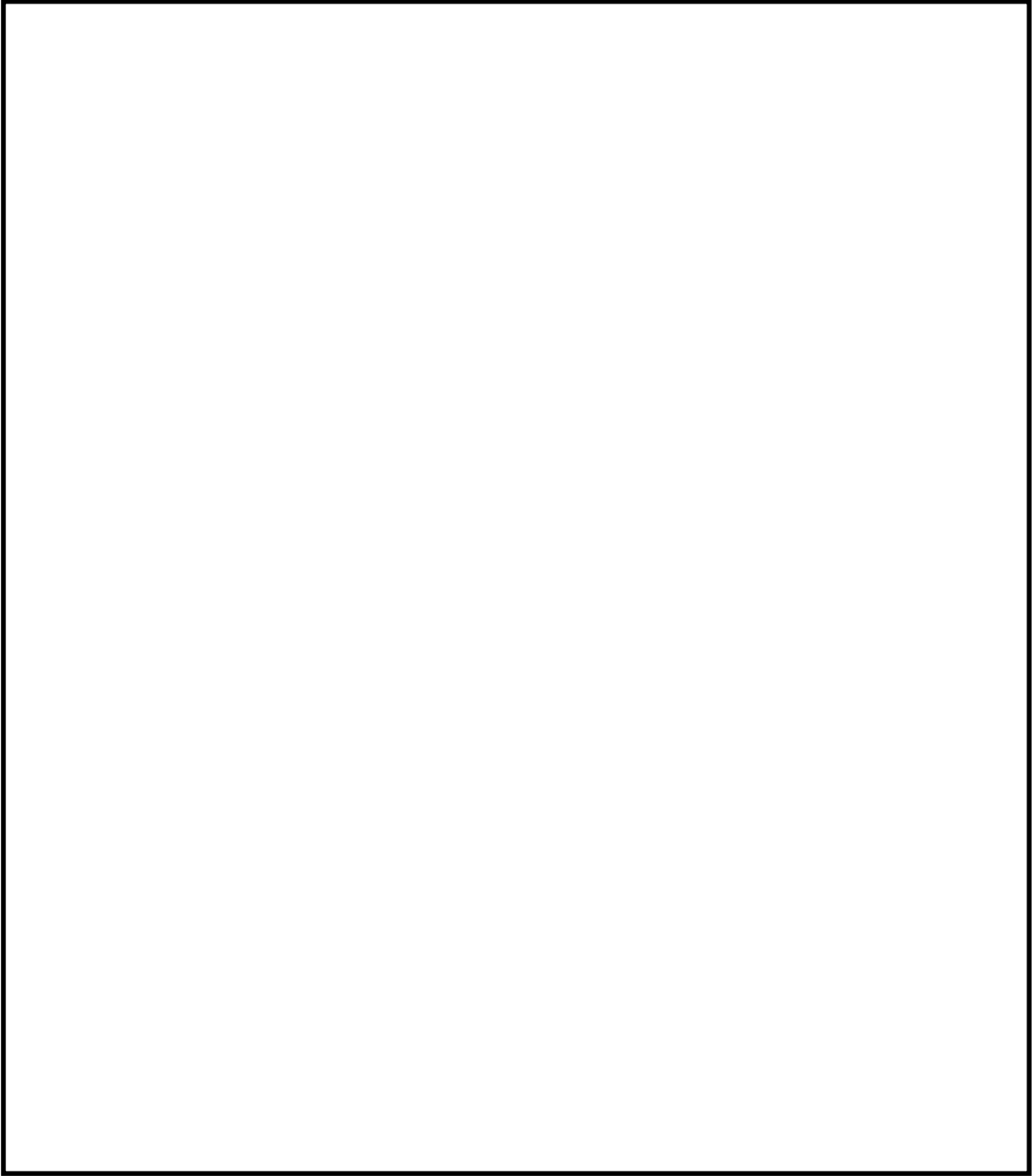
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンペ)の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)



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)

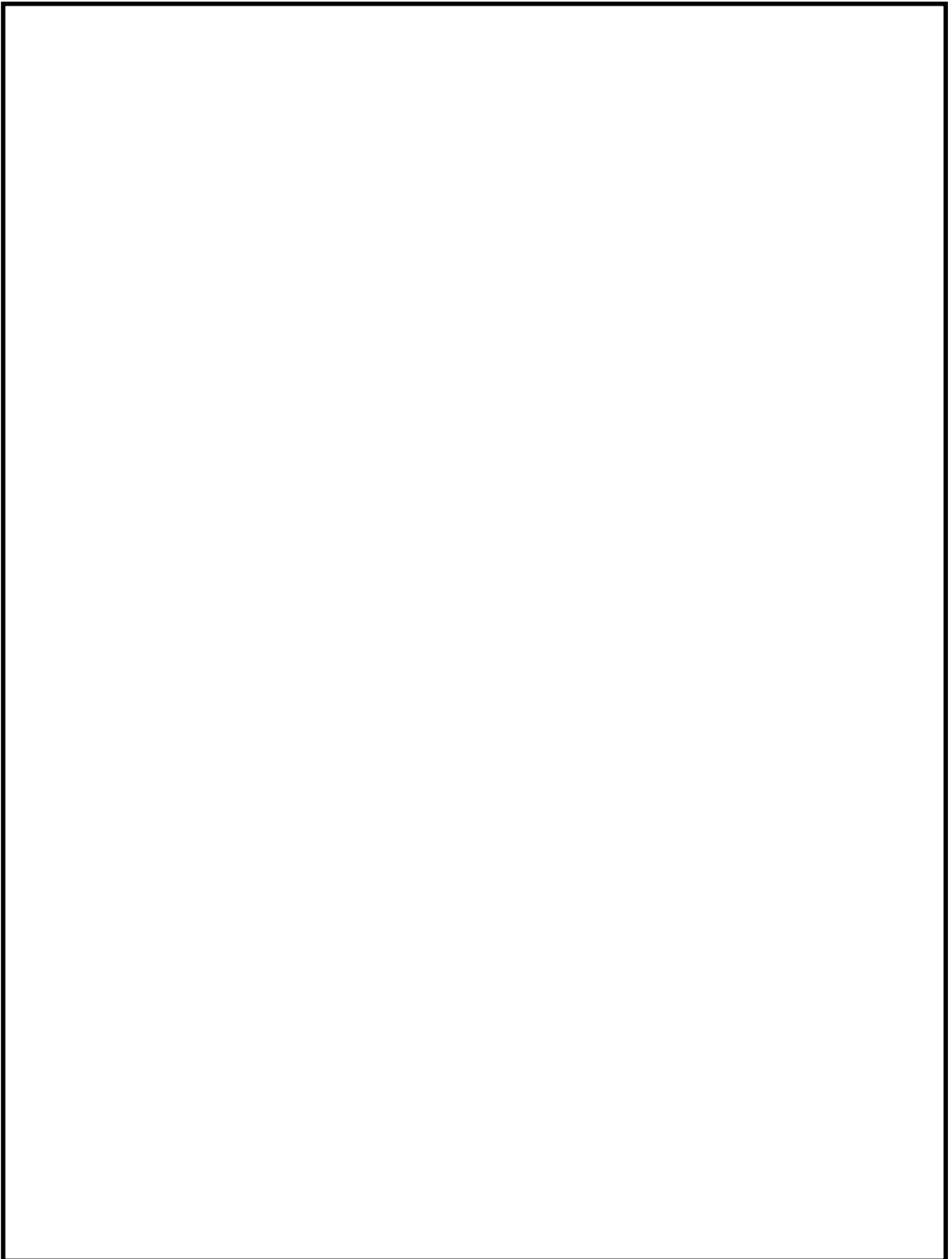
46-9 アクセスルート図

「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



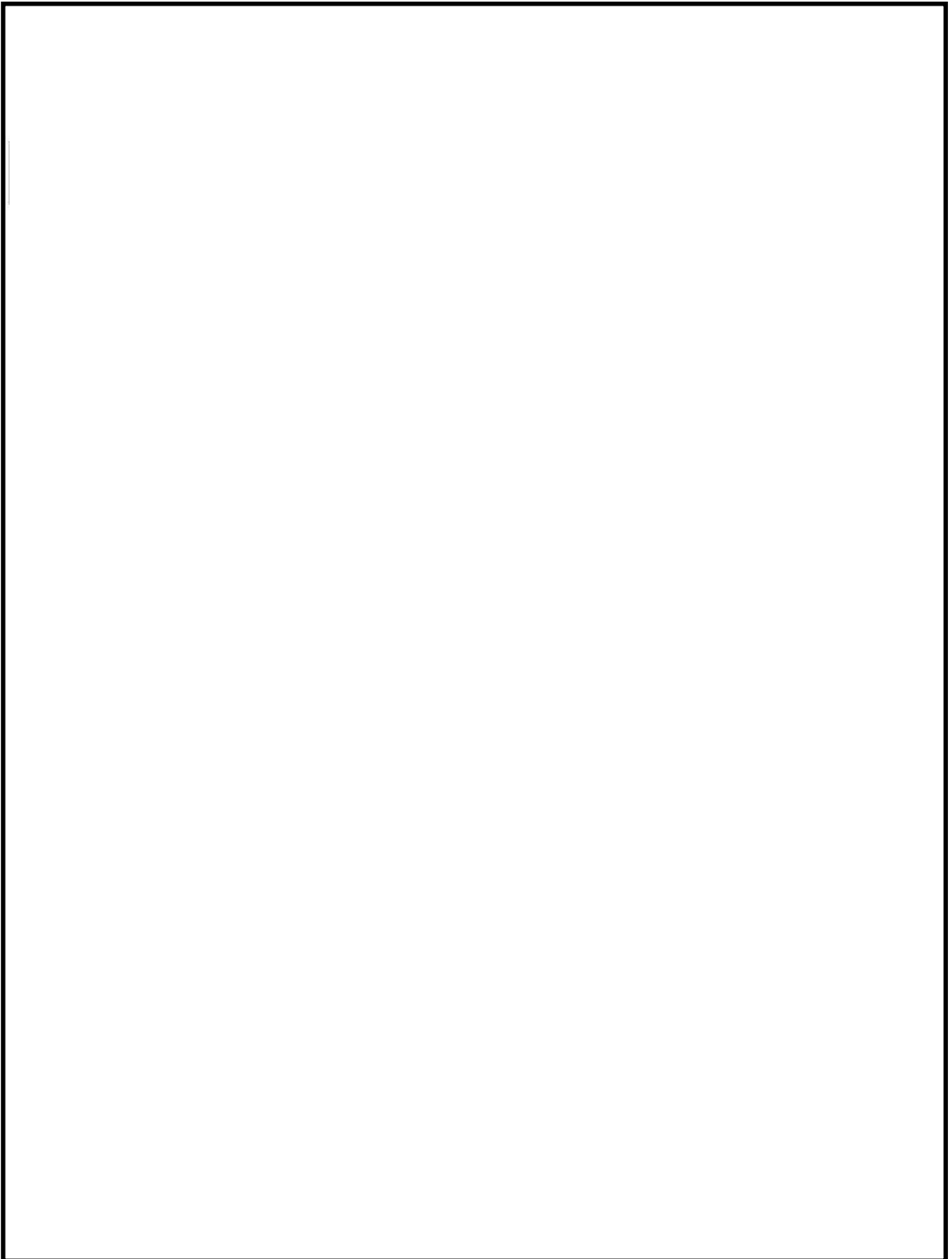
第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1/4)

46-9-2



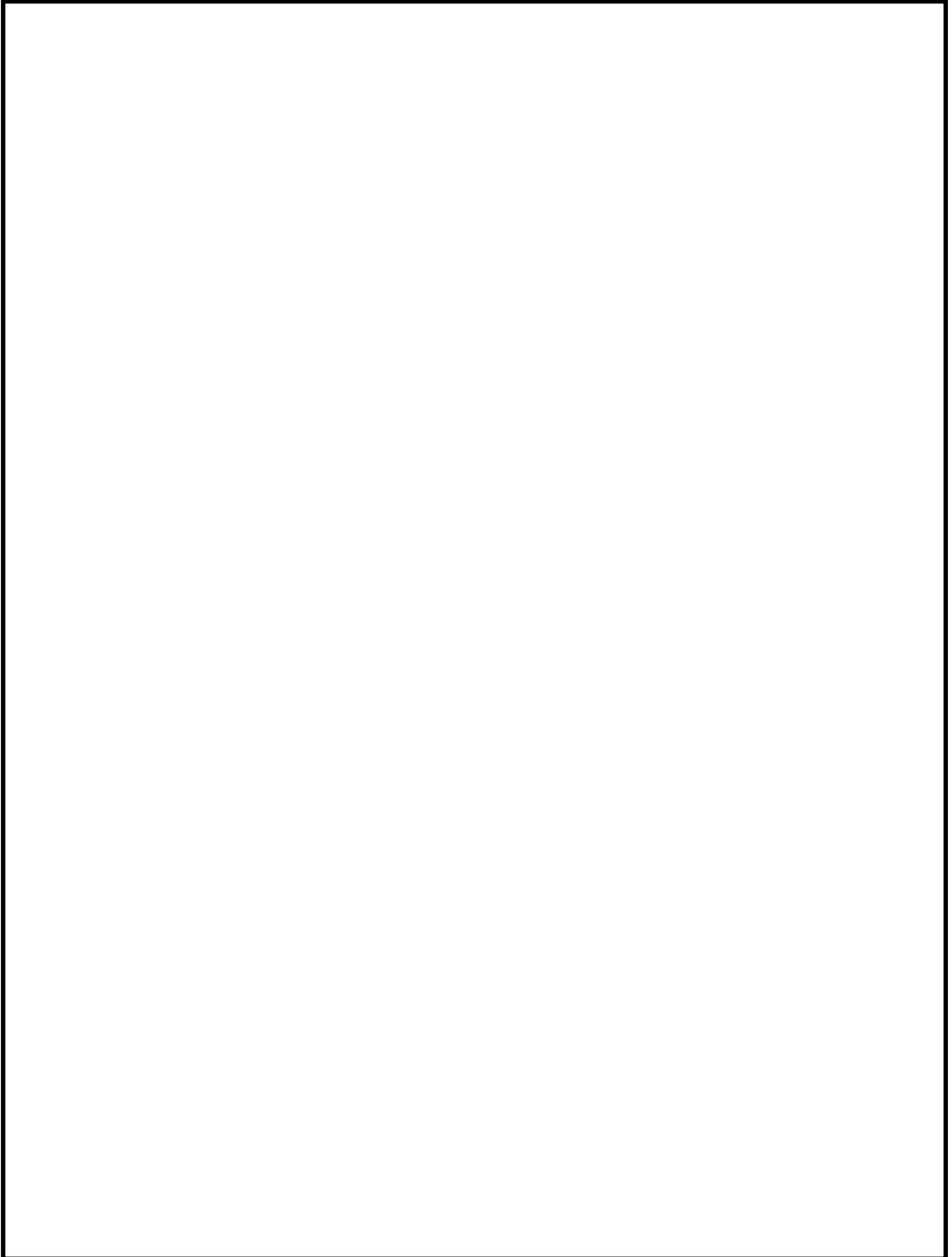
第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2/4)

46-9-3



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)

46-9-4



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)

