

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

## 1 重大事故等対処設備

### 1.1 重大事故等対処設備について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料プール内の燃料体等、及び、運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために、「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」（以下、「設置許可基準規則」という。）第三章（重大事故等対処施設）にて定められる重大事故等対処設備として以下の設備を設ける。

- ・第 43 条 アクセスルートを確保するための設備
- ・第 44 条 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
- ・第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・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
- ・第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・第 51 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・第 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・第 55 条 工場等外（以下、「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・第 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・第 57 条 電源設備
- ・第 58 条 計装設備
- ・第 59 条 原子炉制御室
- ・第 60 条 監視測定設備
- ・第 61 条 緊急時対策所
- ・第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

これらの設備については、[A]新たに重大事故等に対処する機能を付加させた設備に加え、当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）までを含むものとする。

また、設計基準対象施設の機能を重大事故等発生時に期待する場合において、上記設備[A]に該当しないものは、[B]重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備（以下、「重大事故等対処設備（設計基準拡張）」という。）と位置付け、第 44 条～第 62 条のいずれかに適合するための設備の一部として取り扱うこととする。

## 1.2 重大事故等対処設備の設備分類について

重大事故等対処設備は、常設のものと可搬型のものがあり、それぞれ設置許可基準規則に示される名称を踏まえて以下のとおり分類する。

### (1) 常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの

#### a. 常設重大事故防止設備

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備（重大事故防止設備）のうち、常設のもの

#### b. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

#### c. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの

#### d. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 a. 以外の常設のもの

#### e. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 c. 以外の常設のもの（ただし、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、本分類に該当する設備はなし）

#### f. 常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

常設重大事故等対処設備のうち、上記 a., c., d., e. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの

### (2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

#### g. 可搬型重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち可搬型のもの

#### h. 可搬型重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち可搬型のもの

#### i. 可搬型重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する上記 g. 以外の可搬型のもの（ただし、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、本分類に該当する設備はなし）

- j. 可搬型重大事故緩和設備（設計基準拡張）  
設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する上記 h. 以外の可搬型のもの（ただし、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、本分類に該当する設備はなし）
- k. 可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備  
可搬型重大事故等対処設備のうち、上記 g., h., i., j. 以外の可搬型設備で、防止又は緩和の機能がないもの

重大事故等対処設備の分類の概念を図 1 に示す。

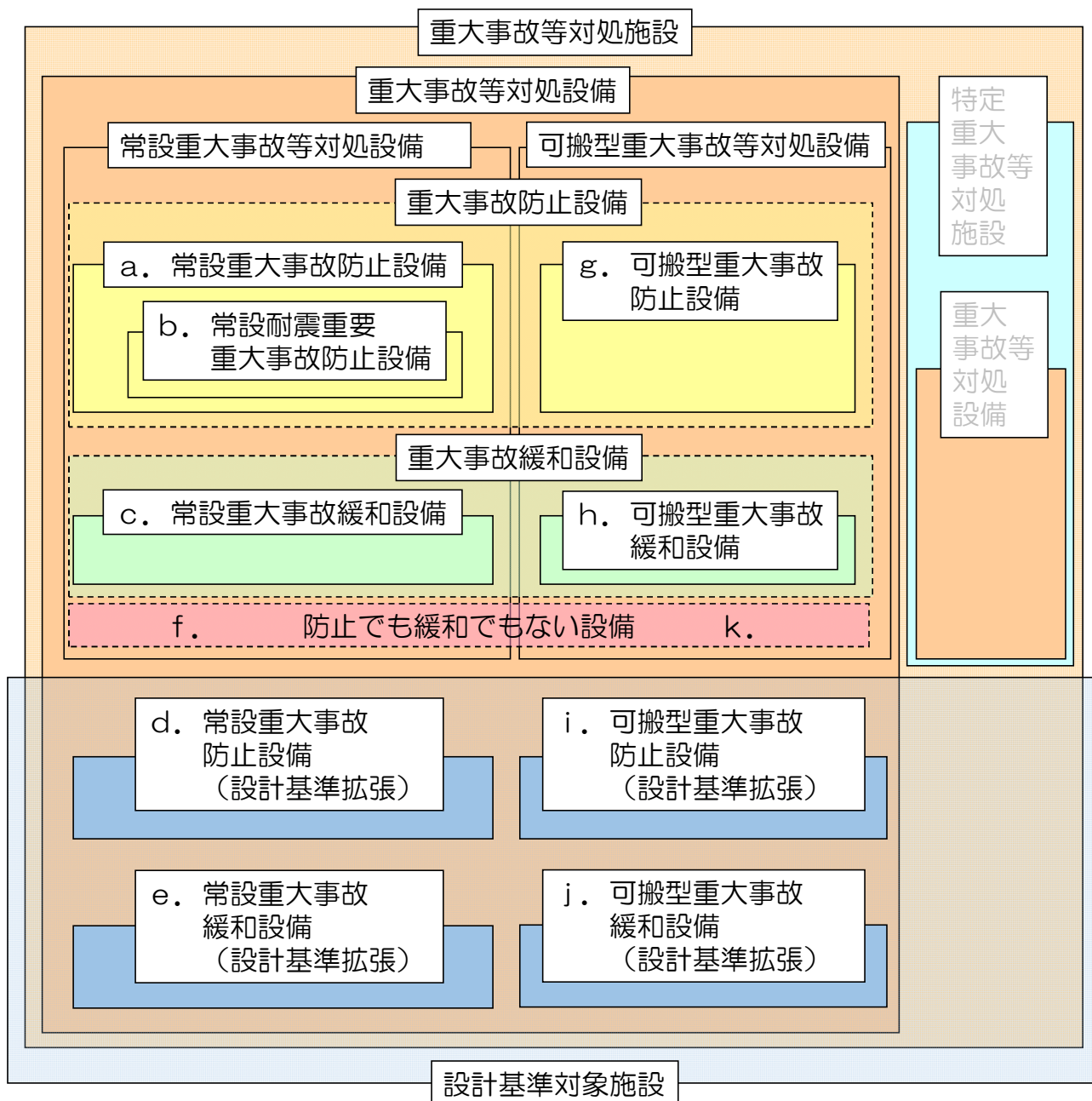


図 1 重大事故等対処設備の分類

### 1.3 重大事故等対処設備の選定の考え方について

1.1 に示した重大事故等対処設備については、図 2 に示す選定及び分類フローに基づき、それぞれ以下のとおり選定し、かつ 1.2 に示した設備分類に分類する。

#### (1) 対象設備の選定

1.1 に示したとおり、『重大事故等対処設備』とは、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）に定められる設備である。設置許可基準規則第三章には第 37 条～第 62 条の 26 条文があり、このうち、選定した重大事故等対処施設の有効性の評価を求める条文である第 37 条、重大事故等対処施設全般に対する要求を示した条文である第 38 条～第 41 条を除く 21 条文に適合するために必要な設備が対象となる。なお、各条文に適合するために必要な設備ではなく、かつ設計基準対象施設にも該当しない設備は、自主設備である。

#### (2) 設計基準対象施設と重大事故等対処設備の分類

1.1 に示したとおり、(1) に示す 21 条文に適合するために必要な設備には、新たに重大事故等に対処する機能を付加させた設備、及び当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）が含まれるものとする。一方、設計基準対象施設の機能を重大事故等発生時に期待する場合において、上記設備に該当しないものは、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

これは、設計基準対象施設として設計されており、かつ新たに機能を付加させていない設備については、設計基準対象施設としての機能を重大事故等発生時に流用しているものであるが、使用環境等が異なる可能性があるため、当該使用環境において使用できること等を評価によって示すためである。

この考え方は、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」2.2.2 有効性評価の共通解析条件に記載されている以下の内容にも合致するものである。

#### (3) 設計基準事故対処設備の適用条件

- b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。

すなわち、重大事故等対処設備の有効性評価においては、有効性を確認したい重大事故等対処設備以外は、機能を期待することが妥当な設計基準対象施設を含んでも良いということであり、このような設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付けるものである。

なお、第 44 条に適合するために必要な設備のうち、ほう酸水注入系については、第 25 条に定められる反応度制御系及び原子炉停止系に該当する設計基準対象施設であり、原子炉に注入することで反応度を制御するための設備である点に変更がない。しかし、当該系統の効果に期待する「原子炉停止機能喪失」事象が新たに重大事故等として明確に位置付けられたことから、重大事故等対処設備にも該当する設

備と整理し、重大事故等対処設備（設計基準拡張）には位置付けないこととする。

また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」で設置を要求される設備についても、同様に、重大事故等対処設備と整理されるか、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付けられるかの分類を実施する。

例えば、同審査基準 1. 2【解釈】1（3）a）

「重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）」

で要求される手順にて使用する SLC 又は CRD を用いた注水（事象緩和のみの少量注水）は、設計基準対象施設 兼 重大事故等対処設備である SLC 又は設計基準対象施設である CRD を重大事故等発生時の高圧注水の用途に流用して使用するものであり、本来の機能を発揮させる方法で使用した結果として原子炉压力容器内に水を送ることも兼ねる手順を整備するものである。本要求に対しては、設計基準対象施設 兼 重大事故等対処設備である SLC をもって適合することとし、CRD について新たな分類は付加しないこととする。

一方、同審査基準 1. 14【解釈】1（1）c）

「複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。」

で要求される手順にて使用する号機間電力融通用の予備ケーブルは、新規に配備する設備として新たな機能を与えるものであることから、重大事故等対処設備と整理する。

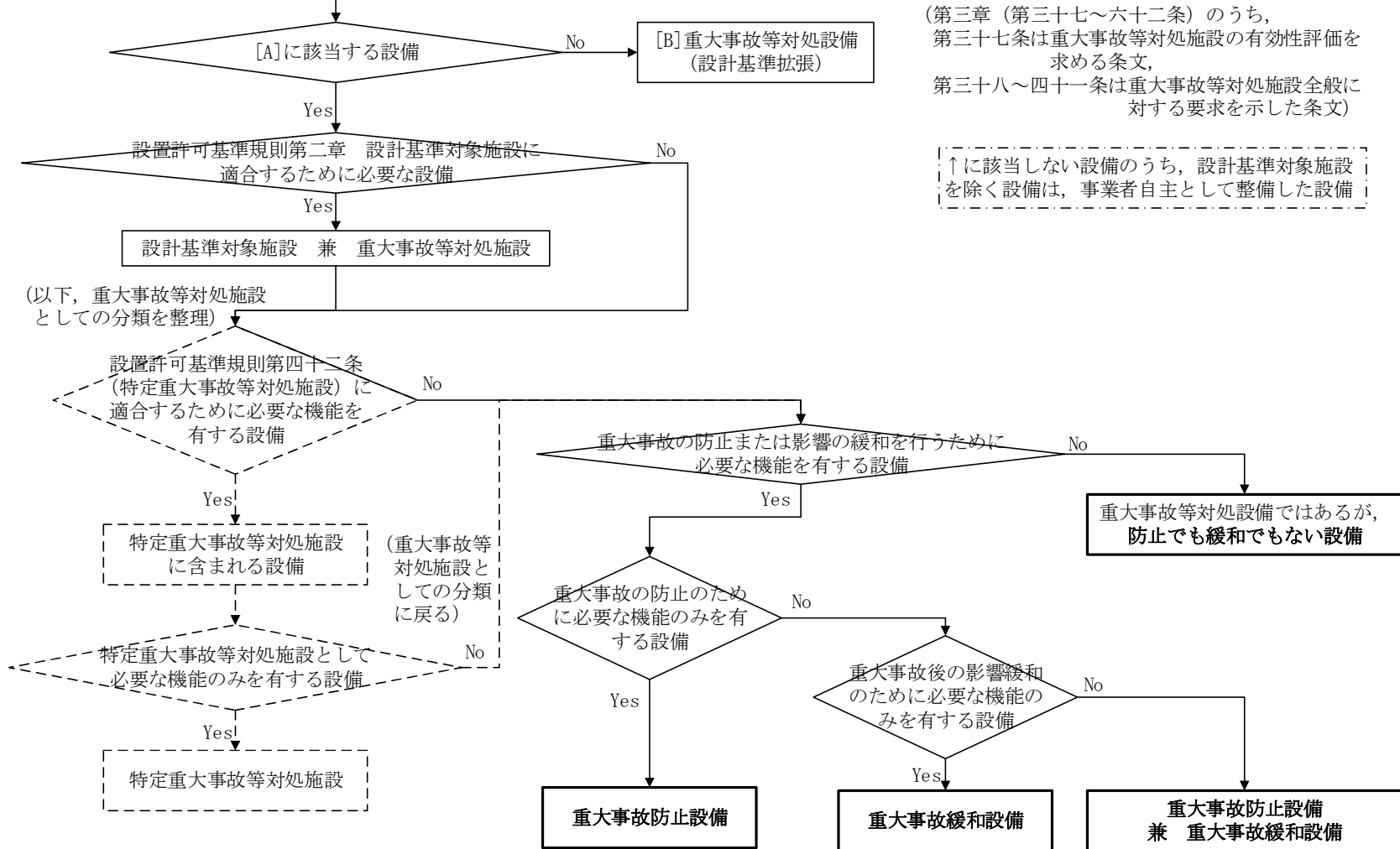
### (3) 特定重大事故等対処施設の除外

第 42 条に適合するためだけに必要な設備は『特定重大事故等対処施設』であり、本申請内容には該当しないため除外する。

### (4) 防止設備、緩和設備の分類

重大事故等対処設備（設計基準拡張）を除き、重大事故を防止するために必要な設備は『重大事故防止設備』、重大事故の影響の緩和を行うために必要な設備は『重大事故緩和設備』と整理する。両方に該当する場合は『重大事故防止設備 兼 重大事故緩和設備』と整理し、いずれにも該当しない場合は『防止でも緩和でもない設備』とする。

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（以下、設置許可基準規則）第三章 重大事故等対処施設のうち、第四十二条～第六十二条に適合するために必要な設備として  
 [A]新たに重大事故等に対処する機能を付加させた設備 及び 当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）又は [B]重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備（[A]に該当しないもの）



（第三章（第三十七～六十二条）のうち、第三十七条は重大事故等対処施設の有効性評価を求める条文、第三十八～四十一条は重大事故等対処施設全般に対する要求を示した条文）

↑に該当しない設備のうち、設計基準対象施設を除く設備は、事業者自主として整備した設備

（以下、重大事故等対処施設としての分類を整理）

（重大事故等対処施設としての分類に戻る）

図 2 重大事故等対処設備の選定及び分類フロー

43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—



44 条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入 機能）※1	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動機構（水圧駆動）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動系水圧制御ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動系配管〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉冷却材再循環ポンプ 停止による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環 ポンプ・トリップ機能）※1	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ほう酸水注入系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2※2
	原子炉圧力容器〔注入先〕	その他の設備に記載				
出力急上昇の防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	46 条に記載				

※1 手動・自動両方を含む

※2 圧力容器内部構造物を除く

45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
高圧代替注水系による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	主蒸気系配管・弁 [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	復水補給水系配管・弁 [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	残留熱除去系配管・弁 (7 号炉のみ) [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	給水系配管・弁・スパージャ [流路]				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2 <sup>※1</sup>
	原子炉圧力容器 [注水先]				その他の設備に記載	

※1 圧力容器内部構造物を除く

45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類			
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス		
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載						
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56 条に記載						
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	主蒸気系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	復水補給水系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	給水系配管・弁・スパージャ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2**2		
	原子炉圧力容器 [注水先]			その他の設備に記載				
高圧炉心注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ			(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載							
サブプレッション・チェンバ [水源]	56 条に記載							
高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]	(同上)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) **1	SA-2**2			
復水補給水系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) **1	SA-2			
原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載							

※1 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

※2 圧力容器内部構造物を除く

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
逃がし安全弁	逃がし安全弁 [操作対象弁]	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	逃がし弁機能用アキュムレータ	(アキュムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	自動減圧機能用アキュムレータ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	主蒸気系配管・クエンチャ [流路]	(逃がし安全弁排気管)	(B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉減圧の自動化 ※自動減圧機能付き逃 がし安全弁のみ	代替自動減圧ロジック (代替自動 減圧機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	自動減圧系の起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
可搬型直流電源設備に よる減圧	可搬型直流電源設備	57 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
	AM 用切替装置 (SRV)	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄 電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
逃がし安全弁用可搬型 蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄 電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	—
高圧窒素ガス供給系に よる作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ	(アキュムレータ)	(S)	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	高圧窒素ガス供給系配管・弁 [流 路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	自動減圧機能用アキュムレータ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	逃がし弁機能用アキュムレータ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
インターフェイスシス テム LOCA 隔離弁	高圧炉心注水系注入隔離弁	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
低圧代替注水系（常設） による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系配管・弁・スパー ジャ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2※1
	給水系配管・弁・スパー ジャ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2※1
	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載				
低圧代替注水系（可搬 型）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	防火水槽 [水源]	56条に記載				
	淡水貯水池 [水源]	※水源としては海も使用可能				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系配管・弁・スパー ジャ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2※1
	給水系配管・弁・スパー ジャ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2※1
	ホース・接続口 [流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載					

※1 圧力容器内部構造物を除く

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
低圧注水	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (低圧注水モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブプレッション・チェンバ[水源]	56条に記載				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路] ※1	(同上)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※2	SA-2※3
	給水系配管・弁・スパージャ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※2	SA-2※3
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載				
原子炉停止時冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系配管・弁・スパージャ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※2	SA-2※3
	給水系配管・弁・スパージャ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※2	SA-2※3
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載				
原子炉補機冷却系  ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48条に記載				
	原子炉補機冷却海水ポンプ					
	原子炉補機冷却水系熱交換器					
	原子炉補機冷却系サージタンク [流路]					
	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ [流路]					

※1 流路としては熱交換器も通るが、熱交換機能に期待していないため、バウンダリ機能の確保として配管に含む

※2 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

※3 圧力容器内部構造物を除く

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載  (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に 海水を供給するための流路)				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替原子炉補機冷却系 による除熱  ※水源は海を使用	熱交換器ユニット※1※2	原子炉補機冷却系	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	代替原子炉補機冷却海水ストレ ーナ※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	原子炉補機冷却系配管・弁・サー ジタンク [流路] ※1※2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器 [流路] ※ 1			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ホース [流路] ※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	海水貯留堰	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)				
	スクリーン室					
	取水路					

※1 50条(代替循環冷却系)と兼用 ※2 54条(燃料プール冷却浄化系)と兼用



48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系 —	S  —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	不活性ガス系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	耐圧強化ベント系（D/W）配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	主排気筒（内筒）〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）〔排出元〕	その他の設備に記載				

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	50条に記載（うち、重大事故防止設備） 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれもS				
	よう素フィルタ					
	ラブチャーディスク					
	ドレン移送ポンプ					
	ドレンタンク					
	遠隔手動弁操作設備					
	遠隔空気駆動弁作用ボンベ					
	可搬型窒素供給装置	52条に記載				
	スクラバ水 pH 制御設備	50条に記載（うち、重大事故防止設備） 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれもS				
	フィルタベント遮蔽壁					
	配管遮蔽					
	不活性ガス系配管・弁〔流路〕					
	耐圧強化ベント系配管・弁〔流路〕					
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁〔流路〕					
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁〔流路〕					
	ホース・接続口〔流路〕	その他の設備に記載				
	原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）〔排出元〕					

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉停止時冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47条に記載				
格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	49条に記載				
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却	残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）					
原子炉補機冷却系  ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	（原子炉補機冷却系）	（S）	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機冷却海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機冷却水系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）※1	SA-2
	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ〔流路〕			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）※1	SA-2
	原子炉補機冷却系サージタンク〔流路〕			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）※1	SA-2
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					

※1 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替格納容器スプレイ 冷却系（常設）による原 子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイ 冷却モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	格納容器スプレイ・ヘッド [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載				
代替格納容器スプレイ 冷却系（可搬型）による 原子炉格納容器内の冷 却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	残留熱除去系（格納容器スプレイ 冷却モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	防火水槽 [水源]	56 条に記載				
	淡水貯水池 [水源]	56 条に記載				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	格納容器スプレイ・ヘッド [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ホース・接続口 [流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載				

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブプレッション・チェンバ[水源]	56 条に記載				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ [流路]	(同上)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
	格納容器スプレイ・ヘッダ[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載				
サブプレッション・チェンバ・プール水の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブプレッション・チェンバ[水源]	56 条に記載				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ [流路]	(同上)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載				
原子炉補機冷却系  ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載				
原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ [流路]						
原子炉補機冷却系サージタンク [流路]						
原子炉補機冷却水系熱交換器						
原子炉補機冷却海水ポンプ						

※1 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載  (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に 海水を供給するための流路)				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					

50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	
	ラブチャーディスク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	
	ドレンタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	
	遠隔手動弁操作設備			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	遠隔空気駆動弁操作作用ポンペ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	可搬型窒素供給装置	52条に記載					
	スクラバ水 pH 制御設備	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	フィルタベント遮蔽壁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—	
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—	
	不活性ガス系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	
	耐圧強化ベント系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (つづき)	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 [流路]	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ホース・接続口 [流路]			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	原子炉格納容器 (サプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む) [排出元]	その他の設備に記載				



50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	復水移送ポンプ	※水源は海を使用	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	熱交換器ユニット※1※3			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	大容量送水車(熱交換器ユニット 用) ※1※3			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	代替原子炉補機冷却海水ストレー ナ※1※3			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	サプレッション・チェンバ[水源]			56条に記載			
	防火水槽[水源]						
	淡水貯水池[水源]						
	原子炉補機冷却系配管・弁・サー ジタンク[流路] ※1※3			(同上)		常設	常設重大事故緩和設備
	残留熱除去系配管・弁・ストレー ナ[流路]	常設	常設重大事故緩和設備			SA-2	
	高圧炉心注水系配管・弁[流路]	常設	常設重大事故緩和設備			SA-2	
	復水補給水系配管・弁[流路]	常設	常設重大事故緩和設備			SA-2	
	給水系配管・弁・スパージャ[流 路]	常設	常設重大事故緩和設備			SA-2※2	

※1 48条(代替原子炉補機冷却系)と兼用

※2 圧力容器内部構造物を除く ※3 54条(燃料プール冷却浄化系)と兼用

50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱（つづき）	格納容器スプレイ・ヘッド[流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ホース [流路] ※1※2			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	海水貯留堰	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	スクリーン室					
	取水路					
	原子炉圧力容器 [注水先]					
	原子炉格納容器 [注水先]					

※1 48 条（代替原子炉補機冷却系）と兼用 ※2 54 条（燃料プール冷却浄化系）と兼用

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）				
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—
	防火水槽 [水源]	56条に記載				
	淡水貯水池 [水源]	※水源としては海も使用可能				
	復水補給水系配管・弁 [流路]	(同上)		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ホース・接続口 [流路]			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
溶融炉心の落下遅延及び防止	高圧代替注水系	45条に記載				
	ほう酸水注入系	44条に記載				
	低圧代替注水系（常設）	47条に記載				
	低圧代替注水系（可搬型）					

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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	(不活性ガス系)	—	—	常設	(設計基準対象施設)	—
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	フィルタ装置	50条に記載(うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある(耐震重要度分類はS))				
	よう素フィルタ					
	ラブチャーディスク					
	フィルタ装置出口放射線モニタ <sup>※1</sup>	58条に記載(うち、重大事故緩和設備)				
	フィルタ装置水素濃度 <sup>※1</sup>	50条に記載(うち、重大事故緩和設備)				
	ドレン移送ポンプ					
	ドレンタンク					
	遠隔手動弁操作設備					
	遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ					
	可搬型窒素供給装置	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に記載				
	スクラバ水 pH 制御設備	50条に記載(うち、重大事故緩和設備)				
	フィルタベント遮蔽壁					
	配管遮蔽					

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（つづき）	不活性ガス系配管・弁〔流路〕	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	耐圧強化ベント系配管・弁〔流路〕					
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁〔流路〕					
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁〔流路〕					
	ホース・接続口〔流路〕					
	原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）〔排出元〕	その他の設備に記載				

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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可搬型窒素供給装置	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	サブプレッション・チェンバ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	耐圧強化ベント系放射線モニタ <sup>※1</sup>	58 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				
	フィルタ装置水素濃度 <sup>※1</sup>	58 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				
	遠隔手動弁操作設備	48 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある (耐震重要度分類は S))				
	遠隔空気駆動弁操作ポンベ					
	不活性ガス系配管・弁 [流路]					
	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 [流路]					
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 [流路]					
	非常用ガス処理系配管・弁 [流路]					
	主排気筒 (内筒) [流路]	その他の設備に記載				
	ホース・接続口 [流路]	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
原子炉格納容器 (真空破壊弁を含む) [排出元]	その他の設備に記載					

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
水素濃度及び酸素濃度 の監視	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	格納容器内水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度※1	(格納容器内水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内酸素濃度※1	(格納容器内酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置			常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載



54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
燃料プール代替注水系 (可搬型)による常設ス プレイヘッドを使用した使用済燃料プール注 水及びスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	S	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	燃料プール冷却浄化系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	常設スプレイヘッド			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				
	淡水貯水池 [水源]					
	ホース・接続口 [流路]	(同上)		可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	燃料プール代替注水系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	使用済燃料プール(サイフォン防 止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載				

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
燃料プール代替注水系 (可搬型)による可搬型 スプレイヘッドを使用 した使用済燃料プール 注水及びスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)				可搬型重大事故緩和設備		
	可搬型スプレイヘッド				可搬型重大事故緩和設備		
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能					
	淡水貯水池 [水源]						
	ホース・接続口 [流路]	(同上)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	燃料プール代替注水系配管・弁 [流路]				常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	使用済燃料プール(サイフォン防 止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載					

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
大気への放射性物質の 拡散抑制  ※水源は海を使用	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	55 条に記載				
	ホース〔流路〕					
	放水砲					
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）※ <sup>1</sup>	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口	C C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）※ <sup>1</sup>	温度 使用済燃料貯蔵プール温度	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ <sup>1</sup>	燃料貯蔵プールエリア 放射線モニタ	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		燃料取替エリア排気放射線モニタ，原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	S			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	—	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—

※<sup>1</sup> 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
重大事故等時における 使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	S  (B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	熱交換器ユニット※1※2	※水源は海を使用		可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	代替原子炉補機冷却海水ストレナー※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	使用済燃料プール [注水先]			その他の設備に記載		
	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク [流路]※1※2	(同上)		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系ディフューザ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ホース [流路]※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	海水貯留堰			その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)		
	スクリーン室					
	取水路					

※1 50条 (代替循環冷却系) と兼用 ※2 48条 (代替原子炉補機冷却系と兼用)

55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
大気への放射性物質の 拡散抑制  ※水源は海を使用	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース [流路]			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	汚濁防止膜			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	小型船舶 (汚濁防止膜設置用)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
航空機燃料火災への泡 消火  ※水源は海を使用	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	泡原液搬送車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	泡原液混合装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	ホース [流路]			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3

56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
重大事故等収束のため の水源  ※水源としては海も使 用可能	復水貯蔵槽	(サプレッション・チェンバ) (復水貯蔵槽)	(S) (B)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	サプレッション・チェンバ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44条に記載				
	防火水槽	(同上)		常設	— (代替淡水源) ※1	—
	淡水貯水池			常設	— (代替淡水源) ※1	—
水の供給	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース・接続口 [流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	CSP外部補給配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	大容量送水車 (海水取水用)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース [流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	海水貯留堰	その他の設備に記載				
	スクリーン室					
	取水路					

※1 重大事故等対処設備ではなく代替淡水源 (措置) であるが、本条文において必要なため記載

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (16kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース [燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 [燃料流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一ガスタービン発電機～AM用 MCC 電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
可搬型代替交流電源設備 による給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース [燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路 [電路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車～動力変圧器 C 系電路 [電路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱接続装置～AM用 MCC 電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車～AM 用動力変圧器電路 [電路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	可搬型代替交流電源設備 による代替原子炉補機冷却系への給電			電源車	非常用交流電源設備 —	S —
電源車～代替原子炉補機冷却系電路 [電路]		可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—		



57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
号炉間電力融通ケーブル による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設）	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）			可搬		
	号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～緊急用電源切替箱接続装置電路 [電路]			可搬		
	緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
所内蓄電式直流電源設備 による給電	直流 125V 蓄電池 A	非常用直流電源設備（B 系、C 系 及び D 系） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 A-2			常設		
	AM 用直流 125V 蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A			常設		
	直流 125V 充電器 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設		
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A～ 直流母線電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A- 2～直流母線電路 [電路]			常設		
	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電 器～直流母線電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池	非常用直流電源設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用直流125V充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路〔電路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
可搬型直流電源設備による給電	電源車	非常用直流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	AM用直流125V充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ（4kL）			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	軽油タンク出口ノズル・弁〔燃料流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース〔燃料流路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路〔電路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱接続装置～直流母線電路〔電路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車～AM用動力変圧器電路〔電路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	AM用動力変圧器～直流母線電路〔電路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
代替所内電気設備による 給電	緊急用断路器	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱断路器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱接続装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用動力変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用MCC			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM用切替盤	非常用所内電気設備 (E系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用高圧母線C系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用高圧母線D系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	燃料移送ポンプ	(燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	燃料ディタンク	(燃料ディタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	非常用ディーゼル発電機燃料 移送系配管・弁 [燃料流路]	(非常用ディーゼル発電機燃料移 送系配管・弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	非常用ディーゼル発電機～非 常用高圧母線電路 [電路]	(非常用ディーゼル発電機～非常 用高圧母線電路)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 A	直流 125V 蓄電池 B, 直流 125V 蓄電池 C, 直流 125V 蓄電池 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 A-2			常設		
	直流 125V 蓄電池 B	(直流 125V 蓄電池 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 C	(直流 125V 蓄電池 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 蓄電池 D	(直流 125V 蓄電池 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 充電器 A	直流 125V 充電器 B, 直流 125V 充電器 C, 直流 125V 充電器 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A-2			常設		
	直流 125V 充電器 B	(直流 125V 充電器 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 C	(直流 125V 充電器 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 充電器 D	(直流 125V 充電器 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A～ 直流母線電路 [電路]	直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直 流母線電路, 直流 125V 蓄電池及 び充電器 C～直流母線電路, 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母 線電路	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A- 2～直流母線電路 [電路]			常設		
	直流 125V 蓄電池及び充電器 B～ 直流母線電路 [電路]	(直流 125V 蓄電池及び充電器 B～ 直流母線電路)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池及び充電器 C～ 直流母線電路 [電路]	(直流 125V 蓄電池及び充電器 C～ 直流母線電路)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 蓄電池及び充電器 D～ 直流母線電路 [電路]	(直流 125V 蓄電池及び充電器 D～ 直流母線電路)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

57条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース [燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注 水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注 水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉压力容器内の水位 (つづき)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注 水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注 水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉压力容器への注水 量	高压代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	復水補給水系流量 (RHR A系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代 替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	高压炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系系統流量	サブプレッション・チェンバ・プール 水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ・プール 水温度 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブプレッション・チェンバ気体温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ



58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器内の水素 濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の放射 線量率	格納容器内雰囲気放射線レベ ル (D/W)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気放射線レベ ル (S/C)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器バイパスの監視 (原子炉压力容器内の状態)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替 注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替 注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 復水補給水系流量(格納容器下部 注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	サプレッション・チェンバ・プールの水位	復水補給水系流量 (RHR A系代替 注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替 注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視 装置	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ(使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ用空冷装置を含む)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ(高レンジ・低レンジ)	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
温度, 圧力, 水位, 注水量 の計測・監視	可搬型計測器	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備 <sup>※1</sup>	代替する機能を有する 設計基準対象施設 <sup>※2</sup>		設備 種別	設備分類	
		設備 <sup>※1</sup>	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
その他 <sup>※3</sup>	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	RCW サージタンク水位	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	ドレンタンク水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C C 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C D 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C C-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
その他※3 (つづき)	P/C D-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C C-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C D-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電 圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電 圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車電圧	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車周波数	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	M/C E 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	P/C E-1 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ



59条 原子炉制御室

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	中央制御室待避室遮蔽 (常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	無線連絡設備 (常設)	62条に記載				
	衛星電話設備 (常設)					
	データ表示装置 (待避室)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計 <sup>※2</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計 <sup>※2</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト [流路]	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁) [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ) [流路]	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1※3</sup>	SA-2

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 可搬型陽圧化空調機による陽圧化においてバウンダリを構成し、空気の流れを確保する常設設備であるため、本文類とする。

59条 原子炉制御室

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保（つづき）	中央制御室換気空調系ダクト （MCR外気取入ダクト、MCR排気 ダクト）〔流路〕	中央制御室換気空調系 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1※2</sup>	SA-2
	無線連絡設備（屋外アンテナ） 〔伝送路〕	62条に記載				
	衛星電話設備（屋外アンテナ） 〔伝送路〕					
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系フィルタ装 置〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系乾燥装置〔流 路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁〔流 路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	主排気筒（内筒）〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉区域〔流路〕	その他の設備に記載				

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 可搬型陽圧化空調機による陽圧化においてバウンダリを構成し、空気の流れを確保する常設設備であるため、本文類とする。

60条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射能観測車の代替測定 装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ ※1	放射能観測車	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	NaI シンチレーションサーベイ メータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	GM 汚染サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	電離箱サーベイメータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶 (海上モニタリング 用)	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]	—		常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射性物質濃度 (空気中・ 水中・土壌中) 及び海上モ ニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ ※1	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	NaI シンチレーションサーベイ メータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	GM 汚染サーベイメータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	ZnS シンチレーションサーベイ メータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶 (海上モニタリング 用)	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
モニタリング・ポストの 代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

61条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
居住性の確保（対策本部）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）	—	—	常設	（重大事故等対処施設）	—	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	—	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機			可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	—	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）			可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	SA-3	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—	
	酸素濃度計（対策本部） <sup>※5</sup>			可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	
	二酸化炭素濃度計（対策本部） <sup>※5</sup>			可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	
	差圧計（対策本部） <sup>※5</sup>			可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	
	可搬型エリアモニタ（対策本部）			可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	—	
	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	
	可搬型モニタリングポスト	60条に記載					

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※3 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※5 計測器本体を示すため計器名を記載。

61条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保（対策本部） （つづき）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト〔流路〕	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	SA-3
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管・弁）〔流路〕	—	—	常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※4</sup>	SA-2
居住性の確保（待機場所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）	—	—	常設	（重大事故等対処施設）	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	SA-3
	酸素濃度計（待機場所） <sup>※5</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	二酸化炭素濃度計（待機場所） <sup>※5</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	差圧計（待機場所） <sup>※5</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	可搬型エリアモニタ（待機場所）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	—

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※3 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※5 計測器本体を示すため計器名を記載。

## 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保（待機場所） （つづき）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト〔流路〕	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	SA-3
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管・弁）〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※4</sup>	SA-2

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を実作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を実作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※3 常設重大事故緩和設備等を実作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 常設重大事故緩和設備等を実作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※5 計測器本体を示すため計器名を記載。

61条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	62条に記載				
通信連絡(5号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	無線連絡設備(常設)	62条に記載				
	無線連絡設備(可搬型)					
	携帯型音声呼出電話設備					
	衛星電話設備(常設)					
	衛星電話設備(可搬型)					
	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備					
	無線通信装置[伝送路]					
	無線連絡設備(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星電話設備(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星無線通信装置[伝送路]					
	有線(建屋内)[伝送路]					

61条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
電源の確保 (5号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所用可搬型電源設備	非常用所内電源設備	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬ケーブル			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	負荷変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	交流分電盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク	57条に記載				
	タンクローリ (4kL)					
	軽油タンク出口ノズル・弁 [燃 料流路]					



62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備 (常設)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備 (可搬型)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (常設)			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備 (可搬型)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	無線連絡設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	無線通信装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	有線 (建屋内) [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（常設）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	衛星電話設備（可搬型）			可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	衛星電話設備（屋外アンテナ） 〔伝送路〕			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	衛星無線通信装置〔伝送路〕			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
	有線（建屋内）〔伝送路〕			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	原子炉压力容器	(原子炉压力容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉建屋原子炉区域	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	海水貯留堰	(海水貯留堰)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	スクリーン室	(スクリーン室)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	取水路	(取水路)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	補機冷却用海水取水路	(補機冷却用海水取水路)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	補機冷却用海水取水槽	(補機冷却用海水取水槽)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

## 共-2 類型化区分及び適合内容

## ■設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号

### 重大事故等時の環境条件における健全性について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等時の環境条件における健全性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度<sup>①</sup>、使用温度<sup>⑥</sup>）、放射線<sup>③</sup>、荷重<sup>⑥</sup>に加えて、その他の使用条件として、環境圧力<sup>①</sup>、湿度による影響<sup>①</sup>、重大事故等時に海水を通水する系統への影響<sup>④</sup>、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響<sup>⑦</sup>を考慮する。荷重<sup>⑥</sup>としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、重大事故等時における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、低温（凍結）、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、低温（凍結）及び降水については、屋外の天候による影響<sup>②</sup>として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度<sup>①</sup>、環境圧力<sup>①</sup>、湿度による影響<sup>①</sup>、屋外の天候による影響<sup>②</sup>、重大事故等時の放射線による影響<sup>③</sup>及び荷重<sup>⑥</sup>に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震における荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響<sup>④</sup>に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した

設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害<sup>⑥</sup>に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響<sup>⑥</sup>により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については、「重大事故等対処設備について 2.2 火災による損傷の防止」に示す。

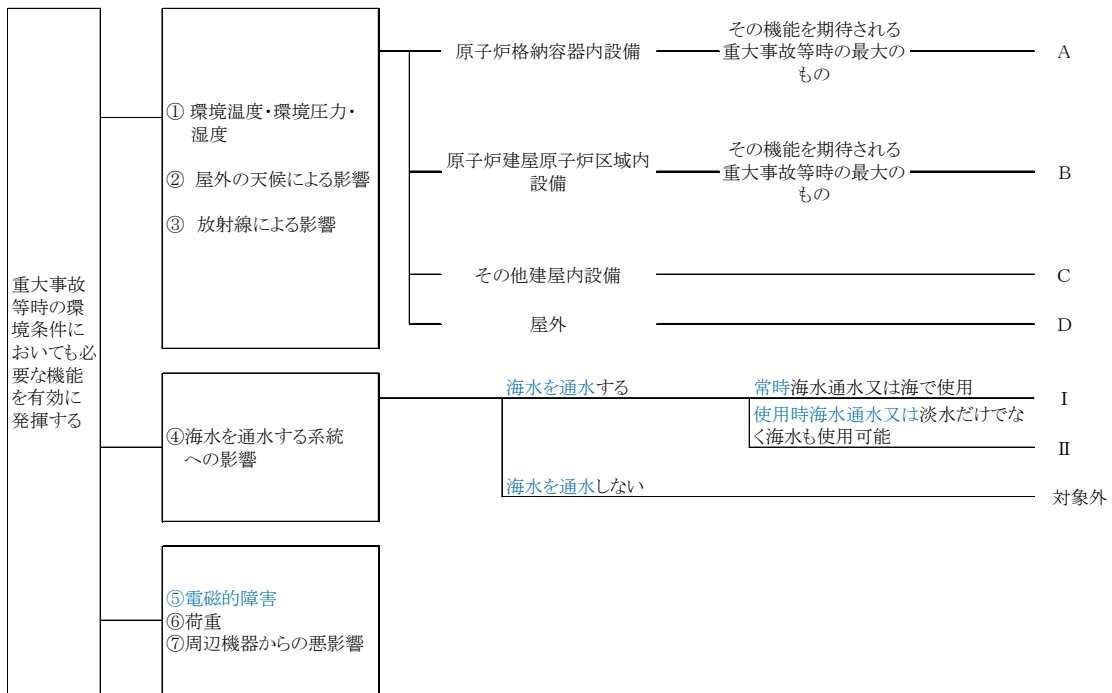
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ① 重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響
- ② 屋外の天候による影響
- ③ 重大事故等時の放射線による影響
- ④ 重大事故等時に海水を通水する系統への影響
- ⑤ 電磁的障害
- ⑥ 荷重（重大事故等が発生した場合における圧力，温度，機械的荷重及び地震，風（台風），積雪による荷重）
- ⑦ 周辺機器等からの悪影響

b. 類型化

- ・ ①～③の項目については，A：原子炉格納容器内，B：原子炉建屋原子炉区域内，C：その他の建屋内（原子炉建屋内の原子炉区域外含む），D：屋外に分類するとともに，それぞれの場所の重大事故等時における環境条件を考慮したものとする。
- ・ ④海水を通水する系統については，I：常時海水を通水又は海で使用する系統，II：使用時海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用できる系統で分類する。
- ・ ⑤，⑥，⑦は共通事項であるため分類しない。



・類型化区分と考慮事項の対応

区分	原子炉格納容器内	原子炉建屋原子炉区域内	その他建屋内	屋外
設備	A	B	C	D
①, ③	○	○	○	○
②		×		○

区分	I (常時海水通水又は海で使用する系統)	II (使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能な系統)	対象外(海水を通水しない系統)
④	○	○	×

○:考慮必要 ×:考慮不要

・重大事故等による環境温度、環境圧力、湿度、放射線の影響範囲

運転中の発電用原子炉における重大事故に至る恐れがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
高圧・低圧注水機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
高圧注水・減圧機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
全交流動力電源喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
崩壊熱除去機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
原子炉停止機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内	
LOCA時注水機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
格納容器バイパス (IS-LOCA)	○	○	○	○	・原子炉建屋原子炉区域内	

運転中の発電用原子炉における重大事故

格納容器破損モード	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	
水素燃焼	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	
格納容器直接接触 (シエルアタック)	×	×	×	×	—	
溶融炉心・コンクリート相互作用	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
想定事故1	○	○	○	○	・原子炉建屋原子炉区域内	
想定事故2	○	○	○	○	・原子炉建屋原子炉区域内	

運転停止中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
崩壊熱除去機能喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
全交流電源喪失	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
原子炉冷却材流出	○	○	○	○	・原子炉格納容器内 ・原子炉建屋原子炉区域内	
反応度誤投入	×	×	×	×	—	

○:環境条件を確認する必要がある対象(対象機器の機能を期待する各事故シーケンスの環境条件を確認し、適切に設定)  
 ×:影響なし、又は評価不要  
 —:該当なし



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

(1) ①環境温度・圧力・湿度、②屋外の天候による影響、③放射線による影響

設備分類		設計方針	関連資料	備考
A	原子炉格納容器内設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、その機能を期待される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>中央制御室から操作が可能な設計とする。</li> <li>地震による荷重を考慮し、機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>		
B	原子炉建屋原子炉区域内設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>使用済燃料プール冷却機能喪失時の原子炉建屋原子炉区域内において、使用済燃料プール水の温度上昇及び蒸発の影響を考慮する。</li> <li>中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。</li> <li>地震による荷重を考慮し、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</li> </ul>	配置図 接続図	
C	その他の建屋内設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所（原子炉建屋内の原子炉区域外、タービン建屋内、廃棄物処理建屋内、コントロール建屋内、中央制御室内及び緊急時対策所内）の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。</li> <li>地震による荷重を考慮し、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</li> </ul>	保管場所図 (健全性説明書) (強度計算書) (耐震計算書)	
D	屋外設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>中央制御室、離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。</li> <li>地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</li> <li>降水及び低温（凍結）により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行うことが可能な設計とする。</li> </ul>		

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

(2) ④海水を通水する系統への影響

設備分類		設計方針	関連資料	備考
I	常時海水を通水又は海で使用	<ul style="list-style-type: none"> <li>常時海水を通水、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul>	系統図 (健全性説明書)	
II	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用時に海水と通水する設備は海水の影響を考慮する。</li> <li>淡水だけでなく海水も使用できる機器は、海水の影響を考慮する。具体的には、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> <li>海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮する。</li> </ul>		
対象外	海水を通水しない	<ul style="list-style-type: none"> <li>海水を通水しないため設計上の考慮は必要ない。(海水通水なし)</li> </ul>	—	

(3) ⑥荷重

影響評価項目	設計方針	関連資料	備考
荷重	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設重大事故等対処設備は地震、風（台風）及び積雪による荷重を考慮し、機能を有効に発揮できる設計とする。</li> <li>可搬型重大事故等対処設備は地震、風（台風）及び積雪による荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</li> </ul>	(健全性説明書)	

(4) ⑤電磁波による影響／⑦周辺機器等からの悪影響

影響評価項目	設計方針	関連資料	備考
電磁的障害	<p>重大事故等が発生した場合において、電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又はラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入を防止する、銅製管体や金属シールド付きケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する処置を講じた設計とする。</p>		
周辺機器等からの悪影響	<p>事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む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設計とする。</p> <p>具体的には以下に示す通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・期待する安全機能は想定される重大事故等で発生する内部溢水（ISLOCA）によりその機能が喪失しないように、溢水伝搬防止策等を実施する。</li> <li>・常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。位置的分散は「常設重大事故防止設備の共通要因故障について」及び「可搬型重大事故防止設備の共通要因故障について」に示す。</li> <li>・「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」に則り、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の安全機能が同時に機能喪失するおそれがない等の設計とする。詳細は「常設重大事故防止設備の共通要因故障について」及び「可搬型重大事故防止設備の共通要因故障について」に示す。</li> <li>・地震による荷重を含む耐震設計については、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については、「重大事故等対処設備について 2.2 火災による損傷の防止」に示す。</li> </ul>	(健全性説明書)	

重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度，放射線の最大値<sup>※1, 4, 6</sup>

		A: 原子炉格納容器内設備				B: 原子炉建屋原子炉区域内設備 <sup>※2</sup>				C: その他建屋内設備				D: 屋外			
		環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線
運転中の発電用原子炉における 重大事故に至る恐れがある事故	高圧・低圧注水機能喪失	従来設計と 同等( )℃ ※7, またはそ れ以下	従来設計と同 等(0.31MPa [gage])※7, また はそれ以下	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	従来設計と 同等 ( )Gy)※ 7, またはそ れ以下	従来設計と同等 ( )℃※7, また はそれ以下	大気圧相 当	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	大気圧相当	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	外気温 (最大約 ( )℃)	大気圧	通常状態 における 設計値と 同等	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	
	高圧注水・減圧機能喪失																
	全交流動力電源喪失																
	崩壊熱除去機能喪失																
	LOCA時注水機能喪失																
	原子炉停止機能喪失																
IS-LOCA																	
運転中の発電用原子炉における 重大事故 <sup>※5</sup>	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	200℃	0.62MPa [gage]	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	( )Gy (168hour)	IS-LOCA時(実 耐力を踏まえ た破断面積) 約50℃以下	大気圧相 当	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	大気圧相当	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	外気温 (最大約 ( )℃)	大気圧	通常状態 における 設計値と 同等	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	
	水素燃焼																
	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																
使用済燃料プールにおける重大 事故に至るおそれがある事故	想定事故1																
	想定事故2																
運転停止中の発電用原子炉に おける重大事故に至るおそれ がある事故	崩壊熱除去機能喪失	従来設計と 同等( )℃ ※7, またはそ れ以下	従来設計と同 等(0.31MPa [gage])※7, また はそれ以下	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	従来設計と 同等 ( )Gy)※ 7, またはそ れ以下		大気圧相 当	従来設計と 同等(100%) ※7, または それ以下	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	大気圧相当	通常状態 における 設計値と 同等 ( )℃ <sup>※9</sup>	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	外気温 (最大約 ( )℃)	大気圧	通常状態 における 設計値と 同等	設置場所 及び格納 容器圧力 逃がし装 置使用時 の使用の 可否によ るため個 別評価	
	全交流電源喪失																
	原子炉冷却材流出																

※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する  
また、評価値は基本設計段階の値であり、詳細評価により今後見直す可能性もある

※2 運転中の事故においてはSFP冷却の復旧を考慮する

※3 SFPの水温上昇による原子炉建屋最上階の温度上昇は個別に評価する

※4 設備設置場所や設備の固有の条件(付近に発熱源や線源があるもの)の影響を受けるものは個別に評価する

※5 物理化学現象の評価のためのシーケンスは原子炉圧力容器破損までの条件を記載する

※6 炉心損傷の有無、格納容器圧力逃がし装置実施の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別評価する

※7 従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す

※8 原子炉最上階での一例を示す

※9 従来設計値は非常状態における海水熱交換区域内の設計値の一例を示す

※10 格納容器逃がし装置使用時、よう素フィルタからのスカイシャイン線影響が大きな格納容器逃がし装置廻りを代表として記載

※11 配管破断が発生したエリアの条件を除く

## ■設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号

### 操作の確実性について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、操作の確実性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

##### (1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする（「[重大事故等時の環境条件における健全性について](#)」）。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、運搬・設置が確実にできるような、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は、運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

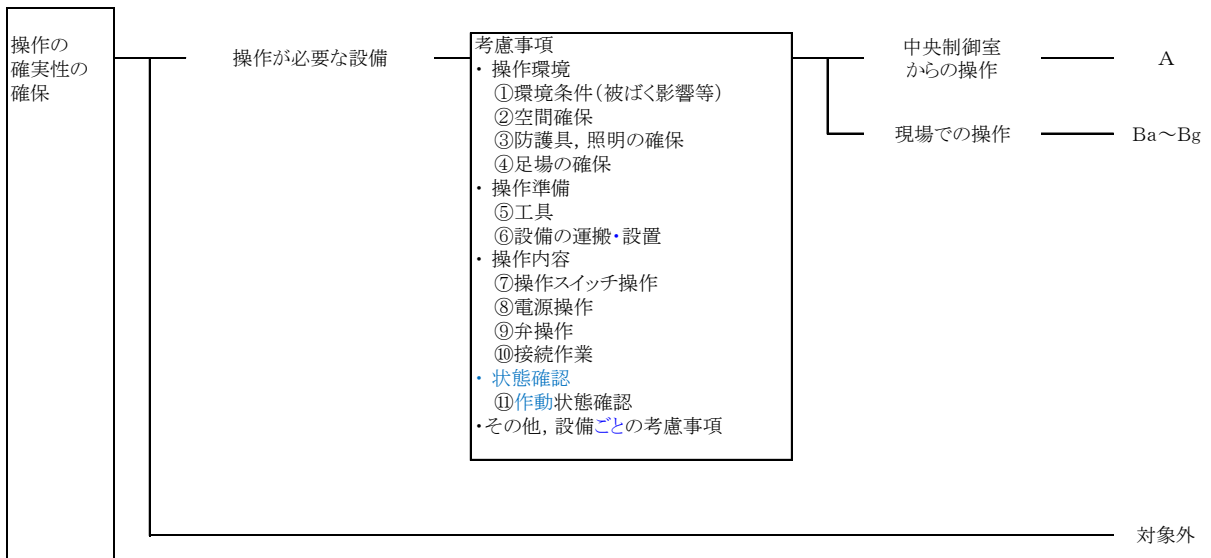
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・ 操作環境 (①環境条件 (被ばく影響等), ②空間確保, ③防護具, 照明の確保, ④足場の確保)
- ・ 操作準備 (⑤工具, ⑥設備の運搬・設置)
- ・ 操作内容 (⑦操作スイッチ操作, ⑧電源操作, ⑨弁操作, ⑩接続作業)
- ・ 状態確認 (⑪作動状態確認)
- ・ その他, 設備ごとの考慮事項

b. 類型化

- ・ 操作が必要な設備のうち中央制御室での操作は, 中央制御室の環境条件や制御盤の設計で考慮されることから「A」に分類, 現場操作については「B」に分類する。
- ・ 現場操作の考慮事項のうち, ④足場の確保, ⑤工具, ⑥設備の運搬・設置, ⑦操作スイッチ操作, ⑧電源操作, ⑨弁操作, ⑩接続作業については, 設備ごとに対応の組合せが異なるため, その対応を設備ごとに明記する。
- ・ 操作が不要な設備については, 設備対応不要となる。



	考慮事項	A 中央制御室での操作	B 現場操作	対象外 (操作不要)
操作環境	①環境条件(被ばく影響等)	○ (中央制御室設計)	○	—
	②空間確保	○ (中央制御室設計)	○	
	③防護具, 照明の確保	×	○	
	④足場の確保	○ (中央制御室設計)	○	
操作準備	⑤工具	×	○	
	⑥設備の運搬・設置	×	○	
操作内容	⑦操作スイッチ操作	○ (中央制御室設計)	○	
	⑧電源操作	×	○	
	⑨弁操作	×	○	
	⑩接続作業	×	○	
状態確認	⑪作動状態確認	○	○	

○ : 考慮必要,    × : 考慮不要

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること】  
各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料	備考		
A 中央制御室操作		重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内で操作できるように中央制御室から操作スイッチで操作可能な設計とする。操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とし、その作動状態の確認が可能な設計とする。	(第26条 原子炉 制御室等)	(操作スイッチ 操作)		
B 現場 操作	操作 環境	共通の設計方針 ①環境条件(被ばく等) 重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。(「 <u>重大事故等時の環境条件における健全性について</u> 」) ②空間確保 操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保する設計とする。 ③防護具、照明の確保 防護具、 <u>可搬型照明等</u> は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。	配置図 (写真) 接続図 系統図	※ 設備ごとに対応の組み合わせが異なるため、その対応を設備ごとに記載する。 (足場有) (工具有) (運搬設置) (操作スイッチ操作) (電源操作) (弁操作) (接続作業)		
		Ba			④足場の確保※ 確実な操作ができるよう、必要に応じて、 <u>操作足場を設置する</u> 。	
	操作 準備	Bb			⑤工具※ 一般的に用いられる工具又は専用工具を用いて、 <u>確実に作業ができる設計とする</u> 。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。	
		Bc			⑥設備の運搬、設置※ <u>人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする</u> 。	
	操作 内容	Bd			⑦操作スイッチ操作※ <u>運転員等の操作性を考慮した操作スイッチ、遮断器等により操作可能な設計とする</u> 。	
		Be			⑧電源操作※ <u>感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする</u> 。	
		Bf			⑨弁操作※ 現場において人力で操作を行う弁は、直接又は遠隔で <u>手動操作が可能な設計とする</u> 。	
		Bg			⑩接続作業※ <u>ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等により、確実に接続が可能な設計とする</u> 。	
	状態 確認	共通の設計方針 ⑪作動状態確認 想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、ランプ表示等により、その作動状態の確認が可能な設計とする。				
	操作 不要				操作性に係る設計上の配慮の必要はない	—

※個別条文で記載する事項を下波部で示す。

## ■設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号

### 試験・検査性について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の試験・検査性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

##### (1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。



(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

重大事故等対処設備の試験・検査性は、「(1)基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従うことで、設置許可基準規則第12条第4項の解釈に準じた設計とする。

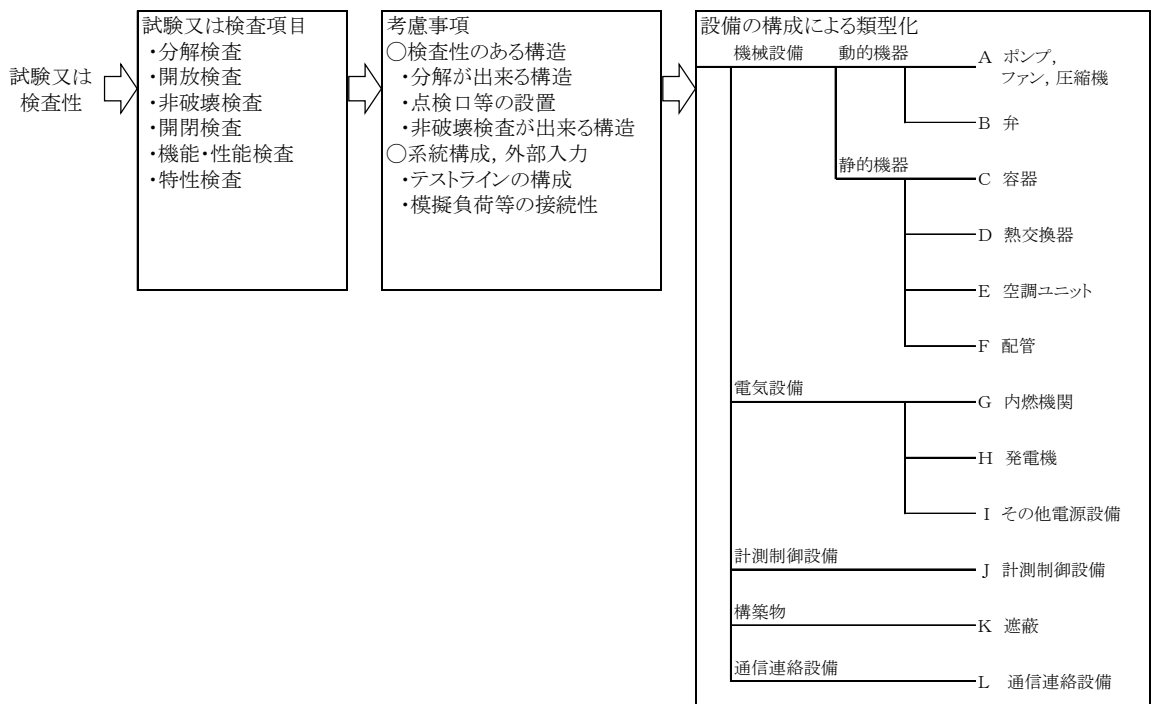
試験・検査性を考慮する対象の具体的な試験又は検査項目は、これまでの類似設備の保守経験等を基に策定することとし、「2.(2)設備区分毎の設計方針の整理」に示す。「2.(2)設備区分毎の設計方針の整理」においては、機器種類ごとに試験・検査性に関する設計方針を具体的に定め、これらの方針に従うことで「(1)基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従う設備設計を実現する。

設備設計にあたっては試験又は検査項目を踏まえた上で以下を考慮する。

- 検査性のある構造
  - ・分解ができる構造
  - ・点検口等の設置
  - ・非破壊検査ができる構造
- 系統構成, 外部入力
  - ・テストラインの構成
  - ・模擬負荷等の接続性

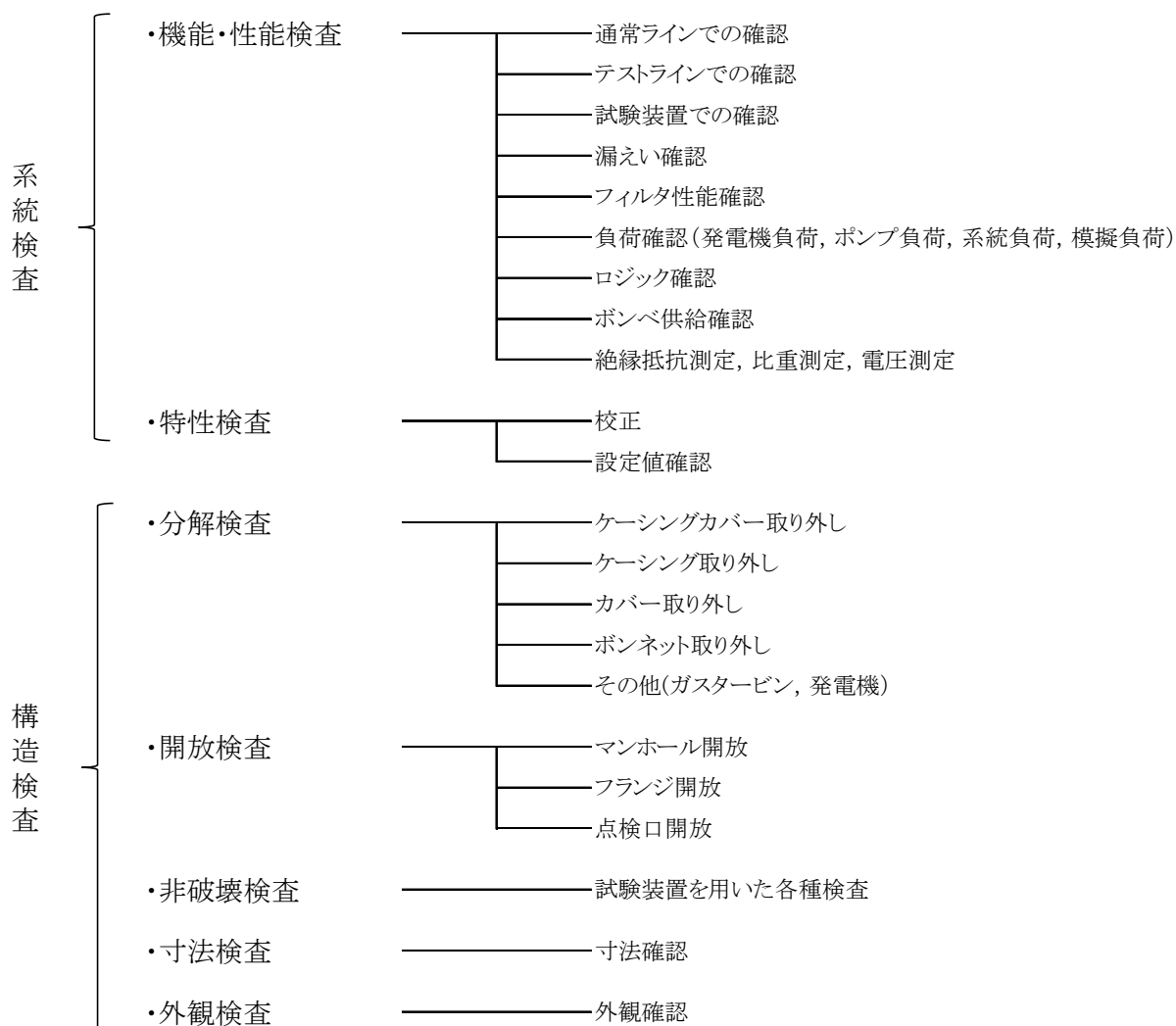
b. 類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 考慮事項を踏まえて、分解点検が可能な構造であること、開放点検を行うためのマンホールや点検口等が設置されていること、非破壊試験が可能な構造であること、機能・性能検査を行うためのテストラインの系統構成が可能であること、機能・性能及び特性検査を行うための模擬負荷等の接続が可能であることの整理を行う。
- (c) 設備区分は、設置許可基準規則で要求されている設備を機械設備（動的機器、静的機器）、電気設備、計測制御設備、構築物、通信連絡設備に分類し、分類した設備を代表的な設備区分ごとにA～Lに分類する。
- (d) A～Lの区分に対して、試験及び検査項目に対する設計ができない場合は、個別に設計方針を定める。



c. 試験項目による類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 各設備の試験又は検査項目を考慮し、機能・性能検査、特性検査、分解検査、開放検査、非破壊検査、寸法検査及び外観検査に分類し、各検査における確認内容を分類する。
- (c) 分類に対して、試験及び検査項目に対する設計が**できない**場合は、個別に設計方針を定める。



## 2. 設計方針について

【要求事項：健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること】

### (1) 各設備区分における試験又は検査項目の抽出について

設置許可基準規則で要求されている設備を代表的な設備区分ごとに、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を考慮し、試験又は検査項目を抽出する。

設備区分	適合性確認検査	定期事業者検査	保全プログラム		溶接事業者検査	PSI (供用前検査)	ISI (供用期間中検査)	
			停止時	運転時				
A	ポンプ、ファン、 圧縮機	構造検査 機能・性能検査	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 漏えい検査	分解点検又は取替 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 漏えい試験	起動試験	—	○ (ポンプ)	○ (ポンプ)
B	弁 (手動弁) (電動弁) (空気作動弁) (安全弁)	構造検査 機能・性能検査 (開閉検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (開閉試験) 漏えい検査	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (開閉試験) 漏えい試験	開閉試験	—	○	○
C	容器 (タンク類)	構造検査 機能・性能検査 (容量確認検査)	—	開放点検 漏えい試験	水量、濃度、 漏えい確認	○	○	○
D	熱交換器	構造検査 機能・性能検査	開放検査 (非破壊検査含む)	開放点検 (非破壊試験含む)	漏えい確認	○	○	○
E	空調ユニット	構造検査 機能・性能検査	開放検査 機能・性能検査	開放点検 機能・性能試験	差圧確認 (フィルタに関するもの)	—	—	—
F	流路	構造検査 機能・性能検査	—	開放点検 外観点検	差圧確認 (フィルタに関するもの)	○ (配管)	○ (配管)	○ (配管)
G	内燃機関	機能・性能検査 (負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (負荷検査)	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (負荷試験)	起動試験 負荷試験	—	—	—
H	発電機	機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (模擬負荷による負荷試験)	起動試験 負荷試験	—	—	—
I	その他電源設備	機能・性能検査	機能・性能検査	機能・性能試験	電圧、比重確認等	—	—	—
J	計測制御設備	機能・性能検査 (ロジック検査、校正) 特性検査 (設定値確認検査、校正)	機能・性能検査 (ロジック検査、校正) 特性検査 (設定値確認検査、校正)	機能・性能試験 (ロジック試験、校正) 特性試験 (設定値確認試験、校正)	パラメータ確認	—	—	—
K	遮蔽	構造検査	—	外観点検	外観点検	—	—	—
L	通信連絡設備	機能・性能検査	機能・性能検査	外観点検	外観点検	—	—	—
M	その他	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	—	—	—

(2) 設備区分ごとの設計方針の整理

(1)で抽出した設備区分毎における試験又は検査項目について、試験又は検査を可能とする設計方針について以下に整理する。なお、A～Lの区分に対して、以下の試験及び検査項目に対する設計が出来ない場合は、個別に設計方針を定める。

設備区分		設計方針	関連資料
A	ポンプ、ファン、 圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解が可能</li> <li>・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。</li> <li>・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。</li> <li>・ポンプ車は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図 系統図
B	弁 (手動弁) (電動弁) (空気作動弁) (安全弁)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解が可能</li> <li>・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・分解点検が可能な設計とする。</li> <li>・人力による手動開閉機構を有する弁は規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図 系統図
C	容器 (タンク類)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、内部の確認が可能・マンホール等設置</li> <li>・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。</li> <li>・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける。又は外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。</li> <li>・ポンプは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ほう酸水注入系貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。</li> <li>・よう素フィルタは銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。</li> <li>・地下軽油タンクは油量を確認できる設計とする。</li> <li>・タンクローリは車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図
D	熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解点検が可能</li> <li>・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。</li> <li>・分解点検が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図
E	空調ユニット	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、内部の確認が可能・点検口の設置</li> <li>・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。</li> <li>・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。</li> <li>・可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図
F	流路	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能</li> <li>・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。</li> <li>・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。</li> <li>・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。</li> </ul>	構造図
G	内燃機関	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、分解が可能</li> <li>・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。</li> <li>・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図 系統図
H	発電機	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、分解が可能</li> <li>・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。</li> <li>・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。</li> <li>・電源車は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>	系統図
I	その他電源設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、分解が可能</li> <li>・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。</li> <li>・鉛蓄電池は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。</li> </ul>	構造図 系統図
J	計測制御設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、校正が可能、動作確認が可能</li> <li>・模擬入力による機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。</li> <li>・ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作確認が可能な設計とする。</li> </ul>	ブロック図
K	遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>○主要部分の断面寸法の確認が可能、外観の確認が可能</li> <li>・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。</li> <li>・外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>	構造図
L	通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機能・性能の確認が可能、外観の確認が可能</li> <li>・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>	—
M	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・A～Lに該当しない設備（静的触媒式水素再結合装置等）は、個別の設計とする。</li> </ul>	—

■設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号

システムの切替性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、切替性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

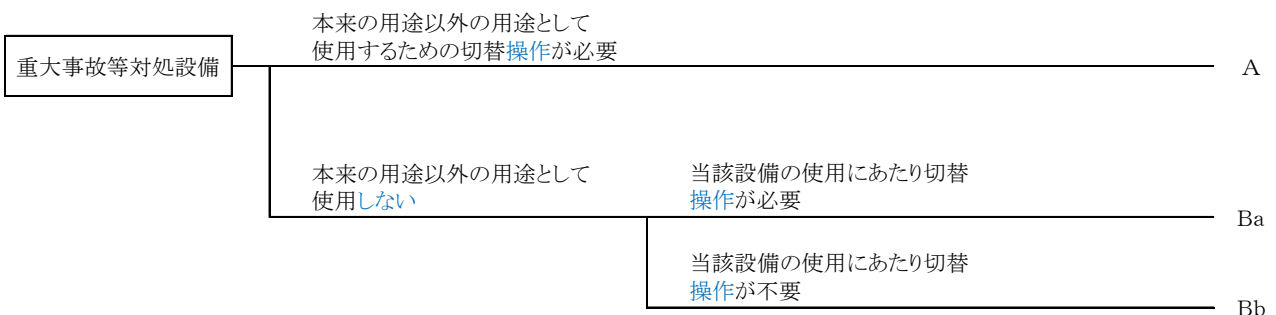
(2) 対象選定の考え方

a. 考慮事項

- ・速やかに系統を切り替えられること。

b. 対象選定

- ・重大事故等に対処するために使用する系統であって、重大事故等時に通常時から系統構成を変更する系統を選定する。



2. 設計方針について

【要求事項：本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること】

設計方針について、以下の表にまとめた。

区分		設計方針	関連資料
本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	○本来の用途以外の用途として使用するため切替操作が必要 通常時の使用する系統から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける。	系統図
本来の用途以外の用途として使用しない			
当該設備の使用にあたり切替操作が必要	Ba	○本来の用途として使用一切替操作が必要 事象発生前の系統状態から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける。	
当該設備の使用にあたり切替操作が不要	Bb	○本来の用途として使用一切替操作が不要 切替せずに使用可能な設計とする。	

■設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号

悪影響防止について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の他の設備に対する悪影響を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、**重大事故等対処設備使用時及び待機時**の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に**悪影響**を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離**若しくは**分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること**等**により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、**建屋への放水により**、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

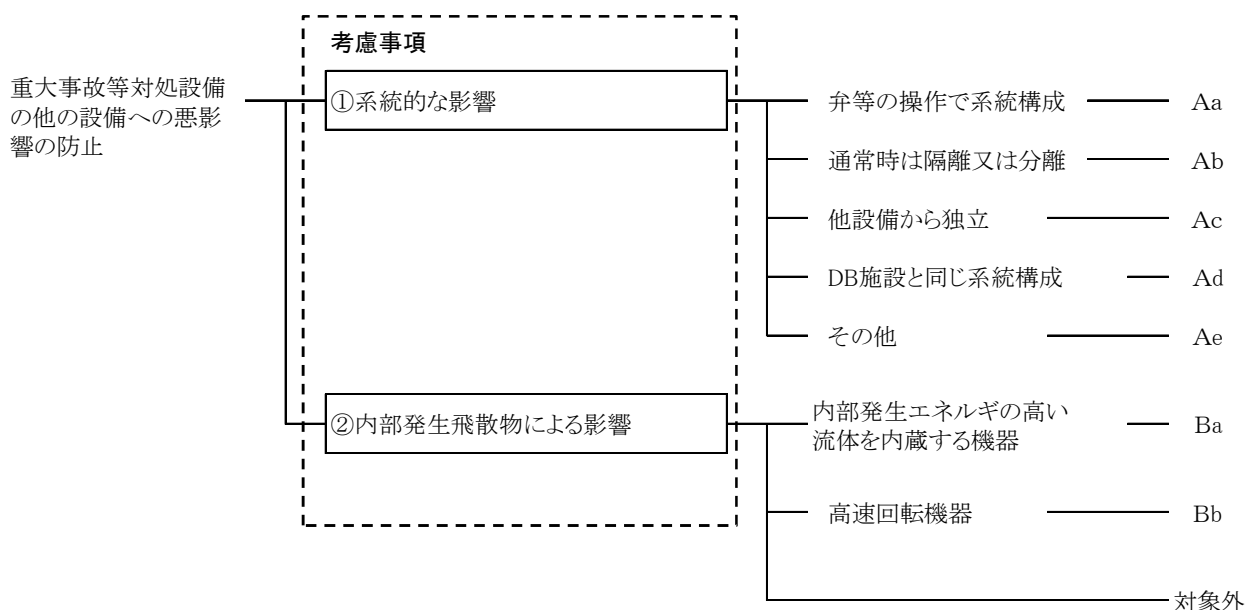
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- 系統設計の考慮事項
  - ①系統的な影響
- その他の考慮事項
  - ②内部発生飛散物による影響

b. 類型化

- ・①について「Aa」～「Ae」に分類し、考慮する。
- ・②については、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器を「Ba」、タービンを有する高速回転機器を「Bb」と分類し考慮する。



## 2. 設計方針について

【要求事項：工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

### ① 系統的な影響

類型化区分	重大事故等対処設備
系統的な影響	<p>他の系統へ悪影響を及ぼさない系統構成が可能なよう以下のいずれかの設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常時の系統構成から、<u>弁等の操作</u>によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。</li> <li>・通常時の隔離又は分離された状態から、<u>弁等の操作や接続</u>により重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。</li> <li>・他の設備から独立して<u>単独</u>で使用可能な設計とする。</li> <li>・設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。</li> <li>・上記のいずれにも該当しない場合は、<u>設備ごと</u>の設計により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

### ② 内部発生飛散物による影響

項目	設計方針
内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管について、十分な強度をもたせた設計とする。 ポンペは高圧ガス保安法に適合する容器、弁により飛散物が発生しないものとする。
高速回転機器	飛散物とならない設計とする。
ガス爆発	爆発性のガスを内包する機器は設置しない。
重量機器の落下	落下により他の設備に悪影響を与えるような重量機器は設置しない。

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針		関連資料	
① 系統的な影響	Aa	弁等の操作で系統構成	通常時の系統構成から、 <u>弁等の操作</u> によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。	系統図 配置図
	Ab	通常時は隔離又は分離	通常時の隔離又は分離された状態から、 <u>弁等の操作や接続</u> により重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。	
	Ac	他設備から独立	他の設備から独立して <u>単独</u> で使用可能な設計とする。	
	Ad	DB施設と同様の系統構成	<u>設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成</u> で使用可能な設計とする。	
	Ae	その他	<u>設備ごと</u> の設計により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	
② 内部発生飛散物	Ba	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管について、 <u>十分な強度をもたせた設計</u> とする。	(強度計算書)
	Bb	高速回転機器	<u>タービン等が破損により飛散することがないよう設計</u> する。	構造図
		対象外	-	-

※個別条文で記載する事項を下波部で示す。



■設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号

重大事故等対処設備の設置場所について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、設置場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

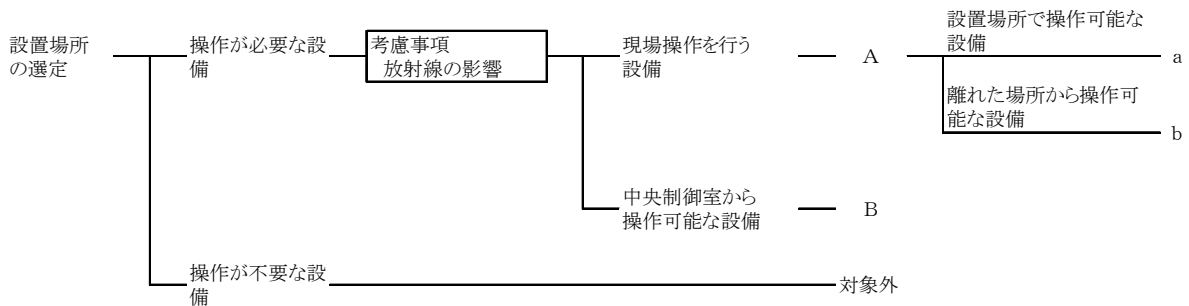
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・放射線の影響

b. 類型化

- ・操作（復旧作業を含む。以下同じ。）の有無で分類を行い、操作が必要な設備を「A」、「B」に、操作不要な設備を「対象外」として分類。
- ・中央制御室遮蔽区域の内外で分類し、放射線の影響を受ける中央制御室外で現場操作を行う設備を「A」として分類し、設置場所で操作可能な設備を「a」、離れた場所から操作可能な設備を「b」として分類。
- ・放射線の影響を考慮した設計を行っている中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設備を「B」として分類。



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料
A 現場 操作	Aa	現場（設置場所）で操作可能 ○現場操作（設置場所） 放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所（使用場所）で操作可能な設計とする。	配置図 接続図
	Ab	現場（遠隔）で操作可能 ○現場操作（遠隔） 放射線の影響を受けない離れた場所から遠隔で操作可能な設計とする。	配置図 接続図
B 中央制御室 操作	B	中央制御室操作 ○中央制御室操作 中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。	—
操作不要	対象外	操作不要 ○対象外（操作不要） 操作不要な設備については、設置場所に係る設計上の配慮はない。	—

※個別条文中に記載する事項を下波部で示す

## ■設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号

### 常設重大事故等対処設備の容量等について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故等対処設備の容量等の適合性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。

#### (2) 類型化の考え方

##### a. 考慮事項

- ・必要な容量等
  - ①圧力、②配管圧損、③温度について、設備仕様により考慮する。
- ・④設計基準対象施設との容量等の比較
- ・⑤補給による追加手段
- ・その他、設備ごとの考慮事項があれば、必要により個別設備の設計方針に加える。

##### b. 類型化

- ・常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器は、「A」と分類する。
- ・常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であるものについては、「B」、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、「C」に分類する。
- ・流路として期待する配管、ストレーナ等は対象外とする。(これら設備の圧力損失は、詳細設計段階でポンプ流量の設定において考慮する。)

必要な容量等の設計

- 考慮事項  
 ①圧力  
 ②配管圧損  
 ③温度  
 ④設計基準対象施設との容量等の比較  
 ⑤補給による追加手段  
 その他設備毎の考慮

重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの

設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの

必要な容量等に対して十分であるもの

容量等を補う必要があるもの

A

B

C

流路

対象外

## 2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料
A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	常設重大事故等対処設備は、 <u>系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>	容量設定根拠
B	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	<u>設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。</u>	
C	設計基準対象施設の容量等を補うもの	重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、 <u>その後の事故対応手段とあわせて、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>	
対象外	流路、その他設備	詳細設計の段階でポンプ流量の設定において、圧力損失を考慮する。 弁（逃がし弁、安全弁以外）、制御設備、遮蔽等は容量等の設定がないため対象外とする。	—

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

## ■設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号

### 発電用原子炉施設での共用の禁止について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、共用の禁止を確認するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

共用する設備は、非常用取水設備（海水貯留堰、スクリーン室、取水路）、第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、緊急用断路器、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、軽油タンク、号炉間電力融通ケーブル（常設）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、モニタリング・ポスト用発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、負荷変圧器、交流分電盤、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、無線連絡設備（常設）、衛星電話設備（常設）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）である。

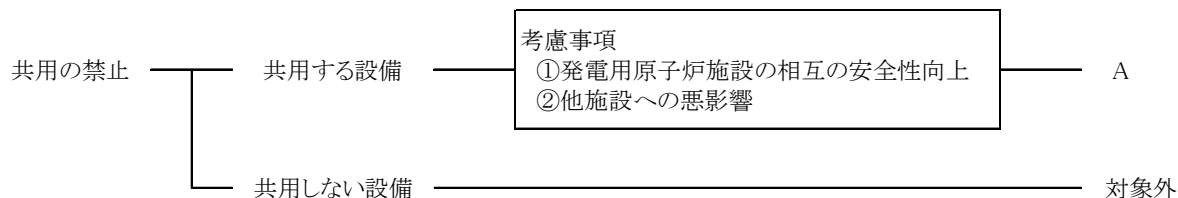
(2) 対象選定の考え方

a. 考慮事項

- ① 発電用原子炉施設の相互の安全性向上
- ② 他施設への悪影響

b. 類型化

- ・ 発電用原子炉施設間で共用する設備は「A」として分類。



2. 設計方針について

【要求事項：二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない】

設計方針について、以下の表にまとめた

区分	設計方針	備考
A	共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（ <u>重大事故等に対処するための必要な機能</u> ）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、 <u>安全性が向上するよう配慮した上で</u> 、共用により <u>同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u>	

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

■設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号  
常設重大事故防止設備の共通要因故障について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故防止設備の共通要因故障防止に関する健全性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「重大事故等時の環境条件における健全性について」に記載する。

常設重大事故防止設備は、「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設計の基本

方針」,「[重大事故等対処設備について 2.1.3 津波による損傷の防止](#)」及び「[重大事故等対処設備について 2.2 火災による損傷の防止](#)」に基づく設計とする。地震,津波,溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は,設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように,可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。また,常設重大事故防止設備は,地震による使用済燃料プールからの溢水に対して機能を損なわない設計とする。

風(台風),竜巻,低温(凍結),降水,積雪,落雷,地滑り,火山の影響,生物学的事象,火災・爆発(森林火災,近隣工場等の火災・爆発,航空機落下火災等),有毒ガス,船舶の衝突及び電磁的障害に対して,常設重大事故防止設備は,外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか,又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように,[設計基準事故対処設備等](#)と位置的分散を図り,屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備は,避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等齧歯類の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は,侵入防止対策により[重大事故等に対処するために必要な機能](#)が損なわれるおそれのない設計とする。

サポート系の故障に対しては,系統又は機器に供給される電力,空気,油,冷却水を考慮し,常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源,冷却源を用いる設計,又は駆動源,冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また,常設重大事故防止設備は,設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

なお,常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当しない常設重大事故等対処設備は,共通要因に対して,同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように,同一の機能を有する設備と可能な限り多様性,位置的分散を図る設計とするか,又は修復性等を考慮し,可能な限り頑健性を有する設計とする。

さらに,重大事故等対処設備は,共通要因により,重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能,燃料冷却機能,格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を損なわないよう,同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性,位置的分散を図る設計とする。

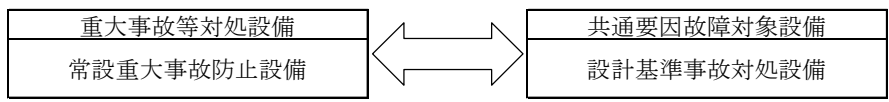
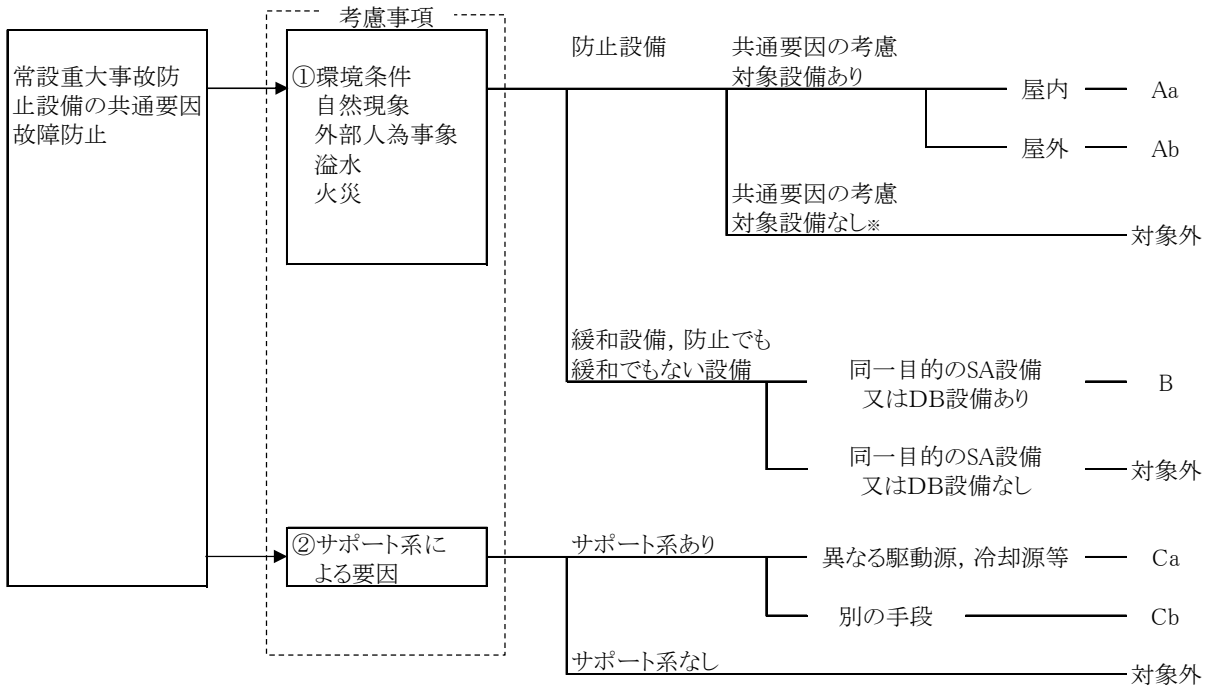
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ①環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災
- ②サポート系による要因: 系統又は機器に供給される電力, 燃料油, 空気, 冷却水, 水源

b. 類型化

- ①環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災については, 屋内設備と屋外設備に分類する。
- ②サポート系による要因については, 設備ごとに考慮する。



※設計基準対象設備の機能喪失を想定して設置する重大事故等対処設備だけでなく, 重大事故等時に設計基準事故対処設備としての機能を期待する設備についても重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づけている。これら設備については, 共通要因故障を考慮すべき代替の対象となる設計基準対象施設がない。



2. 設計方針について

【要求事項：常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

①環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災

項目	DB設備		常設SA設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第12条（安全施設）に基づく設計とする。		第43条第1項第1号の環境条件として健全性を確認している。		
地盤	第3条（設計基準対象施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第38条（重大事故等対処施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		
自然現象	地震	第4条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。	第39条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	津波	第5条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。	第40条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	風（台風）	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	竜巻	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	低温（凍結）	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	降水	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	積雪	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	落雷	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	地滑り	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	火山の影響	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	生物学的事象	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	ネズミ等齧歯類の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
	外部人為事象	火災・爆発	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。
有毒ガス		第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
船舶の衝突		第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
電磁的障害		第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム		（屋外の可搬型重大事故等対処設備は原子炉建屋等、屋外の常設重大事故等対処設備、屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保して複数箇所に保管する。）			
溢水	第9条（溢水による損傷の防止等）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。			
火災	第8条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		第41条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		
			位置的分散（区画）（2項）		

②サポート系

共通要因	ポンプ等	発電機	弁	パラメータ
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源の多様性 [常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備 (⇔非常用ディーゼル発電機)]</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源の多様性 [常設代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備 (⇔非常用ディーゼル発電機)]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源の多重性 (A系:計装電源A (区分Ⅰ)) (B系:計装電源B (区分Ⅱ))</li> <li>※重大事故等対処設備のみに使用するパラメータは, A系またはB系より給電可能</li> <li>電源の多様性 [常設代替直流電源設備, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備 (⇔直流電源設備, 非常用ディーゼル発電機)]</li> </ul>
燃料油	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>位置的分散 [第一ガスタービン発電機用燃料タンク (⇔軽油タンク)]</li> </ul>	—	—
空気	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>駆動方式の多様性 (高圧窒素ガスポンベ (⇔アキュムレータ))</li> </ul>	—
冷却方式	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却方式の多様性 [自己冷却 (⇔原子炉補機冷却系)]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却方式の多様性 [空気冷却 (⇔原子炉補機冷却系)]</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却方式の多様性 [代替原子炉補機冷却系 (⇔原子炉補機冷却系)]</li> </ul>
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる水源 [復水貯蔵槽 (⇔サプレッションプール水)]</li> </ul>	—	—	—

※括弧内の設備は, 多様性の対象となる設計基準対象施設を表す。

(2) 各区分における設計方針については、以下の表にまとめた

類型化区分			設計方針		関連資料
①環境条件 自然現象 外部人為事象 溢水 火災	共通		生物学的事象のうち、ネズミ等齧歯類の小動物に対して、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策を実施することで機能が損なわれるおそれのない設計とする。		配置図 系統図
	常設重大事故防止設備	共通要因の考慮対象設備あり	屋内	A a ○防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内 地震、津波、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る設計とする。 風（台風）、竜巻、積雪、低温（凍結）、降水、落雷、火山の影響、地滑り、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。	
			屋外	A b ○防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋外 地震、津波、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る設計とする。 風（台風）、竜巻、積雪、低温（凍結）、降水、落雷、火山の影響、地滑り、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	
		共通要因の考慮対象設備なし	対象外	○防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし） － （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性を有する設計とする。）	
	和でもない常設重大事故緩和設備及び防止でも緩和	同一機能の設備あり		B ○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 SA 設備あり） 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とする、若しくは修復性等を考慮し、可能な限り頑健性を有する設計とする。	
		同一機能の設備なし		対象外 ○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 SA 設備なし） － （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性を有する設計とする。）	
②サポート系	サポート系あり	異なる駆動源、冷却源	C a ○対象（サポート系有り）－異なる駆動源又は冷却源 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。	系統図 単線結線図	
		別の手段	C b ○対象（サポート系有り）－別の手段 常設重大事故防止設備は、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。		
	サポート系なし		－ ○対象外（サポート系なし）		

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

## ■設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号

### 可搬型重大事故等対処設備の容量等について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の容量等の適合性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、**伝熱容量**、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基**当たり**2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で**予備**を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基**当たり**1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で**予備**を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基**当たり**1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

(a) 容量

- ・想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う

(b) 数量

- ・可搬型設備の使用方法を考慮し、必要数量を設計する。
  - ① 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備かどうか
  - ② 負荷に直接接続する可搬型直流電源設備等か

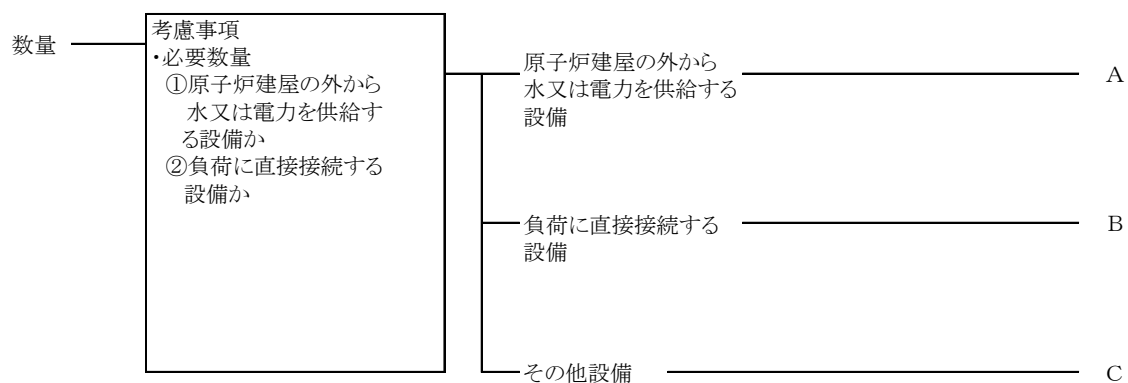
b. 類型化

(a) 容量

- ・類型化なし

(b) 数量

- ・原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備を「A」、負荷に直接接続する可搬型設備を「B」、それ以外を「C」に分類する。



## 2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること】

各区分における設計方針について，以下の表にまとめた

### (1) 必要容量

系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

複数の機能を兼用することで，設置の効率化，被ばくの低減を図れるものは，同時に要求される可能性のある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし，兼用できる設計とする。

### (2) 数量

類型化区分	設計方針	対象設備
A 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ2セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で1台以上確保する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ</li> <li>可搬型代替交流電源設備</li> <li>代替原子炉補機冷却系</li> <li>大容量送水車(海水取水用)</li> </ul>
B 負荷に直接接続する可搬型設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ1セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で1台以上確保する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧窒素ガスポンベ※1</li> <li>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</li> </ul>
C その他設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ1セット確保することに加え，プラントの安全性を向上させる観点から，設備の信頼度等を考慮し，予備を確保する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>その他設備</li> </ul>

※1: 高圧窒素ガスポンベについては，原子炉建屋内に配置することから，バックアップについても建屋毎に設置することが適切であるため，1負荷当たり1セット（5本）に加え，予備を1基あたり5本以上確保する。

■設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号

可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号及び7号炉とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は、口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

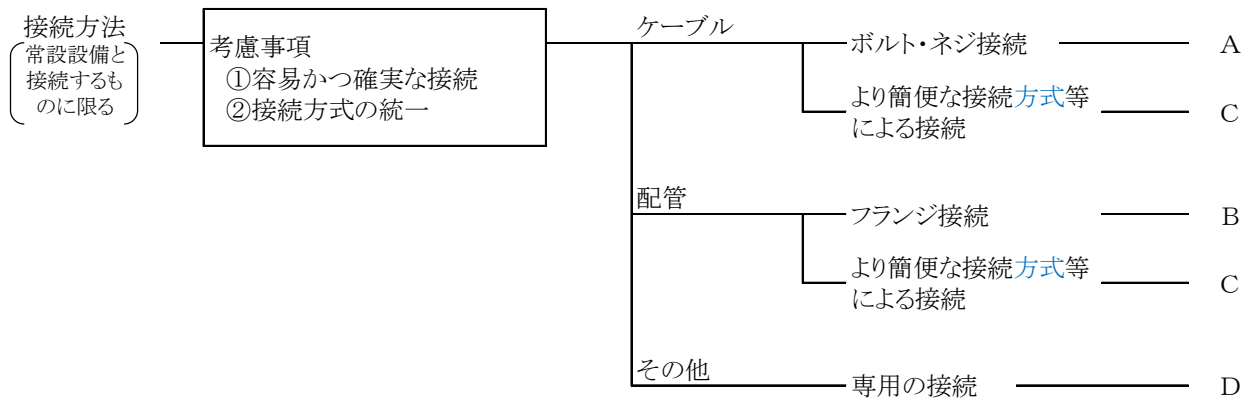
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・容易かつ確実に接続できる設計とする。
- ・相互に使用することができるように6号及び7号炉とも同一形状とする。

b. 類型化

- ・内部流体等（水、空気、電気）に応じて各々適切な接続方式を採用しており、その接続形態に応じた区分に類型化する。



## 2. 設計方針について

【要求事項：常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

区分	設計方針	関連資料	備考
A ボルト・ネジ接続	ケーブルは、 <u>ボルト・ネジ接続等を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> また、 <u>発電用原子炉施設が相互に使用することができるように6号及び7号炉とも同一形状の接続方式の設計とする。</u>	<a href="#">配置図</a> 接続図 (写真)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 可搬型代替交流電源設備 等
B フランジ接続	配管は、大口径又は高圧の系統は、 <u>フランジ接続により、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> <u>発電用原子炉施設が相互に使用することができるように6号及び7号炉とも同一形状、同口径の接続方式等とする。</u>	<a href="#">配置図</a> 接続図 (写真)	代替原子炉補機冷却系 等
C より簡便な接続	ケーブルは、 <u>より簡便な接続方式としてスリップオン接続を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> 小口径かつ低圧の系統は、 <u>簡便な接続方式として結合金具を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> <u>発電用原子炉施設が相互に使用することができるように6号及び7号炉とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。</u>	<a href="#">配置図</a> 接続図 (写真)	可搬型代替交流電源設備 可搬型代替注水ポンプ 等
D 専用の接続	上記以外の接続方法については、 <u>個別に設計する。</u>	<a href="#">配置図</a> 接続図 (写真)	高圧窒素ガスボンベ タンクローリ 等

※個別条文中に記載する事項を下波部で示す



## ■設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号

異なる複数の接続箇所の確保について

### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、異なる複数の接続箇所の確保を確認するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水及び火災を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切な離隔距離をもった位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「重大事故等時の環境条件における健全性について」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上の屋内又は建屋面に設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設計の基本方針」「重大事故等対処設備について 2.1.3 津波による損傷の防止」及び「重大事故等対処設備について 2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切な離隔距離をもった位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等齧歯類の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。

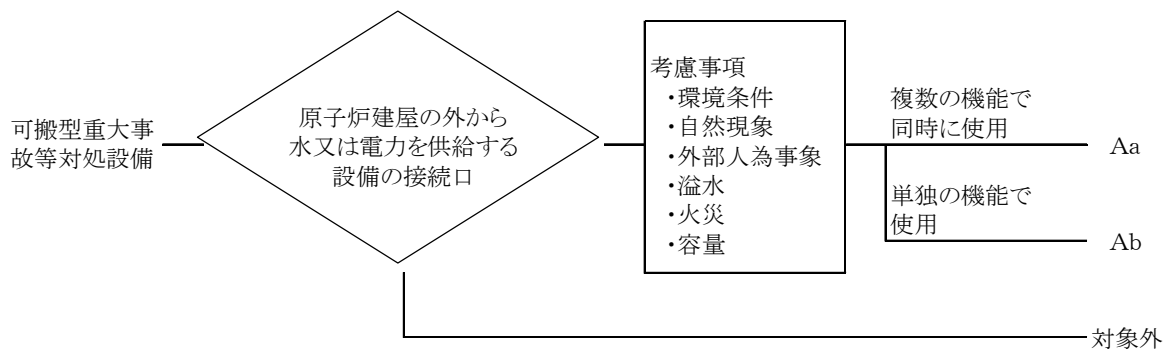
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ① 重大事故等発生時における環境条件
- ② 自然現象
- ③ 外部人為事象
- ④ 溢水
- ⑤ 火災
- ⑥ 容量

b. 類型化

- ・ 可搬型重大事故等対処設備の接続対象として、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものを「A」と分類し、その他設備を対象外と分類。
- ・ 複数の機能で一つの接続口を使用する設備については「a」、その他を「b」と分類。



2. 設計方針について

【要求事項：常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること】

(1) 考慮事項に対する設計方針

項目		可搬型 SA 設備と常設 SA 設備の接続口		
		建屋面	屋内	
環境条件		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している		
		位置的分散（複数箇所）		
地盤		第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		
自然現象	地震	第 39 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	津波	第 40 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	風（台風）	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	竜巻	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	低温（凍結）	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。また、低温による凍結に対して、各接続口が機能を確保できる設計とする。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	降水	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。また、降水による浸水に対して、各接続口が機能を確保できる設計とする。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	積雪	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。また、積雪に対して、各接続口が機能を確保できる設計とする。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	落雷	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
位置的分散（複数箇所）				
地滑り	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。		
	位置的分散（複数箇所）			

	火山の影響	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。また、降下火砕物に対して、各接続口が機能を確保できる設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	生物学的事象	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
外部人為事象	火災・爆発	森林火災	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
		近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等	
	位置的分散（複数箇所）		
	有毒ガス	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	船舶の衝突	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	電磁的障害	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。また、電磁波に対して、各接続口が機能を確保できる設計とする。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内又は適切な離隔距離をもって複数箇所を設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	故意による大型航空機の衝突その他テロリズム	接続口は、適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。	
	位置的分散（複数箇所）		
溢水	溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。		
	位置的分散（複数箇所）		
火災	第41条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	位置的分散（複数箇所）		

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針	関連資料
A a	可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響による <u>共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面に適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。</u> また、一つの接続口で、 <u>複数の機能を兼用して使用する場合には、</u> それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける。	接続図
A b	可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響による <u>共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面に適切な離隔距離を確保した複数箇所に設置する。</u>	接続図
対象外	—	

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

■設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号

可搬型重大事故等対処設備の設置場所について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の設置場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・放射線の影響

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

設計方針	関連資料
可搬型重大事故等対処設備は、放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、 <u>想定される重大事故等が発生した場合においても、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</u>	配置図 接続図

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

## ■設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号

### 保管場所について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の保管場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

##### (1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、可搬型重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、可搬型重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの(火災・爆発)として選定する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、可搬型重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、可搬型重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「重大事故等時の環境条件における健全性について」に記載する。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上に設置する建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設計の基本方針」、「重大事故等対処設備について 2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「重大事故等対処設備について 2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

飛来物(航空機落下)及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、屋内の可搬型重大

事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

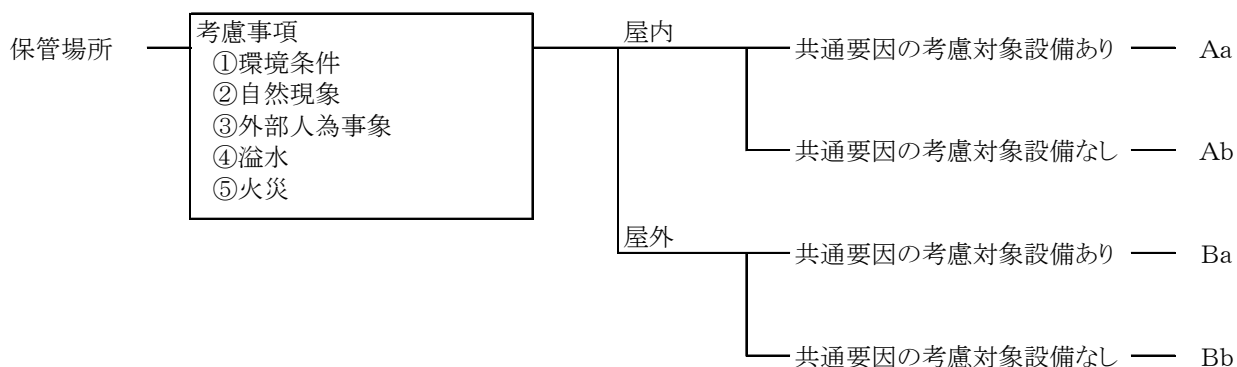
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・環境条件
- ・自然現象
- ・外部人為現象
- ・溢水
- ・火災

b. 類型化

- ・可搬型重大事故等対処設備の保管場所で、屋内「A」と屋外「B」に分類し、さらに当該設備に対応する常設重大事故等対処設備があるものについては、「A a」又は「B a」、対応する常設重大事故等対処設備がないものは、「A b」又は「B b」に分類し、分散配置の考え方を明確にした。





2. 設計方針について

【要求事項:地震,津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること】

(1) 各考慮事項における設計方針について、以下の表にまとめた。

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第 12 条 (安全施設) に基づく設計とする。		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している。				
地盤	第 3 条 (設計基準対象施設の地盤) に基づく地盤上に設置する。		第 38 条 (重大事故等対処施設の地盤) に基づく地盤上に設置する。		地震により生ずる敷地下斜面のすべり, 液状化又は揺すり込みによる不等沈下, 傾斜及び浮き上がり, 地盤支持力の不足, 地中埋設構造物の損壊等の影響により, 必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する。		
自然現象	地震	第 4 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 39 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 39 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。	
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
	津波	第 5 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 40 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。 (高台及び水密区画)		第 40 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。 (高台及び水密区画)	
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
	風 (台風)	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 複数箇所分散して保管する設計とする。	
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
	竜巻	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 複数箇所分散して保管する設計とする。	
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
	低温 (凍結)	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 複数箇所分散して保管する設計とする。	
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
降水	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 複数箇所分散して保管する設計とする。		
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)				
積雪	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 複数箇所分散して保管する設計とする。		
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)				



項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備	
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内
外部人為事象 故意による大型航空機の衝突その他テロリズム	<p>屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する設計とする。建屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p>					
	位置的分散 (3 項)					
溢水	第 9 条 (溢水による損傷の防止等) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	屋外タンクからの溢水による影響を受けない場所に保管する。			設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。
	位置的分散 (区画) (2 項)					
火災	第 8 条 (火災による損傷の防止) に基づく設計とする。	第 41 条 (火災による損傷の防止) に基づく設計とする。	第 41 条 (火災による損傷の防止) に基づく設計とする。			
	位置的分散 (区画) (2 項)					
位置的分散 (区画) (3 項)						

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料
共通		可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、溢水及び火災に対して、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。	—
Aa	屋内 (共通要因の考慮 対象設備あり)	可搬型重大事故等対処設備は、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の機能を代替するものは、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する設計とする。	配置図, 保管場所図
Ab	屋内 (共通要因の考慮 対象設備なし)	可搬型重大事故等対処設備は、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管する設計とする。	
Ba	屋外 (共通要因の考慮 対象設備あり)	可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により、必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する設計とする。 風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する設計とする。 飛来物(航空機落下)及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数の箇所に分散して保管する設計とする。	
Bb	屋外 (共通要因の考慮 対象設備なし)	可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により、必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する設計とする。	

※個別条文で記載する事項を下波部で示す

## ■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号

アクセスルートについて

### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、発電所内の屋外道路及び屋内通路を確保するための区分及び設計方針について整理した。

#### (1) 基本設計方針

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、**発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの**、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する**自然現象**については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、**発電所敷地及びその周辺での発生可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪及び火山の影響を選定する。**なお、森林火災の出火原因となるのは、**たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。**また、地滑りについては、**地震による影響に包絡される。**

屋外及び屋内アクセスルートに対する**発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの**については、網羅的に抽出するために、**発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。**これらの事象のうち、**発電所敷地及びその周辺での発生可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。**

屋外アクセスルートに対する**地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）**を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、**基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。**

屋外のアクセスルートは、**地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。**また、**不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。**

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、**低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。**なお、融雪剤の配備等については、『「**実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準**」に係る適合状況説明資料（以下「**技術的能力説明資料**」という）1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、『**技術的能力説明資料 2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応**』に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、**火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）**については、『**火災防護計画**』に定める。

屋内アクセスルートは、**自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。**なお、**森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。**

また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては，機器からの溢水に対して適切な防護具を着用する。また，地震時に通行が阻害されないように，アクセスルート上の資機材の固縛，転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する，又は乗り越える。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては，被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また，夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明設備を配備する。これらの運用については，「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。

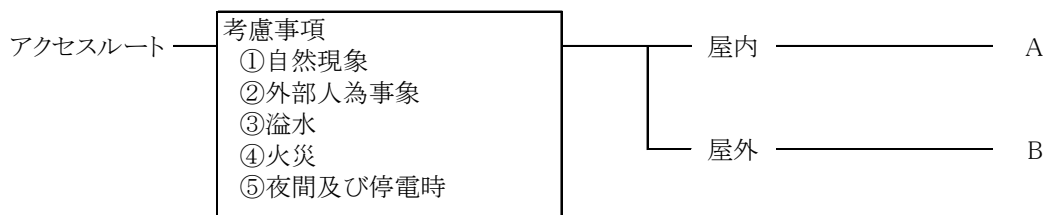
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ①自然現象
- ②外部人為事象
- ③溢水
- ④火災
- ⑤夜間及び停電時

b. 類型化

- ・屋内アクセスルートと屋外アクセスルートに分類した。



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること】  
各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

① 自然現象、外部人為事象、溢水、火災

考慮事項		屋内	屋外
地盤		耐震設計を行った建屋内に、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。 (第38条(重大事故等対処施設の地盤)に基づく地盤上に設置された建屋内に確保する)	地震の影響による周辺斜面の崩壊、道路面のすべり で崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。 また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、 <b>段差緩和対策等を行う</b> 、迂回する、 <b>又は</b> 碎石による段差解消対策により対処する設計とする。
自然現象	地震 (第39条対応) (地滑り含む)	耐震設計を行った建屋内に、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認することにより通行可能な設計とする。 (第39条(地震による損傷防止)に基づき設置された建屋内に確保する資機材転倒時の通行性確保対策及び地震随伴溢水を想定した防護具の配備については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。	地震の影響による周辺斜面の崩壊、道路面のすべり で崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。 また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、 <b>段差緩和対策等を行う</b> 、迂回する、 <b>又は</b> 碎石による段差解消対策により対処する。
	津波 (第40条対応)	基準津波による遡上高さに対し高い位置の敷地に設置される建物内にアクセスルートを設定するため、影響を受けない。	津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。
	風(台風) (飛来物)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。
	竜巻(飛来物)		
	低温(凍結) (温度条件)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	アクセスルート上の凍結については、融雪剤を散布することで通行性を確保できる設計とする。 凍結時にも走行可能なタイヤを装着する。(「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」)
	降水 (屋外設備)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。
	積雪 (積雪荷重)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	アクセスルート上の積雪については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。 積雪時にも走行可能なタイヤを装着する。(「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」)
火山の影響	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	アクセスルート上の降下火砕物については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。	
外部人為事象	森林火災	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	森林火災の影響を考慮し、防火帯内に迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。
	近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。
	有毒ガス	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。	迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。

考慮事項		屋内	屋外
外部人為事象	故意による大型航空機衝突その他テロリズム	複数ルート確保、消火活動及びがれき撤去の考え方については、「技術的能力説明資料2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機衝突その他テロリズムへの対応」に示す。	
	溢水	屋内アクセスルートにおける溢水に対しては防護具の着用により通行できる。（「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」）	地震による屋外タンクからの溢水に対し、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。
	火災	火災防護計画に定める。	火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。
	夜間及び停電時	可搬型設備の運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。	可搬型設備の運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。



(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針	関連資料	備考
アクセス必要	迂回路も考慮して複数アクセスルートを確認する。		
A 屋内	<p>○<u>屋内アクセスルートの確保</u> 地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回又は乗り越える。</p> <p>自然現象による影響（津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象）及び外部人為事象（火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内にアクセスルートを確認する設計とする。</p>	アクセスルート ☒	
B 屋外	<p>○<u>屋外アクセスルートの確保</u> 地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>発電所敷地内又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもののうち、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性の確保が可能な設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する。</p> <p>屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。</p>	アクセスルート ☒	
対象外 (アクセス不要)	中央制御室又は緊急時対策所で保管及び使用する。	—	

※個別条文中に記載する事項を下波部で示す。

## ■設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号

### 可搬型重大事故防止設備の共通要因故障について

#### 1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故防止設備の共通要因故障防止に関する健全性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

##### (1) 基本設計方針

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「重大事故等時の環境条件における健全性について」に記載する。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上に設置する建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「重大事故等対処設備について 2.1.2 耐震設

計の基本方針」，「**重大事故等対処設備について** 2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故**等対処設備**は「**重大事故等対処設備について** 2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故**防止設備**は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に**分散して保管する設計とする**。

風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機**落下火災等**），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には，**予備**の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し，閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう，クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，**予備**を有する設計とする。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故防止設備は，可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する**設計とする**。屋外に保管する可搬型重大事故防止設備は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故**防止設備**がその機能を代替する屋外の設計基準**事故対処設備等**及び常設重大事故**防止設備**から 100m 以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する**設計とする**。

サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。

なお，可搬型重大事故緩和設備並びに可搬型**重大事故防止設備**及び可搬型重大事故緩和設備に該当しない可搬型重大事故等対処設備は，共通要因により同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように，同一の機能を有する設備と可能な限り多様性，位置的分散を図る設計とするか，又は可能な限り頑健性を有する設計とする。

さらに，重大事故等対処設備は，共通要因により重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能，燃料冷却機能，格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を同時に損なうおそれがないように，同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性，位置的分散を図る設計とする。

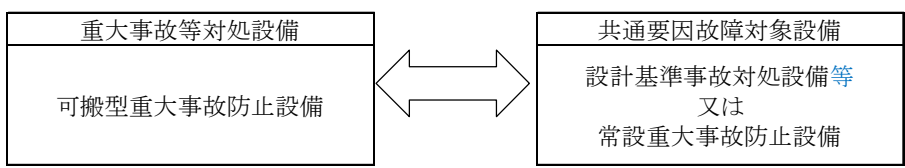
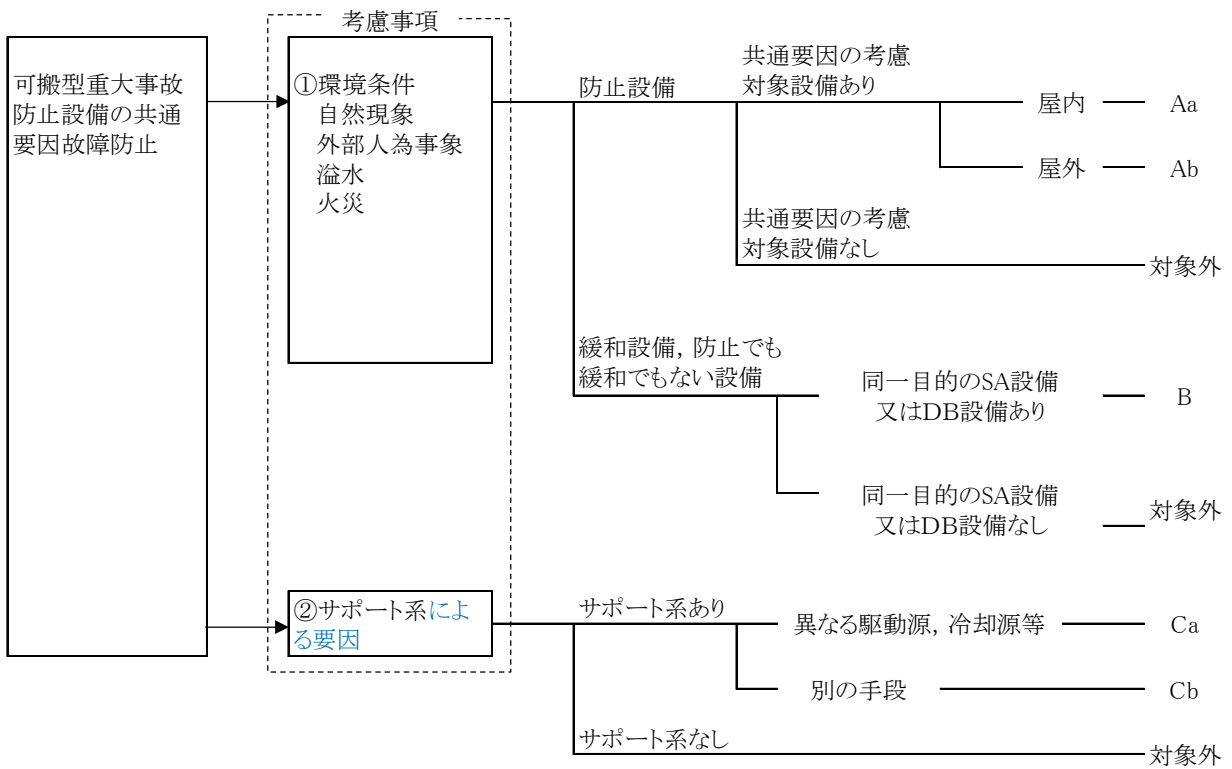
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ①環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災
- ②サポート系の故障: 系統又は機器に供給される電源, 燃料油, 空気, 冷却水, 水源

b. 類型化

- ①環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災については, 屋内設備と屋外設備に分類する。
- ②サポート系による要因については, 設備ごと



2. 設計方針について

【要求事項：重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

①環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第 12 条（安全施設）に基づく設計とする。		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している				
地盤	第 3 条（設計基準対象施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第 38 条（重大事故等対処施設 <sup>1</sup> の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づく保管場所に保管する。		
自然現象	地震	第 4 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 39 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づく保管場所に保管する。	
		位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）			
	津波	第 5 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 40 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づき、基準津波の影響を受けない場所に保管する。	
		位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）			
	風（台風）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	
	竜巻	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	
	低温（凍結）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	
降水	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。		
積雪	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）		位置的分散（3 項）		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。		

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備	
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内
自然現象	落雷	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)		
	地滑り	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)		
火山の影響	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
生物学的 事象	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
外部人為事象	森林 火災 近隣工 場の火 災・爆 発、航 空機 落下火 災等	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り、防火帯の内側に設置し、延焼しない設計とする。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、防火帯の内側に複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)		
	有毒ガス	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)		
船舶の衝 突	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
電磁的障 害	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散 (2 項)		位置的分散 (3 項)			
故意による 大型航空機 の衝突その他 テロリズム	可搬型重大事故防止設備は、原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数の保管場所に分散して保管することで、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。		位置的分散 (3 項)			—

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備	
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内
溢水	第 9 条 (溢水による損傷の防止等) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、高所に保管する。	設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り設置する。
	位置的分散 (区画) (2 項)					
	位置的分散 (区画) (3 項)					
火災	第 8 条 (火災による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 41 条 (火災による損傷の防止) に基づく設計とする。		火災防護計画に基づき、火災の発生防止、感知、消火対策を行う。	
	位置的分散 (区画) (2 項)					
	位置的分散 (区画) (3 項)					

## ②サポート系

共通要因	ポンプ等	発電機
電源 (駆動方式含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源の多様性 [可搬型代替交流電源設備 (⇔非常用ディーゼル発電機)]</li> <li>駆動方式の多様性 [エンジン駆動 (⇔非常用ディーゼル発電機)]</li> </ul>	—
燃料油	<ul style="list-style-type: none"> <li>位置的分散 (軽油タンク)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>位置的分散 (軽油タンク)</li> <li>燃料移送の多重性 [タンクローリ (⇔燃料移送ポンプ, 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ)]</li> </ul>
空気	—	—
冷却方式	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却方式の多様性 [自己冷却 (⇔原子炉補機冷却系)]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却方式の多様性 [空気冷却 (⇔原子炉補機冷却系)]</li> </ul>
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>異なる水源 [代替淡水源 (防火水槽, 淡水貯水池), 海水 (⇔サブプレッションチェンバ, 復水貯蔵槽)]</li> </ul>	—

※括弧内の設備は、多様性等の対象となる設計基準対象施設を表す。

(2) 各区分における設計方針については、以下の表にまとめた

類型化区分		設計方針		関連資料	
①環境条件 自然現象 外部人為事象 溢水 火災	共通		生物学的事象のうち、ネズミ等齧歯類の小動物に対して、屋外の可搬型重大事故防止設備は、侵入防止対策を実施することで機能が損なわれるおそれのない設計とする。	配置図 系統図 接続図 保管場所図	
	重大事故防止設備	共通要因の考慮対象設備あり	屋内 A a		○防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内 地震、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図る。 津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。
			屋外 A b		○防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋外 地震による周辺構造物及び周辺タンクの損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力不足、地下埋設構造物の損壊、淡水貯水池の堰及び送水配管の損傷等の影響により、必要な機能を喪失しない場所に複数に分散して配置する。 風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害に対して、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、防火帯内側の屋外に保管する。 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数の保管場所に分散して保管することで、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と同時にその機能が損なわれるおそれのない設計とする。
		共通要因の考慮対象設備なし	対象外		－ （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
	防止でも緩和設備・緩和でもない設備	同一機能の設備あり又は代替対象 DB 設備あり	B		○緩和設備、防止・緩和以外－対象（同一目的の SA 設備、代替対象 DB 設備有り） 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、設計基準事故対処設備等又は同一目的の重大事故対処設備と可能な限り多様性、位置的分散を図った設計とする。
		同一機能の設備なし又は代替対象 DB 設備なし	対象外		－ （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
②サポート系	サポート系あり	異なる駆動源、冷却源	C a	系統図 単線結線図	
		別の手段	C b		
	サポート系なし		対象外	－	

※個別条文中に記載する事項を下波部で示す



### 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

## 重大事故等対処設備の環境条件について

重大事故等対処設備については、保管時・機能要求時に適切な設計条件を与える必要がある。

保管時については、重大事故等対処設備は、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、可能な限りの多様性、独立性を確保した設計とする。また、多様性を確保できない場合は、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

重大事故等対処設備の機能要求時の環境条件については、自然現象を考慮に入れた適切な規模を想定する必要がある。重大事故等については、設計基準では発生しないとしているため、発生要因は特定せずにランダムで発生している状況を考慮する。その際に考慮すべき自然現象については、基本的に第六条（その他自然現象）での設計基準の考え方に基づいて設定する。以下に検討の考え方を示す。

- ・ 検討対象は、第六条で考慮している 42 事象に地震・津波を加えた 44 事象とし、第六条と同様に以下に示す評価基準を適用する。

基準 A：プラントに影響を与えるほど接近した場所で発生しない。


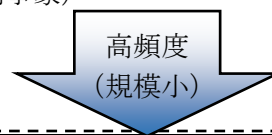
基準 B：ハザードの進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、ハザードを排除できる。

基準 C：プラント設計上、考慮された事象と比べて、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下又はプラントの安全性が損なわれることがない。

基準 D：影響が他の事象に包絡される。

- ・ 想定する規模としては、重大事故等がランダムに発生した際の環境条件であることから、日常的な規模からある程度の保守性を持った値を設定するべきと考えられる。また、重大事故等が収束するまでの短期荷重について想定する。具体的な規模としては、年最大値の平均を参照するものとする。また参考として、第六条での自然現象/人為事象の重畳検討において設計基準規模の主事象に対して重畳する副事象として年超過確率  $10^{-2}$  の規模を想定していることから、設計基準よりも低頻度と考えられる重大事故等に対する環境条件としては年超過確率  $10^{-1}$ の規模についても参照し、2 つのうち厳しい値を保守的に採用するものとする（表 1 参照）。

表 1 環境条件で想定する規模

	事象①	事象②
第六条（その他自然現象） 重畳の考え方	設計基準の自然現象 （主事象）  	年超過確率 $10^{-2}$ に相当する規模 （副事象）  
第四十三条 環境条件	重大事故等 （設計基準より低頻度）	年最大値の平均値または年超過確率 $10^{-1}$ に相当する規模のうちの厳しい値を採用

事象①×事象②で同程度の頻度を考慮する。

以上の考え方に基づき、環境条件として設定する自然現象の選定及び規模について検討した結果を表 2 に示す。環境条件と設定する自然現象としては降水、積雪、風（台風含む）、低温（凍結）が選定された。

表2 重大事故等における環境条件 自然現象の抽出及び規模の設定

No.	事象 <sup>*1</sup>	評価基準 <sup>*2</sup>	重大事故等における環境条件としての特記事項	環境条件設定値
1	地震	—	第三十九条における評価に包絡。	—
2	津波	C	年超過確率 $10^{-1}$ の規模の津波が発生したとしても重大事故等対処設備に影響を及ぼさない。	—
3	降水	—	環境条件として適切な規模を考慮する必要がある。	以下の値から評価対象に応じて影響時間等を考慮して設定 <1時間降水量> $10^{-1}$ /y値：43.0mm (年最大値平均：28.9mm) <1日降水量> $10^{-1}$ /y値：131.4mm (年最大値平均：89.4mm)
4	積雪	—	環境条件として適切な規模を考慮する必要がある。	以下の値から評価対象に応じて除雪等を考慮して設定 <1日積雪量> $10^{-1}$ /y値：58.0cm (年最大値平均：39.3cm) <平均積雪深>31.1cm
5	雪崩	A	重大事故等対処設備保管場所・使用場所の近傍に雪崩が発生しやすい場所はない。	—
6	ひょう、あられ	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
7	水風、雨水、みぞれ	D	雨水やみぞれに対する堆積(又は着氷)荷重の影響については監視であり、仮に堆積しても火山や積雪に包絡される、給気閉塞の影響については積雪に包絡されると判断。	—
8	氷晶	D	荷重の影響については監視であり、仮に堆積しても火山や積雪に包絡される、給気閉塞の影響については積雪に包絡されると判断。	—
9	霜、霜柱	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
10	結水板、流水、水壁	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
11	風(台風含む)	—	環境条件として適切な規模を考慮する必要がある。	以下の値から評価対象に応じて影響時間等を考慮して設定 <最大風速> $10^{-1}$ /y値：22.2m/s (年最大値平均：18.2m/s)
12	竜巻	C	年超過確率 $10^{-1}$ 程度の規模の竜巻の規模を想定した場合、F0下限值(17m/s)以下であり対処設備に対して有意な影響を与える規模ではなく、風(台風含む)の影響以下となることから、環境条件の対象外とする。	—
13	砂風	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
14	霧、霏	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
15	高温	C	年超過確率 $10^{-1}$ 程度の規模の高温を想定した場合、40℃以下であり重大事故等対処設備に対して有意な影響を与えないことから、環境条件の対象外とする。	—
16	低温(凍結)	—	環境条件として適切な規模を考慮する必要がある。	以下の値から評価対象に応じて影響時間等を考慮して設定 $10^{-1}$ /y値：-10.4℃ (年最大値平均：-6.9℃) ×24時間
17	高温水(海水温高)	C	代替熱交換器が海水を利用しているが、高温水による損傷はしない。	—
18	低温水(海水温低)	C	代替熱交換器が海水を利用しているが、低温水による損傷はしない。	—
19	極限的な圧力(気圧高/気圧低)	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
20	落雷	C	屋内設備については、設計基準設備の建屋に防護される。屋外設備については機能要求時に、周囲に避雷針が期待できるより高さを持つ設備が存在すること、落雷の影響が及ぶ高さの設備はないこと等から対象外とする。	—

No.	事象*1	評価基準*2	重大事故等における環境条件としての特記事項	環境条件設定値
21	高潮	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
22	波浪	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
23	風津波	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
24	洪水	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
25	池・河川の水位低下	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
26	河川の迂回	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
27	干ばつ	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
28	火山	C	柏崎刈羽原子力発電所での火山による降灰は10年に1回程度の発生は考えにく いことから、環境条件の対象外とする。	—
29	地滑り	C	豪雨や地下水の浸透、地震に伴い地滑りや土砂崩れが起こる可能性があるが、 周辺斜面と重大事故等対処施設や発電用原子炉施設は十分な離隔距離を有して おり影響はない。	—
30	海水中の地滑り	C	No.2津波と同様、重大事故等対処設備に影響を及ぼさない。	—
31	地面隆起 (相対的な水位低下)	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
32	土地の浸食、カルスト	B	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
33	土の伸縮	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
34	海岸浸食	B	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
35	地下水 (多量/枯渇)	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
36	地下水による浸食	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
37	森林火災	C	防火帯があることから設備に影響を及ぼさないため、環境条件の対象外とす る。	—
38	生物学的事象	C	クラゲ等の海生生物による取水性能への影響については、第六条と同様にカー テンウォール等による影響防止が有効であり、また取水箇所についても柔軟な 対応が可能である。ネズミ等の小動物の侵入に対しては、屋外設備は貫通部閉 止対策、屋内設備は浸水防止対策により影響を防止するとともに、可搬型設備 については、使用中は周辺に作業者がいることから影響を及ぼす可能性は比較 的に低いものと考えられる。したがって生物学的事象は環境条件の対象外とす る。	—
39	静脈	D	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
40	塩害、塩雲	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
41	隕石、衛星の落下	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
42	太陽フレア、磁気嵐	C	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
43	土石流	A	(第六条その他自然現象での設計基準としての整理と同様)	—
44	泥湧出	—	第三十八条における評価に包絡。	—

\*1 大字は第六条で二次評価として詳細な影響評価を行っている事象

\*2 基準A: プラントに影響を与えるほど接近した場所で発生しない。

基準B: ハザードの進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、ハザードを排除できる。

基準C: プラント設計上、考慮された事象と比べて、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下又はプラントの安全性が損なわれない。

基準D: 影響が他の事象に包絡される。

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

## 1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は、「 $2n + \alpha$ 」, 「 $n + \alpha$ 」, 「 $n$ 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建屋内の複数箇所に、分散配置することにより多重化、多様化を図る設計とする。

### (1) 「 $2n + \alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系・大容量送水車（海水取水用）については、必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上にそれぞれ分散配置する。

### (2) 「 $n + \alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

負荷に直接接続する、高圧窒素ガスポンプ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・遠隔空気駆動弁操作用ポンプについては、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

### (3) 「 $n$ 」の可搬型重大事故等対処設備

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

また、「 $n$ 」の屋外保管設備についても、共通要因による機能喪失を考慮し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所・5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。




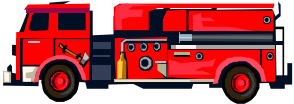



<p>2 n + α</p>	<p>可搬型代替交流電源設備 (電源車)</p>  <p>代替原子炉補機冷却系</p> 	<p>可搬型代替注水ポンプ (消防車)</p>  <p>大容量送水車 (海水取水用)</p> 
<p>n + α</p>	<p>高压窒素ガスボンベ</p>  <p>遠隔空気駆動弁操作用ボンベ</p> 	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p> 
<p>n</p>	<p>その他</p>	

図 1 可搬型重大事故等対処設備の分類

## 2. 可搬型重大事故等対処設備の必要数の考え方について

1 基あたりの必要となる容量は、設置許可基準規則解釈 43 条 5(c)において「当該原子炉において**想定する重大事故等**において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量」と示されている。ここで「**想定する重大事故等**」とは、同解釈 43 条 1 において「**第 37 条において想定する事故シーケンスグループ**（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループ」と示されていることから、**重大事故等対策の有効性評価において想定しているプラント状態を考慮して必要となる容量を算出する必要がある。**

一方、可搬型重大事故等対処設備は、その特性上、重大事故等発生後早期に使用することはできないため、重大事故等に対する初期対応は常設設備によって行うことが基本となる。従って、可搬型重大事故等対処設備は、**重大事故等発生から一定時間経過後に常設設備に加えて使用する場合、もしくは更なる安全性向上のために常設設備のバックアップとして待機する場合に期待することとなる。**この特性も勘案して必要となる容量を算出する必要がある。ただし、設備設計等の考慮により常設設備と同等程度の即応性を確保できる場合は、重大事故等発生後早期に使用できるものとして必要となる容量を算出することも可能である。

また、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）においては、**可搬型重大事故等対処設備の設置を必須のものとして要求する条文と、必須ではないが当該設備の機能に期待することのできる設備の設置を要求する条文が存在する。**この要求の相違も踏まえて必要となる容量を算出する必要がある。

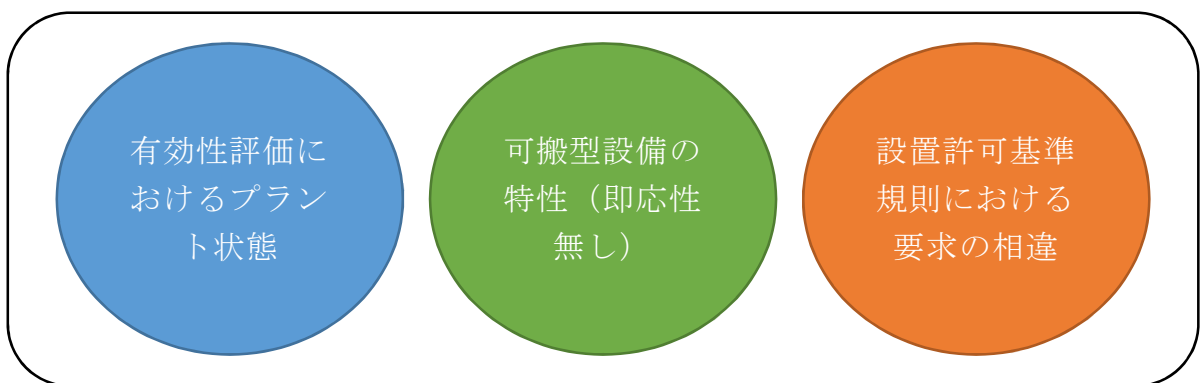


図 2 可搬型重大事故等対処設備の必要数算出における考慮事項

これらの点に着目して必要となる容量を算出した結果を以下に示す。



## (1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、原子炉建屋の外側から電力を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表8(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う交流電源の代替機能を要求するのは、外部電源ならびに非常用ディーゼル発電機による給電に失敗している状態、もしくは建屋外の電動設備に給電する必要のある状態である。

前者の状態に対しては、早期の電源復旧が必須であることから、常設代替交流電源設備による給電によって対応する。従って、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給については、常設代替交流電源設備を期待し、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

後者の状態に対しては、可搬型代替交流電源設備（電源車）による給電を待つことが可能である。従って、代替原子炉補機冷却系への電源供給については、本設備を期待する。このとき、1基あたり2台が必要となる。

なお、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給と代替原子炉補機冷却系への電源供給を同時に行う状態として、格納容器過圧・過温破損シナリオにおける代替循環冷却系の実施がある。このシナリオは初期対応における常設代替交流電源設備からの給電に成功して初めて成立するものであるため、前述の通り、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給は常設代替交流電源設備からの給電とし、代替循環冷却系（熱交換器ユニット）への電源供給は可搬型代替交流電源設備（電源車）によって実施する。

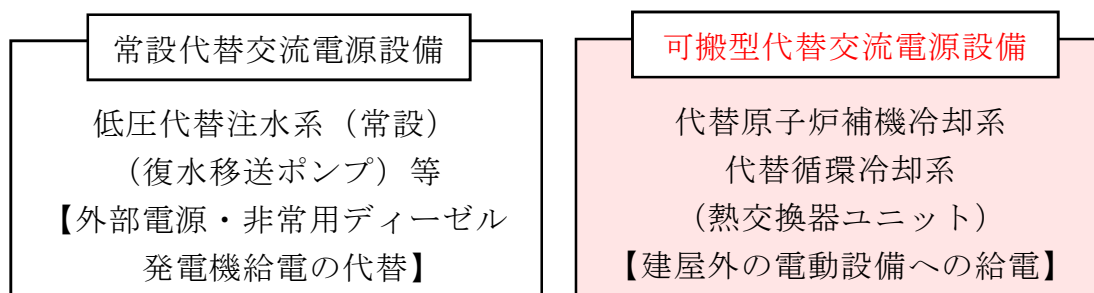


図3 重大事故等対策の有効性評価における給電対象

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替電源設備を要求しているのは表 1 に示す 14 条文である。

表 1 代替電源設備を要求している条文

条文	要求事項
45 条	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源設備（電源車）及び原子炉建屋内 AM 用直流 125V 充電器等にて構成される設備）
46 条	可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
47 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
48 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
49 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
51 条	代替電源設備（常設または可搬型）
52 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
53 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
54 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
57 条	可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
59 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
60 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
61 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
62 条	通信連絡設備の代替電源設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替交流電源設備を必須のものとして要求している条文は 45 条、46 条、57 条である。なお、45 条における要求は、人力による高圧代替注水系等の起動及び十分な期間の運転継続が容易に行えることから 6 号及び 7 号炉については除外されるが、ここでは容量算定の観点から、当該要求も加味する。

45 条及び 57 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、高圧代替注水系による原子炉注水を継続しつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

一方、46 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、減圧操作を行う場合であり、同時に 57 条の可搬型代替交流電源設備等に期待して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行いつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

これらは同時に発生することなく、いずれも 1 基あたり 2 台以下の可搬型代替交流電源設備（電源車）にて実施可能である。

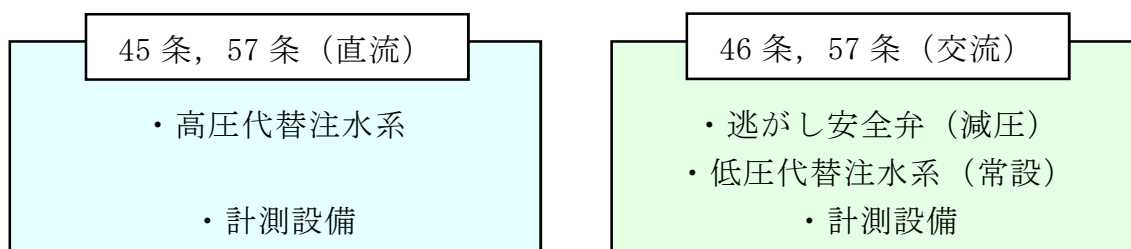


図 4 条文毎の給電対象

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり2台となる。上述の通り、本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり2台×2セット=4台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。

## (2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表8(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態、設計基準対象施設が有していない注水機能が必要な状態、もしくは水源を補給する必要のある状態である。

炉心への注水・格納容器へのスプレイ機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては早期の機能回復が必須であることから、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等の常設設備による注水・スプレイによって対応する。従って、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。ただし、5号炉東側第二保管場所に配備する等の考慮を行うことにより、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による早期の機能回復を可能とする場合は、本設備を期待する。このとき、常設設備の復旧後は中断も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

格納容器内への注水のうち設計基準対象施設が有していない機能である格納容器下部への注水が必要な状態に対しては、事象進展によっては早期の対応が必要であることから、格納容器下部注水系（常設）による注水によって対応する。従って、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合、もしくは事象進展が遅く可搬型代替注水ポンプ（消防車）による注水を待つことが可能な場合である。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

使用済燃料プールへの注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては、使用済燃料プールに貯蔵する燃料の崩壊熱と使用済燃料プール内の水量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、使用済燃料プールへの注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

水源を補給する必要のある状態に対しては、設計基準対象施設である復水貯蔵槽が有する水量と各シナリオにおける水の使用量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、復水貯蔵槽への水源補給に

については、本設備を期待する。このとき、一時中断も可能ではあるが、1基あたり4台が必要となる。

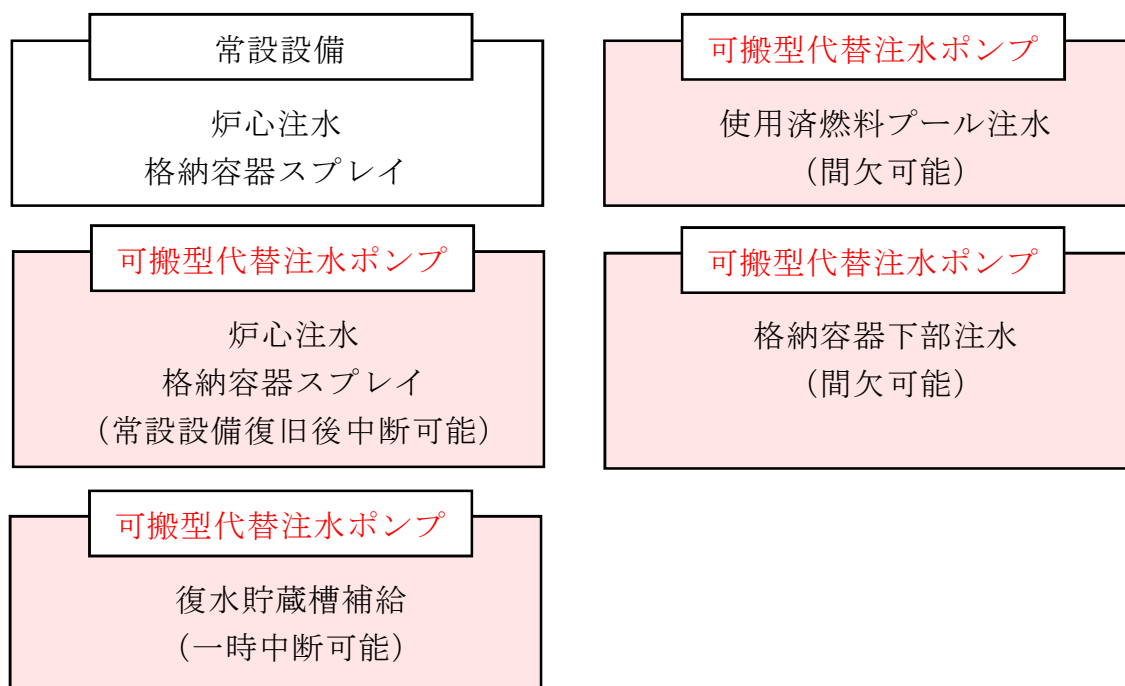
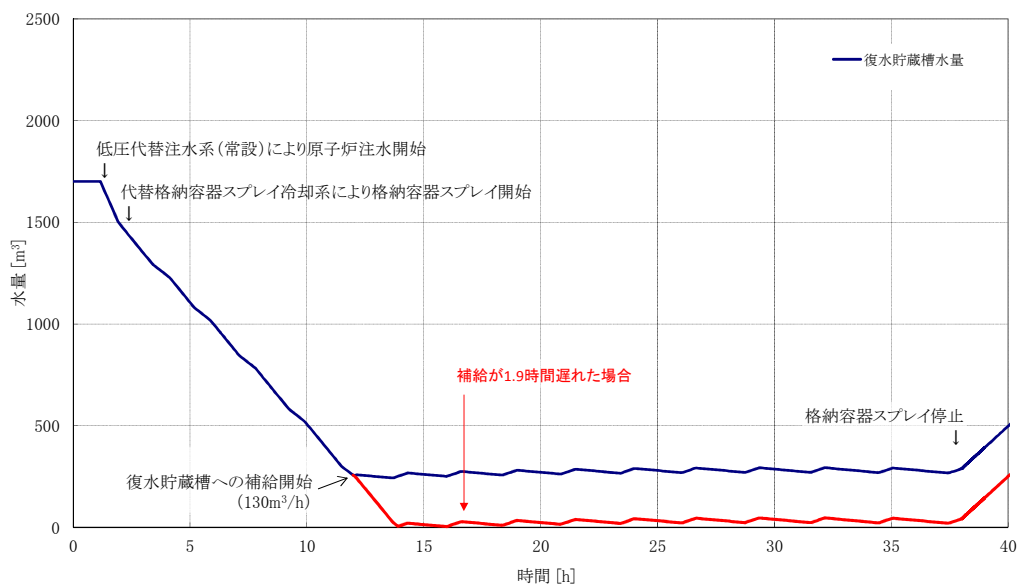


図5 重大事故等対策の有効性評価における給水対象

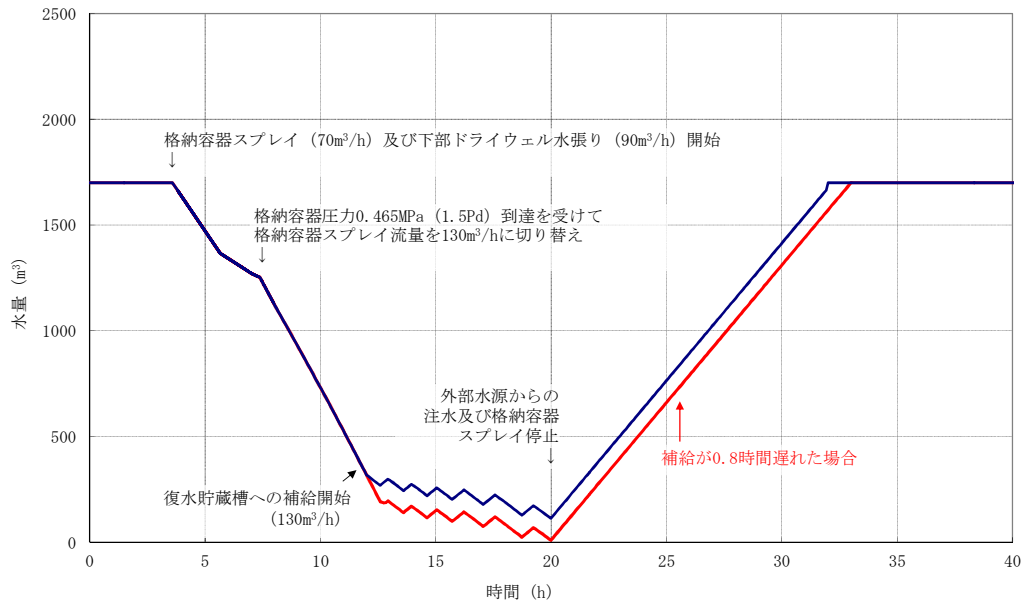
これらの可搬型代替注水ポンプによる給水は同時に実施する可能性もあるが、いずれも間欠使用による対応または常設設備復旧による中断が可能なものであり、復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵でき、炉心注水・格納容器スプレイのための常設設備の復旧ができた段階で淡水補給等を一時中断することで対応可能である。水使用の観点から厳しいシナリオとなる格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用しない場合）の復水貯蔵槽の水量変化を図6に示す。



- 水使用パターン
- ①低圧代替注水系(常設)による原子炉注水  
 事象発生 70 分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。  
 冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で注水する(約 90m<sup>3</sup>/h)。
  - ②代替格納容器スプレ冷却系による代替格納容器スプレ  
 原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で、代替格納容器スプレを実施(140m<sup>3</sup>/h)。
  - ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給  
 12 時間後から、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)4 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。

図 6 復水貯蔵槽の水量変化  
 (格納容器過圧・過温シナリオ (代替循環冷却を使用しない場合))

また、復水貯蔵槽の水量の観点から厳しいシナリオとなる高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH), 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI) 及び溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) シナリオにおける復水貯蔵槽の水量変化を図 7 に示す。



- 水使用パターン
- ①格納容器下部注水  
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始(約 90m³/h で 2 時間)。  
原子炉圧力容器の破損後は崩壊熱相当で注水。
  - ②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ  
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。  
原子炉圧力容器の破損以降、465kPa[gage]に到達以降は 130m³/h 以上で注水。
  - ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給  
12 時間後から、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)4 台を用いて 130m³/h で淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。

図 7 復水貯蔵槽の水量変化 (DCH, FCI, MCCI シナリオ)

これらの復水貯蔵槽への補給に対して、使用済燃料プールへの注水は、仮に原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故 1 または 2 が発生したとしても、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも 3 日以上であり、図 6 及び図 7 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。かつ、7 日間合計でも最大で約 3,300m³ (45m³/h で注水した場合でも 3 日強で注水可能) と十分余裕のできる使用量である。

可搬型代替注水ポンプ (消防車) を用いた格納容器下部への注水は間欠使用による対応が可能なものであり、かつ、180m³ 相当と十分余裕のできる使用量である。

従って、前述の通り、復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵でき、炉心注水・格納容器スプレイのための常設設備の復旧ができた段階で淡水補給等を一時中断することでも いずれも対応可能 である。

一方、設置許可基準規則第三章 (重大事故等対処施設) において、代替注水等設備を要求しているのは表 2 に示す 5 条文である。

表 2 代替注水等設備を要求している条文

条文	要求事項
47 条	可搬型低圧代替注水設備
49 条	代替格納容器スプレイ冷却設備（常設または可搬型）
51 条	格納容器下部注水設備（常設または可搬型）
54 条	使用済燃料プールへの可搬型代替注水設備，可搬型スプレイ設備
56 条	水源からの移送設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替注水等設備を必須のものとして要求している条文は 47 条、54 条である。

47 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に失敗している状態であり、可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水を続けている状態である。重大事故等発生時点においては期待できないものであり、かつ初期の低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に成功しなければ基本的には燃料損傷防止・格納容器破損防止が成立しないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。ただし、5 号炉東側第二保管場所に配備する等の考慮を行うことにより、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による早期の機能回復を可能とする場合は、本設備による燃料損傷防止・格納容器破損防止も成立する。このための必要数は 1 基あたり 4 台 である。

一方、54 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、崩壊熱等によって徐々に減少する使用済燃料プール水位を維持するために 間欠使用による対応も可能 な状態である。このための必要数は 1 基あたり 4 台 であり、前述の通り復水貯蔵槽への補給等と同時に発生しても復水貯蔵槽への補給等を一時中断することで対応可能である。

54 条の可搬型スプレイ設備に期待する場合は、重大事故等対策の有効性評価の範疇を超える使用済燃料プールの損傷が発生し、注水による水位維持が出来ず、スプレイによる可能な限りの影響緩和を行っている状態である。可搬型スプレイヘッドを使用できる場合は当該設備を設置してスプレイを行うが、使用済燃料プールの損傷の規模によっては可搬型スプレイヘッドの設置場所への据え付けが困難となるため、そのような状態においては更なる信頼性向上策である常設スプレイヘッドを用いてスプレイを行う。いずれの場合においても可搬型スプレイ設備の台数を増やすことで影響緩和の程度を拡大することも可能であるが、必要数としては 1 基あたり最低 4 台 で影響緩和が可能である。このような状態は、2. に記載の「**第 3 7 条において想定する**（中略）使用済燃料貯蔵槽内における想定事故」には該当しないことから、前述の通り、「**想定する重大事故等**」を超える状態であり、大規模損壊に繋がる状態の一種となる。従って、6 号及び 7 号炉のいずれか 1 基で当該状態になった場合の必要数 1 セットに加えて設備の信頼度等を考慮して 6 号及び 7 号炉合計で 1 台の予備を確保することとし、「 $2n + \alpha$ 」の対象施設としての必要数算出においては、総数として包含されることを確認する。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり4台となる。上述の通り、本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり4台×2セット=8台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で16台が必要数となる。この必要数は 54条の可搬型スプレイ設備の必要数及び予備の6号及び7号炉合計で5台を総数として包含するものである。

### (3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系(代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む)については、タービン建屋の外側もしくは建屋内に設置した接続口を通じて原子炉建屋内の残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器との間で淡水を循環させるとともに、取水した海水を使用して車載熱交換器によって除熱を行うための可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1.(1)に示す「 $2n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表8(1)に示す。

なお、格納容器内での重大事故の防止及び影響緩和の観点からは、格納容器ベントの前に使用する設備であり、仮に故障した場合には格納容器ベントによって除熱機能を維持することも可能である。また、除熱設備という特徴から、注水や電源供給のための設備と異なり、初期対応においては不要であるため、現場状況等を考慮した対応も可能である。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。前述の通り初期対応においては不要であり、一定時間経過後の除熱機能復旧の段階において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1式(熱交換器ユニット1式、大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台)が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章(重大事故等対処施設)において、代替除熱設備を要求しているのは表3に示す2条文である。

表3 代替除熱設備を要求している条文

条文	要求事項
48条	炉心損傷前において、残留熱除去系が使用可能な場合、使用不可能な場合の代替除熱設備(所内車載代替最終ヒートシンクシステムなど)
50条	炉心損傷後において、格納容器の圧力及び温度を低下させるための代替除熱設備(格納容器圧力逃がし装置など)



このうち、可搬型の代替除熱設備を必須のものとして要求している条文は 48 条である。

48 条の可搬型代替除熱設備に期待する場合は、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。このための必要数は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）である。

なお、上述の通り、一定時間経過後に期待するものであるため、常設代替除熱設備である格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を用いて最終ヒートシンクへの熱輸送を達成することも可能である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は、原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）となる。上述の通り、本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、2 セットを準備することが必要であるため、1 基あたり 1 式×2 セット=2 式が必要となる。従って、6 号及び 7 号炉合計で 4 式が必要数となる。

#### (4) 大容量送水車（海水取水用）

大容量送水車（海水取水用）については、淡水が必要な量を確保できない場合において、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1) に示す「 $2n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(1) に示す。

重大事故等対策の有効性評価においては、事象を収束するために必要な水を淡水のみで確保可能であることから、本設備が担う機能は要求されない。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、海水取水設備を要求しているのは表 4 に示す 56 条のみである。

表 4 海水取水設備を要求している条文

条文	要求事項
56 条	海水取水設備

56 条の大容量送水車（海水取水用）に期待する場合は、淡水補給機能が喪失している状態である。上述の通り、事象収束に必要な淡水は確保しており、それでも淡水が不足する場合において使用する設備であることから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 2 基で 1 台である。

以上の有効性評価における必要数，ならびに条文毎の最大必要数から，必要となる容量は2基で1台となる。上述の通り，本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから，2セットを準備することが必要であるため，6号及び7号炉合計で2台が必要数となる。

#### (5) 高圧窒素ガスポンベ

高圧窒素ガスポンベについては，負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり，1.(2)に示す「 $n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表8(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において，本設備が担う機能を要求するのは，減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合，高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが，高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ，減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら，早期機能回復は困難であることから，減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って，減圧機能の維持において，本設備に期待する。このとき，1基あたり5本が必要となる。

一方，設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において，代替ポンベ等ガス供給設備を要求しているのは表5に示す2条文である。

表5 代替ポンベ等ガス供給設備を要求している条文

条文	要求事項
45条	弁操作の可搬型代替直流電源設備または代替ポンベ設備
46条	減圧弁操作の可搬型コンプレッサーまたは代替ポンベ設備

このうち，可搬型の代替ポンベ等ガス供給設備を必須のものとして要求している条文は46条である。

46条の可搬型代替ポンベ設備に期待する場合は，減圧用の逃がし安全弁操作のガスが喪失している状態である。上述の通り，初期対応として期待する設備ではないことから，条文上要求されているものではあるが，更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1基あたり5本である。

以上の有効性評価における必要数，ならびに条文毎の最大必要数から，必要となる容量は1基あたり5本となる。上述の通り，本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから，1セットを準備することが必要であるため，6号及び7号炉それぞれで5本ずつが必要数となる。

## (6) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1. (2)に示す「 $n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合、高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが、高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ、減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1個が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求しているのは表 6 に示す **46 条**のみである。

表 6 逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求している条文

条文	要求事項
<b>46 条</b>	<b>減圧弁操作用の可搬型代替直流電源設備</b>

46 条の逃がし安全弁用可搬型蓄電池に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作用の直流電源が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1基あたり1個である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり1個となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで1個ずつが必要数となる。

## (7) 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ

遠隔空気駆動弁操作用ポンペについては、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1. (2)に示す「 $n + \alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 8(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、格納容器圧力逃がし装置の遠隔空気駆動弁の中央制御室からの遠隔操作機能が喪失している状態である。格納容器圧力逃がし装置は事象初期においては使用しないことから、このような状態になった場合、早期の対応は不要であるが、格納容器圧力逃がし装置の機能に期待するまでの間に機能回復させる必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、遠隔空気駆動弁の操作機能の多様性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、格納容器圧力逃がし装置の機能維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり4本が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、遠隔空気駆動弁操作用ポンペを要求しているのは表7に示す50条のみである。

表7 遠隔空気駆動弁操作用ポンペを要求している条文

条文	要求事項
50条	隔離弁の現場操作設備

50条の隔離弁の現場操作設備に期待する場合は、隔離弁の中央制御室からの遠隔操作機能が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1基あたり4本である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は1基あたり4本となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで4本ずつが必要数となる。

### 3. 可搬型重大事故等対処設備の予備数の考え方について

#### (1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、2. (1)の通り、必要となる容量は1基あたり2台であり、「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で9台保有する。

#### (2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、2. (2)の通り、必要となる容量は1基あたり4台であり、「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で16台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で17台保有する。

#### (3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系については、2. (3)の通り、必要となる容量は1基あたり1式（熱交換器ユニット1式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台）である。本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有するものである。

「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2式以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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は、6号及び7号炉合計で1式を確保する。

以上から、合計で5式保有する。

なお、原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に関しては、格納容器ベント（格納

容器圧力逃がし装置)も同等の機能を有する設備として利用可能である。

#### (4) 大容量送水車 (海水取水用)

大容量送水車 (海水取水用) については、2. (4) の通り、必要となる容量は 2 基で 1 台であり、「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6 号及び 7 号炉合計で 2 台が必要数となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2 台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6 号及び 7 号炉合計で 1 台を確保する。

以上から、合計で 3 台保有する。

#### (5) 高圧窒素ガスポンペ

高圧窒素ガスポンペについては、2. (5) の通り、必要となる容量は 1 基あたり 5 本であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1 セットを準備することが要求となるため、6 号及び 7 号炉でそれぞれ 5 本ずつが必要数となる。

この 5 本ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1 基あたり最大で 5 本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、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、1 基あたり 5 本以上を確保する。

以上から、合計で 1 基あたり 10 本以上を確保することとし、余裕を見て 1 基あたり 25 本保有する。

#### (6) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、2. (6) の通り、必要となる容量は 1 基あたり 1 個であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1 セットを準備することが要求となるため、6 号及び 7 号炉でそれぞれ 1 個ずつが必要数となる。

この 1 個ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6 号

及び7号炉合計で1個を確保する。

以上から、合計で3個保有する。

#### (7) 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ

遠隔空気駆動弁操作用ポンベについては、2.(7)の通り、必要となる容量は1基あたり4本であり、「 $n+\alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ4本ずつが必要数となる。

この4本ずつに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1基あたり最大で4本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、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、1基あたり4本を確保する。

以上から、合計で1基あたり8本保有する。

#### 4. その他の可搬型重大事故等対処設備の台数について

その他の設備については、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備でもないことから、1.(3)に示す「n」の対象施設と考える。本設備の台数及び必要となる容量を表8(3)に示す。

本設備は「n」の対象施設となることから、設置許可基準規則43条3項1号に定められる「十分に余裕のある容量を有する」ための予備台数を確保する。

また、がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備えて配備しているホイールローダの配備数を表9に示す。



表 8 主要可搬型設備

(1) 「 $2n + \alpha$ 」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替交流電源設備 (電源車) 【6号及び7号炉共用】	9台	【6号炉分】 2台 ( $2n=4$ ) 【7号炉分】 2台 ( $2n=4$ )  【合計】 8台	1台	4台	5台	<ul style="list-style-type: none"> <li>必要数 (1基あたり2台) の2セット, 2基で合計8台</li> <li>故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台 (共用)</li> </ul>
ケーブル (一式: 約40m)	9式	8式	1式	4式	5式	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級消防車) 【6号及び7号炉共用】	17台	【6号炉分】 4台 ( $2n=8$ ) 【7号炉分】 4台 ( $2n=8$ )  【合計】 16台	1台	荒浜側 6台	大湊側 6台	<ul style="list-style-type: none"> <li>必要数 (1基あたりA-2級消防車4台, 6号炉ホース292本, 7号炉ホース256本) の2セット, 2基で合計A-2級消防車16台及びホース1096本</li> <li>故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップA-2級消防車1台 (共用) 及びホース1本 (共用)</li> </ul>
				K5 東二		
				5台		
				荒浜側 468本	大湊側 469本	
ホース (1本: 約20m)	1097本	1096本	1本	K5 東二		
				160本		
代替原子炉補機冷却系 (代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む) 【6号及び7号炉共用】 1式あたり ・熱交換器ユニット: 1式 ・大容量送水車 (熱交換器ユニット用): 1台	5式	【6号炉分】 1式 ( $2n=2$ ) 【7号炉分】 1式 ( $2n=2$ )  【合計】 4式	1式	2式	3式	<ul style="list-style-type: none"> <li>必要数 (1基あたり1式) の2セット, 2基で合計4式</li> <li>故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1式 (共用)</li> </ul>
ホース (一式: 約400m, 口径300A)	5式	4式	1式	2式	3式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。  
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は5号炉東側保管場所、K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
大容量送水車 (海水取水用) 【6号及び7号炉共用】	3台	【6号及び 7号炉分】 1台 (2n=2)  【合計】 2台	1台	1台	2台	<ul style="list-style-type: none"> <li>必要数(2基で1台)の2セット, 2基で合計2台</li> <li>故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台(共用)</li> <li>なお, 予備1台は6号及び7号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)1台と兼用。</li> </ul>

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。  
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は5号炉東側保管場所、K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

(2) 「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> <li>・必要数5本(1基あたり)</li> <li>・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ5本以上(1基あたり)</li> <li>余裕を見て20本配備(1基あたり)</li> </ul>
				25本 (10本・10本・5本で分散)	
7号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	7号炉原子炉建屋	
				25本 (10本・10本・5本で分散)	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3個	1個	1個	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> <li>・必要数1個(1基あたり)</li> <li>・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1個(共用)</li> </ul>
				1個	
7号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1個		1個	
	2個				

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ	8本	4本	4本	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> <li>・必要数4本(1基あたり)</li> <li>・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ4本(1基あたり)</li> </ul>
				8本	
7号炉 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ	8本	4本	4本	7号炉原子炉建屋	
				8本	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3) 「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ （A-1 級消防車） 【6号及び7号炉共用】	2台	1台	1台	1台	1台	1台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している1プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（1本：約20m）	20本	10本	10本	10本	10本	
可搬型窒素供給装置	3台	【6号炉分】 1台 【7号炉分】 1台  【合計】 2台	1台 （共用）	1台	2台	号炉あたり1台で窒素供給が可能。
スクラバ水 pH 制御設備	3式	【6号炉分】 1式 【7号炉分】 1式  【合計】 2式	1式	1式	2式	号炉あたり1式で薬液注入が可能。
取水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） （1箇所あたり）	約200m	（1重） 約80m	（2重+予備） 約120m	約100m	約100m	1箇所あたり80mで汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） 【6号及び7号炉共用】	約320m	（1重） 約140m	（2重+予備） 約180m	約160m	約160m	1箇所あたり140mで汚濁防止膜を設置可能。
小型船舶（汚濁防止膜設置用） 【6号及び7号炉共用】	2台	1台	1台	1台	1台	汚濁防止膜を1台で設置可能。
放射性物質吸着材 【6号及び7号炉共用】	7式	6式	1式	1式	6式	5号、6号及び7号炉雨水排水路集水柵並びにフラップゲート入口3箇所にそれぞれ1式を設置。
原子炉建屋放水設備 【6号及び7号炉共用】 一式あたり ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1台 ・放水砲：1台 ・泡原液混合装置：1台 ・泡原液搬送車：1台	2式	1式	1式	1式	1式	申請プラント数の半数以上の1式。 ただし、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、1台で1プラントの航空機火災発生時に対応が可能。
ホース ・送水側一式：950m、口径300A ・吸込側一式：80m、口径150A	1式 及び 予備	1式	送水側 50m 1本 10m 1本 5m 1本 吸込側 20m 1本	送水側 50m 1本 10m 1本 5m 1本 吸込側 20m 1本	1式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は5号炉東側保管場所、K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
号炉間電力融通ケーブル 【6号及び7号炉共用】	1式	0式 (常設)	1式	1式	0式	号炉間電力融通ケーブル (常設) の予備。
タンクローリ 【発電所共用】	【4kL】 4台	【4kL】 3台	【4kL】 1台	荒浜側 【4kL】 1台	大湊側 【4kL】 1台	4kL3台及び16kL1台で6号及び7号炉が運転中かつ1～5号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。
	【16kL】 2台	【16kL】 1台	【16kL】 1台	【16kL】 1台	【16kL】 1台	
	【合計】 6台	【合計】 4台	【合計】 2台	K5 東二 【4kL】 2台		
小型船舶 (海上モニタリング用) 【発電所共用】	2隻	1隻	1隻	1隻	1隻	1隻で海上モニタリングを実施可能。
可搬型モニタリングポスト 【発電所共用】	16台	15台	1台	8台	7台	モニタリングポストの陸側代替測定用で9台、海側測定用で5台、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断用で1台の合計15台で測定可能。
				5号炉原子炉建屋 1台		
可搬型気象観測装置 【発電所共用】	2台	1台	1台	1台	1台	気象観測は1台で測定可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型電源設備 【6号及び7号炉共用】	5台	2台	3台	K5 東一	大湊側	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。ただし、燃料補給時に停止する必要があるため合計2台が必要。
				2台	3台	
可搬ケーブル（一式：約100m）	2式	0式	2式	5号炉原子炉建屋		ケーブル（常設）の予備。
				2式		

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。  
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所、大湊側は大湊側高台保管場所、K5 東一は5号炉東側保管場所、K5 東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 一式あたり ・フィルタユニット：1台 ・ブロウユニット：2台	3式	【6号炉分】 1式 【7号炉分】 1式 【合計】 2式	1式 (共用)	6号及び7号炉合計2式で中央制御室内を隣接区画+20Pa以上+40Pa未満の範囲内で陽圧化することが可能。
中央制御室待避室 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【6号及び7号炉共用】	194本	174本	20本	6号及び7号炉合計174本で中央制御室待避室を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 (フィルタ、ブロワー一体型)	2台	1台	1台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を陽圧化することが可能。 ただし、建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合においては、可搬型外気取入送風機とあわせて使用する。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機 【6号及び7号炉共用】	3台	2台	1台	建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合において、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機設置エリアを外気パージすることが可能。 その際には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の陽圧化のため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機とあわせて追加1台を使用。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【6号及び7号炉共用】	123本以上	123本	(現場運用を 考慮し別途決 定)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置の機能とあわせて、123本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を窒息防止しつつ10.5時間陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 (フィルタ、ブロワー一体型)	4台	2台	2台	2台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【6号及び7号炉共用】	1792本以上	1792本	(現場運用を 考慮し別途決 定)	1792本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を窒息防止しつつ10.5時間陽圧化することが可能。

※ 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

表 9 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	5台	2台	3台	5台中1台は予備として配備。

※ 保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

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



原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況は以下のとおり。

表1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（6号炉）（1/2）

接続口（建屋壁面）	設置場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考	
		低圧代替注水系（可搬型） 【47条】 原子炉格納容器下部注水（可搬型）【51条】	可搬型代替注水ポンプ （A-2級）	結合金具接続	系統構成上，原子炉注水と格納容器下部注水は同時使用可能	
				結合金具接続		
				結合金具接続（原子炉建屋内の接続口までホース敷設）		
		復水貯蔵槽への水の供給 【56条】			結合金具接続	-
					結合金具接続	
			燃料プール代替注水系 【54条】	可搬型代替注水ポンプ （A-1級） （A-2級）	-	-
結合金具接続（可搬スプレイヘッドまでホース敷設）						
結合金具接続（常設スプレイヘッド配管接続口へ接続）					-	

表1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況 (6号炉) (2/2)

接続口 (建屋壁面)	設置場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		代替原子炉補機冷却系 【48条】	熱交換器ユニット	フランジ接続	-
		代替原子炉補機冷却系 【48条, 50条】		フランジ接続	
		代替原子炉補機冷却系 【50条】		フランジ接続	
	可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 【57条】	電源車	貫通口 (建屋内で可搬ケーブルにボルト・ネジ接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 緊急用電源切替箱接続装置にボルト・ネジ接続)	交流電源負荷と直流電源負荷へ同時に給電可能	
貫通口 (建屋内で可搬ケーブルにボルト・ネジ接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 動力変圧器 6C 又は AM 用動力変圧器にボルト・ネジ接続)					

表2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（7号炉）（1/2）

接続口（建屋壁面）	場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考	
		低圧代替注水系（可搬型） 【47条】 原子炉格納容器下部注水（可搬型）【51条】	可搬型代替注水ポンプ （A-2級）	結合金具接続	系統構成上、原子炉注水と格納容器下部注水は同時使用可能	
				結合金具接続		
				結合金具接続 （原子炉建屋内の接続口までホース敷設）		
		復水貯蔵槽への水の供給 【56条】			結合金具接続	-
					結合金具接続	
			燃料プール代替注水系 【54条】	可搬型代替注水ポンプ （A-1級） （A-2級）	-	-
					結合金具接続（可搬スプレイヘッドまでホース敷設）	
結合金具接続（常設スプレイヘッド配管接続口へ接続）					-	

表2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（7号炉）（2/2）

接続口（建屋壁面）	場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		代替原子炉補機冷却系 【48条】	熱交換器ユニット	フランジ接続	—
		代替原子炉補機冷却系 【48条, 50条】		フランジ接続	
		代替原子炉補機冷却系 【50条】		フランジ接続	
		可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 【57条】	電源車	貫通口（建屋内で可搬ケーブルにボルト・ネジ接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 緊急用電源切替箱接続装置にボルト・ネジ接続） 貫通口（建屋内で可搬ケーブルにボルト・ネジ接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 動力変圧器7C又はAM用動力変圧器にボルト・ネジ接続）	交流電源負荷と直流電源負荷へ同時に給電可能

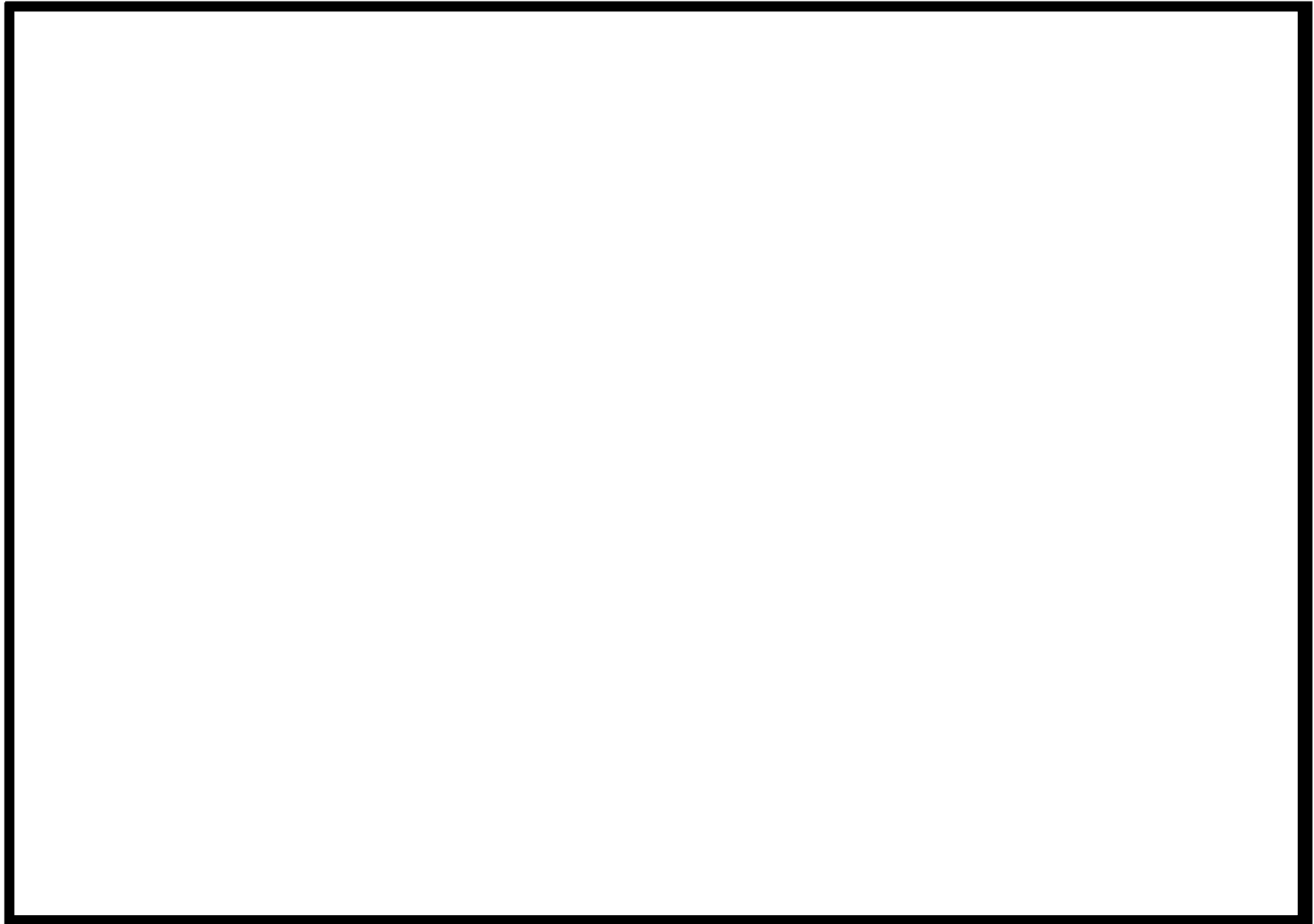


図 1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口 (6号炉)



図 2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口 (7号炉)

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

## 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

### 1. 概要

重大事故等対処設備については、待機時・機能要求時に適切な設計条件を与える必要がある。重大事故等対処設備の待機時の外部事象に対する耐性を確保するにあたっては、共通要因故障（設置許可基準規則 第 43 条 2-三，第 43 条 3-七），接続箇所（同第 43 条 3-二），保管場所（同 第 43 条 3-五），アクセスルート（同 第 43 条 3-六）の各観点で，第 6 条外部事象説明資料にて網羅的に収集した事象に加え，重大事故等対処設備に特有の事象を考慮する。さらに各事象の発生可能性や影響度等を踏まえ重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象を選定する。

なお，機能要求時の外部事象は，環境条件において考慮する。

### 2. 重大事故等対処設備に対し設計上考慮する事象

重大事故等対処設備の多様性，位置的分散等の設計に際し考慮する外部事象は，第 6 条での安全施設への検討を踏まえ抽出する。

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。

また，発電所敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という）は，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し，飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害等の事象を考慮する。

以上に加えて，重大事故等対処設備による対応が期待される，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

### 3. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象の選定

「2.」に挙げた設計上考慮する事象のうち，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象の選定を行う。

第 6 条での検討と同様，発電所及びその周辺での発生の可能性，安全施設への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，自然現象（地震及び津波を除



く。)として風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、外部人為事象として火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害を選定する。加えて以下の事象を選定する。

第6条において航空機落下確率が十分低いと評価した標的面積の範囲外に設置・保管する重大事故等対処設備があることを踏まえ飛来物(航空機落下)について選定する。

また、重大事故等対処設備による対応が期待される、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについて、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する。

#### 4. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象に対する評価

第6条で選定した外部事象に加えて、新たに重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定された2事象に対する評価を以下に示す。

##### ① 飛来物(航空機落下)

設計基準事故対処設備は、航空機落下確率が十分低いことから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失することはない。また、可搬型重大事故等対処設備については、可能な限り分散配置して保管する。

##### ② 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

可搬型重大事故等対処設備は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮して、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備に対して、同時に機能が失われないうよう、100m以上の離隔距離を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また、可搬型重大事故等対処設備については、可能な限り分散配置して保管する。

#### 5. 重大事故等対処設備の共通要因故障に対する防護方針

第43条の要求を踏まえ、設計基準事象によって、設計基準対象施設の安全機能と重大事故等対処設備の機能が同時に損なわれることがないことを確認するとともに、重大事故等対処設備の機能が喪失した場合においても、位置的分散又は頑健性のある外郭となる建屋による防護に期待できる代替手段等により必要な機能を維持できることを確認する。

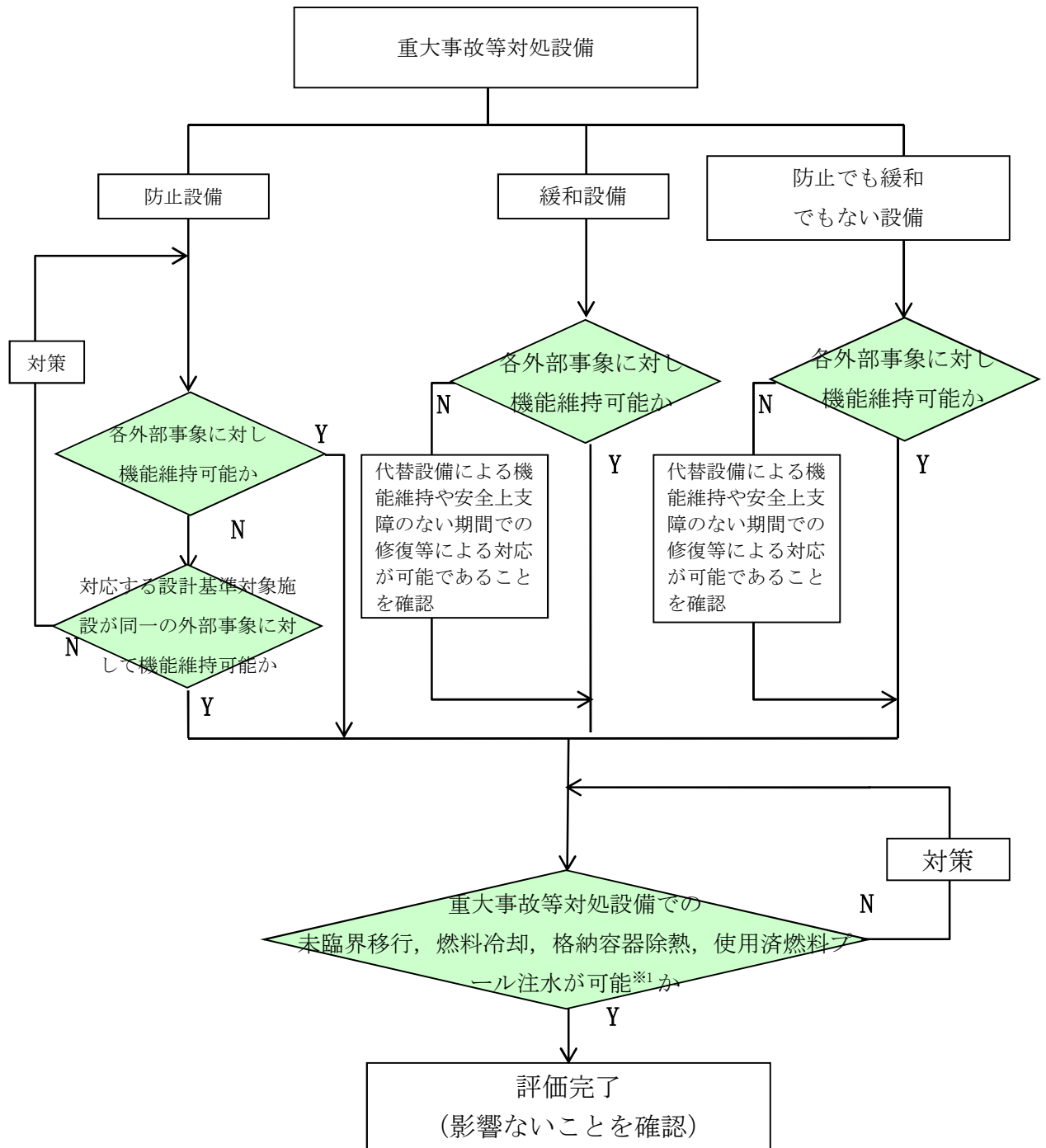
重大事故等対処設備の機能維持は、以下の方針に従い評価を実施する。

- (1) 重大事故防止設備は、外部事象によって対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれのないこと

- (2) 重大事故等対処設備であって、重大事故防止設備でない設備は、代替設備もしくは安全上支障のない期間内での復旧により機能維持可能であること
- (3) 外部事象が発生した場合においても、重大事故等対処設備によりプラント安全性に関する主要な機能（未臨界移行機能，燃料冷却機能，格納容器除熱機能，使用済燃料プール注水機能）が維持できること（各外部事象により重大事故等対処設備と設計基準対象施設が同時に損なわれることはないが，安全上支障のない期間内での復旧により機能維持可能であることを確認する）

外部事象による重大事故等対処設備への影響評価フロー並びに方針（1）及び（2）に対する評価結果をそれぞれ図1，表1に示す。方針（3）に示した，プラント安全性に関する主要な機能は，以下に例示するとおり重大事故等対処設備により維持される。

- ・ 未臨界移行機能：代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ停止
- ・ 燃料冷却機能：高圧代替注水系
- ・ 格納容器除熱機能：耐圧強化ベント系
- ・ 使用済燃料プール注水機能：燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ



※1：各外部事象により重大事故等対処設備と設計基準対象施設が同時に損なわれることはないが、安全上支障のない期間内での復旧により機能維持可能であることを確認。

図 1 外部事象による重大事故等対処設備への影響評価フロー













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

## 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

### 1. 概 要

「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」（以下「設置許可基準規則」という。）第四十三条第2項第三号にて，常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また，同規則第四十三条第3項第七号にて，可搬型重大事故防止設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれることがないことを要求している。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故防止設備が，単一の火災によっても上記の要求に適合していることを以下に示す。また，これを踏まえて，内部火災が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に示す。

## 2. 基本事項

### [要求事項]

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  
(重大事故等対処設備)

#### 第四十三条

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

七 重大事故防止設備のうち可搬型のもものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

## 2.1. 基本的な防護方針の整理

重大事故等対処施設に対する火災防護としては、設置許可基準規則第四十一条にしたがい、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生防止対策及び火災感知・消火対策を実施する。

一方、設置許可基準規則第四十三条第2項第三号を火災の観点からみると、常設重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないことを要求している。また、設置許可基準規則第四十三条第3項第七号を火災の観点からみると、可搬型重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないこと、及び当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能とが同時喪失しないこと、さらには当該設備の機能と常設重大事故防止機能の重大事故対処に必要な機能とが同時喪失しないことを要求している。

これらを踏まえ、内部火災が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。この際、運転員等による各種対応操作<sup>\*1</sup>に関しても、火災による影響を考慮の上、期待することとする。

### 方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は、内部火災によって、対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれのないこと

### 方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって、重大事故防止設備でない設備は、修復性等も考慮の上、できる限り内部火災に対する頑健性を確保すること

### 方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部火災が発生した場合においても、設計基準対象施設の機能に期待せずに、重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能<sup>\*2</sup>が損なわれるおそれのないこと

※1：火災の影響により電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に、現場の環境状況を考慮の上、運転員等が現場へアクセスし、消火活動後、手動にて弁操作を実施する、等

※2：「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能とする

## 2.2. 方針への適合性確認の流れ

2.1. に示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第三十七条以降の各条文に該当する重大事故等対処施設を抽出し、それらを「防止設備」「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

### (1) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は「防止設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の「防止設備」が、単一の火災による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、単一の火災で当該防止設備に対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

### (2) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」が、単一の火災による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

### (3) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れで確認する。

- ①：火災による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

### 3. 火災による重大事故対処設備の独立性・修復性

#### 3.1. 重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備等への影響（独立性）

設置許可基準規則第四十三条第2項第三号を火災の観点からみると、常設重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないことを要求している。また、設置許可基準規則第四十三条第3項第七号を火災の観点からみると、可搬型重大事故防止設備は、単一の火災によって当該設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能とが同時喪失しないこと、及び当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能とが同時喪失しないこと、さらには当該設備の機能と常設重大事故防止機能の重大事故対処に必要な機能とが同時喪失しないことを要求している。

このため、まずは単一の火災によって可搬型重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないこと、当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が同時に喪失しないこと、及び当該設備の機能と常設重大事故防止設備の重大事故対処に必要な機能が同時に機能喪失しないことを確認する。

次に、単一の火災によって常設重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを示す。

また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置していることを示す。

なお、上記の確認は、重大事故防止設備の各機能について、火災によって当該設備の機能と、当該設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを確認することによって、任意の単一火災によって、重大事故防止設備の機能と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に喪失しないことを示すものである。

### 3.1.1. 可搬型重大事故防止設備の火災による設計基準対象施設等への影響

重大事故防止設備のうち可搬型のものを第1表に示す。

第1表：可搬型重大事故防止設備（1／3）

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B
高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンベ		(アキュムレータ)
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口〔流路〕	47	残留熱除去系 （低圧注水モード）
代替原子炉補機冷却系による除熱 *水源は海を使用	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース〔流路〕	48	原子炉補機冷却系
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ		残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、 原子炉補機冷却系
代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口〔流路〕	49	残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ	50	-
燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレー	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口〔流路〕	54	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系
燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレーヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレー	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） 可搬型スプレーヘッダ ホース・接続口〔流路〕		
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース〔流路〕		

第1表：可搬型重大事故防止設備（2／3）

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設		
系統機能	主要設備				
水の供給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	56	—		
	ホース・接続口〔流路〕				
	大容量送水車（海水取水用）				
	ホース〔流路〕				
常設代替交流電源設備 による給電	タンクローリ（16kL）	57	非常用交流電源設備		
	ホース〔燃料流路〕				
可搬型代替交流電源設備 による給電	電源車				
	タンクローリ（4kL）				
	ホース〔燃料流路〕				
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 電路〔電路〕				
	電源車～動力変圧器C系電路〔電路〕				
電源車～AM用動力変圧器電路〔電路〕					
可搬型代替交流電源設備 による代替原子炉補機 冷却系への給電	電源車				
	電源車～代替原子炉補機冷却系電路 〔電路〕				
号炉間電力融通ケーブルに よる給電	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）			57	非常用所内電気設備
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型） ～緊急用電源切替箱接続装置電路 〔電路〕				
可搬型直流電源設備 による給電	電源車			57	非常用直流電源設備
	タンクローリ（4kL）				
	ホース〔燃料流路〕				
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 電路〔電路〕				
	電源車～AM用動力変圧器電路〔電路〕				
燃料補給設備	タンクローリ（4kL）	57	（軽油タンク）		
	ホース〔燃料流路〕				
その他	電源車電圧	58	—		
	電源車周波数				
居住性の確保	中央制御室可搬型陽圧化空調機	59	中央制御室換気空調系		
	中央制御室可搬型陽圧化 空調機用仮設ダクト〔流路〕				



第 1 表：可搬型重大事故防止設備（3 / 3）

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設	
系統機能	主要設備			
居住性の確保（対策本部）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （対策本部）可搬型陽圧化空調機	61	-	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対 策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設 ダクト〔流路〕			
居住性の確保（待機場所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （待機場所）可搬型陽圧化空調機			
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待 機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設 ダクト〔流路〕			
通信連絡（5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所）	無線連絡設備（可搬型）			送受信器， 電力保安通信用電話設備 -
	携帯型音声呼出電話設備			
電源の確保（5号炉原子炉建 屋内緊急時対策所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備	非常用所内電気設備  （軽油タンク）		
	可搬ケーブル			
	タンクローリ（4kL）			
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	62	送受信器， 電力保安通信用電話設備 -	
	無線連絡設備（可搬型）			

第1表の設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1級、A-2級）、代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット・大容量送水車（熱交換器ユニット用）・代替原子炉補機冷却海水ストレナ）、可搬型スプレイヘッダ、ホース・接続口〔流路〕、大容量送水車（海水取水用）、電源車、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、可搬ケーブル、タンクローリ、ホース〔燃料流路〕、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、6号及び7号炉の原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋、常設代替交流電源設備等とは距離的に離れた場所に配備することとしており、これらの設備に火災が発生しても、各重大事故防止設備が代替する機能を有する設計基準事故対象設備、6号及び7号炉の使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能、又は常設重大事故防止設備に影響を及ぼすおそれはない。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（41-3 添付資料3）遠隔空気駆動弁操作ポンベについては、不燃性材料で構成され過圧防止の安全弁を設ける等、火災により影響を受けることは考えにくく、また代替する機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（原子炉建屋原子炉区域内）、原子炉補機冷却系（タービン建屋）とは別の原子炉建屋原子炉区域外に分散配置する設計とする。すなわち、2.2. (1)①並びに②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

高圧窒素ガスポンベは原子炉建屋 [ ] 及び [ ] (6号炉)、又は [ ] 及び [ ] (7号炉) に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は原子炉建屋 [ ] (6号炉及び7号炉) に設置されている。一方、当該ポンベが代替する機能を有する設計基準事故対処設備である自動減圧系の圧縮空気供給機能（駆動用窒素源）は原子炉格納容器内に設置されている。したがって、高圧窒素ガスポンベと圧縮空気供給機能（駆動用窒素源）は分散配置されており、火災により同時に機能喪失することはない。また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が代替する機能を有する設計基準対処設備である直流125V蓄電池A、A-2、Bはコントロール建屋 [ ] [ ] (6号炉及び7号炉) に設置されている。したがって、火災によって逃がし安全弁用可搬型蓄電池と直流125V蓄電池A、A-2、Bが同時に機能喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（第1図）

中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクトについては、当該空調機が代替する機能を有する設計基準事故対処設備である中央制御室換気空調系を設置する火災区域とは別の火災区域に設置することから、火災によって中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクトと中央制御室換気空調系が同時に機能喪失することは