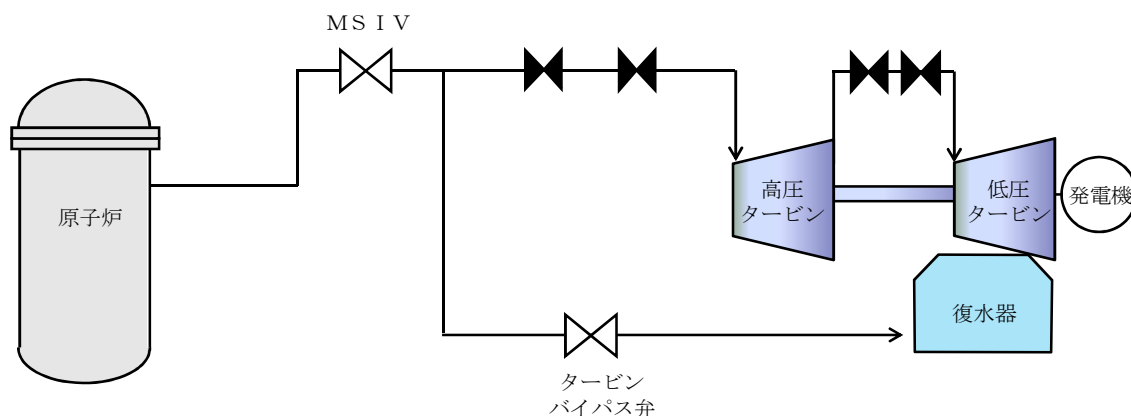
46-9-5

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。

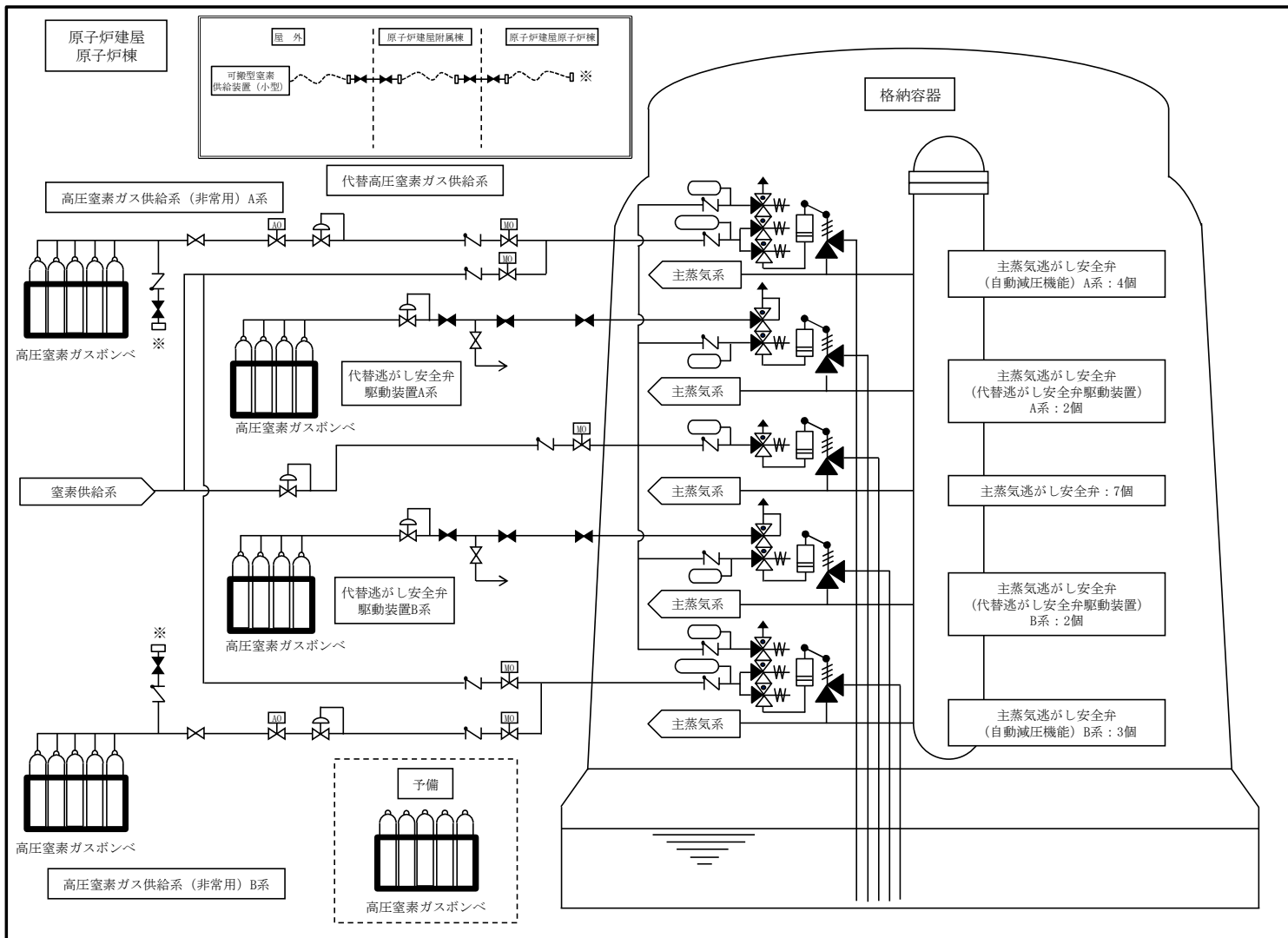
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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、高圧窒素ガスポンベ、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、高圧窒素ガスポンベを配備する。

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ベ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

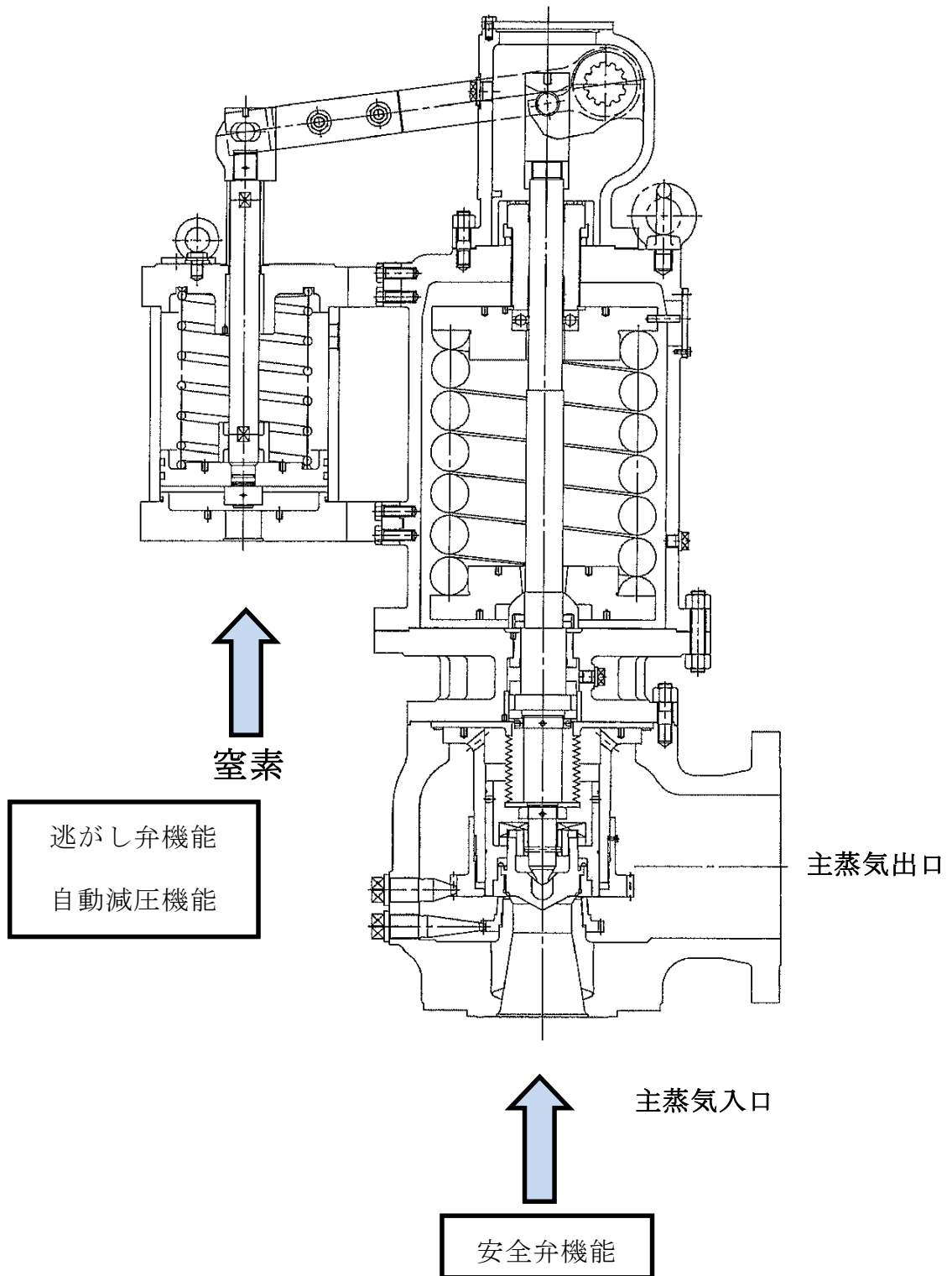
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