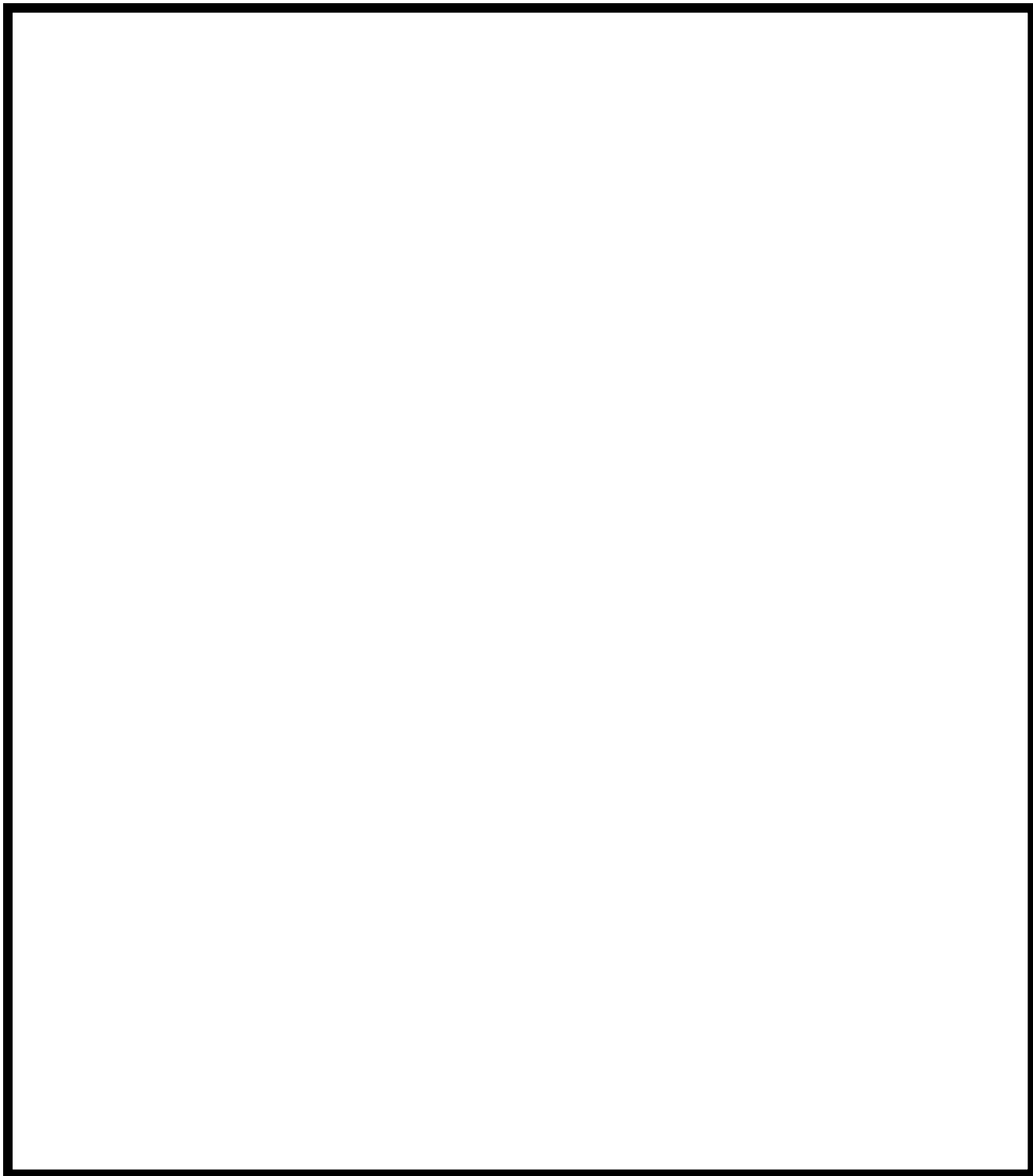
ない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(第2図)

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機(対策本部、待機場所)及び可搬型陽圧化空調機用仮設ダクトについては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部、待機場所)が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該空調機の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機(対策本部、待機場所)及び可搬型陽圧化空調機用仮設ダクトは単一の火災に対して予備機を分散配備することから、火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部、待機場所)の居住性を確保する機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(第3図)

携帯型音声呼出電話設備は6号及び7号炉の中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置しているが、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である送受話器、電力保安通信用電話設備は廃棄物処理建屋・コントロール建屋に設置しており、位置的分散が図られていることから、火災によって発電所内の通信連絡機能が喪失することはない。また、無線連絡設備(可搬型)については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置されているが、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である送受話器、電力保安通信用電話設備は廃棄物処理建屋・コントロール建屋に設置しており、位置的分散が図られていることから、火災によって発電所内の通信連絡機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(第4図)

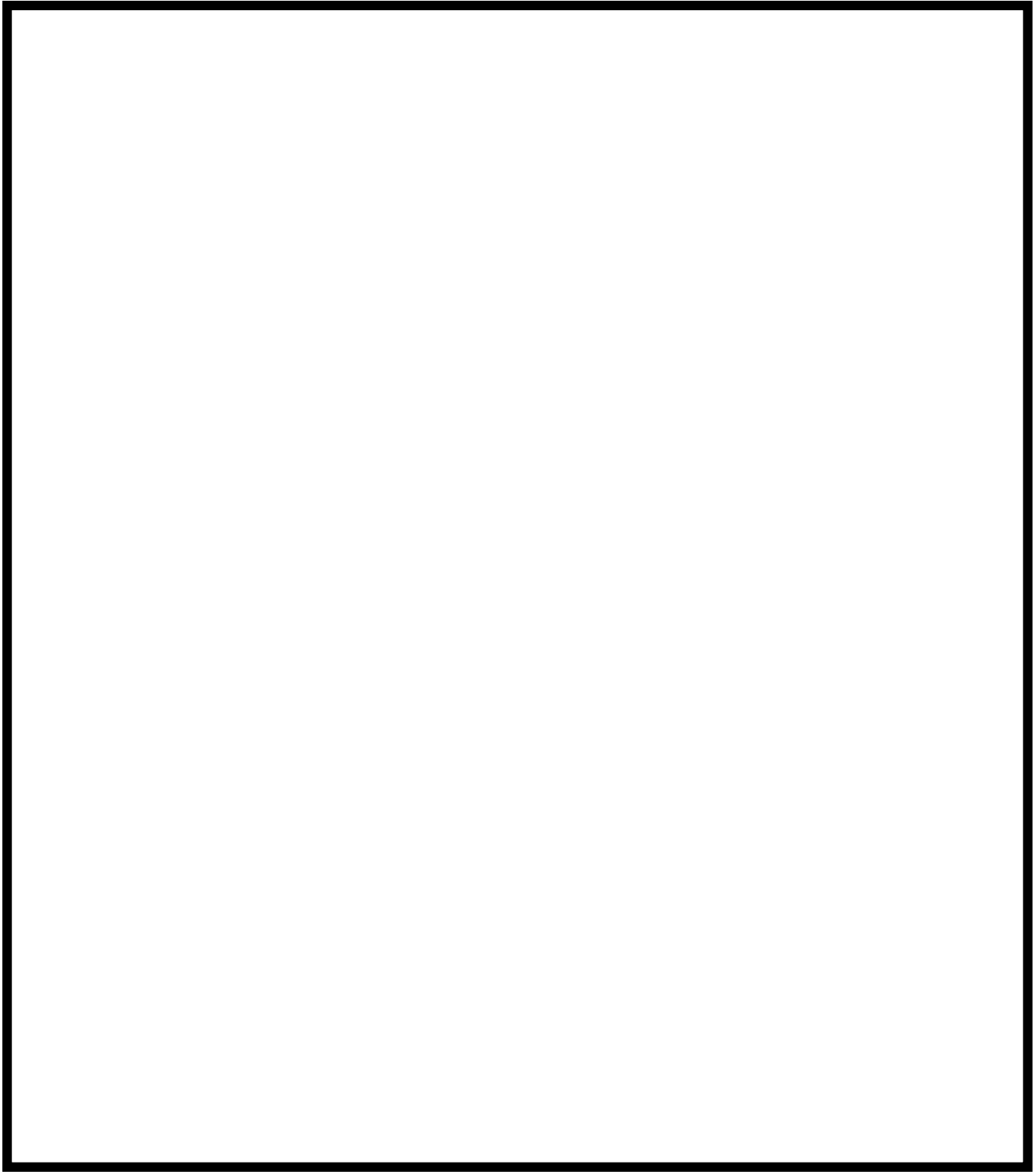
以上より、単一の火災によって、可搬型重大事故防止設備は、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれはない。

また、当該設備の機能と使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能も同時に喪失しない。さらに、当該設備の機能と常設重大事故防止設備の重大事故対処に必要な機能についても同時に機能喪失しない。



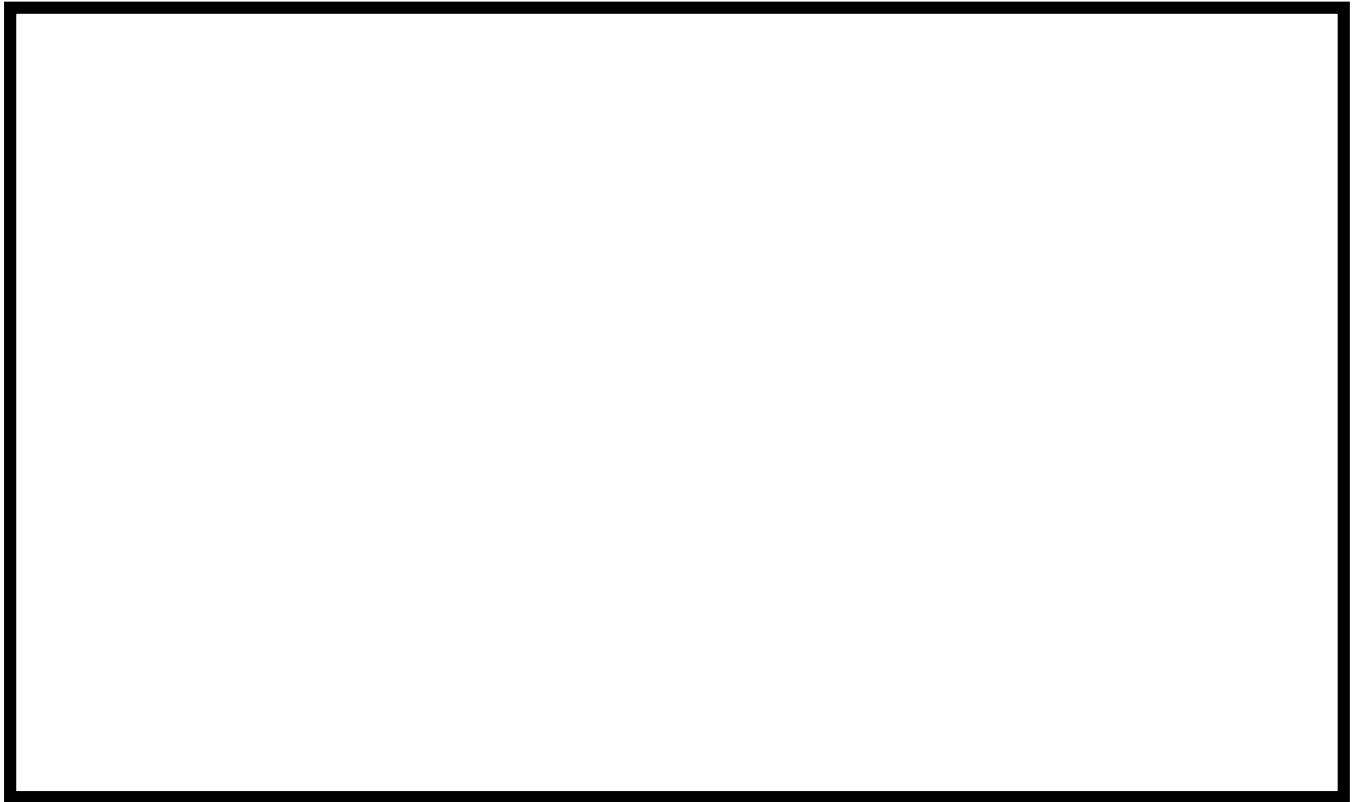
6号炉の配置

第 1-1 図：高圧窒素ガスボンベとアキュムレータの配置



7号炉の配置

第 1-2 図：高圧窒素ガスボンベとアキュムレータの配置



6号炉の配置



7号炉の配置

第 1-3 図：逃がし安全弁用可搬型蓄電池と直流 125V 蓄電池 A, A-2, B の配置

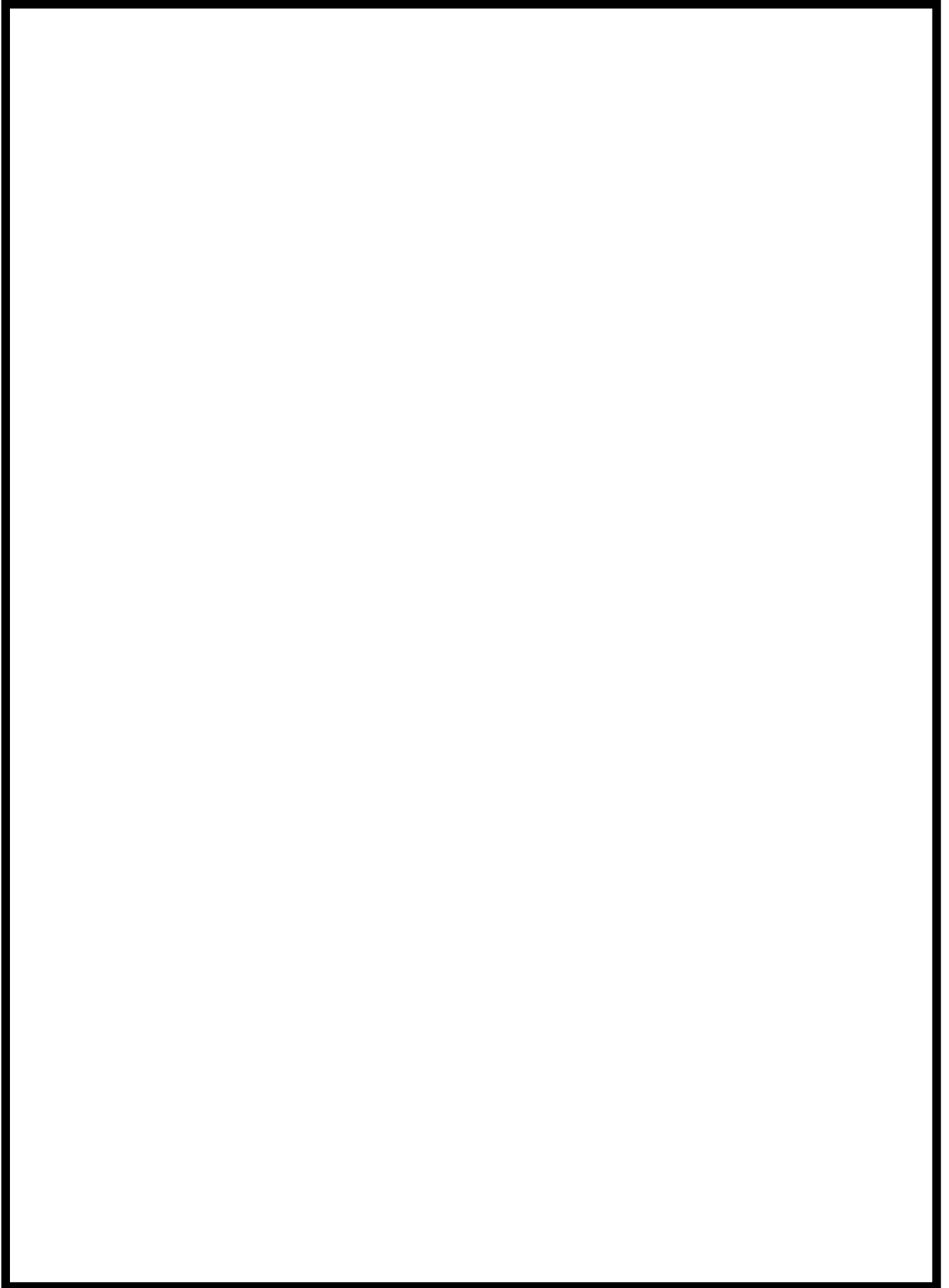


6号炉の配置



7号炉の配置

第2図：中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室換気空調系の配置



第 3 図 : 5 号炉原子炉建屋緊急時対策所可搬型換気空調系の配置



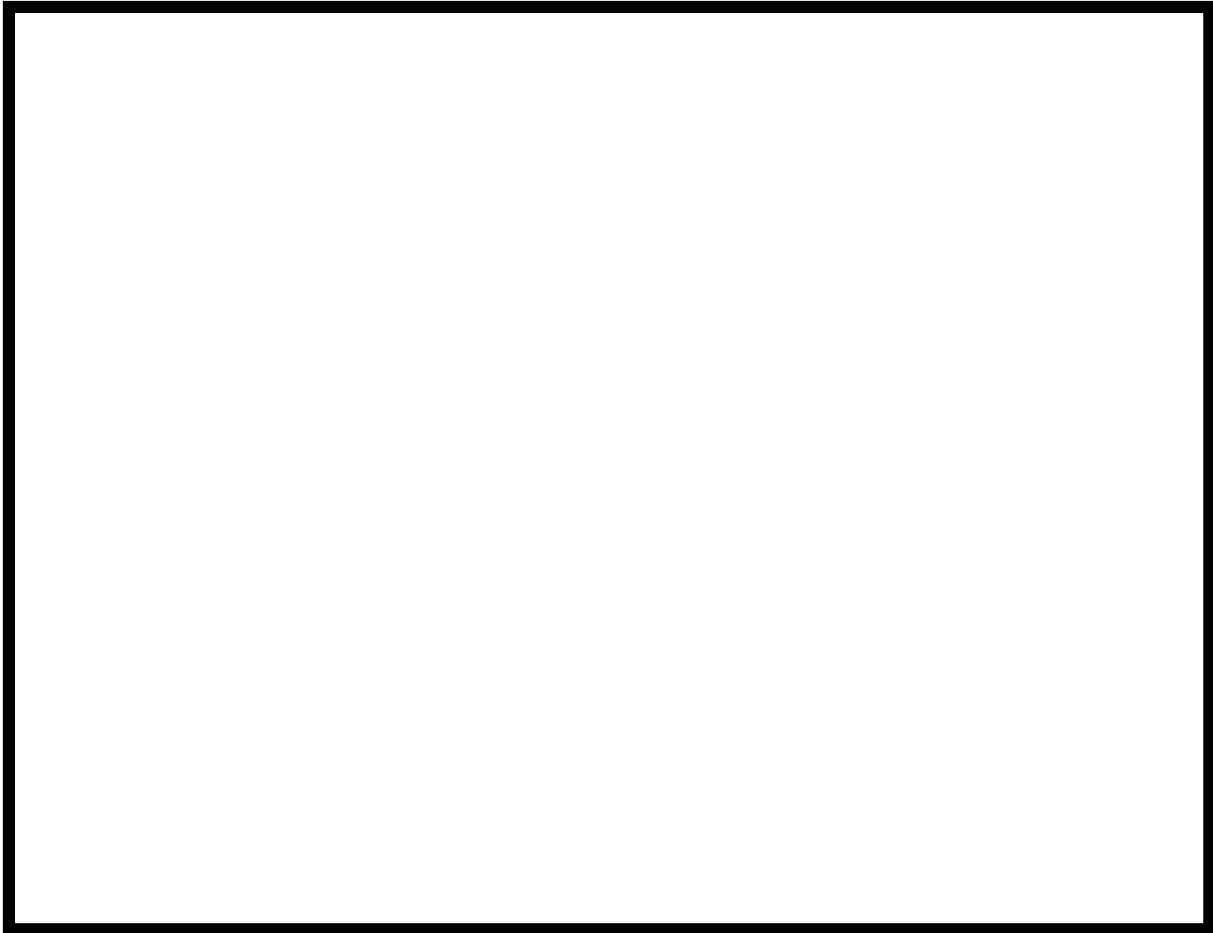


5号炉の配置



6/7号炉の配置

第4-1図：通信連絡設備の配置



7号炉の配置



6号炉の配置

第 4-2 図：通信連絡設備の配置

### 3.1.2. 常設重大事故防止設備の火災による設計基準対象施設への影響

重大事故防止設備のうち常設のものを第2表に示す。

第2表：常設重大事故防止設備（1 / 14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	44	原子炉緊急停止系
	制御棒		
	制御棒駆動機構 (水圧駆動)		
	制御棒駆動系 水圧制御ユニット		
	制御棒駆動系 配管 [流路]		
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)		
ほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク		
	ほう酸水注入系ポンプ		
	ほう酸水注入系 配管・弁 [流路]		
	高圧炉心注水系 配管・弁・スパージャ [流路]		
出力急上昇の防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ		自動減圧系
高圧代替注水系による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	45	高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]		
	主蒸気系 配管・弁 [流路]		
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 [流路]		
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 [流路]		
	復水補給水系 配管・弁 [流路]		
	高圧炉心注水系 配管・弁 [流路]		
	残留熱除去系 配管・弁 (7号炉のみ) [流路]		
	給水系 配管・弁・スパージャ [流路]		
	原子炉圧力容器 [注水先]	45, 47	
高圧炉心注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ※	45	(高圧炉心注水系), 原子炉隔離時冷却系
	高圧炉心注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路] ※		
	復水補給水系 配管 [流路] ※		

第2表：常設重大事故防止設備（2／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設	
系統機能	主要設備			
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ※	45	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁〔流路〕※			
	主蒸気系 配管・弁〔流路〕※			
	原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ〔流路〕※			
	復水補給水系 配管・弁〔流路〕※			
	高圧炉心注水系 配管・弁〔流路〕※			
	給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕※			
逃がし安全弁	逃がし安全弁〔操作対象弁〕	46	(逃がし安全弁)	
	逃がし弁機能用アキュムレータ		(アキュムレータ)	
	自動減圧機能用アキュムレータ		(逃がし安全弁排気管)	
	主蒸気系配管・クエンチャ〔流路〕			
原子炉減圧の自動化 *自動減圧機能付き逃がし安全弁のみ	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	46	自動減圧系	
	自動減圧系の起動阻止スイッチ			
可搬型直流電源設備による減圧	AM用切替装置（SRV）	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	
高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガス供給系 配管・弁〔流路〕		(アキュムレータ)	
	自動減圧機能用アキュムレータ〔流路〕			
	逃がし弁機能用アキュムレータ〔流路〕			
インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	高圧炉心注水系注入隔離弁※		46	(高圧炉心注水系 注入隔離弁)
ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネル			-
低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	47	残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	復水補給水系 配管・弁〔流路〕			
	残留熱除去系 配管・弁・スパージャ〔流路〕			
	給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕			
	高圧炉心注水系 配管・弁〔流路〕			
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	復水補給水系 配管・弁〔流路〕	47	残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	残留熱除去系 配管・弁・スパージャ〔流路〕			
	給水系 配管・弁・スパージャ〔流路〕			

第2表：常設重大事故防止設備（3／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
低圧注水	残留熱除去系ポンプ※	47	(残留熱除去系 (低圧注水モード))
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路] ※		
原子炉停止時冷却	給水系 配管・弁・スパージャ [流路] ※	47	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))
	残留熱除去系ポンプ※		
	残留熱除去系熱交換器※		
	残留熱除去系 配管・弁・スパージャ [流路] ※		
非常用取水設備	海水貯留堰	47, 48,	(海水貯留堰)
	スクリーン室	49, 50,	(スクリーン室)
	取水路	54, 56	(取水路)
	補機冷却用海水取水路※	47, 48,	(補機冷却用海水取水路)
	補機冷却用海水取水槽※	49	(補機冷却用海水取水槽)
代替原子炉補機冷却系による除熱*水源は海を使用	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク [流路]	48	原子炉補機冷却系
	残留熱除去系熱交換器 [流路]		
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作設備	48	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 [流路]		
	不活性ガス系 配管・弁 [流路]		
	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 [流路]		
	耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁 [流路]		
	非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]		
	主排気筒 (内筒) [流路]		
原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) [排出元]	48, 49, 50, 52	(原子炉格納容器)	
原子炉停止時冷却	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※	48	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)

第2表：常設重大事故防止設備（4／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	48	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系
	よう素フィルタ		
	ラプチャーディスク		
	ドレン移送ポンプ		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁[流路]		
	フィルタベント遮蔽壁		
	配管遮蔽		
	淡水貯水池 [水源]		
	不活性ガス系 配管・弁 [流路]		
	耐圧強化ベント系 配管・弁 [流路]		
	格納容器圧力逃がし装置 配管・弁 [流路]		
	原子炉補機冷却系 *水源は海を使用		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	49	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	復水補給水系 配管・弁 [流路]		
	残留熱除去系 配管・弁 [流路]		
	格納容器スプレイ・ヘッダ[流路]		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	高圧炉心注水系配管・弁 [流路]	49	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	復水補給水系配管・弁[流路]		
	残留熱除去系配管・弁 [流路]		
格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	格納容器スプレイ・ヘッダ[流路]	49	（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））
	残留熱除去系ポンプ※		
	残留熱除去系熱交換器※		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路] ※		
サブプレッション・チェンバ・プール水の冷却	格納容器スプレイ・ヘッダ[流路]	49	（残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード））
	残留熱除去系ポンプ※		
	残留熱除去系熱交換器※		
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ [流路]※		

第2表：常設重大事故防止設備（5／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	50	—
	よう素フィルタ		
	ラプチャーディスク		
	ドレン移送ポンプ		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁[流路]		
	フィルタベント遮蔽壁		
	配管遮蔽		
	不活性ガス系 配管・弁 [流路]		
	耐圧強化ベント系 配管・弁 [流路]		
	格納容器圧力逃がし装置 配管・弁 [流路]		
	燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ		
燃料プール代替注水系 配管・弁 [流路]			
使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）[注水先]		（使用済燃料プール）	
燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	燃料プール代替注水系 配管・弁 [流路]	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	54	使用済燃料貯蔵プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

第2表：常設重大事故防止設備（6／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	54	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給） （燃料プール冷却浄化系）
	燃料プール冷却浄化系熱交換器		
	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク〔流路〕		
	燃料プール冷却浄化系配管・弁〔流路〕		
	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク〔流路〕		
	燃料プール冷却浄化系ディフューザ〔流路〕		
重大事故等収束のための水源 ※水源としては海も使用可能	復水貯蔵槽	49, 56	（サプレッション・チェンバ） （復水貯蔵槽）
水の供給	CSP 外部補給配管・弁〔流路〕	56	—
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	57	非常用交流電源設備
	軽油タンク		
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク		
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		
	軽油タンク出口ノズル・弁〔燃料流路〕		
	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁〔燃料流路〕		
	第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路〔電路〕		
	第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路〔電路〕		
号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル（常設）	57	非常用所内電気設備
	号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路〔電路〕		
	緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路〔電路〕		



第2表：常設重大事故防止設備（7／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
可搬型代替交流電源設備による給電	軽油タンク	57	非常用交流電源設備
	軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]		
	緊急用電源切替箱接続装置～非常用 高压母線 C 系及び D 系電路[電路]		
	動力変圧器 C 系～非常用高压母線 C 系及び D 系電路[電路]		
	緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路[電路]		
	AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 [電路]		
所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A		非常用直流電源設備（B 系, C 系及び D 系）
	直流 125V 蓄電池 A-2		
	AM 用直流 125V 蓄電池		
	直流 125V 充電器 A		
	直流 125V 充電器 A-2		
	AM 用直流 125V 充電器		
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直 流母線電路[電路]		
	直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～ 直流母線電路[電路]		
常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池		非常用直流電源設備
	AM 用直流 125V 充電器		
	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路[電路]		
可搬型直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 充電器	非常用直流電源設備 -	
	軽油タンク		
	軽油タンク出口ノズル・弁[燃料流 路]		
	緊急用電源切替箱接続装置～直流 母線電路[電路]		
	AM 用動力変圧器～直流母線電路 [電路]		

第2表：常設重大事故防止設備（8／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設	
系統機能	主要設備			
代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	57	非常用所内電気設備	
	緊急用電源切替箱断路器			
	緊急用電源切替箱接続装置			
	AM用動力変圧器			
	AM用MCC			
	AM用操作盤			
	AM用切替盤			
	非常用高圧母線C系			
非常用高圧母線D系	非常用所内電気設備 (E系)			
非常用直流電源設備			直流125V蓄電池A	直流125V蓄電池B, 直流125V蓄電池C, 直流125V蓄電池D
			直流125V蓄電池A-2	(直流125V蓄電池B)
			直流125V蓄電池B※	(直流125V蓄電池C)
			直流125V蓄電池C※	(直流125V蓄電池D)
			直流125V蓄電池D※	直流125V充電器B, 直流125V充電器C, 直流125V充電器D
			直流125V充電器A	(直流125V充電器B)
			直流125V充電器A-2	(直流125V充電器C)
		直流125V充電器B※	(直流125V充電器D)	
		直流125V充電器C※	直流125V蓄電池及び充電器B～直流母線電路, 直流125V蓄電池及び充電器C～直流母線電路, 直流125V蓄電池及び充電器D～直流母線電路	
		直流125V充電器D※	(直流125V蓄電池及び充電器B～直流母線電路)	
		直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線電路[電路]	(直流125V蓄電池及び充電器C～直流母線電路)	
		直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線電路[電路]	(直流125V蓄電池及び充電器D～直流母線電路)	
		直流125V蓄電池及び充電器B～直流母線電路[電路]		
	直流125V蓄電池及び充電器C～直流母線電路[電路]※			
直流125V蓄電池及び充電器D～直流母線電路[電路]※				
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク)		
	軽油タンク出口ノズル・弁[流路]			

第2表：常設重大事故防止設備（9／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ <sup>1</sup>
系統機能	主要設備		
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機※	57	(非常用ディーゼル発電機)
	燃料移送ポンプ※		(燃料移送ポンプ)
	軽油タンク		(軽油タンク)
	燃料ディタンク※		(燃料ディタンク)
	非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁[燃料流路]※		(非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁)
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路[電路]※		(非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路)
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	58	主要パラメータの他チャンネル原子炉圧力 (SA) ※ <sup>2</sup>
	原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力 ※ <sup>2</sup>
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		主要パラメータの他チャンネル原子炉水位 (SA) ※ <sup>3</sup>
	原子炉水位 (SA)		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>3</sup>
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量		復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	復水補給水系流量 (RHRA 系代替注水流量)		
	復水補給水系流量 (RHRB 系代替注水流量)		
	原子炉隔離時冷却系系統流量※		
	高圧炉心注水系系統流量※		
	残留熱除去系系統流量※		サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHRB 系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	

※1：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※2：「原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域)，原子炉水位 (SA)，原子炉圧力容器温度」を含む

※3：「高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)，復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量，原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)，格納容器圧力 (S/C)」を含む

第2表：常設重大事故防止設備（10／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	58	主要パラメータの 他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	サプレッション・チェンバ 気体温度		サプレッション・ チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C)
	サプレッション・ チェンバ・プール水温度		主要パラメータの 他チャンネル サプレッション・ チェンバ気体温度
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)		格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度
	格納容器内圧力 (S/C)		格納容器内圧力 (D/W) サプレッション・チェン バ気体温度
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・ チェンバ・プール水位		復水補給水系流量 (RHRB 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)		主要パラメータの 他チャンネル
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)		主要パラメータの 他チャンネル
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ		主要パラメータの 他チャンネル 平均出力領域モニタ
	平均出力領域モニタ		主要パラメータの 他チャンネル 起動領域モニタ
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サプレッション・ チェンバ・プール水温度		主要パラメータの 他チャンネル サプレッション・ チェンバ気体温度
	復水補給水系流量 (RHRA 系代替注 水流量)		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度

第2表：常設重大事故防止設備（11／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ <sup>1</sup>
系統機能	主要設備		
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	復水補給水系流量 (RHRB 系代替注水流量)	58	復水補給水系流量 (RHRA 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位		主要パラメータの他チャンネル
	フィルタ装置入口圧力		格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	フィルタ装置出口放射線モニタ		主要パラメータの他チャンネル
	フィルタ装置水素濃度		主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		主要パラメータの他チャンネル
	フィルタ装置スクラバ水 pH		フィルタ装置水位
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ		主要パラメータの他チャンネル
	フィルタ装置水素濃度		格納容器水素濃度 (SA)
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度※		原子炉圧力容器温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
	残留熱除去系熱交換器出口温度※		残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
	残留熱除去系系統流量※		残留熱除去系ポンプ吐出圧力

第2表：常設重大事故防止設備（12／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ <sup>1</sup>
系統機能	主要設備		
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	58	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)
	原子炉水位 (SA)		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	原子炉圧力		主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) <sup>※2</sup>
	原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力 <sup>※2</sup>
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル雰囲気温度		主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)
	格納容器内圧力 (D/W)		格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度

第2表：常設重大事故防止設備（13／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ <sup>1</sup>
系統機能	主要設備		
水源の確認	復水貯蔵槽水位（SA）	58	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RHRA系代替注水流量）、復水補給水系流量（RHRB系代替注水流量）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心注水系系統流量復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、復水移送ポンプ吐出圧力
	サプレッション・チェンパ・プール水位		復水補給水系流量（RHRA系代替注水流量）、復水補給水系流量（RHRB系代替注水流量）、残留熱除去系系統流量、復水移送ポンプ吐出、残留熱除去系ポンプ吐出圧力
その他	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	58	-
	高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力		
	RCW サージタンク水位※		
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度※		
	ドレンタンク水位		
	M/C C 電圧		
	M/C D 電圧		
	第一 GTG 発電機電圧		
	非常用 D/G 発電機電圧		
	非常用 D/G 発電機電力		
	非常用 D/G 発電機周波数		
	非常用 D/G 発電機電圧（他号炉）		
	非常用 D/G 発電機電力（他号炉）		
	非常用 D/G 発電機周波数（他号炉）		
	P/C C-1 電圧		
	P/C D-1 電圧		
	P/C C-1 電圧（他号炉）		
P/C D-1 電圧（他号炉）			
直流 125V 主母線盤 A 電圧			

第2表：常設重大事故防止設備（14／14）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ <sup>1</sup>
系統機能	主要設備		
その他	直流 125V 主母線盤 B 電圧	58	-
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧		
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧		
	第一 GTG 発電機周波数		
	M/C E 電圧※		
	P/C E-1 電圧※		
	直流 125V 主母線盤 C 電圧※		
居住性の確保	中央制御室遮蔽	59	(中央制御室遮蔽)
	中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ) [流路]		中央制御室換気空調系
	中央制御室換気空調系ダクト (MCR 外気取入ダクト, MCR 排気ダクト) [流路]		
居住性の確保 (対策本部)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 高気密室	61	-
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置		
居住性の確保 (待機場所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	61	-
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽		
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)	61	送受信器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	負荷変圧器 交流分電盤		非常用所内電気設備
発電所内の通信連絡	無線連絡設備 (常設)	62	送受信器, 電力保安通信用電話設備
	無線連絡設備 (屋外アンテナ) [伝送路]		



第2表の設備のうち、配管、手動弁、逆止弁、海水ストレーナ、ストレーナ、スパージャ、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽、スプレイヘッダ、クエンチャ、ディフューザ、熱交換器、発火性・引火性物質を内包しないタンク、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ、防火水槽、淡水貯水池、海水取水箇所、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、ラプチャーディスク、使用済燃料プール、遮蔽、遠隔手動弁操作設備、ダクト、ダンパ、アキュムレータ、原子炉建屋ブローアウトパネル、主排気筒（内筒）は金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。また、逃がし安全弁・真空破壊弁については、原子炉運転中は窒素封入された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。



上記以外の常設重大事故防止設備について、当該設備の機能と、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能が火災によって同時に喪失しないことを以下に示す。

(1) 代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系[44条]

代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系は重大事故等時に原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能を代替するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉緊急停止系」である。

原子炉緊急停止系の機器等のうち，制御棒，制御棒案内管，制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒カップリング，制御棒駆動機構カップリング，制御棒駆動機構ラッチ機構，制御棒駆動機構ハウジングについては，原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内に設置されており，不燃性材料で構成されていることから，火災により本機能に影響が及ぶおそれはない。

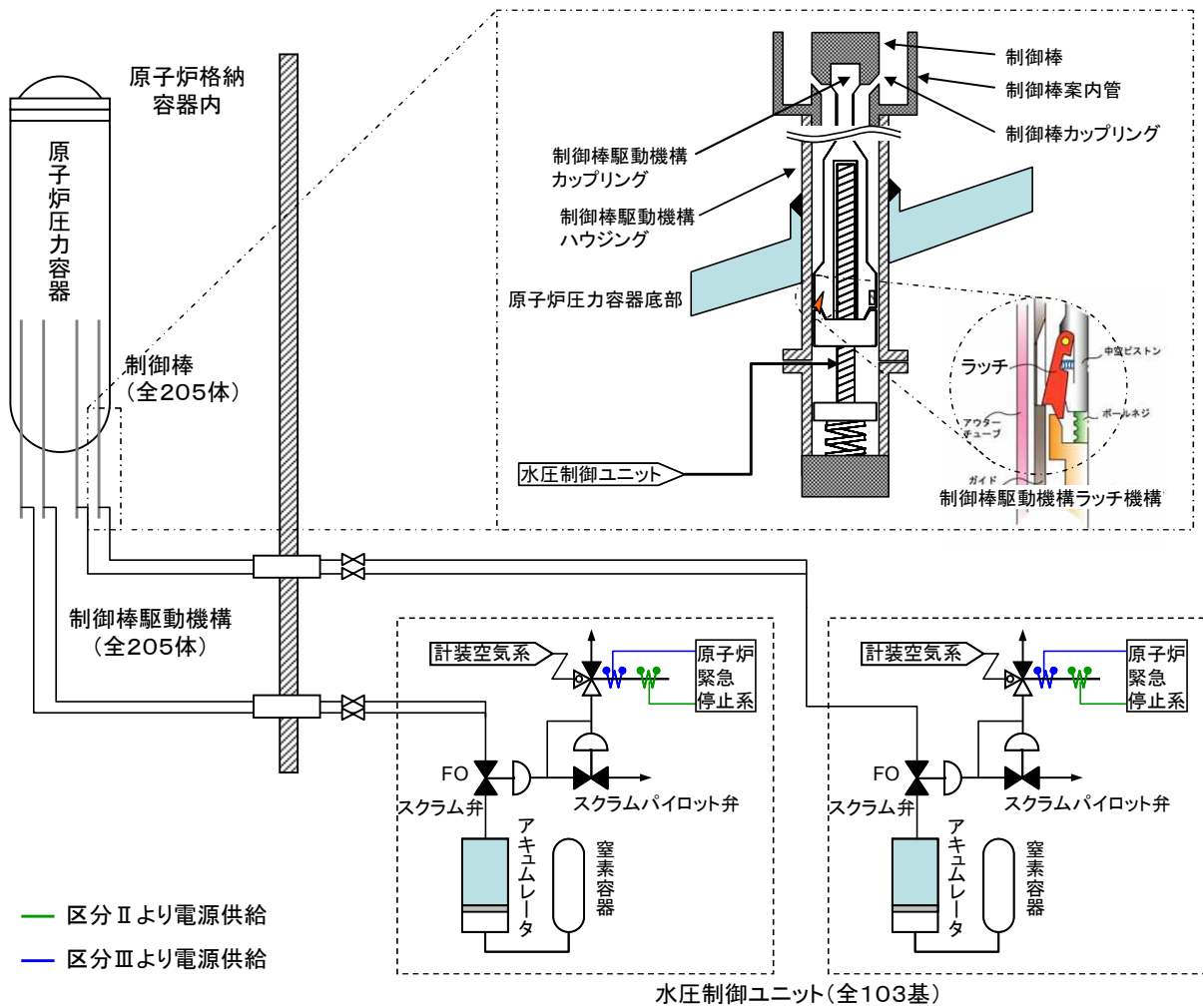
また，水圧制御ユニットについては，フェイルセーフ設計となっており，火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合，あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合も，スクラム弁が「開」動作しスクラムすることから，火災により本機能に影響が及ぶおそれはない。さらに，万一火災によってケーブルが損傷し，すべての電磁弁が無励磁とならない場合においても，電磁弁の電源をOFFとすることによってスクラム弁を「開」動作しスクラムさせることができる。（第5図）

一方，ほう酸水注入系については原子炉建屋  に設置されており，未臨界維持機能として同等の機能を有している制御棒駆動機構（水圧駆動は原子炉建屋  に設置，制御棒駆動機構は原子炉格納容器内に設置）と位置的分散を図り，火災に対する影響軽減対策を実施している。

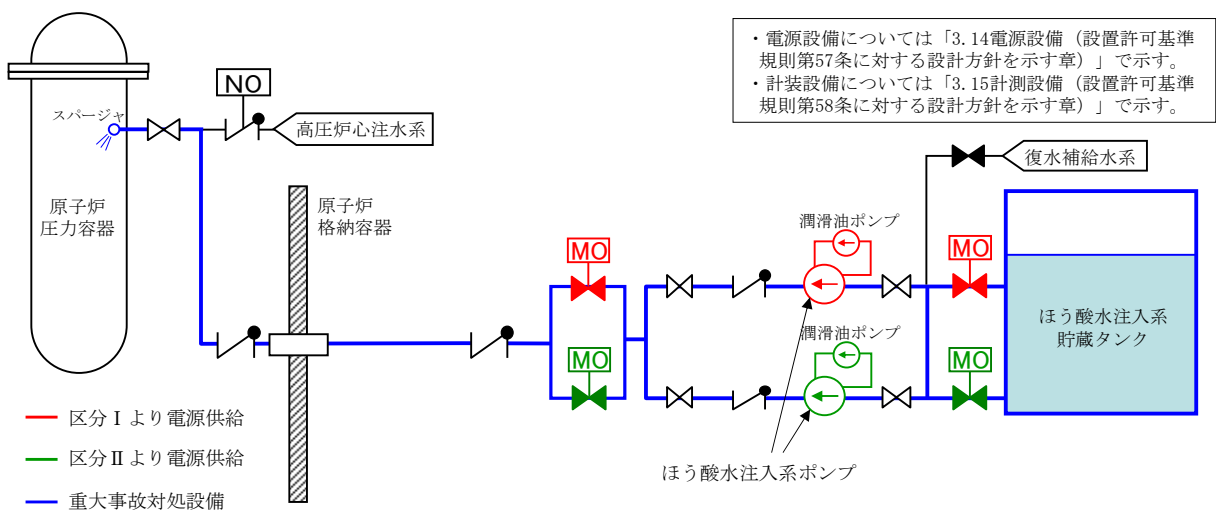
（第6，7図）

加えて，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じているとともに，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，局所固定式ガス消火設備並びに消防法に基づく消火設備を設置している。

以上より，原子炉の緊急停止機能，未臨界維持機能は火災によって影響を受けないことから，代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系のいずれかに単一の火災が発生した場合でも，原子炉の緊急停止機能及び未臨界維持機能すなわち，原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系は同時にすべて喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)①②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第5図：制御棒駆動系，水圧制御ユニットの概要図



第6図：ほう酸水注入系の概要図



6号炉の配置



7号炉の配置

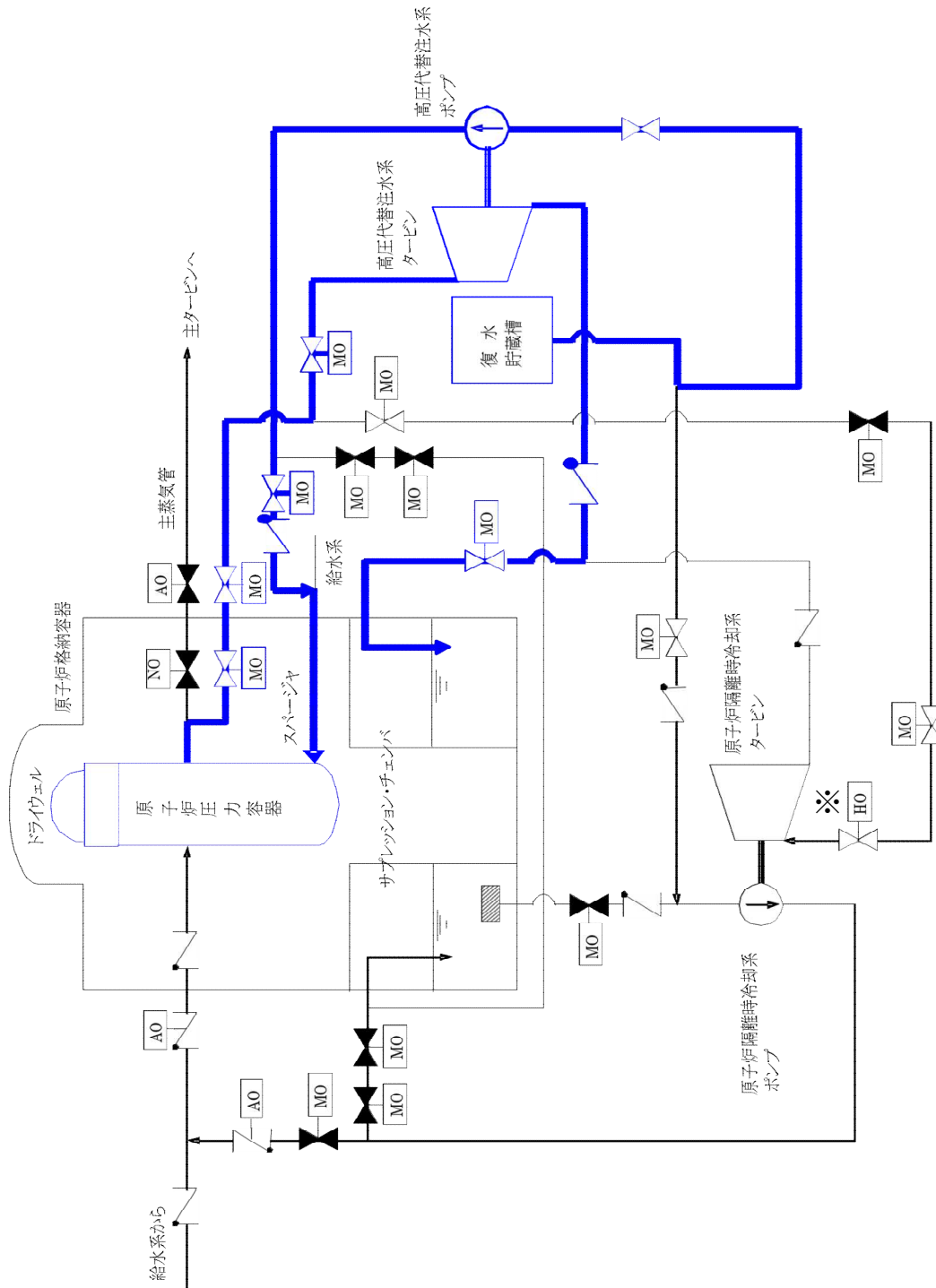
第7図：ほう酸水注入系と水圧制御ユニットの配置

(2) 高圧代替注水系 [45 条]

高圧代替注水系は重大事故等時に炉心に高圧注水するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「高圧炉心注水系」及び「原子炉隔離時冷却系」である。

高圧代替注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は異なる区分の火災区域に設置されている。加えて，高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系はそれぞれ異なる流路を使用する。(第 8,9 図)

以上より，単一の火災によって高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1) ②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



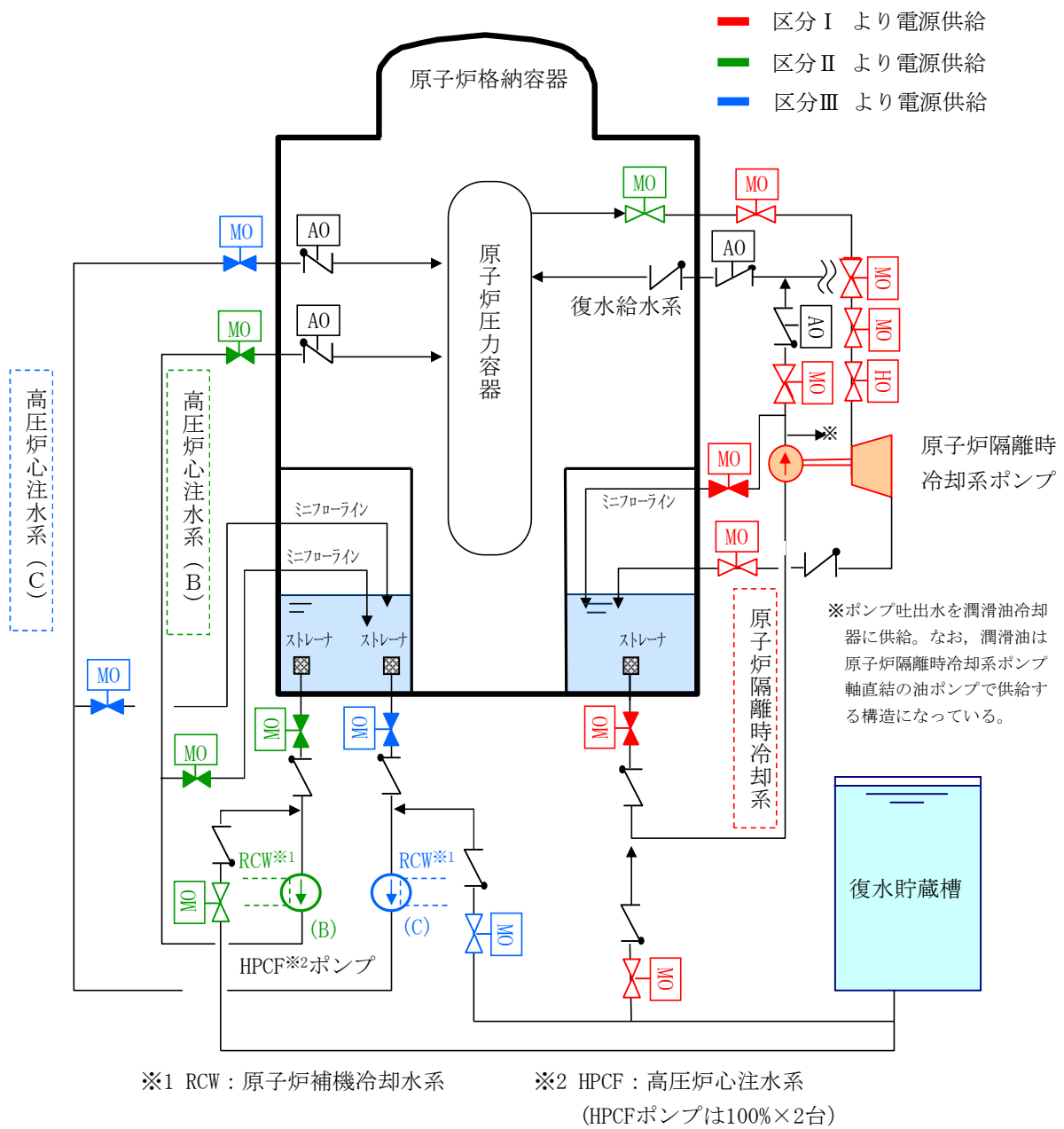
※：Hydraulic Operated の略。

油圧作動弁をさす。

当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

- ・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

第 8-1 図：高圧代替注水系 系統概略図



第 8-2 図：原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系 系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

第9図：高圧代替注水系・高圧炉心注水系・原子炉隔離時冷却系の配置



### (3) 原子炉減圧の自動化[46条]

代替自動減圧機能は重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「自動減圧系」である。

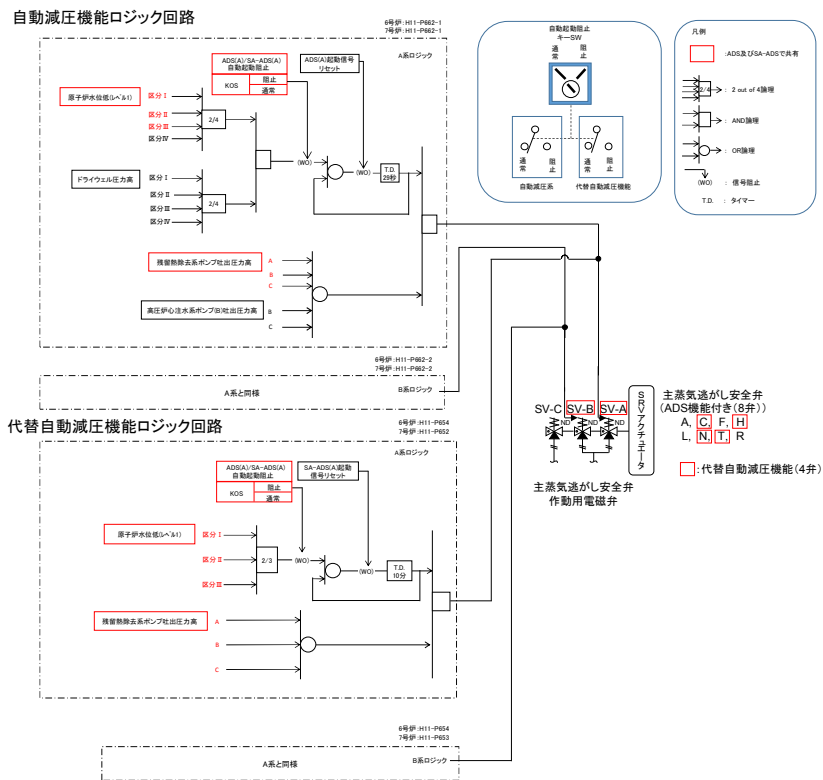
代替自動減圧機能、自動減圧系の起動阻止スイッチ、自動減圧系とも、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用、過電流による過熱防止対策等を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。

さらに、代替自動減圧機能と自動減圧系は異なるインターロック回路としており、中央制御室の論理回路も異なる制御盤に設置している。加えて、両者はそれぞれ多重化しており、区分ごとの伝送器はそれぞれ別の区画に設置しているとともに、異なる区分のケーブル等については、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992年版）に準じて、離隔、バリア又はケーブルトレイカバーあるいは電線管の使用等により分離している。（第10～12図）

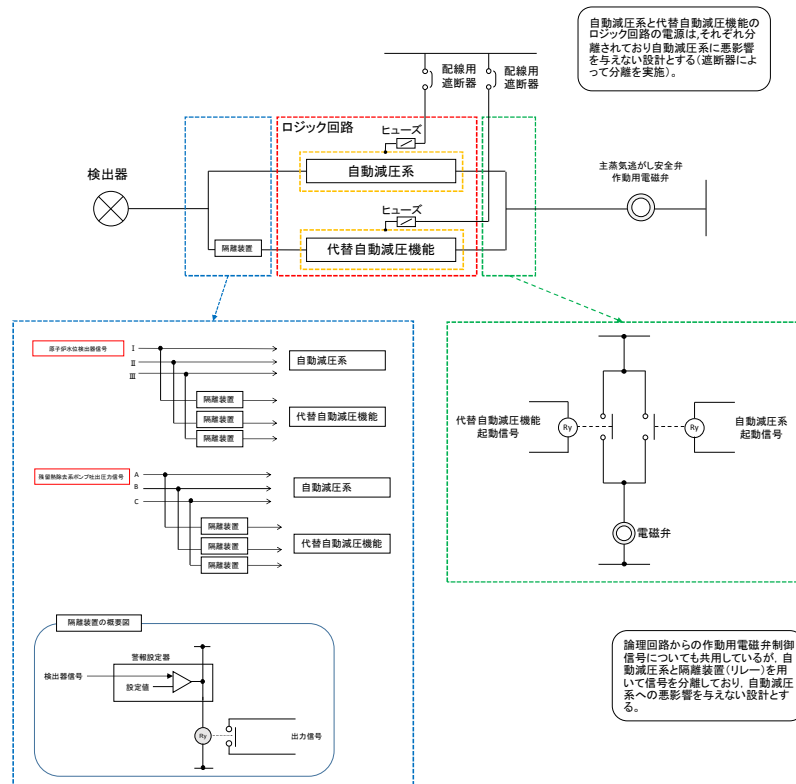
逃がし安全弁機能回復のためのAM用切替装置（SRV）は、重大事故等時に逃がし安全弁駆動用の直流電源を供給するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「直流125V蓄電池A, A-2, B」である。

AM用切替装置（SRV）、直流125V蓄電池A, A-2, Bとも、火災の発生防止対策として主要な構造材への不燃性材料の使用、過電流による過熱防止対策等を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、AM用切替装置（SRV）と直流125V蓄電池A, A-2, Bは異なる区分の火災区域に設置されている。（第12図）

以上より、単一の火災によって代替自動減圧機能、自動減圧系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。逃がし安全弁機能回復についても同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第 10-1 図：自動減圧系と代替自動減圧系ロジック概要図



第 10-2 図：信号の分離について

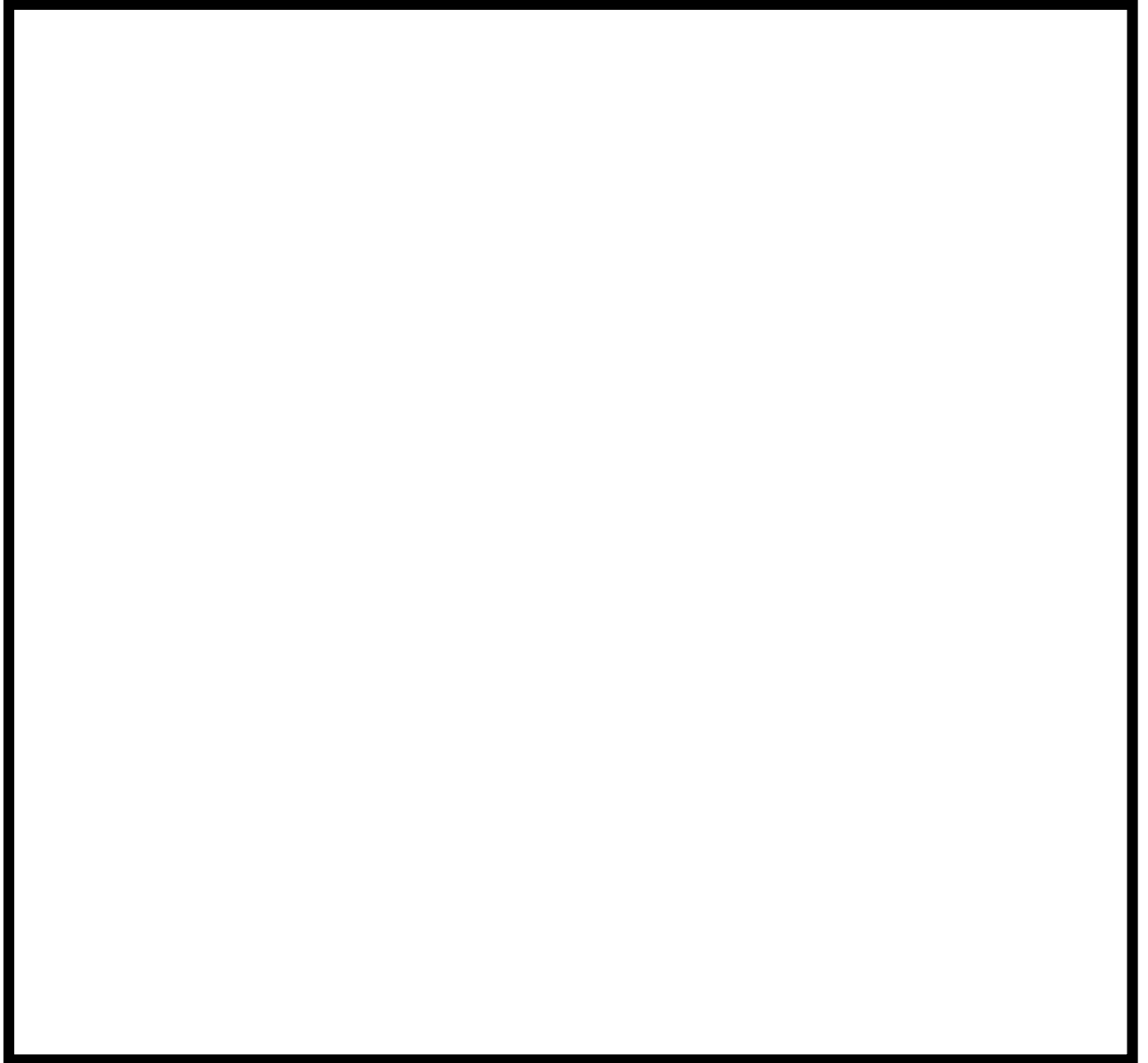


6号炉 代替自動減圧系伝送器配置図



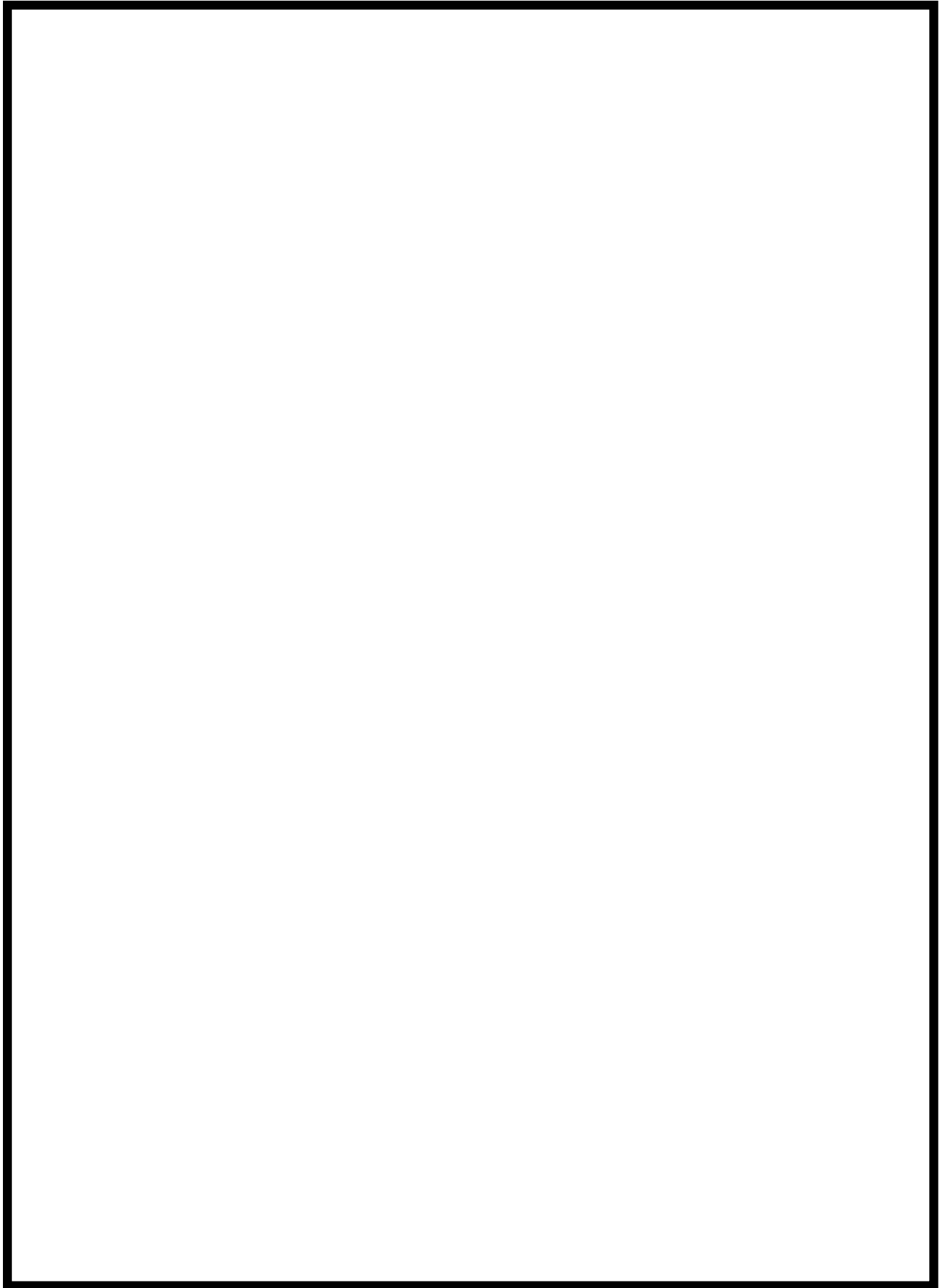
7号炉 代替自動減圧系伝送器配置図

第 11 図：代替自動減圧系の伝送器の配置



6/7号炉 中央制御室配置図

第 12-1 図：代替自動減圧系・自動減圧系の中央制御室における配置



第 12-2 図：直流 125V 蓄電池 A, A-2, B の配置

(4) 低圧代替注水系（常設） [47 条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故等時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード）」である。（第 13 図）

低圧代替注水系（常設）の主要設備を第 3 表に示す。

第 3 表 低圧代替注水系（常設）の主要設備について（例：7 号炉）

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・低圧代替注水系（常設）	・残留熱除去系（低圧注水モード）
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系注入弁 (例：E11-M0-F005B)</li> <li>・タービン建屋負荷遮断弁 (例：P13-M0-F029 )</li> <li>・残留熱除去系洗浄水弁(B) (例：E11-M0-F032B)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系注入弁 (例：E11-M0-F005A )</li> </ul>
監視計器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</li> <li>・復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉水位 (S A)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系流量</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> </ul>

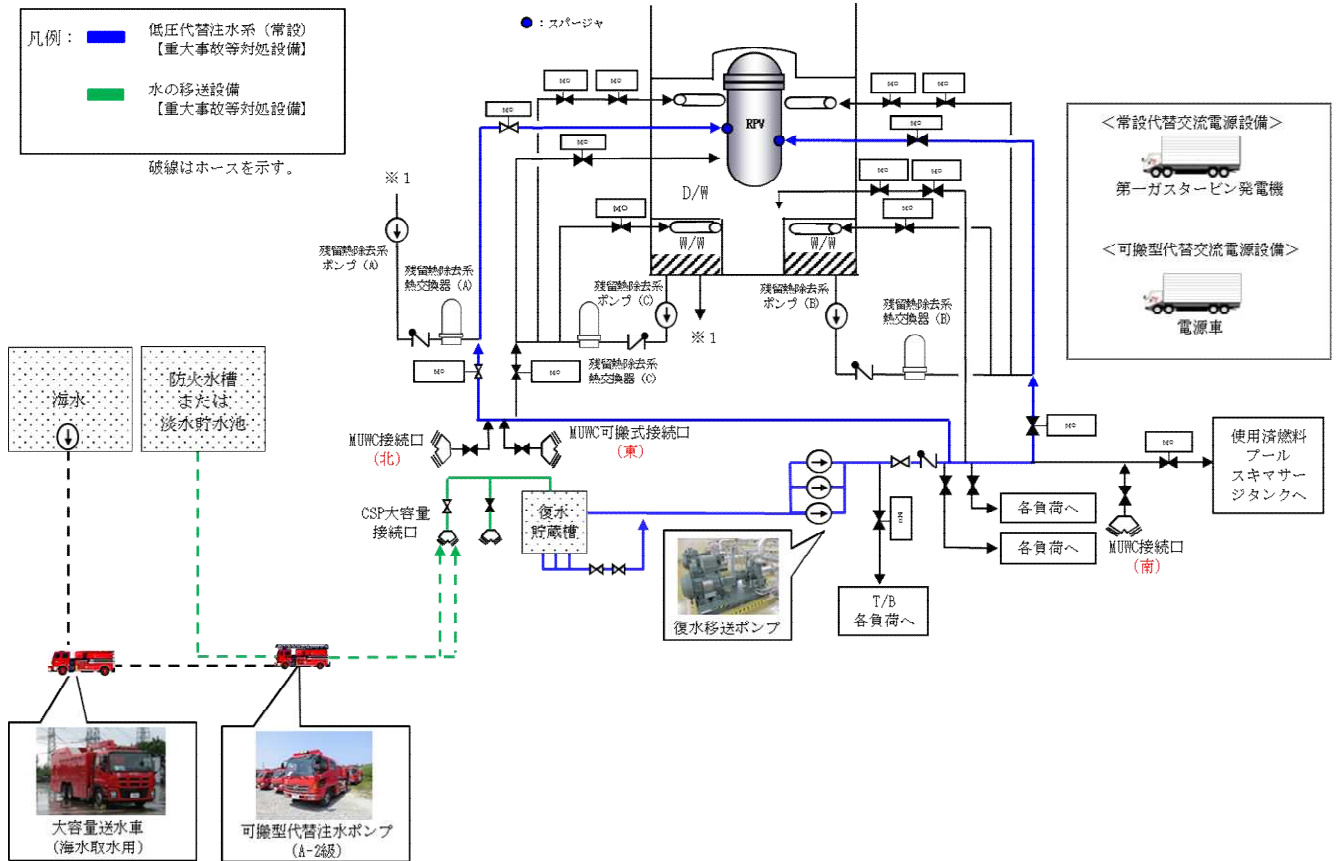
低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充填により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置している。

低圧代替注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系（低圧注水モード）のポンプ（残留熱除去系ポンプ）は原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（第 14 図）

低圧代替注水系（常設）は，第 15 図のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（低圧注水モード）は，第 15 図のとおり原子炉建屋 1 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，

第一ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，低圧代替注水系（常設）使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第15図）

以上より，単一の火災によって低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（低圧注水モード）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第 13 図 低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概略図



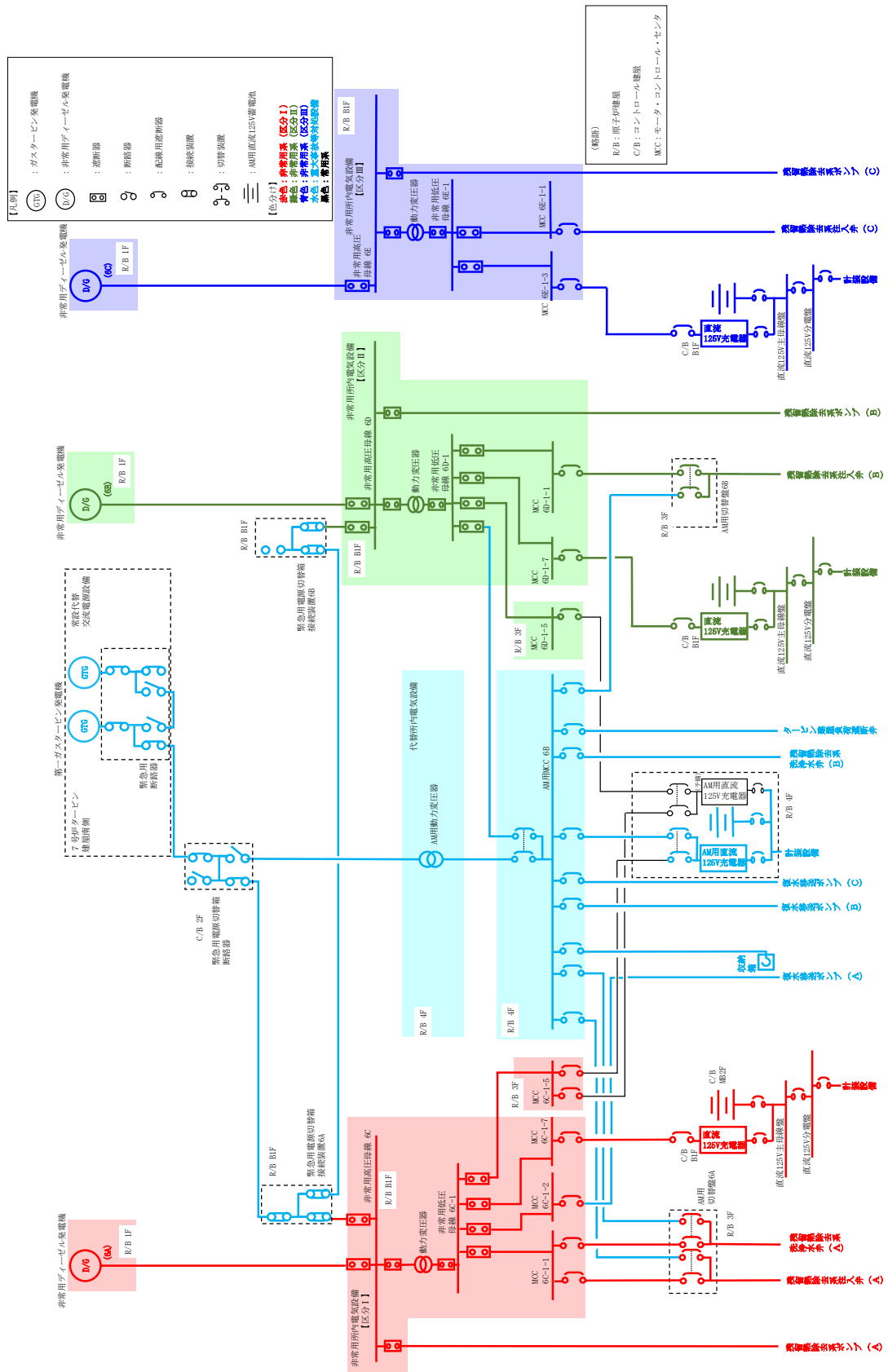


6号炉の配置

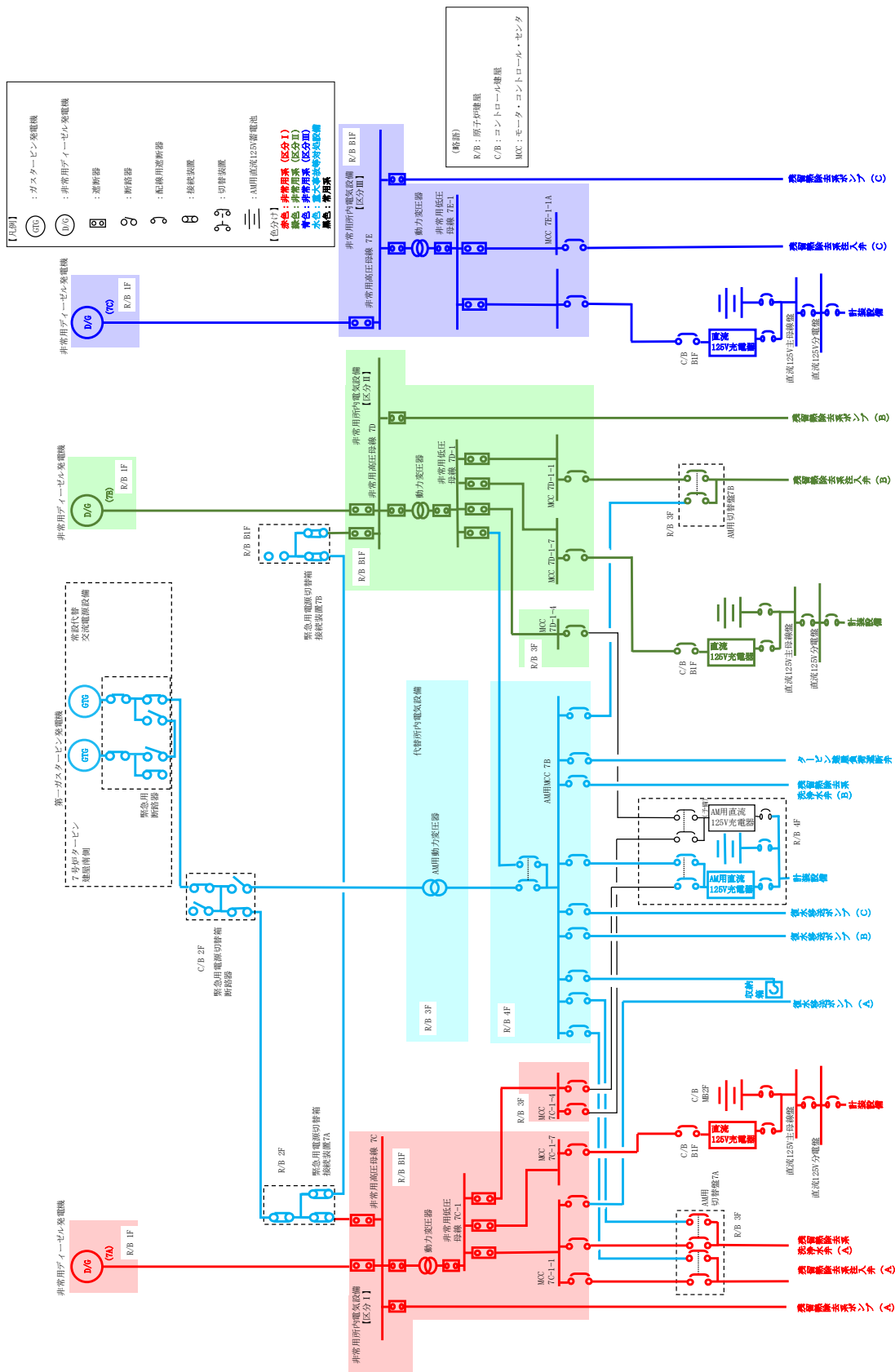


7号炉の配置

第14図 低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（低圧注水モード）の配置



第 15-1 図 単線結線図 (6号炉)



第 15-2 図 単線結線図 (7号炉)

(5) 代替原子炉補機冷却系[48条]

代替原子炉補機冷却系は重大事故等時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系」及び「原子炉補機冷却海水系」である。(第16図)

代替原子炉補機冷却系の主要設備を第4表に示す。

第4表 代替原子炉補機冷却系の主要設備

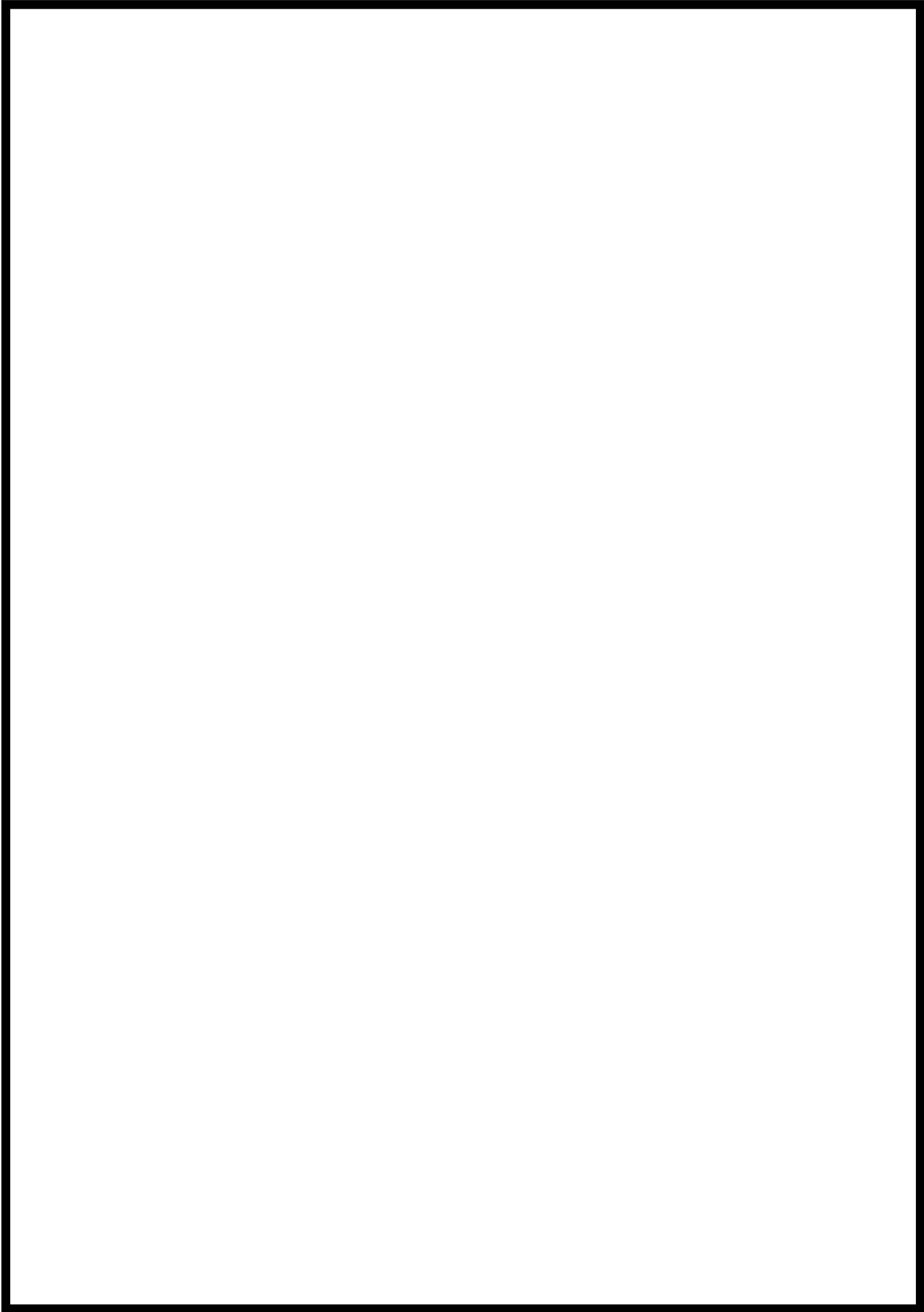
機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・代替原子炉補機冷却系	・原子炉補機冷却系 ・原子炉補機冷却海水系
ポンプ	・熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ) ・大容量送水車(熱交換器ユニット用)	・原子炉補機冷却水ポンプ ・原子炉補機冷却海水ポンプ
熱交換器	・熱交換器ユニット	・原子炉補機冷却水系熱交換器

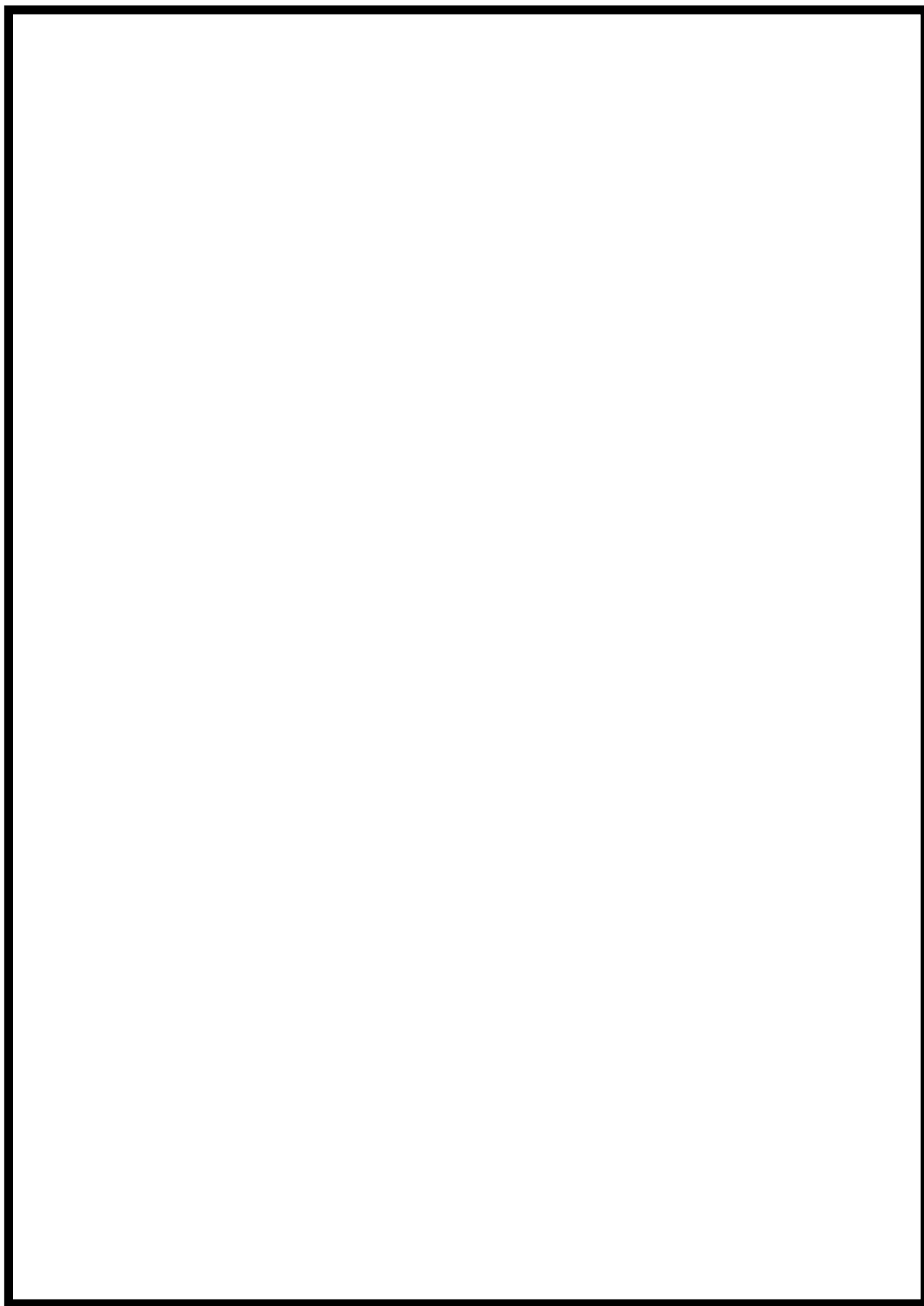
代替原子炉補機冷却系の常設のもののうち，配管・手動弁・サージタンク，残留熱除去系熱交換器については，不燃性材料で構成されていることから，火災発生のおそれはない。すなわち，2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

代替原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。さらに，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系は3区分に分離して位置的分散を図っている。(第17図)

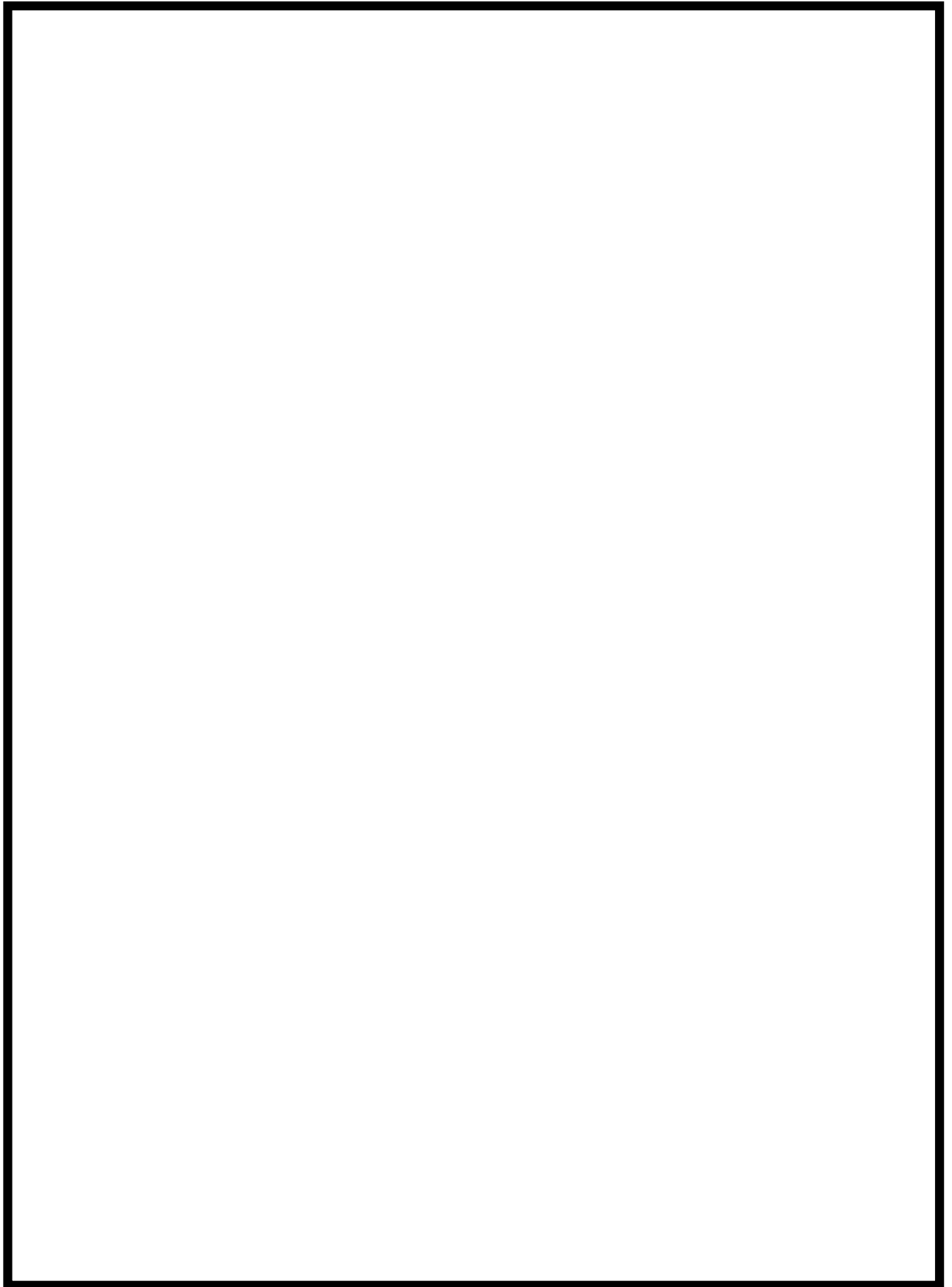
また，代替原子炉補機冷却系は，可搬型の熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)で構成しており，車輛で原子炉施設の近傍に運搬し，同時に運搬する電源車から電源を供給する設計としていることから，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の機器の電路へ影響を及ぼさない設計とする。

以上より，単一の火災によって代替原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。





第 17-1 図：原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（6 号炉）



第 17-2 図：原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（7 号炉）

(6) 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置 [48, 50 条]

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置は重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）」及び「原子炉補機冷却系」である。

(第 18, 19 図)

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置の主要設備を第 5 表に示す。

第 5 表 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置の  
主要設備（例：7 号炉）

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
<ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>フィルタ装置</li> <li>よう素フィルタ</li> <li>ドレン移送ポンプ</li> <li>遠隔手動弁操作設備</li> <li>遠隔空気駆動弁操作設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）)</li> <li>原子炉補機冷却系</li> </ul>
<p>電動弁 (状態表示を含む)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>二次隔離弁バイパス弁 (例：T31-M0-F072)</li> <li>D/W ベント弁操作作用空気供給弁 (例：T31-M0-F082)</li> <li>S/C ベント弁操作作用空気供給弁 (例：T31-M0-F092)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例：E11-M0-F017C)</li> <li>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018C)</li> <li>残留熱除去系サブプレッション</li> <li>チェンバ スプレイ注入弁 (例：E11-M0-F019C)</li> </ul>
<p>監視計器</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置入口圧力</li> <li>フィルタ装置水位</li> <li>フィルタ装置水素濃度</li> <li>フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>ドライウエル雰囲気温度</li> <li>サブプレッション・チェンバ 気体温度</li> <li>格納容器内圧力(D/W)</li> <li>格納容器内圧力(S/C)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系流量</li> <li>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> </ul>

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系とも，火災の発生防止対策と



して難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる２種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。

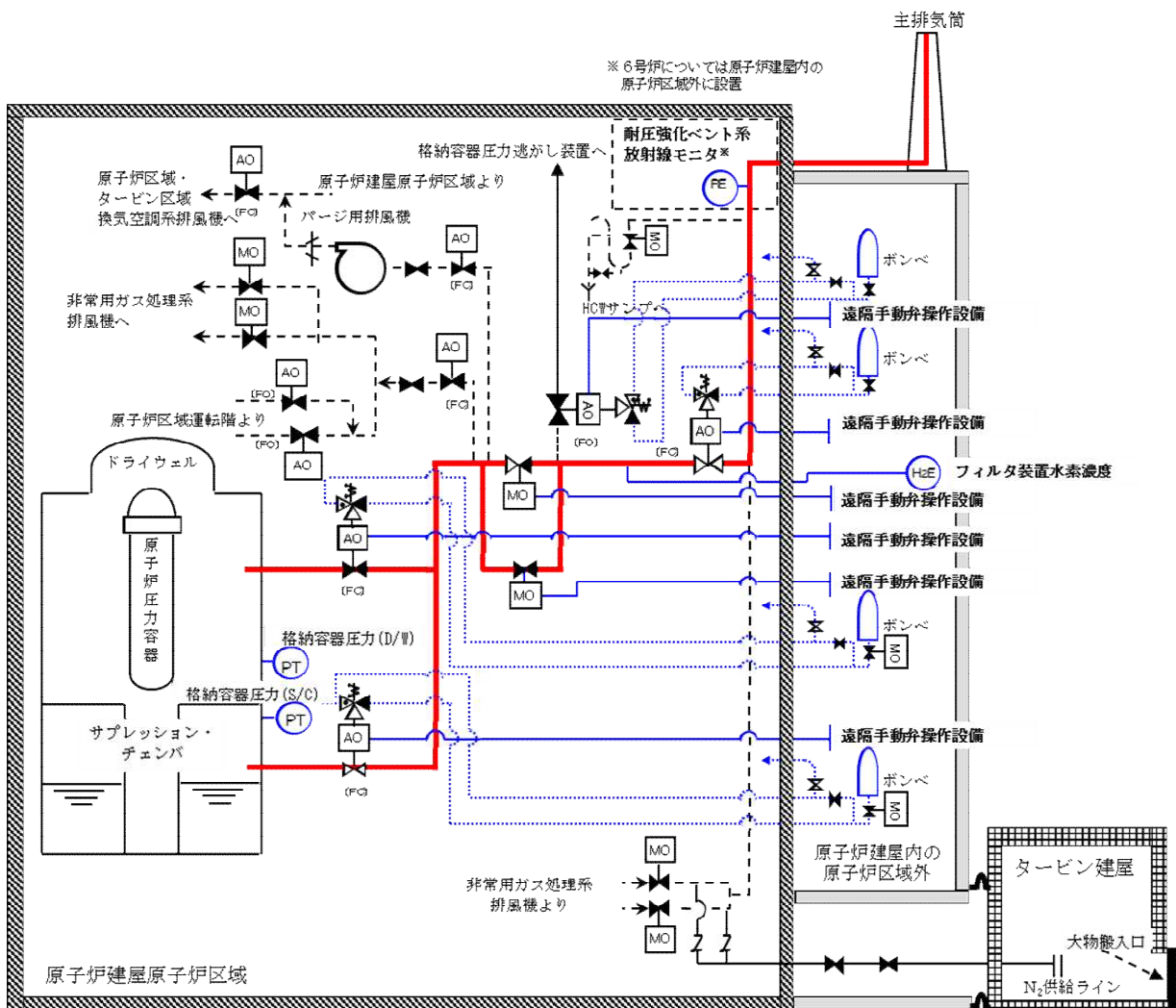
耐圧強化ベント系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は原子炉建屋に設置，原子炉補機冷却系はタービン建屋に設置，格納容器圧力逃がし装置は屋外に設置されており，位置的分散を図るとともに，格納容器圧力逃がし装置のケーブルは電線管に敷設しており，他の系統のケーブルと分離している。（第 20, 21 図）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置の電動弁は，第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備または代替所内電気設備を経由し電源を受電している。一方，電源が喪失した場合を想定し，人力の遠隔手動弁操作設備にて開閉操作が可能な設計とする。操作は原子炉建屋原子炉区域外で実施可能な設計とし，原子炉建屋原子炉区域内に設置した電動弁とは位置的分散を図る。また，電磁弁については第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し電源を受電している。一方，原子炉建屋原子炉区域外に遠隔空気作動弁操作設備を設け，中央制御室からの遠隔もしくは手動による開閉操作が可能な設計とし，位置的分散を図る。（第 22 図）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置のドレン移送ポンプ及び監視計器は，屋外に設置する第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，第 23 図のとおり原子炉建屋 1 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第 23 図）

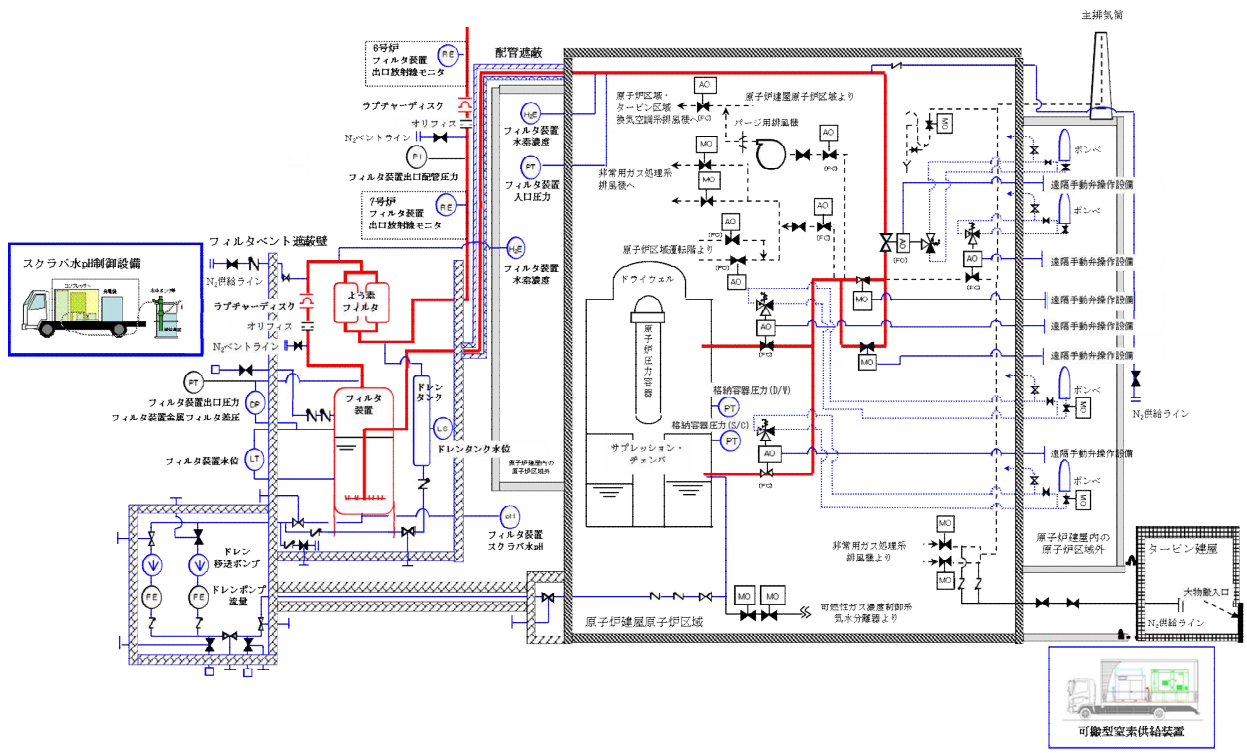
以上より，単一の火災によって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

- : 重大事故等対処設備（主要設備）
- : 重大事故等対処設備（附属設備等）

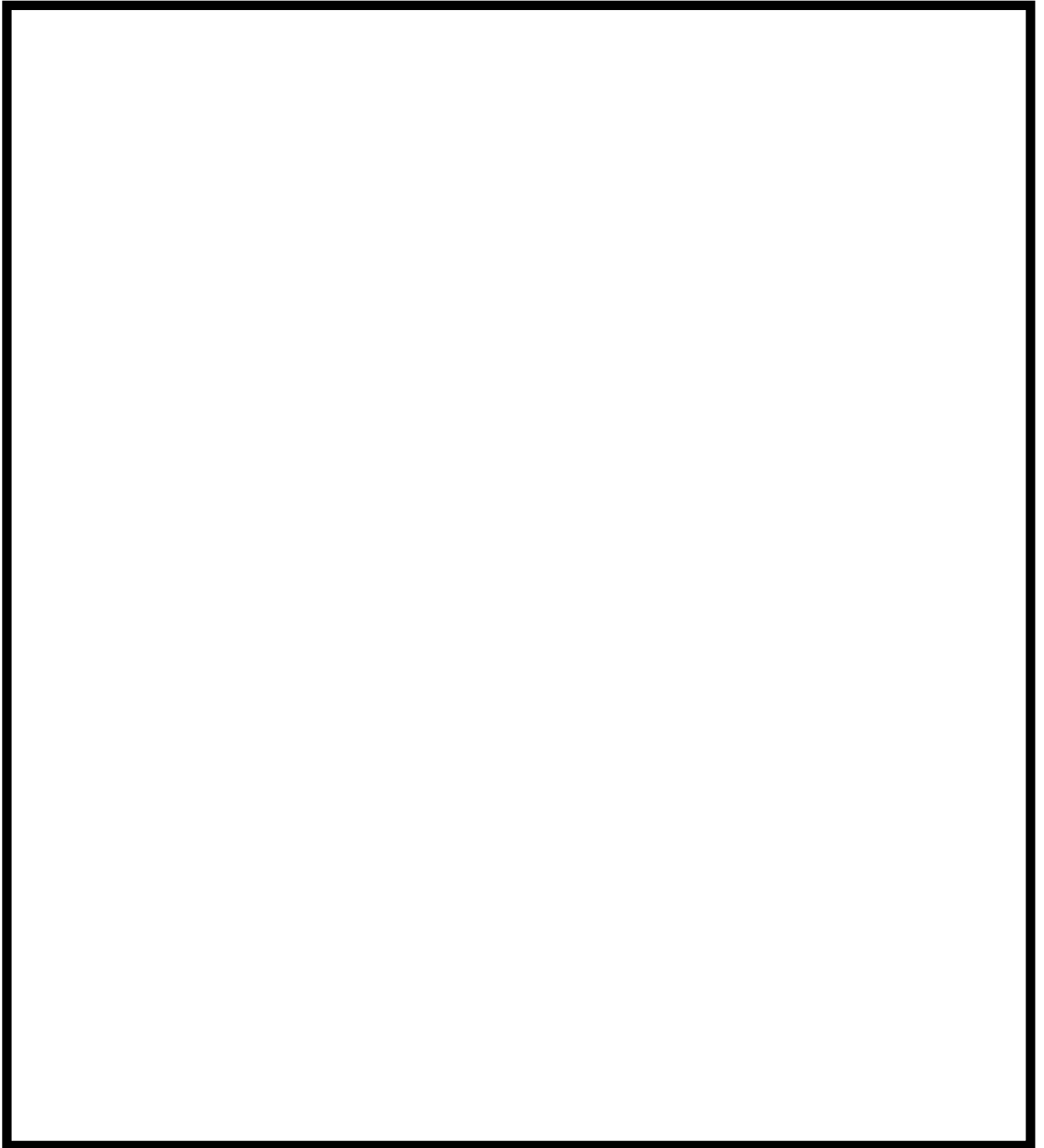


第 18 図：耐圧強化ベント系 系統概要図

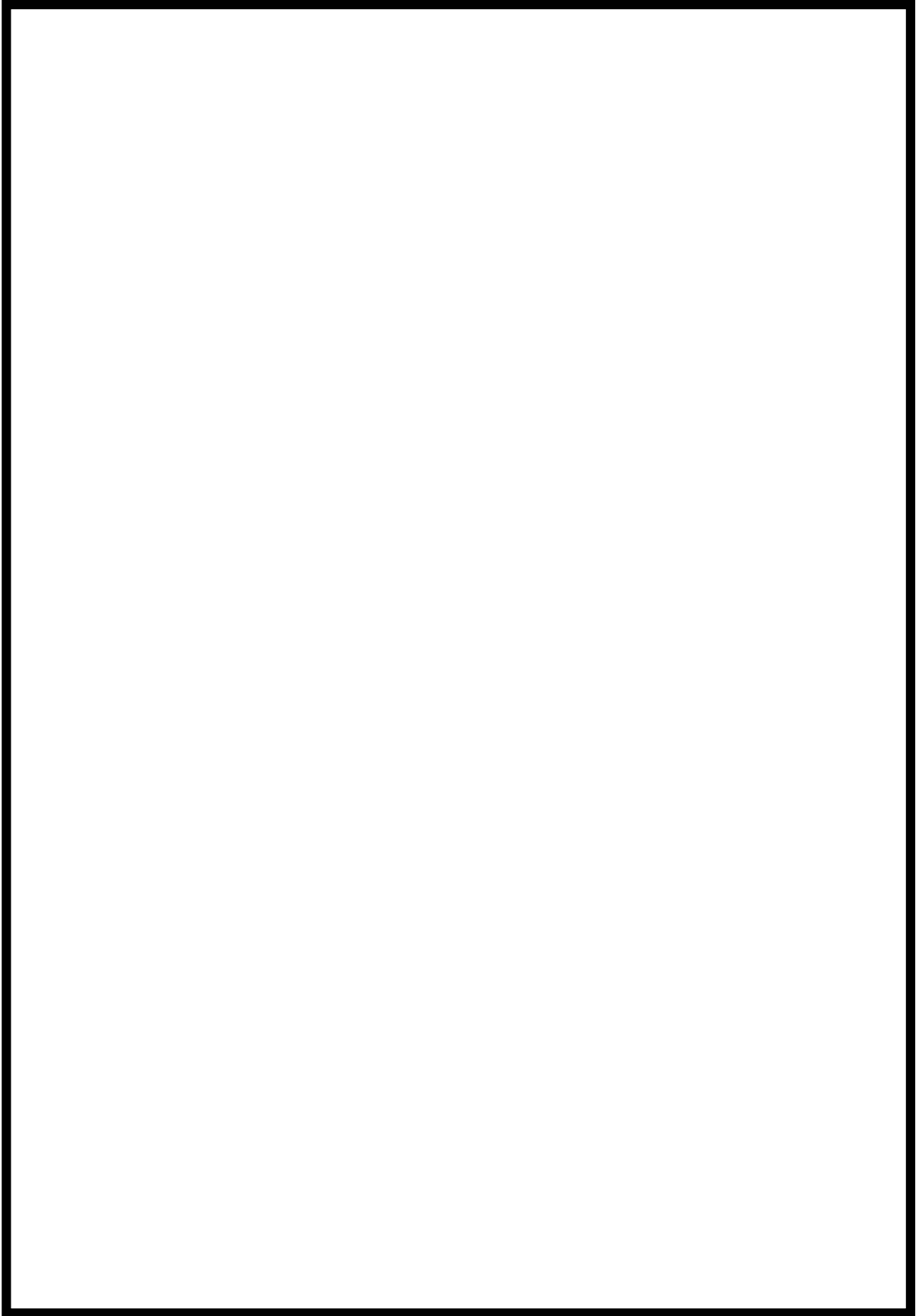
— : 重大事故等対処設備 (主要設備)  
— : 重大事故等対処設備 (附属設備等)



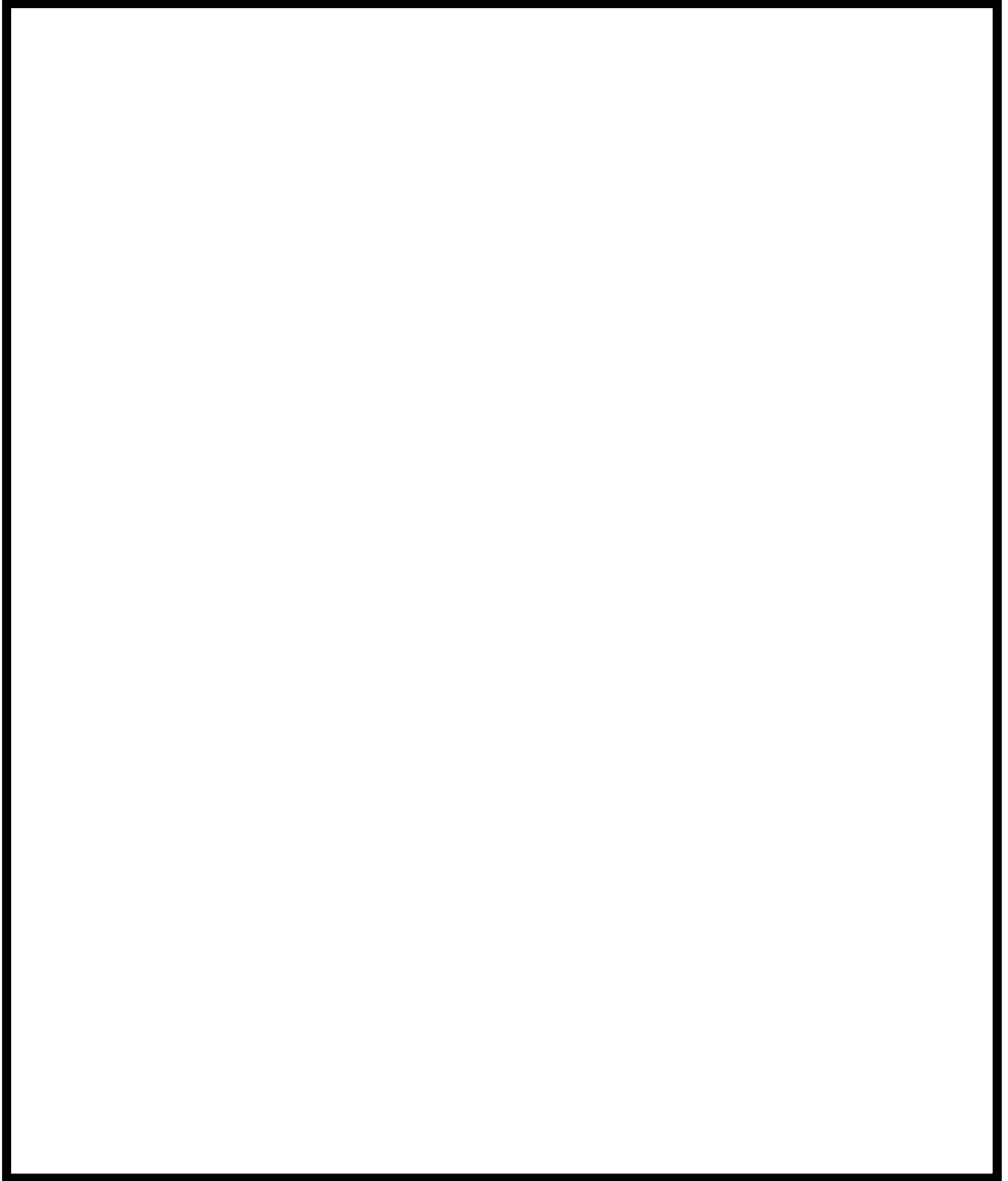
第 19 図：格納容器圧力逃がし装置 系統概要図



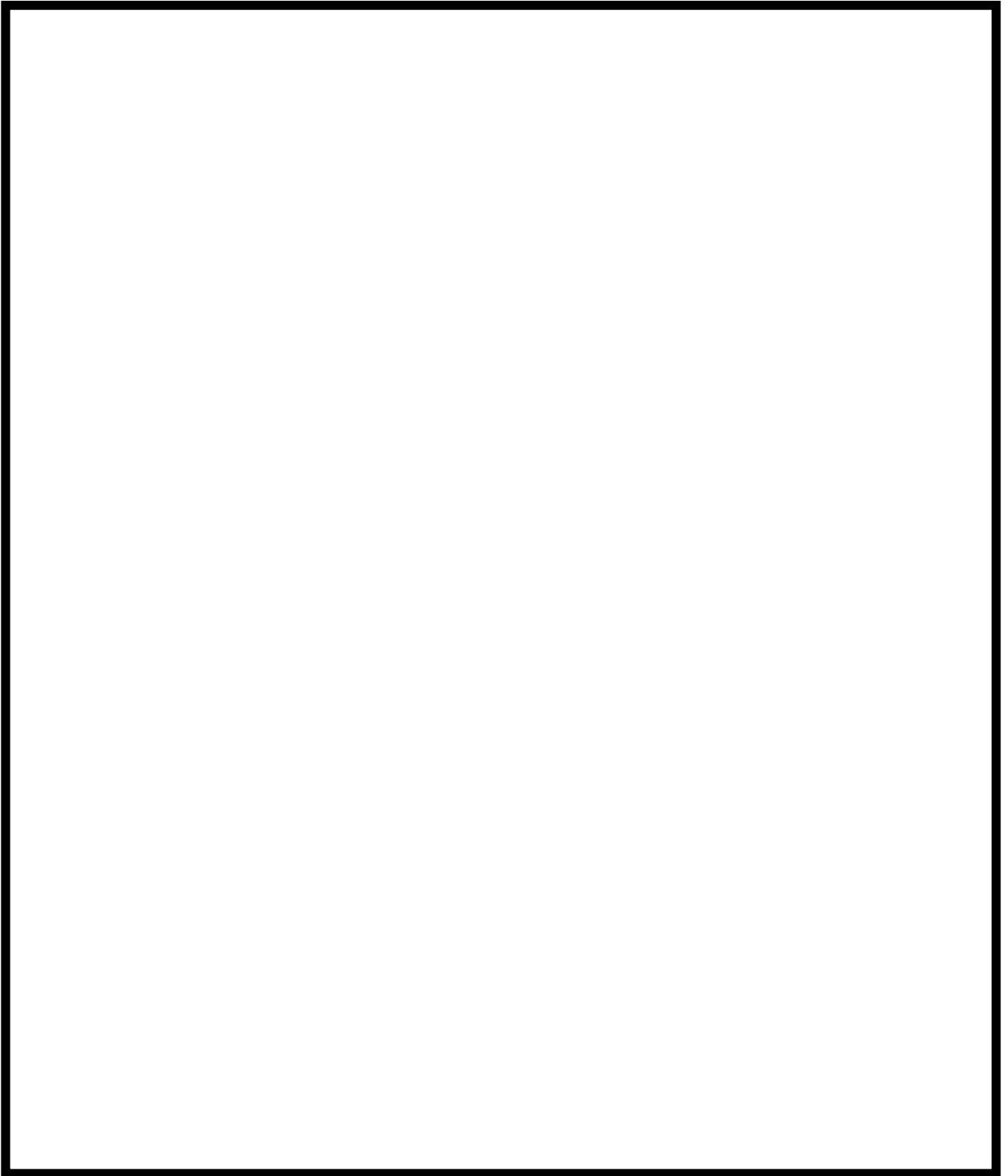
第 20-1 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、  
耐圧強化ベント系の配置（6 号炉）（1 / 2）



第 20-2 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、  
耐圧強化ベント系の配置（6 号炉）（2 / 2）



第 21-1 図 残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）、  
耐圧強化ベント系の配置（7 号炉）（1 / 2）

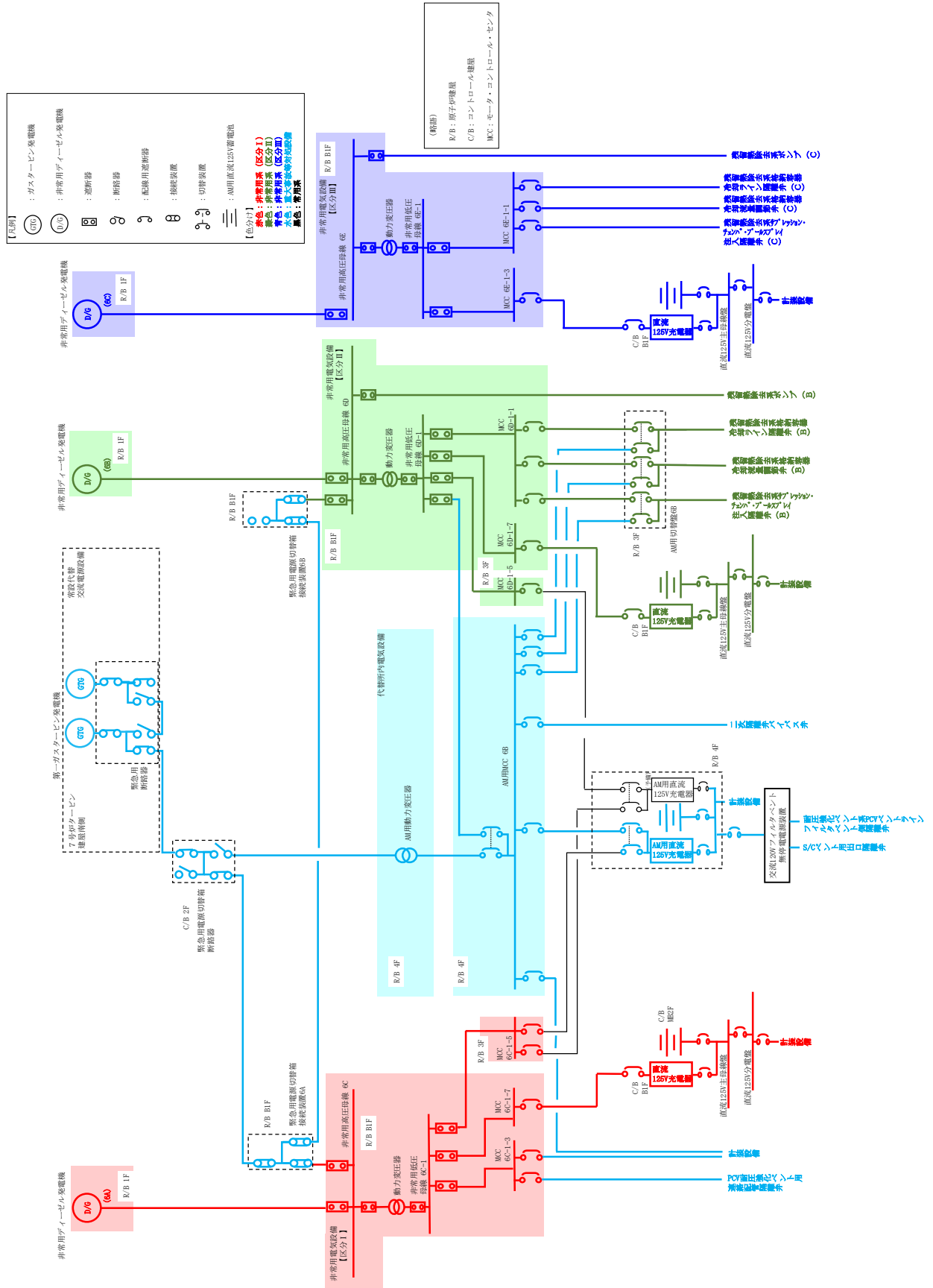


第 21-2 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、  
耐圧強化ベント系の配置（7 号炉）（2 / 2）

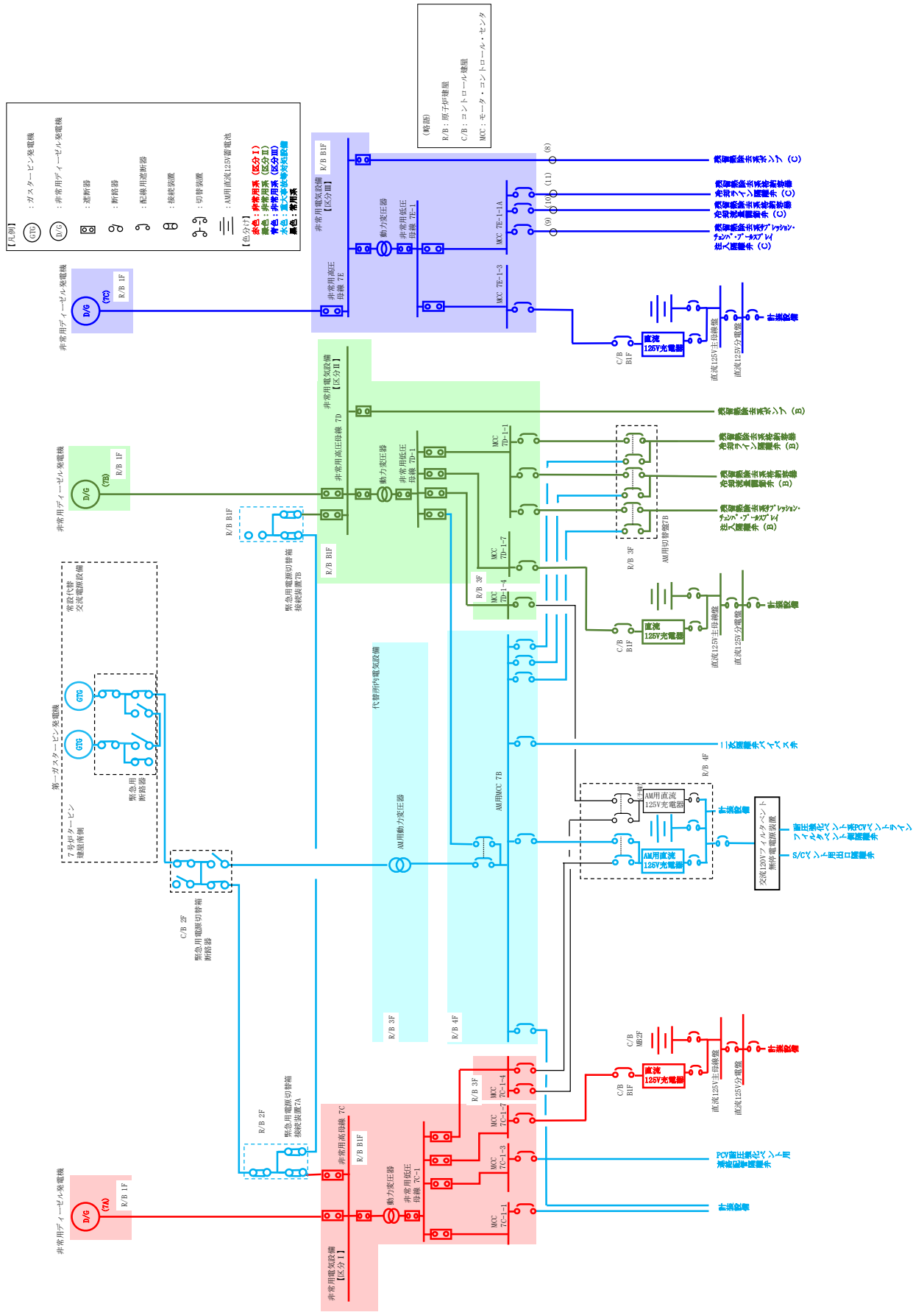


第 22 図：耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置





第 23-1 図：単線結線図 (6号炉)



第 23-2 図：単線結線図 (7号炉)

(7) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) [49 条]

代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための設備であり, 当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)」である。(第 24 図)

代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の主要設備を第 6 表に示す。

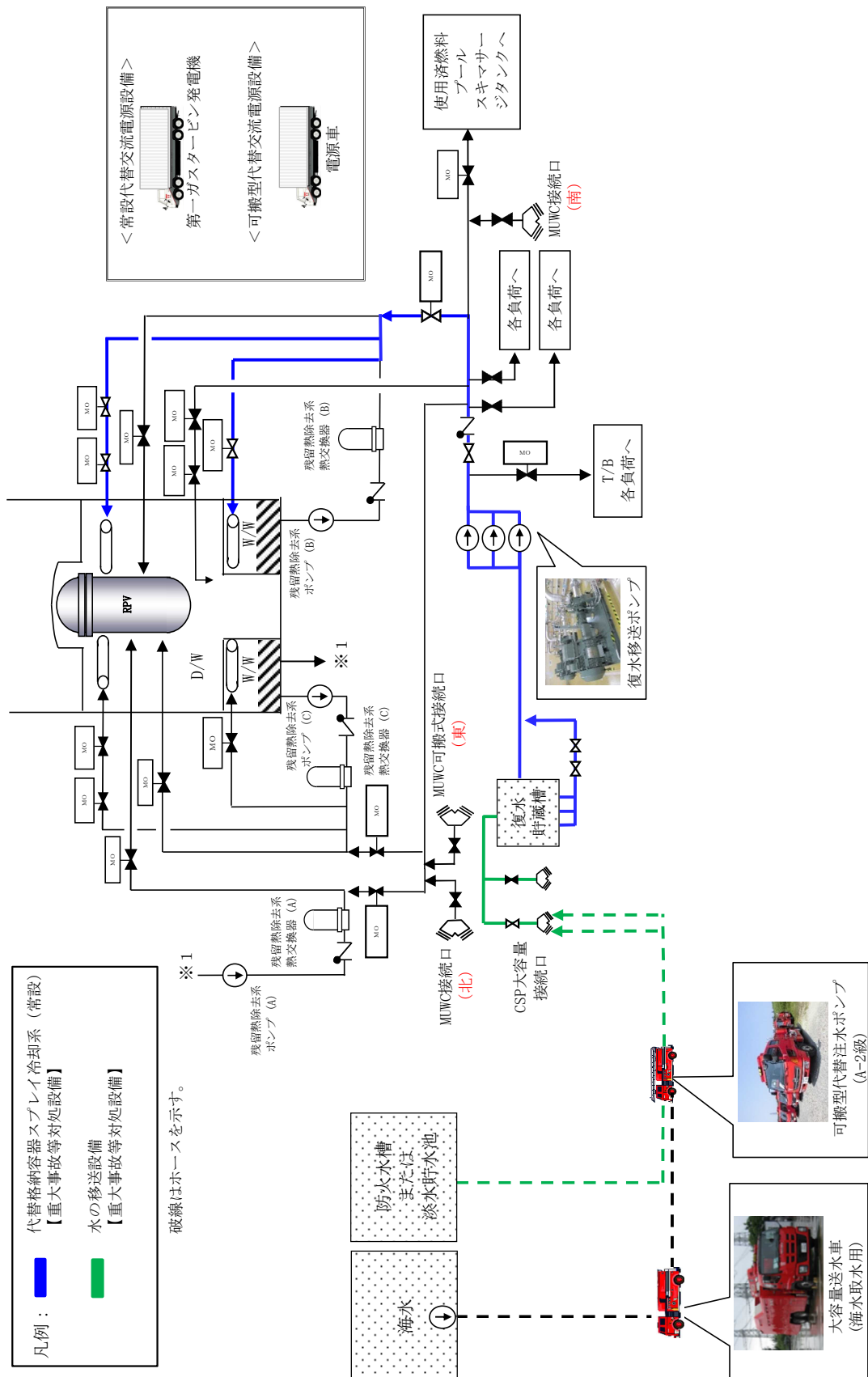
第 6 表 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の主要設備 (例: 7 号炉)

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)</li> </ul>
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水移送ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系ポンプ</li> </ul>
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例: E11-M0-F017B)</li> <li>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例: E11-M0-F018B)</li> <li>残留熱除去系サブプレッショ ン・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 (例: E11-M0-F019B)</li> <li>タービン建屋負荷遮断弁 (例: P13-M0-F029 )</li> <li>残留熱除去系洗浄水弁 (例: E11-M0-F032B)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例: E11-M0-F017C)</li> <li>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例: E11-M0-F018C)</li> <li>残留熱除去系サブプレッショ ン・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 (例: E11-M0-F019C)</li> </ul>
監視計器	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水補給水系流量</li> <li>復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>ドライウエル雰囲気気温度</li> <li>サブプレッショ ン・チェンバ 気体温度</li> <li>格納容器内圧力(D/W)</li> <li>格納容器内圧力(S/C)</li> <li>サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水位</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系流量</li> <li>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> </ul>

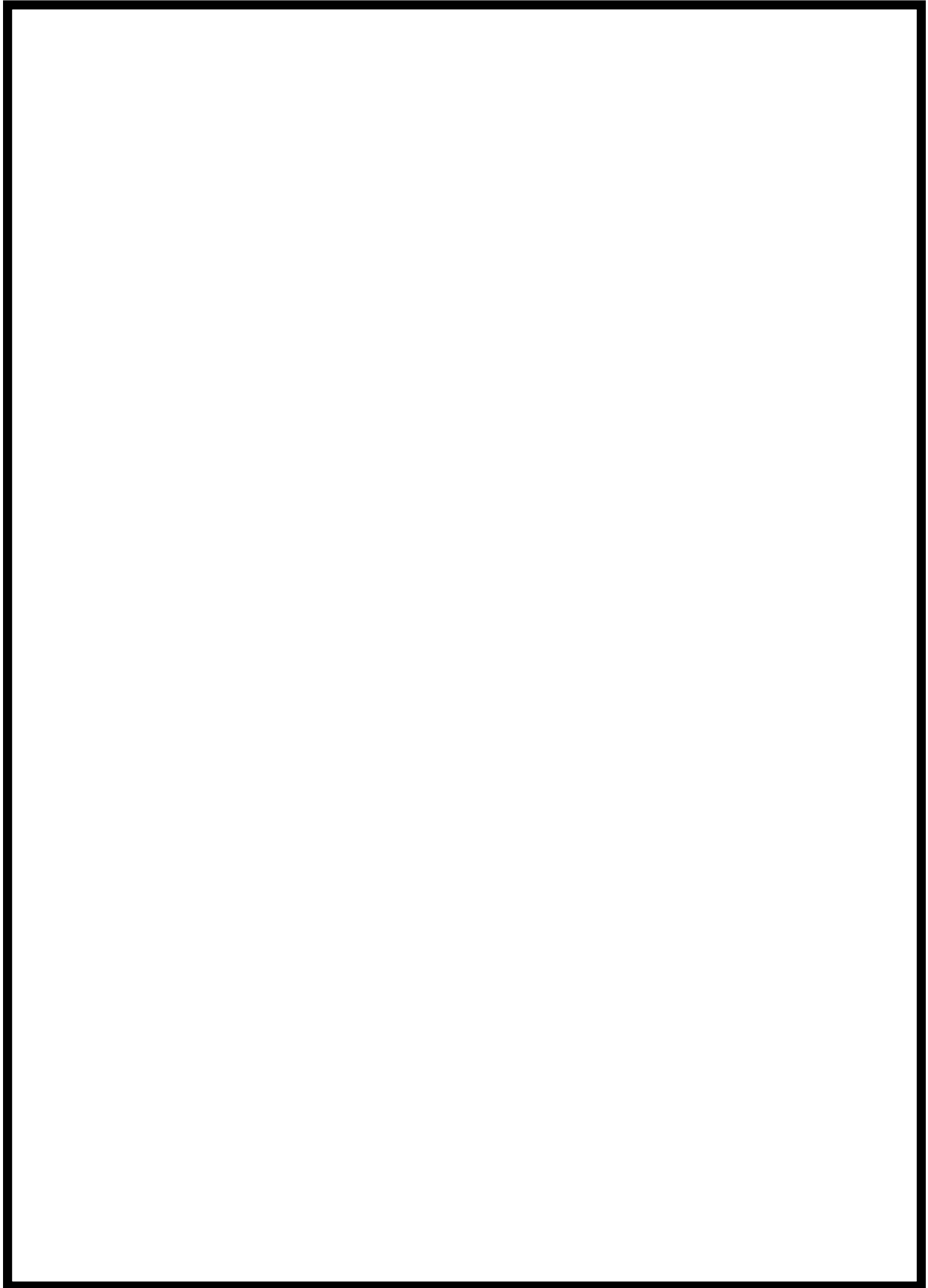
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とも、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用、過電流による過熱防止対策を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のポンプは廃棄物処理建屋に設置、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のポンプは原子炉建屋に設置しており、位置的分散を図る。（第25図）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、第26図のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、第26図のとおり原子炉建屋1階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、第一ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。また、低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより、独立性を有する設計とする。（第26図）

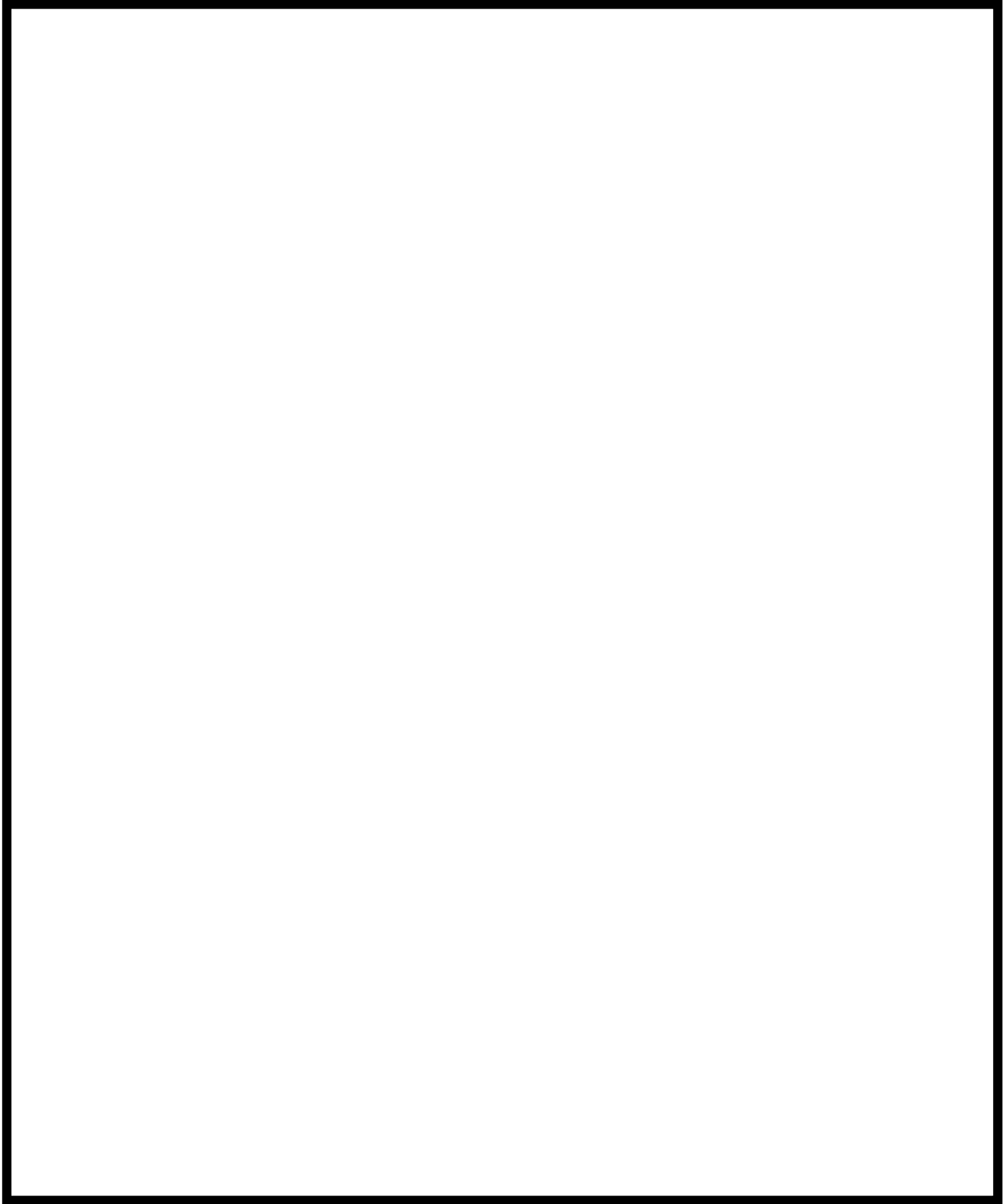
以上より、単一の火災によって代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



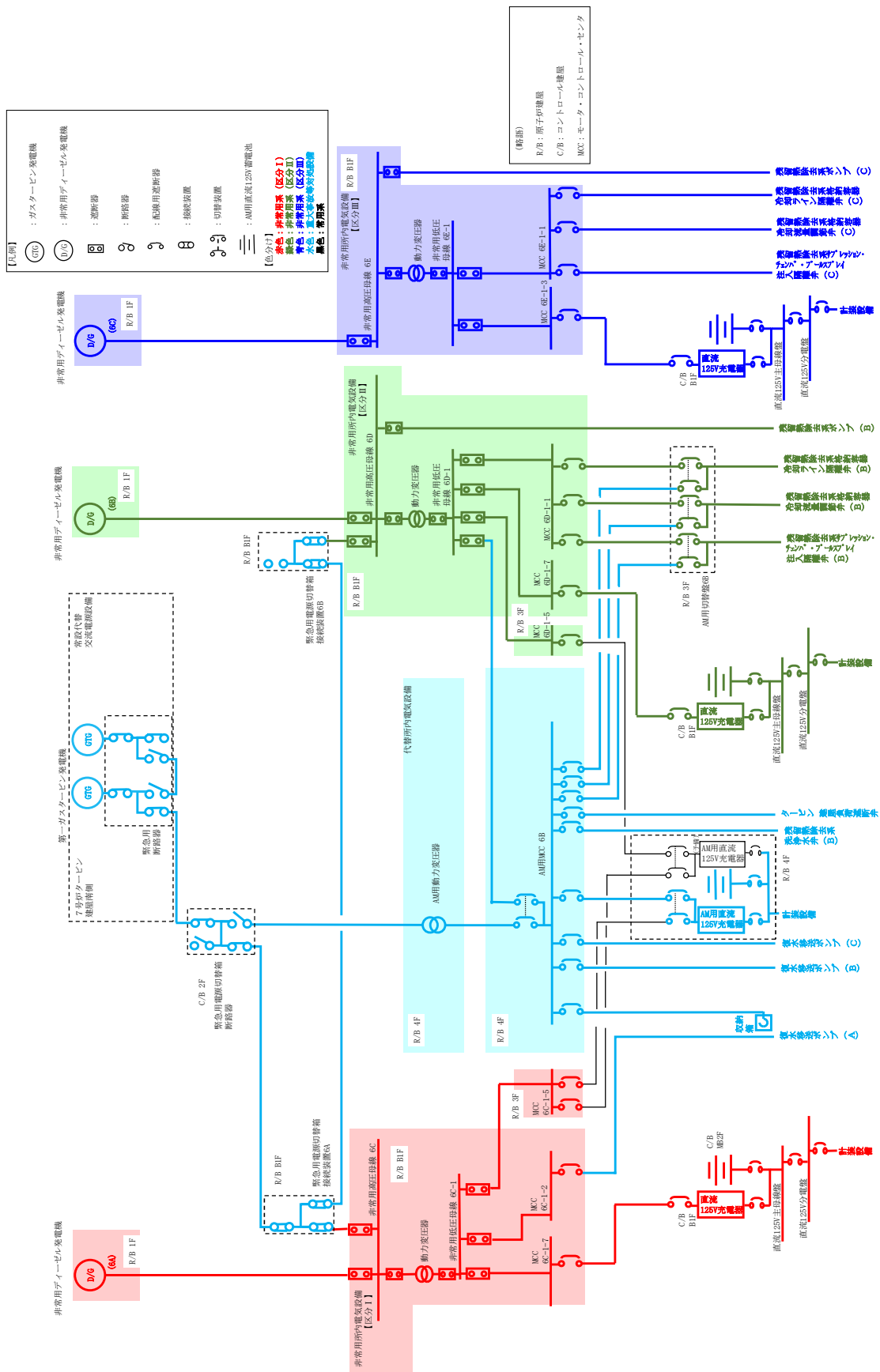
第 24 図：代替格納容器スプレー冷却系（常設）と残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の系統概略図



第 25-1 図：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）， 残留熱除去系  
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（6 号炉）

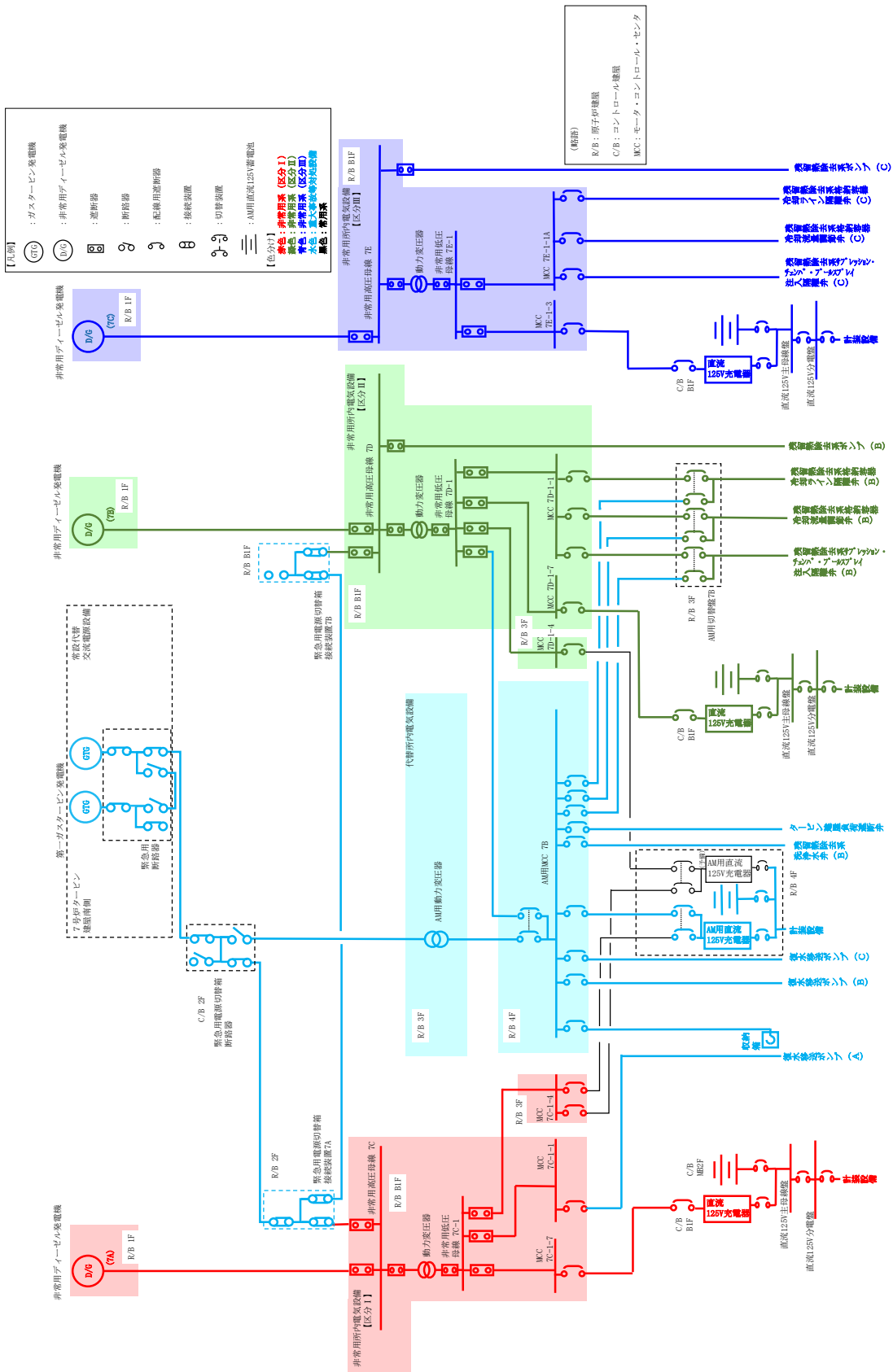


第 25-2 図：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）， 残留熱除去系  
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（7 号炉）



第 26-1 図：単線結線図（6号炉）





第 26-2 図：単線結線図 (7号炉)

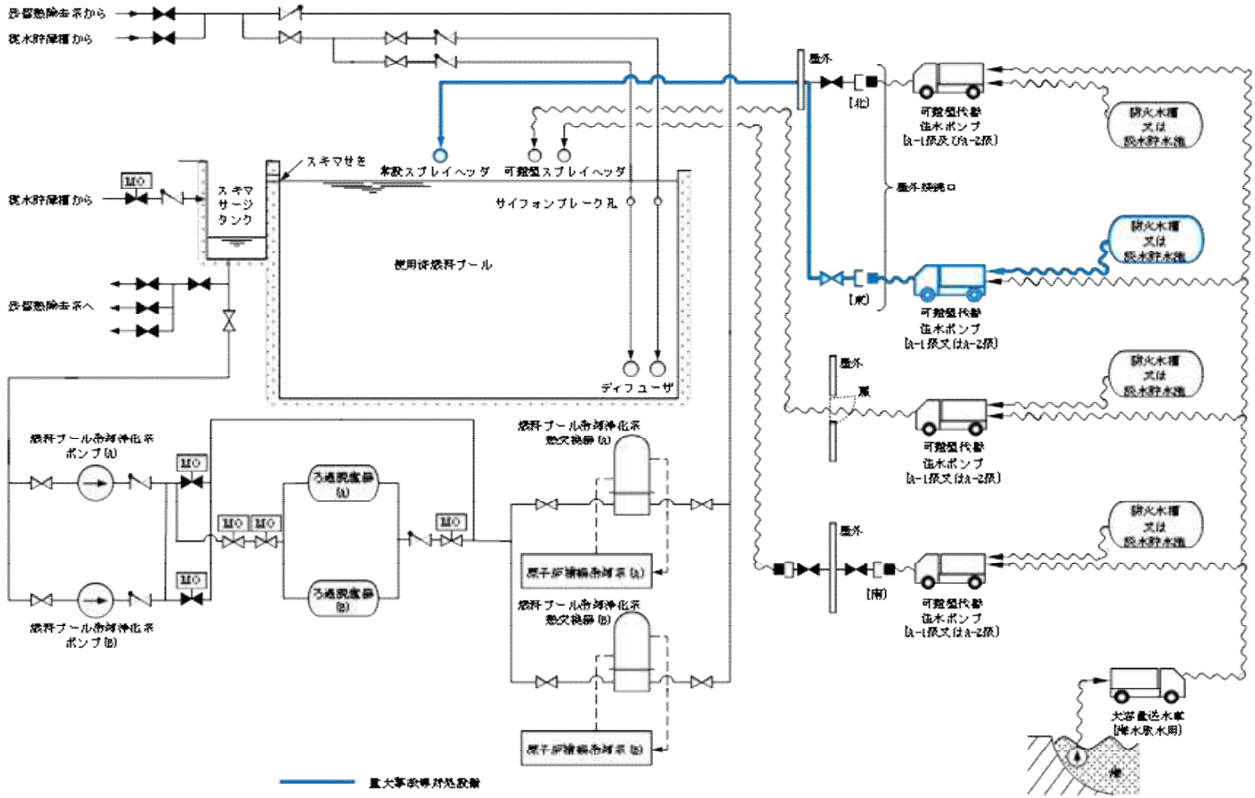
(8) 燃料プール代替注水系（可搬型）[54条]

燃料プール代替注水系（可搬型）は重大事故等時に使用済燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）」及び「燃料プール冷却浄化系」である。

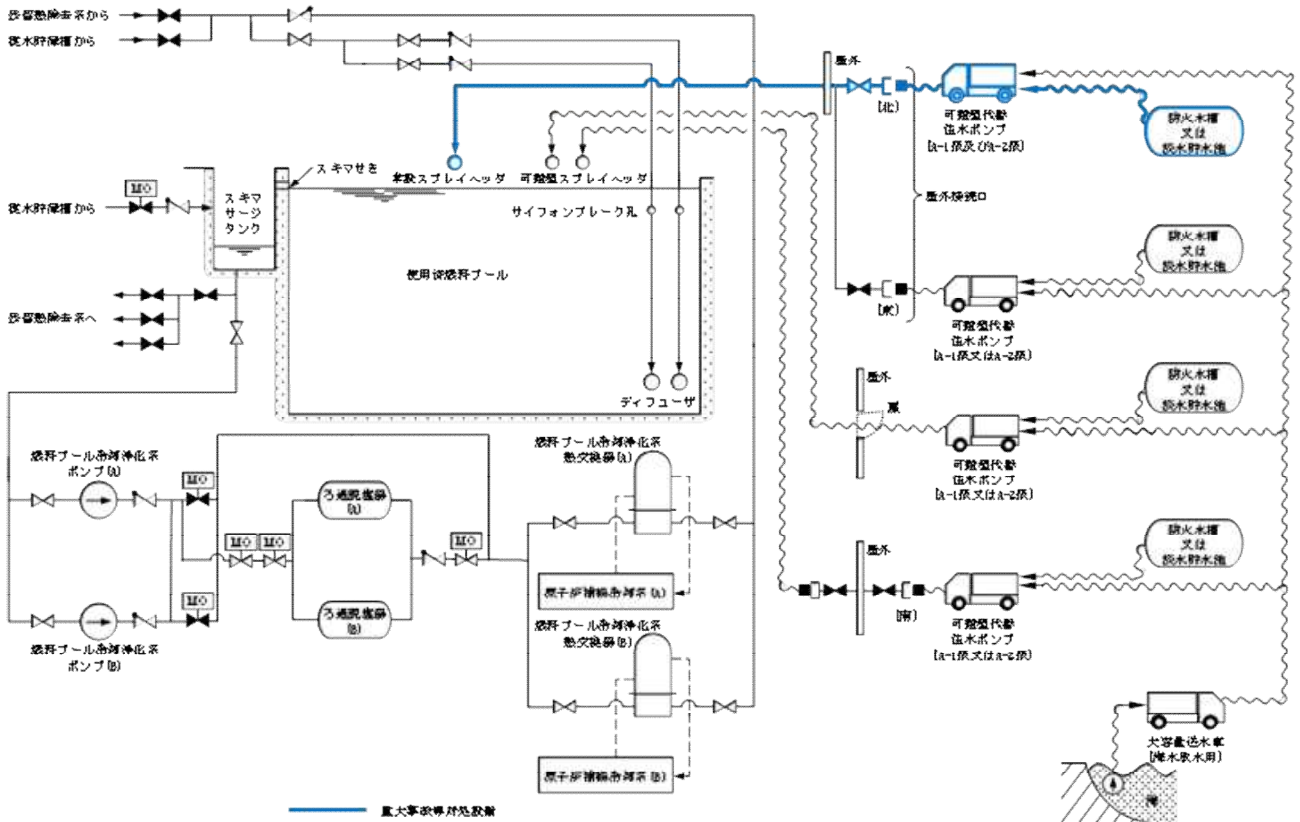
燃料プール代替注水系（可搬型）の常設のもののうち，配管・手動弁・スプレイヘッダについては，不燃性材料で構築されていることから，火災発生のおそれはない。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

燃料プール代替注水系（可搬型）及び残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。さらに，燃料プール代替注水系（可搬型）と残留熱除去系はそれぞれ異なる流路を使用する。（第27図）

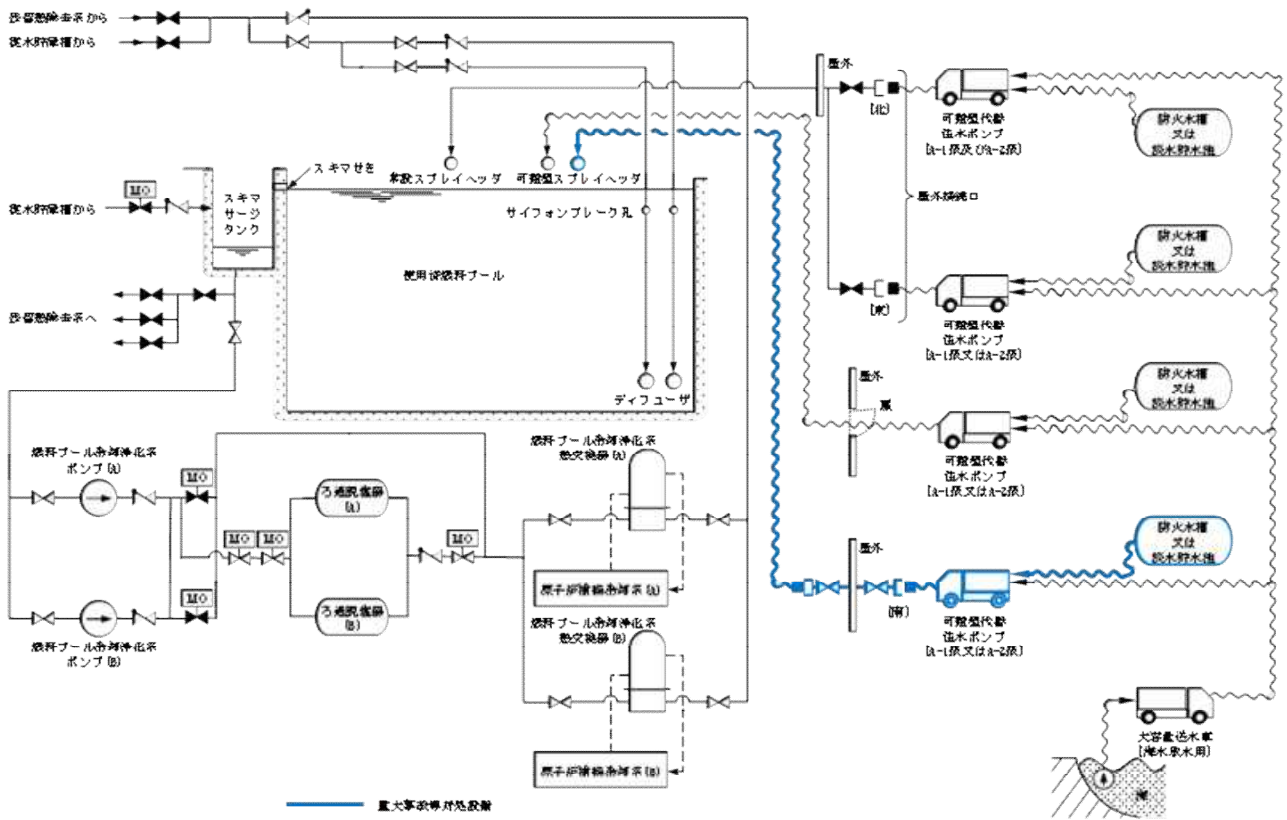
以上より，単一の火災によって燃料プール代替注水系（可搬型）及び残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



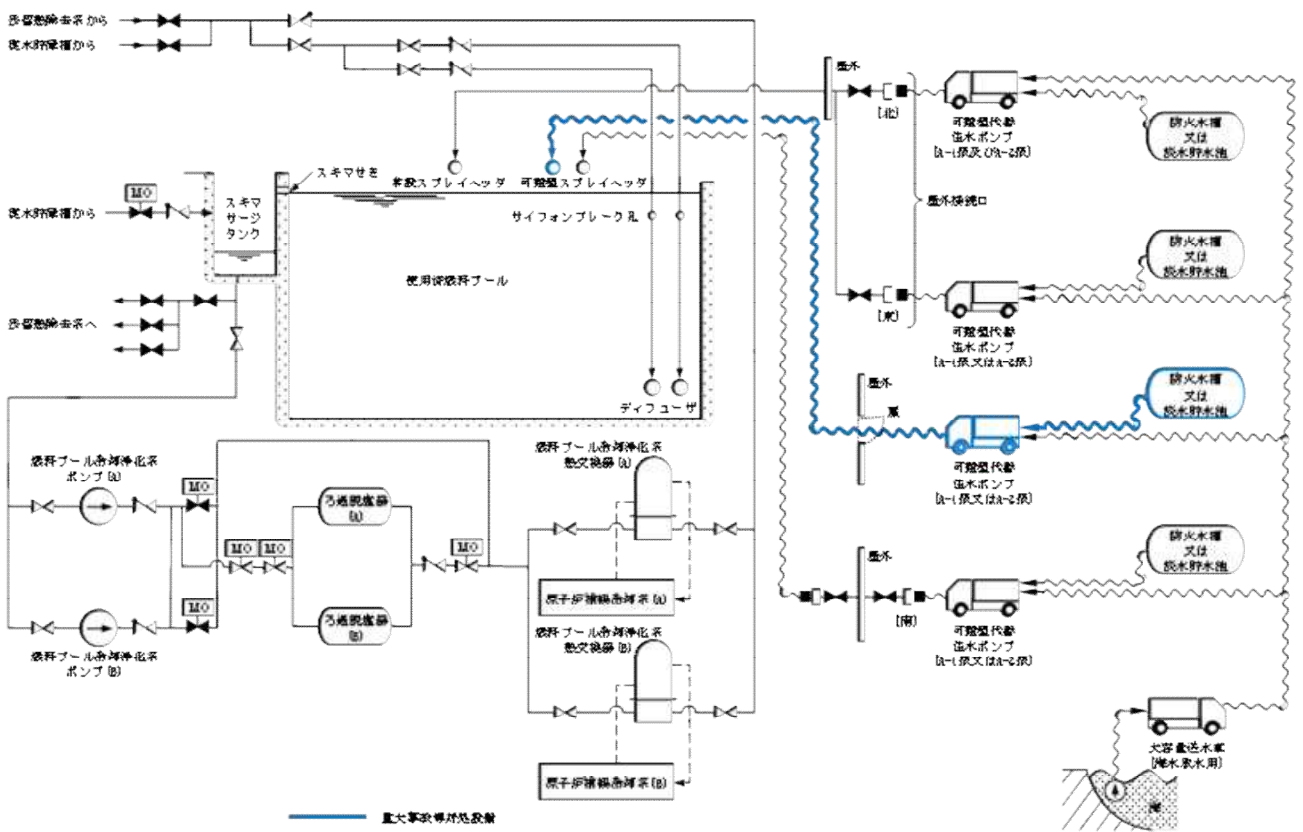
第 27-1 図：燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドによる注水の場合）の系統概略図



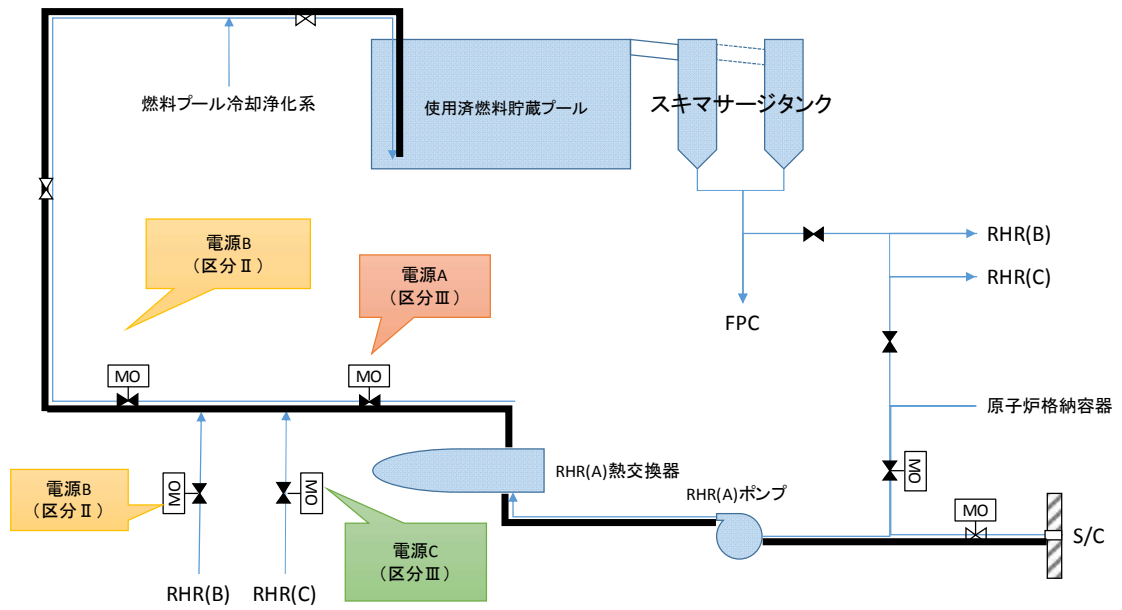
第 27-2 図：燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドによるスプレイの場合）の系統概略図



第 27-3 図：燃料プール代替注水系（可搬スプレイヘッドによる注水の場合）の系統概略図



第 27-4 図：燃料プール代替注水系（可搬スプレイヘッドによるスプレイの場合）の系統概略図



第 27-5 図：残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）の系統概略図

(9) 燃料プール冷却浄化系 [54 条]

燃料プール冷却浄化系は重大事故等時に使用済燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）」である。（第 28 図）

燃料プール冷却浄化系の主要設備を第 7 表に示す。

第 7 表 燃料プール冷却浄化系の主要設備

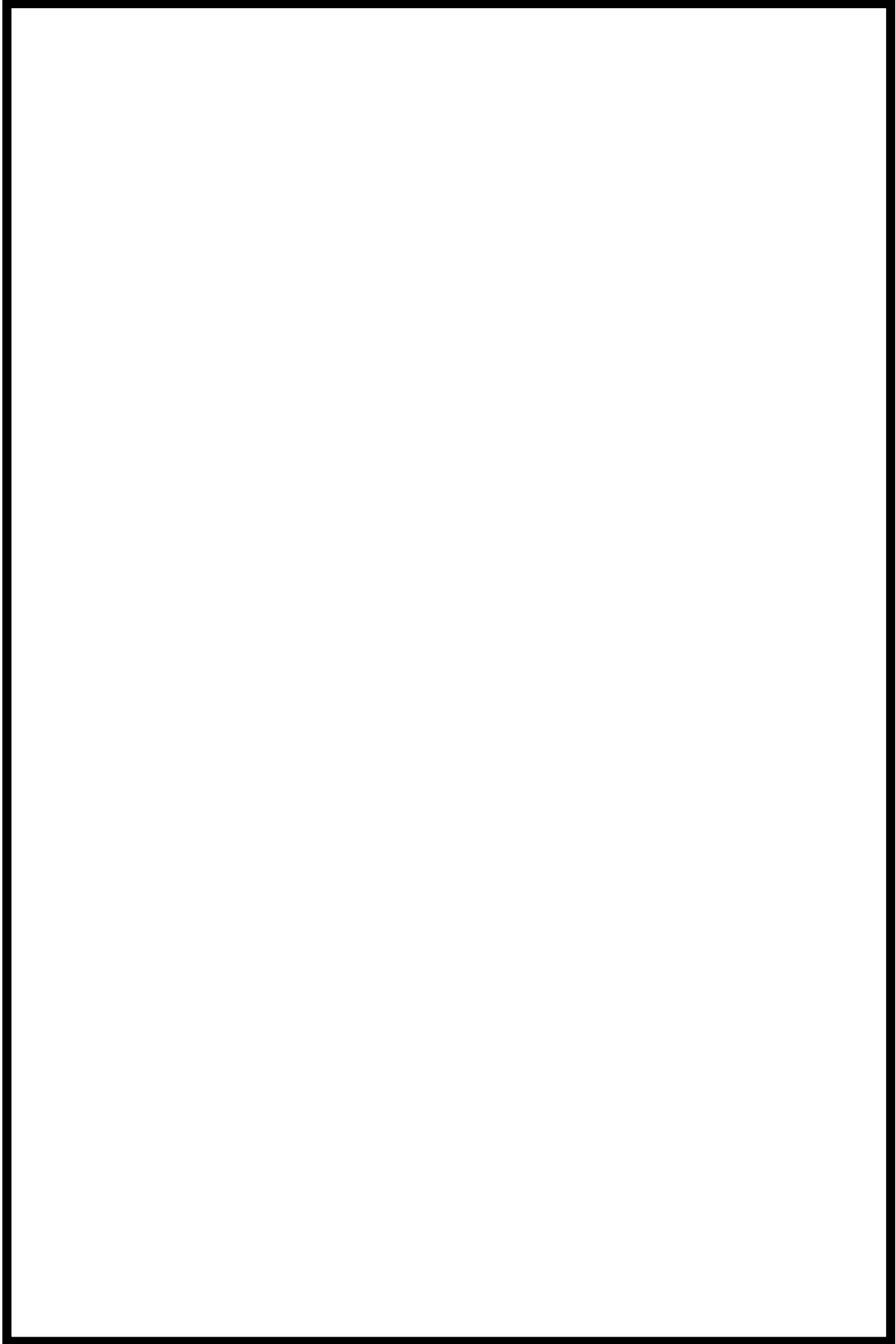
機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・燃料プール冷却浄化系	・残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）
ポンプ	・燃料プール冷却浄化系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
熱交換器	・燃料プール冷却浄化系熱交換器	・残留熱除去系熱交換器

燃料プール冷却浄化系のうち，熱交換器，配管・手動弁・タンク，ディフューザについては，不燃性材料で構築されていることから，火災発生のおそれはない。また，電動弁については，火災によって遠隔操作機能が喪失した場合においても，使用済燃料プールの水位低下には時間的余裕があることから，手動操作等により機能を復旧することが可能である。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。

燃料プール冷却浄化系ポンプと残留熱除去系ポンプは原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（第 29 図）

以上より，単一の火災によって燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。







(10) 使用済燃料プールの監視[54 条]

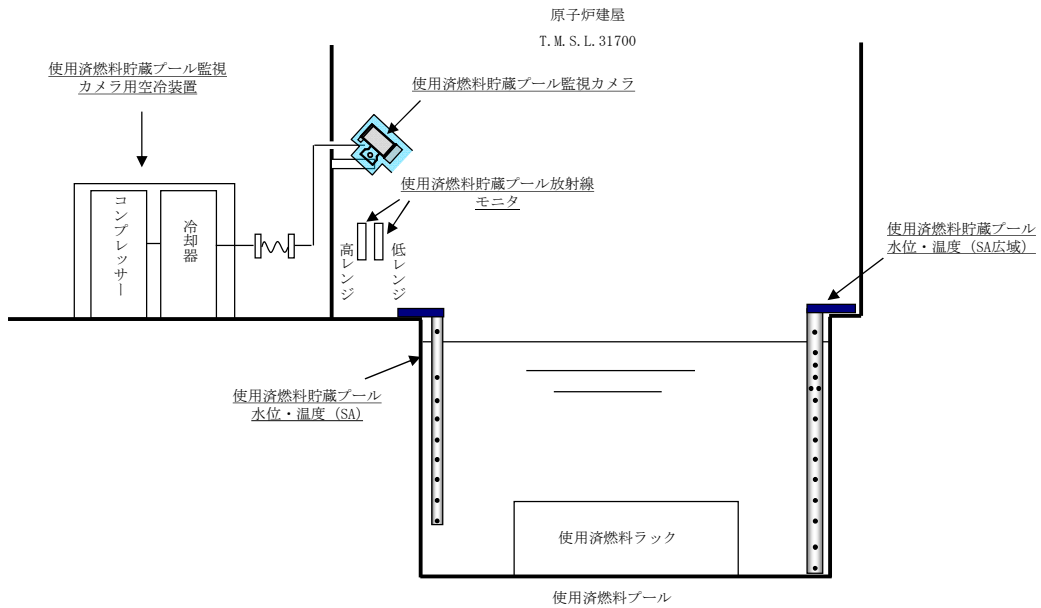
使用済燃料プールの監視設備（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））は重大事故等時に使用済燃料貯蔵プールの冷却等を監視するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「使用済燃料貯蔵プール水位」，「燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度」，「使用済燃料貯蔵プール温度」，「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ」，「燃料取替エリア排気放射線モニタ」，「原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ」である。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じる。また，感知・消火対策として当該計器を設置する原子炉建屋燃料取替床については異なる 2 種類の感知器を設置するとともに，消防法に基づく消火設備を設置している。さらに，これらの計器のケーブルは電線管に敷設することによって他の系統のケーブルと分離している。加えて，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の電源（AM 用直流 125V 蓄電池）は原子炉建屋に設置，これらの設備が代替する設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール温度，燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ，原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの電源はコントロール建屋（交流 120V 中央制御室計測用分電盤）に設置しており，位置的分散を図る（第 30～32 図）。また，各監視パラメータは以下の通り位置的分散を図る。

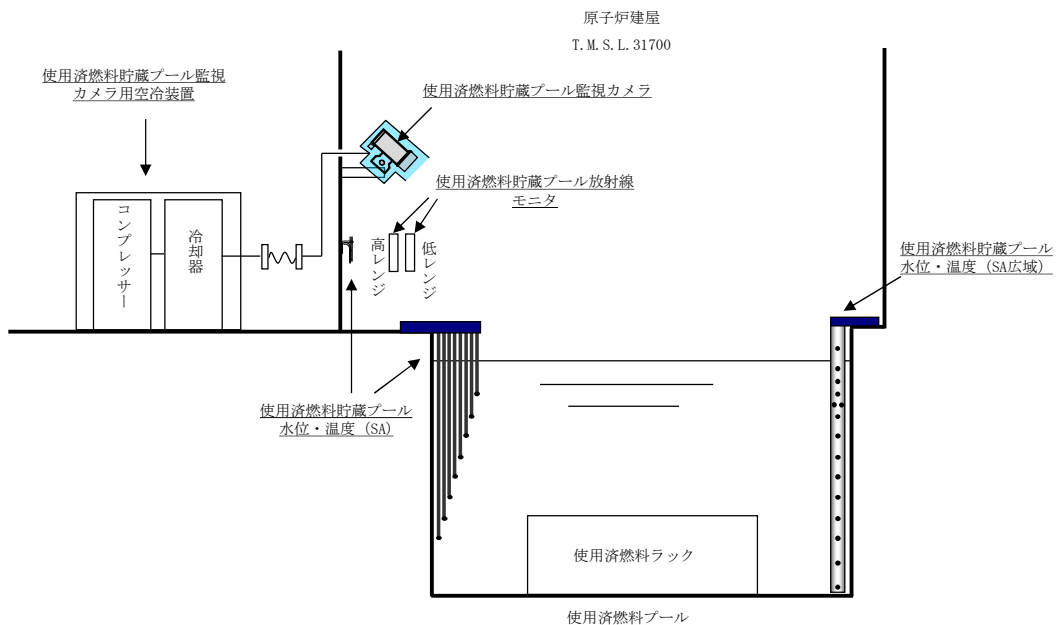
監視パラメータ	評価
水位	・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）と使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位とは約 12m の離隔距離。
水温	・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）と使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール温度とは約 12m の離隔距離。 ・上記の計器の設置場所が原子炉建屋地上 4 階に対して，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は原子炉建屋地上 2 階に設置。
放射線	・「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）」，「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ」，「燃料取替エリア排気放射線モニタ」の設置場所が原子炉建屋地上 4 階に対して，「原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ」は原子炉建屋地上中 4 階（6 号炉），原子炉建屋地上 3 階（7 号炉）に設置。

以上より，単一の火災によって使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA）と使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA）と燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料貯

蔵プール温度，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）と燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタとは，それぞれ同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

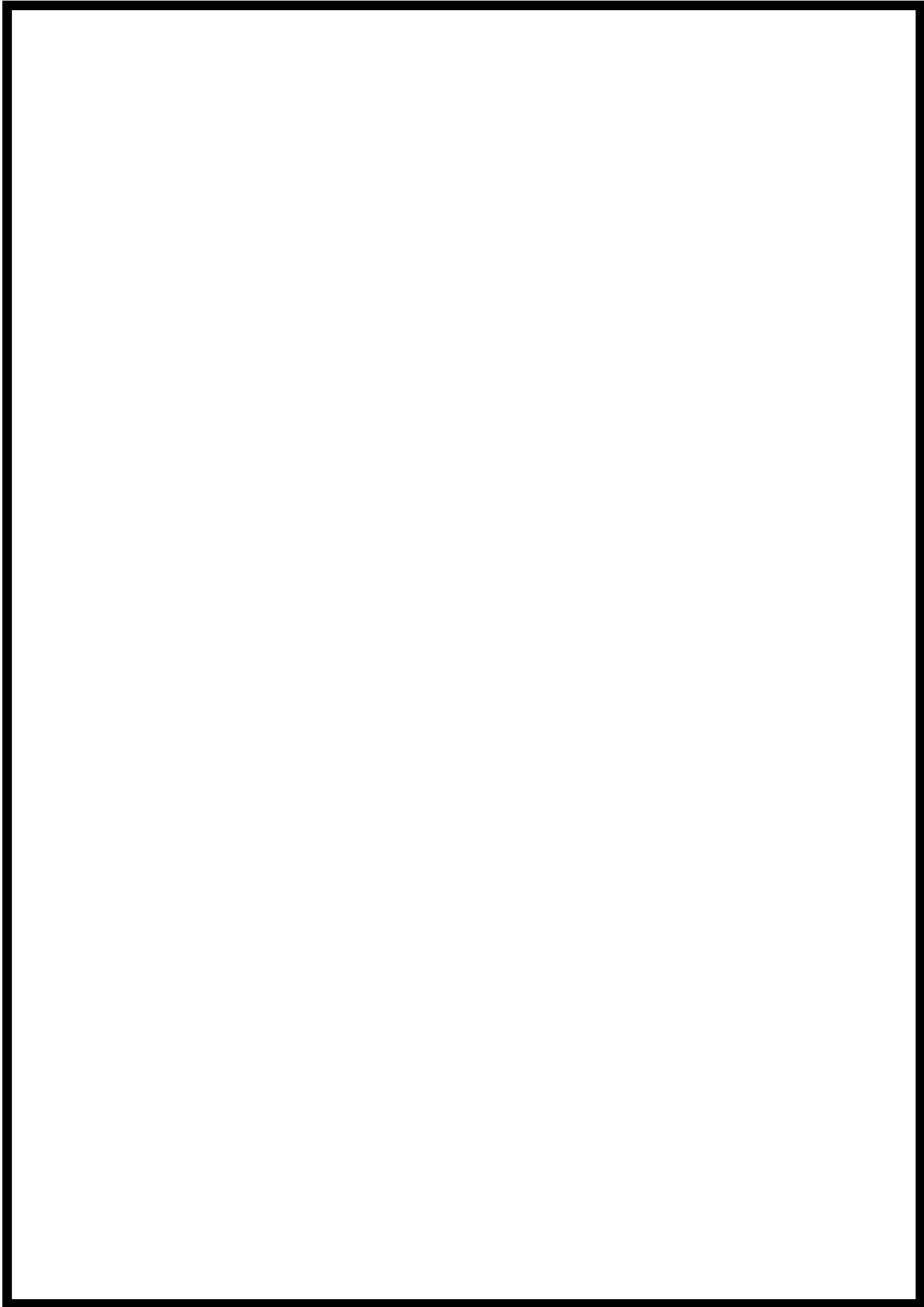


第 30-1 図：6 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図



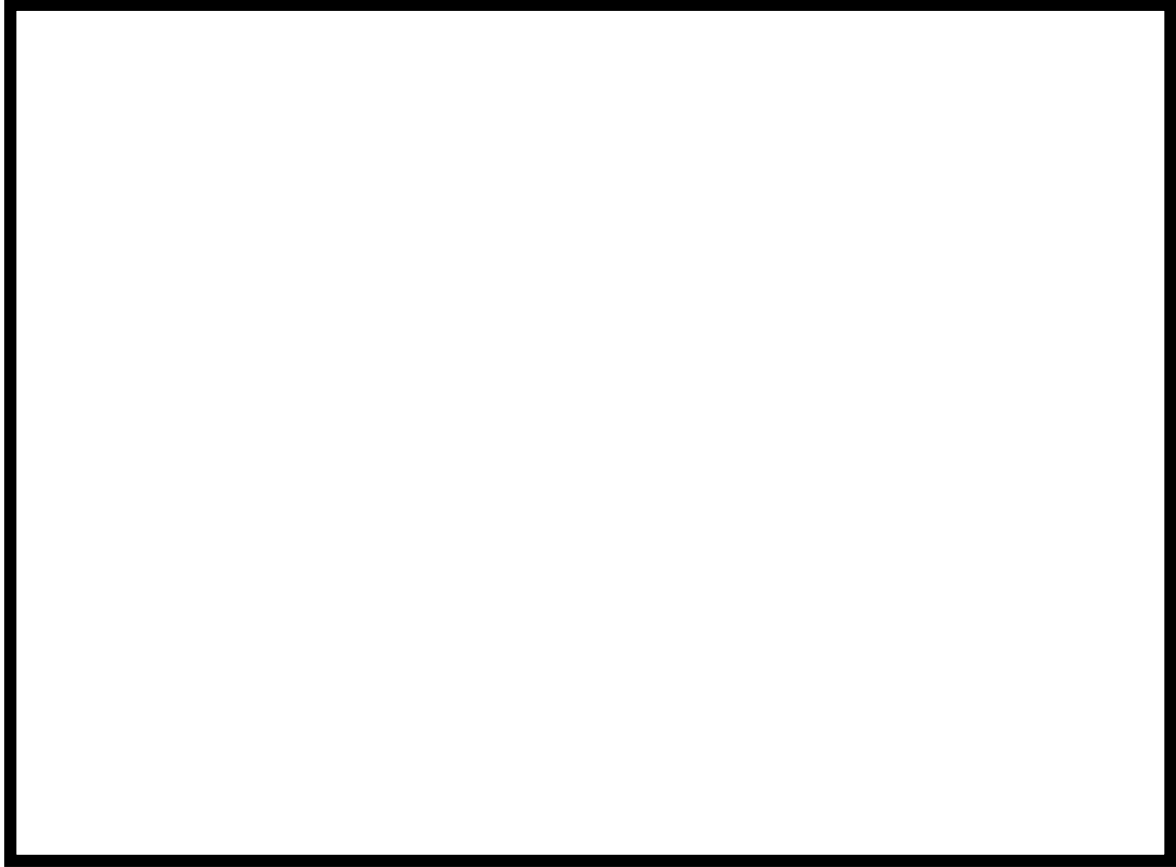
第 30-2 図：7 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

6号炉の配置



第31-1図：使用済燃料貯蔵プール水位・温度・放射線モニタの  
検出器の配置

6号炉の配置



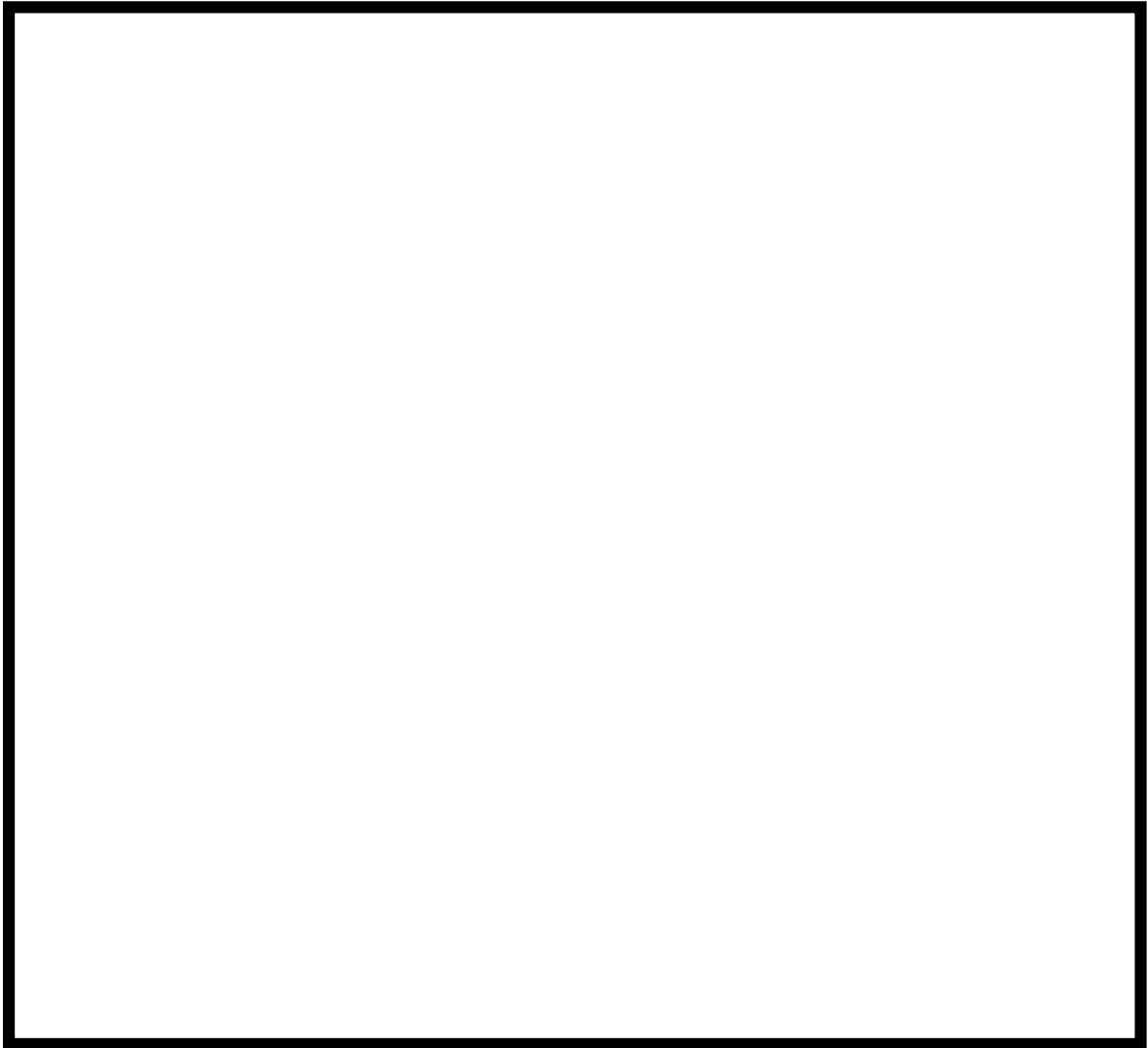
第 31-2 図：使用済燃料貯蔵プール水位・温度・放射線モニタの  
検出器の配置

7号炉の配置



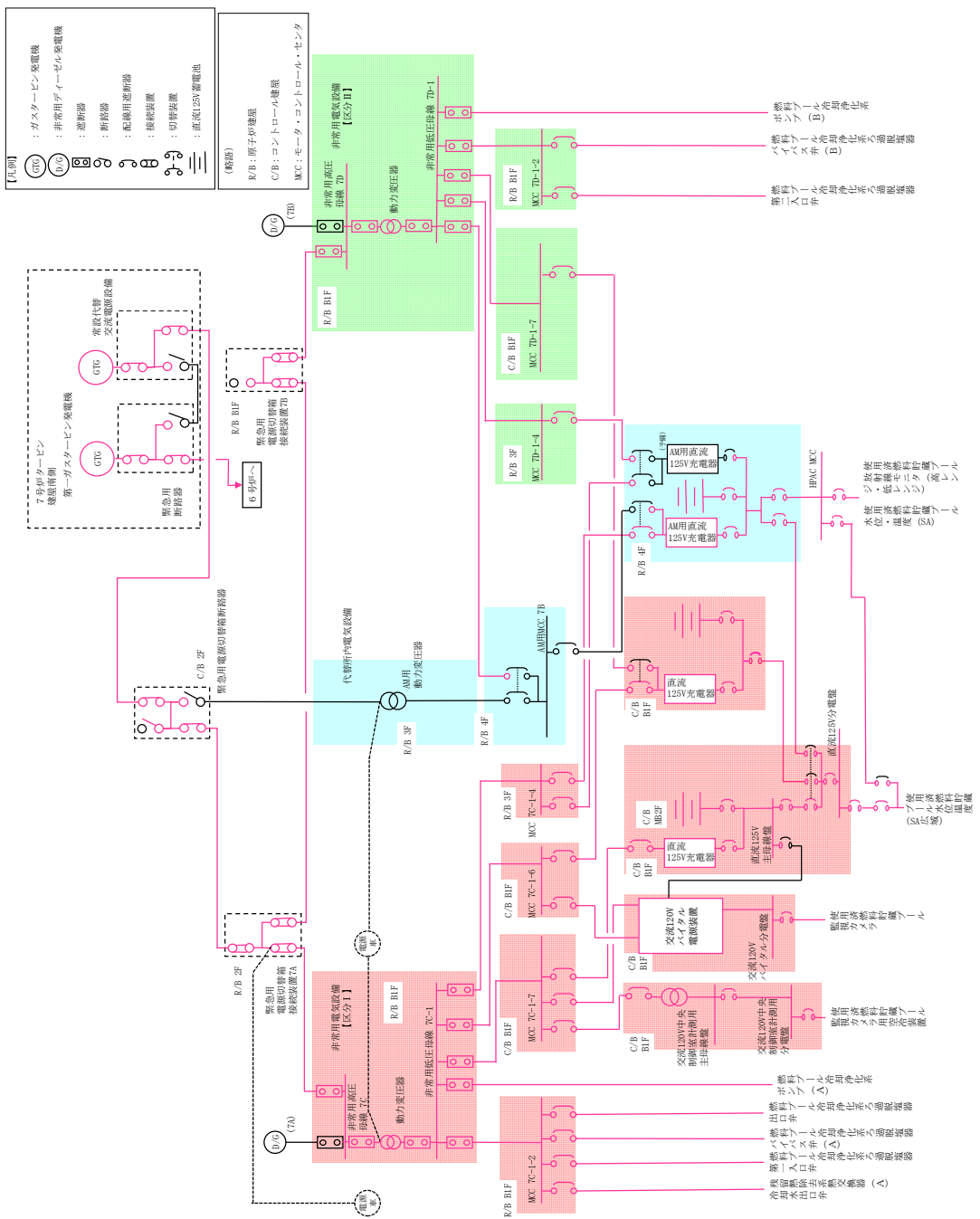
第 31-3 図：使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの  
検出器の配置

## 7号炉の配置



第 31-4 図：使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの  
検出器の配置





第 32-2 図 : 単線結線図 (7 号炉)