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。

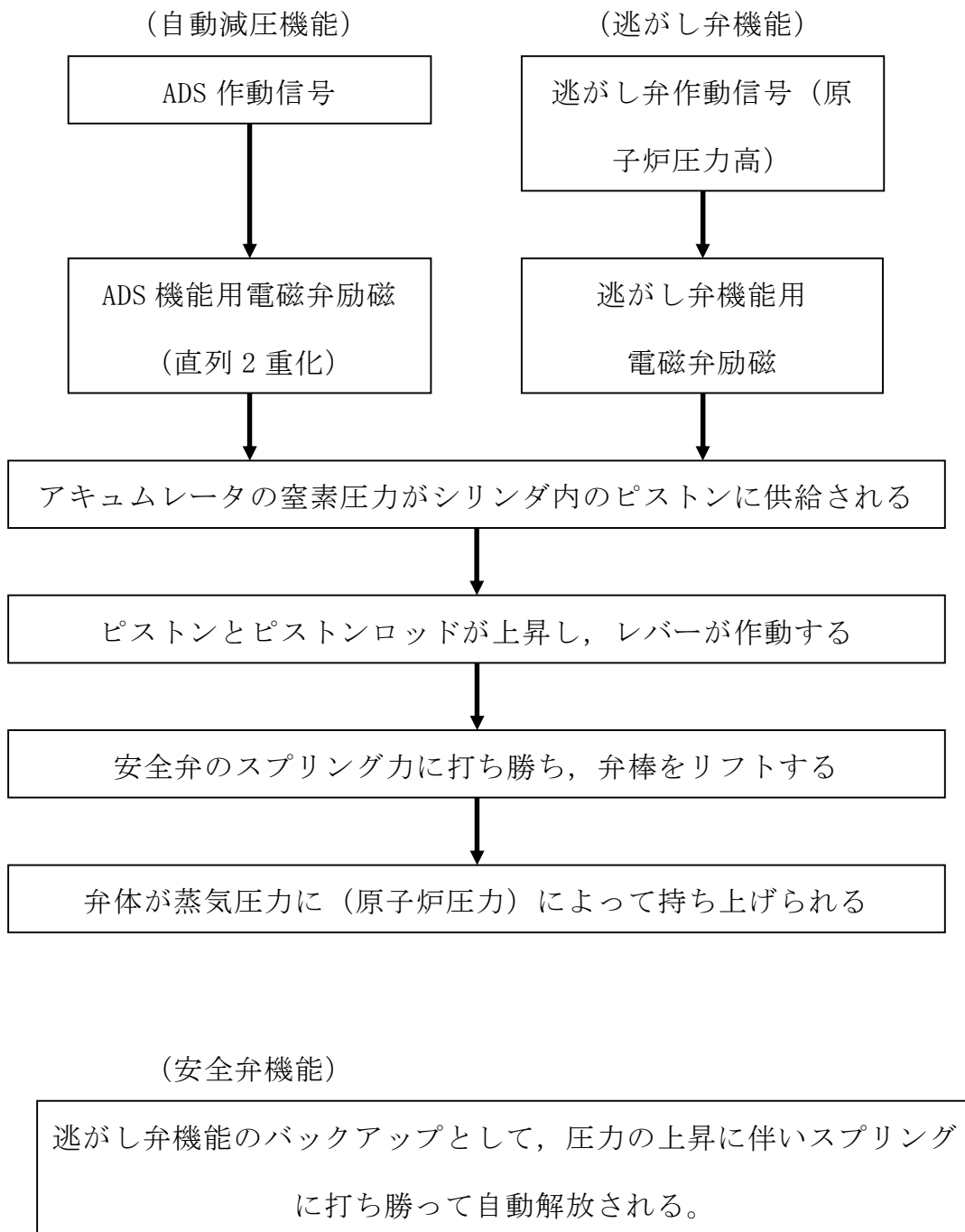
c. 自動減圧機能

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。

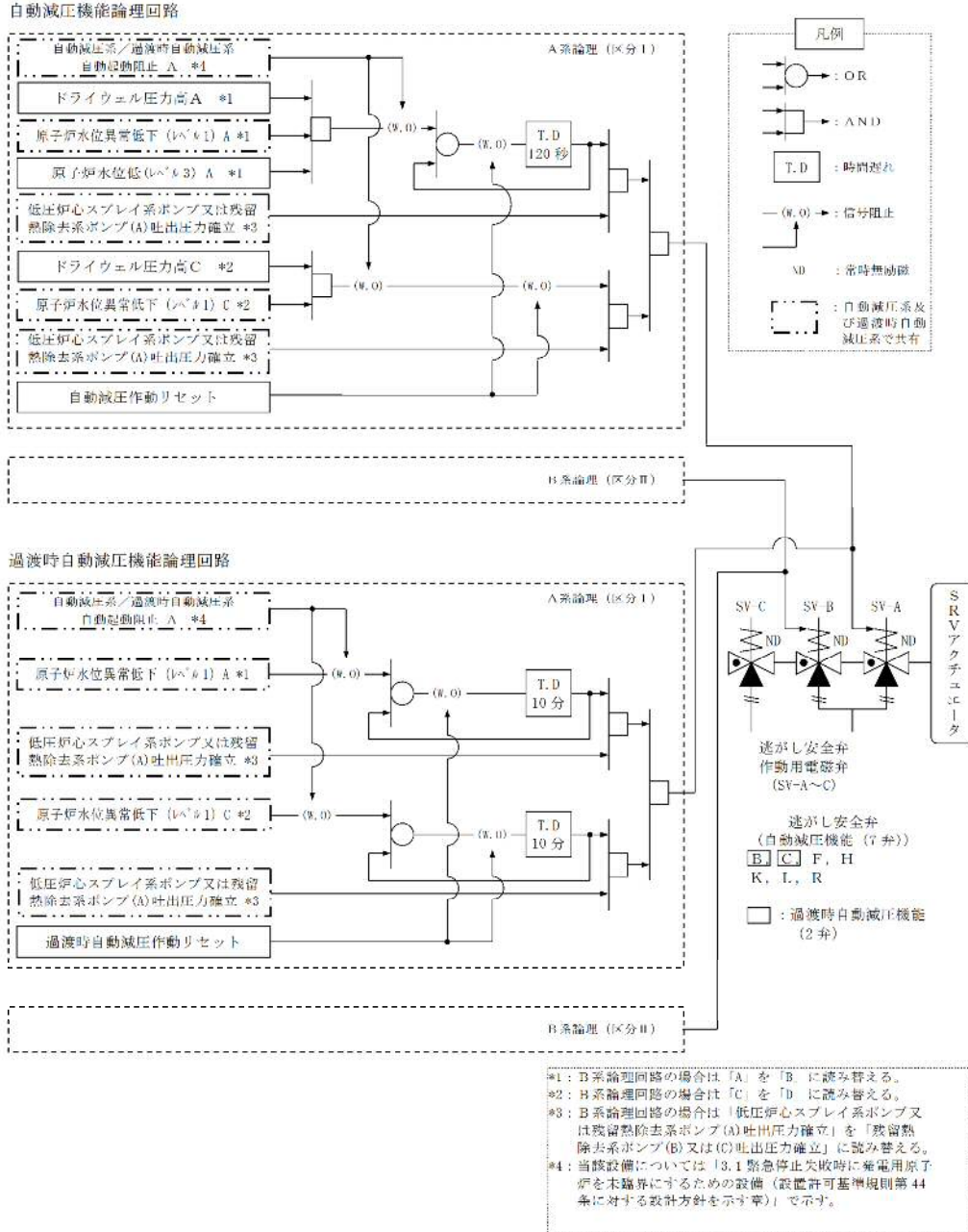
(5) 多様性

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。

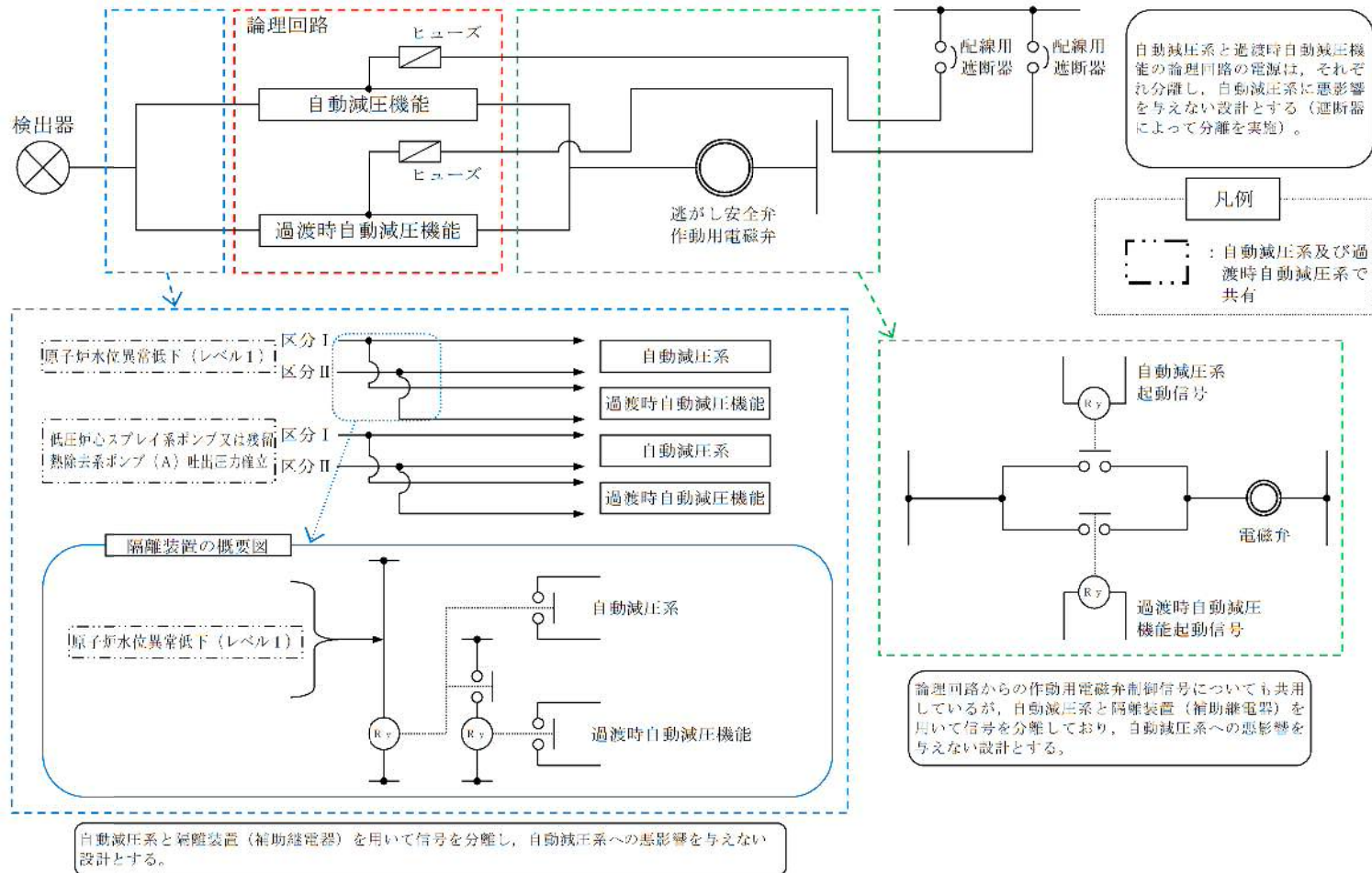
4. 共通要因による影響防止対策

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。

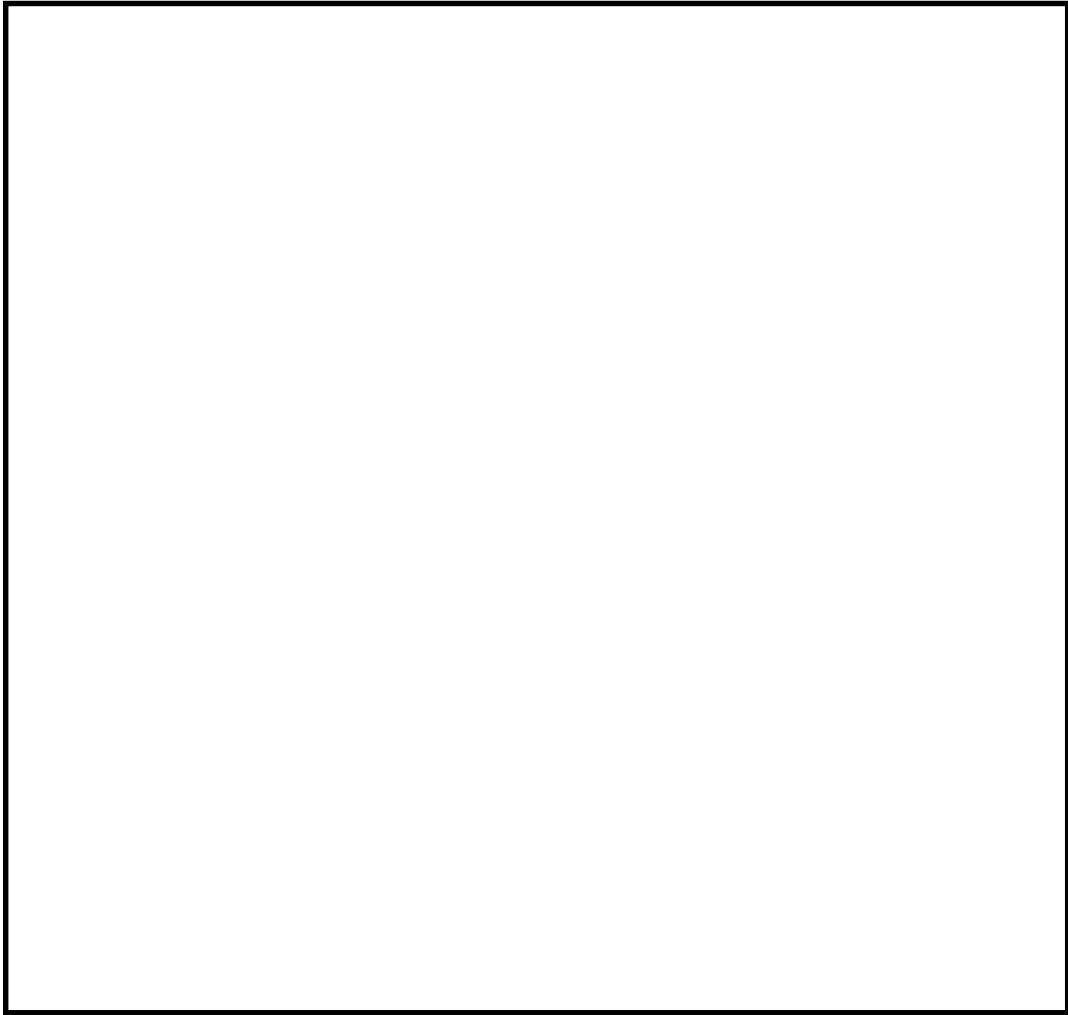
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。



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附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十六条 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	<input type="text"/> / 炉年 ※1
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 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。

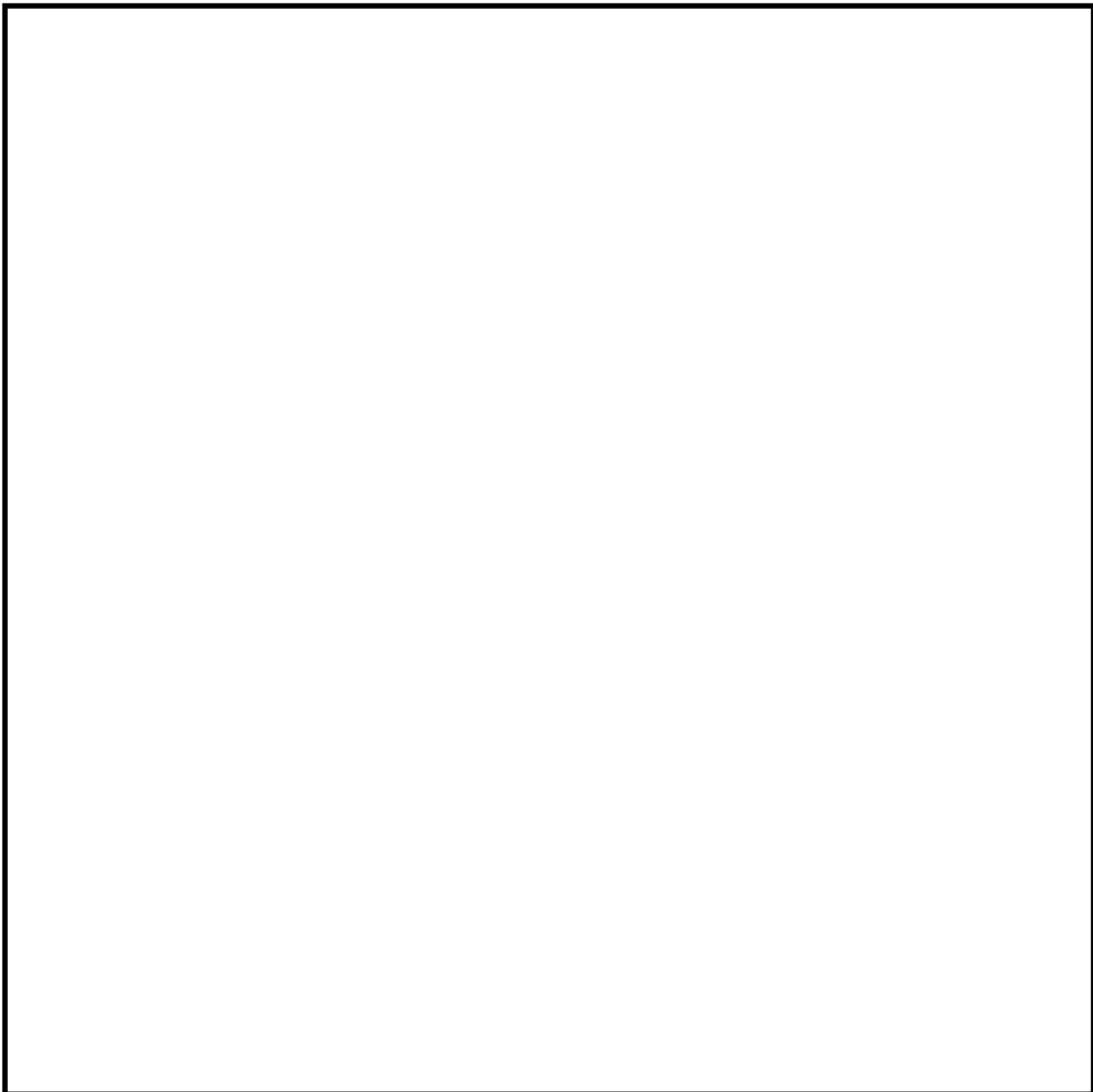
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去

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

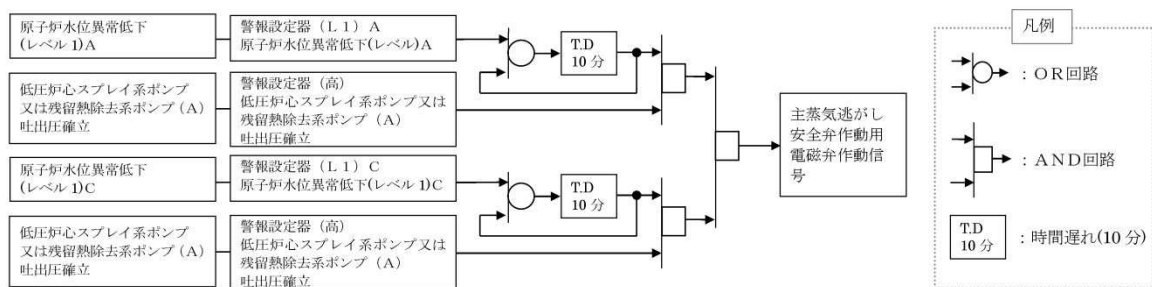
b. 回路構成

- (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 $\boxed{}/h$ ($\boxed{}/炉年$)、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 $\boxed{}/h$ ($\boxed{}/炉年$) 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「故障件数の不確か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

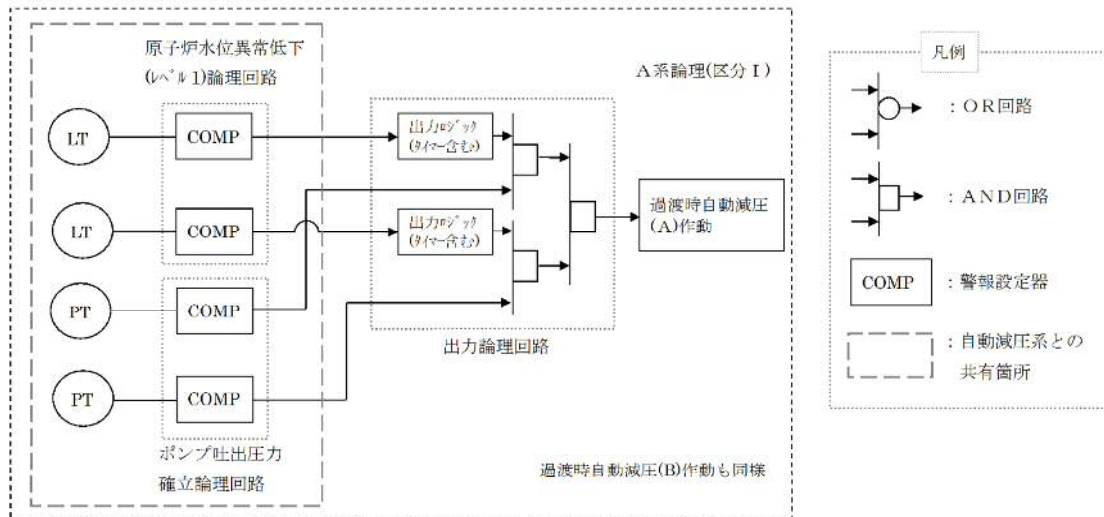
評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレイトポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
出力ロジック（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	<input type="text"/> / 炉年 <input type="text"/> / 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。

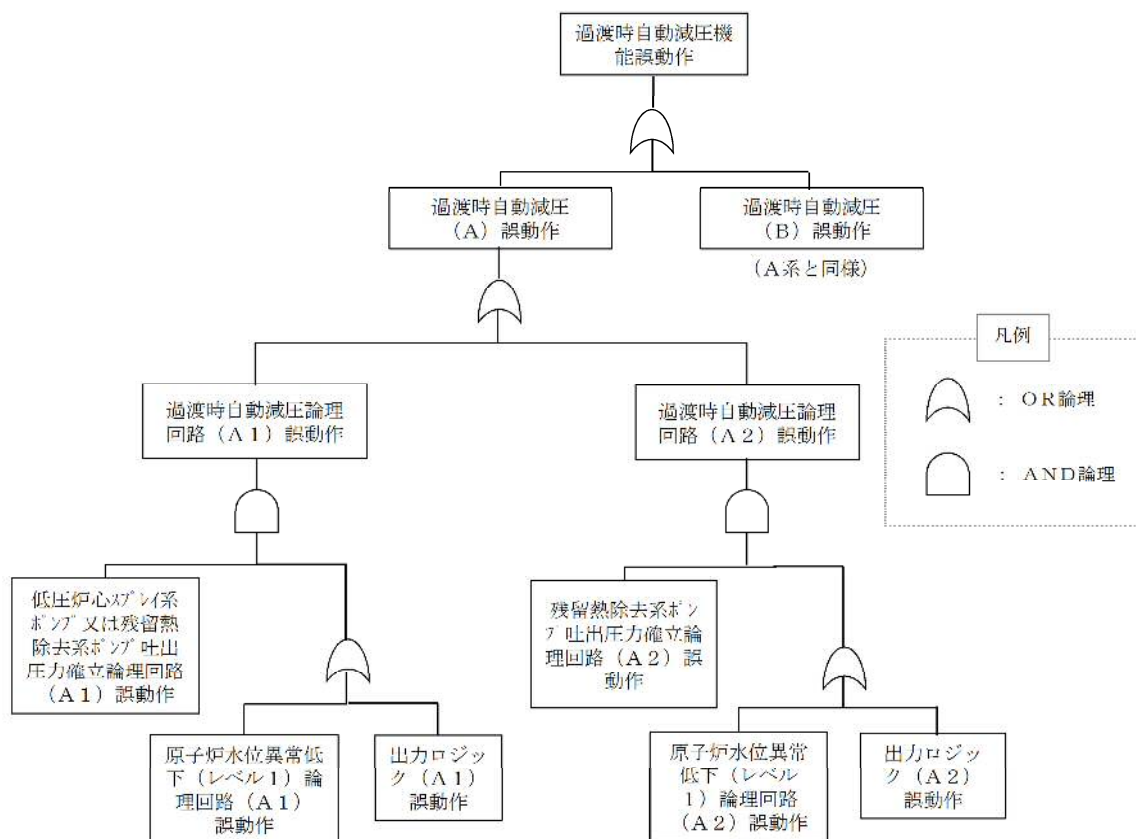
第3表 誤動作確率評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレイトポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
出力ロジック（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	<input type="text"/> / 炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	<input type="text"/> / 炉年 <input type="text"/> / 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ヵ年データ）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圧の状態であって，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「故障件数の不確か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。

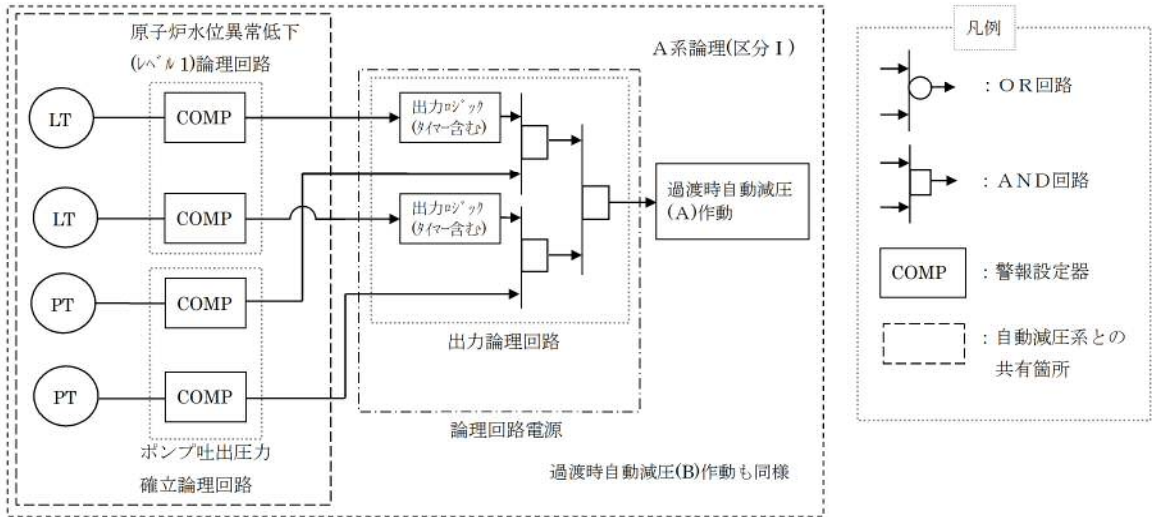
第5表 非信頼度の評価結果一覧

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（A1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤不動作	
出力ロジック（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A1）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	