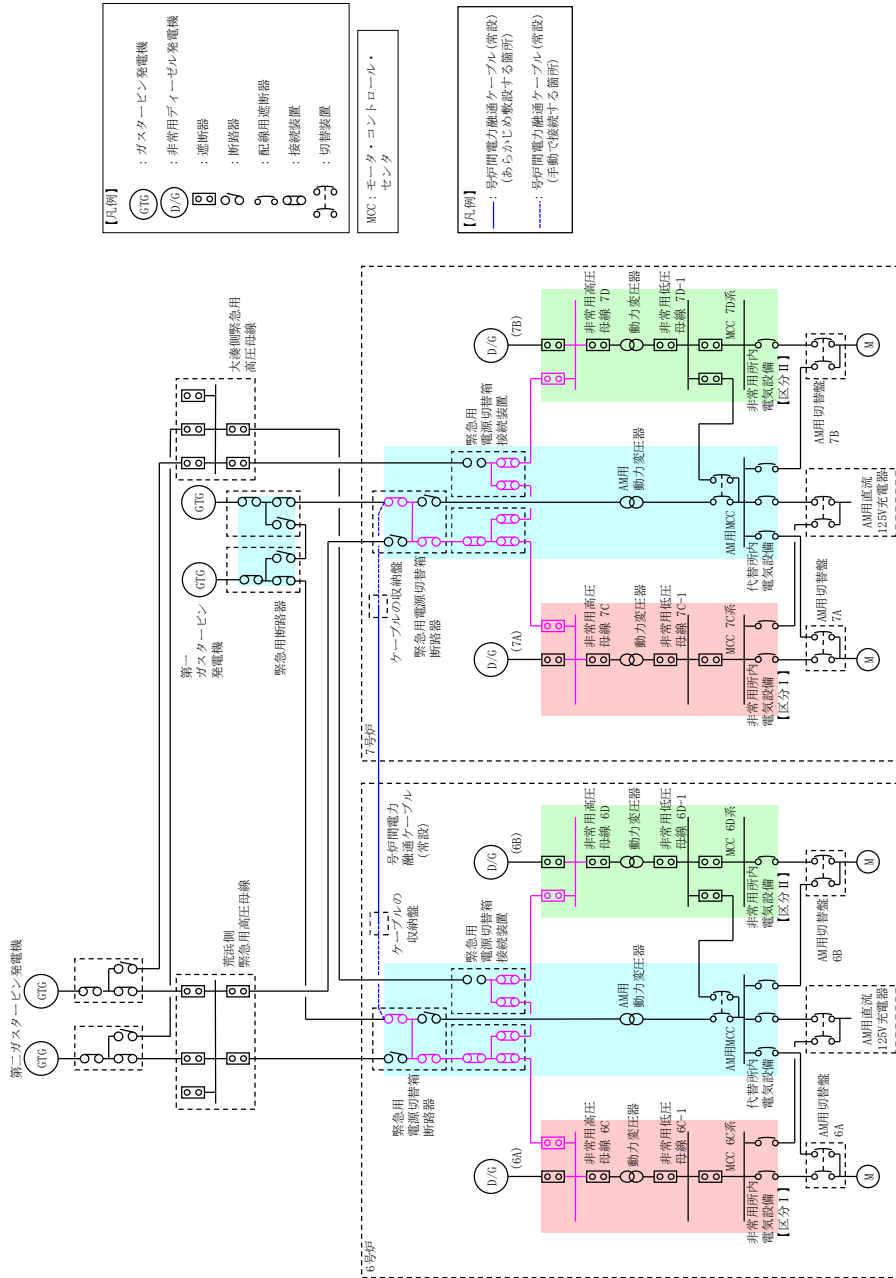


(11) 常設代替交流電源設備[57 条]

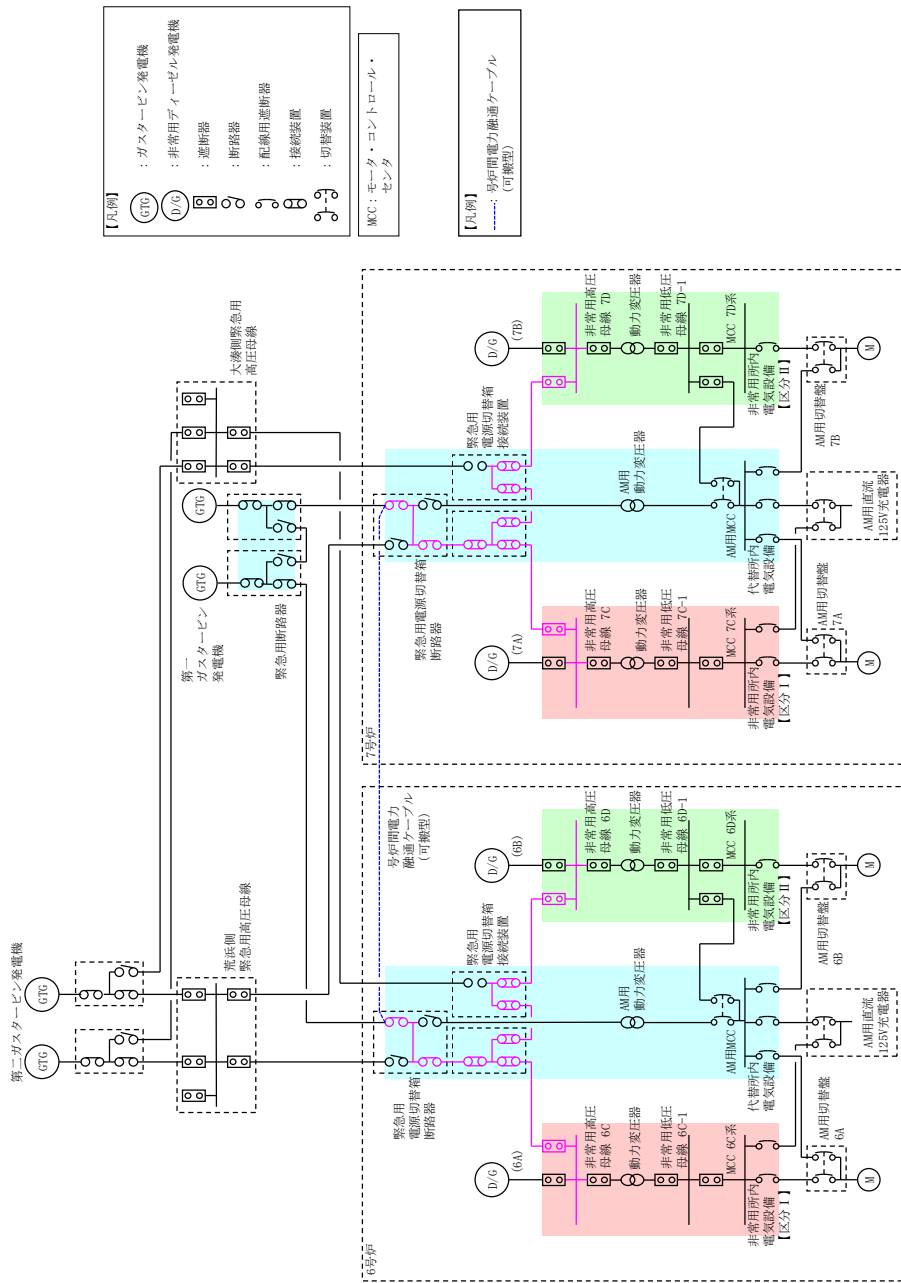
常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）は重大事故等時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用交流電源設備」（非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンク）である。

第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，非常用ディーゼル発電機，非常用高圧母線並びにこれらの電路は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じており，燃料タンクについては火災の発生防止対策として主要な構造材に不燃性材料を使用している。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器，及び非常用ディーゼル発電機室には全域自動放出方式の二酸化炭素消火設備を設置している。さらに，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは屋外設置，非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンクは原子炉建屋内に設置しており，位置的分散を図る。加えて，非常用ディーゼル発電機に接続する非常用高圧母線には遮断器及び保護継電器を設置し，電氣的にも分離を図る。（第 33 図）

以上より，単一の火災によって常設代替交流電源設備，非常用交流電源設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第 33-1 図 : 交流電源系統図 ( 1 / 2 )



第 33-2 図 : 交流電源系統図 ( 2 / 2 )

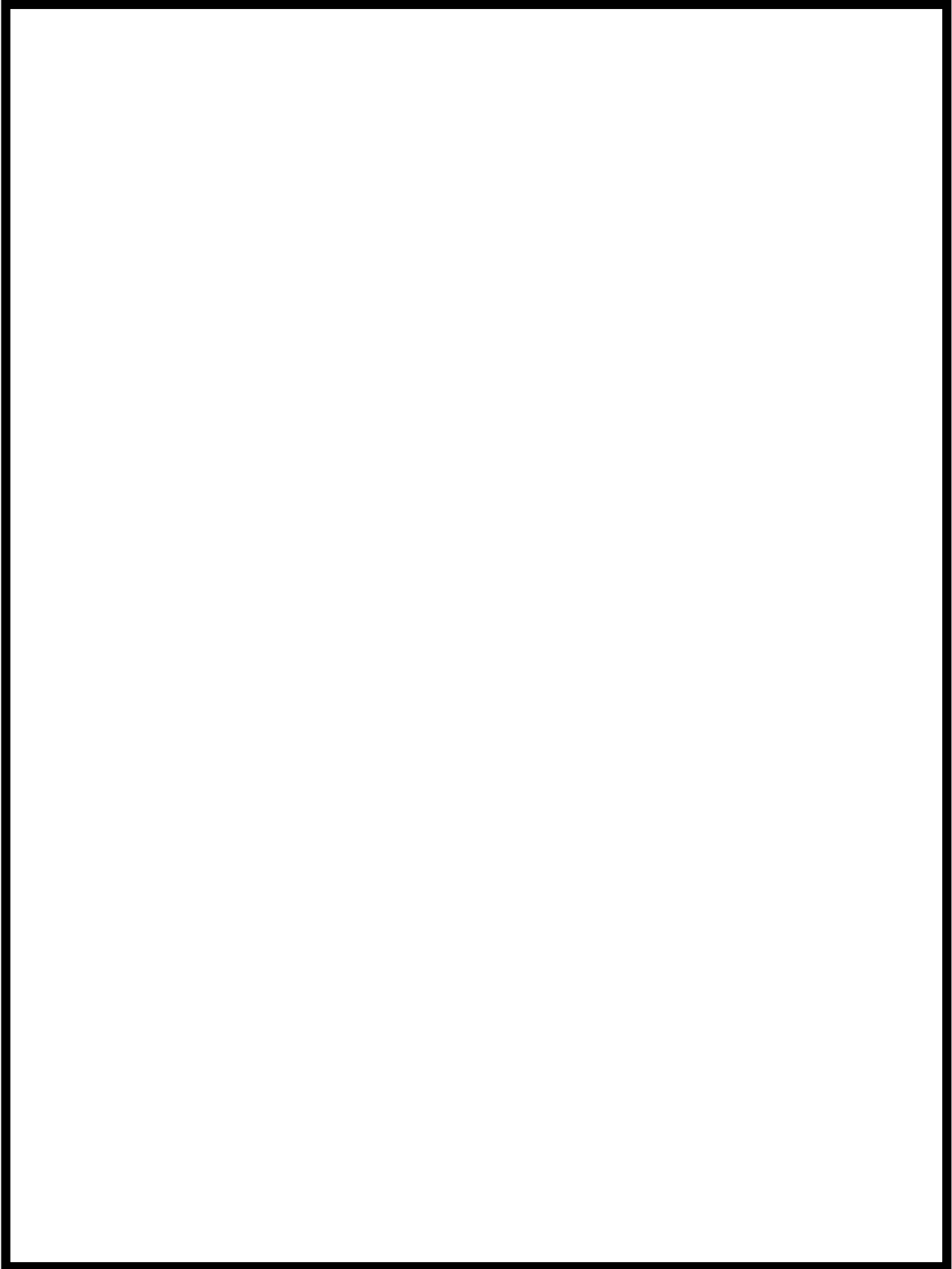
(12) 所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備）[57 条]

AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器，直流 125V 蓄電池及び充電器 A，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 は重大事故等時に直流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は，「直流 125V 蓄電池及び充電器 B，直流 125V 蓄電池及び充電器 C，直流 125V 蓄電池及び充電器 D」である。

AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器，直流 125V 蓄電池及び充電器 A，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2，直流 125V 蓄電池及び充電器 B，直流 125V 蓄電池及び充電器 C，直流 125V 蓄電池及び充電器 D 並びにこれらの電路は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器と，直流 125V 蓄電池及び充電器 A，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2，直流 125V 蓄電池及び充電器 B，直流 125V 蓄電池及び充電器 C，直流 125V 蓄電池及び充電器 D はそれぞれ異なる火災区域に配置しており，位置的分散を図っている。加えて，各蓄電池に接続する充電器には遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。（第 34, 35 図）

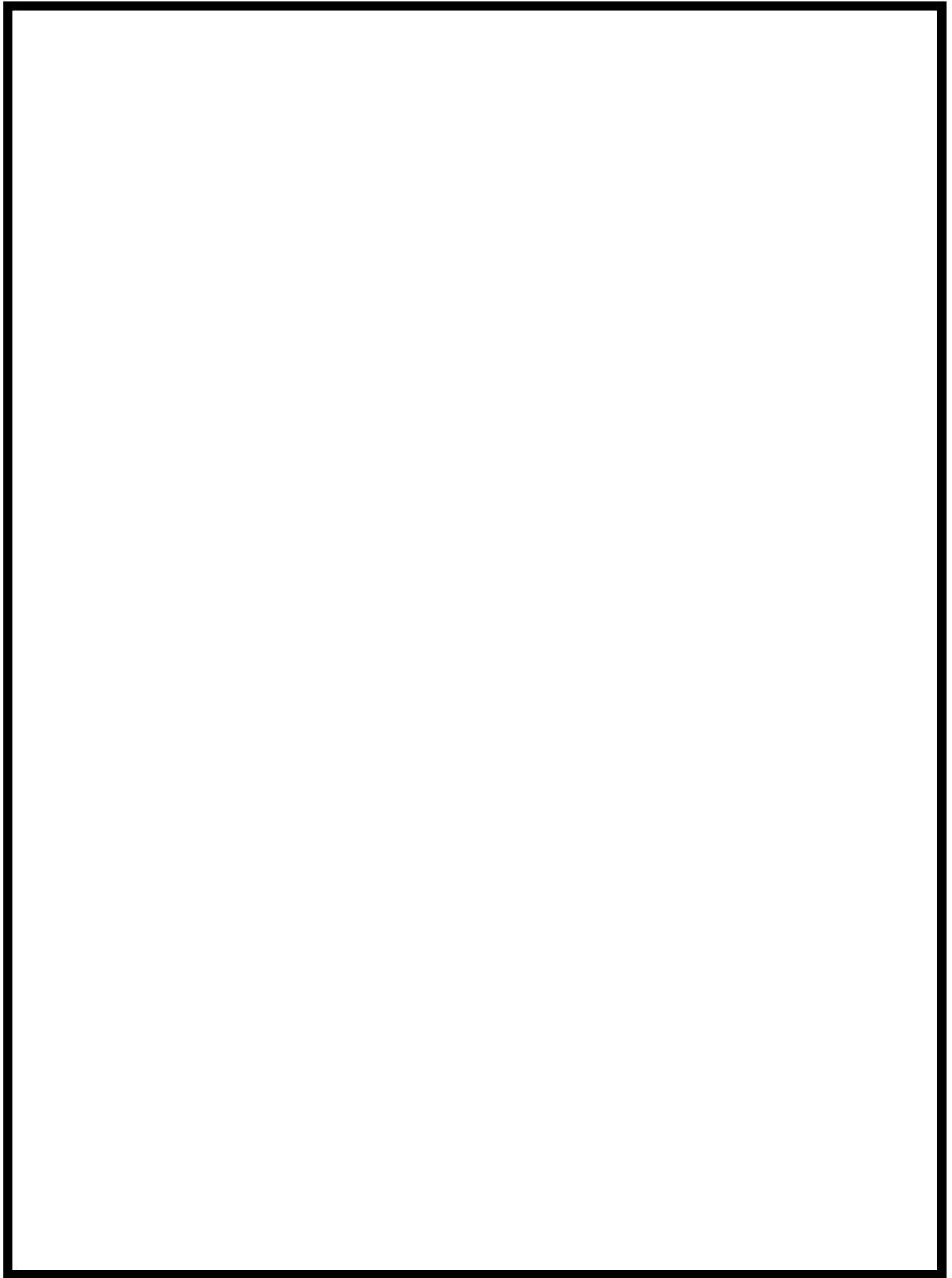
以上より，単一の火災によって AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器と，直流 125V 蓄電池及び充電器 A，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2，直流 125V 蓄電池及び充電器 B，直流 125V 蓄電池及び充電器 C，直流 125V 蓄電池及び充電器 D の安全機能はそれぞれ同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散されて設置している。すなわち，2.2. (1) ②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

なお，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されている箇所周辺の火災影響について，「参考」に示す。



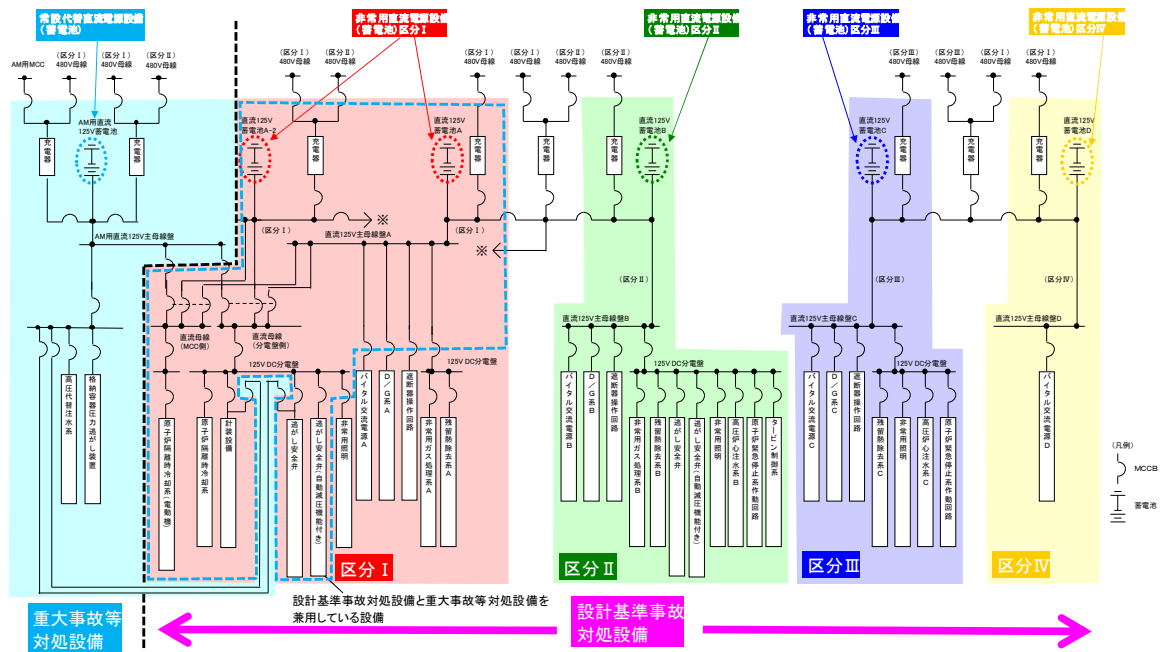
6号炉の配置

第34-1図：AM用直流125V蓄電池・充電器と  
直流125V蓄電池A・A-2・B・C・Dの配置（1／2）

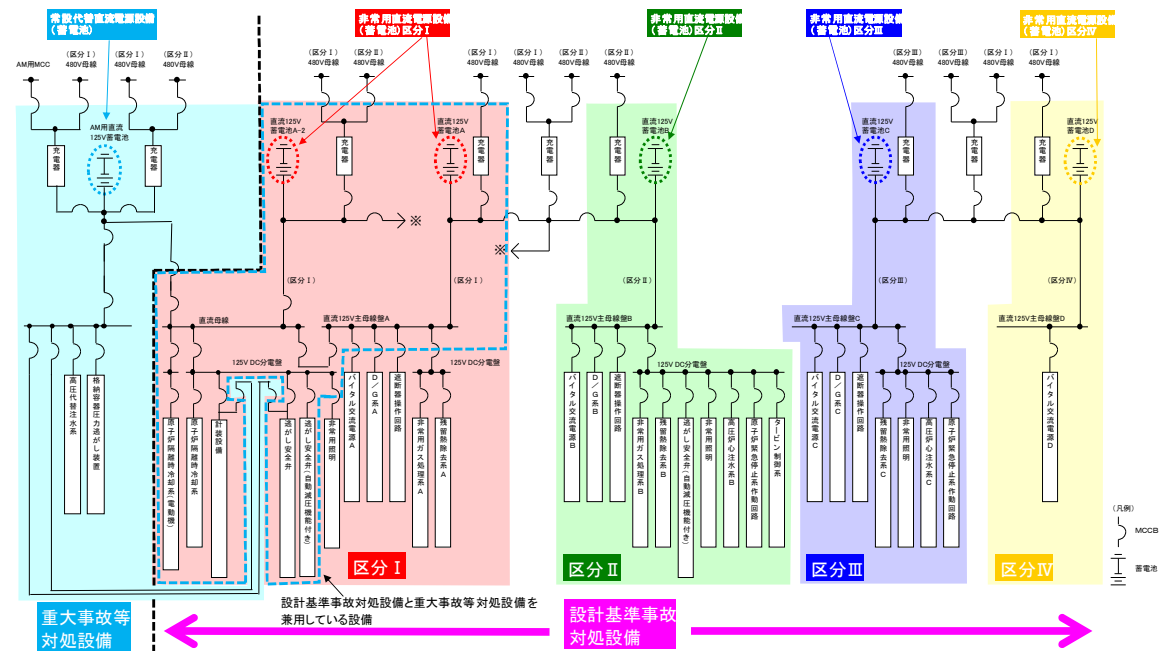


7号炉の配置

第34-2図：AM用直流125V蓄電池・充電器と  
直流125V蓄電池A・A-2・B・C・Dの配置（2／2）



(a) 6号炉



(b) 7号炉

第35图：直流電源系統図

(13) 代替所内電気設備，号炉間電力融通電気設備，燃料補給設備 [57 条]

代替所内電気設備（緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系，D 系），号炉間電力融通ケーブル（常設），軽油タンクは重大事故等時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用所内電気設備」，「軽油タンク」である。

代替所内電気設備，非常用所内電気設備とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じており，軽油タンクについては火災の発生防止対策として主要な構造材に不燃性材料を使用している。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，代替所内電気設備のうち緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用操作盤は，非常用所内電気設備と米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は，非常用所内電気設備とは別の火災区域であるコントロール建屋 2 階に設置しており，位置的分散を図っている。（第 36 図）

一方，非常用高圧母線については C, D, E 系でそれぞれ分散配置している。加えて，代替所内電気設備，非常用所内電気設備とも遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。軽油タンクについては 2 系統あるが，外部火災影響評価によると 1 系統の軽油タンクで火災が発生しても他方の軽油タンクでは火災が発生せず，単一の火災によって同時に機能喪失しないことが確認されている。

以上より，単一の火災によって代替所内電気設備，非常用所内電気設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。





(代替所内電気設備)



第 36-1 図：代替所内電気設備，非常用 MCC (C, D, E) ，号炉間電力融通  
ケーブル（常設）の配置（1 / 2）



(代替所内電気設備, 号炉間電力融通ケーブル (常設))



(非常用 MCC)

第 36-2 図 : 代替所内電気設備, 非常用 MCC (C, D, E), 号炉間電力融通  
ケーブル (常設) の配置 (2 / 2)

(14) 計装設備 [58 条]

重大事故等対処設備のうち計装設備は重大事故等時に原子炉压力容器、原子炉格納容器の状態、最終ヒートシンクによる冷却状態等を把握するための常設設備であり、これらの設備による計測が困難となった場合の代替監視パラメータについては、第 8 表に記載のとおりである。

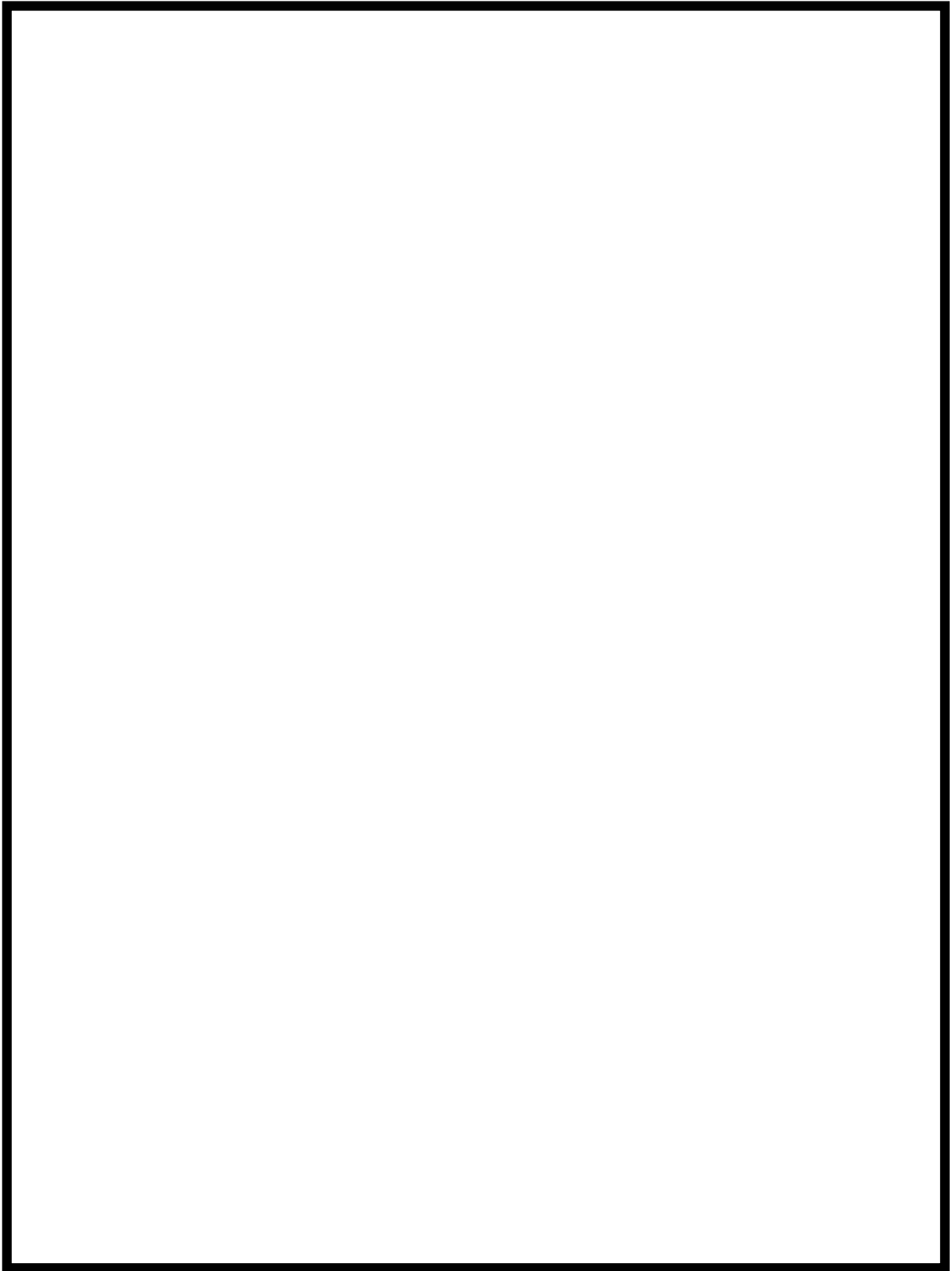
重大事故等対処設備のうち、計装設備は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また、感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、重大事故等対処設備の計装設備を、代替する機能を有する設計基準対象施設の計装設備とは異なる系統として設計し、検出器・伝送器等の位置的分散を図るとともにケーブルを電線管に敷設することによって、単一の火災によって重大事故等対処設備と設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失しないように設計している。また、重大事故等対処設備の計装設備は、当該設備の主要パラメータでの計測が困難となった場合、少なくとも一つの代替パラメータで計測が可能となるように、検出器・伝送器を位置的に分散して設置している。ただし、重大事故等対処設備の計装設備の主要パラメータと代替パラメータが同一の系統となる場合は、検出器・伝送器の位置的分散を図ることができないが、上記の通り、重大事故等対処設備と、代替する機能を有する設計基準対象施設の計装設備を異なる系統として設計していることから、単一の火災によって重大事故等対処設備と設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失することはない。なお、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータが単一火災によって機能喪失しても、上記の理由から、重大事故等対処設備と、代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失することはない。

(第 8-1～2 表，第 37-1～25 図，第 38-1～2 図)

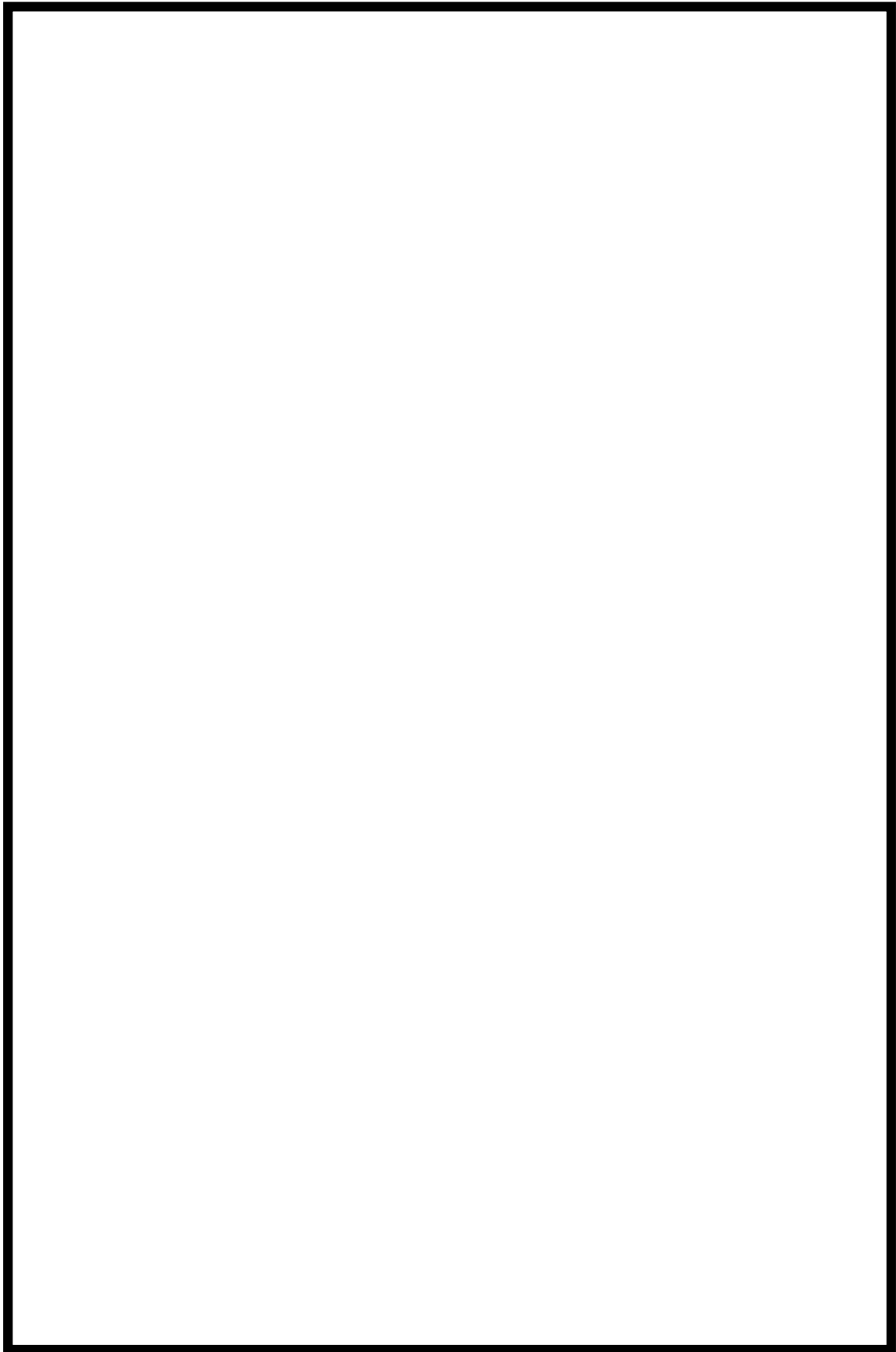
以上より、単一の火災によって重大事故等対処設備の計装設備と設計基準対象施設の計装設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

第 8-1 表:重大事故等対処設備 計装設備一覧 (6 号炉)

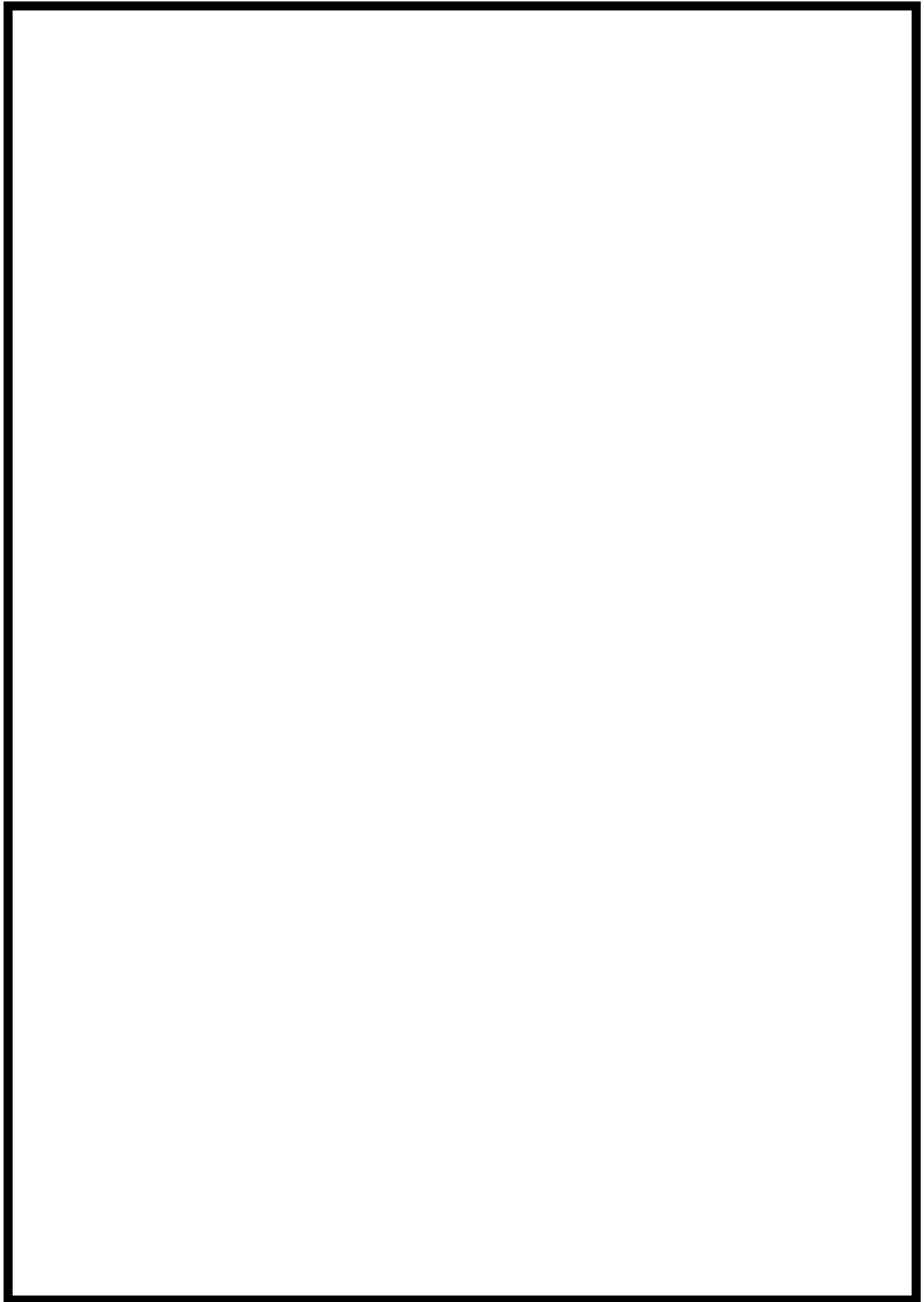
計装設備名称	設置場所
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内
起動領域モニタ	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内
格納容器下部水位	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内
残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階
原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階
原子炉水位 (広帯域, 燃料域)	原子炉建屋地下 1, 3 階
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 3 階
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階
復水補給水系流量 (RHR A/B 系代替注水流量)	原子炉建屋地下 1 階
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	原子炉建屋地下 2 階
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上中 3 階
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階
残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 2 階
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上 4 階
原子炉補機冷却水系系統流量 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階 タービン建屋地下 2 階
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 2, 3 階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)	原子炉建屋地下 3 階



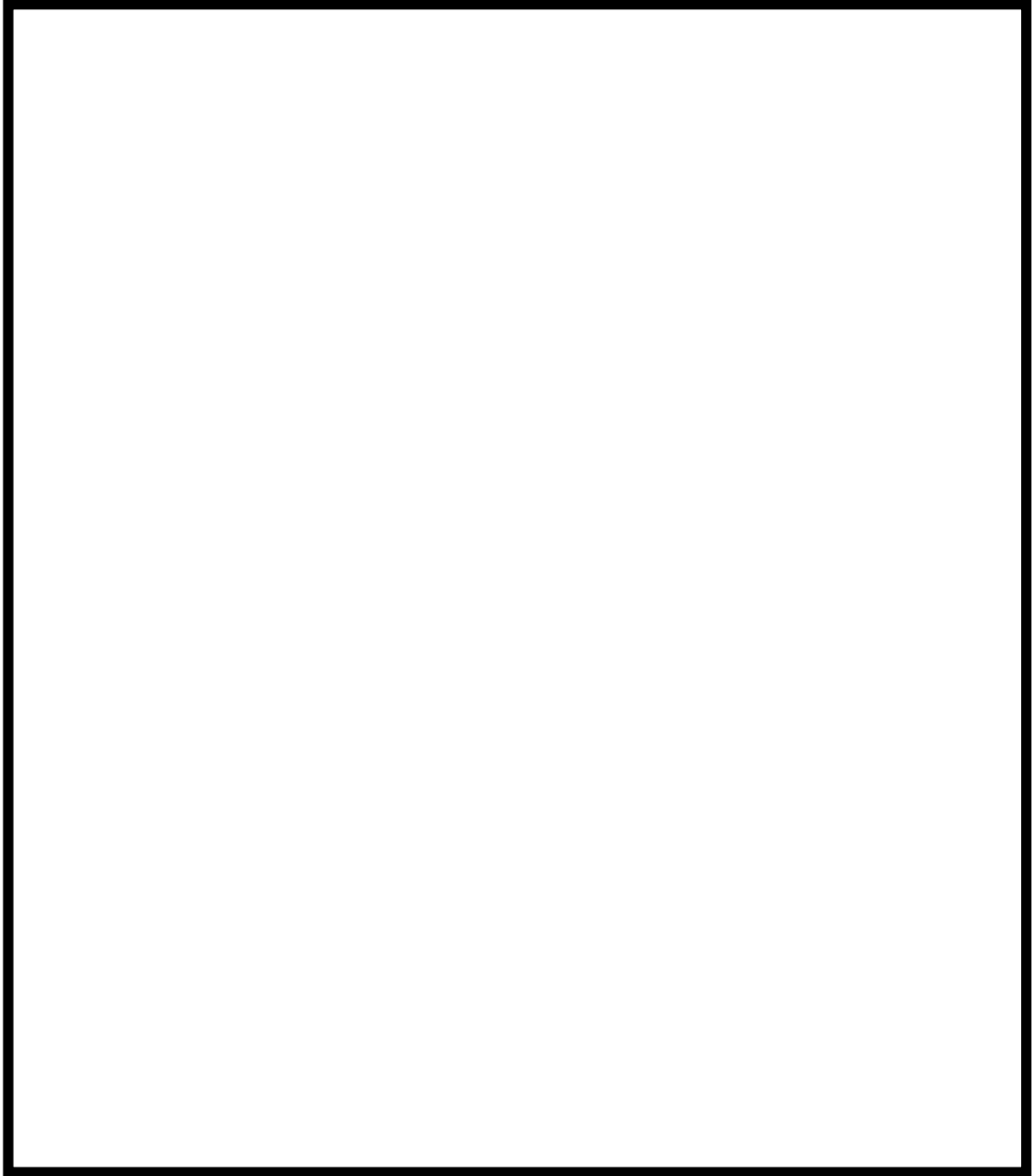
第 37-1 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（1/25）



第 37-2 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（2/25）

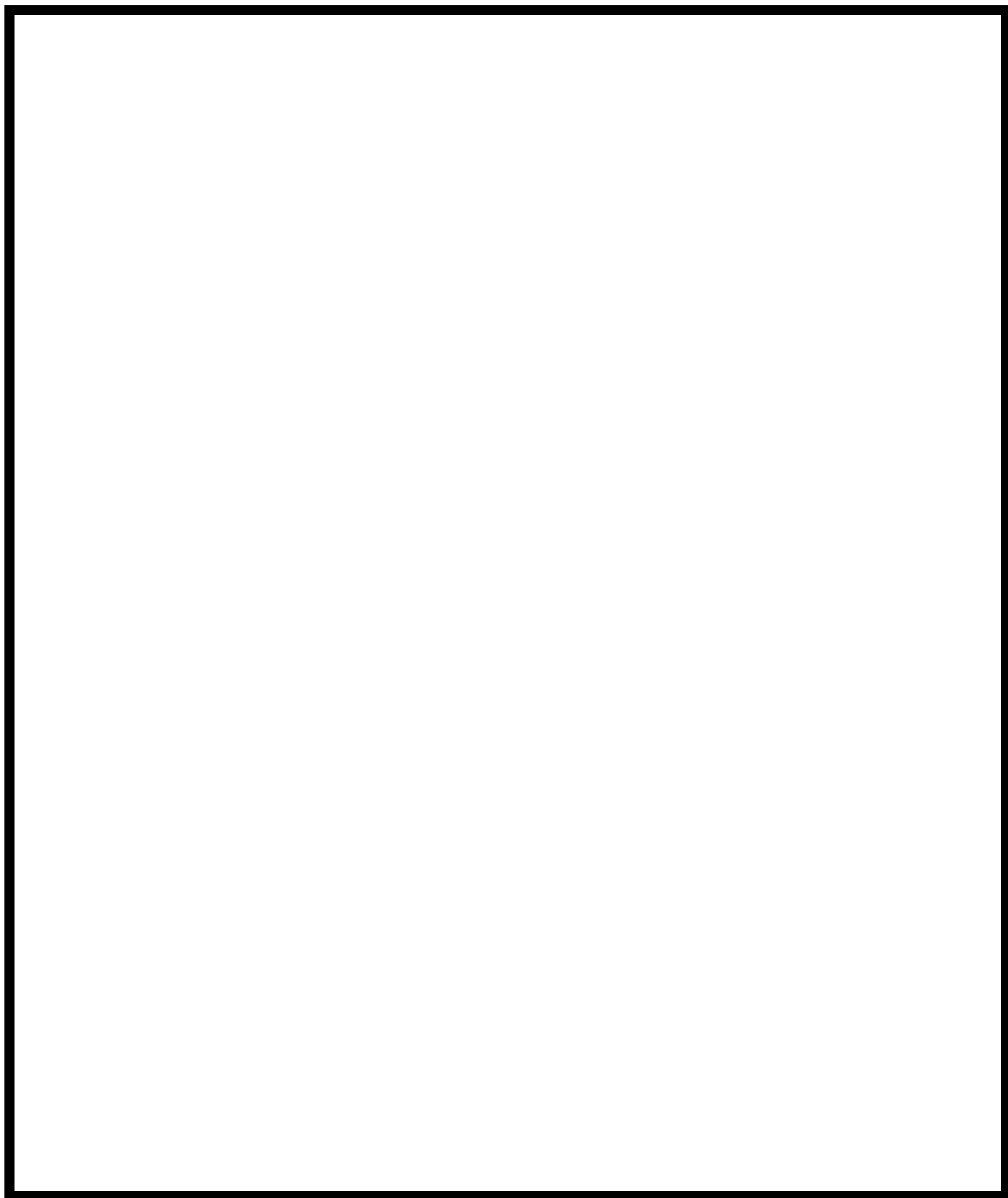


第 37-3 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（3/25）

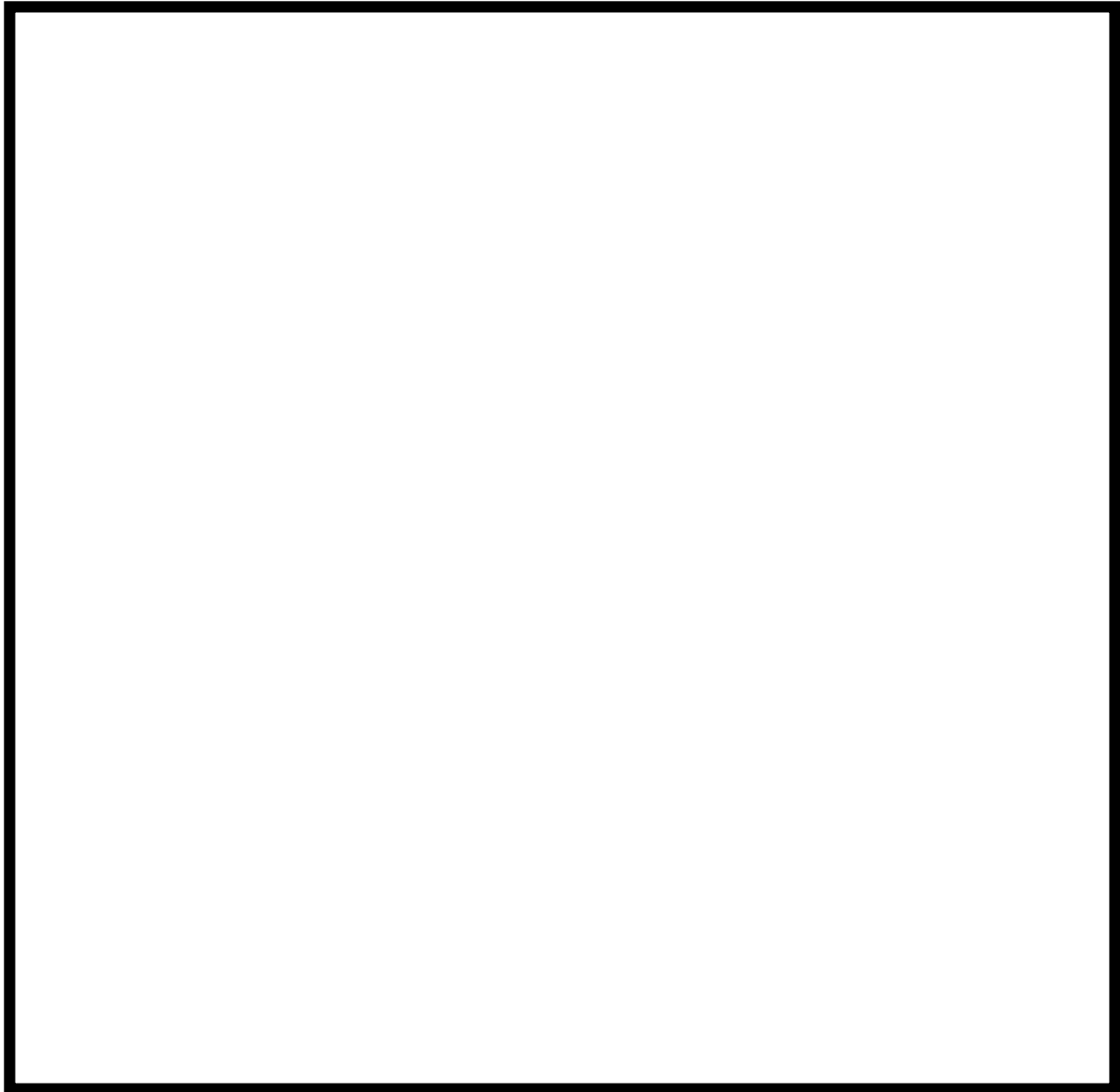


第 37-4 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（4/25）

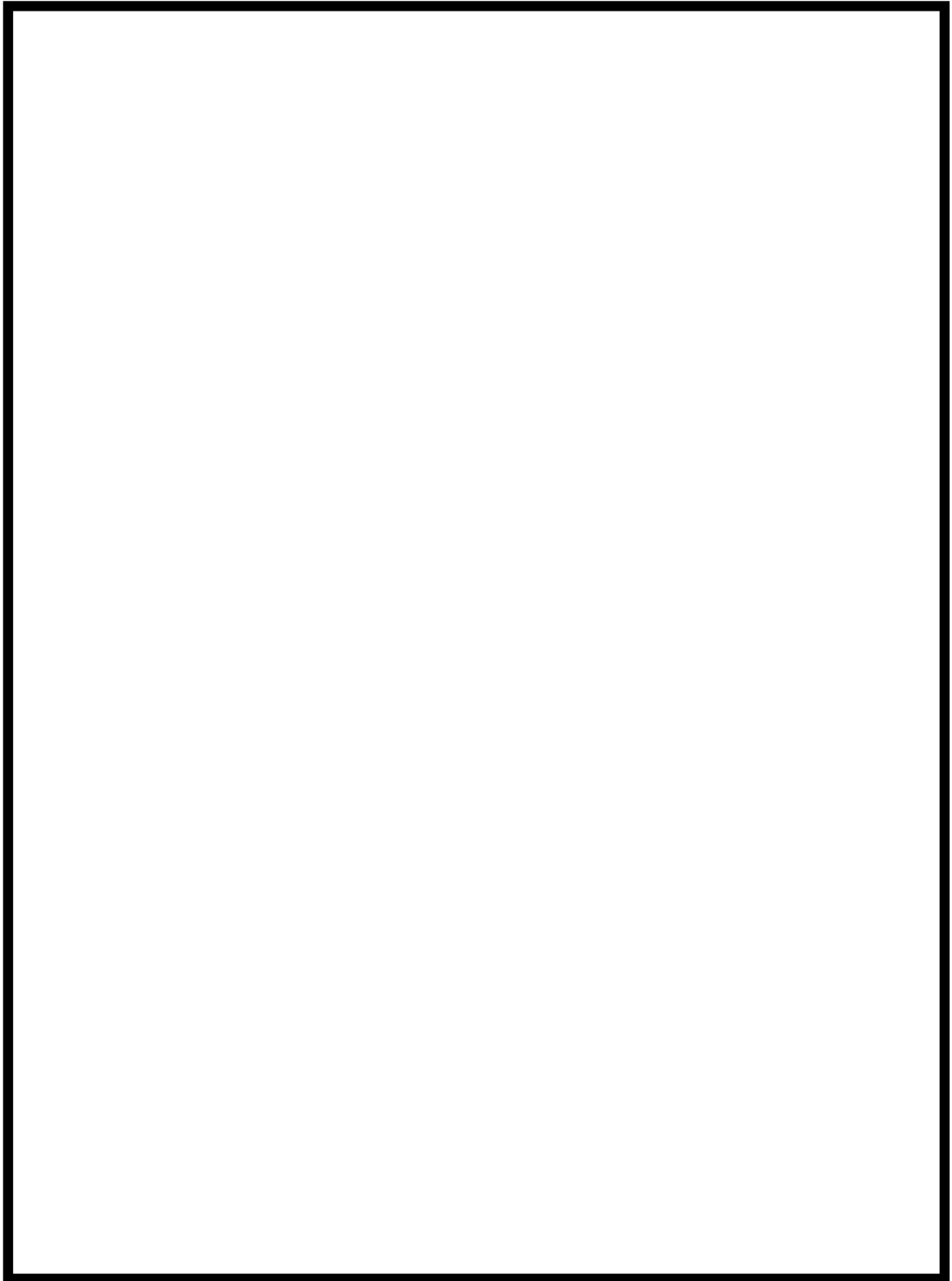




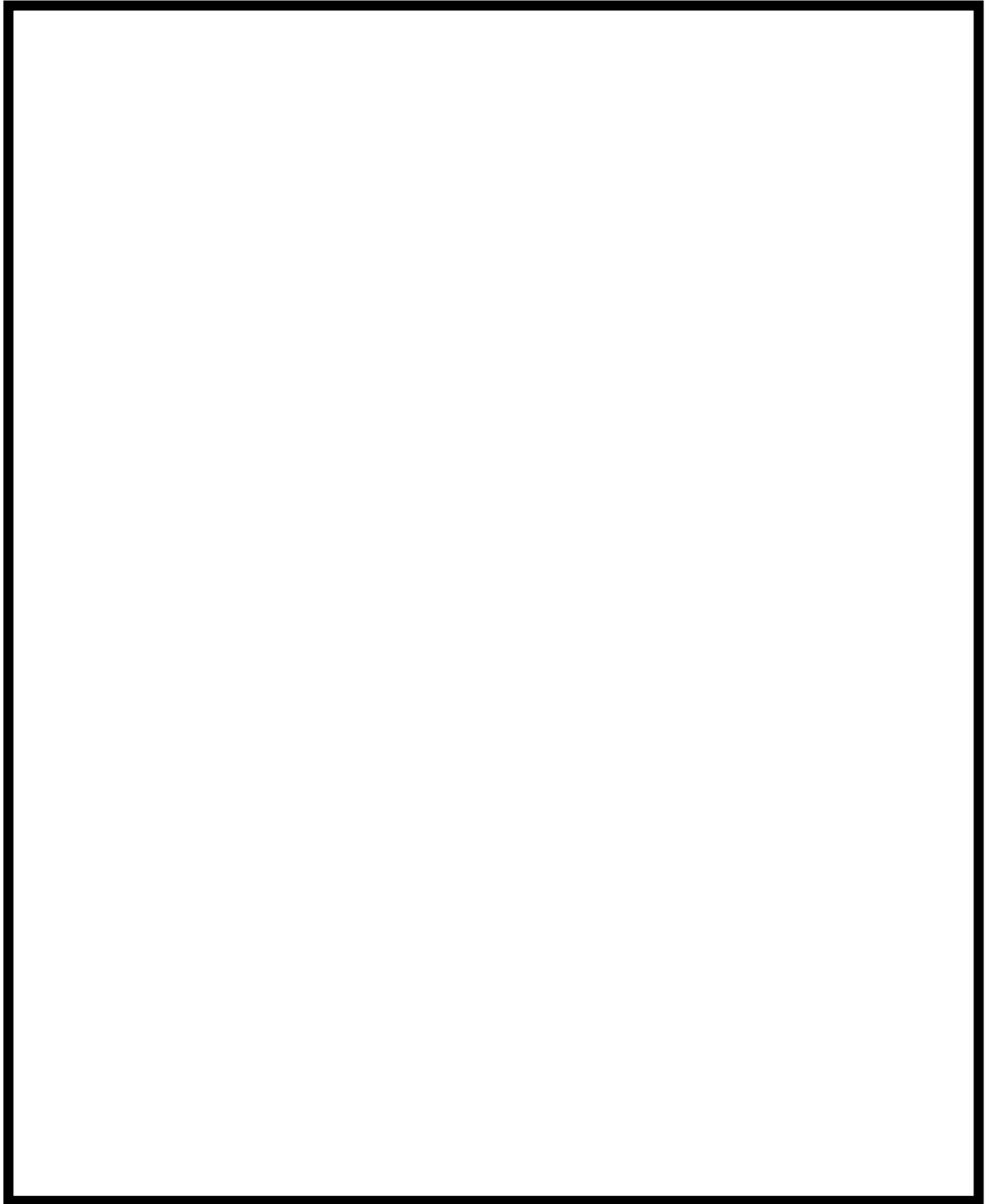
第 37-5 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（5/25）



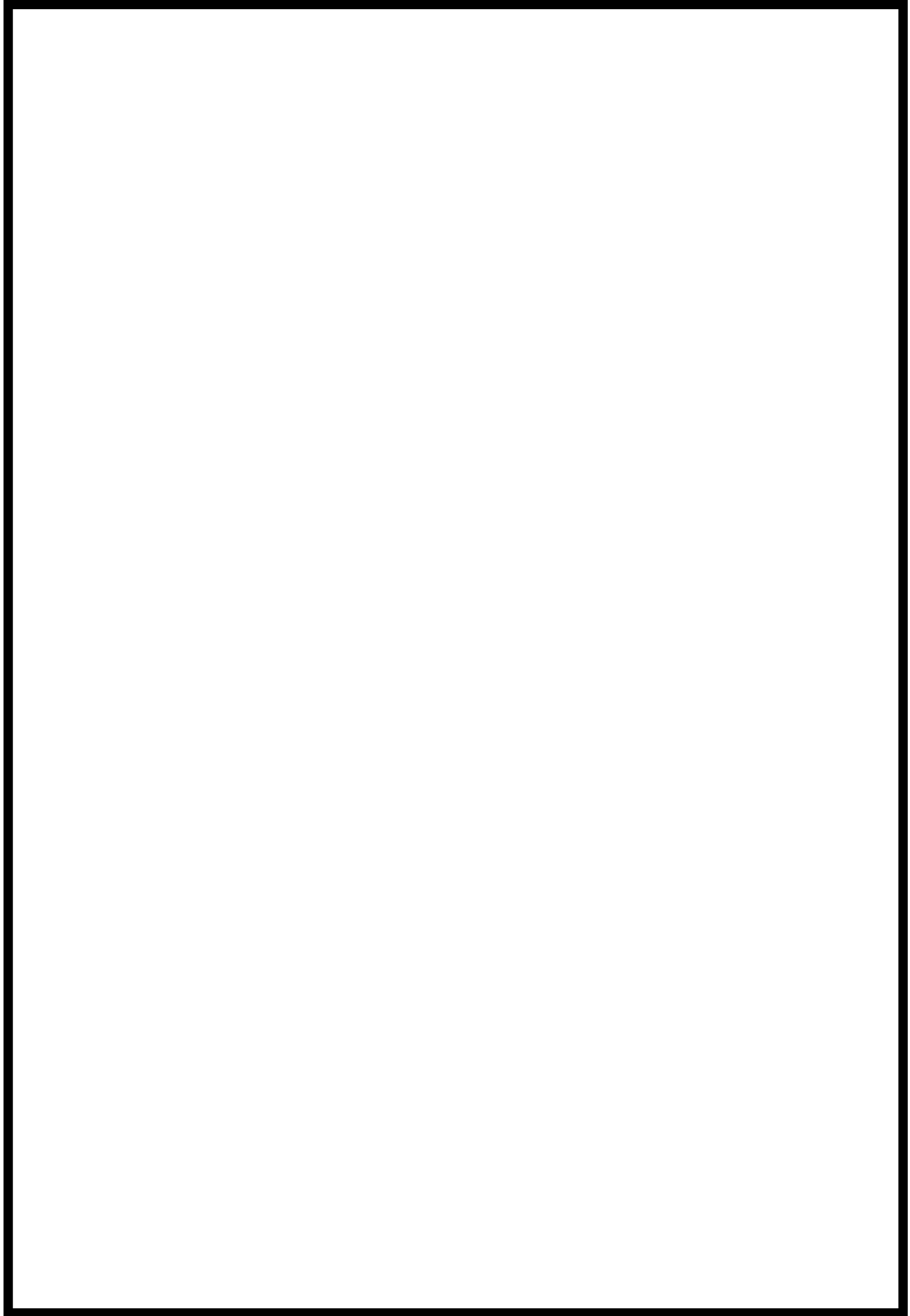
第 37-6 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（6/25）



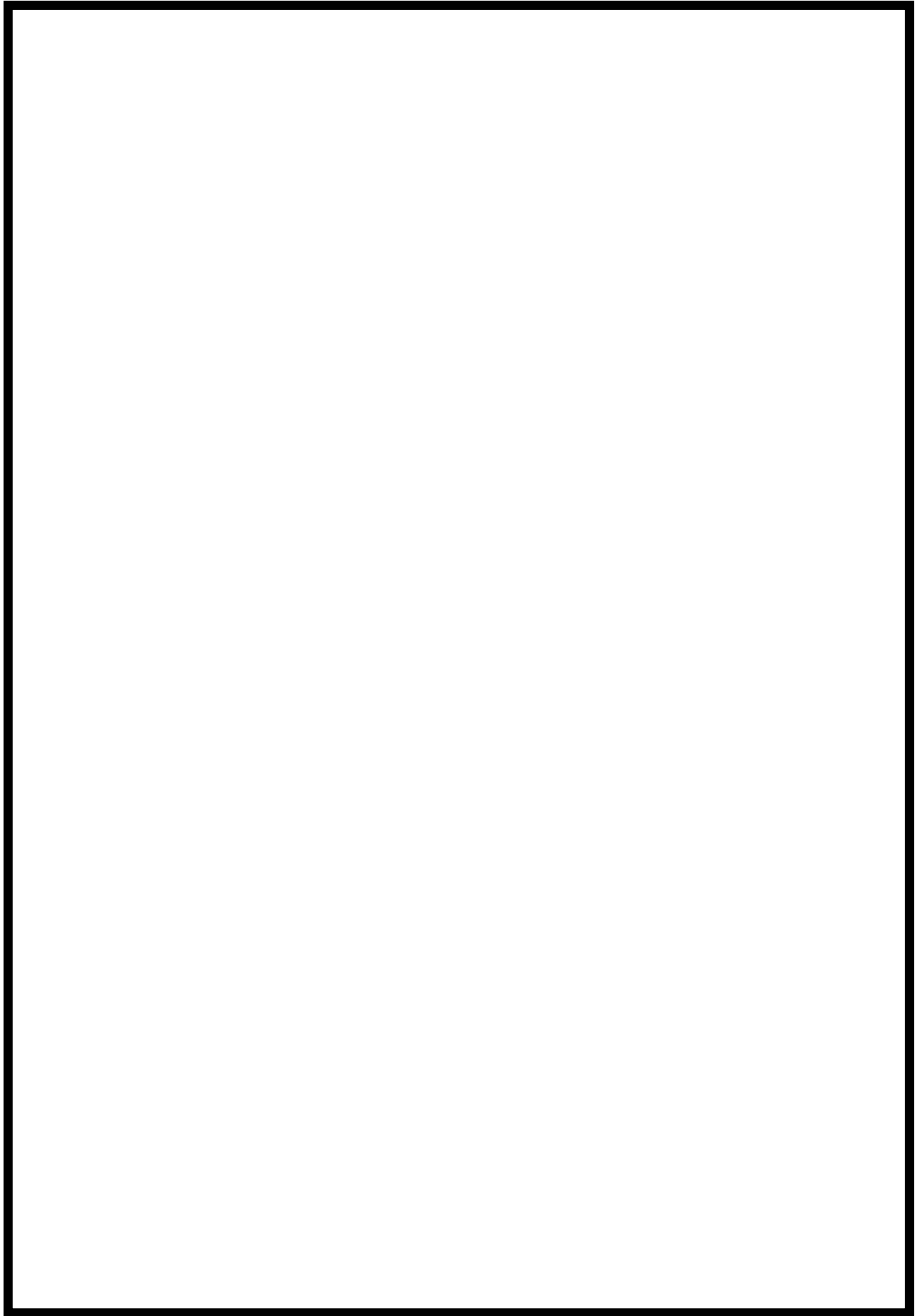
第 37-7 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（7/25）



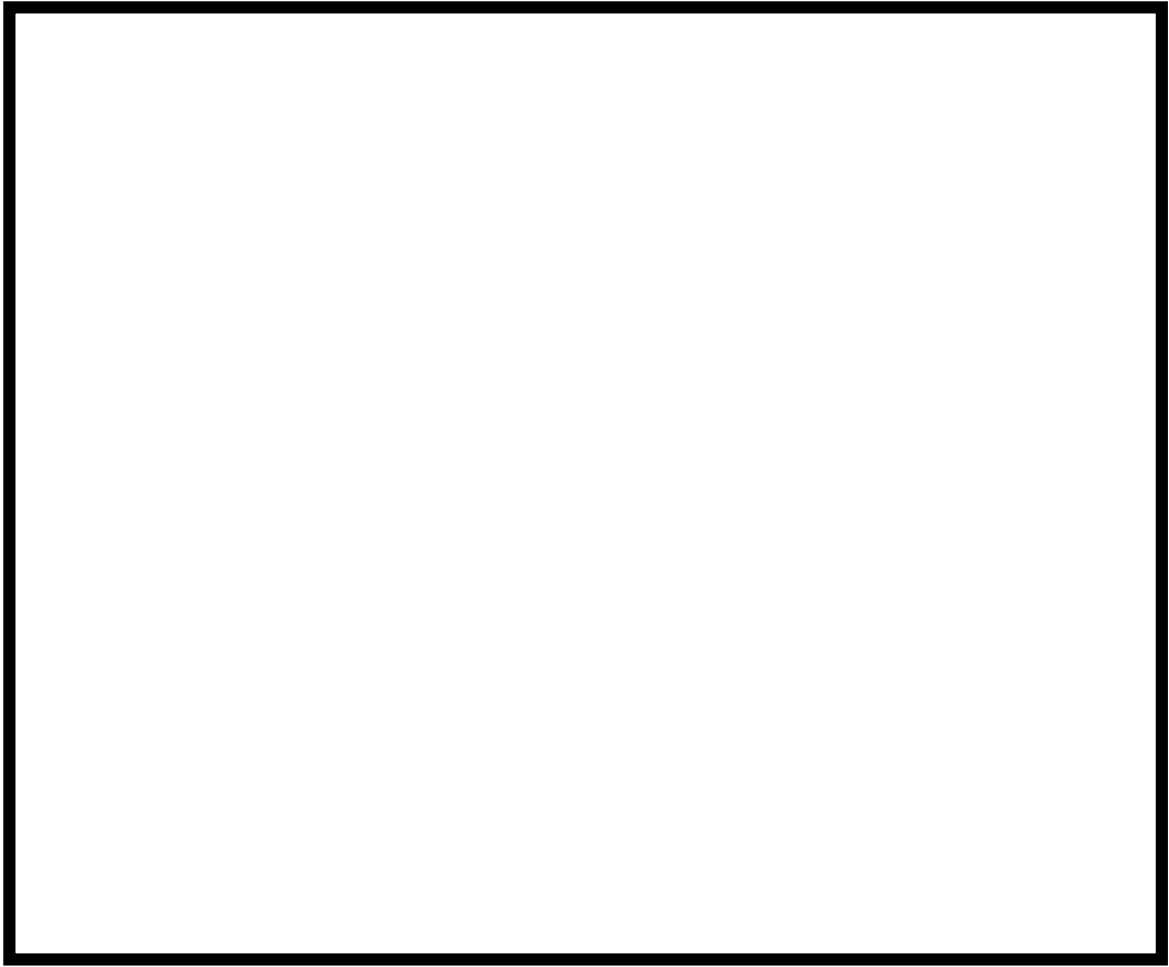
第 37-8 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（8/25）



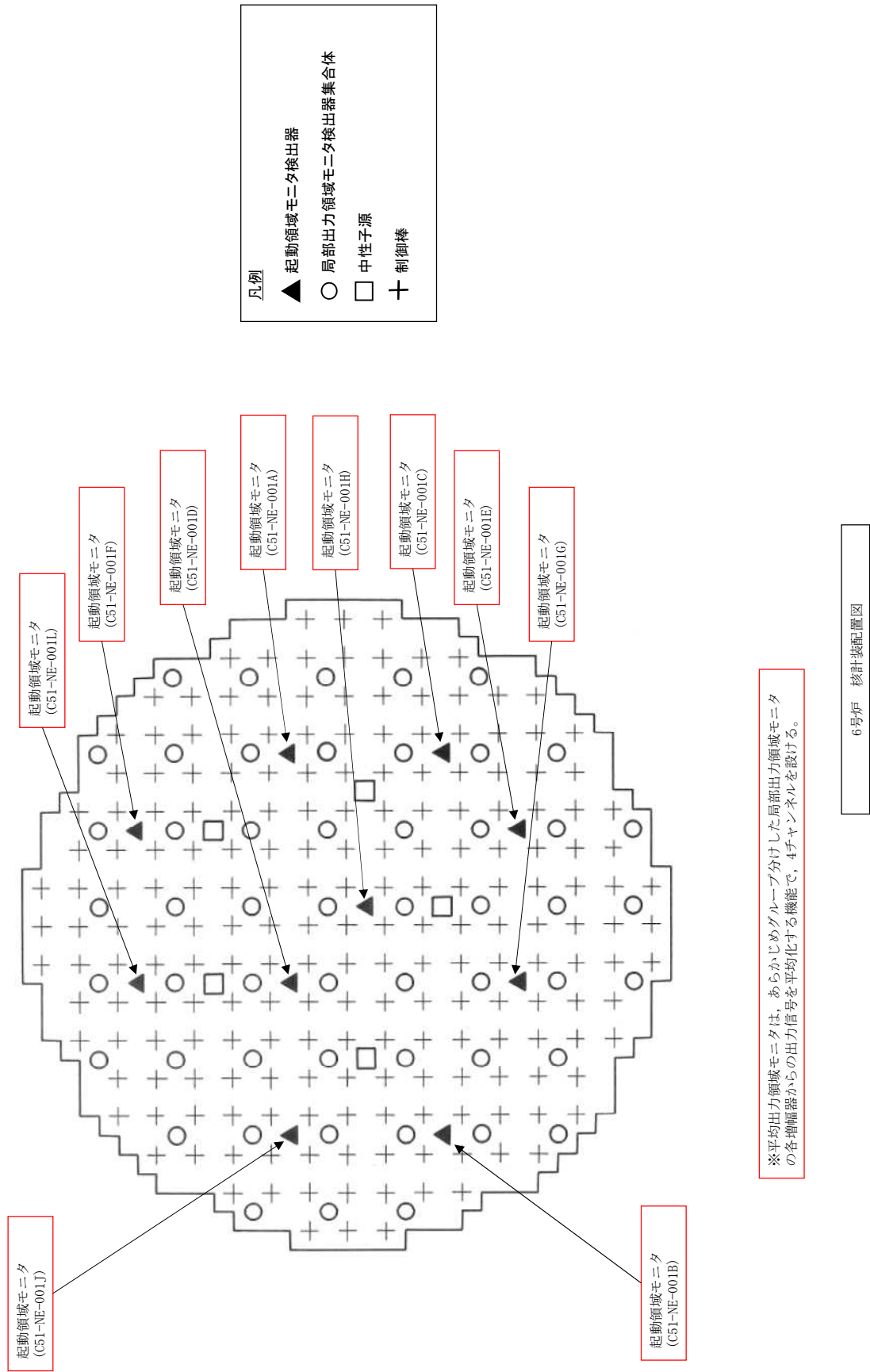
第 37-9 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（9/25）



第 37-10 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（10/25）

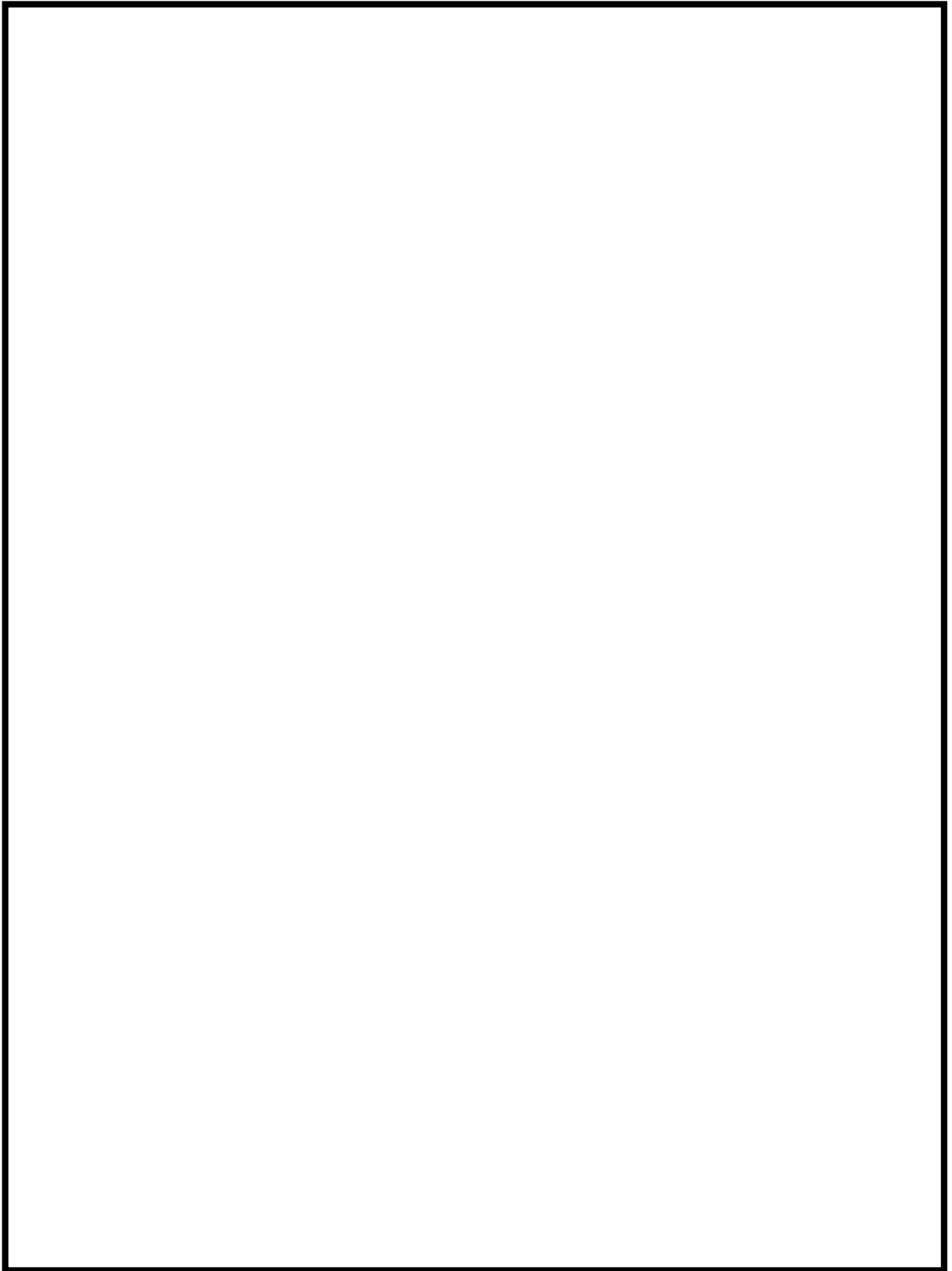


第 37-11 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（11/25）



第 37-12 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と事故時監視計器の配置（12/25）

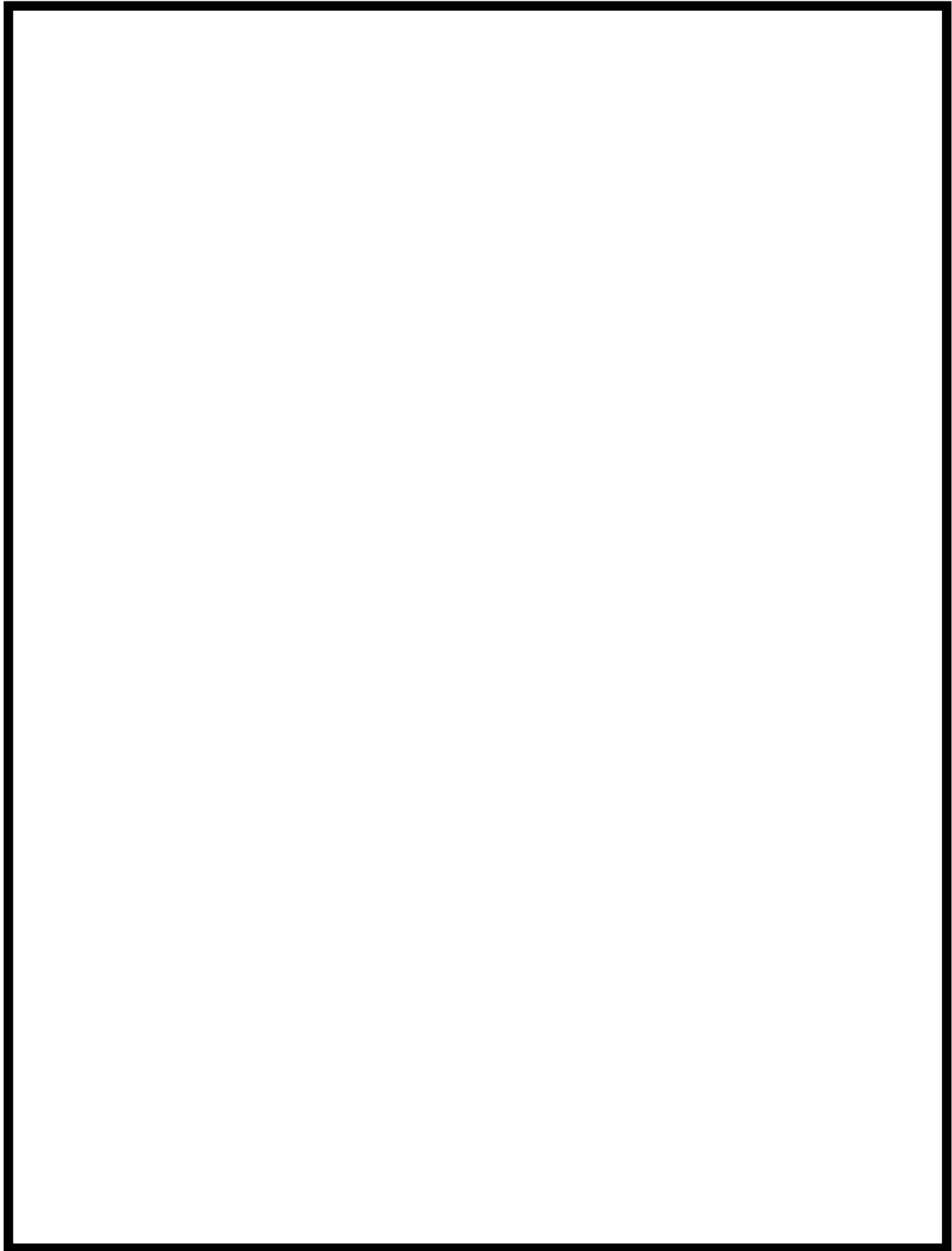




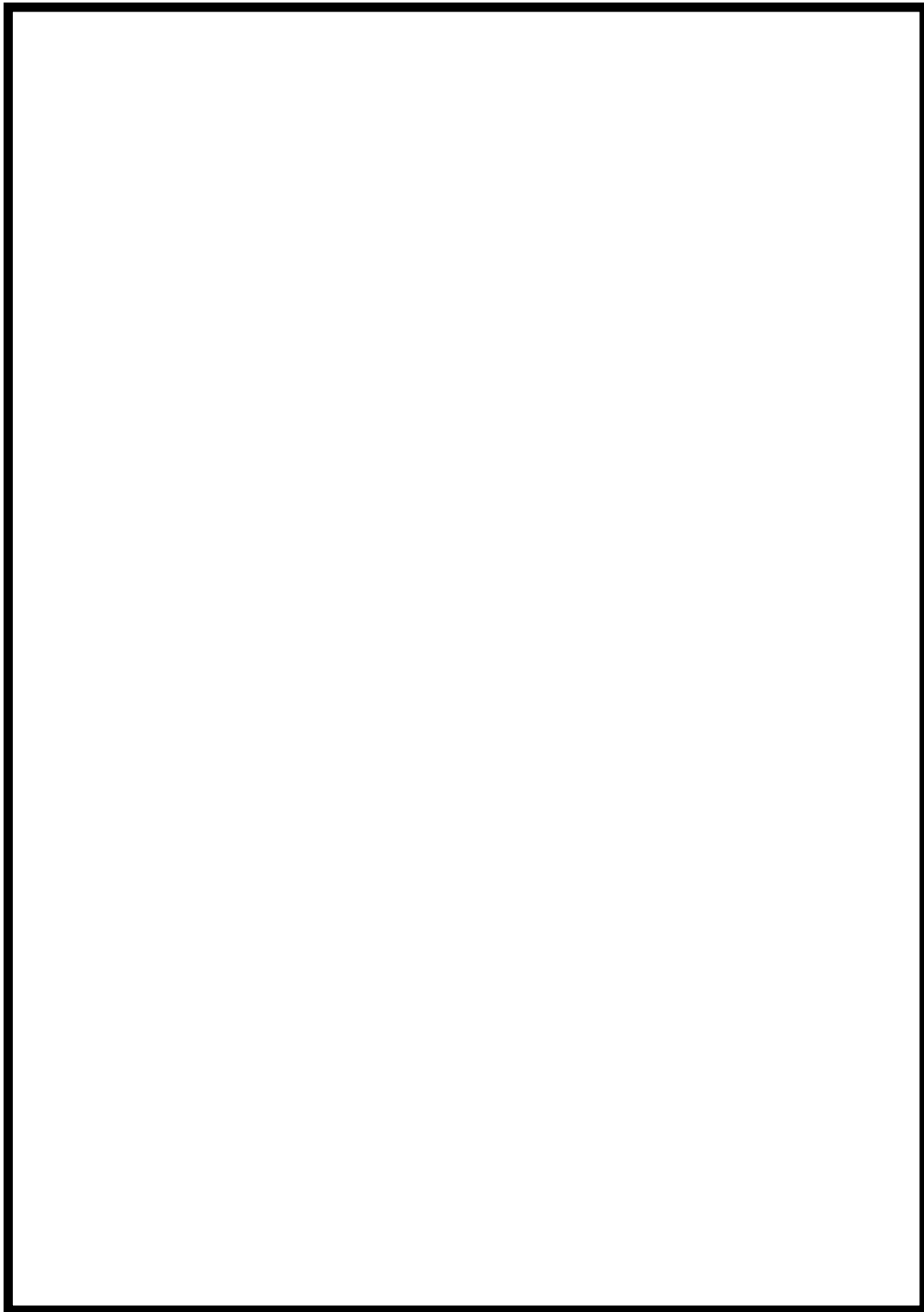
第 37-13 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（13/25）

第 8-2 表：重大事故等対処設備 計装設備一覧（7 号炉）

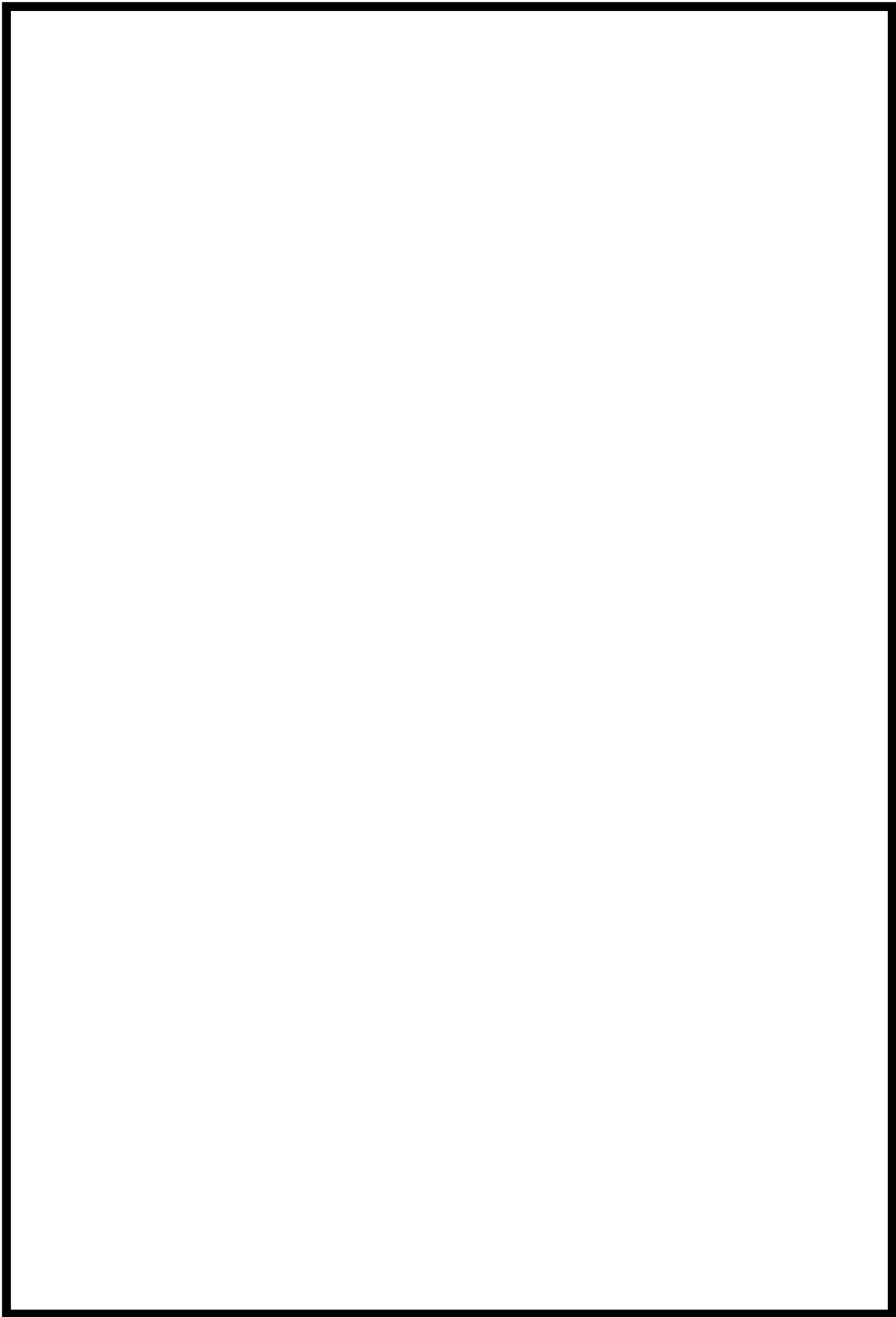
計装設備名称	設置場所
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内
起動領域モニタ	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内
格納容器下部水位	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階
原子炉水位（広帯域、燃料域）	原子炉建屋地下 1, 3 階
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 2 階
原子炉隔離時冷却系系統流量（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階
高圧炉心注水系系統流量（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
復水補給水系流量（RHR A/B 系代替注水流量）	原子炉建屋地上 1 階, 原子炉建屋地下 1 階
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	原子炉建屋地下 2 階
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 3 階
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階
残留熱除去系系統流量（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系熱交換器入口温度（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系熱交換器出口温度（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
復水補給水系温度（代替循環冷却）	原子炉建屋地下 3 階
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階
フィルタ装置水位	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 4 階
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外（原子炉建屋屋上）
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋地上 4 階
原子炉補機冷却水系系統流量（設計基準拡張）	タービン建屋 1, 2 階
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）	原子炉建屋地下 3 階



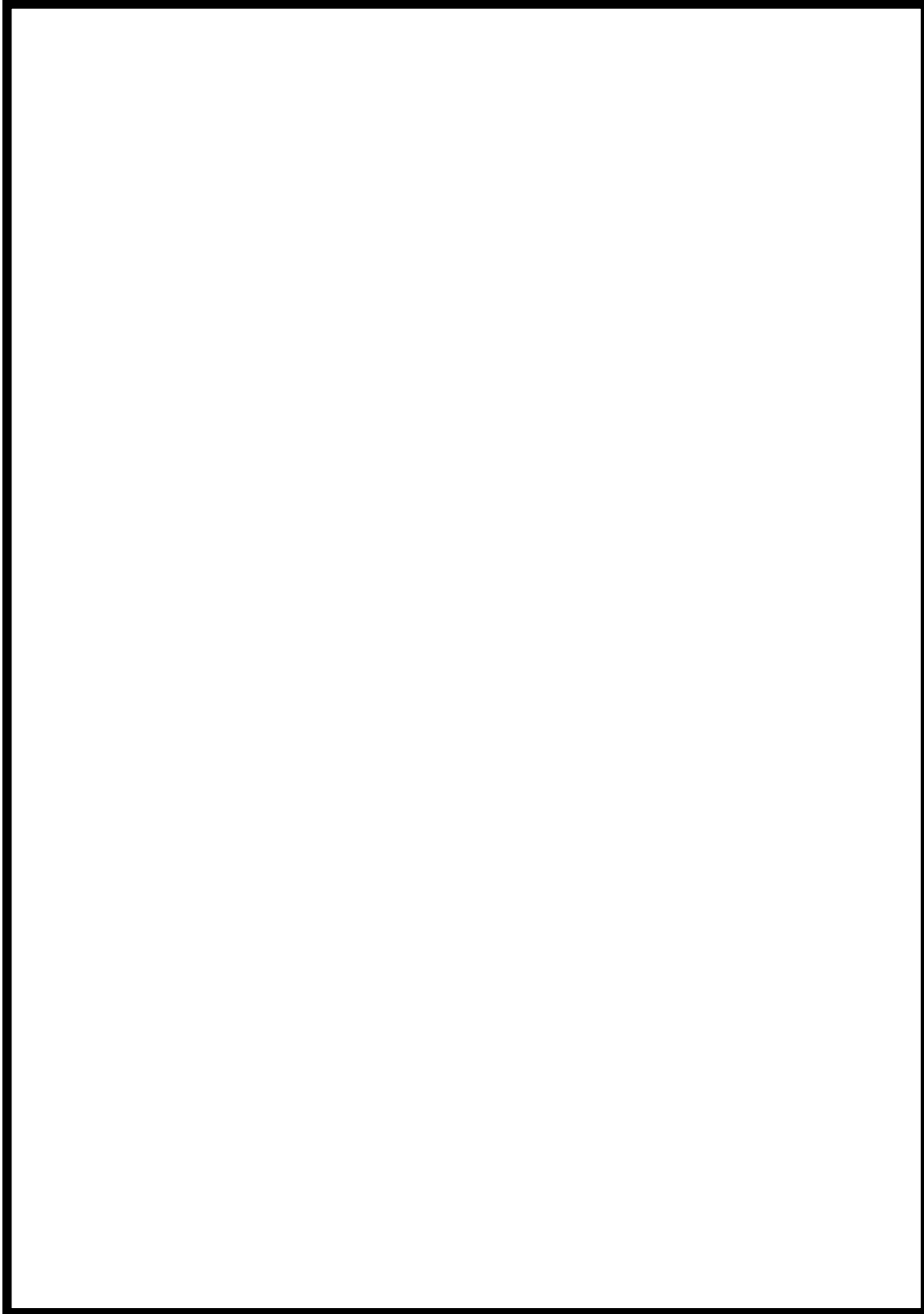
第 37-14 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（14/25）



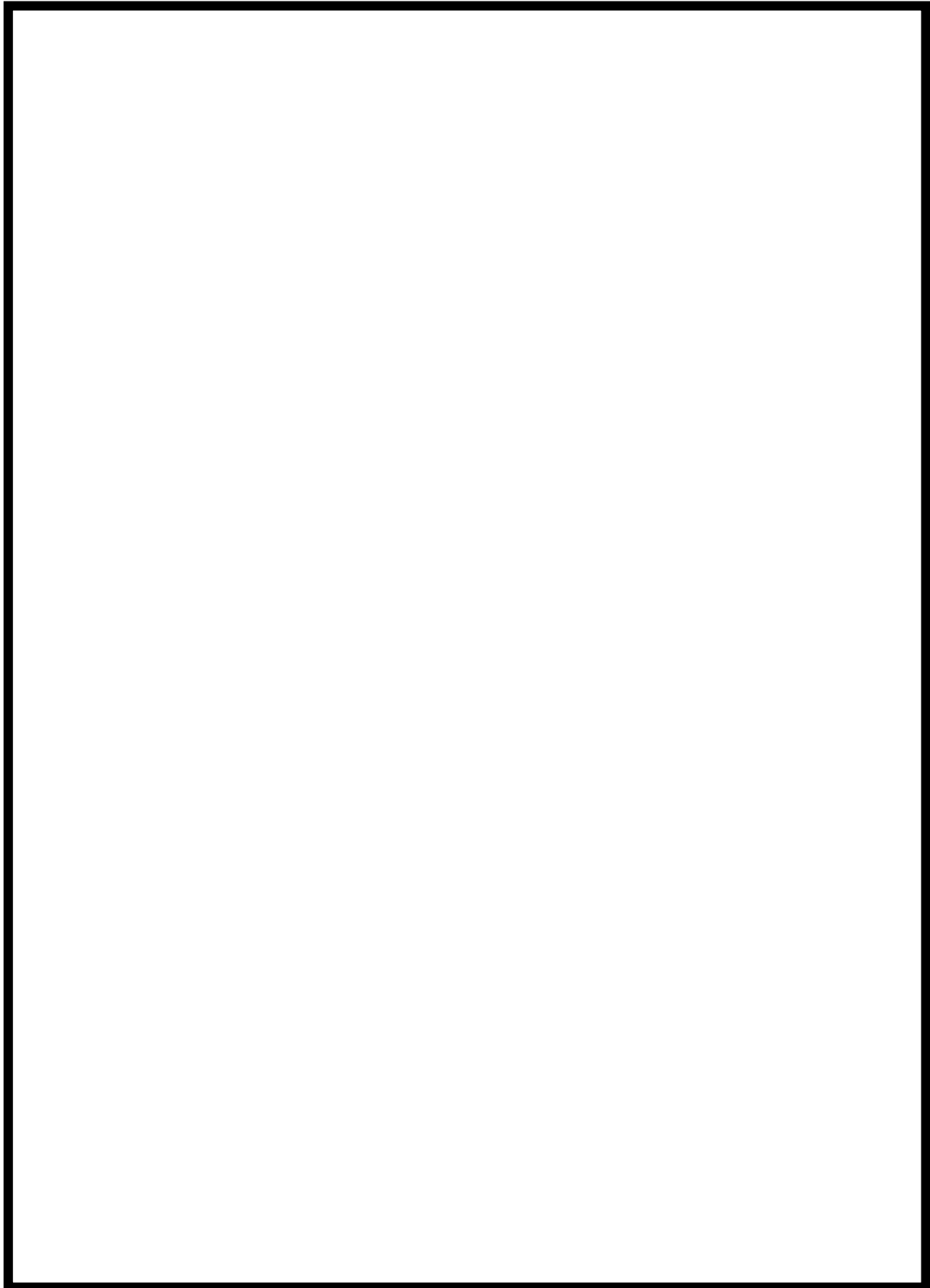
第 37-15 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（15/25）