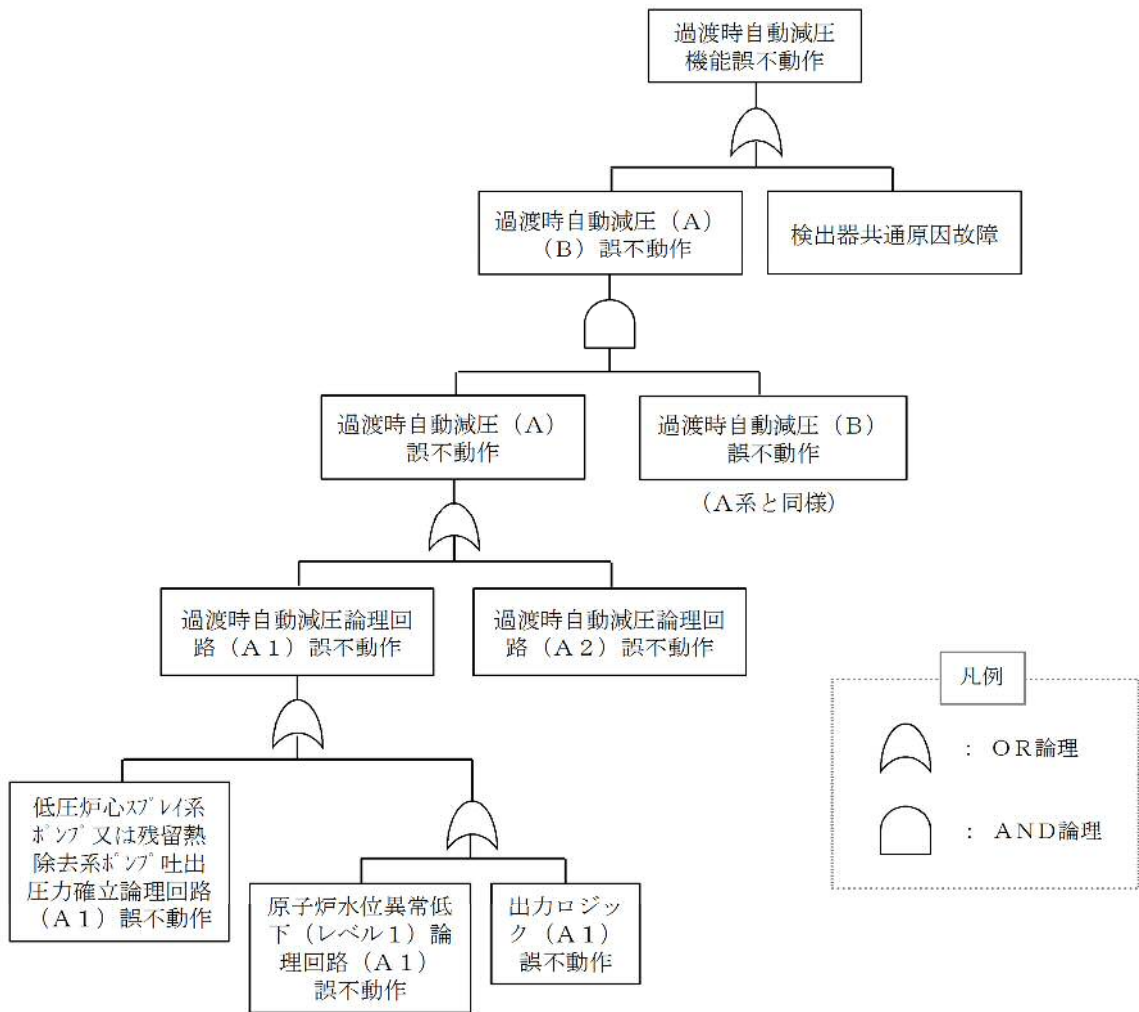
※2 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度（ 2.0×10^{-8} / 炉年）を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

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（A1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤不動作	
出力ロジック（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A1）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

56-1 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56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		代替淡水貯槽		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)	—
				関連資料	[配置図]56-2-1, 3	
		第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	B f	
			関連資料	[配置図]56-2-4		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (開放点検が可能)	C	
			関連資料	[試験及び検査説明]56-4-1~4		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	[系統図]56-3-3, 4		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	[配置図]56-2-4 [系統図]56-3-3, 4			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]56-5-1, 2		
		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	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	[配置図]56-2-1, 3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)



第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		サプレッション・プール		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	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)	—
				関連資料	[配置図]56-2-1, 2	
	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)	容器(タンク類) (目視点検が可能)	C		
		関連資料	[試験及び検査説明]56-4-5, 6			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	[系統図]56-3-5, 6			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]56-5-6~0		
		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	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

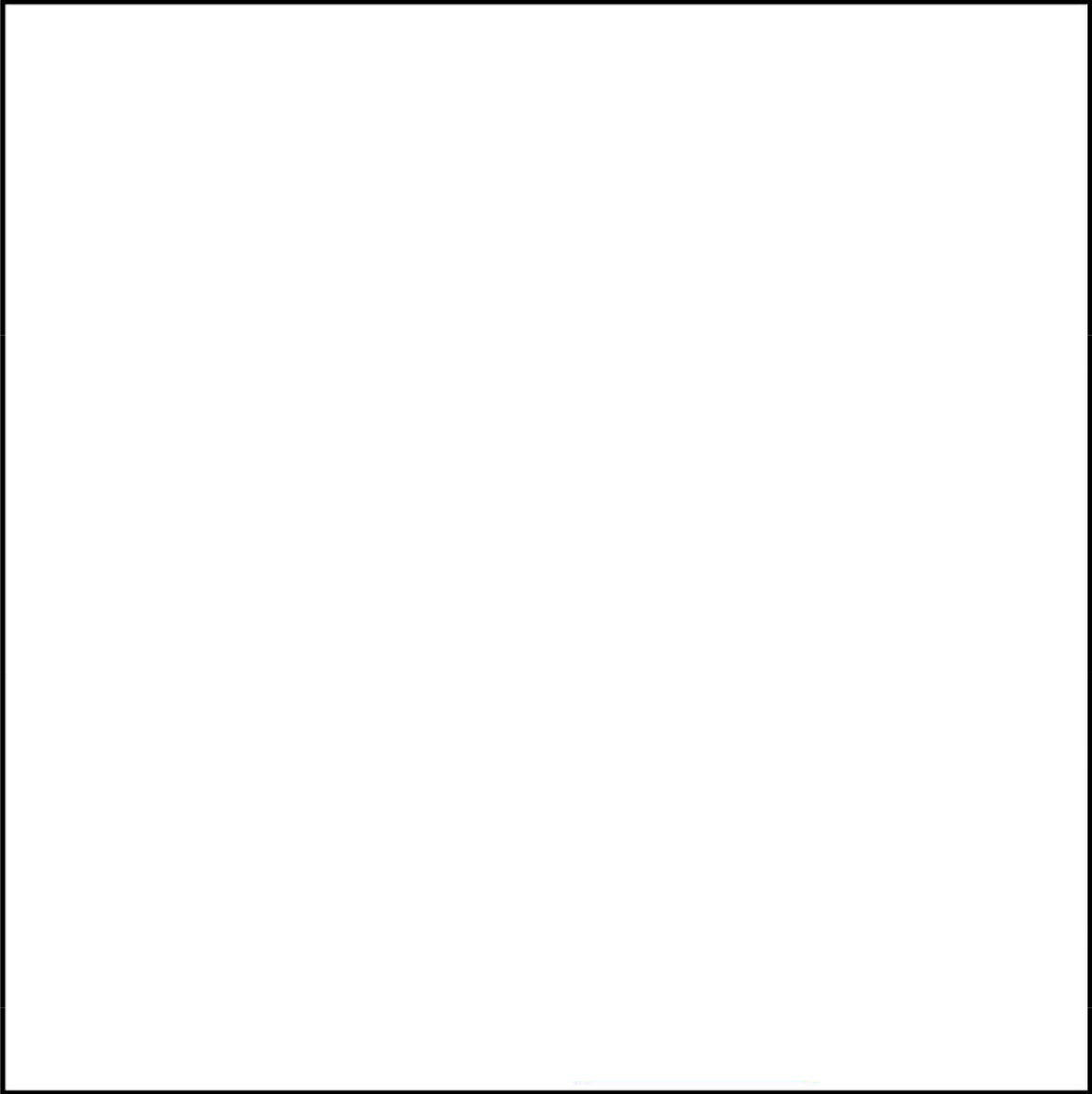
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		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	[保管場所図]56-7-1, 2	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
			関連資料	[接続図]56-6-3		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
			関連資料	[試験及び検査]56-4-7, 8		
		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	—		
		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	—	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	[接続図]56-6-3			
	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	[容量設定根拠]56-5-3, 4		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	[接続図]56-6-3		
		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	[接続図]56-6-3		
		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	[接続図]56-6-3		
		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	[保管場所図]56-7-1, 2		
		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	[アクセスルート図]56-8-1, 2		
		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DB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	[保管場所図]56-7-1, 2					

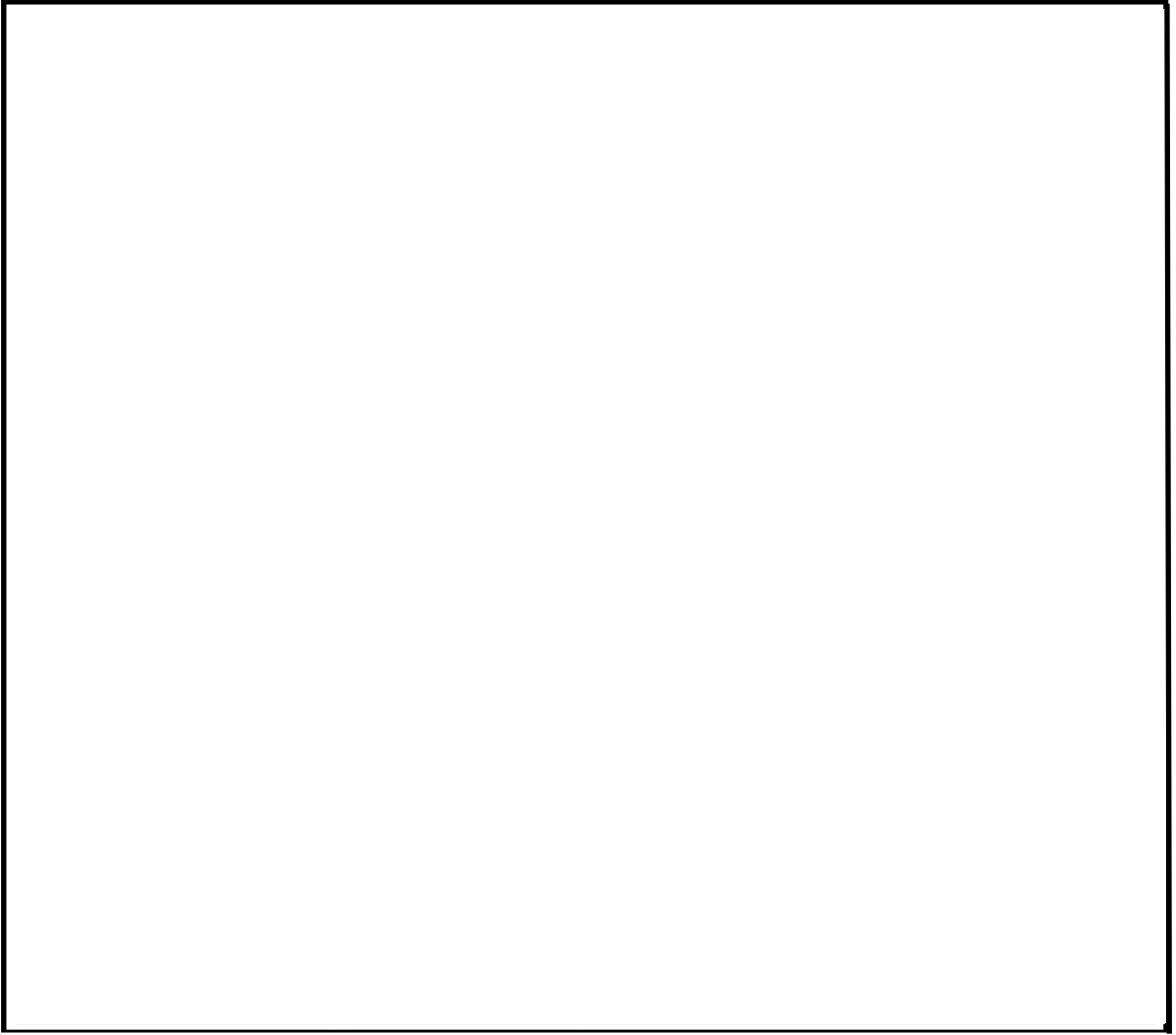
56-2 配置図

56-2-1

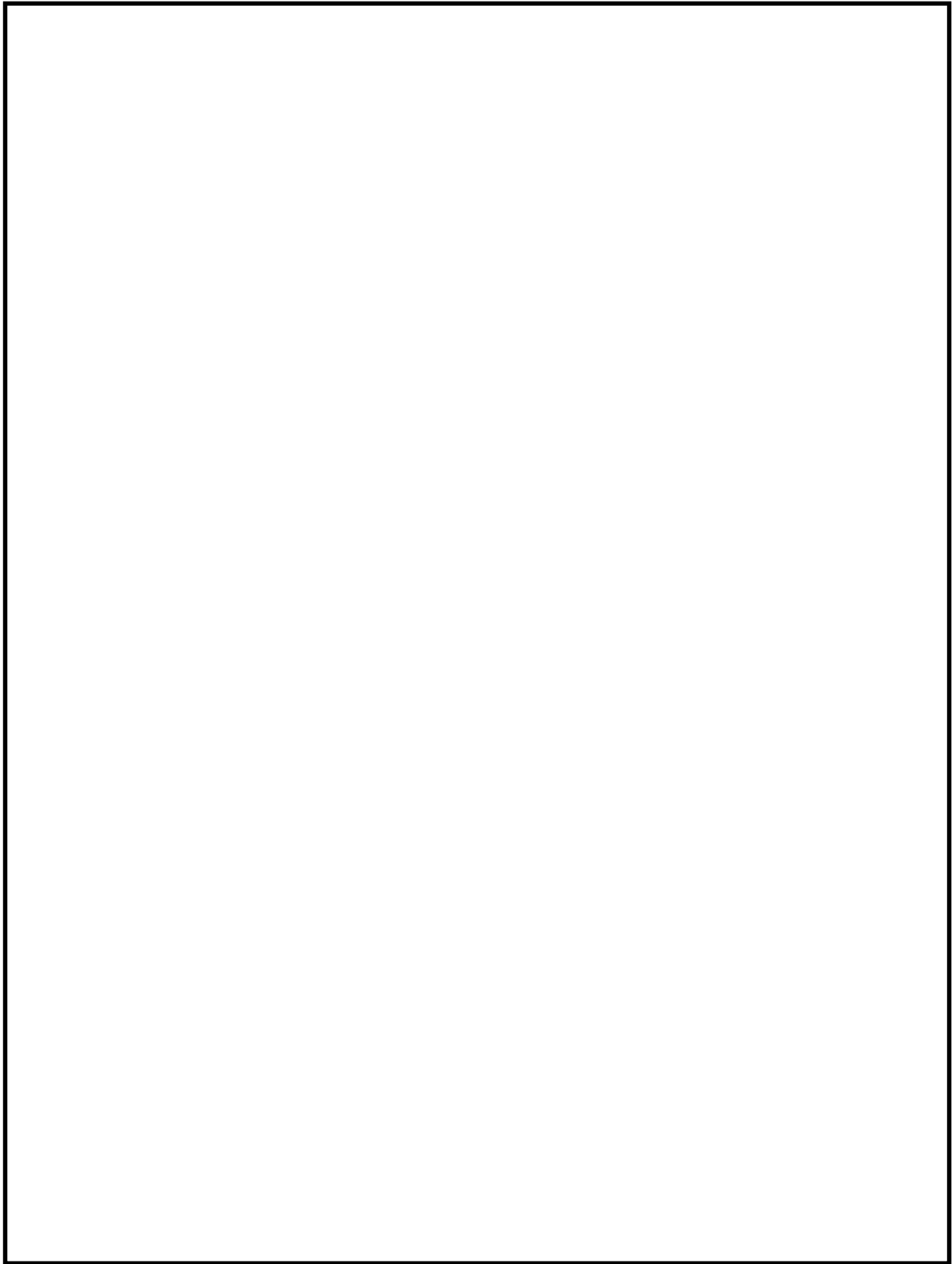
-  : 設計基準対象施設
-  : 重大事故等対処設備



第 56-2-1 図 水源配置図（代替淡水貯槽，サプレッション・プール）

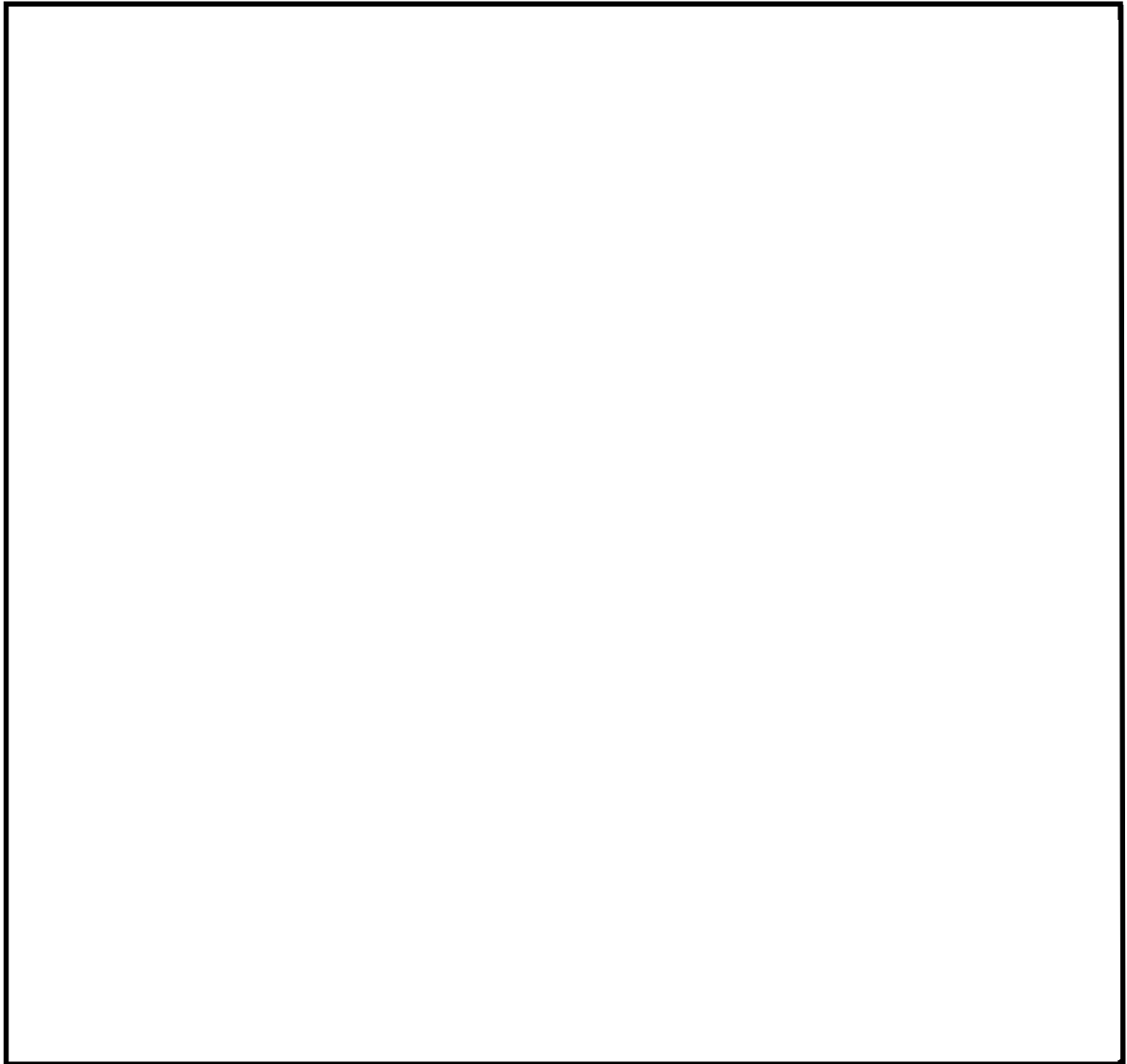


第 56-2-2 図 水源配置図 (サプレッション・プール)



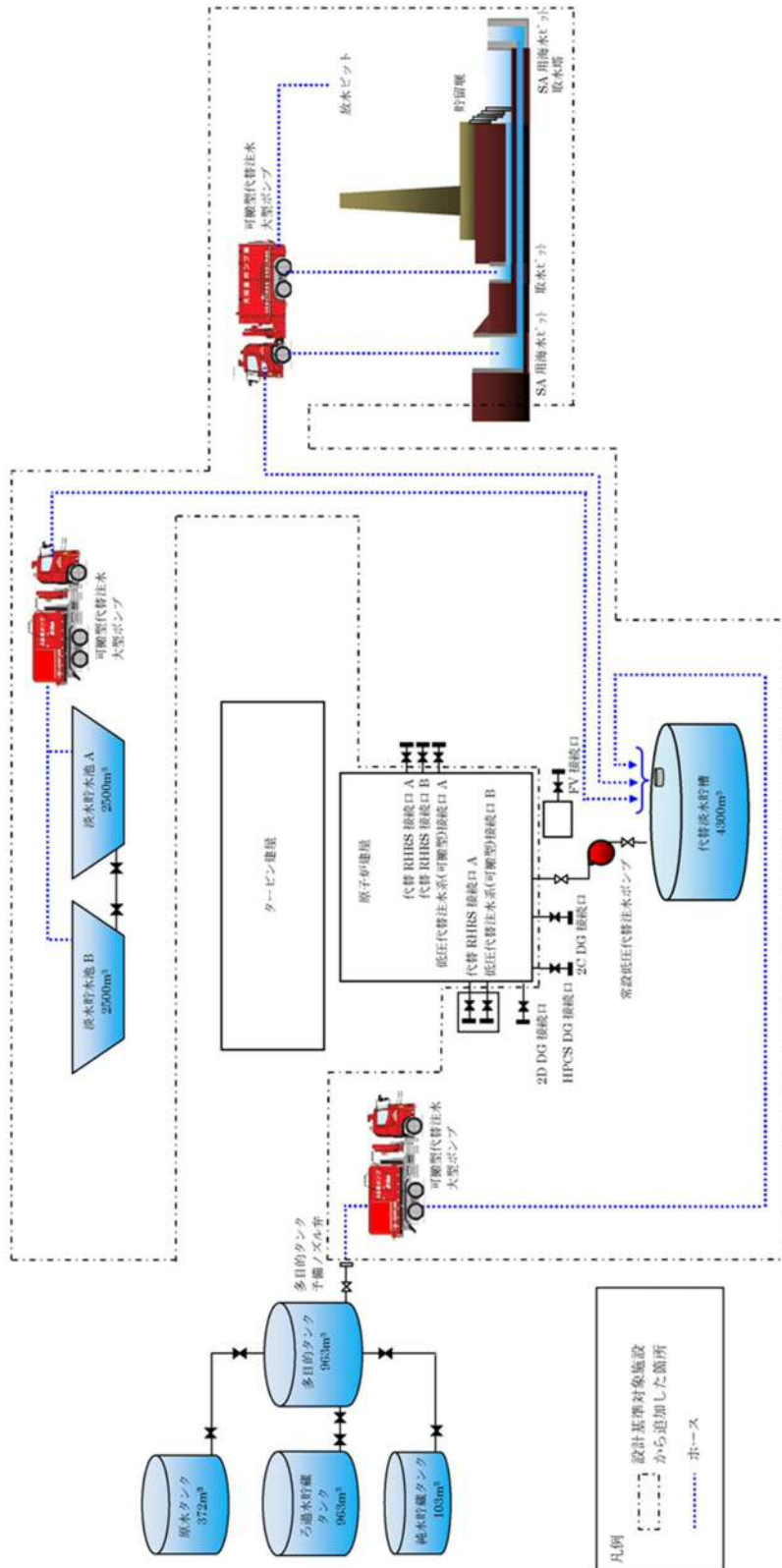
第 56-2-3 図 水源配置図（代替淡水貯槽）

56-2-4



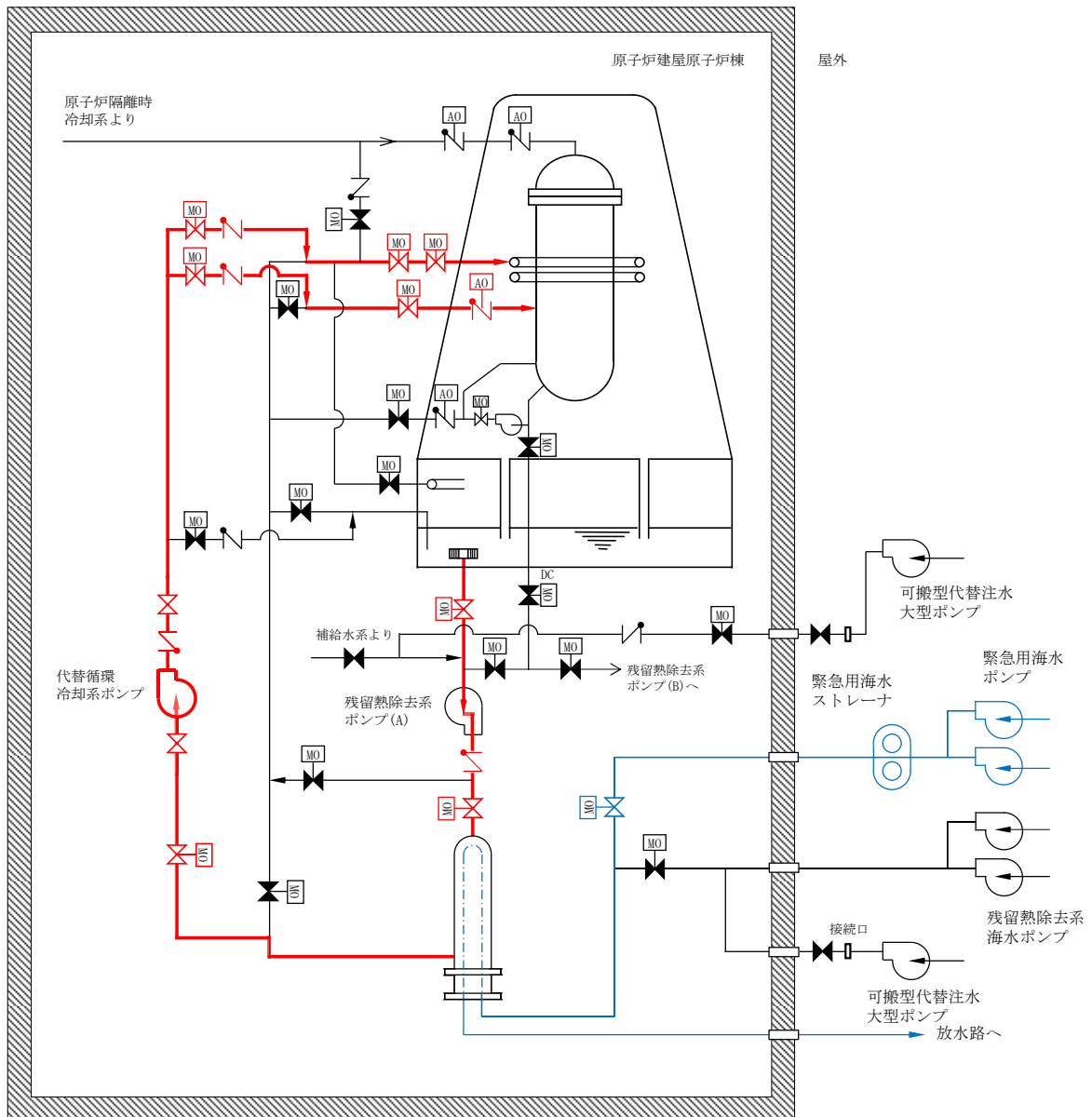
第 56-2-4 図 代替水源配置図（高所淡水池，北側淡水池，S A用海水ピット）

56-3 系統図



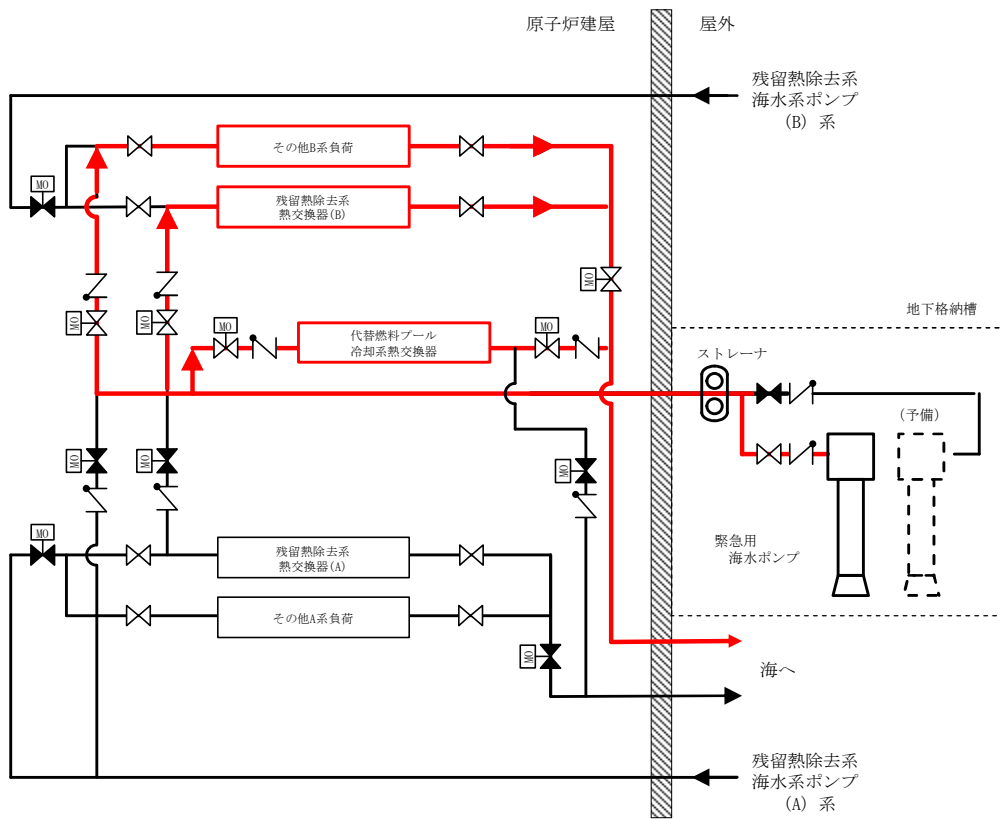
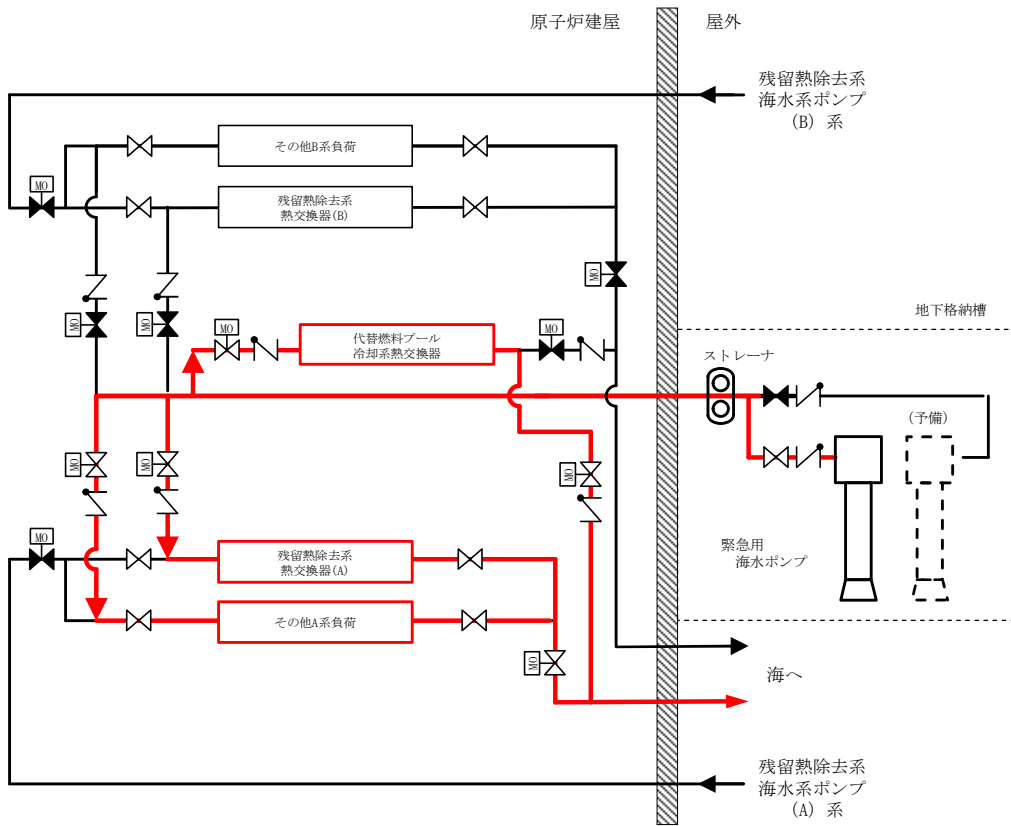
第 56-3-1 図 系統概要図

(可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水))