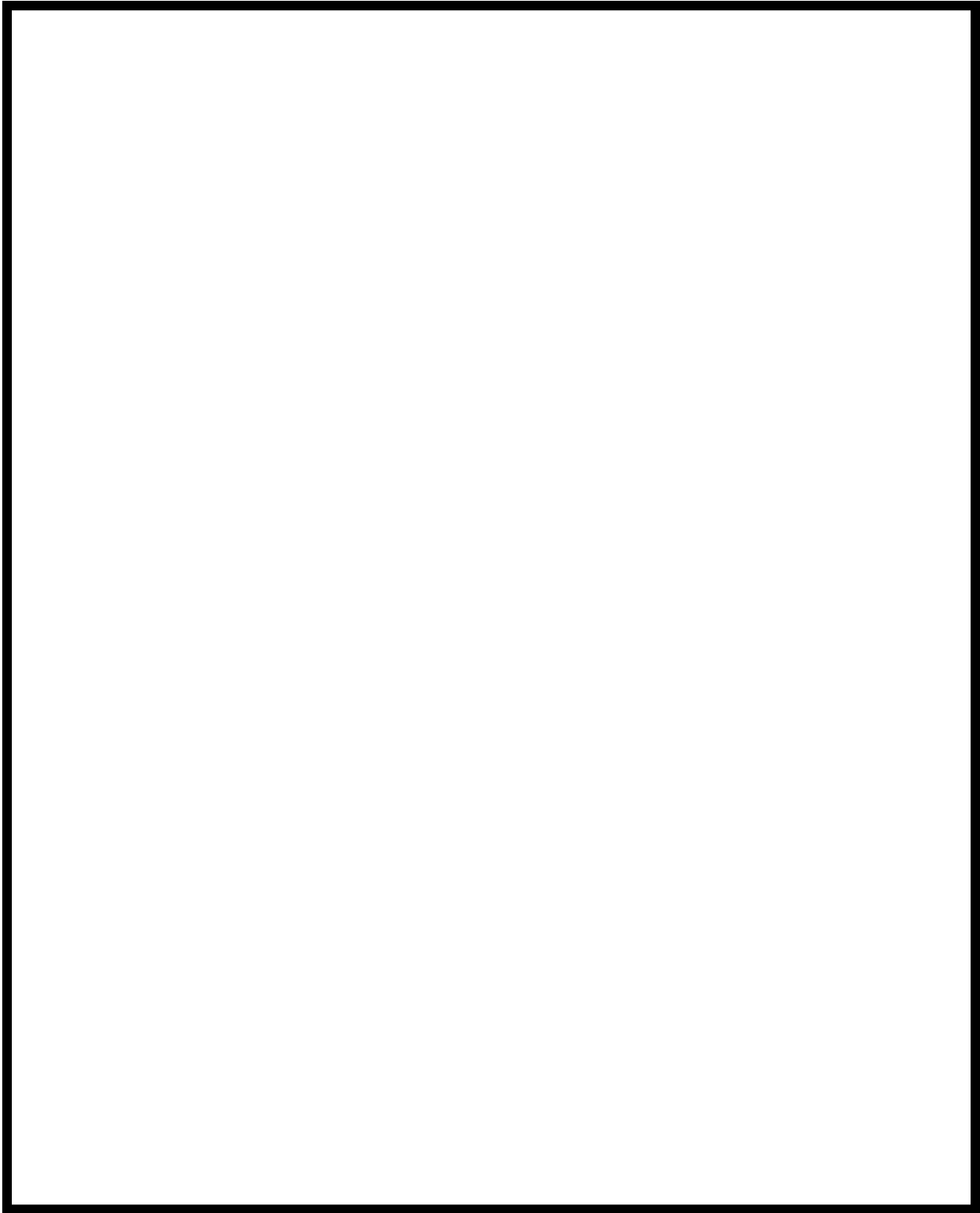
第 37-16 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（16/25）



第 37-17 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（17/25）

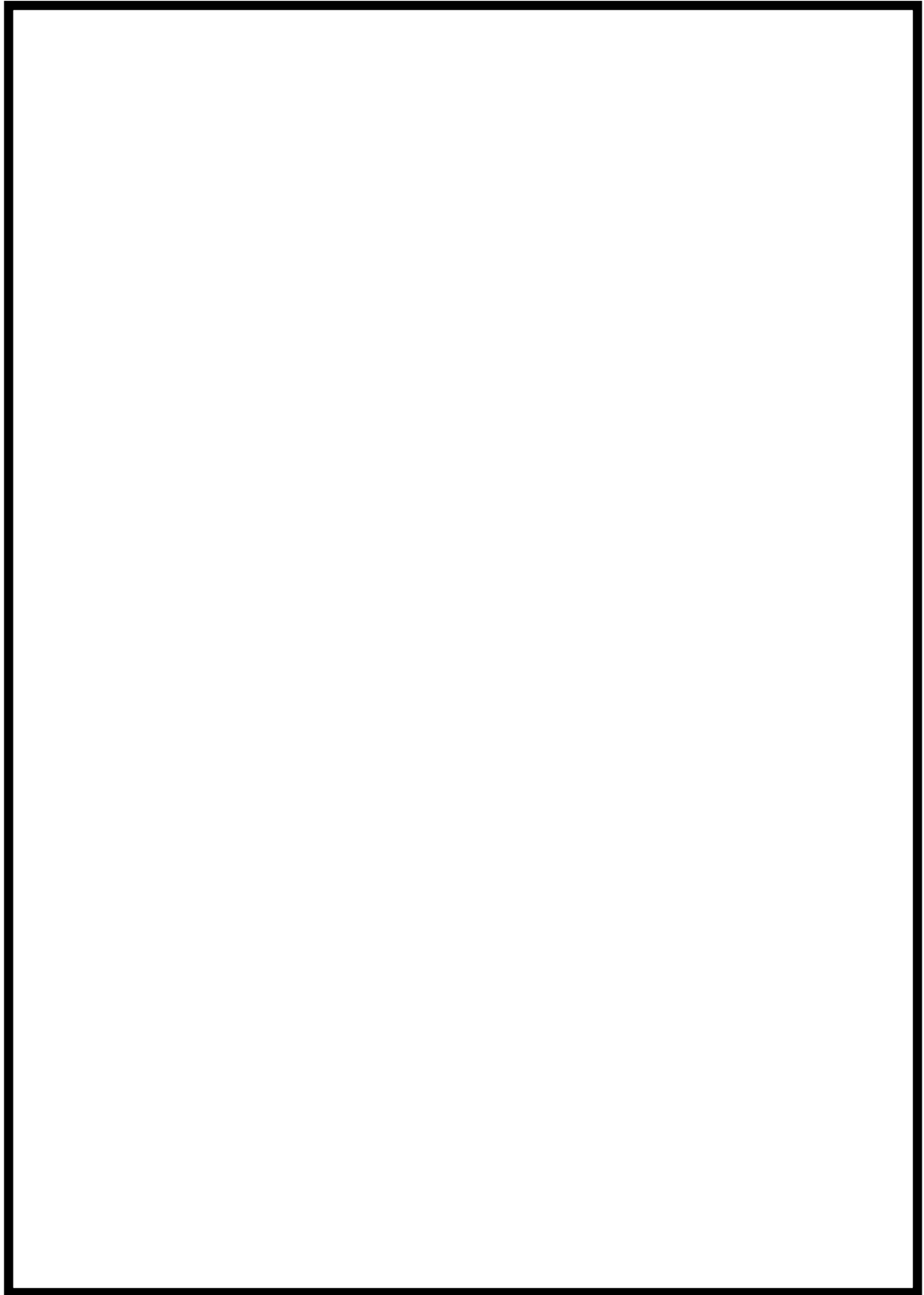


第 37-18 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（18/25）

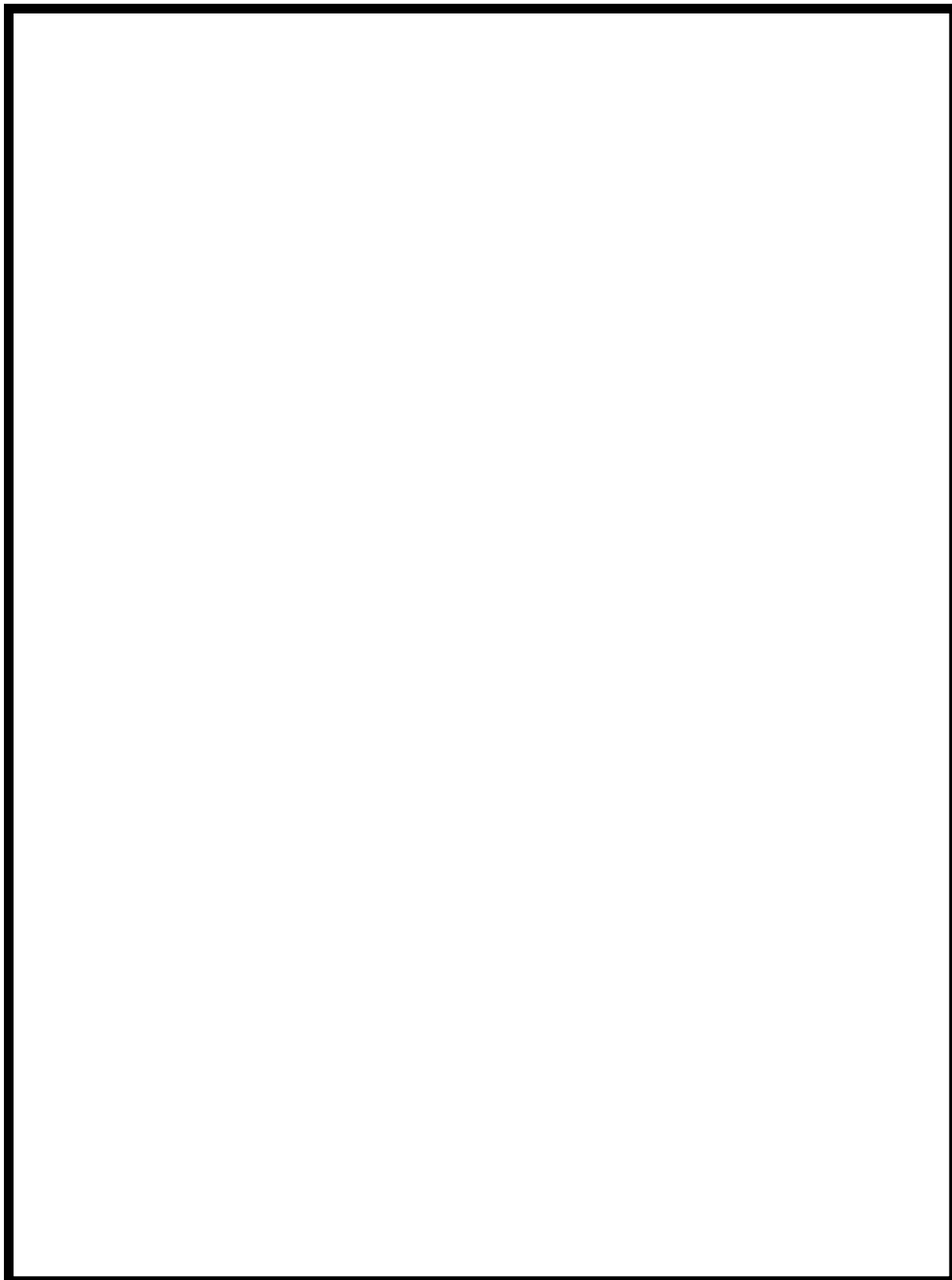


第 37-19 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（19/25）

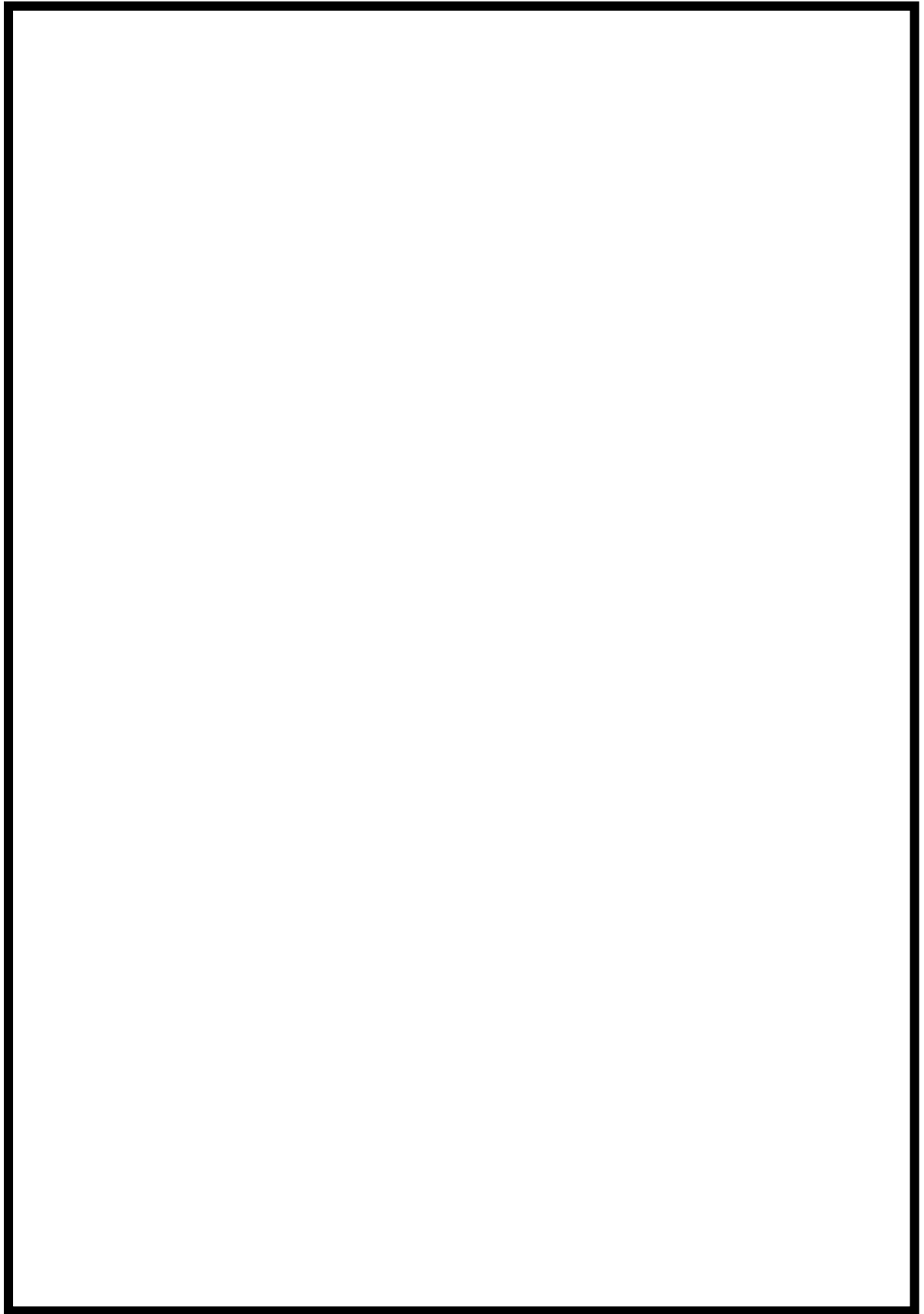




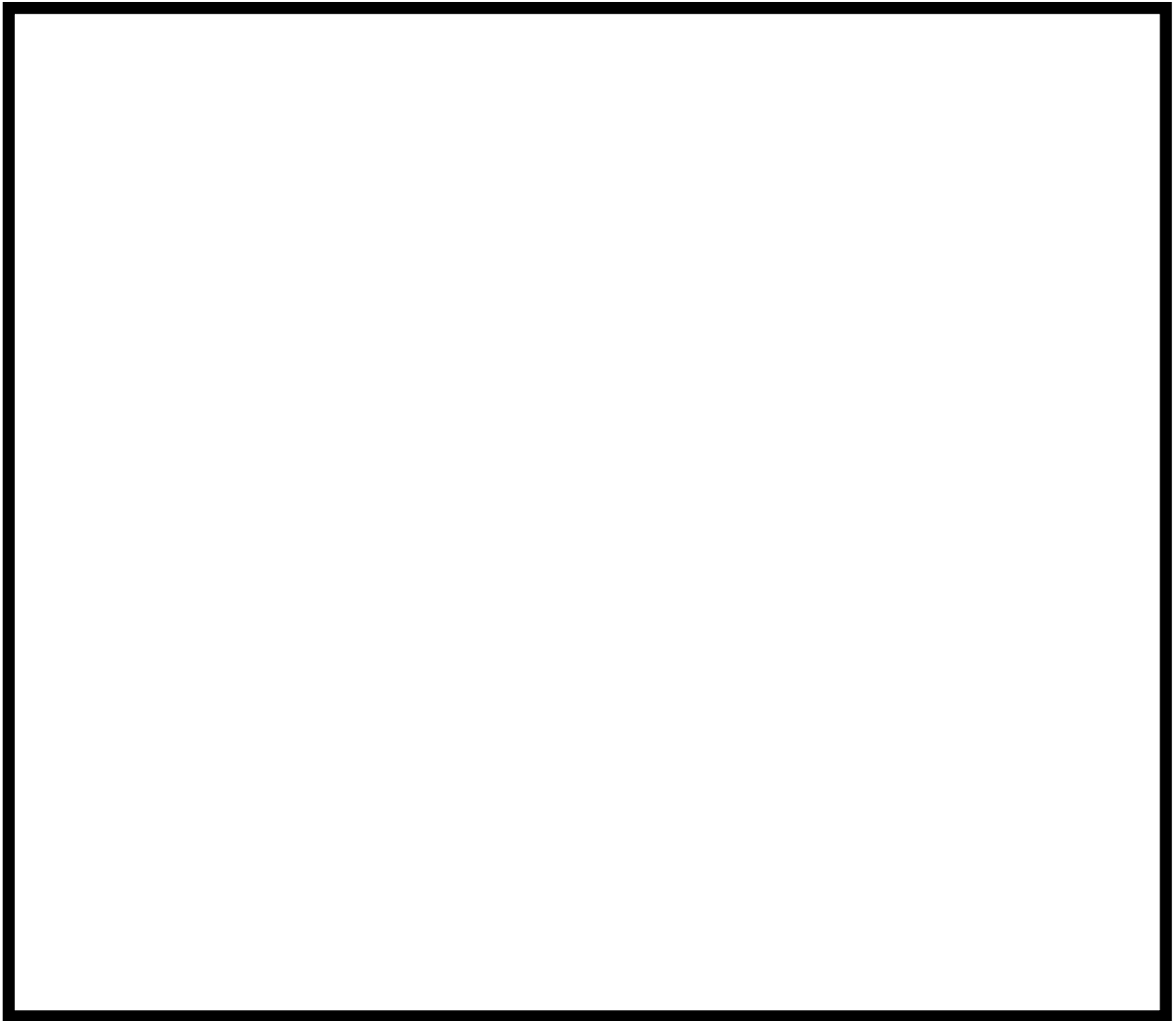
第 37-20 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（20/25）



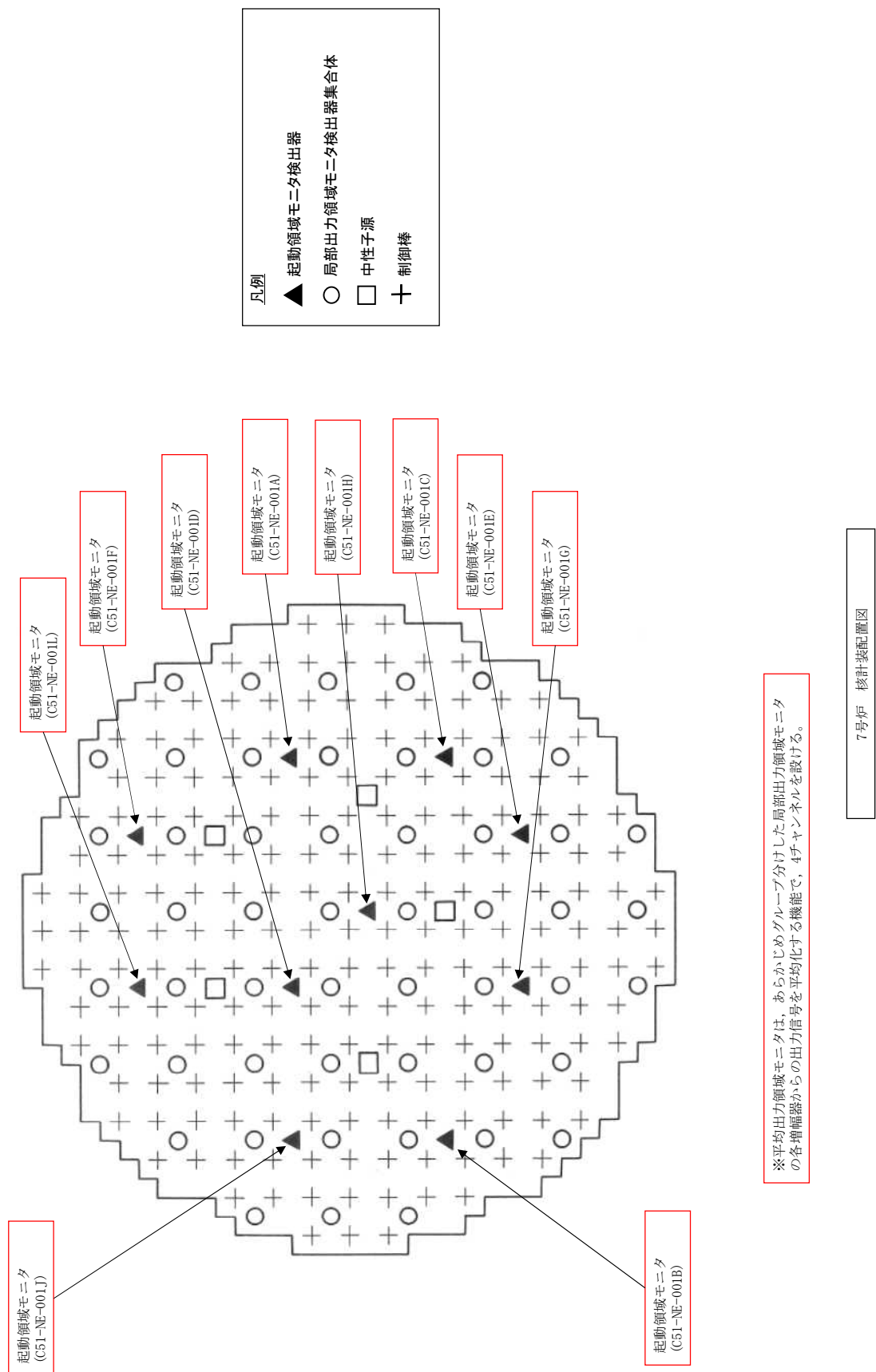
第 37-21 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（21/25）



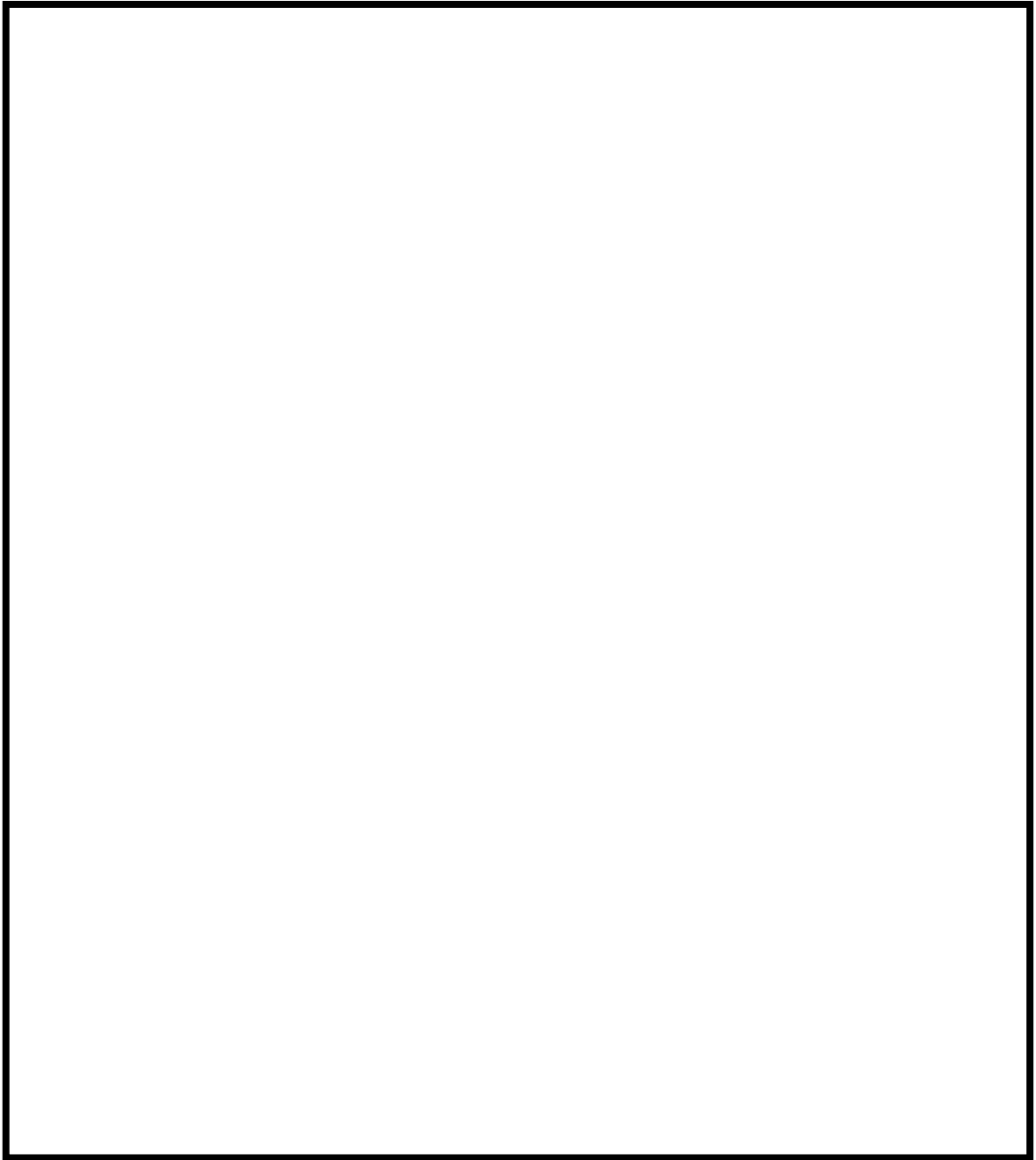
第 37-22 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（22/25）



第 37-23 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（23／25）

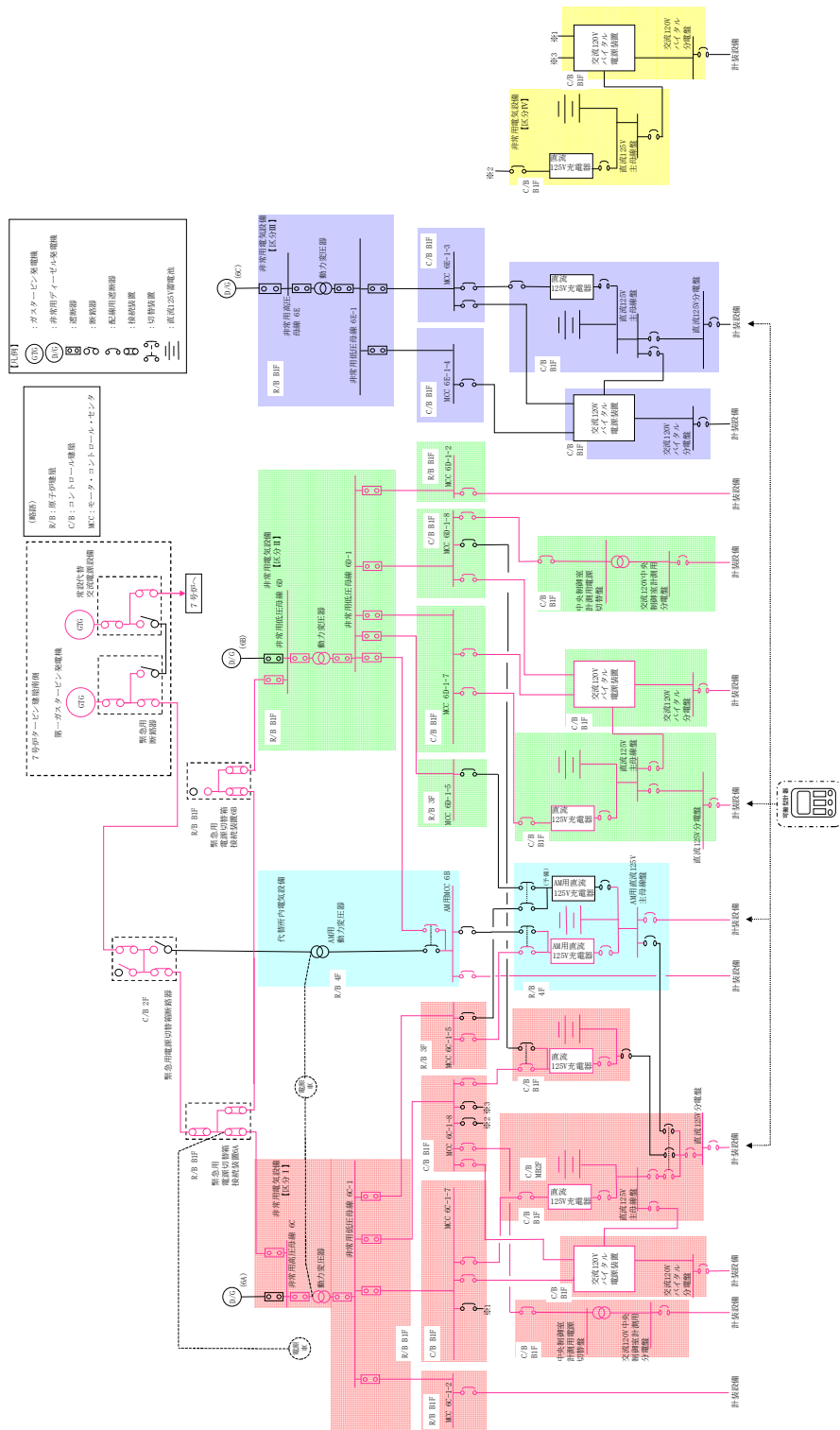


第 37-24 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（24/25）



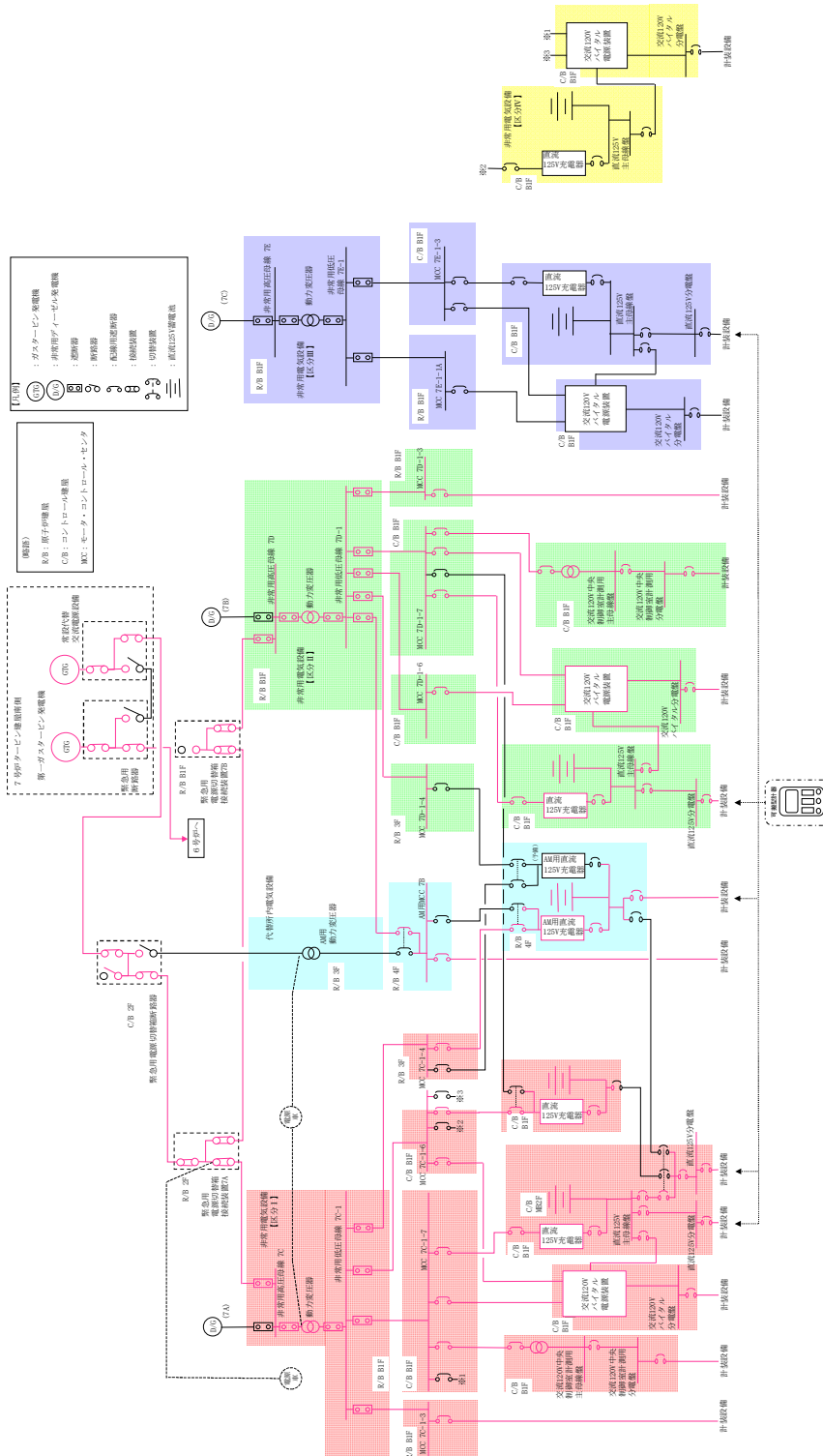
第 37-25 図：重大事故等発生時の計装（重大事故防止）と  
事故時監視計器の配置（25／25）

(柏崎刈羽原子力発電所 6号炉)



第 38-1 図: 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (1/2)

(柏崎刈羽原子力発電所 7号炉)



第 38-2 図：重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (2/2)



(15) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 [61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部及び待機場所）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行い、要員を収容するための常設設備であり、常設重大事故防止設備には高気密室、遮蔽、二酸化炭素吸収装置が該当する。そのうち高気密室、遮蔽は不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。また、二酸化炭素吸収装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該対策所における単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお、二酸化炭素吸収装置を設けている5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器、二酸化炭素消火器を配備している。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）については、可燃物はいずれも金属筐体に納められ煙の充満は考えにくく、また運転員が近接した区域に常駐するため万一、火災が発生した場合でも速やかな消火が可能であることから、単一の火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は機能喪失しない。すなわち、2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。（第39図）



第39図：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の配置

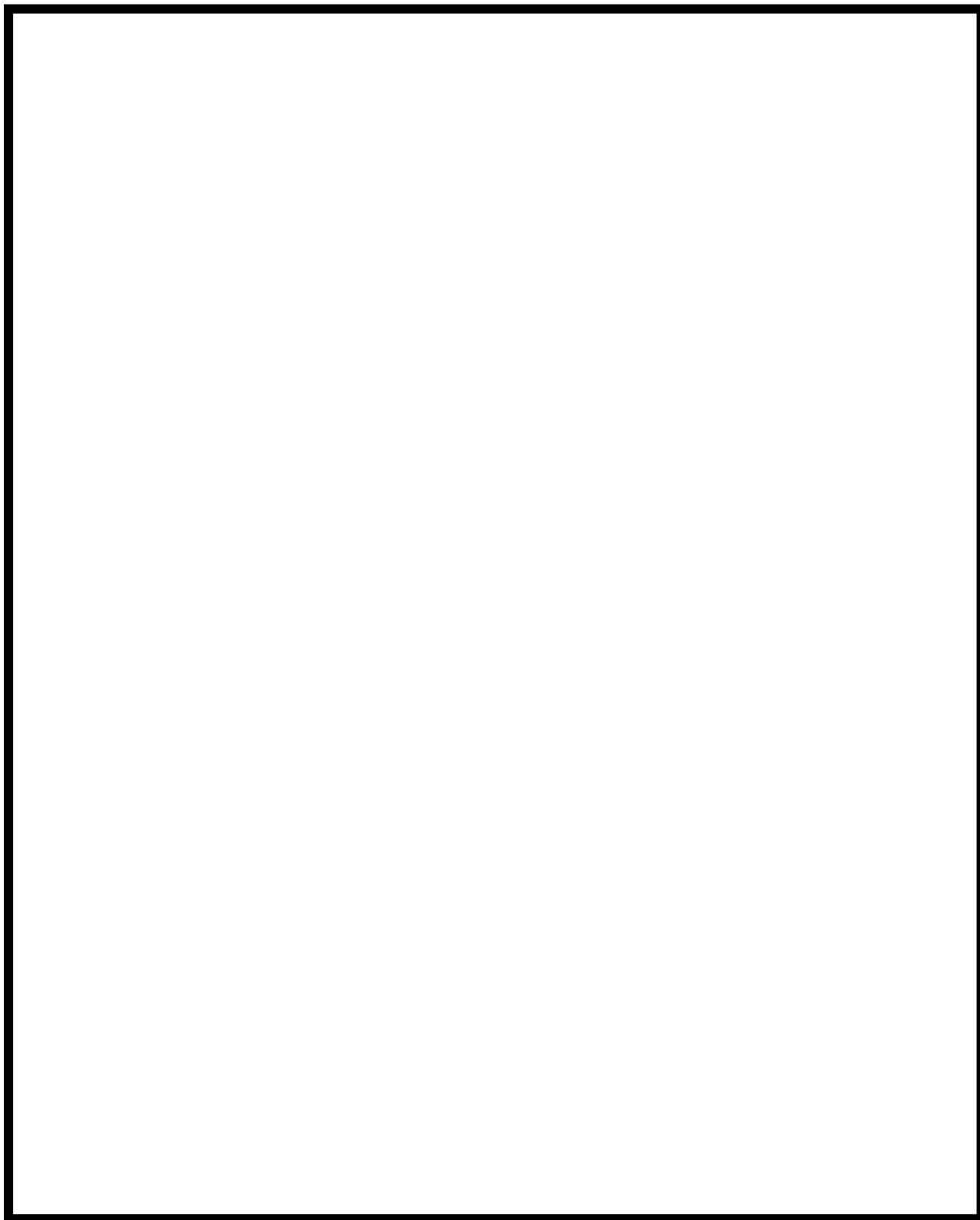
(16) 通信連絡（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所） [61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の無線連絡設備（常設）は重大事故等時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において通信連絡を行うための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器」、「電力保安通信用電話設備」である。

無線連絡設備（常設）は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置している。さらに、無線連絡設備（常設）と送受話器、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（第40図）

以上より、単一の火災によって通信連絡設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）、送受話器、電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第 40 図：無線連絡設備（常設）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）と送受話器，電力保安通信用電話設備の配置

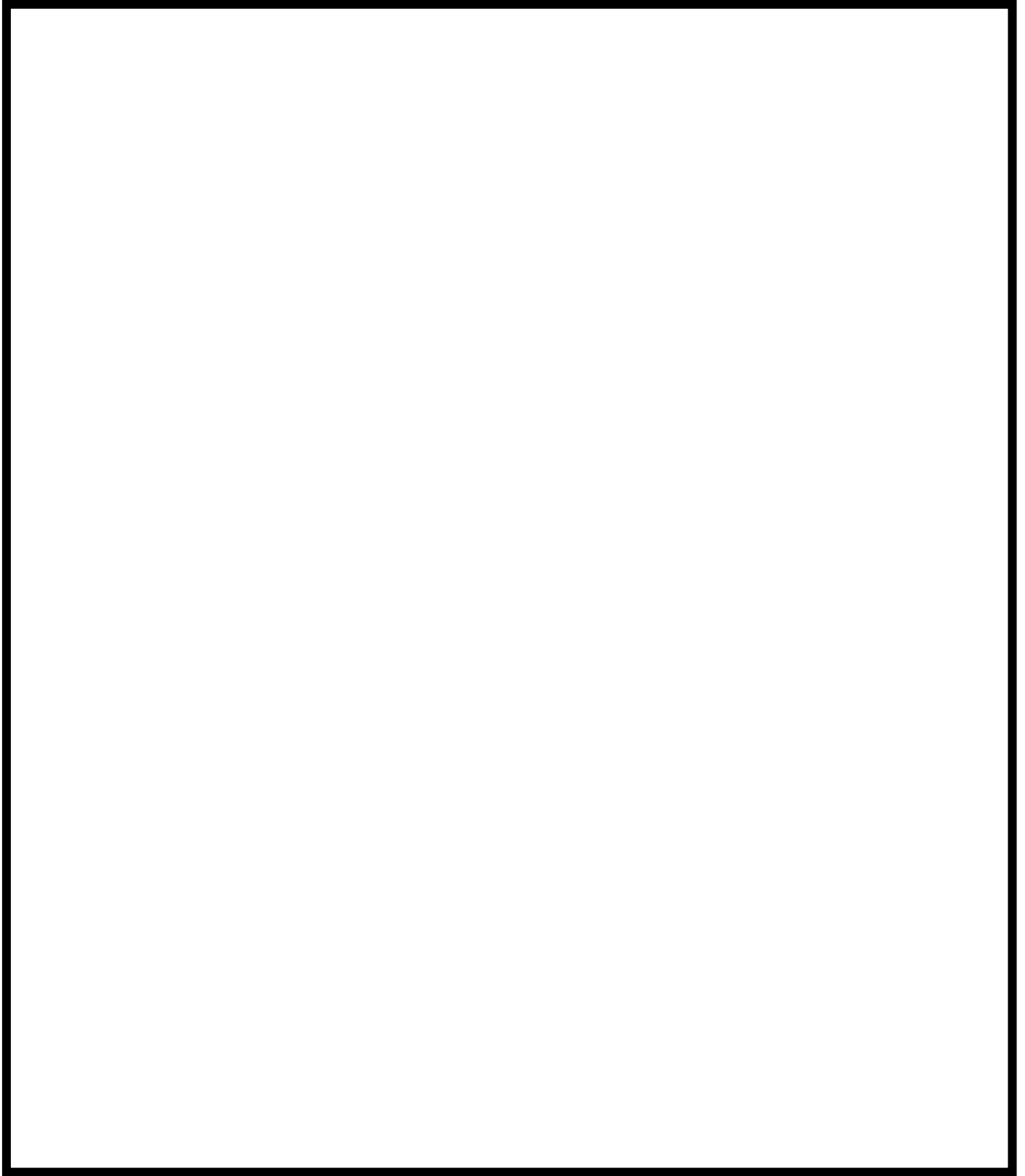
(17) 電源の確保（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）[61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備（負荷変圧器, 交流分電盤）については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当該電源設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

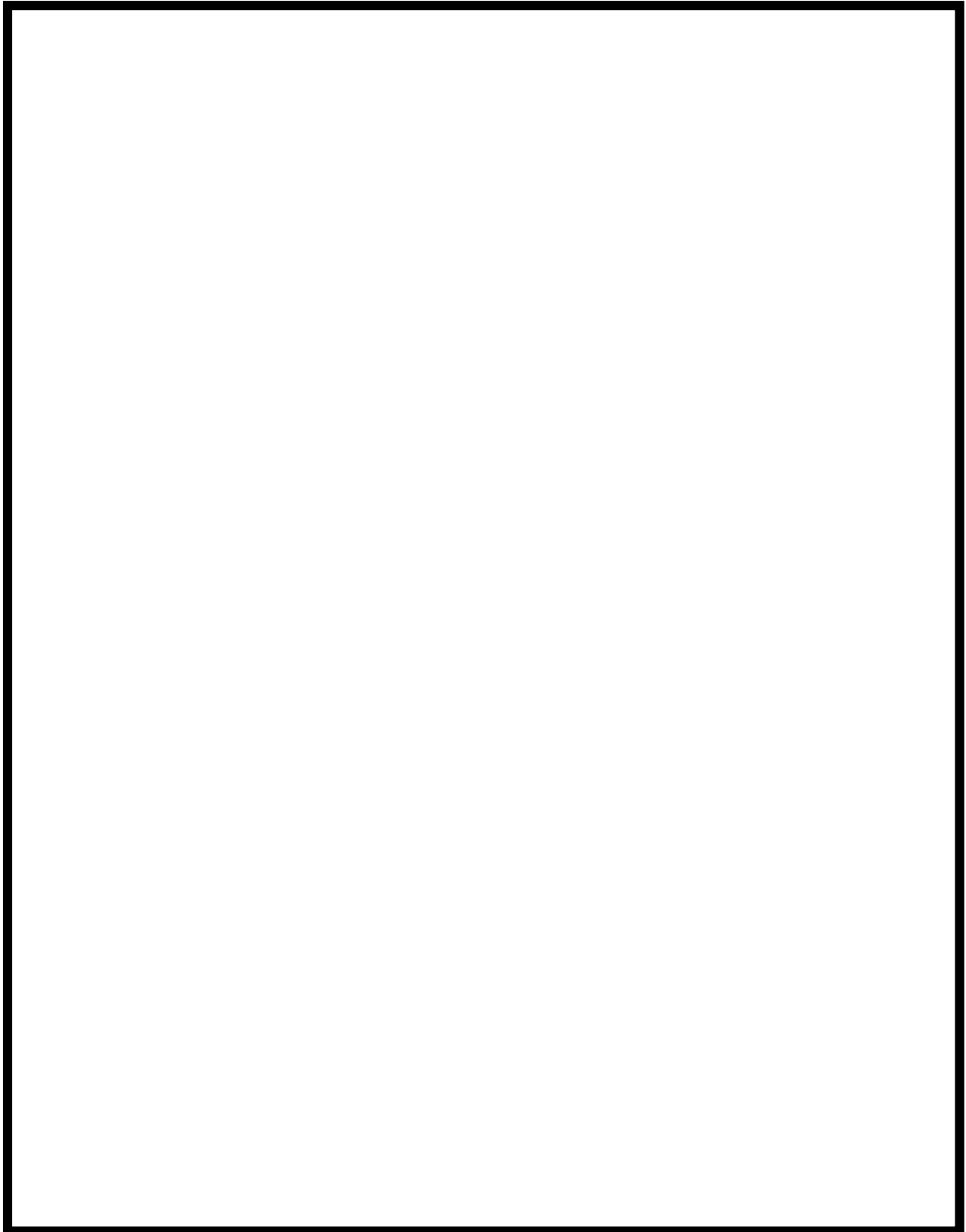
なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備（負荷変圧器, 交流分電盤）は重大事故等時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は非常用所内電気設備である。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備（負荷変圧器, 交流分電盤）は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備（負荷変圧器, 交流分電盤）については感知・消火対策として異なる2種類の感知器を設置している。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備（負荷変圧器, 交流分電盤）は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置、6号及び7号炉非常用高圧母線は、6号及び7号炉原子炉建屋内に設置している非常用ディーゼル発電機から給電しており、位置的分散を図っている。（第41図）

以上より、単一の火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源と、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の常設電源は同時に機能を喪失することなく確保できる。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第 41-1 図：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源の配置



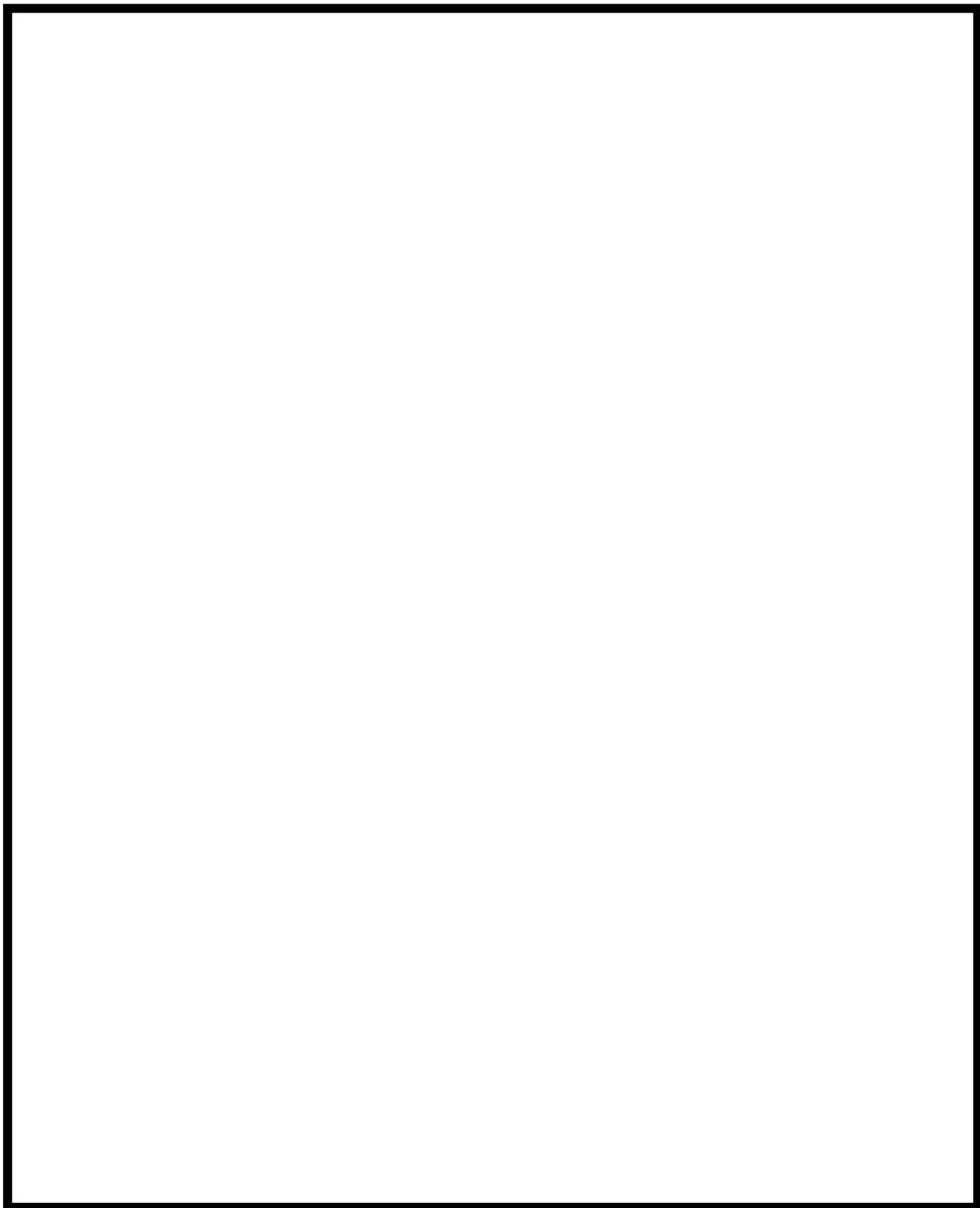
第 41-2 図 : 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源の配置

(18) 発電所内の通信連絡 [62 条]

無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（屋外アンテナ）[伝送路]は重大事故等時に発電所内の通信連絡を行うための常設設備であり、当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器」、「電力保安通信用電話設備」である。

無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（屋外アンテナ）[伝送路]は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また、建屋内においては感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。屋外に設置する無線連絡設備（屋外アンテナ）[伝送路]は、通電電流が微弱であることから自己発火するおそれがなく、ケーブルを電線管で敷設するとともに周辺に可燃物を設置せず火災の影響を受けない設計とする。さらに、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（屋外アンテナ）と送受話器、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（第42図）

以上より、単一の火災によって無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（屋外アンテナ）と送受話器、電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



(6/7 号炉)

第 42-1 図：無線連絡設備（常設）と送受話器，  
電力保安通信用電話設備の配置（1 / 2）





(6 号炉)

(7 号炉)

第 42-2 図：無線連絡設備（常設）と送受信器，  
通信用電話設備の配置（2 / 2）

### 3.2. 重大事故防止設備でない重大事故等対処設備の火災による影響（修復性）

重大事故防止設備でない重大事故等対処設備は、常設重大事故緩和設備、常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備、可搬型重大事故緩和設備、可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備に分類される。これらの火災による影響について、以下に示す。

#### 3.2.1. 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備の火災による影響

重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備を第9表に示す。

第9表：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（1／3）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	50	緩和
	残留熱除去系熱交換器		
	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク [流路]		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ [流路]		
	高圧炉心注水系 配管・弁 [流路]		
	復水補給水系 配管・弁 [流路]		
	給水系 配管・弁・スパージャ [流路]		
	格納容器スプレイ・ヘッダ [流路]		
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	51	緩和
	コリウムシールド		
	復水補給水系 配管・弁 [流路]		
	高圧炉心注水系 配管・弁 [流路]		
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	復水補給水系 配管・弁 [流路]	52	（設計基準対象施設）
	コリウムシールド		
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	（不活性ガス系）	52	（設計基準対象施設）
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（代替循環冷却系実施時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む）	サプレッション・チェンバ	52	緩和
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度（SA）	52	緩和
	格納容器内水素濃度		
	格納容器内酸素濃度		
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	53	緩和
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置		
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	54, 58	防止でも緩和でもない
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）		

第9表：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（2／3）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
重大事故等収束のための 水源 ※水源としては海も 使用可能	サプレッション・チェンバ	47, 49, 50, 56	緩和
	防火水槽	50, 51, 54, 56	- (代替淡水源) [常設重大事故等対処設備で はなく代替淡水源（措置）で あるが, 本条文において必要 なため記載]
	淡水貯水池		- (代替淡水源) [常設重大事故等対処設備で はなく代替淡水源（措置）で あるが, 本条文において必要 なため記載]
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	58	緩和
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（格納容器下部 注水流量）		
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位		
原子炉格納容器内の水素濃 度	格納容器内水素濃度（SA）		
	格納容器内水素濃度		
原子炉格納容器内の酸素濃 度	格納容器内酸素濃度		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度		
最終ヒートシンクの確保 （代替循環冷却系）	復水補給水系温度（代替循環冷却）		
	復水補給水系流量（格納容器下部 注水流量）		
最終ヒートシンクの確保 （耐圧強化ベント系）	耐圧強化ベント系放射線モニタ		
	フィルタ装置水素濃度		
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム （SPDS）		防止でも緩和でもない
居住性の確保	中央制御室	59	(重大事故等対処施設)
	中央制御室待避室		
	中央制御室待避室遮蔽（常設）		緩和
	中央制御室待避室陽圧化装置 （配管・弁）[流路]		
被ばく線量の低減	データ表示装置（待避室）		緩和
	非常用ガス処理系フィルタ装置 [流路]		
	非常用ガス処理系乾燥装置[流路]		
	非常用ガス処理系排風機		
	非常用ガス処理系 配管・弁[流 路]		
	原子炉建屋原子炉区域[流路]		
主排気筒（内筒）[流路]			

第9表：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（3／3）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
放射線量の代替測定	データ処理装置[伝送路]	60	防止でも緩和でもない
気象観測設備の代替測定	データ処理装置[伝送路]		
放射線量の測定	データ処理装置[伝送路]		
モニタリング・ポストの代替 交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機		
居住性の確保（対策本部）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （対策本部）	61	（重大事故等対処施設）
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （対策本部）陽圧化装置（配管・弁）[流路]		緩和
	5号炉屋外緊急連絡用インターフ ォン		防止でも緩和でもない
居住性の確保（待機場所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （待機場所）		（重大事故等対処施設）
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （待機場所）陽圧化装置（配管・弁）[流路]		緩和
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム （SPDS）		防止でも緩和でもない
通信連絡（5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所）	衛星電話設備（常設）		防止でも緩和でもな い
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
	無線通信装置[伝送路]		
	衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝 送路]		
	衛星無線通信装置[伝送路]		
	有線（建屋内）[伝送路]		
発電所内の通信連絡	衛星電話設備（常設）	62	防止でも緩和でもない
	安全パラメータ表示システム （SPDS）		
	衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝 送路]		
	無線通信装置[伝送路]		
	有線（建屋内）[伝送路]		
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（常設）		
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
	衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝 送路]		
	衛星無線通信装置[伝送路]		
	有線（建屋内）[伝送路]		

第9表の設備のうち、ラプチャーディスク、配管、手動弁、サージタンク、熱交換器、ストレーナ、スプレイ・ヘッド、コリウムシールド、原子炉压力容器、原子炉格納容器、中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）、サブプレッション・チェンバ、防火水槽、淡水貯水池、原子炉建屋原子炉区域、主排気筒（内筒）については、金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。また、屋外に設置する衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝送路]は、通電電流が微弱であることから自己発火するおそれがなく、ケーブルを電線管で敷設するとともに周辺に可燃物を設置せず火災の影響を受けない設計とする。すなわち、2.2. (2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の常設重大事故緩和設備及び常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもないものについては、火災防護に係る審査基準にしたがい、火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する（41-2）。

すなわち、これらの設備については、火災防護対策の実施によって、2.2. (2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

3.2.2. 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備の火災による影響  
 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備を第10表に示す。

第10表：重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備（1／2）

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
アクセスルート確保	ホイールローダ	43	防止でも緩和でもない
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	スクラバ水 pH 制御設備	50, 52	緩和
	ホース・接続口〔流路〕		
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	熱交換器ユニット	50	緩和
	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)		
	代替原子炉補機冷却 海水ストレータ		
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース〔流路〕		
格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	51	緩和
	ホース・接続口〔流路〕		
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系実施時の格納容器内可燃性ガスの排出を含む)	可搬型窒素供給装置	50, 52	緩和
	ホース・接続口〔流路〕		
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	55	緩和
	放水砲		
	ホース〔流路〕		
海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	55	緩和
	汚濁防止膜		
	小型船舶 (汚濁防止膜設置用)		
航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	55	緩和
	放水砲		
	泡原液搬送車		
	泡原液混合装置		
	ホース〔流路〕		
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	可搬型計測器	58	防止でも緩和でもない
居住性の確保	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	59	緩和
	中央制御室待避室 陽圧化装置 (空気ポンプ)		緩和
	差圧計		防止でも緩和でもない
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計		
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明		

第10表：重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備（2／2）

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	60	防止でも緩和でもない
放射能観測車の代替測定装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
	ZnS シンチレーションサーベイメータ		
	小型船舶（海上モニタリング用）		
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト		
	電離箱サーベイメータ		
	小型船舶（海上モニタリング用）		
気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	61	防止でも緩和でもない
居住性の確保（対策本部）	酸素濃度計（対策本部）		
	二酸化炭素濃度計（対策本部）		
	差圧計（対策本部）		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）		
	陽圧化装置（空気ポンプ）		
	可搬型エリアモニタ（対策本部）		
居住性の確保（待機場所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機		
	酸素濃度計（待機場所）		
	二酸化炭素濃度計（待機場所）		
	差圧計（待機場所）		
居住性の確保（待機場所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）		
	可搬型エリアモニタ（待機場所）		
通信連絡（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	衛星電話設備（可搬型）	62	防止でも緩和でもない
発電所内の通信連絡	衛星電話設備（可搬型）		
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（可搬型）		



第10表の設備のうち、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部並びに待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）は金属等の不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。また、ホイールローダ、可搬型窒素供給装置、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（熱交換器ユニット用及び原子炉建屋放水設備用）、放水砲、汚濁防止膜、放射性物質吸着材、泡原液搬送車、泡原液混合装置、可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ、小型船舶（海上モニタリング用）、可搬型気象観測装置については、荒浜側、大湊側の双方に保管することから、単一の火災によっても同時にすべての機能を喪失するおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。


上記以外の可搬型重大事故等対処設備については、火災防護計画にしたがって火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。すなわち、2.2.(2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

#### 4. 火災による重大事故対処設備の機能維持

内部火災が発生した場合、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるかについて、以下に示す。

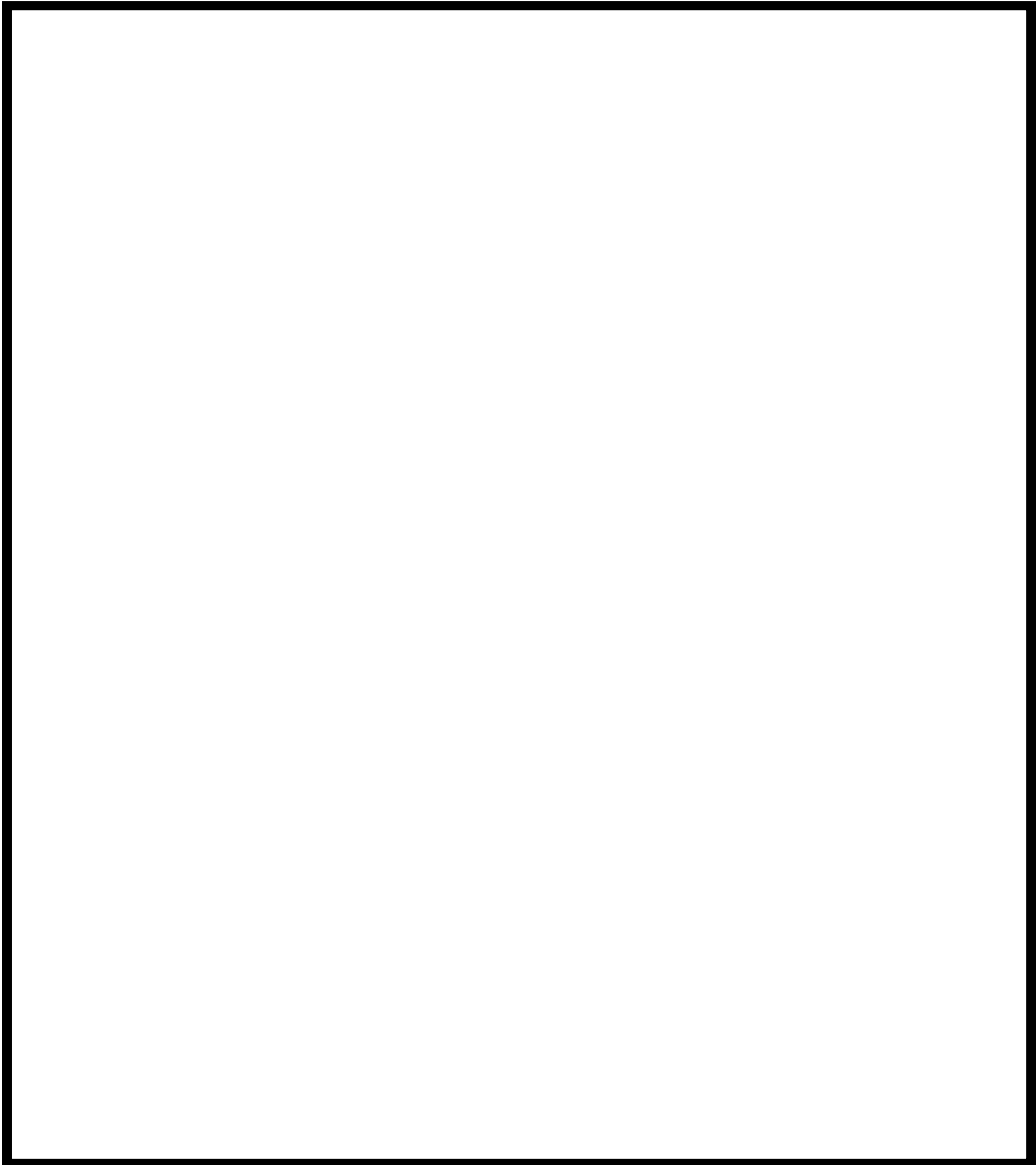
##### 4.1. 火災による未臨界移行機能の維持について

未臨界移行機能を有する設計基準対象施設である原子炉緊急停止系が機能喪失した場合で、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための常設重大事故防止設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）によって、原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。

ここで、火災によって ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の制御電源がすべて喪失した場合は、ほう酸水注入系によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。また、火災によってほう酸水注入系が機能喪失した場合、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の制御盤は中央制御室に設置、制御電源はコントロール建屋に設置しているが、ほう酸水注入系は原子炉建屋  に設置しており、位置的分散を図っている。

（第 43 図）

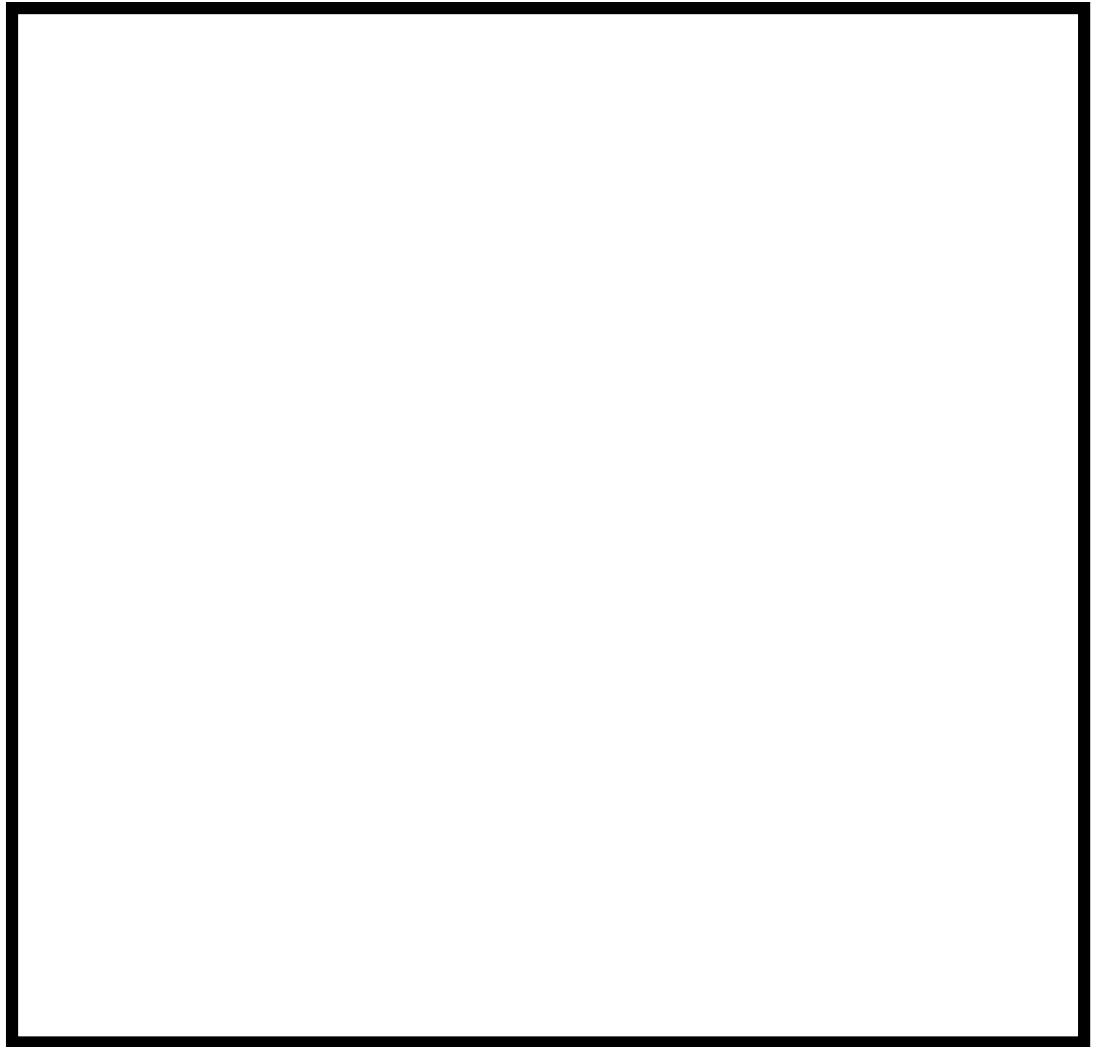
さらに、これら常設重大事故防止設備がすべて機能喪失した場合でも、スクラムソレノイドヒューズを引き抜くことによって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。



(6号炉)

(7号炉)

第 43-1 図：代替制御棒挿入機能制御盤，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ  
機能制御盤とほう酸水注水系の配置（1 / 2）



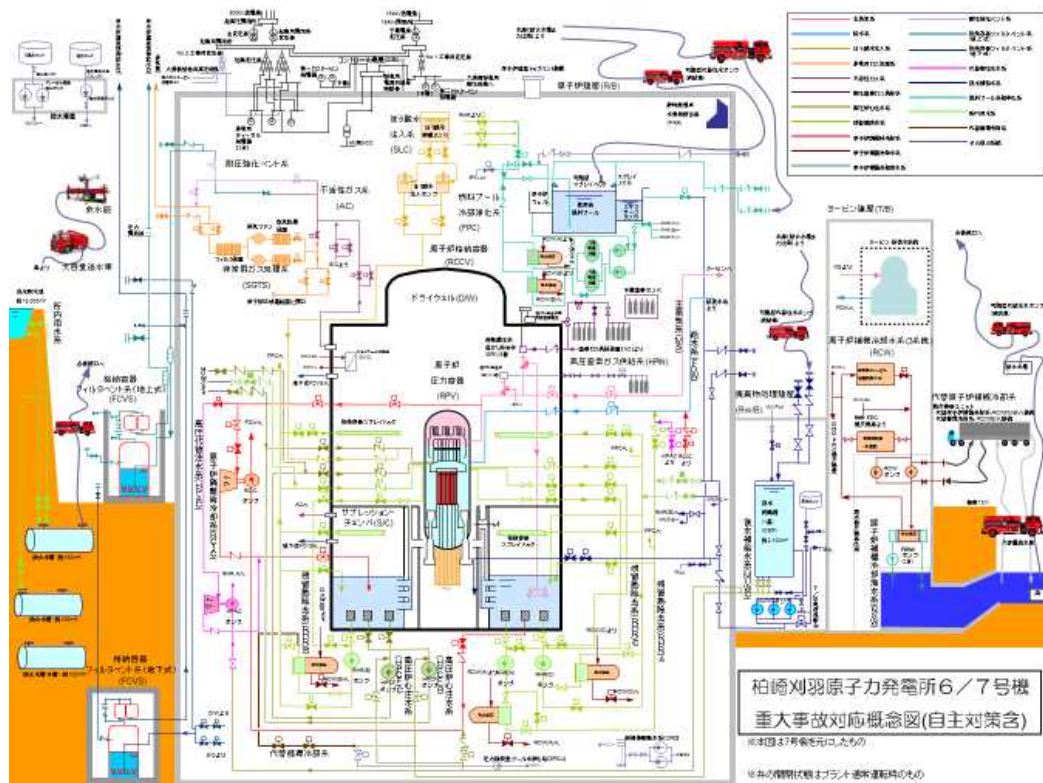
第 43-2 図：代替制御棒挿入機能制御盤，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ  
機能制御盤とほう酸水注水系の配置（2 / 2）

#### 4.2. 火災による燃料冷却機能の維持について

燃料冷却機能を有する設計基準対象施設のうち、高圧炉心冷却機能である高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧代替注水系ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって高圧代替注水系が機能喪失した場合、原子炉を減圧し低圧で冷却することによって燃料冷却機能を維持する。設計基準対象施設のうち、原子炉を減圧する機能である自動減圧系、及び低圧炉心冷却機能である残留熱除去系が機能喪失した場合でも、原子炉冷却材バウンダリを減圧するための常設重大事故防止設備である代替自動減圧機能、及び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常設重大事故防止設備である復水移送ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって代替自動減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備、及び可搬型重大事故防止設備である高圧窒素ガスポンプを使用して逃がし安全弁を開操作することにより、原子炉を減圧することが可能である。また、火災によって復水移送ポンプが機能喪失した場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によって低圧で炉心を冷却する機能を維持できる。以上より、火災によっても燃料冷却機能を維持することが可能である。（第 44 図）



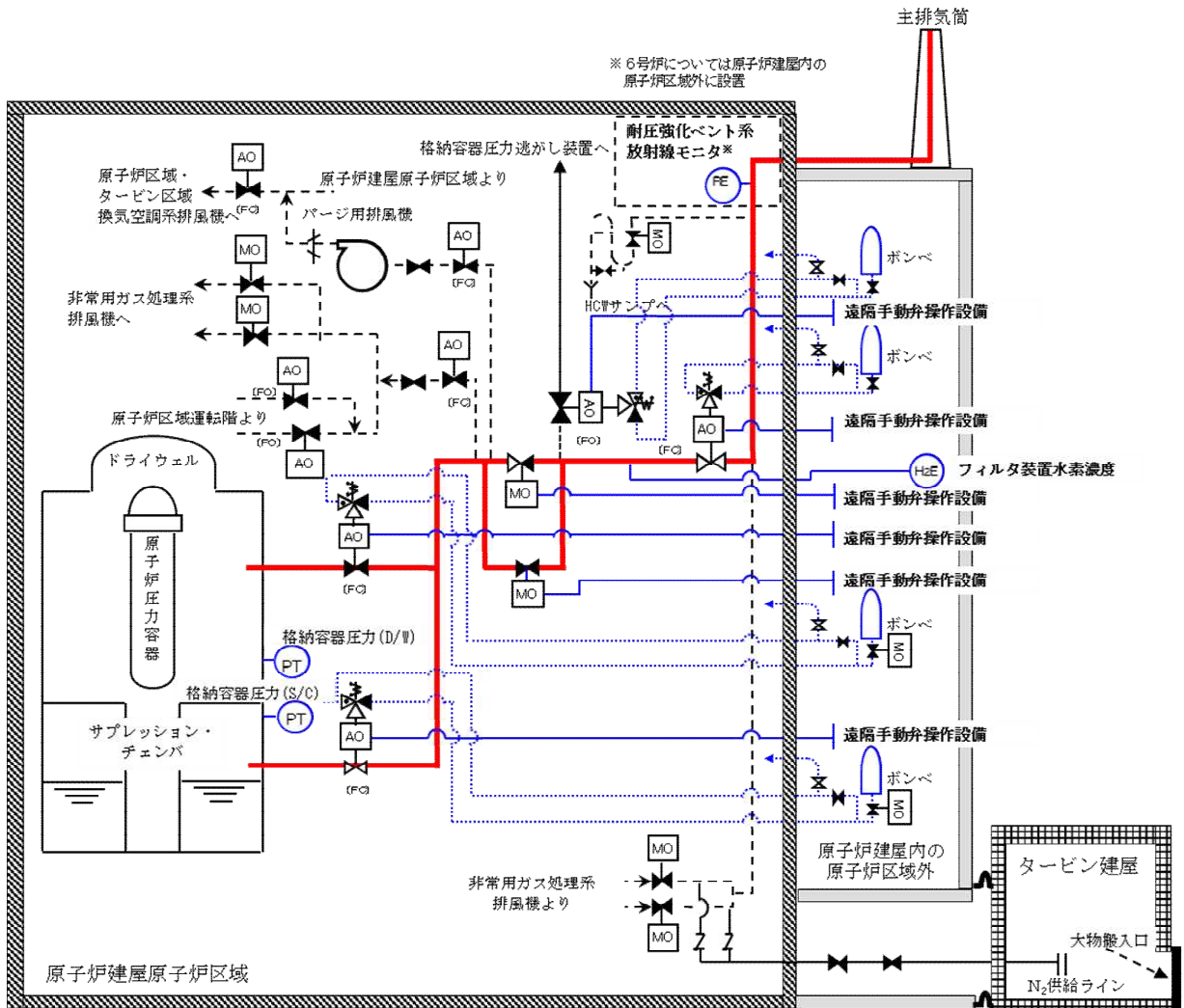
第 44 図：燃料冷却機能の系統概略図

#### 4.3. 火災による格納容器除熱機能の維持について

格納容器除熱機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系が機能喪失した場合、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための常設重大事故防止設備である耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置で格納容器除熱機能を維持することが可能である。

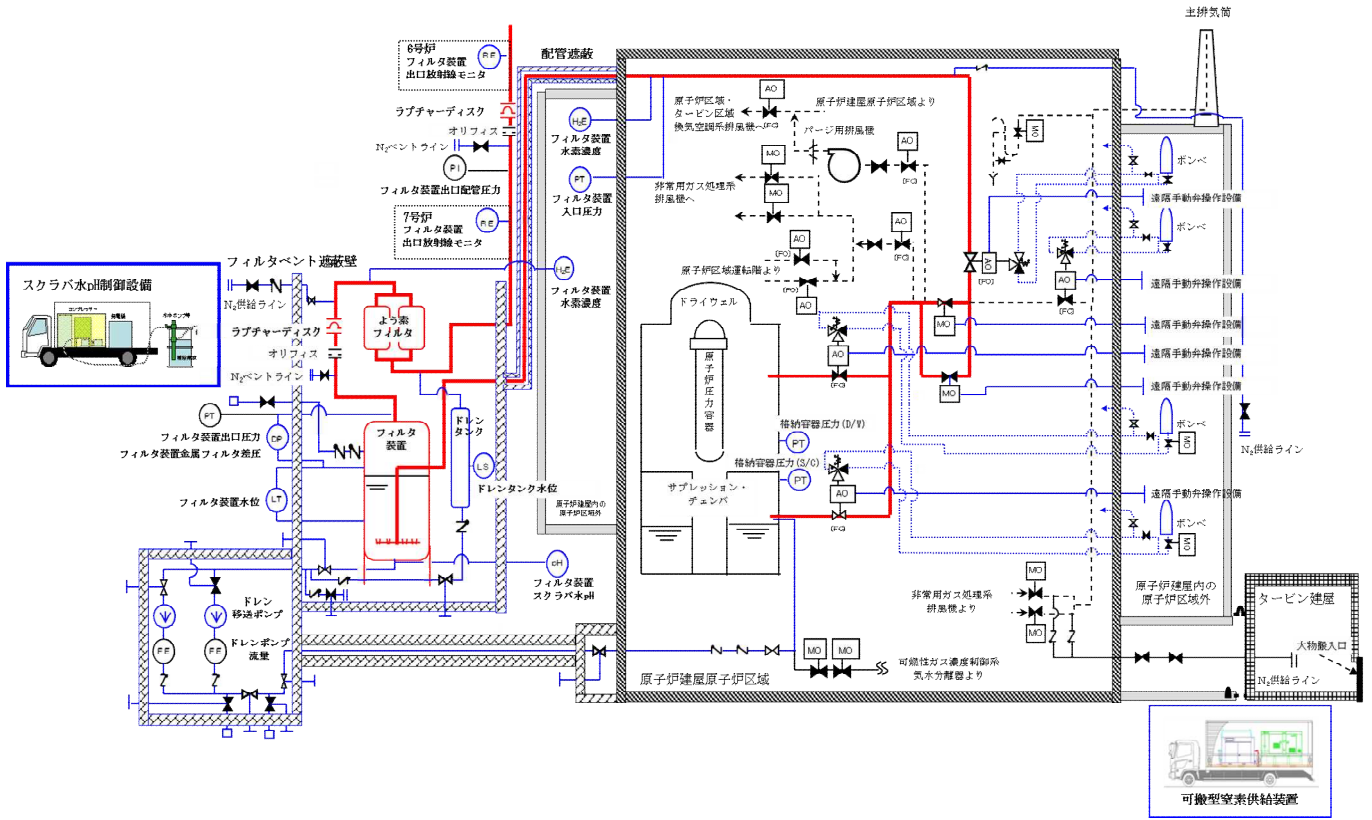
ここで、火災によって耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置の電動弁等が機能喪失した場合、遠隔手動弁操作設備を使用することによって耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置を動作させることが可能であり、格納容器除熱機能を維持することができる。（第 45, 46 図）

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備等)



第 45 図：耐圧強化ベント系 系統概略図

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備等)



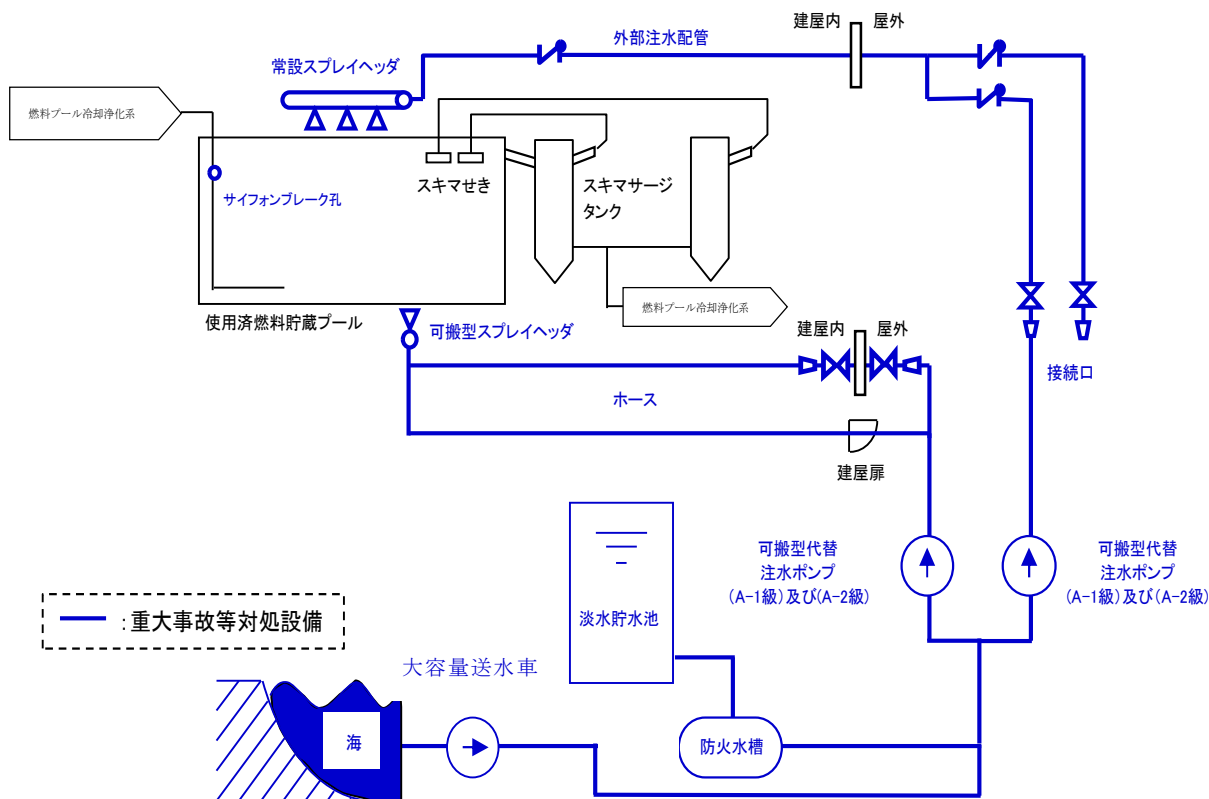
第 46 図：格納容器圧力逃がし装置の系統概略図



#### 4.4. 火災による使用済燃料プール注水機能の維持について

使用済燃料プール注水機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合、使用済燃料プールの冷却等のための可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）によって使用済燃料プール注水機能を維持することが可能である。

ここで、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）に火災が発生した場合、当該ポンプは荒浜側、大湊側にそれぞれ位置的に分散して設置していることから、すべての可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）が火災によって機能喪失することはなく、使用済燃料プール注水機能を維持することができる。（第47図）



第47図：使用済燃料プール注水機能の系統概略図

AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されている箇所周辺の火災影響について

AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線の各ケーブルの、火災に対する影響について、上記の各ケーブルが発火源となる火災については、原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水系が同時に機能喪失することがない設計とする。また、以下のとおり、当該ケーブルの周辺にある可燃物から延焼することのない設計とする。

#### 1. 原子炉建屋地上3階（中間階）

第48図のとおり、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、FMCRD制御盤があるが、FMCRD制御盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイとFMCRD制御盤は水平約1.0mの離隔距離を確保していること、及び万一、FMCRD制御盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火を可能とし、FMCRD制御盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

#### 2. 原子炉建屋地上3階

第49図のとおり、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、作業用分電盤があるが、作業用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと作業用分電盤は水平約4.5mの離隔距離を確保していること、及び万一作業用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火を可能とし、作業用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

### 3. 原子炉建屋地上 2 階

第 50 図の通り，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されている箇所は，3 時間以上の耐火能力を有するコンクリート製の障壁にて隔離する設計とする。なお，コンクリート製の障壁内にはケーブルトレイのみを設置する設計とする。

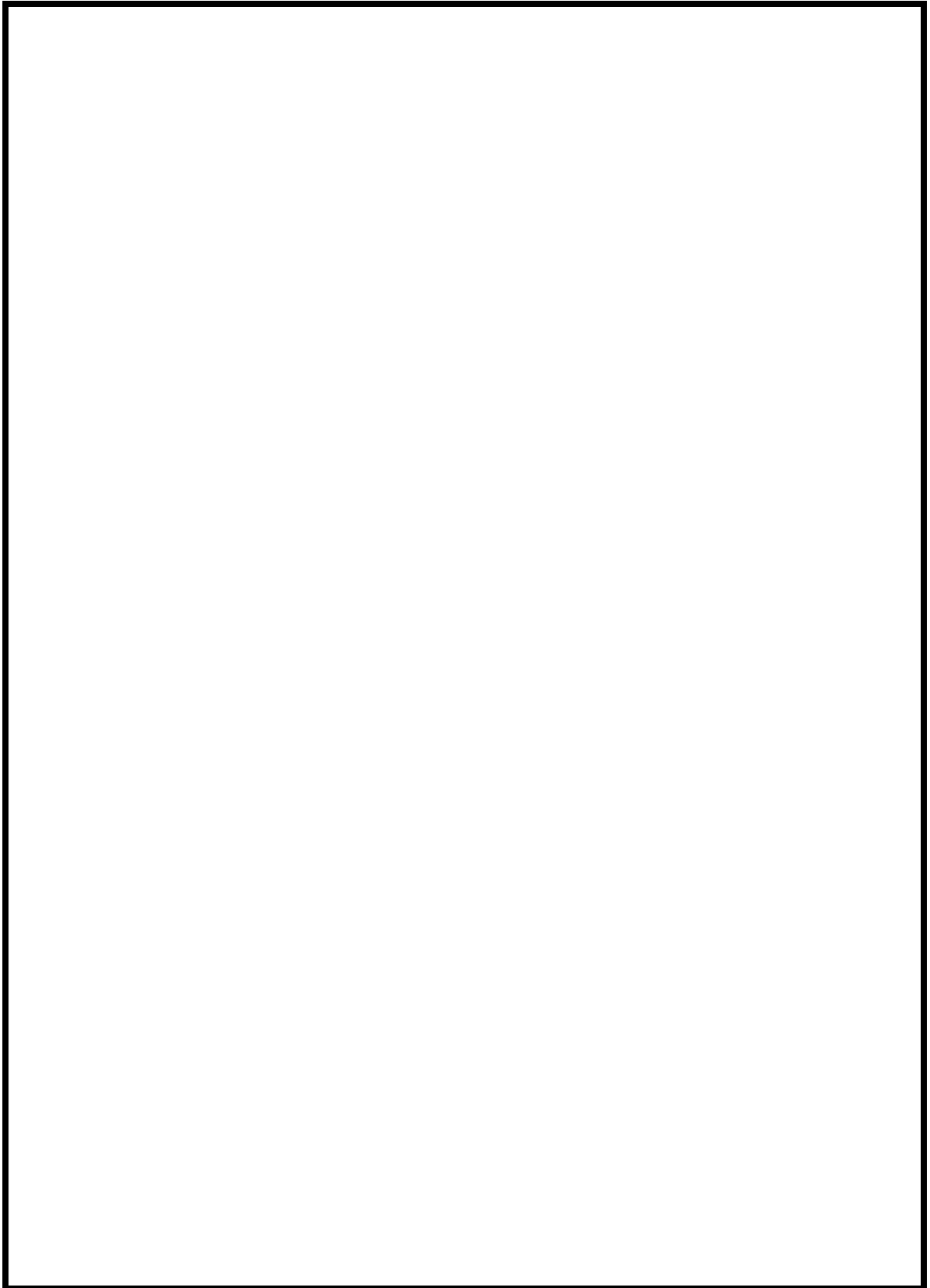
### 4. 原子炉建屋地上 1 階

第 51 図のとおり，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに敷設されているエリアは，異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

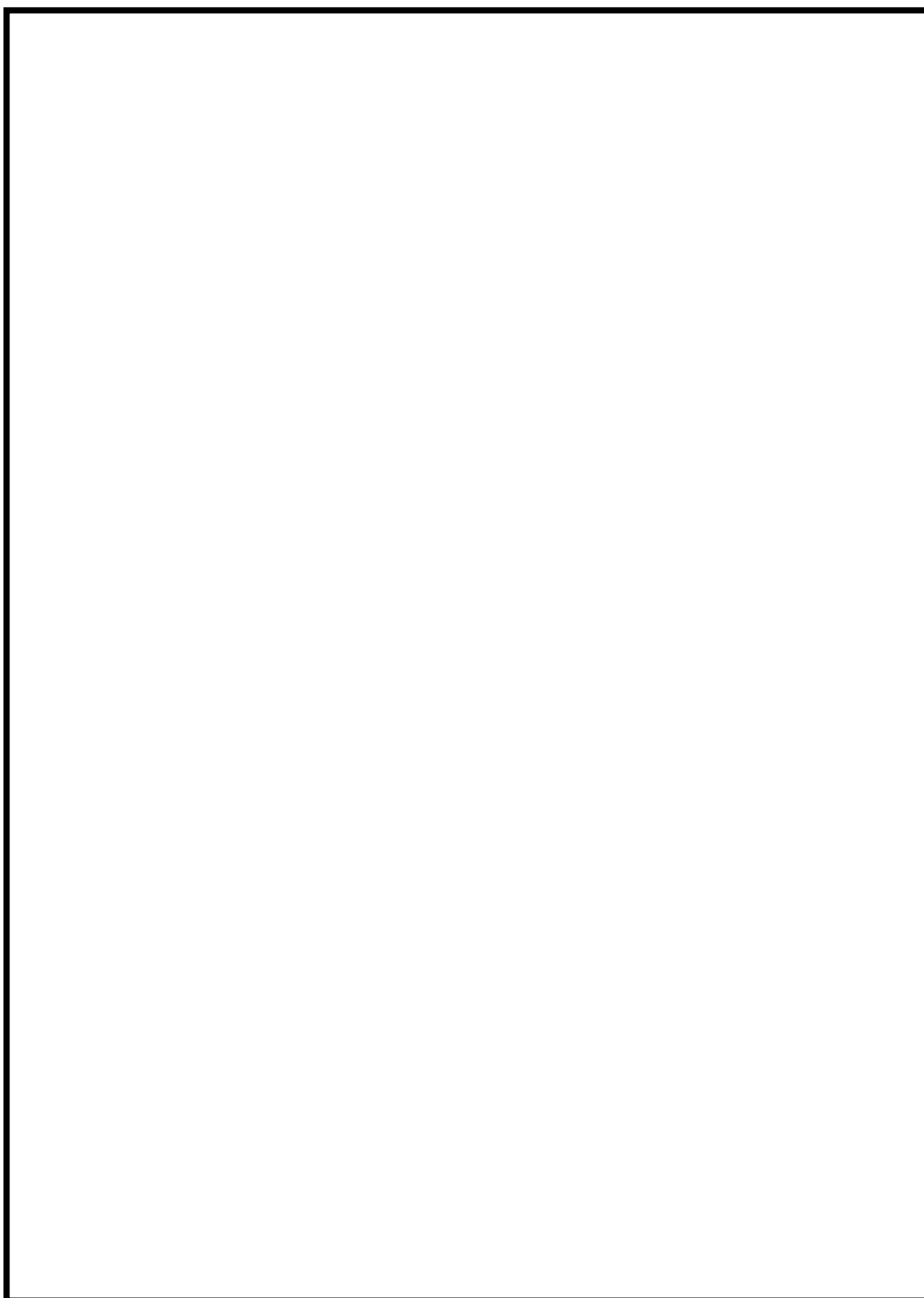
ケーブルトレイの周辺にある可燃物は，常用照明用分電盤があるが，常用照明用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること，ケーブルトレイと常用照明用分電盤は水平約 2.5m の離隔距離を確保していること，及び万一常用照明用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火を可能とし，常用照明用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