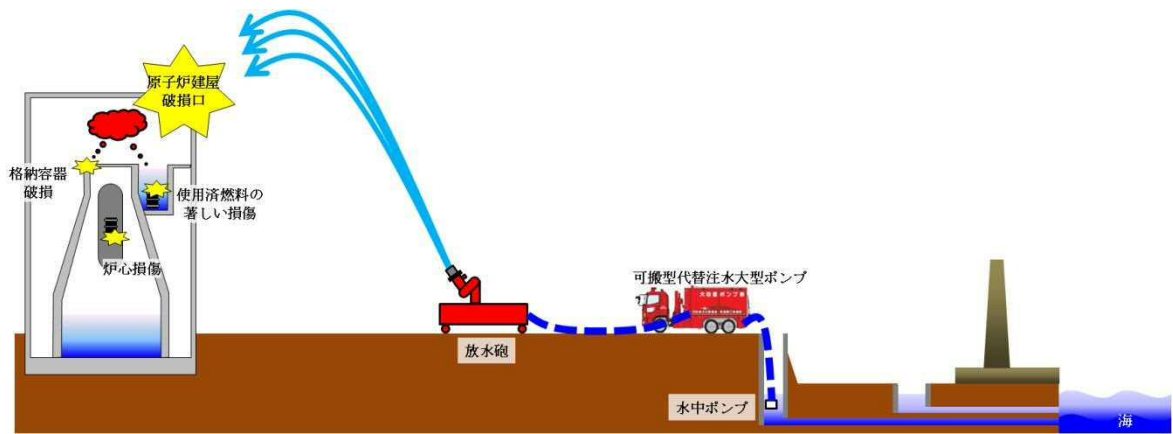


緊急用海水系使用時の図を示す。

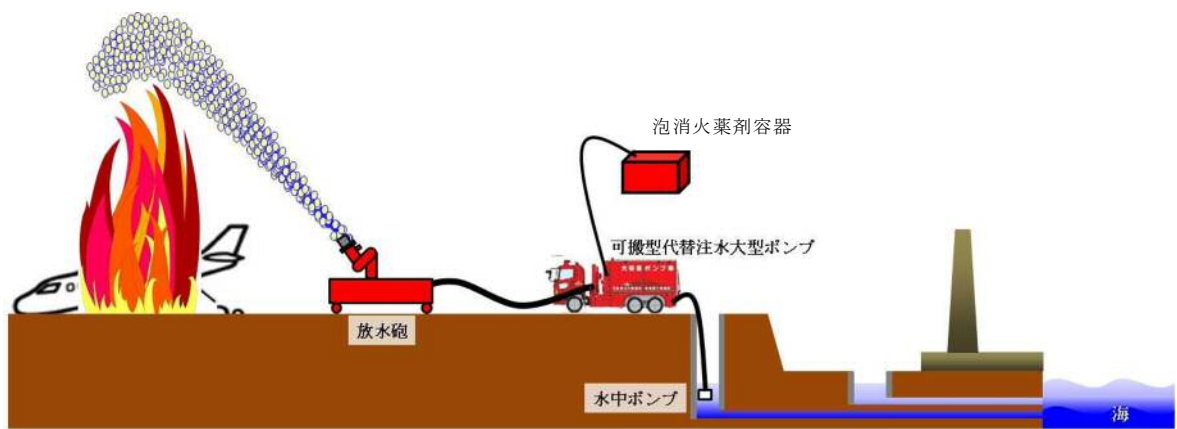
第 56-3-2 図 サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系



第 56-3-3 図 海水を水源とした緊急用海水系



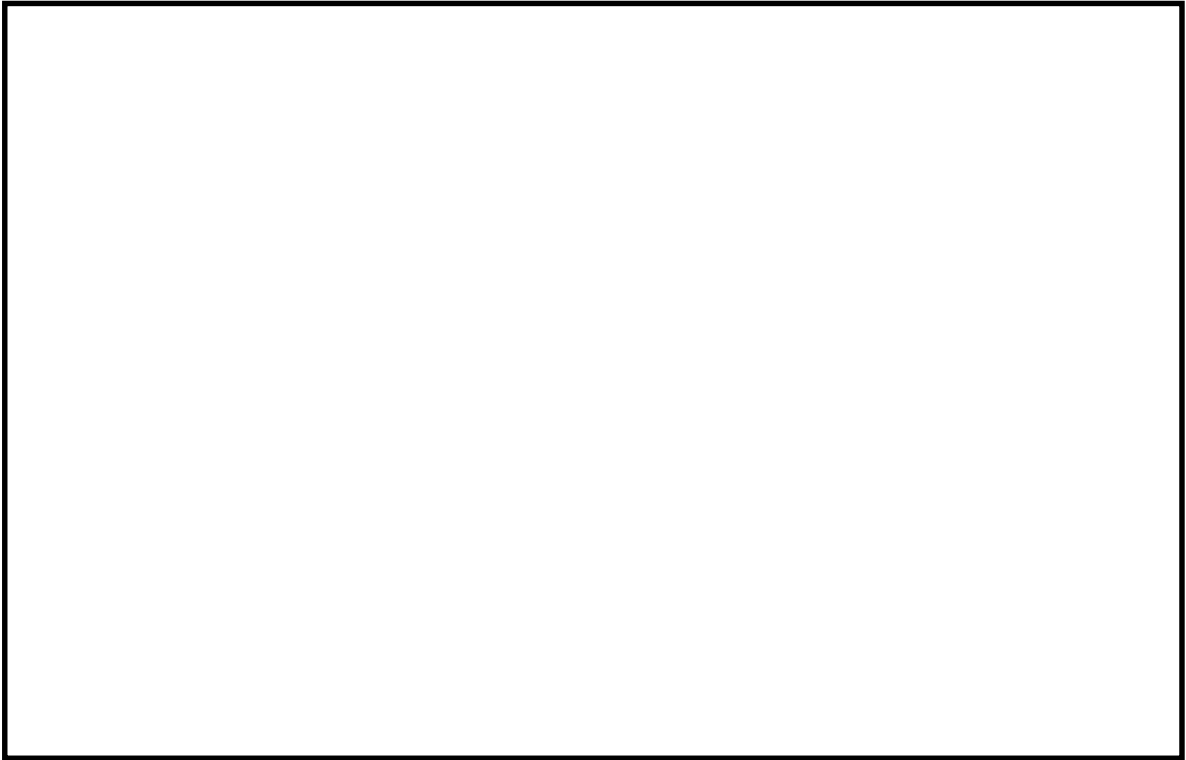
第 56-3-4 図 海水を水源とした大気への拡散抑制



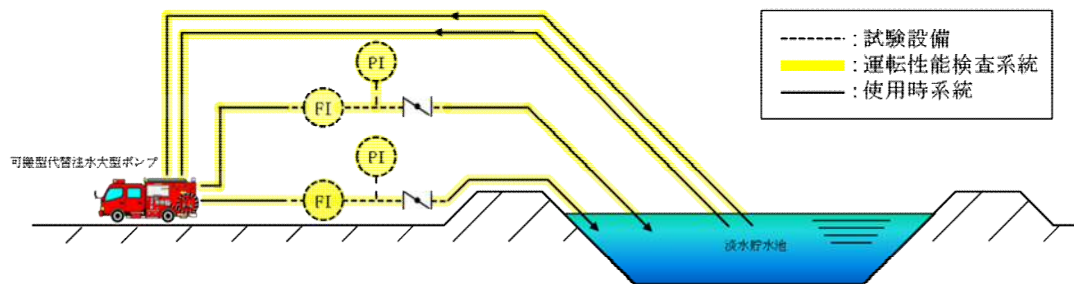
第 56-3-5 図 海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火

56-4 試験及び検査

56-4-1



第 56-4-1 図 代替淡水貯槽構造図

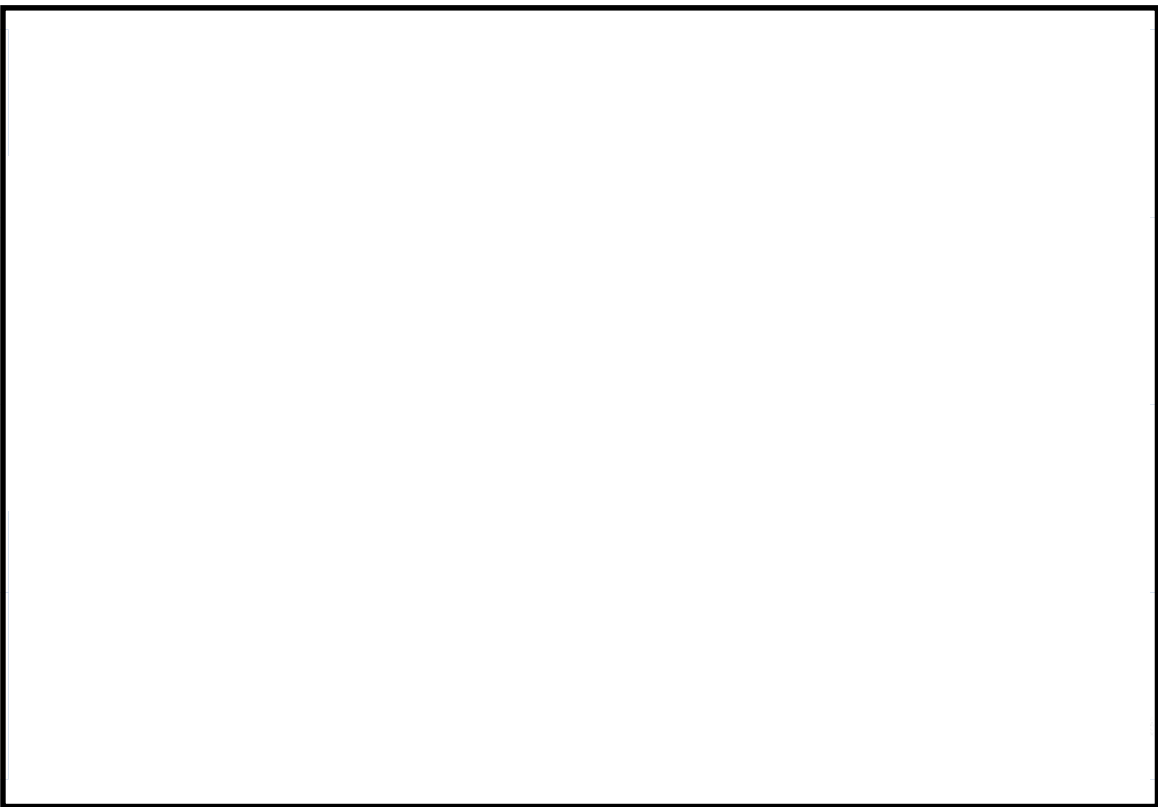


第 56-4-2 図 運転性能検査系統図（可搬型代替注水大型ポンプ）

56-5 容量設定根拠

56-5-1

名称		代替淡水貯槽
容量	m ³	<input type="text"/> (注1) (約5,000 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
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
<p>【設定根拠】</p> <p>代替淡水貯槽は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための水源として設置する。</p> <p>1. 容量 <input type="text"/> m³</p> <p>重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスは、雰囲気気圧力・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しない場合）である。この事故シーケンスでの、淡水使用量は7日間で約 <input type="text"/> m³ である。</p> <p>この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約4,300m³が枯渇する前に、可搬型代替注水大型ポンプによる水源からの移送 <input type="text"/> を用いて補給する。</p>		



第56-5-1図 常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量

第56-5-1図に示すとおり，代替淡水貯槽の貯水量約 m³ が枯渇するのは事象発生から3日以降であることから，事象発生後余裕を持って，可搬型代替注水大型ポンプ等を用いて，代替淡水源である高所淡水池，北側淡水池又は海水を m³/h で代替淡水貯槽へ給水することで，代替淡水貯槽が枯渇することはない。なお，この給水量には，有効性評価の想定事故1又は2に相当する事故の同時発生した場合の使用済燃料プールへの必要注水量数m³/h程度を考慮したものである。

格納容器圧力逃がし装置への補給は，事象発生7日以降，断続的に実施する操作であり，必要注水量は数m³/h程度であることから，代替淡水貯槽を水源に格納容器圧力逃がし装置への補給を行ったとしても，補給による代替淡水貯槽の水量回復は可能である。

以上より、代替淡水貯槽の容量については、要求値 m³、公称値約 5,000m³とする。

2. 最高使用圧力 静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度 66℃

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として66℃とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/台	<input type="text"/> 以上（注1）（約1,320（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	<input type="text"/> 以上（注1）（約1.40（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。

可搬型代替注水大型ポンプは想定される重大事故等時において、複数の代替淡水源である高所淡水池及び北側淡水池等の淡水もしくは海水を、事故収束に必要な水量を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽への補給に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、故障時による待機除外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 /h以上

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）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）における淡水消費率を包絡する補給

流量である 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. 吐出圧力 MPa[gage] 以上

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気解放である高所淡水池及び北側淡水池等または海水と代替淡水貯槽の圧力差）、静水頭、ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力 MPa[gage]

静水頭 約 MPa[gage]

ホース圧損 約 MPa[gage]

機器類圧損 約 MPa[gage]

合計 約 MPa[gage]

可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力の公称値は、容量の公称値である約1,320m³/hにおける吐出圧力である約1.40MPa[gage]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℃

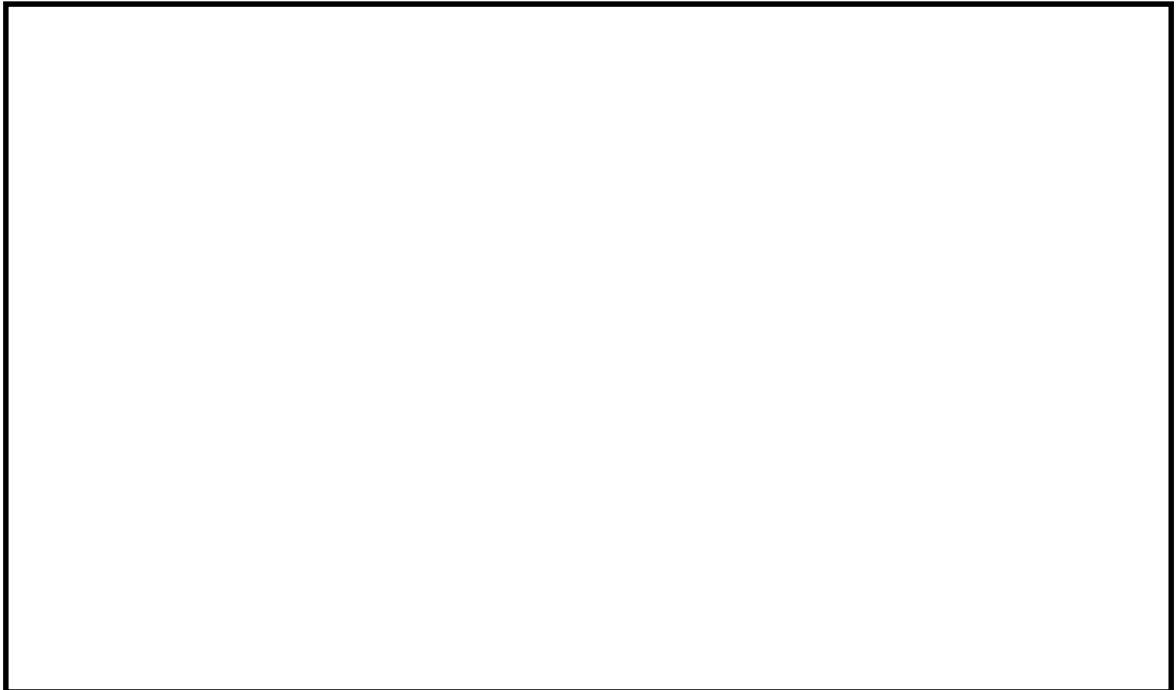
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW

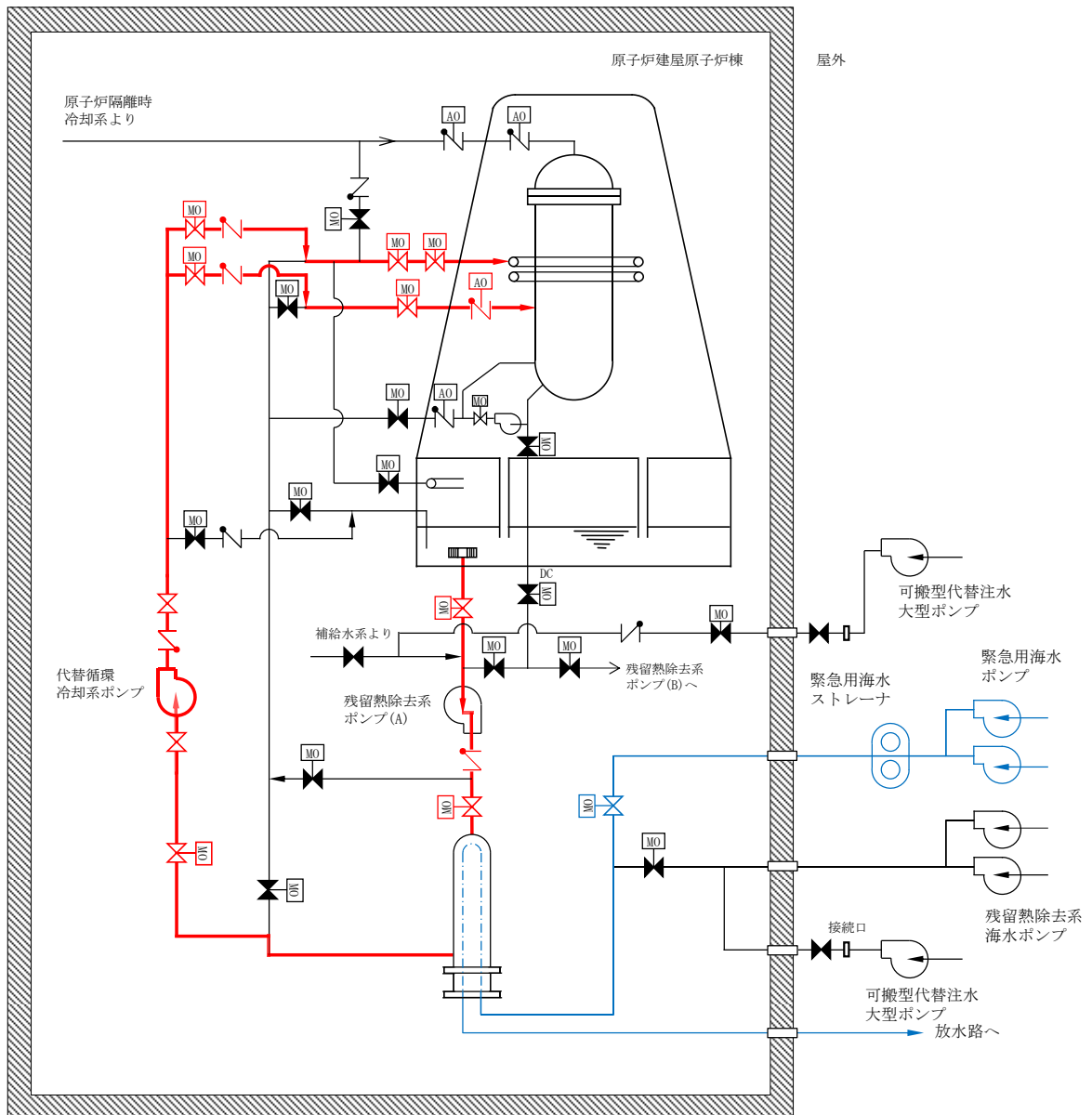
可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である847kWとする。