なお，持込み可燃物管理に関する，火災の発生防止・延焼防止に関する遵守事項は以下のとおりとする。（第 8 条-別添 1-資料 1 を参照）

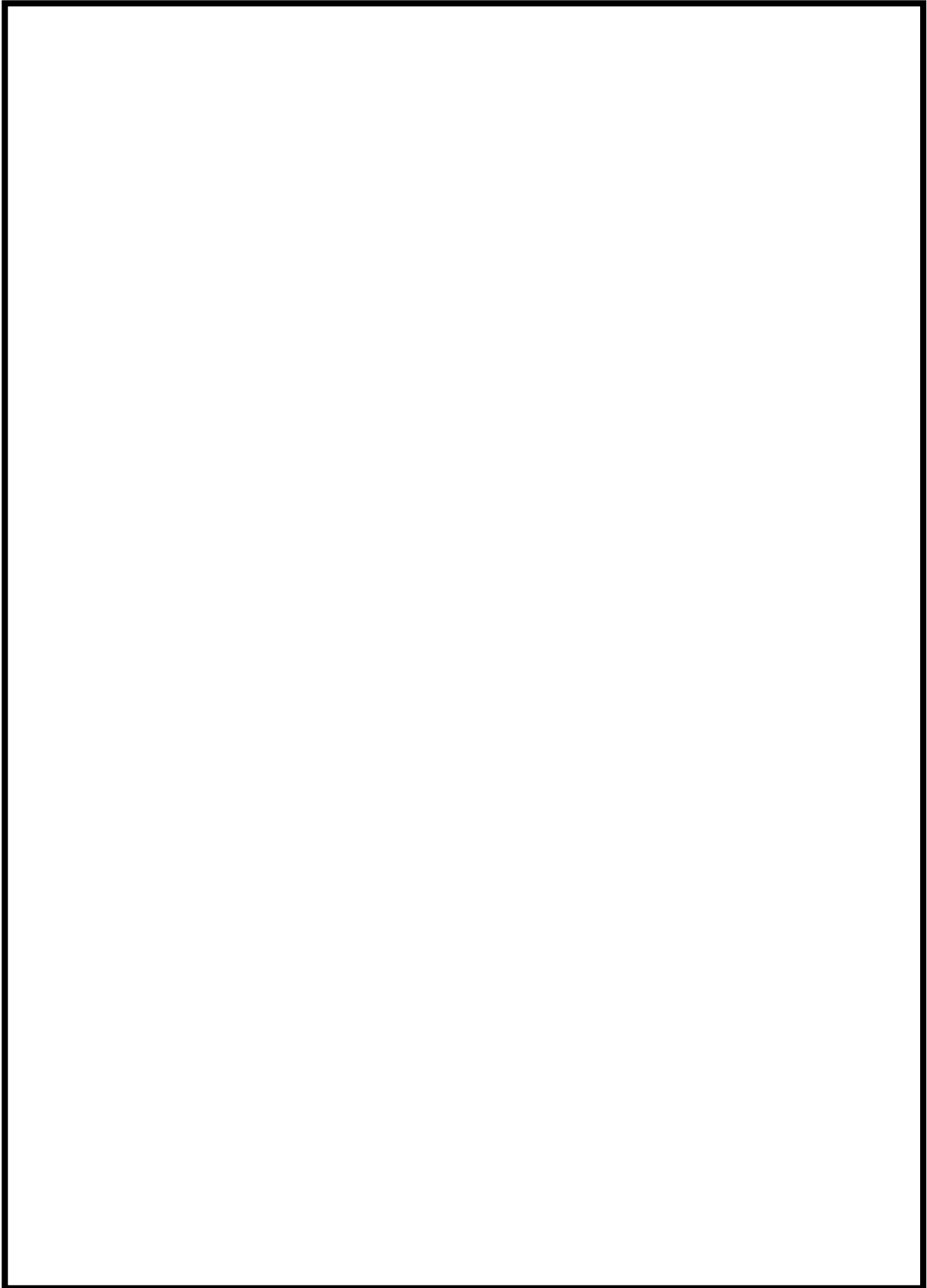
- ・ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止する。
- ・火災区域（区画）で周囲に火災防護対象機器が無い場所に可燃物を仮置きする場合には，不燃シートで覆う又は金属箱の中に収納するとともに，その近傍に消火器を準備する。
- ・火災区域（区画）での作業に伴い，火災防護対象機器近傍に作業上必要な可燃物を持ち込む際には作業員の近くに置くとともに，休憩時や作業終了時には火災防護対象機器近傍から移動する。
- ・火災発生時の煙の充満等により，消火活動が困難とならない火災区域（区画）は，可燃物の仮置きを禁止する。



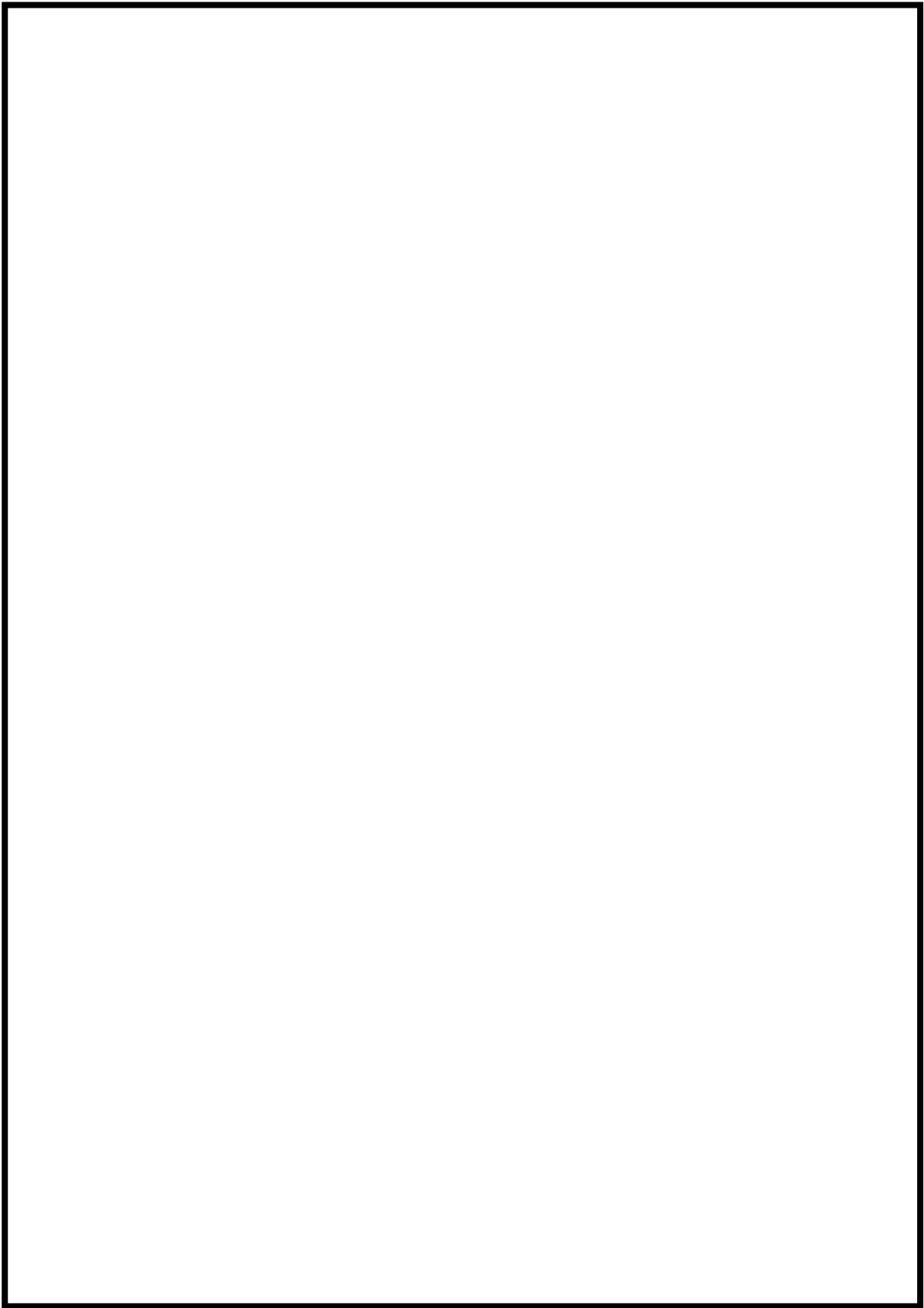
第 48 図：火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 3 階（中間階）  
T. M. S. L. 27200)



第 49 図：火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 3 階 T. M. S. L. 23500）



第 50 図：火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 2 階 T. M. S. L. 18100）



第 51 図：火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 1 階 T. M. S. L. 12300）

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



## 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

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における，重大事故等対処設備を対象とした内部溢水についての基本的な防護方針を以下に示す。

### 1. 溢水防護の基本方針

#### 1.1 基本的な防護方針の整理

内部溢水が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。なお想定する内部溢水は，設置許可基準規則第九条，及び内部溢水影響評価ガイドにて定められる内部溢水と同等とする。さらに，運転員等による各種対応操作<sup>※1</sup>に関しても，溢水による影響を考慮の上，期待することとする。またスロッシングに伴う溢水の影響に関しては，以下の方針とは独立に重大事故等対処設備の安全機能を損なわない方針とする。

##### 方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は，内部溢水によって対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれる恐れのないこと

##### 方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって，重大事故防止設備でない設備は，修復性等も考慮の上，できる限り内部溢水に対する頑健性を確保すること

##### 方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部溢水が発生した場合においても，設計基準対象施設の機能に期待せずに，重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能<sup>※2</sup>が損なわれる恐れのないこと

※1 対応操作例：溢水の影響により一時的に電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に，現場の環境状況を考慮の上，運転員等が現場へアクセスし，手動にて弁操作を実施する，等

※2 主要な機能：“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能とする

## 1.2 方針への適合性確認の流れ

1.1 にて示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第四十三条～六十二条の各条文に該当する重大事故等対処設備を抽出し、それらを“防止設備”，“緩和設備”，及び“防止でも緩和でもない設備”に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

### (a) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は，“防止設備”に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の防止設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、同一の溢水により対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

### (b) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は，“緩和設備”及び“防止でも緩和でもない設備”に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の緩和設備又は防止でも緩和でもない設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

### (c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

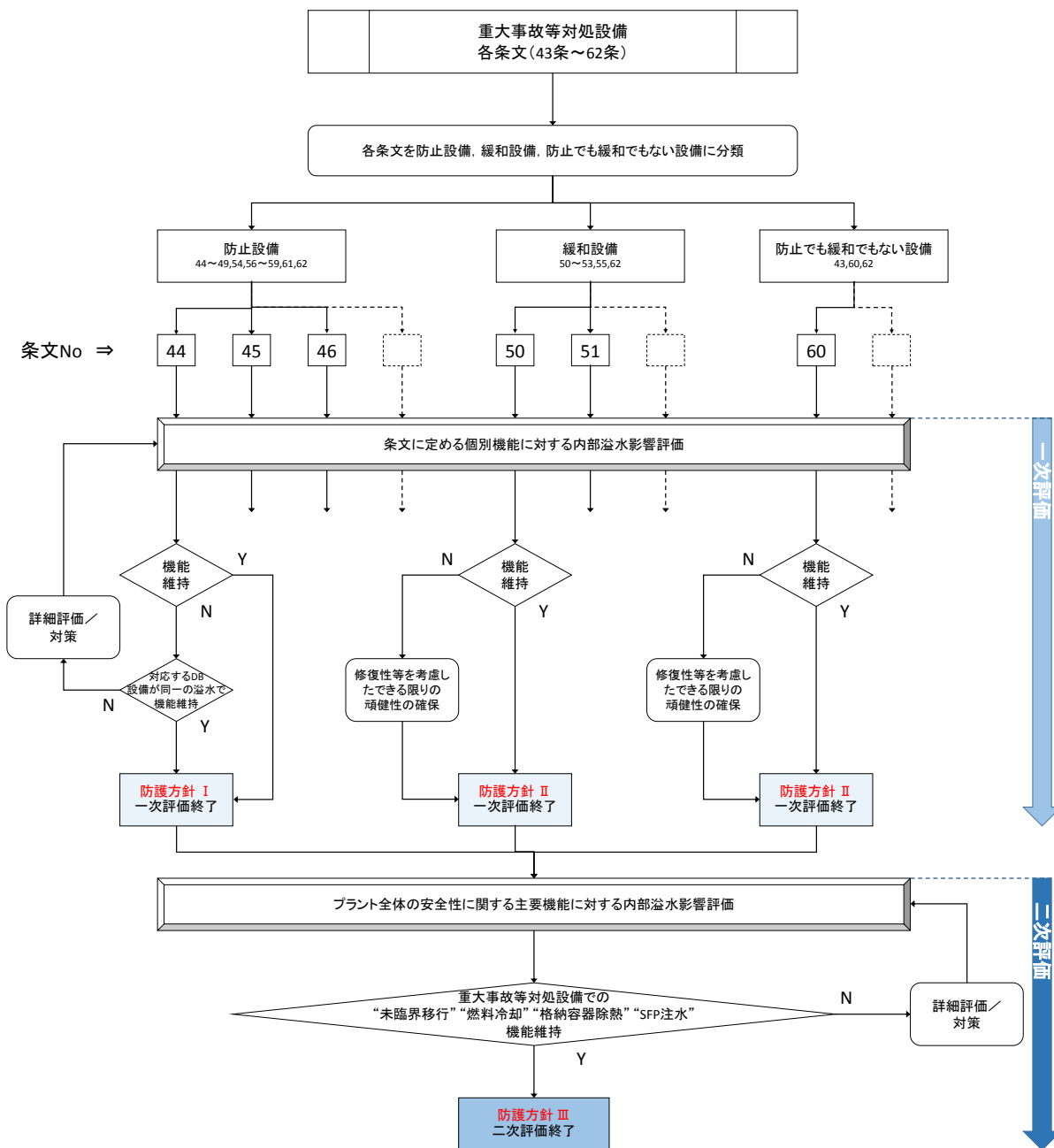
- ①：溢水による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

### 1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備，それらの分類，及び対応する設計基準対象施設を整理する（共1参照）。なお本表には，重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

### 1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ，方針への適合性確認フローを第1.4-1図に示す。



第 1.4-1 図 方針への適合性確認フロー

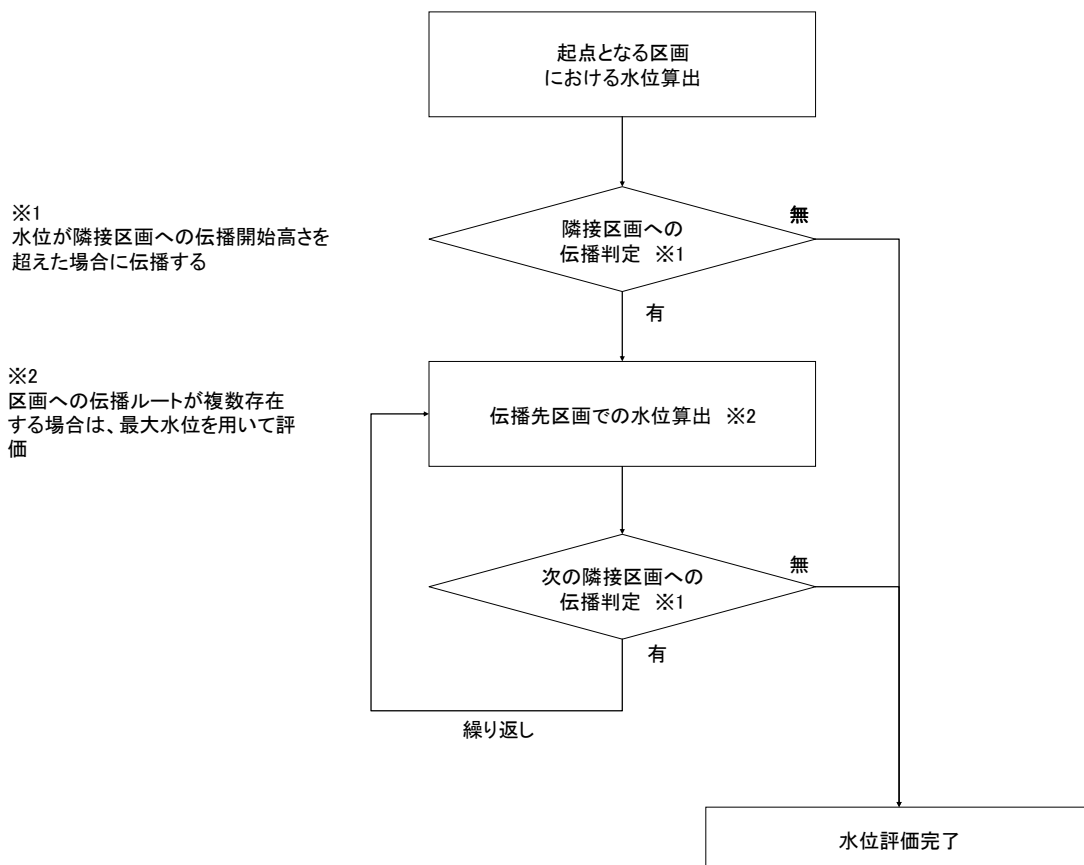
## 2.1 重大事故等対処設備を対象とした溢水評価結果について

重大事故等対処設備について、先行して実施した評価結果の一例を示す。

## 2.2 想定破損による没水影響評価

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を経由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め、溢水経路に位置する全ての溢水防護区画における溢水水位を算定した。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより、当該設備の機能への影響を評価し、1. の溢水防護の方針が確保されるかを判定した。

第 2.2-1 図に溢水伝播における水位の算定フローを示す。



第 2.2-1 図 溢水伝播における水位の算定フロー

### 2.2.1 評価ケースの設定

以下に柏崎刈羽 6 号炉における評価結果の一例を示す。

#### ○溢水発生区画

：原子炉建屋地上 2 階 FPC 弁室 (R-2F-1)

#### ○溢水源

：R-2F-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

存在する溢水源	溢水量 (m <sup>3</sup> )	代表溢水源
燃料プール冷却浄化系	115	
サプレッションプール浄化系	93	
残留熱除去系	258	○
原子炉補機冷却水系	57	
純水補給水系	34	
復水補給水系	89	

### 2.2.2 溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて 2.2.1 の評価ケースにおける最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水区画を起点（一次）とし、隣接する区画への伝播を段階的に二次、三次と進め、それを最終滞留区画まで実施する。

2.2.3 重大事故等対処設備の防護対象設備の機能喪失判定

2.2.2. で実施した溢水伝播評価の結果を基に，各防護対象設備の機能喪失判定を実施し，第2.2.3-1表に示す。

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 <sup>※1</sup>
		0.35	1.70	○	-
			1.67	○	-
			0.66	○	-
			※2	×	-
			※2	×	-
		0.22	0.14	×	-
			0.14	×	-
			0.92	○	-
			※2	×	-
			※2	×	-
			0.42	○	-
			0.87	○	-
			0.87	○	-
		0.15	※2	×	-
			1.60	○	-
			0.32	○	-
		0.14	※2	×	-
			※2	×	-

第 2.2.3-1 表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 <sup>※1</sup>
		0.35	0.00	×	○
			1.26	○	○
			※2	×	×
			1.14	○	○
			0.74	○	○
			1.26	○	×
			0.12	×	○
		0.35	0.77	○	○
			0.92	○	○
		0.23	1.71	○	○
			1.74	○	○
			2.46	○	○
			1.19	○	○
			1.42	○	○
			1.16	○	○
			3.67	○	○
			4.17	○	○
			3.67	○	○
		4.17	○	○	
		0.17	4.18	○	-
0.17	1.08	○	○		
0.43	0.92	○	○		

※1：上階からの溢水伝播がある場合は被水による影響も評価する。（無い場合は評価不要とし、「-」で示す。）

※2：設置高さが未調査の機器のため、設置区画に浸水した時点で機能喪失として評価している。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



#### 2.2.4 判定

2.2.1にて示した評価ケースが1.にて定めた方針を踏まえ、重大事故等対処設備の没水影響評価結果の判定を実施する。設置許可基準規則第43条～第62条の条文ごとに溢水による影響でその安全機能が維持できるか、また維持できない場合の対応について以下のとおり判定する。(第2.2.4-1表参照)

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

※8-10

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
43	アクセスルート確保	○	○	※3	なし					○
44	代替制御棒挿入機能	○	○	防止	原子炉緊急停止系	○	○			○
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	○			原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット	○				
	ほう酸水注入系	○								
45	高压代替注水系	○	○	防止	高压炉心注水系	○	○			○
	高压代替注水系の機能回復	○			原子炉隔離時冷却系 (蓄電池 A, 蓄電池 A-2)	○				
	ほう酸水注入系	○			なし					
46	逃がし安全弁	○	○	防止	(逃がし安全弁) (アキュムレータ) (逃がし安全弁排気管)	○	○			○
	代替自動減圧機能	○			自動減圧系	○				
	逃がし安全弁機能回復(可搬型直流電源供給)	○			(蓄電池 A, 蓄電池 A-2, 蓄電池 B)	○				
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○			(アキュムレータ)	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

II-8-11

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
47	低圧代替注水系 (常設)	○	○	防止	残留熱除去系 (低圧注水モード)	○	○			○
	低圧代替注水系 (可搬型)	○			残留熱除去系 (低圧注水モード)	○				
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
48	代替原子炉補機冷却系	×	○	防止	原子炉補機冷却系	○	○			○
	S/P への蓄熱補助	○			(真空破壊弁 (S/C→D/W))	○				
	耐圧強化ベント系 (W/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
	耐圧強化ベント系 (D/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-12

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
48	代替格納容器圧力逃がし装置	※2	○	防止	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○	○			○
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
49	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	×	×	防止	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	○	○			○
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	×			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	○				
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○	緩和	なし		○	・ 溢水による影響なし	○	○
	代替格納容器圧力逃がし装置	※2			なし					
	代替循環冷却系	×			なし					
	S/P への蓄熱補助	○			(真空破壊弁 (S/C→D/W))	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-13

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
50	非常用取水設備	○	○	緩和	(海水貯留堰)	○	○		○	○
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
51	格納容器下部注水系 (常設)	○	○	緩和	なし		○	・ 溢水による影響なし	○	○
	格納容器下部注水系 (可搬型)	○			なし					
	溶融炉心の落下遅延及び防止	○			(高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系)	○				
		○			なし					
		○			(残留熱除去系 (低圧注水モード))	○				
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○	緩和	格納容器内水素濃度	○	○	・ 溢水による影響なし	○	○
					(格納容器内酸素濃度)	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			なし					
	代替格納容器圧力逃がし装置	※2			なし					
	耐圧強化ベント系 (W/W)	○			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	○				
耐圧強化ベント系 (D/W)	○	なし								
53	静的触媒式水素再結合器	○	○	緩和	なし			・ 溢水による影響なし	○	○

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-14

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
54	燃料プール代替注水系 (可搬型)	○	○	防止	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	○	○			○
					燃料プール冷却浄化系	×				
	燃料プール冷却浄化系	×			残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	○				
	非常用取水設備	○			(海水貯留堰)	○				
		○			(スクリーン室)	○				
		○			(取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水路)	○				
		○			(補機冷却用海水取水層)	○				
		○			なし					
	大気への放射性物質の拡散抑制	○								
	使用済燃料プールの監視設備	○			使用済燃料貯蔵プール水位	○				
					FPC ポンプ入口温度	×				
					使用済燃料貯蔵プール温度	○				
燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ			○							
燃料取替エリア排気放射線モニタ			○							
		原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	○							
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○	緩和	なし			溢水による影響なし	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○								
	航空機燃料火災への泡消火	○								

※1 条文毎の重大事故等対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故等対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
56	水源の確保	○	○	防止	(サブプレッション・プール)	○	○			○
	水の移送手段	○			(復水貯蔵槽)	○				
					なし					
57	常設代替交流電源設備	○	○	防止	非常用ディーゼル発電機	○	○			○
	可搬型代替交流電源設備	○			非常用ディーゼル発電機	○				
	所内蓄電式直流電源設備	○			蓄電池 B	○				
					蓄電池 C	○				
					蓄電池 D	○				
					蓄電池 A	○				
	可搬型直流電源設備	○			蓄電池 A-2	○				
	代替所内電気設備	○			非常用 MCC (C, D, E)	○				
	号炉間電力融通電気設備	※2			非常用高圧母線 C 系, D 系, E 系	○				
燃料補給設備	○	非常用所内電源設備	○							
		(軽油タンク) (燃料移送ポンプ)	○							

共 8-15

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-16

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○	防止	原子炉圧力	○	○	頑健性の有無等		○
					原子炉圧力 (SA)	○				
	原子炉圧力容器内の圧力	○			原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉圧力容器内の水位	○			原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉圧力容器への注水量	○			原子炉圧力容器温度	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
	原子炉格納容器への注水量	○			サプレッション・チェンバ・プール水位	○				
					復水貯蔵槽水位 (SA)	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。



第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	原子炉格納容器内の温度	○	○	防止	格納容器内圧力 (D/W)	○	○			○
	原子炉格納容器内の圧力	○			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	○				
					サブプレッション・チェンバ気体温度	○				
	原子炉格納容器内の水位	○			格納容器内圧力 (S/C)	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
	原子炉格納容器内の水素濃度	○			復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○				
					格納容器内水素濃度	○				
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○			格納容器内水素濃度 (SA)	○				
					格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	○				
	原子炉格納容器内の放射線量率	○			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	○				
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)			○							
未臨界の監視	○	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	○							
		平均出力領域モニタ	○							
				起動領域モニタ	○					

共 8-17

- ※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）
- ※2 設備建設中等により評価未完了
- ※3 重大事故防止でも緩和でもない設備
- 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○	○	■		○
					サブプレッション・チェンバ 気体温度	○				
					格納容器内圧力 (S/C)	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
					原子炉圧力容器温度	○				
					サブプレッション・チェンバ・プール水温度	○				
	格納容器バイパスの監視	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○				
					格納容器内圧力 (D/W)	○				
					原子炉水位	○				
					原子炉水位 (SA)	○				
					原子炉圧力	○				
					原子炉圧力 (SA)	○				
水源の確認	○	○	防止	原子炉隔離時冷却系系統流量	○					
				高圧代替注水系系統流量	○					
				復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	○					

共 8-18

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-19

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	水源の確認	○	○	防止	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○	○	■		○
					残留熱除去系系統流量	○				
					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○				
					復水移送ポンプ吐出圧力	○				
	原子炉建屋内の水素濃度	○			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	○				
	使用済燃料プールの監視	○			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	○				
					使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	○				
発電所内の通信連絡	○		なし							
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	○		なし							
59	居住性の確保	○	○	防止	(中央制御室)	○	○	■		○
					(中央制御室生体遮蔽)	○				
					中央制御室換気空調系	○				
					中央制御室照明	○				
	汚染物の持ち込み防止	○		非常用照明	○					

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類 (防止: 重大事故防止設備, 緩和: 重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-20

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
60	放射線量の測定	○	○	※3	モニタリング・ポスト	○	○	溢水による影響なし	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○			放射能観測車	○				
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○			なし					
	風向・風速 その他気象条件の測定	○			気象観測設備	○				
	電源の確保	○			なし					
61	居住性の確保 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○	○	防止	なし		○		○	○
	必要な情報の把握 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			なし					
	通信連絡 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			送受話器	○				
	電源の確保 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			電力保安通信用電話設備	○				
62	発電所内の通信連絡	○	○	※3	送受話器	○	○		○	○
					電力保安通信用電話設備	○				
	発電所外の通信連絡	○			なし					

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 Ⅰ/Ⅱ, Ⅲ 判定
	対象施設 (設備)	個別 機能 維持 判定	条文 判定	分類 ※1	対応する 設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判定	頑健性の有無等	判定	
	未臨界移行		○	-	-	-	-	-		○
	燃料冷却		○	-	-	-	-	-		○
	格納容器除熱		○	-	-	-	-	-		○
	使用済燃料プール注水		○	-	-	-	-	-		○

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類（防止：重大事故防止設備，緩和：重大事故緩和設備）

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等，考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

#### 2.2.4.1 重大事故防止設備の独立性について

2.2.1 のケースでは、重大事故防止設備のうち第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）の代替格納容器スプレイ冷却系の設備が機能喪失する。しかし、同様の機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能維持できている。

従って、設計基準対象施設と重大事故防止設備が同時に機能喪失しないことが確認でき、重大事故防止設備は 1. の方針Ⅰ「独立性」に適合していることが確認できる。

#### 2.2.4.2 重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備の修復性について

2.2.1 の評価例では“緩和設備”及び“防止でも緩和でもない設備”は、第 50 条（原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備）の代替循環冷却系の設備など、一部が機能喪失するものの、修復等による対応により復旧可能であり、修復性等を考慮した頑健性は確保されている。なお本ケースでは、同等の機能を持つ格納容器圧力逃がし装置も機能維持しており、修復性に頼らずとも安全機能は確保されている。

以上より、重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備は 1. の方針Ⅱ「修復性」に適合していることを確認できる。

#### 2.2.4.3 重大事故等対処設備による安全機能の確保について

1. の方針Ⅲの観点から、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか判断し、内部溢水事象が発生した場合でも、主要な安全機能が重大事故等対処設備によって確保されることを確認する。

未臨界移行機能：第 44 条の設備（代替制御棒挿入，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系）により当該機能が維持される

燃料冷却機能：第 46 条の設備（代替自動減圧機能，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給））による原子炉減圧，及び第 47 条の設備（低圧代替注水系（可搬型））による注水機能が確保されるため当該機能は維持される

格納容器除熱機能：上記の燃料冷却機能と第 48 条の設備（耐圧強化ベント系（W/W, D/W），格納容器圧力逃がし装置）により格納容器に対する除熱機能が確保されるため，当該機能は維持される

使用済燃料プール注水機能：第 54 条の設備（燃料プール代替注水系（可搬型））

により使用済燃料プールへの注水機能が確保されるため、当該機能は維持される。

以上より主要安全機能が重大事故等対処設備によって維持されていることから、

1. 方針Ⅲに適合していることが確認できる。

### 2.3 例示評価以外の影響評価プロセスについて

2.2 にて示した想定破損による没水評価以外のケースについても同様の評価プロセスで1. の方針に適合していることを今後確認していく。

### 3. スロッシングに伴う溢水による重大事故等対処設備への影響について

スロッシングが発生した場合の重大事故等対処設備への影響について評価し、安全機能に影響のないことを確認する。

スロッシングは原子炉建屋 4 階燃料取替床で発生し、当該エリアで約 0.80m の溢水水位となる。その後の伝播の流れとしては、当該エリアの床貫通部や機器ハッチは下階への溢水の伝播を防止しており、それらを介した一階層下のフロア(中 4 階)への伝播は発生しないものの、床ファンネルや階段室、エレベータ室への止水処置は実施していないことから、それらを介した最地下階(地下 3 階)への直接的な溢水の伝播が発生することとなる。床ファンネル、階段室及びエレベータ室を介した伝播の場合、最地下階の通路部に伝播することとなり、更にその周囲の各 ECCS 室へは水密扉等により止水処置を施していることから伝播はせず、通路部が最終的な滞留区画となる。この場合の通路部における溢水水位は約 1.20m である。

以上の影響範囲を考慮した場合の重大事故等対処設備への影響について第 3-1 表に示す。



第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 <sup>※1</sup>	条文判定 <sup>※1</sup>
43	アクセスルート確保	○	○
44	代替制御棒挿入機能	○	○
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	○	
	ほう酸水注入系	○	
45	高压代替注水系	○	○
	高压代替注水系の機能回復	○	
	ほう酸水注入系	○	
46	逃がし安全弁	○	○
	代替自動減圧機能	○	
	逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源供給）	○	
	逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）	○	
47	低压代替注水系（常設）	○	○
	低压代替注水系（可搬型）	○	
	非常用取水設備	○	
48	代替原子炉補機冷却系	○	○
	S/P への蓄熱補助	○	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系（D/W）	○	
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	非常用取水設備	○	
49	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	○	○
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	○	
	非常用取水設備	○	
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	代替循環冷却系	○	
	S/P への蓄熱補助	○	
	非常用取水設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認  
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 <sup>※1</sup>	条文判定 <sup>※1</sup>
51	格納容器下部注水系（常設）	○	○
	格納容器下部注水系（可搬型）	○	
	熔融炉心の落下遅延及び防止	○	
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系（D/W）	○	
53	静的触媒式水素再結合器	○	○
54	燃料プール代替注水系（可搬型）	○	○
	燃料プール冷却浄化系	○	
	非常用取水設備	○	
	大気への放射性物質の拡散抑制	○	
	使用済燃料プールの監視設備	○	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○	
	航空機燃料火災への泡消火	○	
56	水源の確保	○	○
	水の移送手段	○	
57	常設代替交流電源設備	○	○
	可搬型代替交流電源設備	○	
	所内蓄電式直流電源設備	○	
	可搬型直流電源設備	○	
	代替所内電気設備	○	
	号炉間電力融通電気設備	(○)	
	燃料補給設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認  
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 <sup>※1</sup>	条文判定 <sup>※1</sup>
58	原子炉压力容器内の温度	○	○
	原子炉压力容器内の圧力	○	
	原子炉压力容器内の水位	○	
	原子炉压力容器への注水量	○	
	原子炉格納容器への注水量	○	
	原子炉格納容器内の温度	○	
	原子炉格納容器内の圧力	○	
	原子炉格納容器内の水位	○	
	原子炉格納容器内の水素濃度	○	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○	
	原子炉格納容器内の放射線量率	○	
	未臨界の監視	○	
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	○	
	格納容器バイパスの監視	○	
	水源の確認	○	
	原子炉建屋内の水素濃度	○	
59	居住性の確保	○	○
汚染物の持ち込み防止	○		
60	放射線量の測定	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○	
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○	
	風向・風速その他気象条件の測定	○	
	電源の確保	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認  
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 <sup>※1</sup>	条文判定 <sup>※1</sup>
61	居住性の確保 （5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	○
	必要な情報の把握 （5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	通信連絡 （5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	電源の確保 （5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
62	発電所内の通信連絡	○	○
	発電所外の通信連絡	○	
未臨界移行			○
燃料冷却			○
格納容器除熱			○
使用済燃料プール注水			○

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認  
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

## 44 条 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

### 目次

- 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 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

44-1  
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：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			ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		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	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他の建屋内	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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悉影響防止	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	44-3 配置図, 44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 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	対象外(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS 緩和設備について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：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		制御棒		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	原子炉格納容器内設備	A
			環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線		
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	44-3 配置図		
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	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)	対象外	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外	対象外
			関連資料	—	
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(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)-別の手段	C b
	関連資料	44-4 系統図			



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：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		制御棒駆動機構 (水圧駆動)		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	原子炉格納容器内設備	A	
			荷重	(有効に機能を發揮する)		—	
			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)		—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—	
			関連資料	44-3 配置図			
			第2号	操作性	中央制御室操作		A
	関連資料	44-3 配置図					
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M		
	関連資料	44-5 試験及び検査					
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b		
	関連資料	44-4 系統図					
	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)	対象外		対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B		
	関連資料	44-3 配置図					
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外		対象外	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(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)-別の手段		C b
	関連資料			44-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第44条：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		制御棒駆動系水圧制御ユニット	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
	関連資料		44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M		
		関連資料	44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	44-4 系統図			
	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)	対象外	対象外	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	44-6 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)-別の手段	C b
関連資料			44-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：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		ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)		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	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他の建屋内	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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悉影響防止	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	44-3 配置図, 44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 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	対象外(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS 緩和設備について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第44条: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		ほう酸水注入系ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	A, B
			関連資料	44-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a
		関連資料	44-4 系統図		
	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)	対象外	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	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 (DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B
			関連資料	44-6 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	44-3 配置図, 44-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第44条：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		ほう酸水注水系貯蔵タンク	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 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)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料	44-4 系統図			
	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)	対象外	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	対象外(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2  
単線結線図

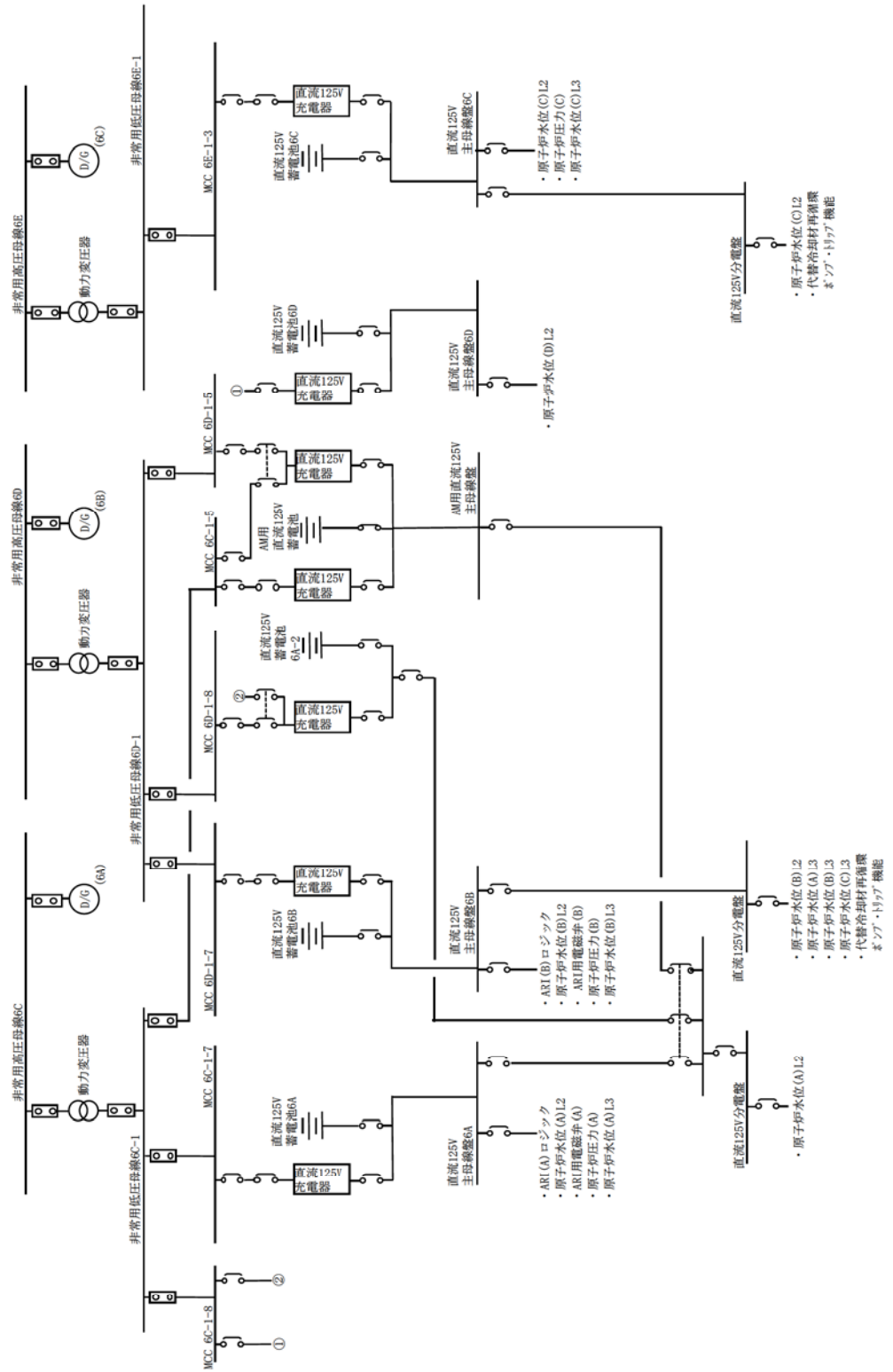
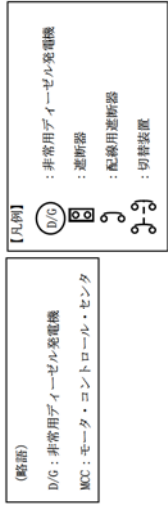


図1 6号炉 単線結線図

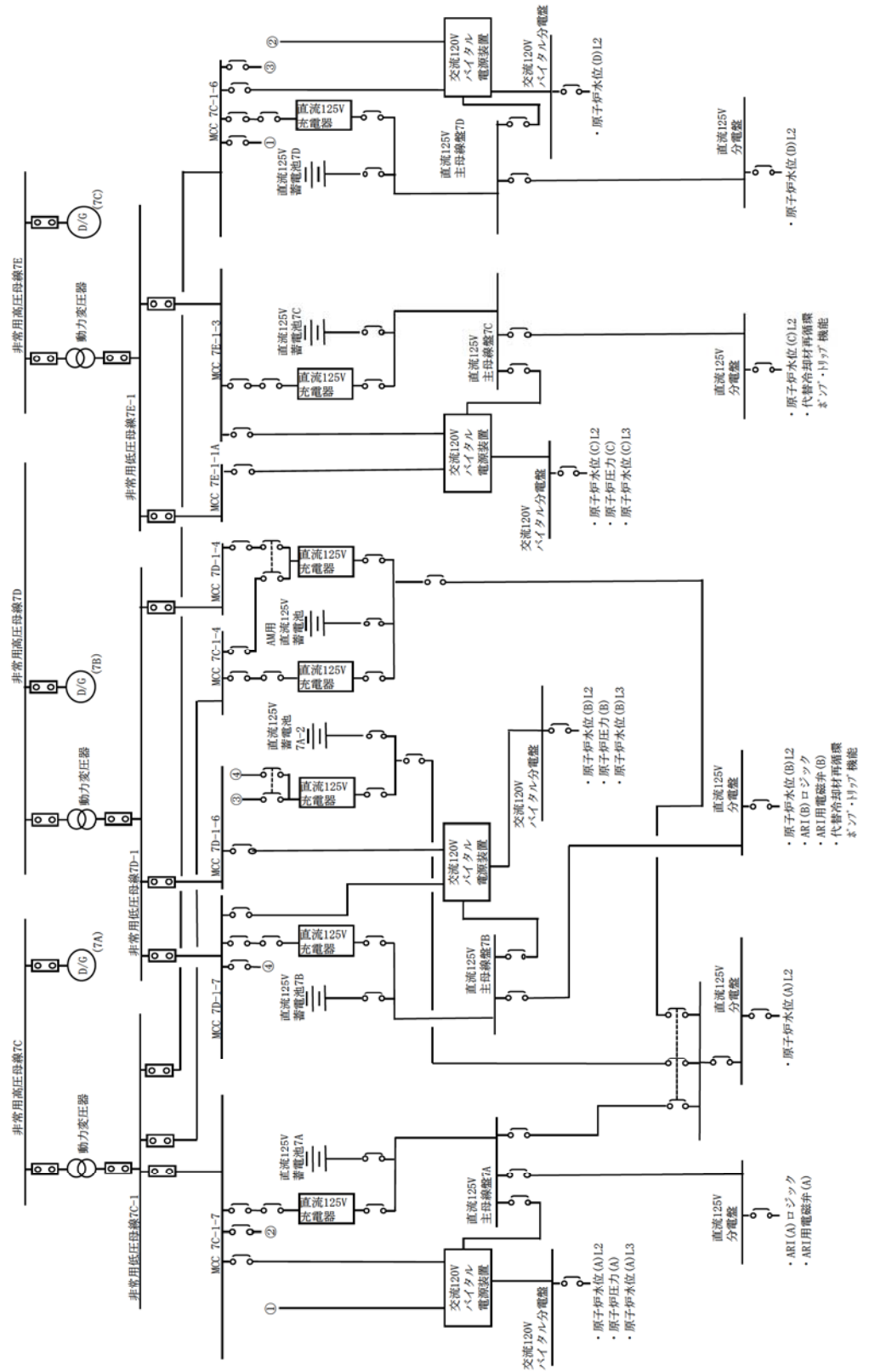
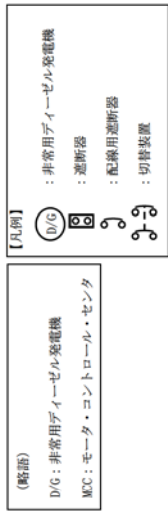


図2 7号炉 単線結線図



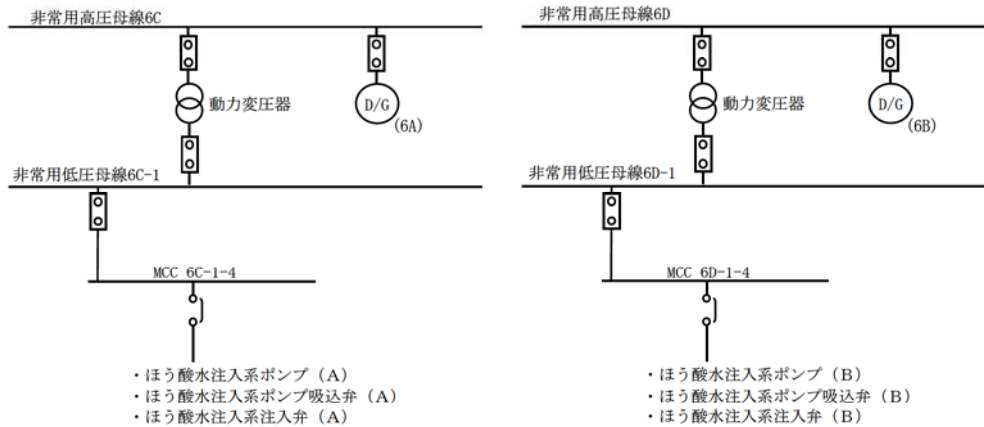
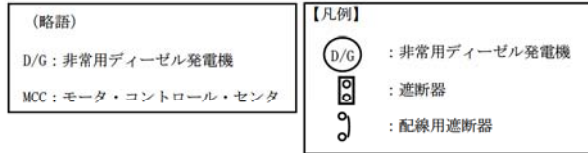


図3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

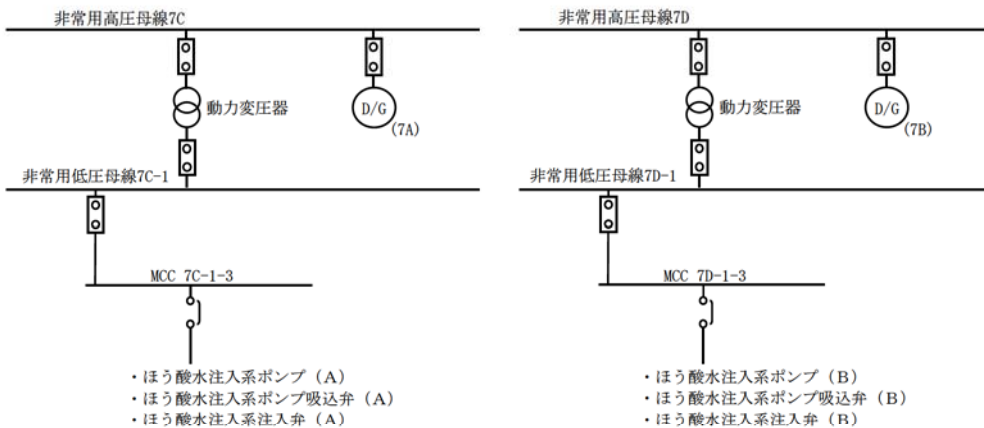
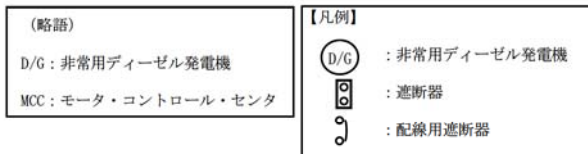



図4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

44-3  
配置図

 : 設計基準対象施設


 : 重大事故等対処設備



図1 ATWS 緩和設備（計器）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

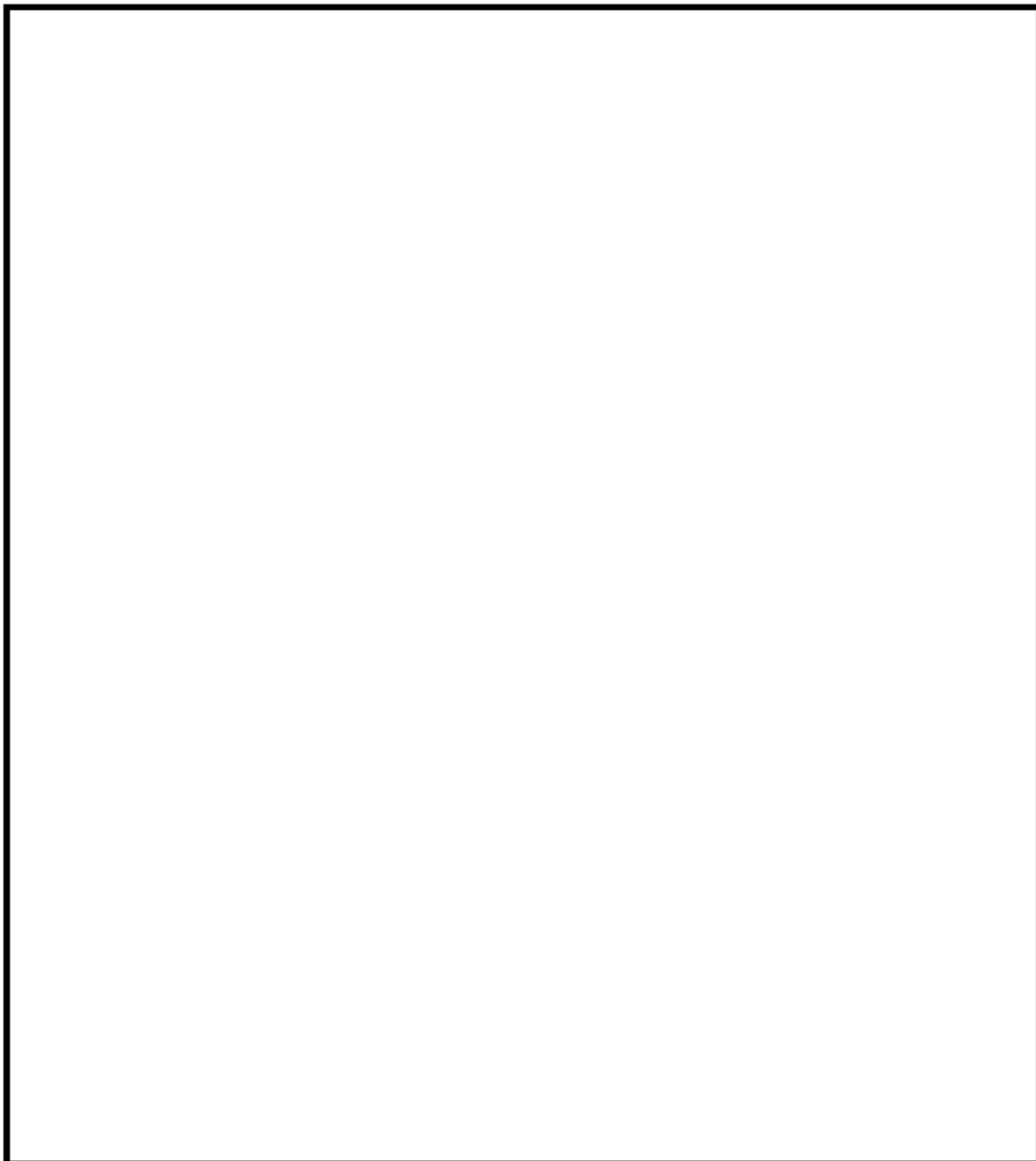


図 2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

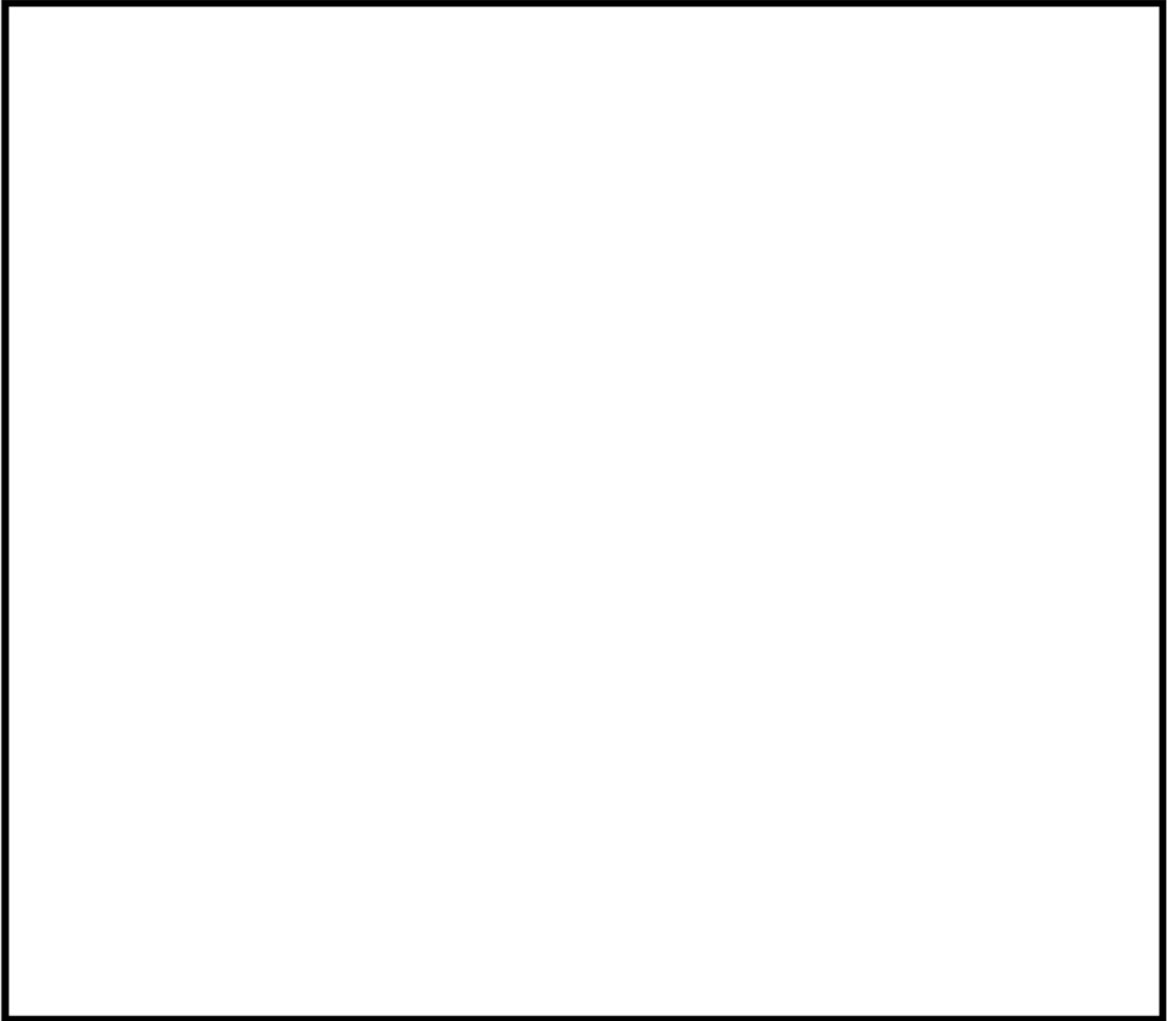


図3 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

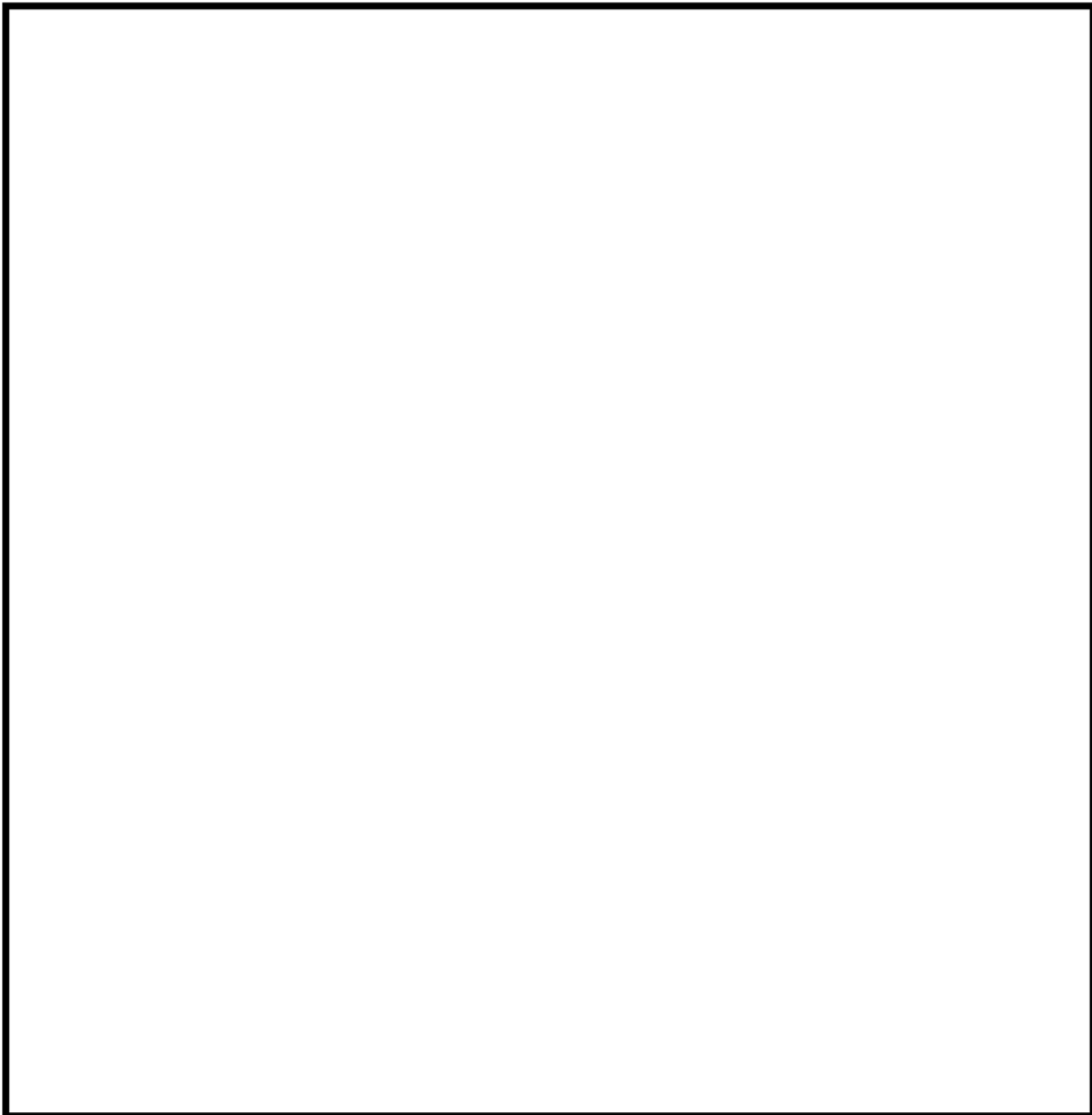


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ、タンク）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

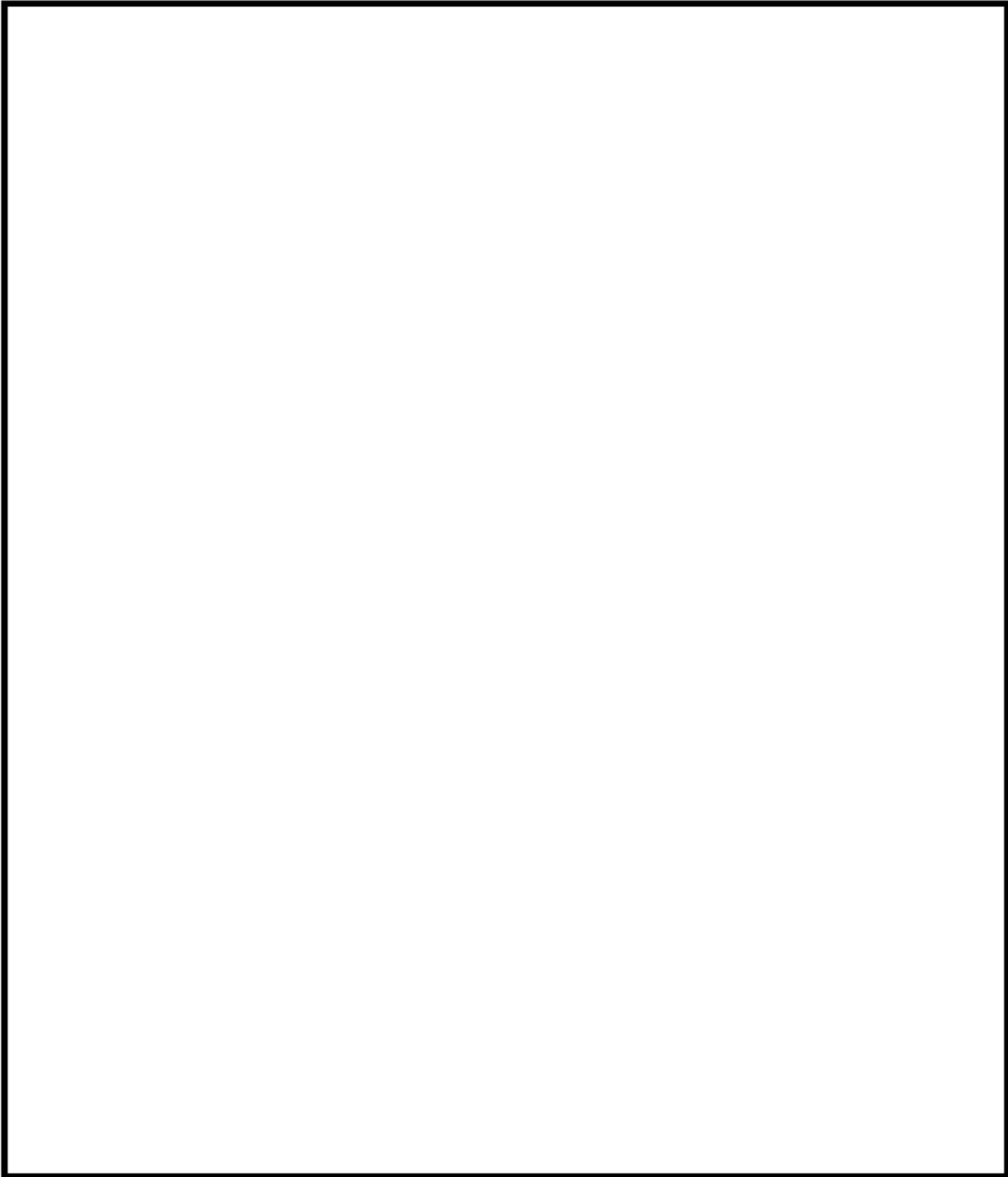


図5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

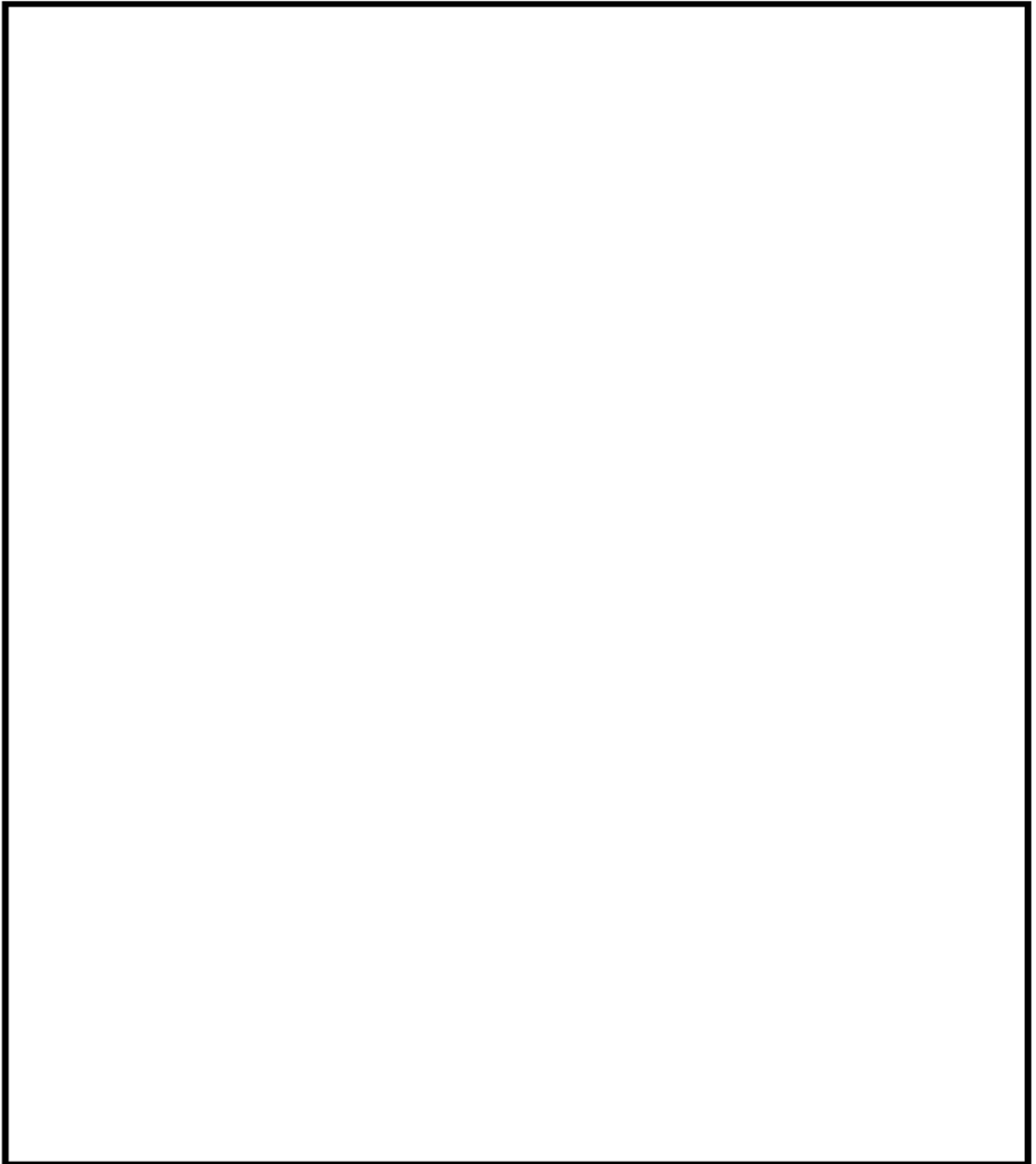


図 6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図  
(6号炉 原子炉建屋地上3階)



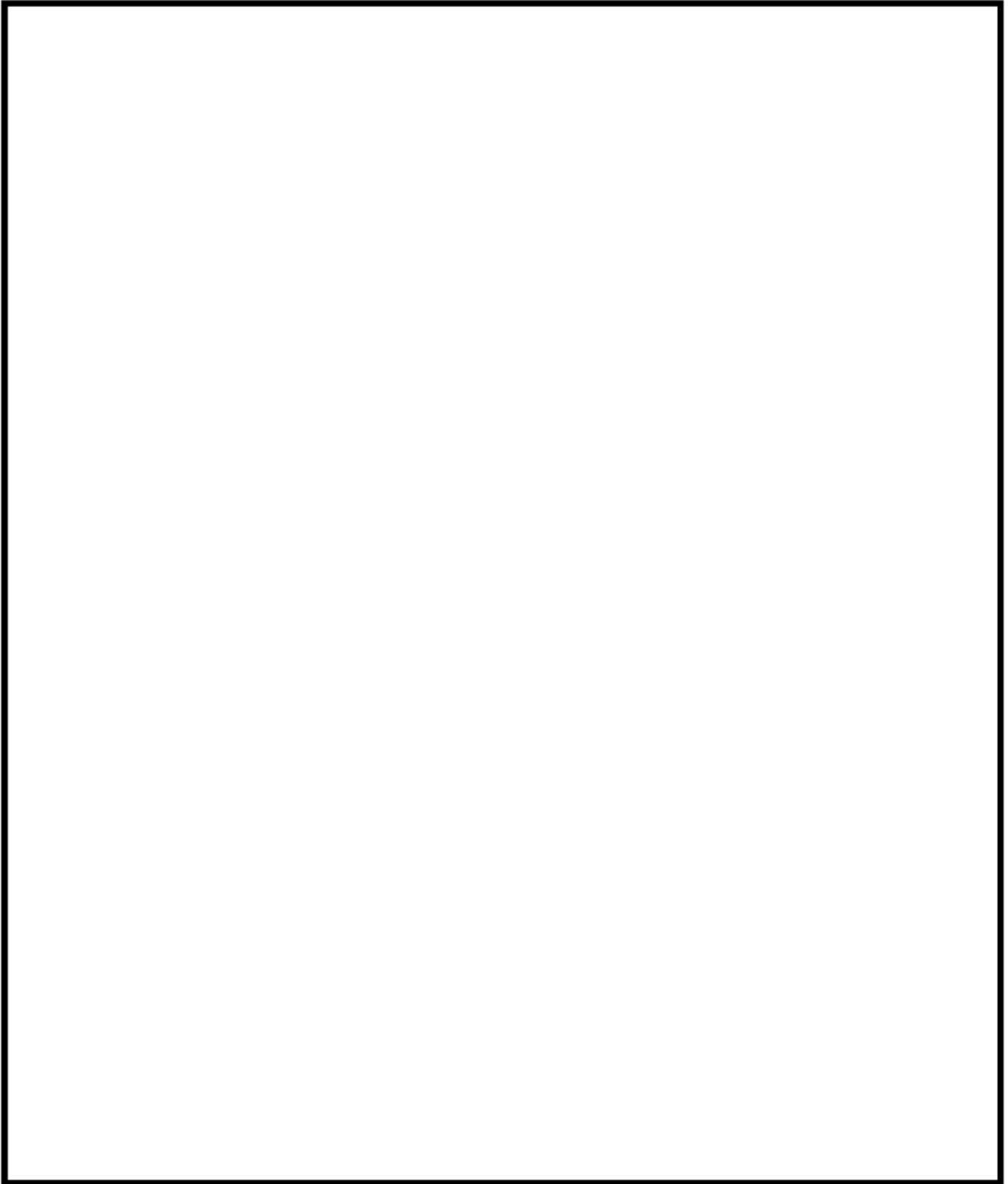


図 7 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び  
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

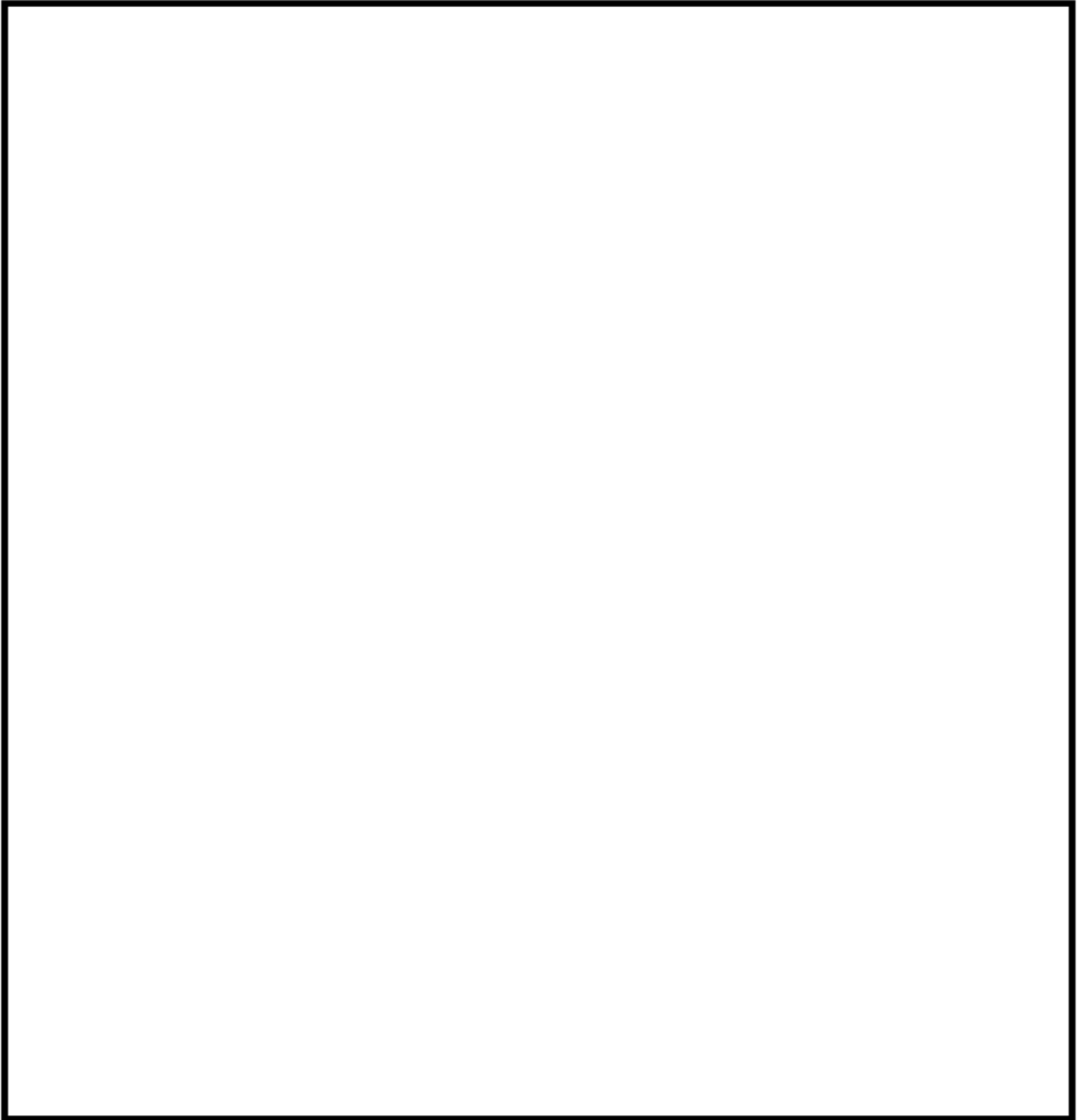


図8 ATWS 緩和設備（計器）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

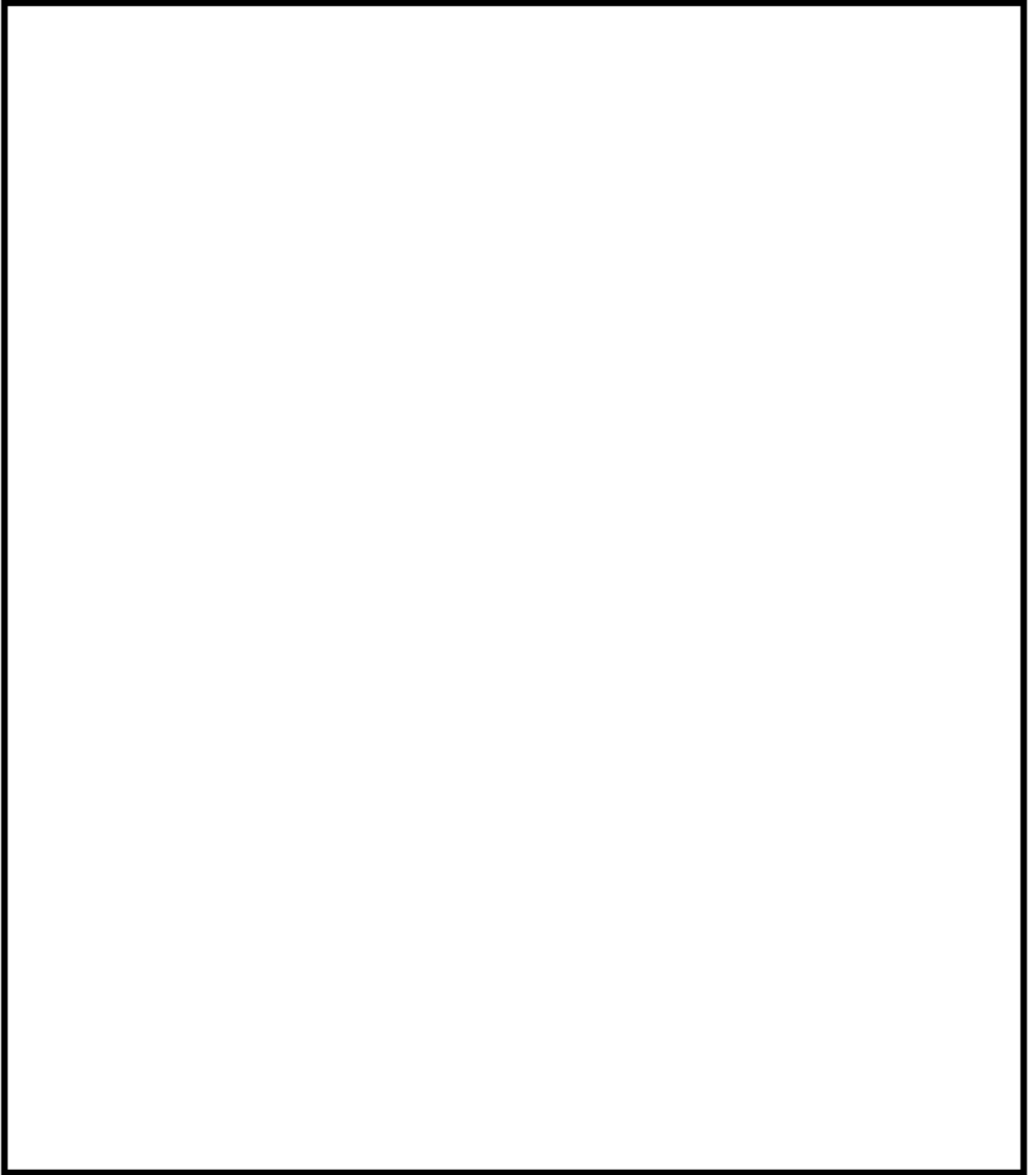


図9 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

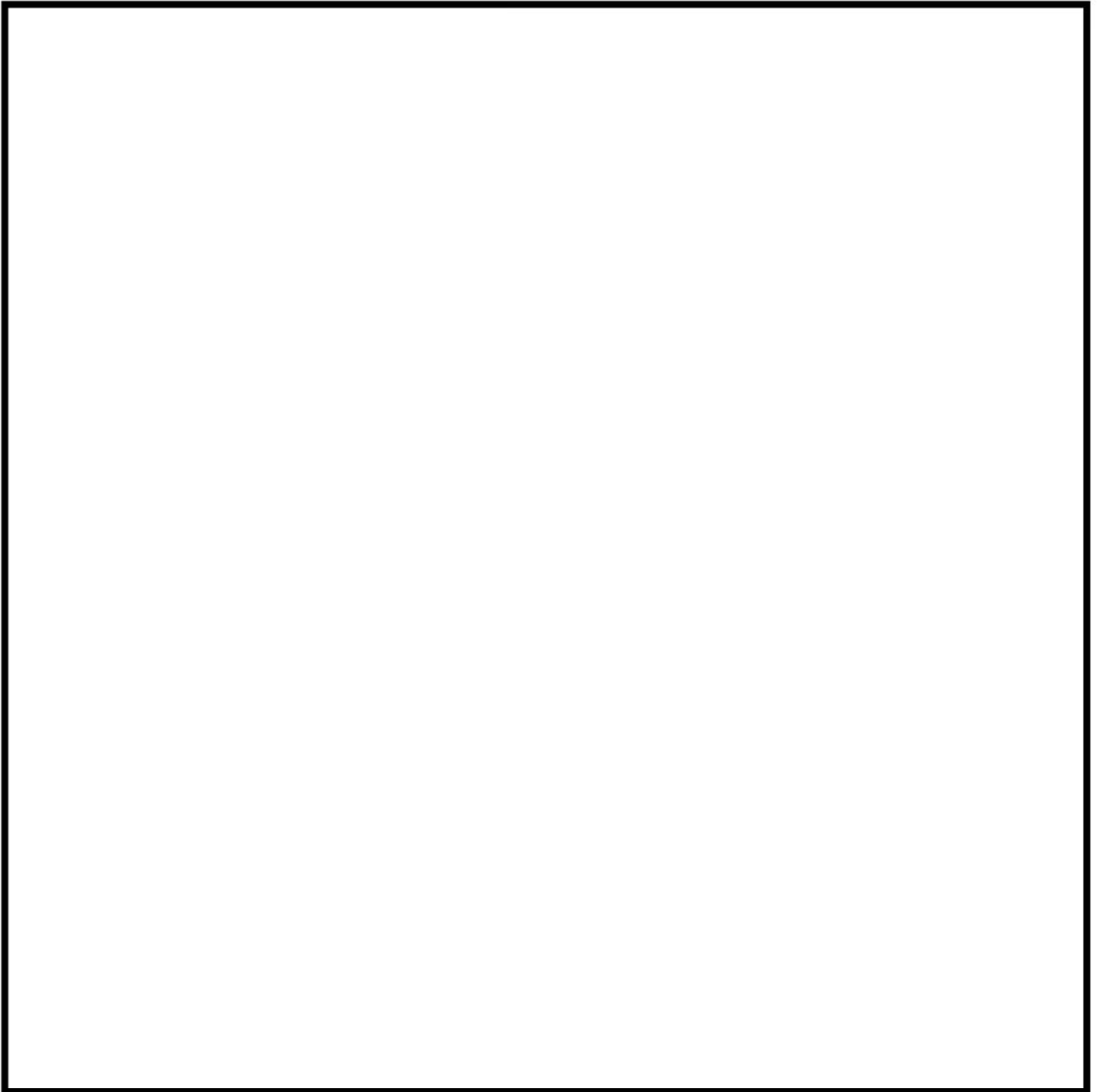


図 10 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図  
（7 号炉 原子炉建屋地下 1 階）

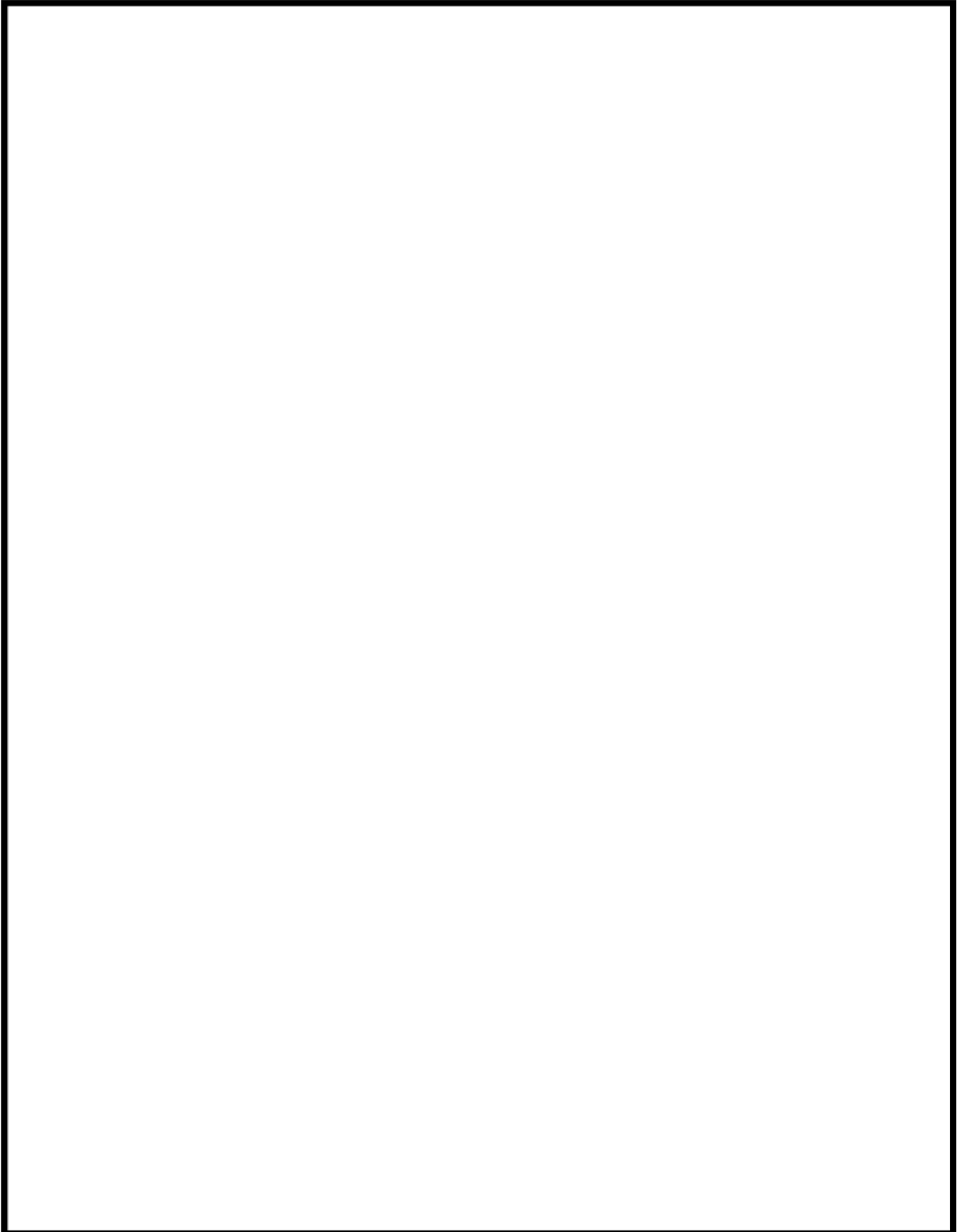


図 11 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図  
（7 号炉 原子炉建屋地上 3 階）

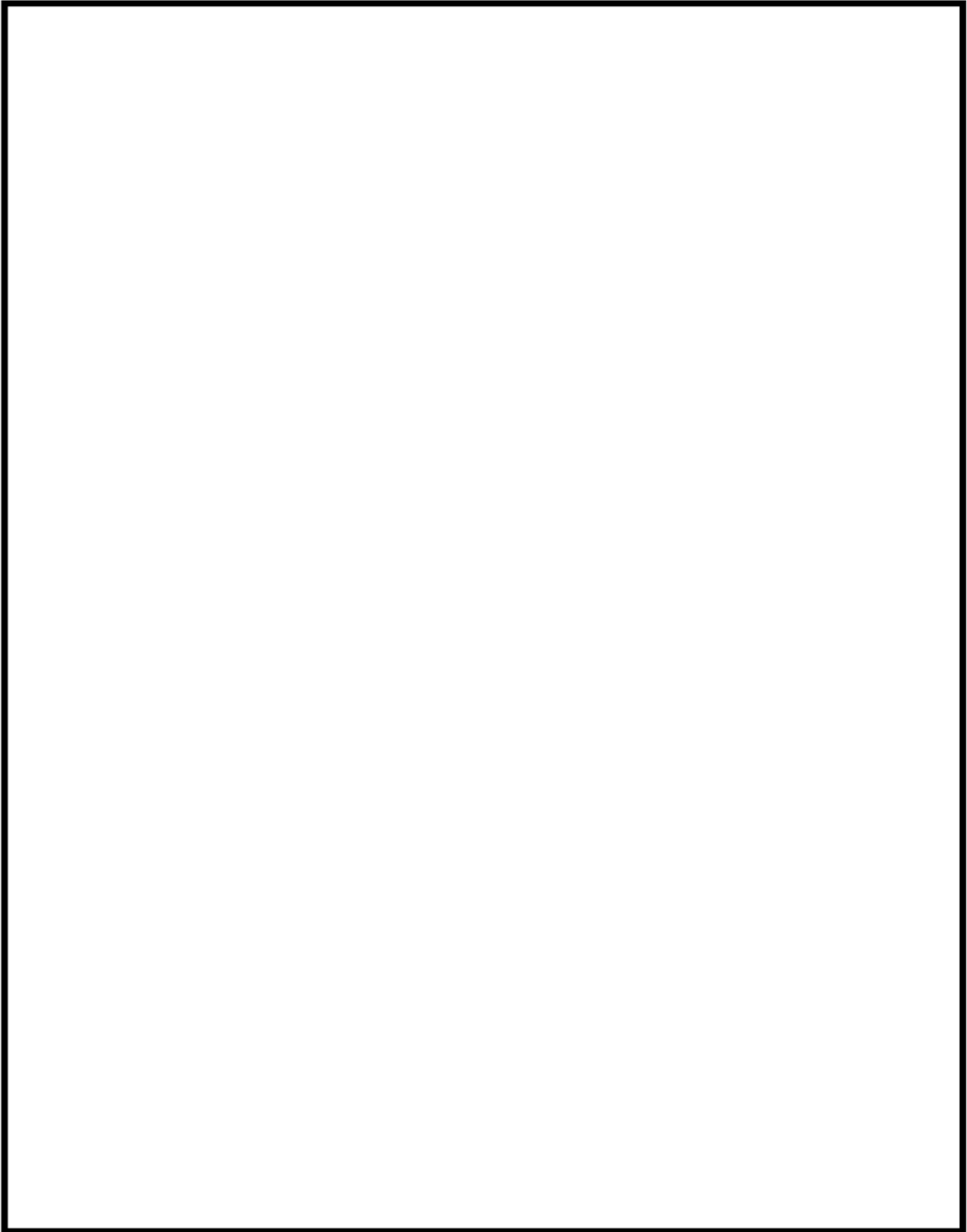


図 12 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

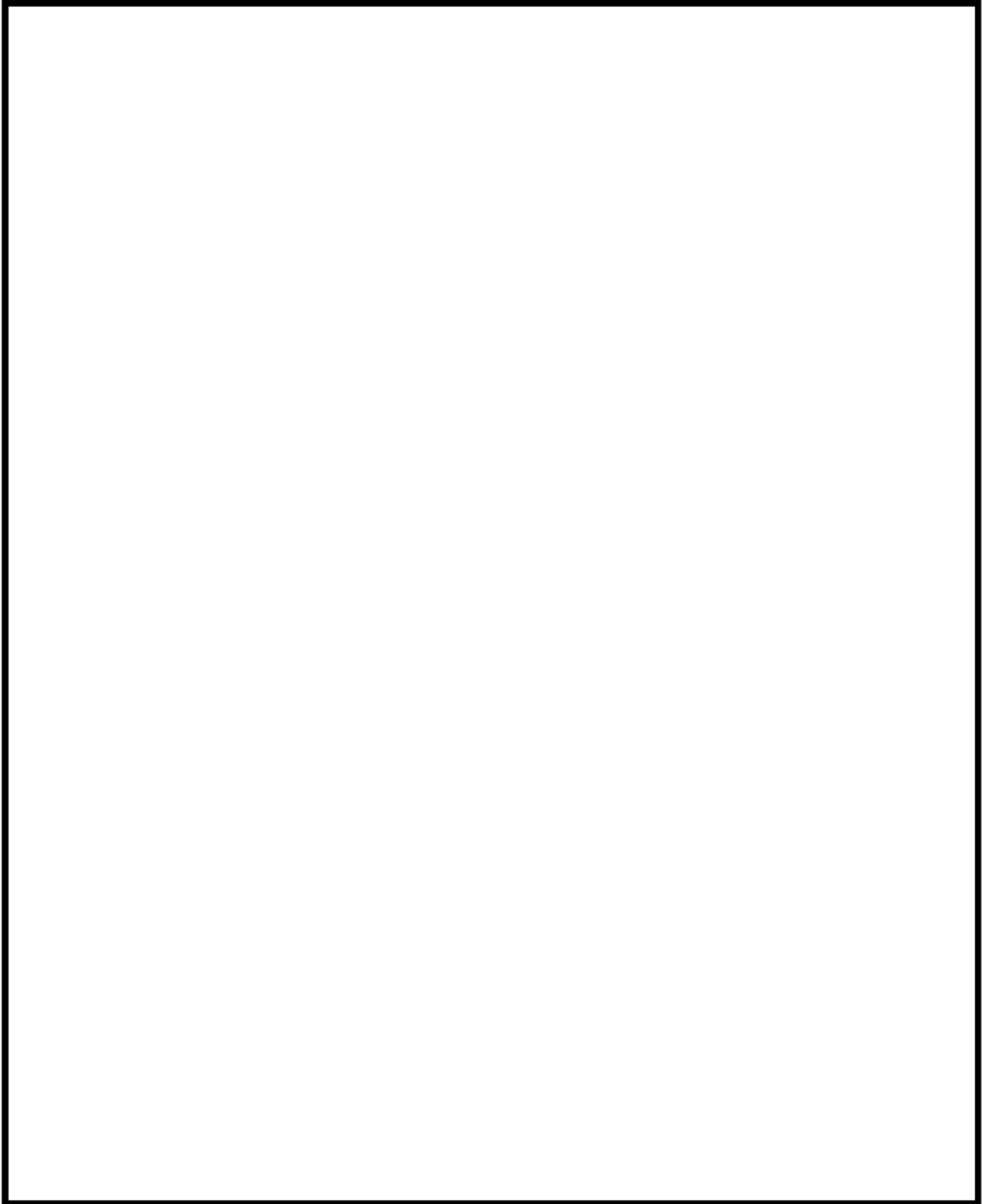


図 13 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地上3階)