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。



名称		サプレッション・プール
容量	m ³	約3,400
最高使用圧力	MPa[gage]	0.62
最高使用温度	℃	200
<p>1. 容量 約3,400m³</p> <p>サプレッション・プールは、重大事故等時において代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプの水源として使用する。</p> <p>代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源として代替循環冷却系ポンプで原子炉注水及び格納容器スプレイを行い、その水がサプレッション・プールに戻る循環ラインで構成されている。</p> <p>サプレッション・プール水位が通常最低水位（EL 2.9m）の状態において、代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が-0.085MPa[gage]となる。よって、これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位（EL 2.9m）以上の水量が確保できていれば、代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・プール水量（通常最低水位時の水量）と同じ約3,400m³とする。</p> <p>2. 限界圧力 0.62MPa[gage]</p> <p>格納容器限界圧力である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>3. 限界温度 200℃</p> <p>格納容器限界温度である200℃とする。</p>		



第 56-5-2 図 代替循環冷却 系統概要図

第 56-5-1 表 NPSH 評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	m	— (本評価では, NPSH 評価を成立させる格納容器内圧力の下 限を求めるものである)
Pv	代替循環冷却系ポン プ入口温度での飽和 蒸気圧 (水頭圧換算 値)	<input type="text"/>	m	<input type="text"/> °Cにおける飽和蒸気圧力
H	S/P 水と代替循環冷 却系ポンプ軸レベル 間の水頭差	<input type="text"/>	m	S/P 水位レベル (LWL): EL2.9m とポンプ軸レベル: EL-3.13 の 差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	<input type="text"/>	m	ポンプ最大流量 <input type="text"/> /h にお ける圧損値
	デブリ圧損	<input type="text"/>	m	ECCS ストレーナ工認説明書に おける NPSH 評価時のデブリ圧 損: <input type="text"/> を <input type="text"/> m ³ /h 相当の値に換算
—	代替循環冷却系ポン プの必要 NPSH	<input type="text"/>	m	ポンプ予想性能曲線読み取り 値 (@ <input type="text"/> /h)

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる S/C 圧力の下限を求める。

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

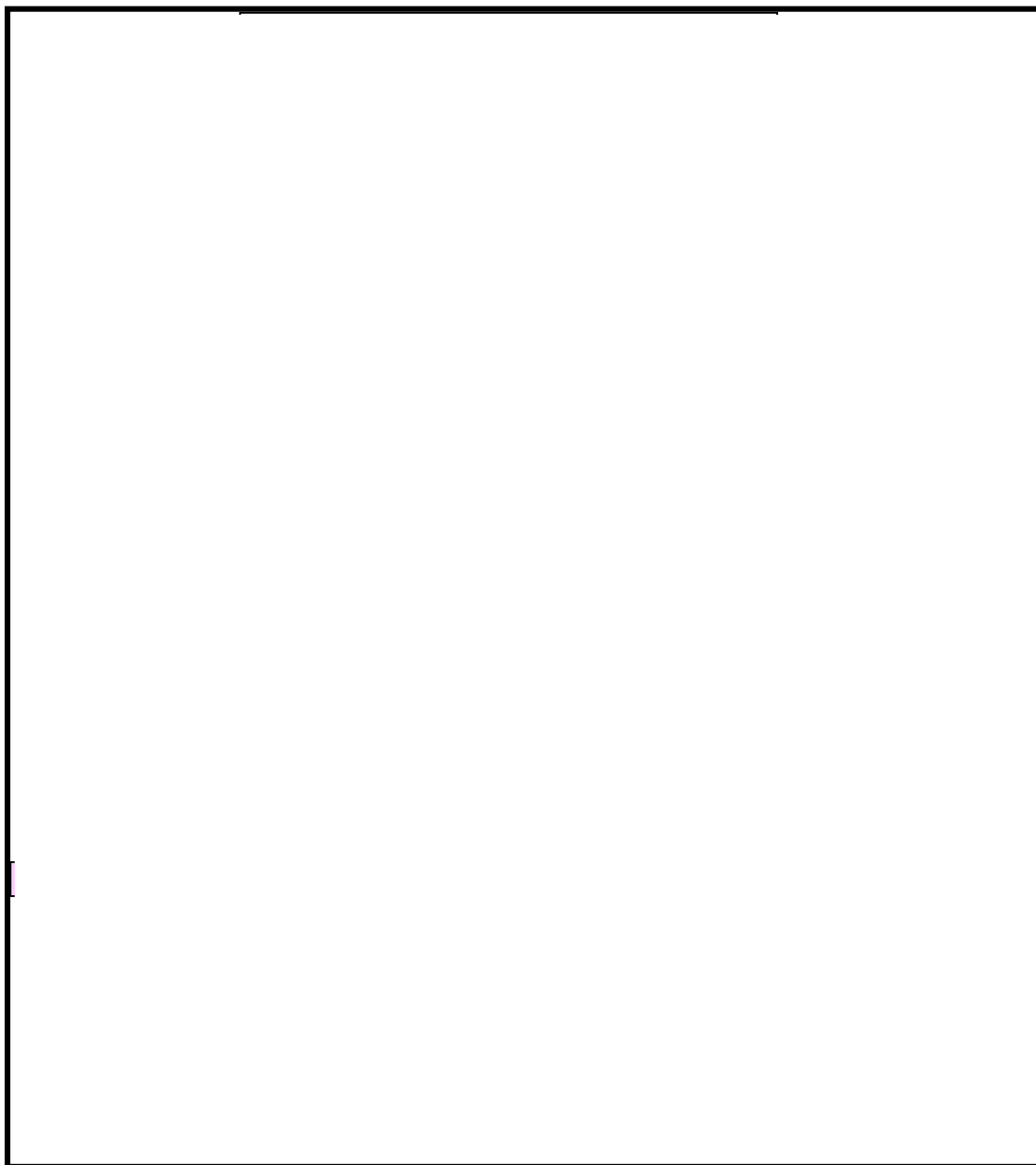
$$P_a \geq \boxed{} \text{MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

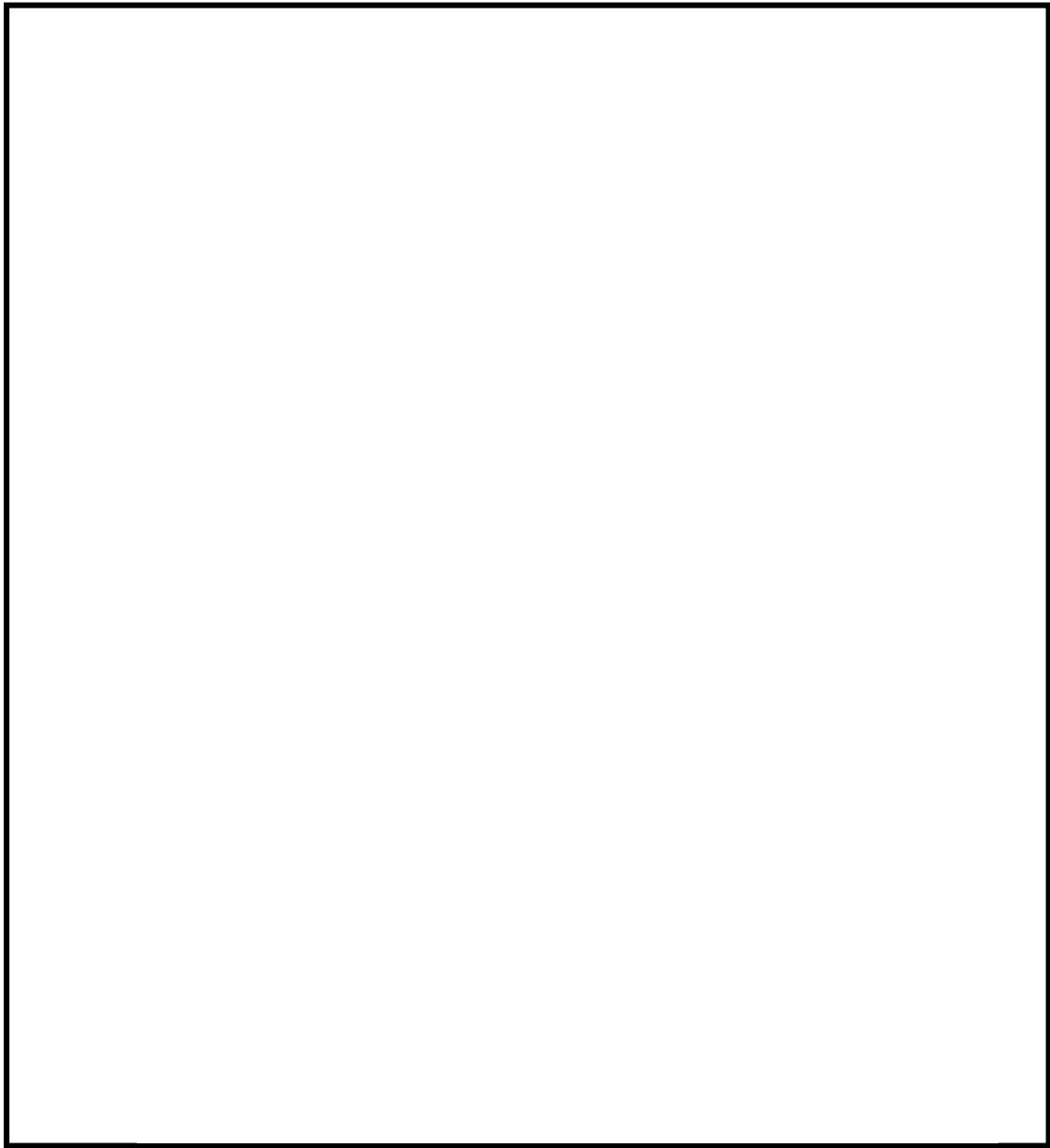
上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の状態であれば代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故等時において代替循環冷却は成立する。

56-6 接続図

56-6-1



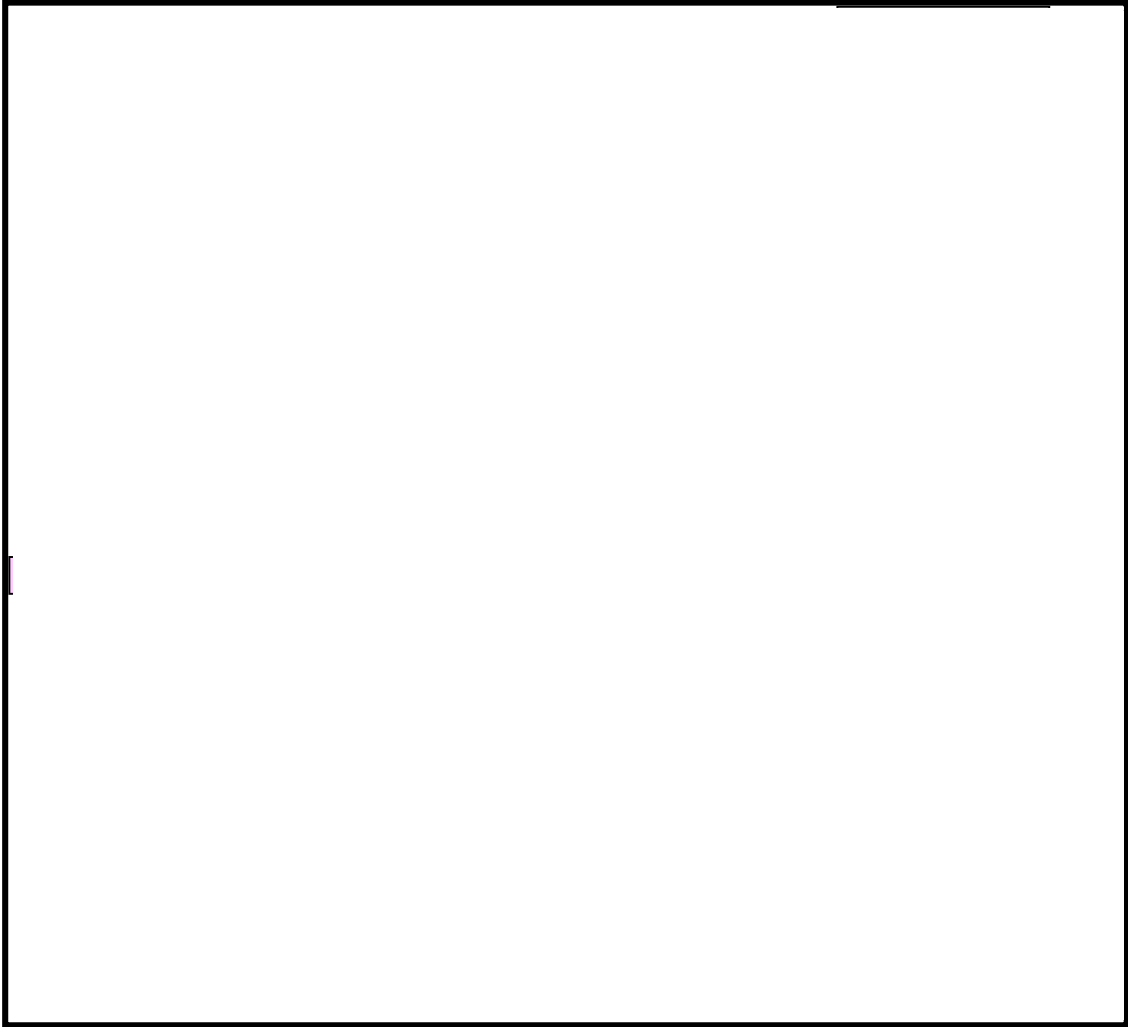
第 56-6-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



第 56-6-2 図 接続図（可搬型設備 接続口）

56-7 保管場所図

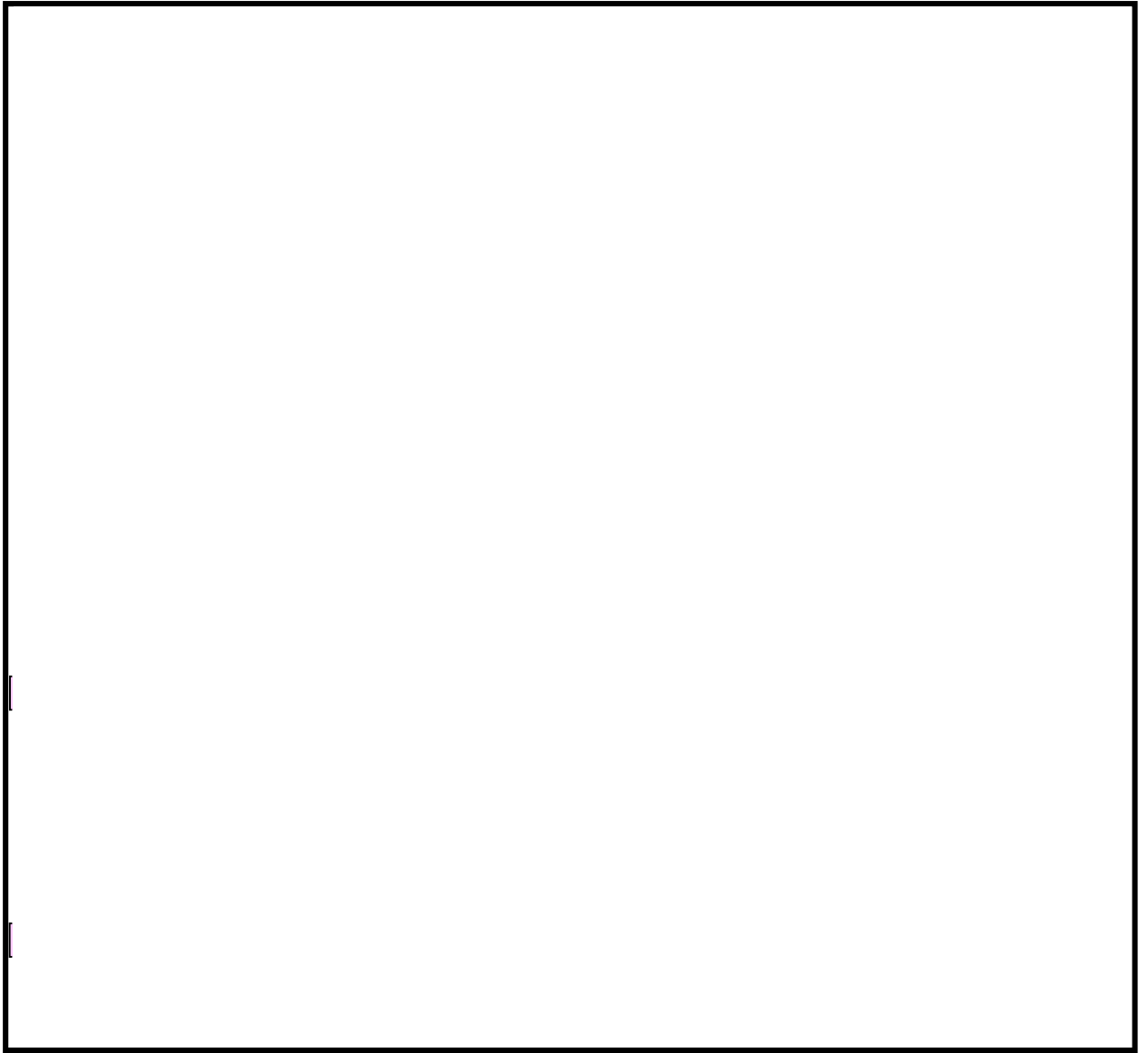
56-7-1



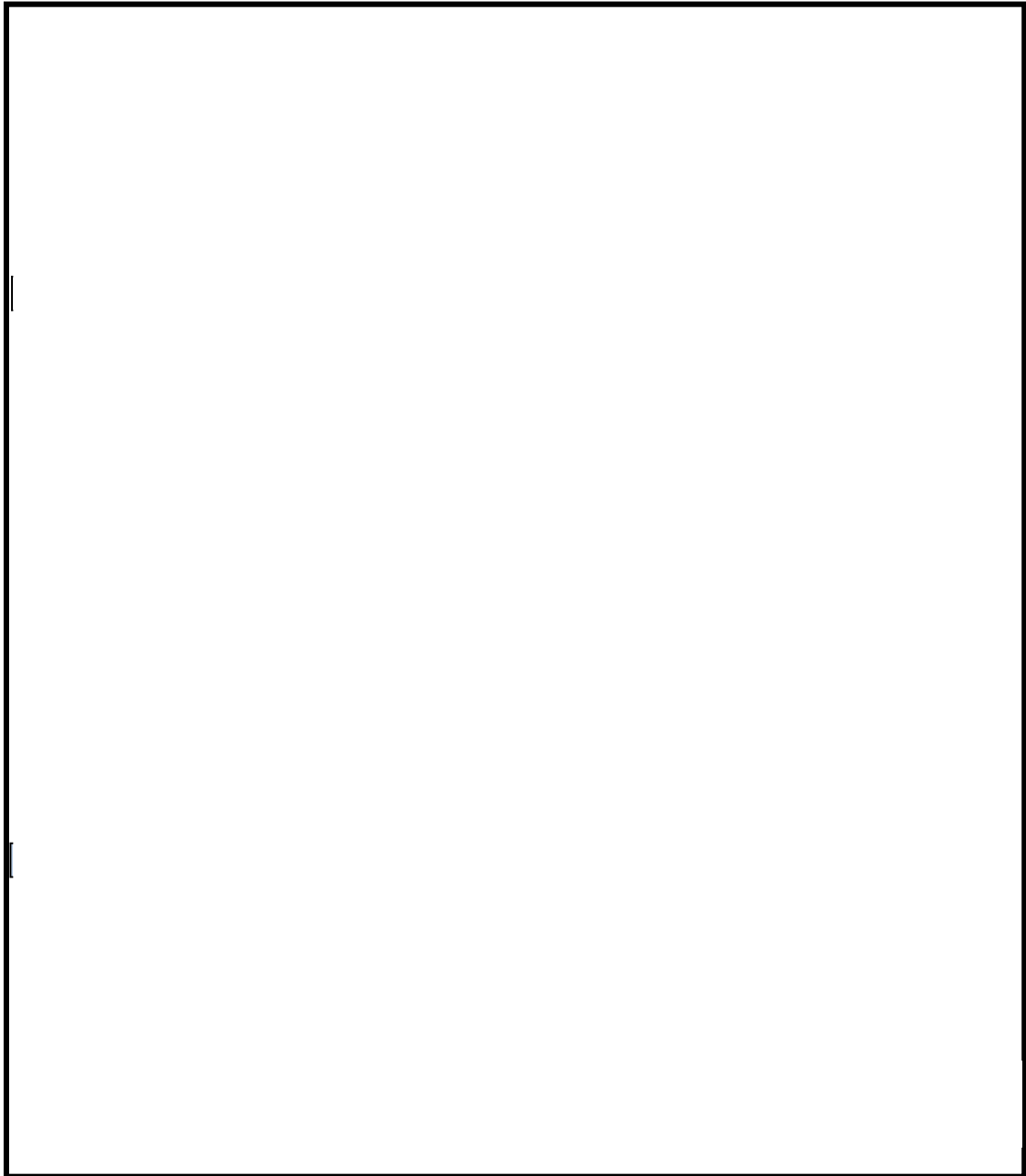
第 56-7-1 図 保管場所図（位置の分散）

56-8 アクセスルート図

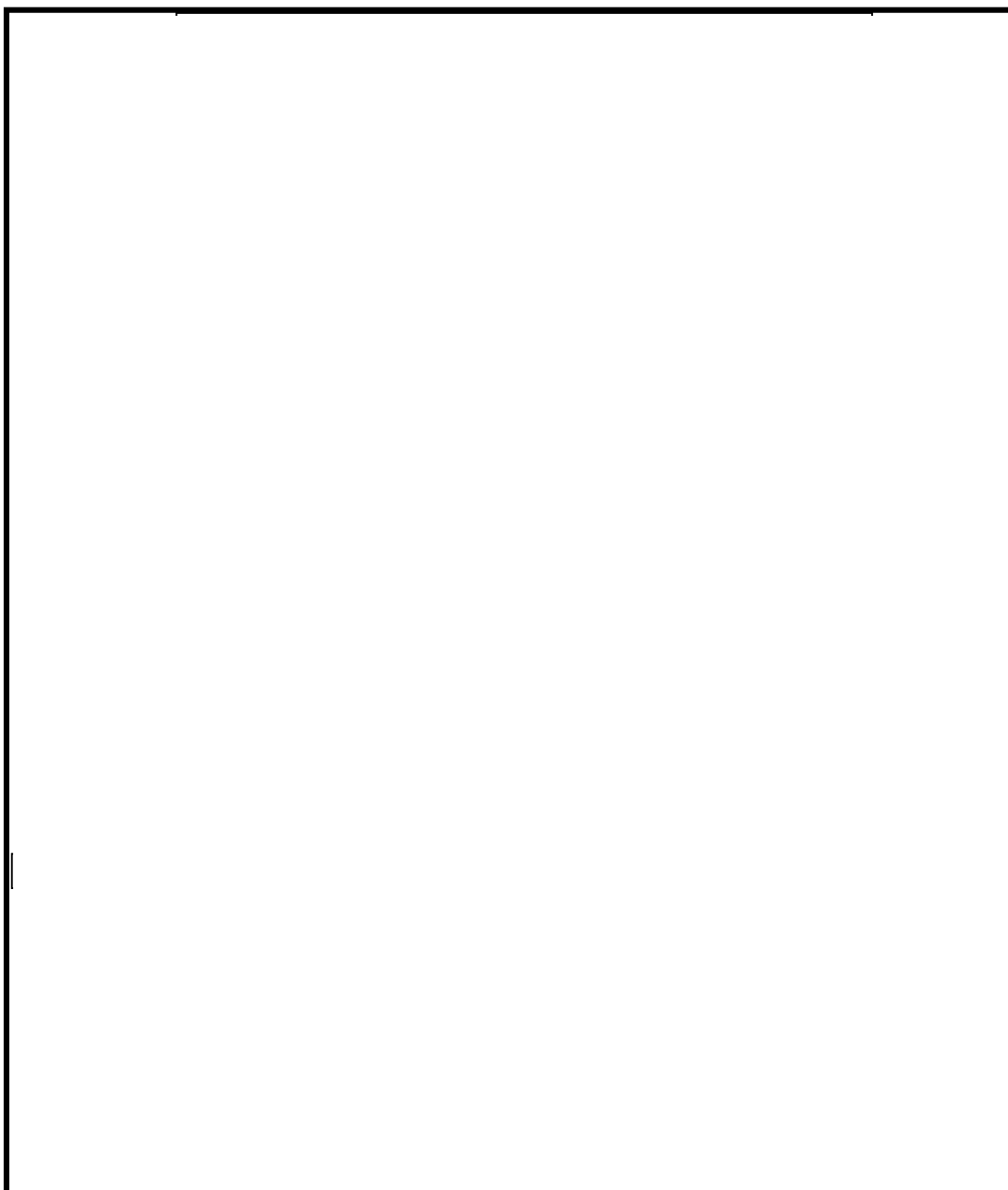
56-8-1



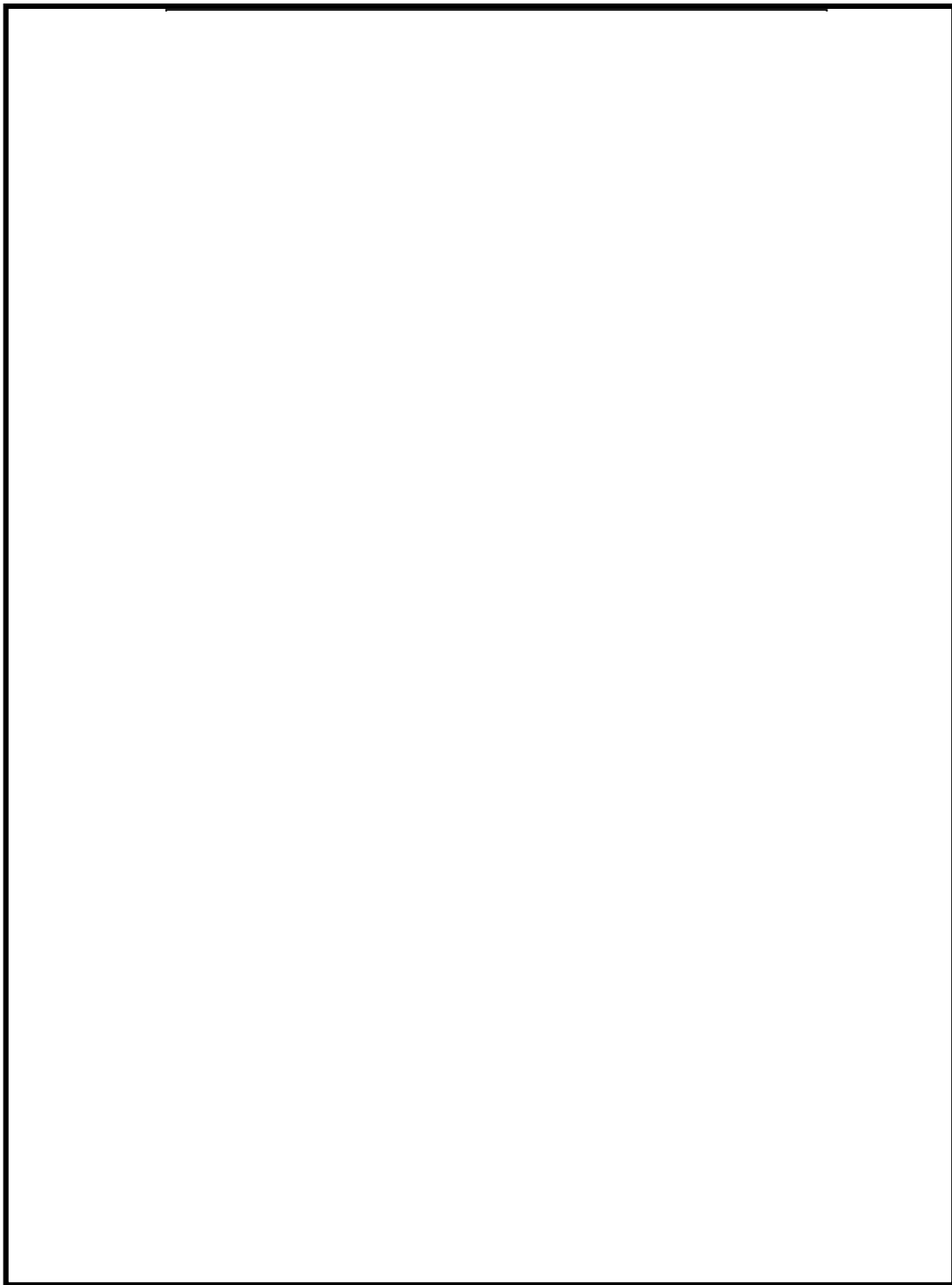
第 56-8-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 56-8-2 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 56-8-3 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 56-8-4 図 保管場所～高所淡水池及び北側淡水池～接続口までのアクセス
ルート

56-8-5

56-9 その他設備

1. 高所淡水池及び北側淡水池の容量

高所淡水池及び北側淡水池は、重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.1 容量

高所淡水池及び北側淡水池の容量は、 $2,500\text{m}^3$ ／基とする。

重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスは、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しない場合）である。この事故シーケンスでの、淡水使用量は7日間で約 である。

この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約 m^3 が枯渇する前に、可搬型代替注水大型ポンプによる補給の淡水源として高所淡水池及び北側淡水池を設置する。

最も淡水使用量が多い事故シーケンスでの水使用量は7日間で約 m^3 であるが、代替淡水貯槽の貯水量約 m^3 に高所淡水池及び北側淡水池の容量 $5,000\text{m}^3$ を加えた淡水量を下回るものである。

なお、格納容器ベントを考慮する事故シーケンスにおける水使用量については、事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ、サプレッション・プール水を水源とする原子炉注水及び格納容器スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば、事象発生から3日時点で切り替えに成功した場合、代替淡水貯槽は枯渇することがなく、高所淡水池及び北側淡水池からの移送を行わなくても安定した冷却を維持できる。このような対応を可能とする対策を講じることにより、高所淡水池及び北側淡水池の容量が有する裕度を更に向上させていく。

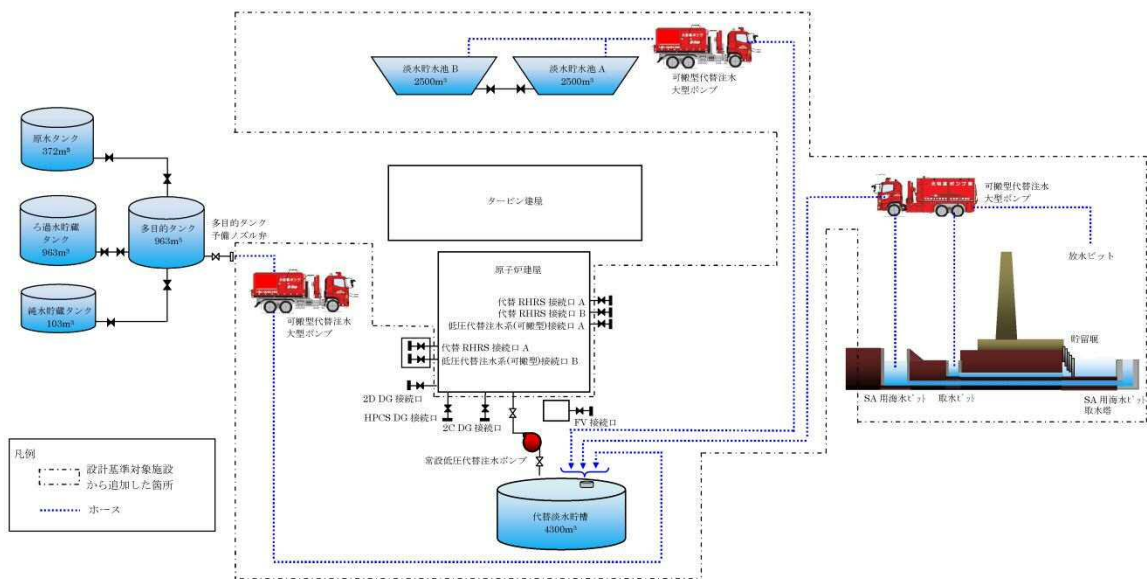
2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、淡水タンクである多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2.1. 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を第 56-9-1 図に示す。

淡水タンクが健全な場合に，可搬型代替注水大型ポンプ等を使用してこれら淡水タンクから代替淡水貯槽へ水が補給できる。なお，淡水タンクから高所淡水池及び北側淡水池への補給もできる構成である。



第 56-9-1 図 淡水タンクから代替淡水貯槽への補給