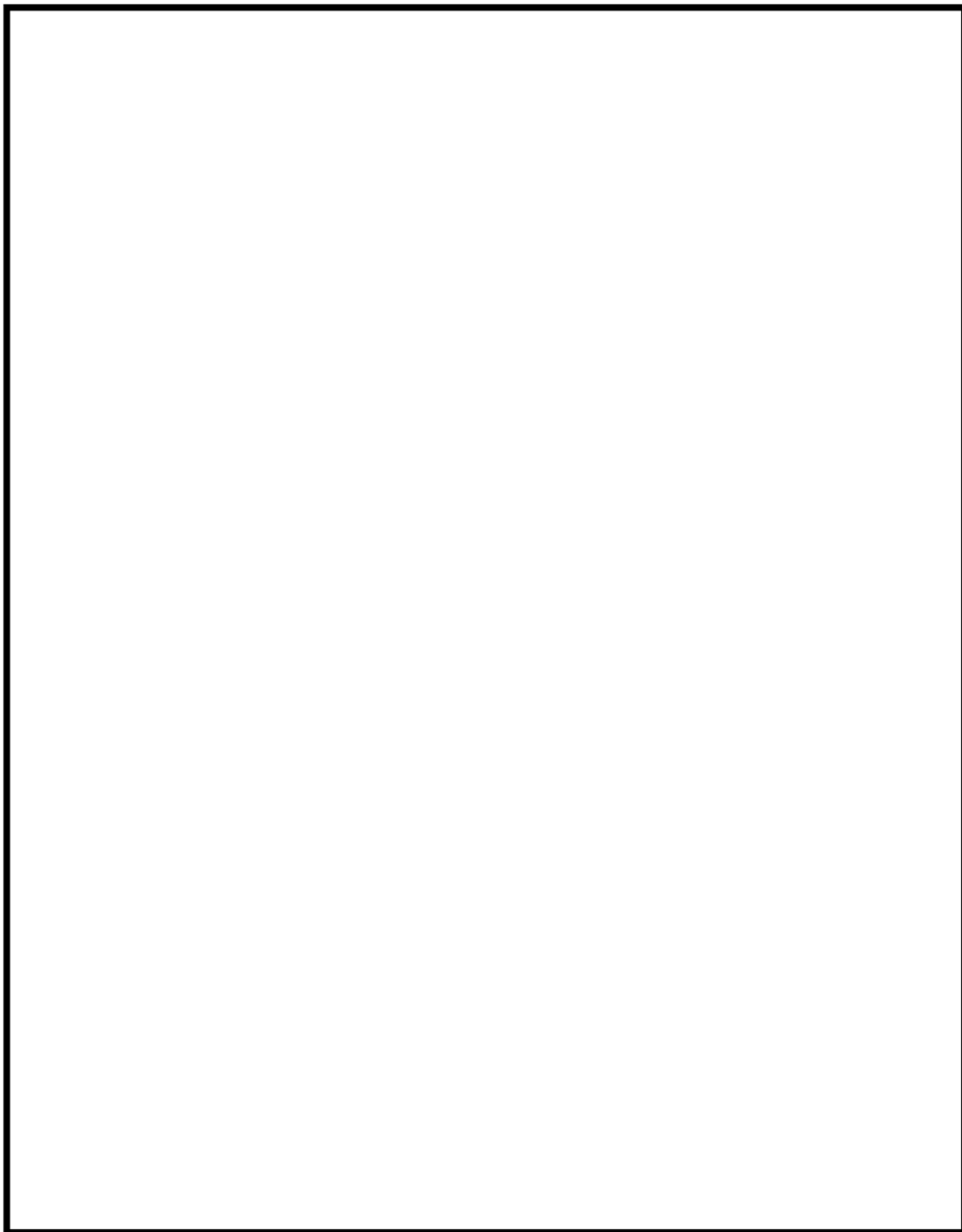


図 14 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び  
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下3階）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

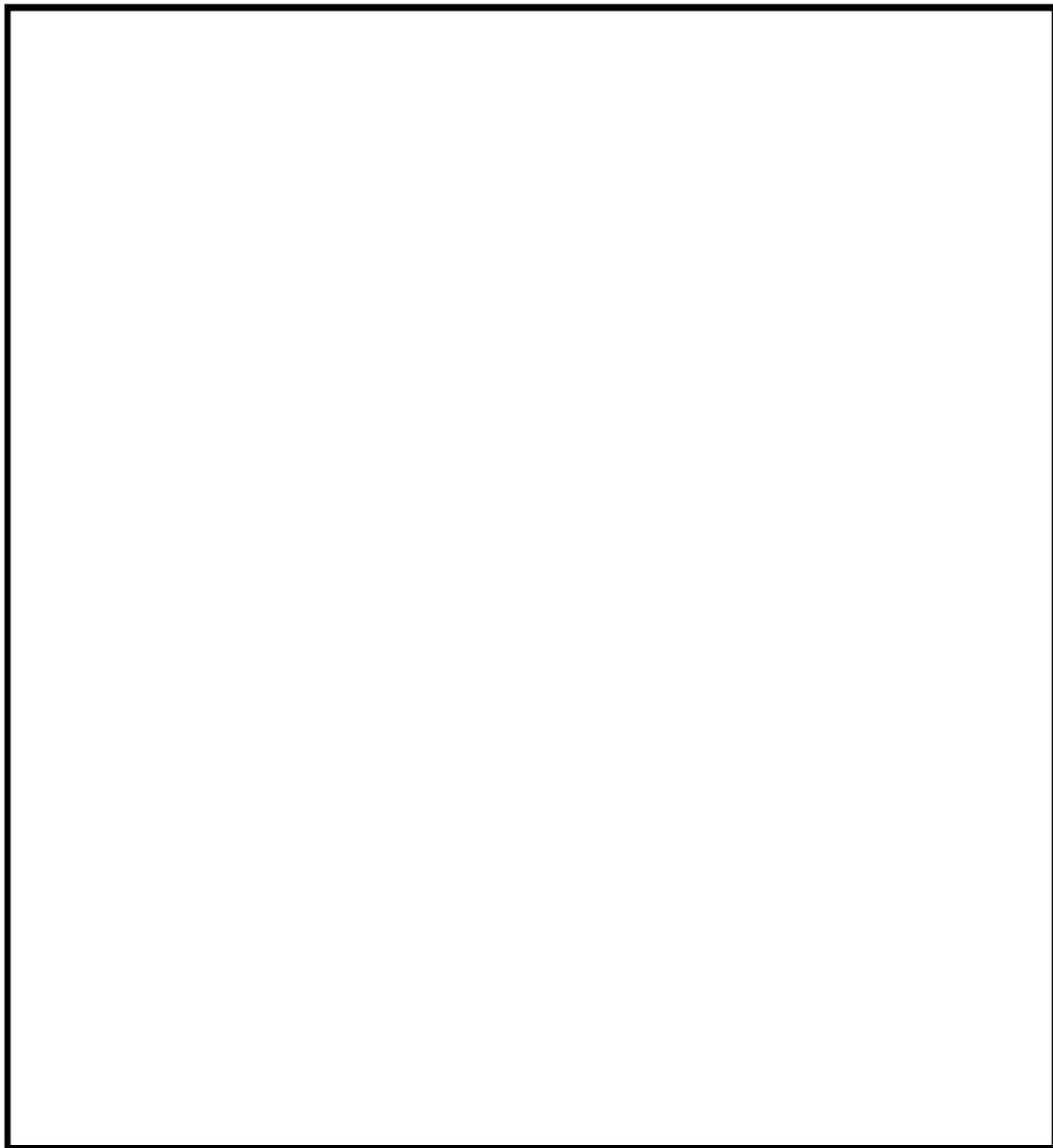


図 15 ATWS 緩和設備の配置図  
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-4  
系統図

凡例

	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
ARI	代替制御棒挿入機能
NE	常時防磁
ND	常時無防磁

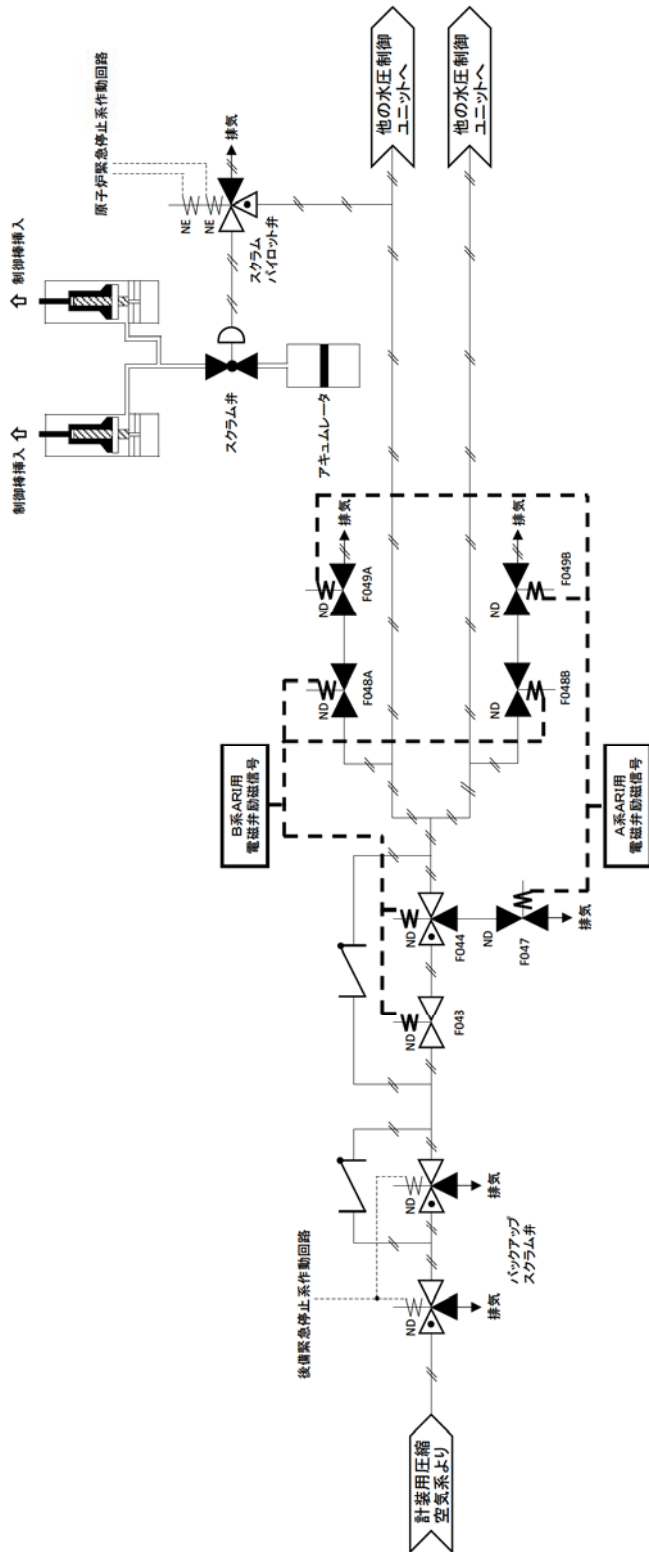
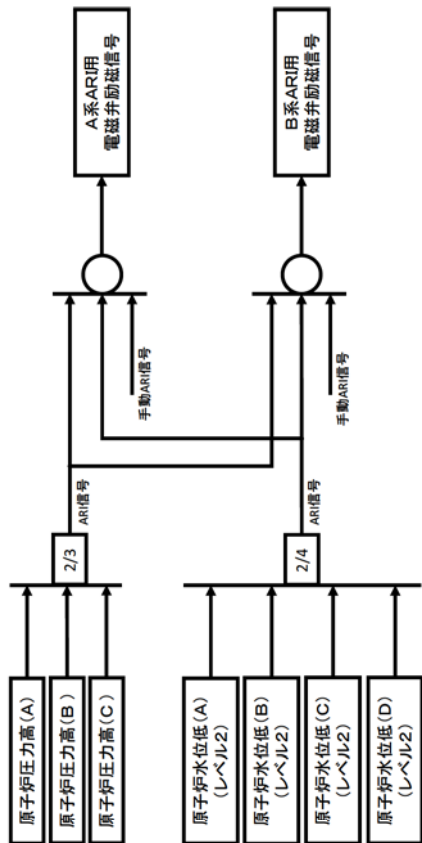


図 1 代替制御棒挿入機能の概念図

5例

RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット
	原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置
	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
TD	タイマー (6秒)
RIP-ASD	原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置
ATWS-RPT	代替冷却材再循環ポンプ・ トリップ機能

自動又は手動の信号にて、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の内、停止に必要な部位を動作させることで原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる。

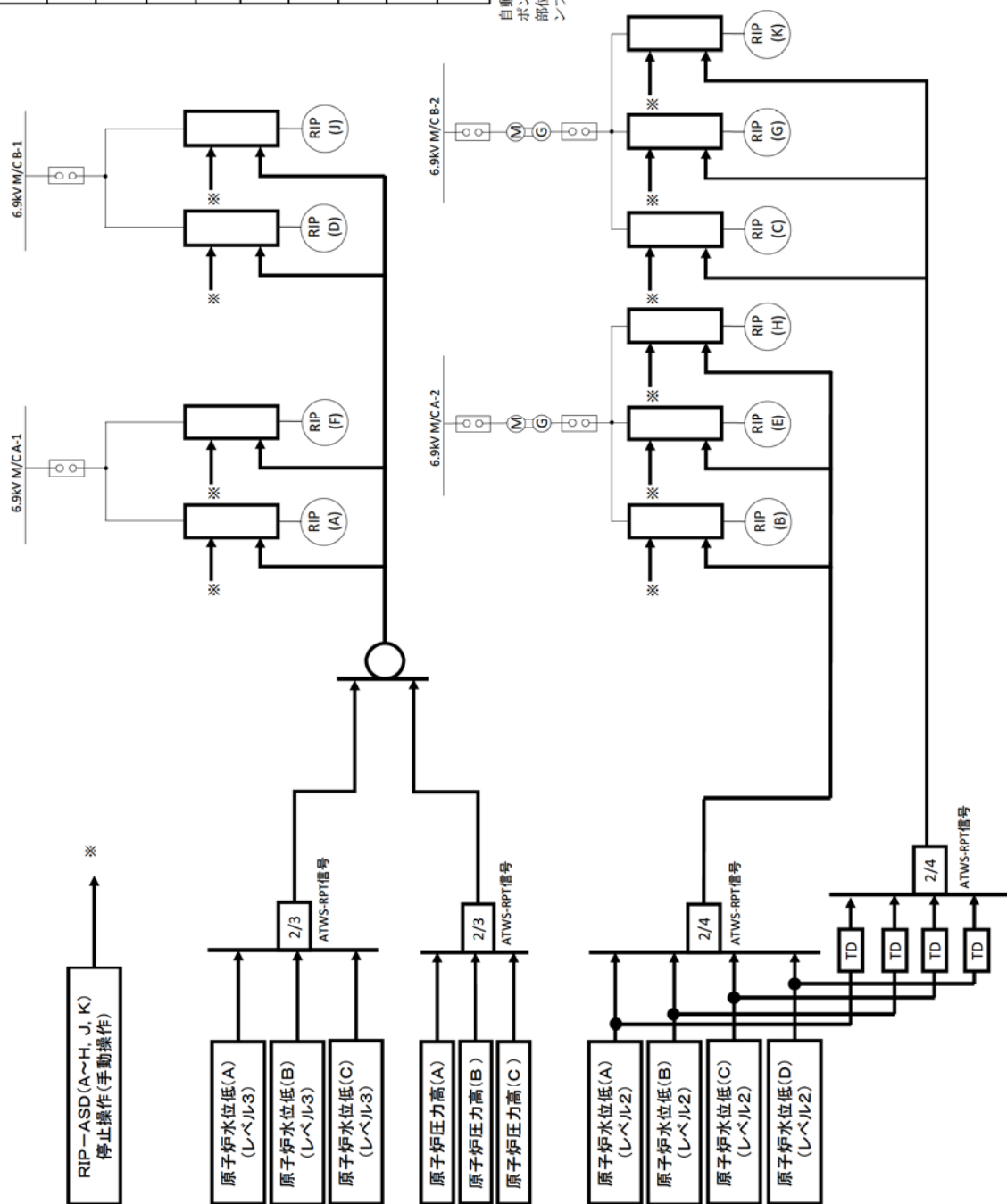


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図

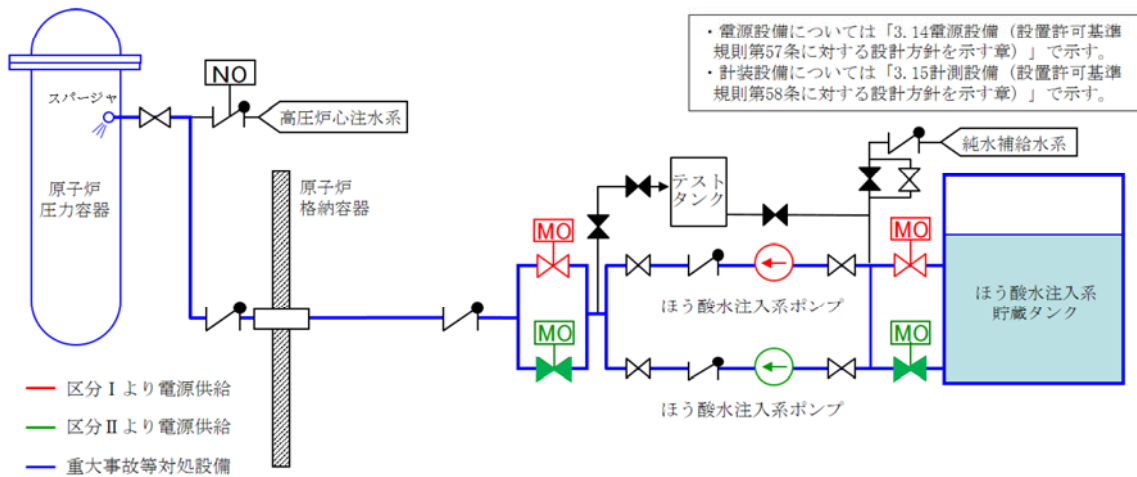


図3 ほう酸水注入系 系統概要図 (6号炉)

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

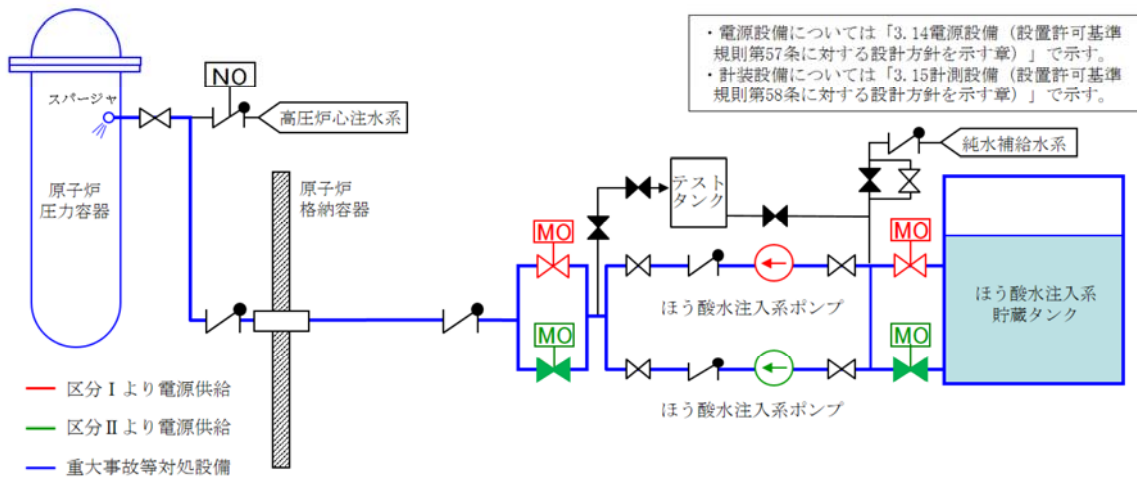


図4 ほう酸水注入系 系統概要図（7号炉）

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)		

44-5  
試験及び検査

代替制御棒挿入機能の試験・検査

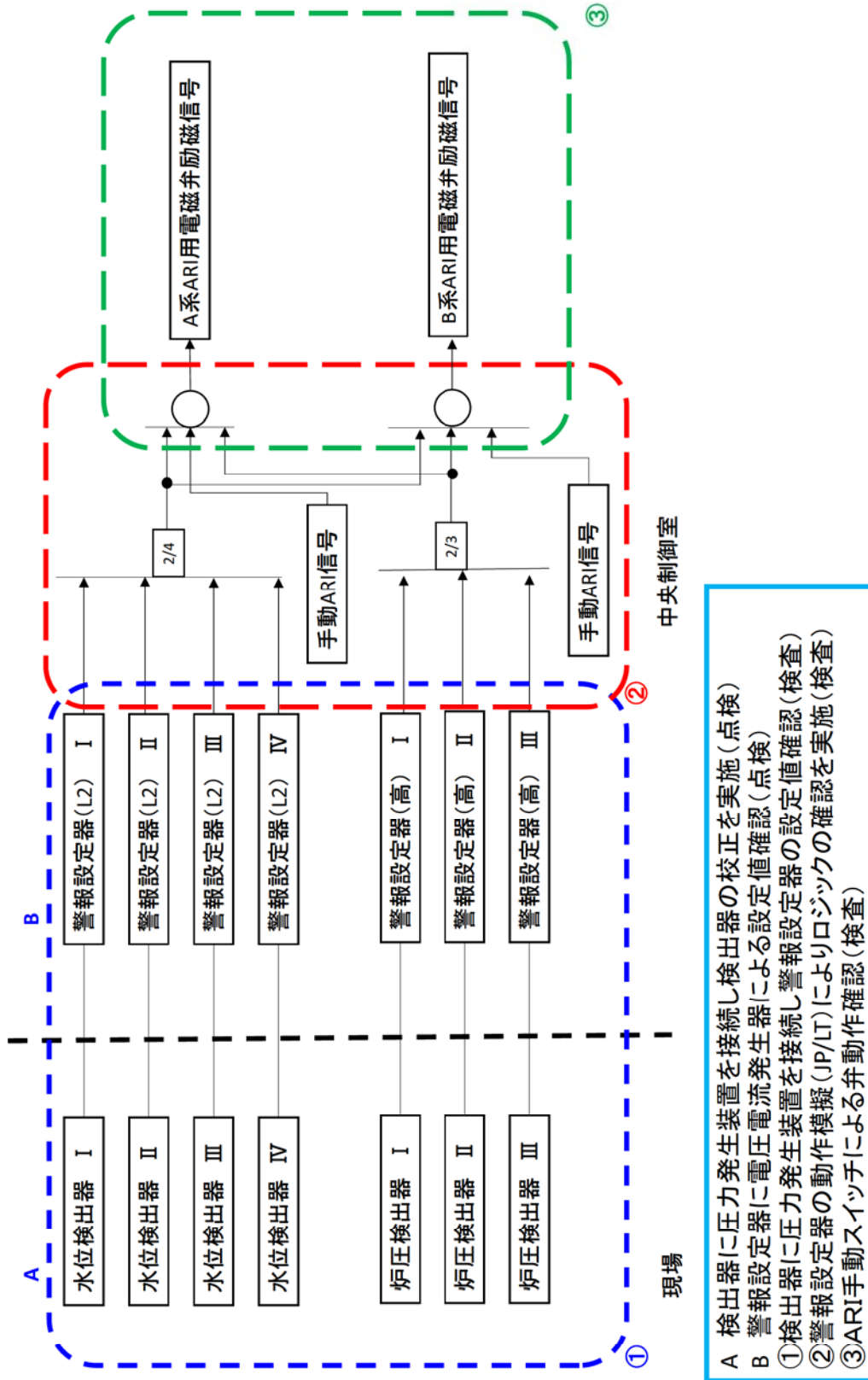


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査



代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査

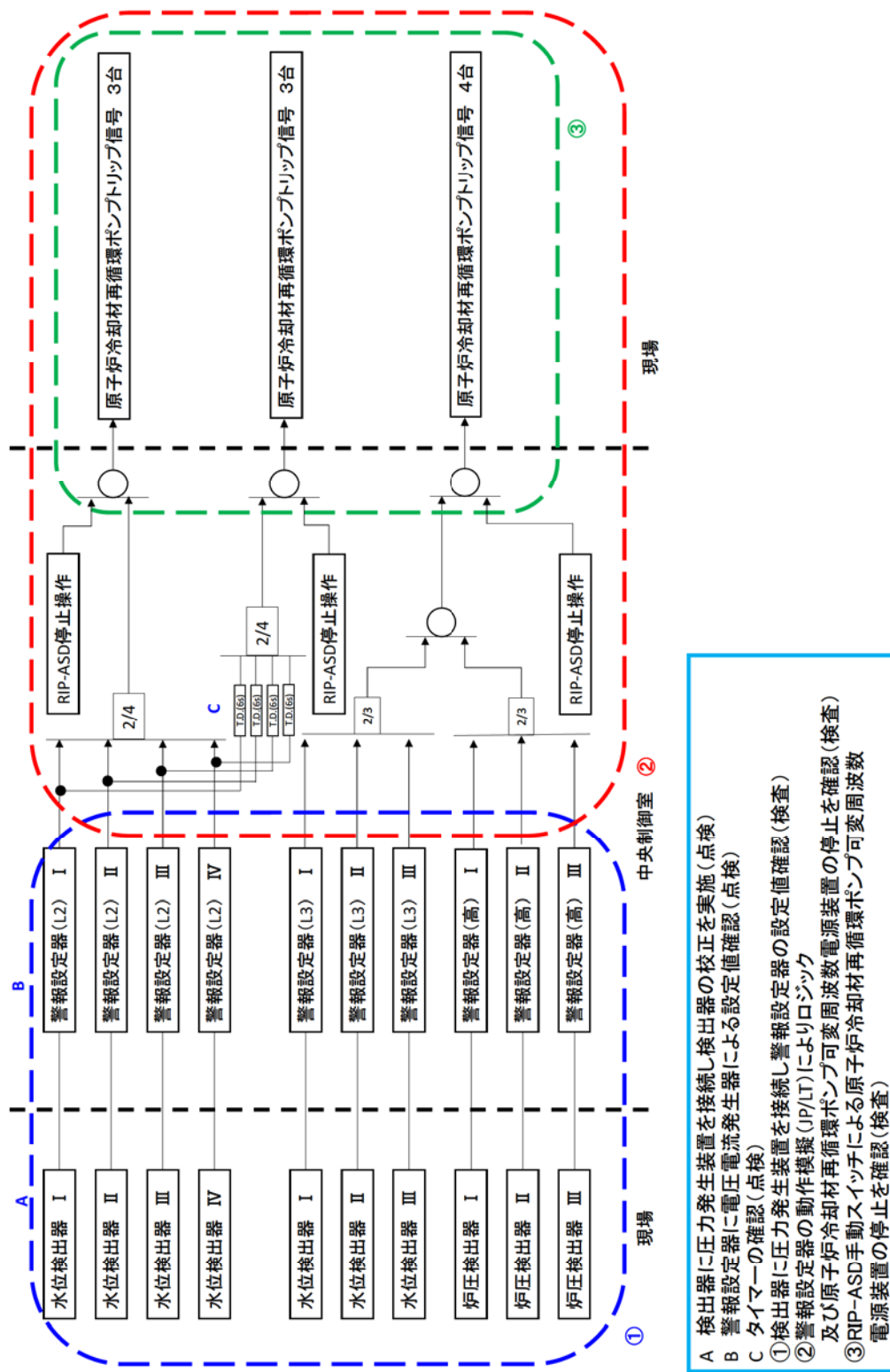


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

## ATWS 緩和設備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、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（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、ATWS緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験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、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

### 2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

#### 第十二条第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1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 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中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（定期検査時）に、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8-1	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あつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）に、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ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。
8-2	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つては、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。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、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。
8-3	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（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。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

### 3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度\*は、  
と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

\*44-9 参考資料1参照

以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（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。

表2 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔(C)樹脂ストレーナ	3	開放点検	78M	—	定検停止中
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	78M	—	定検停止中
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	78M	—	定検停止中
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	78M	—	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	104M	—	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	104M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	78M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	52M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	13M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	52M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	13M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	52M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	13M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
復水貯蔵槽	1	開放点検	130M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	—	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1C 又は13M	—	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	—	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本(全数)	1	分解点検	130M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABRR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース 205個(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動機構分解検査 (ABRR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本(全数)	1	分解点検	130M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	—	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中

表 3 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台 (全数)	1	分解点検	130 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	フィルタ (パージ水用) 103基	2	開放点検	13 M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基 (全数)	1	分解点検	130 M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65 M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1 C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1 C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ (SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ (LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個 (炉心流量分)	A,1	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個 (上記以外)	1	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ (SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ (APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置 (MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1 C 又は 13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (プロセス計装)	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : 制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)  
要領書番号 : K6-10-35-B-R-1

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査  
要領書番号 : K6-10-33-A-燃

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）  
要領書番号：K6-10-115-C-R1



東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査  
要領書番号：K6-10-37-B-運

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：ほう酸水注入系ポンプ検査  
要領書番号：K6-8-116-3C-R

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

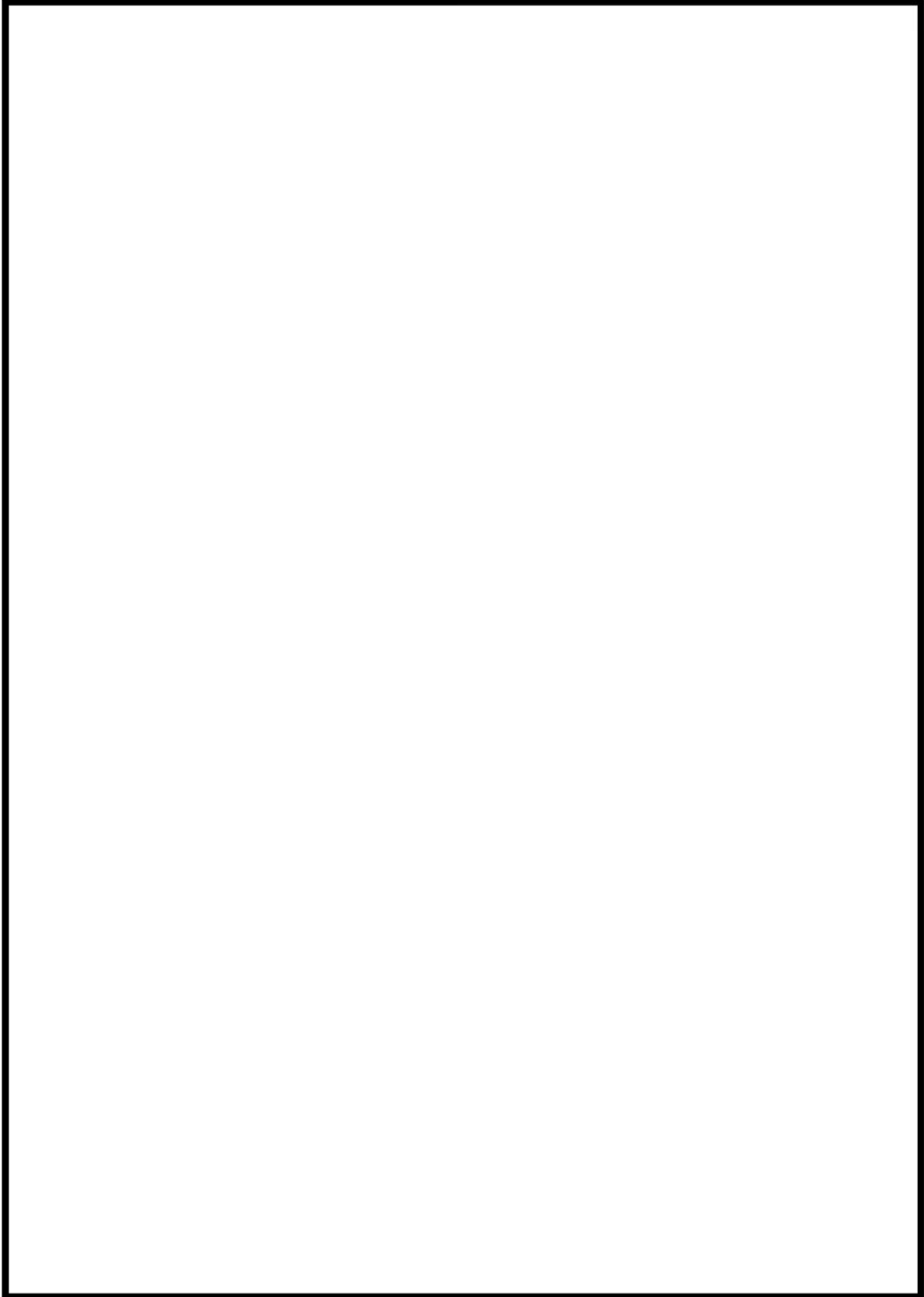


図 3 制御棒駆動機構 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

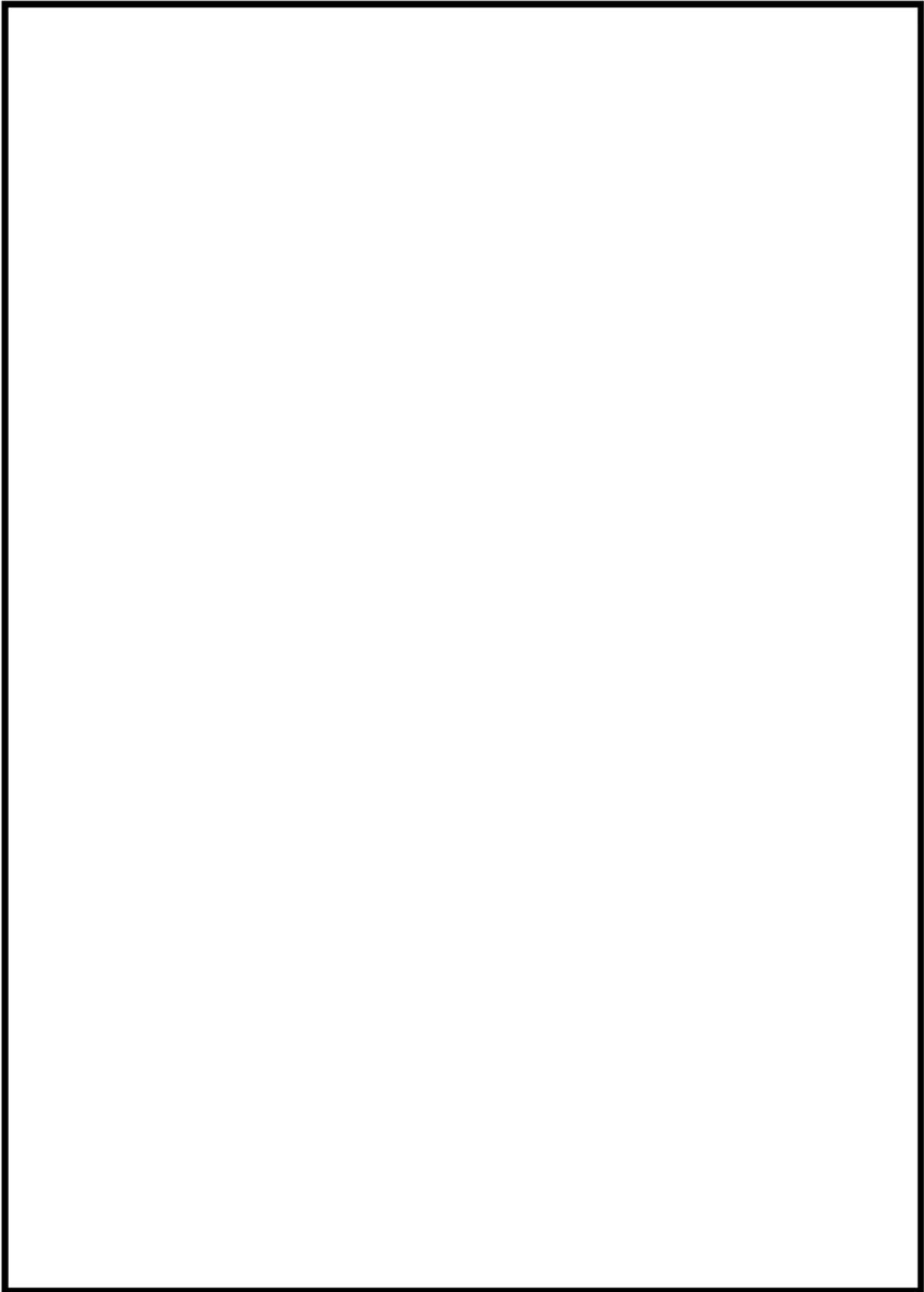


図 4 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表 4 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術					
	復水脱塩塔(C)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中					
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中					
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中					
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中					
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中					
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中					
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中					
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中					
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)					
							機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中	
							簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中	
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	5.2M	-	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)				
								機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
								簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	5.2M	-	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)				
								機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
								簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7.8M	-	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)				
								機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M	-	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)				
								機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M	-	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)				
								機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
復水貯蔵槽	1	開放点検		13.0M	-	定検停止中					
制御棒	制御棒	A	外観点検 ※	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中					
			取替	照射量による	-	定検停止中					
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中					
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1C 又は1.3M	-	定検停止中					
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	-	定検停止中					

※外観点検については、「照射量による」以外の条件においても、必要に応じて実施する。  
本点検計画については、7号炉も同様の内容である。

表5 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台 (全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁 分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ (パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基 (全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインキユムレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ (SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ (LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個 (炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個 (上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ (SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ (APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置 (MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (プロセス計 装)	定検停止中

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

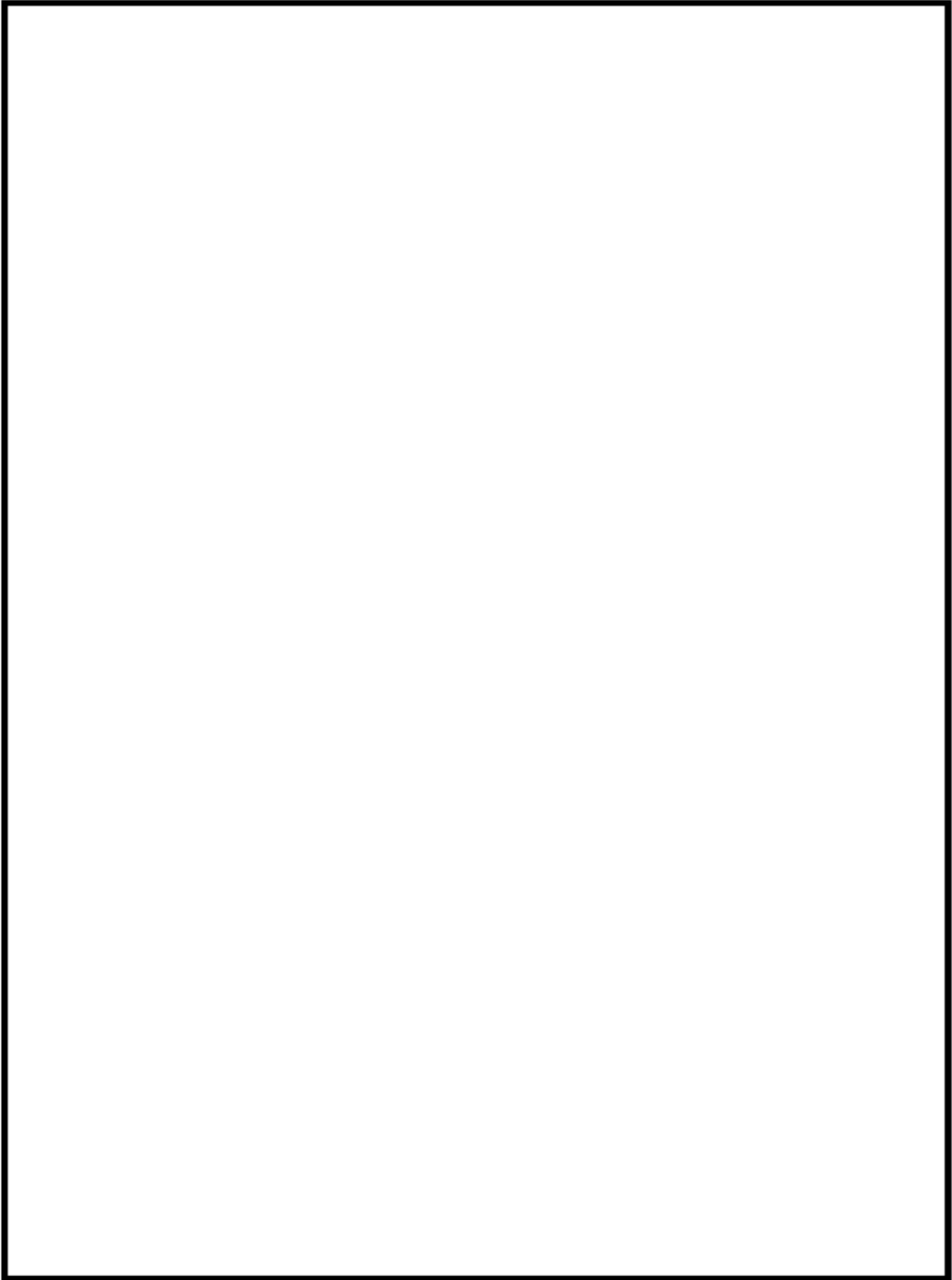


図 5 制御棒 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

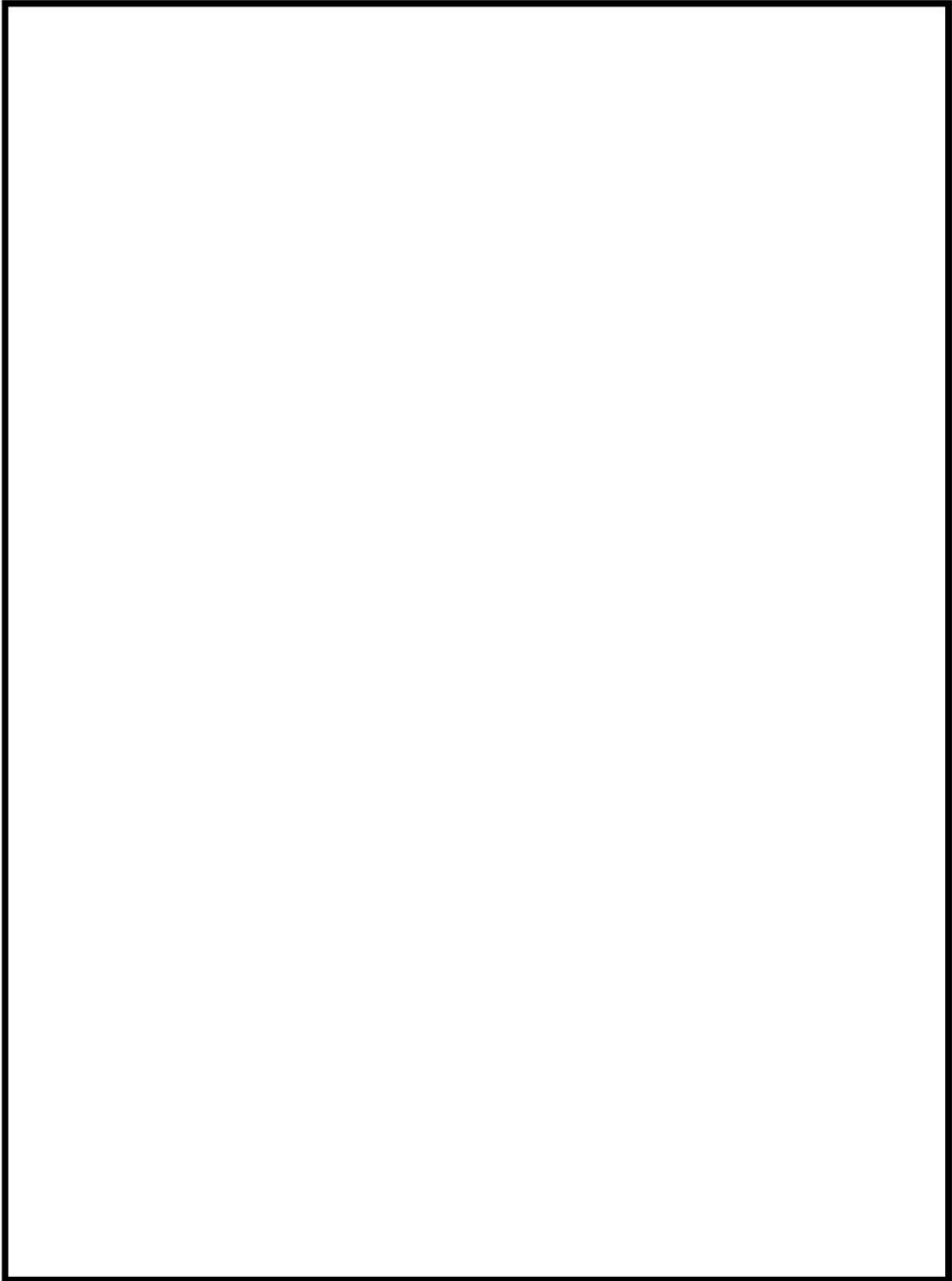


図 6 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図





図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

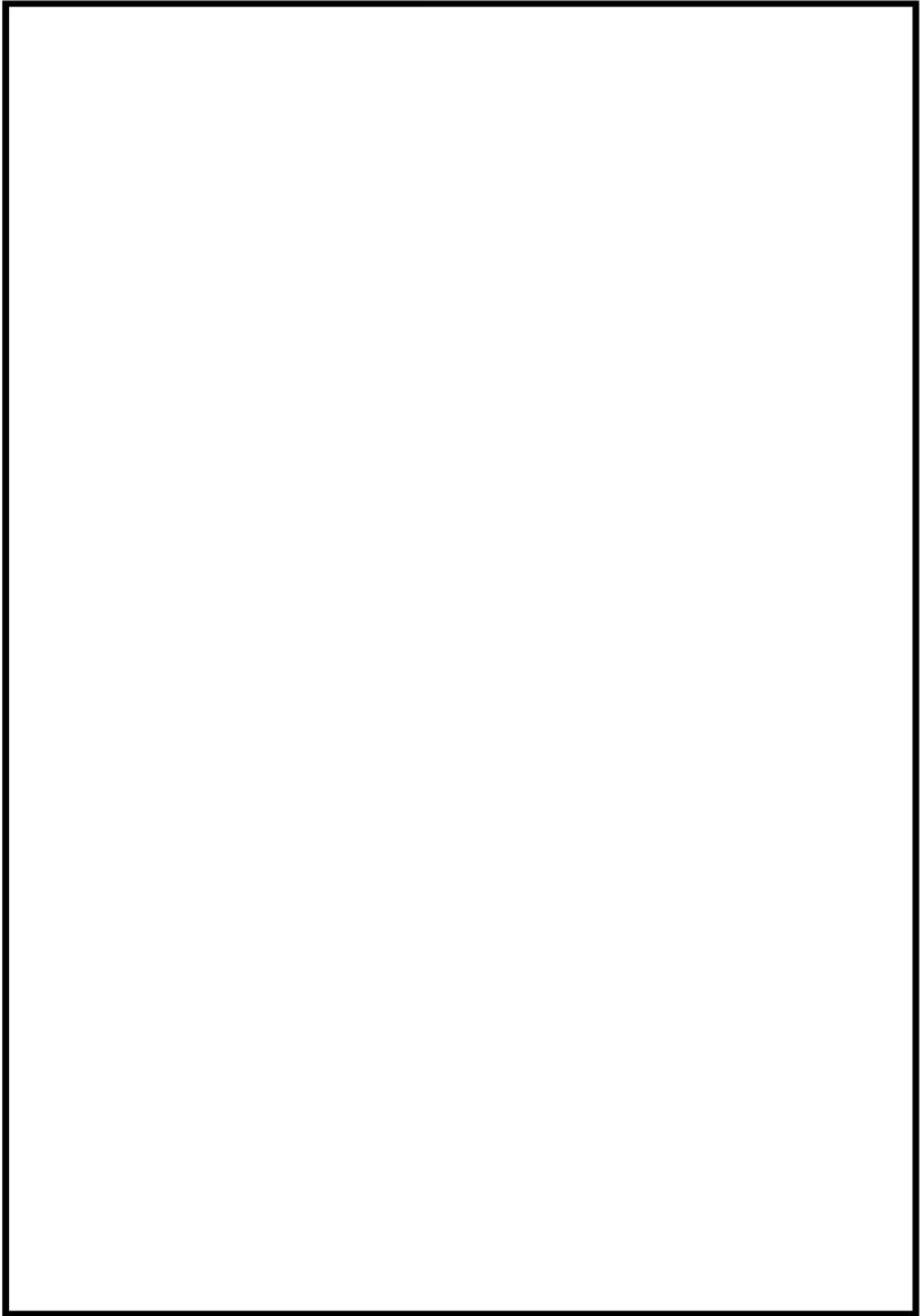


図 8 制御棒駆動系機能検査系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

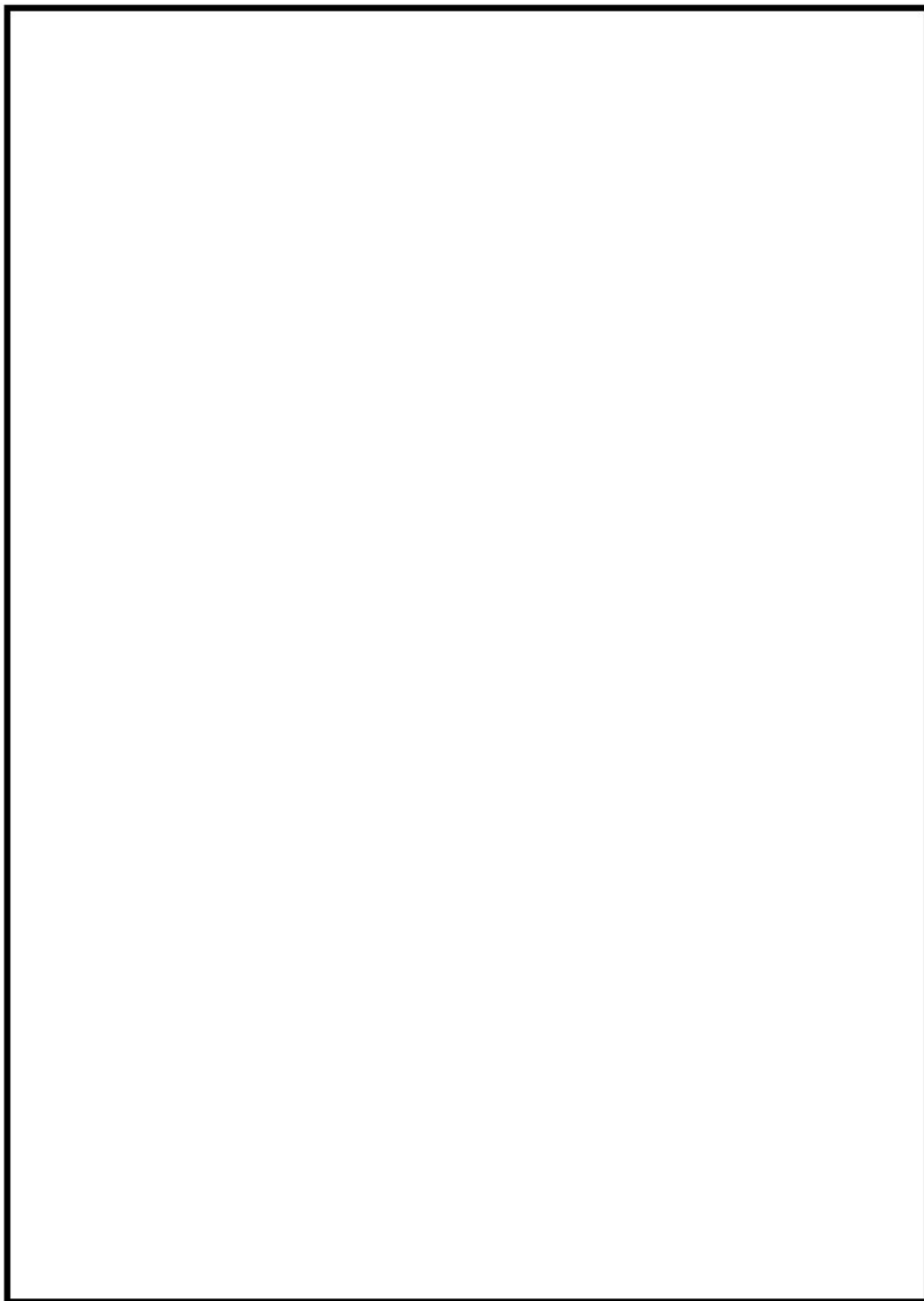


図9 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表 6 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器 (C)	3	開放点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
機能・性能試験			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	-	定検停止中	
新調棒	新調棒	A	外観点検 (ボロンカーバイト型)	照射量 による	-	定検停止中
			外観点検 (ハフニウムフラット チューブ型)	1 C	-	定検停止中
			取替	照射量 による	-	定検停止中
選択新調棒挿入	選択新調棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択新調棒挿入機能検査	定検停止中
	代替新調棒挿入機能計装 1式	B, C, 1	特性試験	1 C 又は 1 3 M	-	定検停止中
	代替新調棒挿入機能用電磁弁 1式	A	機能・性能試験	1 C	-	定検停止中
新調棒駆動機構	新調棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	新調棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	新調棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	新調棒駆動機構機能検査	定検停止中
	新調棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	新調棒駆動機構分解検査 (ADR)	定検停止中
			分解点検	1 3 0 M (25%)	新調棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
新調棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	新調棒駆動機構分解検査 (ADR)	定検停止中	

表7 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実装数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動機構電動機 205台(全般)	2	分解点検	130M	-	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本(全般)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全般)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	フィルタ(バージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全般)	1	分解点検	130M	-	定検停止中
	充填水ラインアクチュエータ	3	漏えい試験	65M	-	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	-	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(伊心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR）  
要領書番号：K7-10-35-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査  
要領書番号 : K7-10-33-A-燃

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）  
要領書番号：K7-10-115-C-R1



東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査  
要領書番号：K7-10-37-B-運

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査  
要領書番号 : K7-8-116-3C-R

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

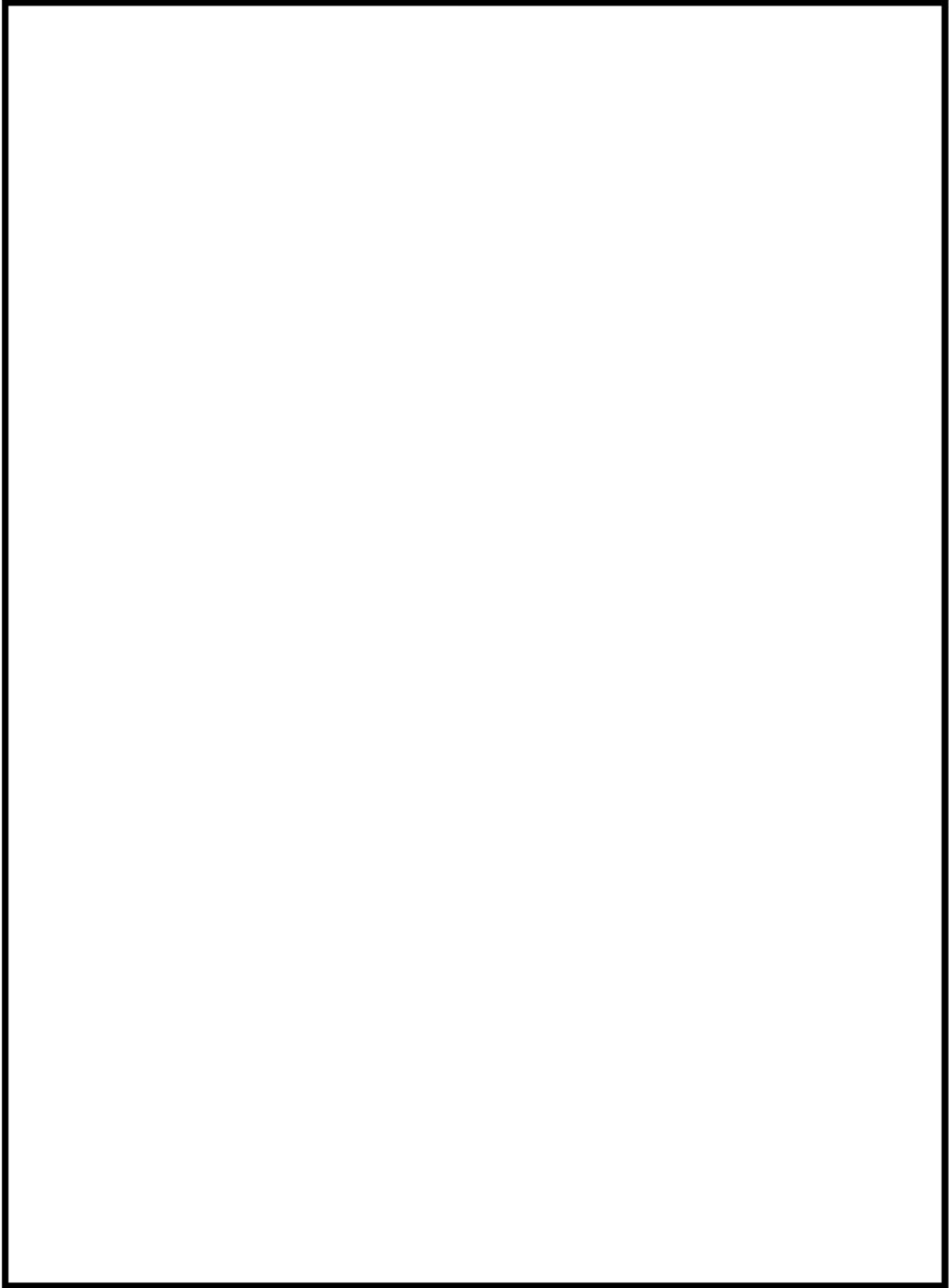


図 10 制御棒駆動機構 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

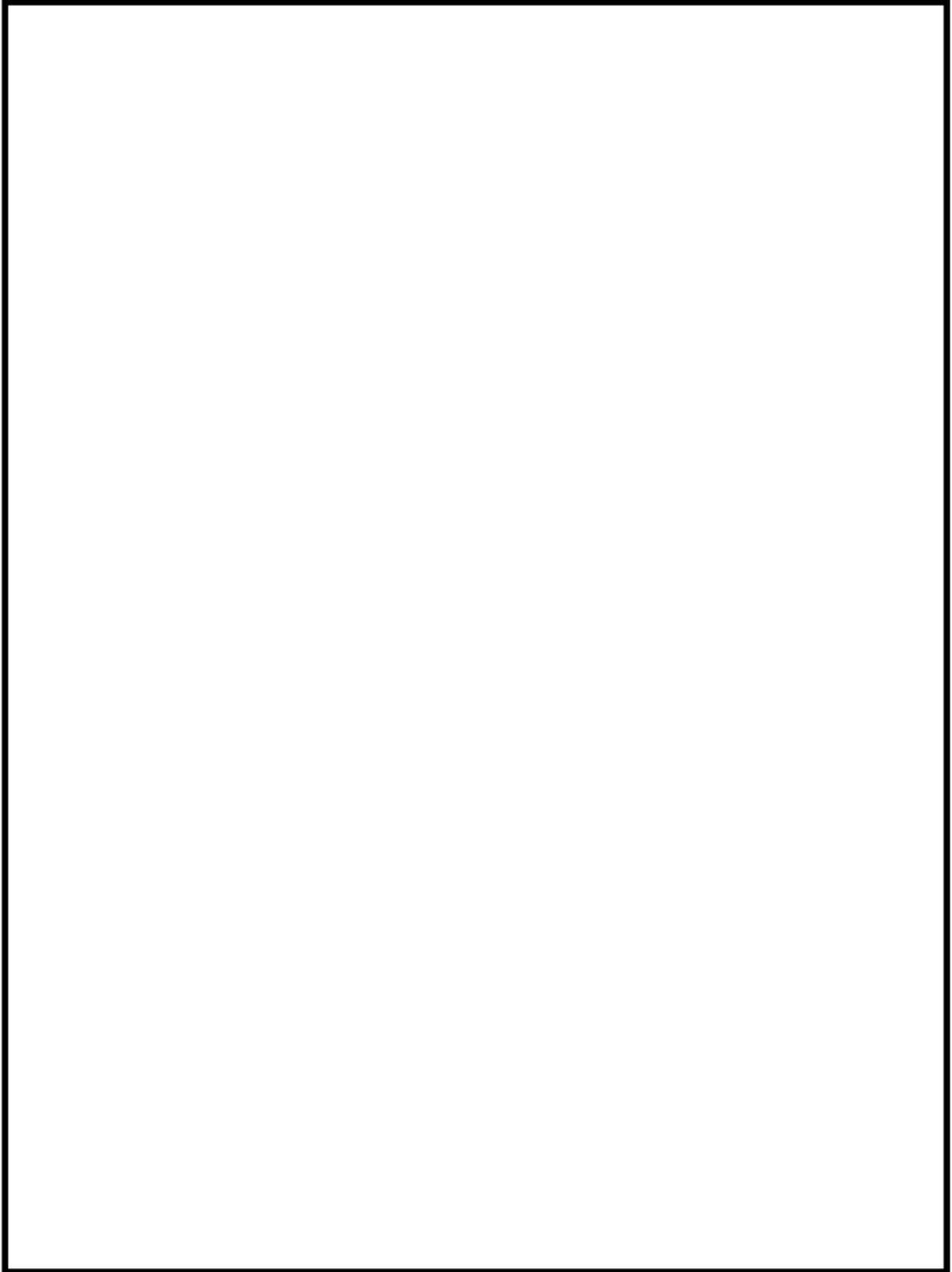


図 11 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表 8 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	-	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中
	充填水ラインキユムレータ	3	漏えい試験	65M	-	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			検易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			検易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	検易点検	1C	-	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	検易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内費気モニタ 1式	1.3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

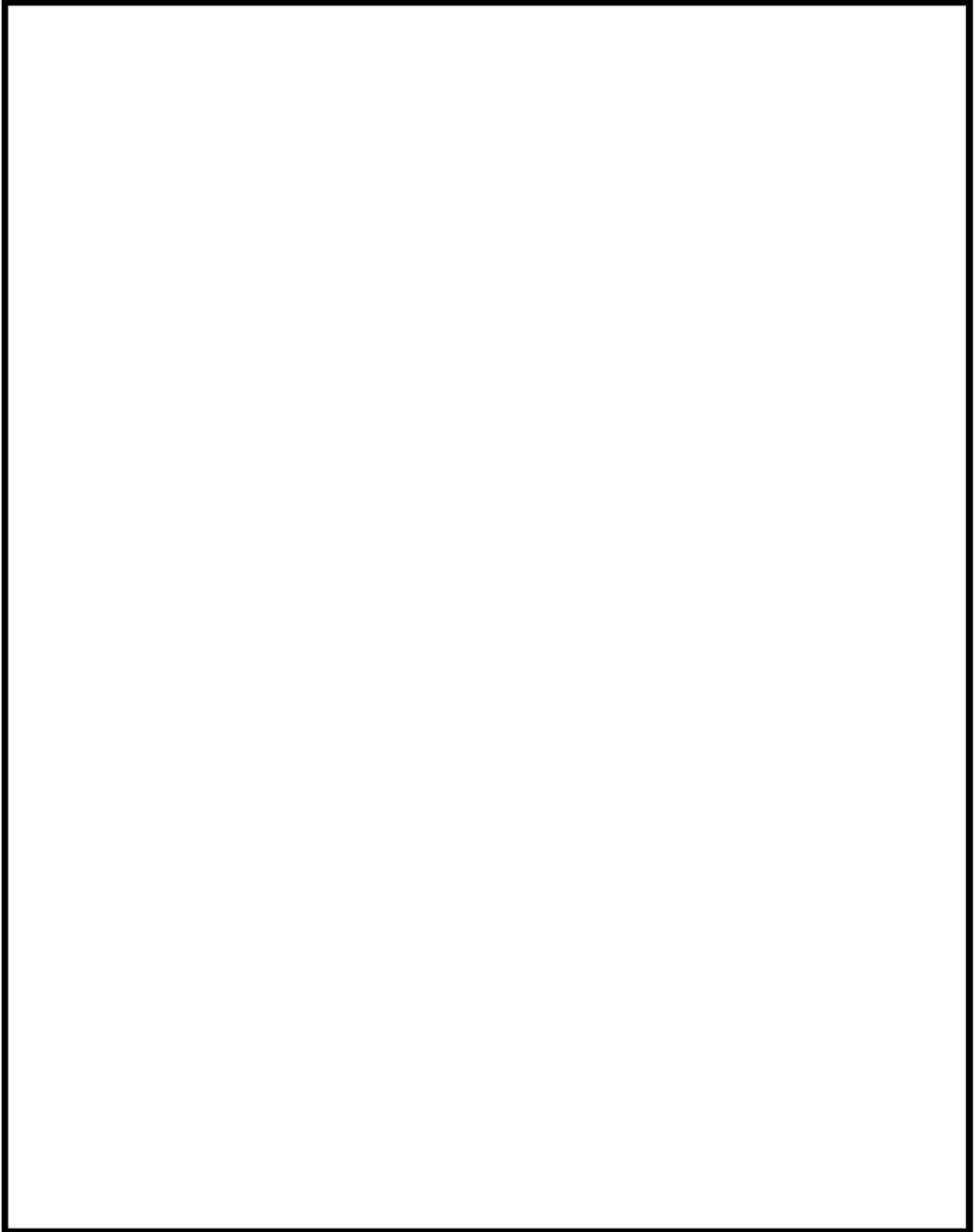


図 12 制御棒 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

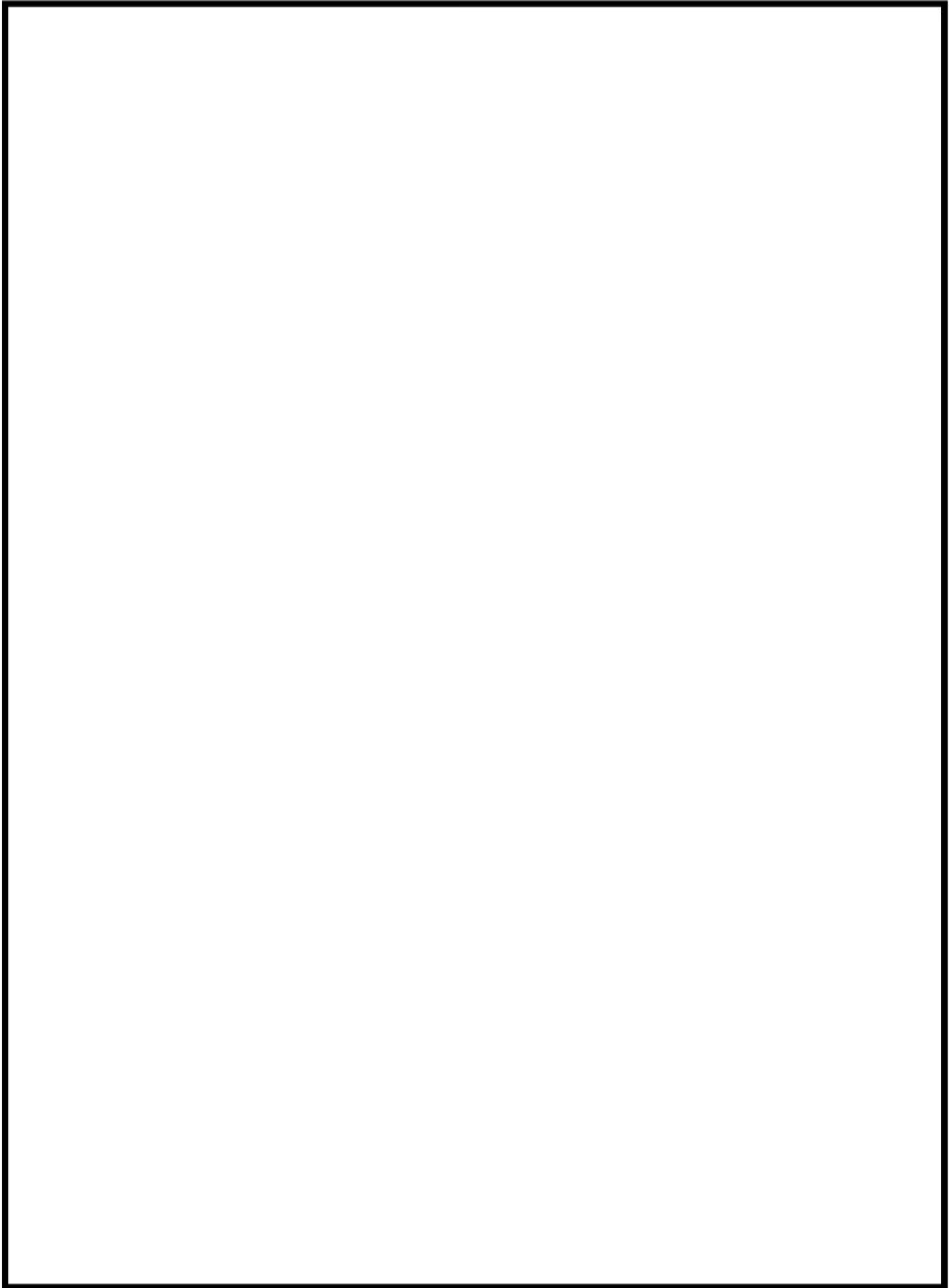


図 13 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

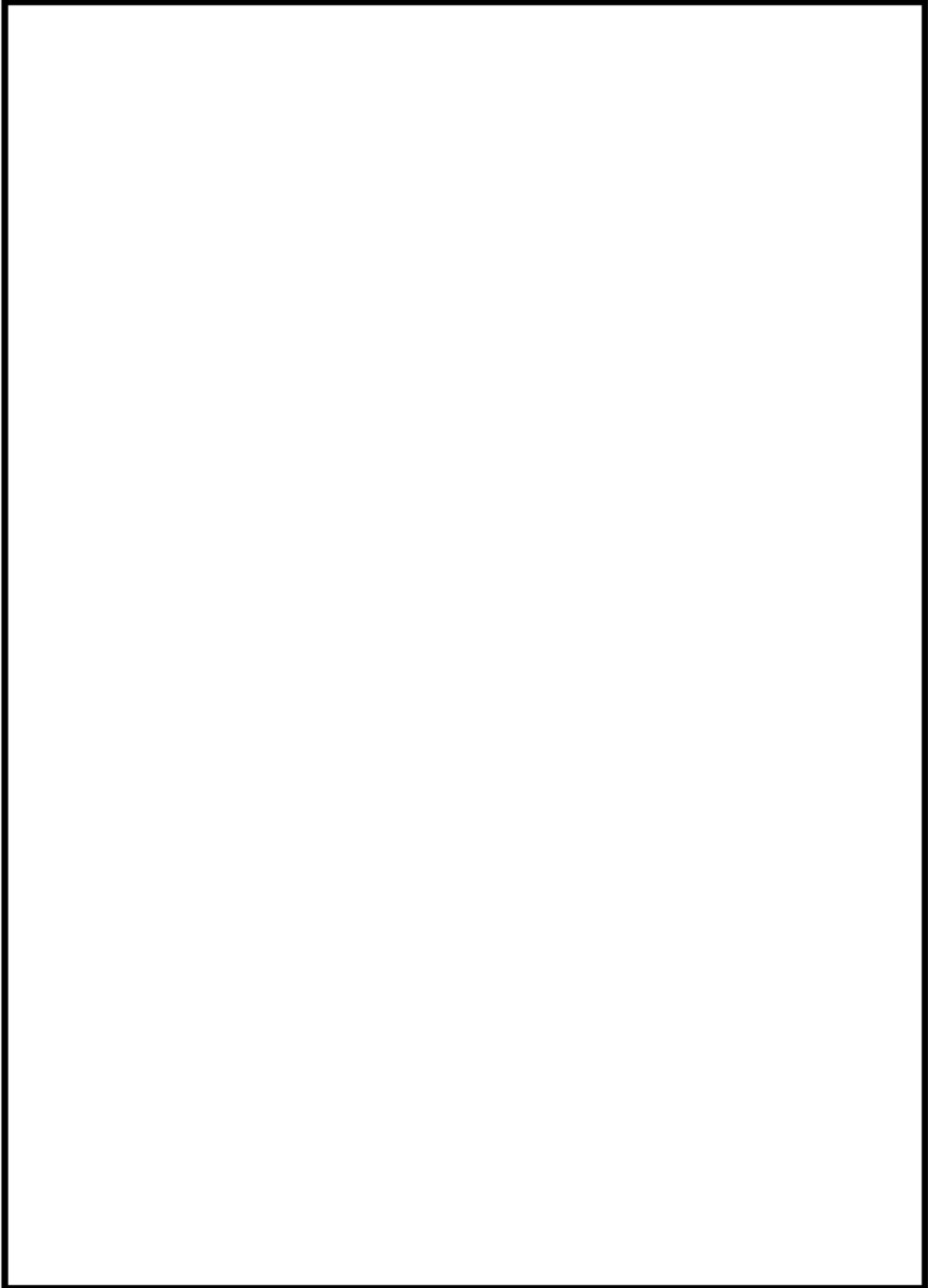


図 14 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

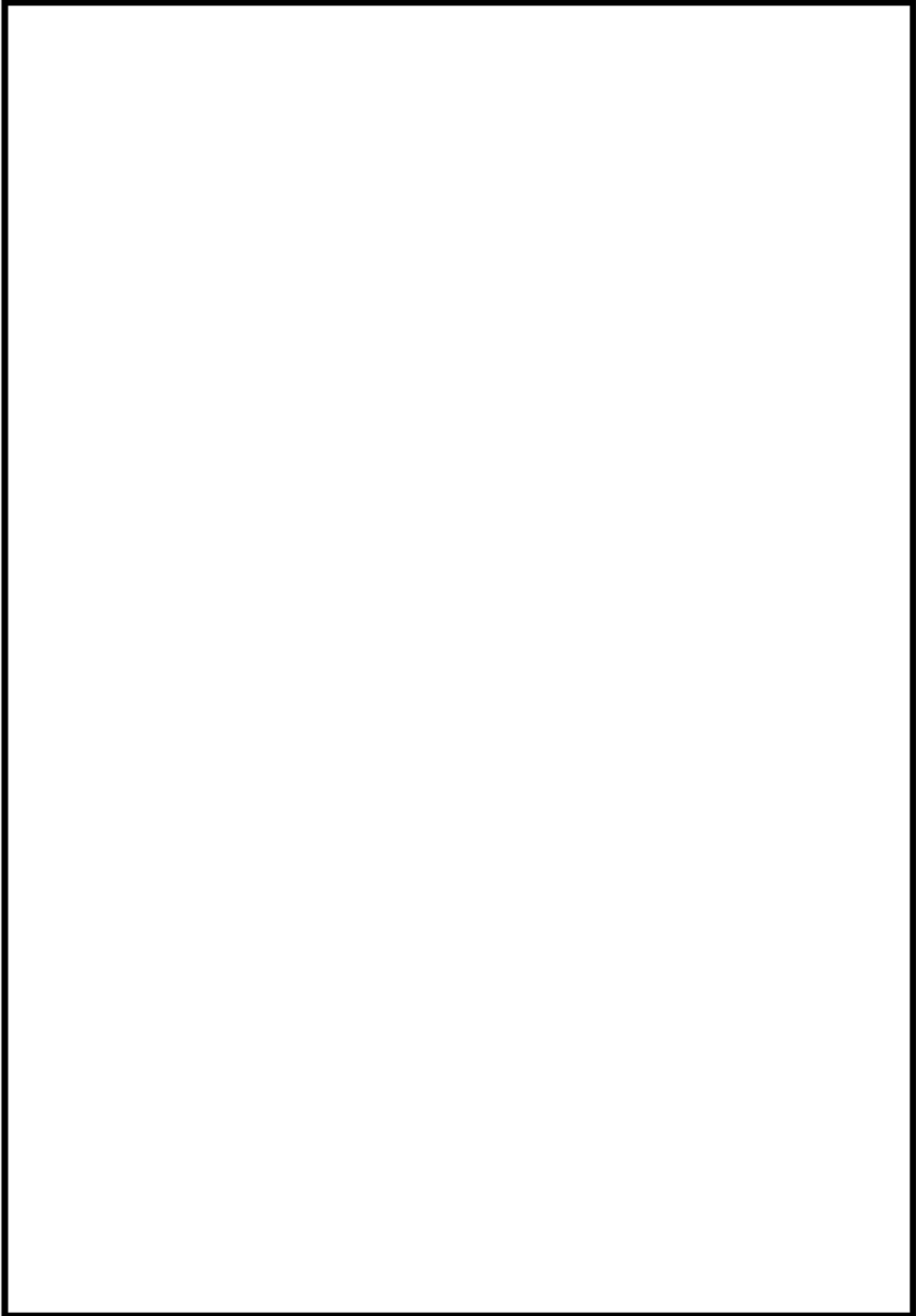


図 15 制御棒駆動系機能検査系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

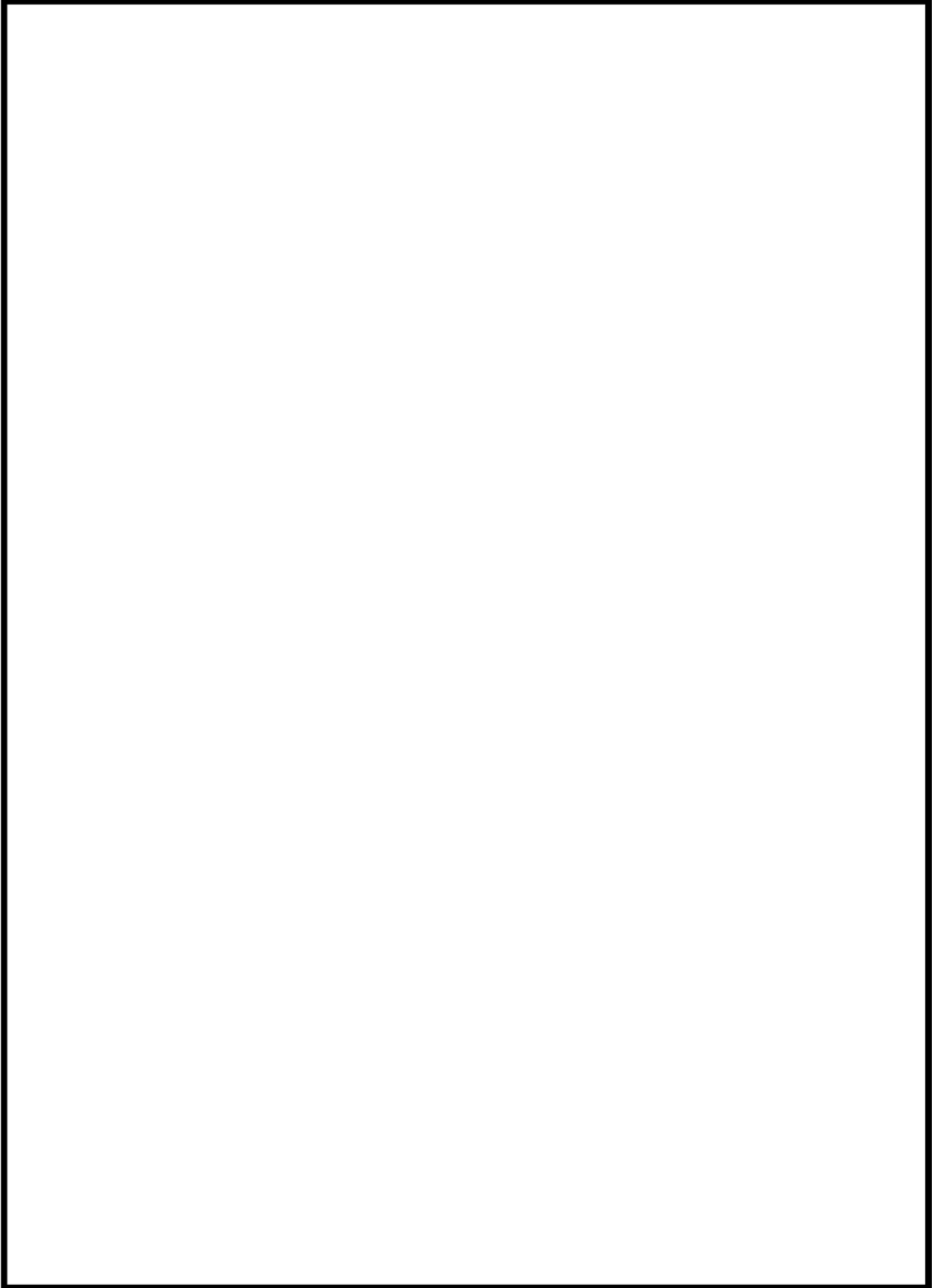


図 16 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6

容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

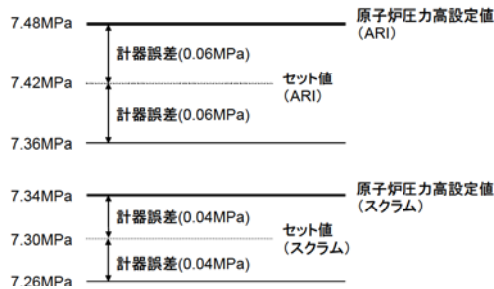
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能  
 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

【7号炉】

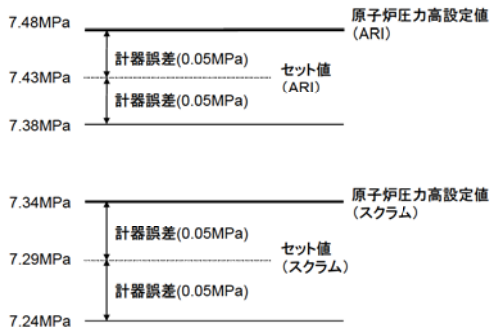


図 1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

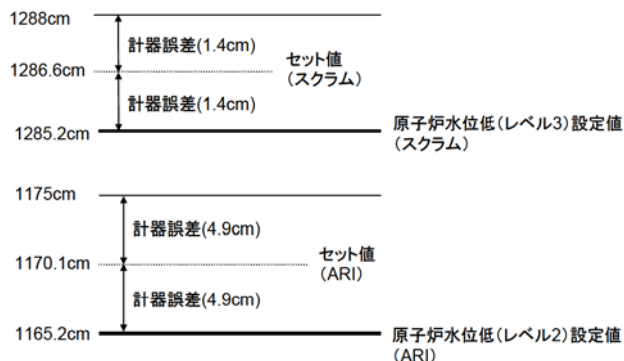
注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能  
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

【7号炉】

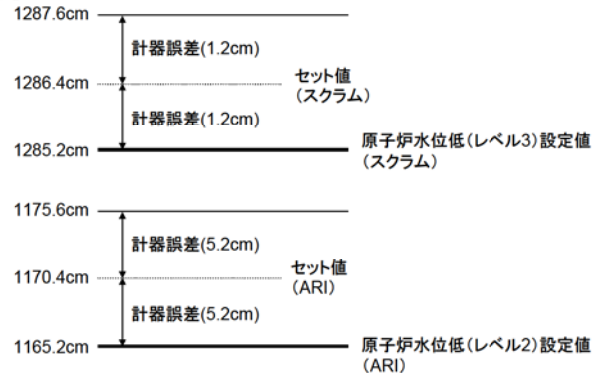


図 2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名 称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

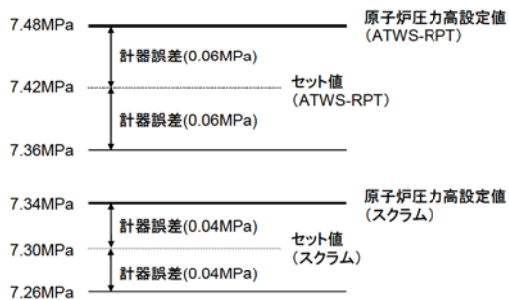
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa）を超えないようにする。

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能  
 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

【7号炉】

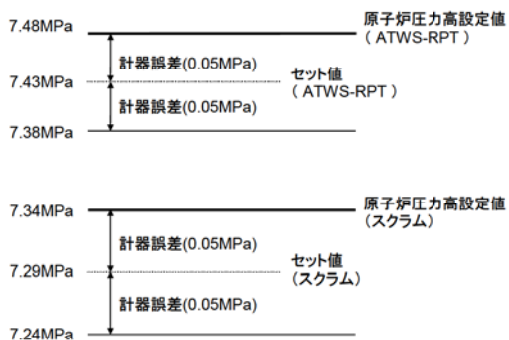


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 3)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせ，原子炉出力を低下させる。

<参考>

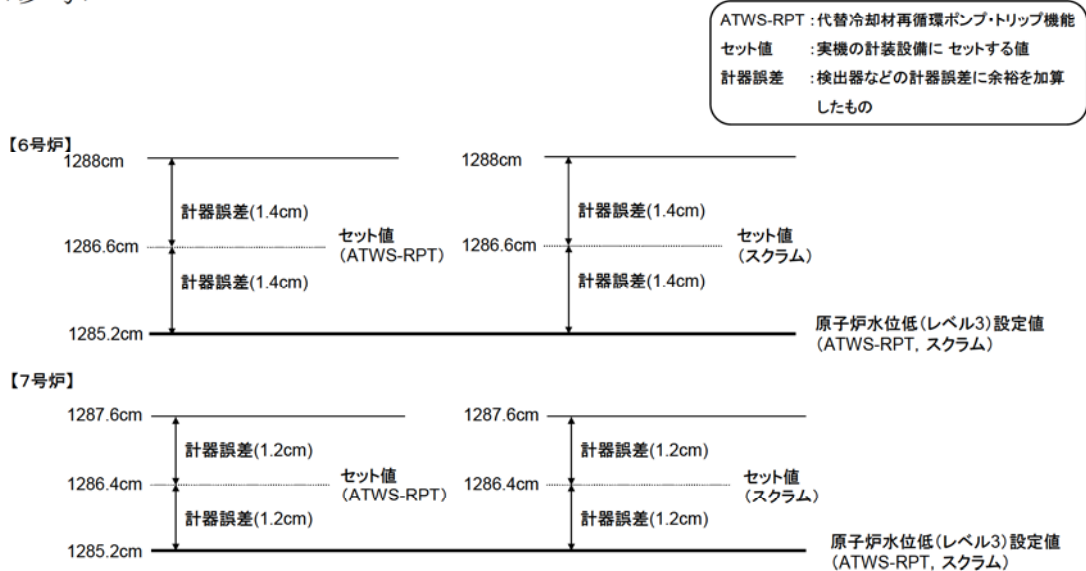


図 4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 2)
保護目的 / 機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。（原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。）

<参考>

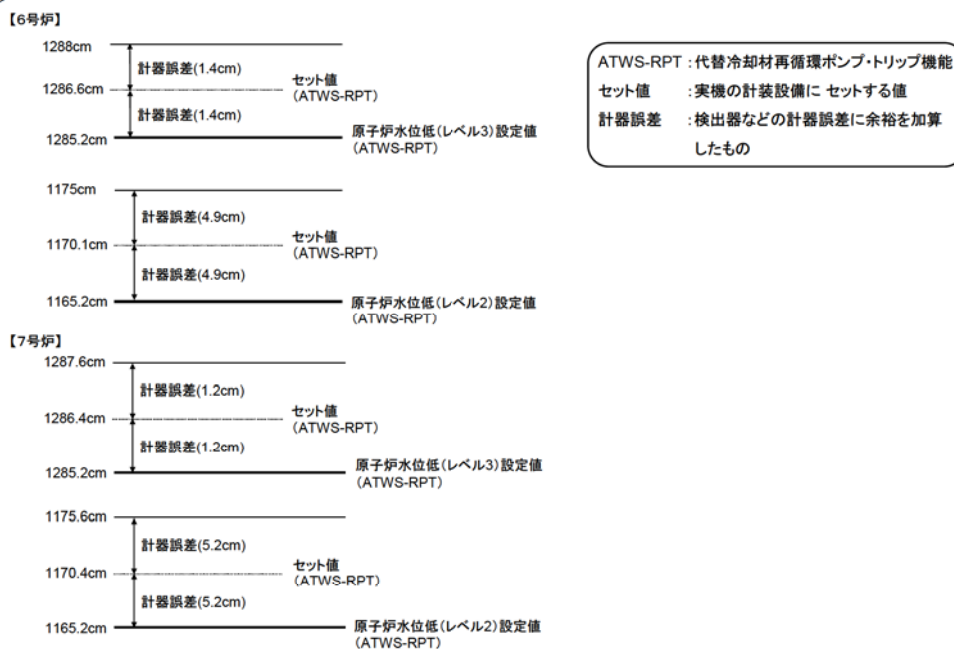


図 5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図



・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約 <input type="text"/> (注 1), (66(注 2)) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa [gage]	18.6MPa
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

【設 定 根 拠】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を供給するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

1. 容量

アキュムレータの水容量は、下記の必要要領を考慮して決定する。

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) ラビリンスシール通過容量
- (c) N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

(a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

- ・ FMCRD のスクラムストローク :  mm
- ・ FMCRD 中空ピストン断面積

$$\frac{\pi}{4} \times \text{}^2 = \text{} \text{ mm}^2$$

$$V_U = \text{} \text{ mm} \times \text{} \text{ mm}^2 \times 10^6 \div \text{} \text{ L/FMCRD}$$

(b) ラビリンスシール通過容量

ラビリンスシール通過容量は、試験結果等に基づき  L/FMCRD で評価する。

(c) N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は、窒素容器容積 (  L ) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (  L ) を考慮すると下記となる。

$$V_g = \text{} + \text{} \times \frac{273 + 40}{273 + 20} = 219.0L$$

$$\Delta V = 219.0 - (\text{} + \text{}) = 14.0L$$

以上より、環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても、前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量設定する。アキュムレータ水の必要容量をまとめると下記となる。

・ピストン移動量	<input type="text"/>	L×2
・ラビリンスシール通過量	<input type="text"/>	L×2
・N <sub>2</sub> ガス膨張	14.0L	
合計	<input type="text"/>	L (≒ <input type="text"/> L)

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は66Lとする。

## 2. 最高使用圧力

アキュムレータに駆動水を供給する、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力に合わせて18.6MPaとする。

## 3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせて66℃とする。

・ほう酸水注入系ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1), (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	45
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】**

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって発電用原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり1台 (予備1台) 設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、炉水中のボロン濃度変化が最低でも  $\square$  ppm/min (このとき反応度印加速度は最低  $\square$  ΔK/min を満足する。) となるよう、タンク有効容量  $\square$  m<sup>3</sup> (全容量 31.7m<sup>3</sup>) を設計上の許容注入時間  $\square$  min (設計ボロン濃度  $\square$  ppm を設計ボロン注入速度  $\square$  ppm/min<sup>\*</sup> で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度  $\square$  ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

$$= \text{タンク容量 (ℓ)} / \text{注入時間 (min)}$$

$$= \square / (\square / \square)$$

$$\doteq 174 \text{ ℓ} / \text{min} = 10.44 \text{ m}^3 / \text{h}$$

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力  MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

### 【6号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 840m)

### 【7号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

## 3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、通常時吸込配管に補給水系から圧力が加わることを考慮し、補給水系の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

## 4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

### 5. 原動機出力

ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P<sub>u</sub> : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) =  (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η<sub>m</sub> : ポンプ機械効率 (%) =

η<sub>g</sub> : 減速機効率 (%) =

η<sub>v</sub> : ポンプ容積効率 (%) =

$$P =$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称	ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)	
容量	m <sup>3</sup> /h/個	約 28 (注 1), (約 30 (注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	°C	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	

【設 定 根 拠】

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に発電用原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉 1 基あたり 1 基設置する。

1. 容 量

ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下のとおり。

原子炉停止時における通常水位までの水量は  kg であり、  
発電用原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、

×  ppm (設計ボロン濃度) =  kg

必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量: } B=10.8, H=1, O=16, Na=23)$$

であることから、

$$\frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ kg}$$

上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 ( kg) を考慮した、  
最小必要五ほう酸ナトリウム量 ( kg) をほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵  
することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。

設計飽和温度 15°C の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%にお  
ける 27°C での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンク  
の有効容量は  m<sup>3</sup> となり、タンク無効容量  m<sup>3</sup> を考慮し、タンク全容量は  
31.7m<sup>3</sup> とする。

2. 最高使用圧力

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開  
放型タンクであることから静水頭とする。

### 3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常の温度制御範囲（°C）を上回るものとして、66°Cとする。

44-7  
その他設備



以下に、発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下のとおりである。

- (1) 手動スクラムボタン  
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (2) 原子炉モードスイッチ  
原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (3) スクラムテストスイッチ  
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (4) 原子炉緊急停止系電源スイッチ  
原子炉緊急停止系電源スイッチを操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉緊急停止系電源スイッチを整備している。

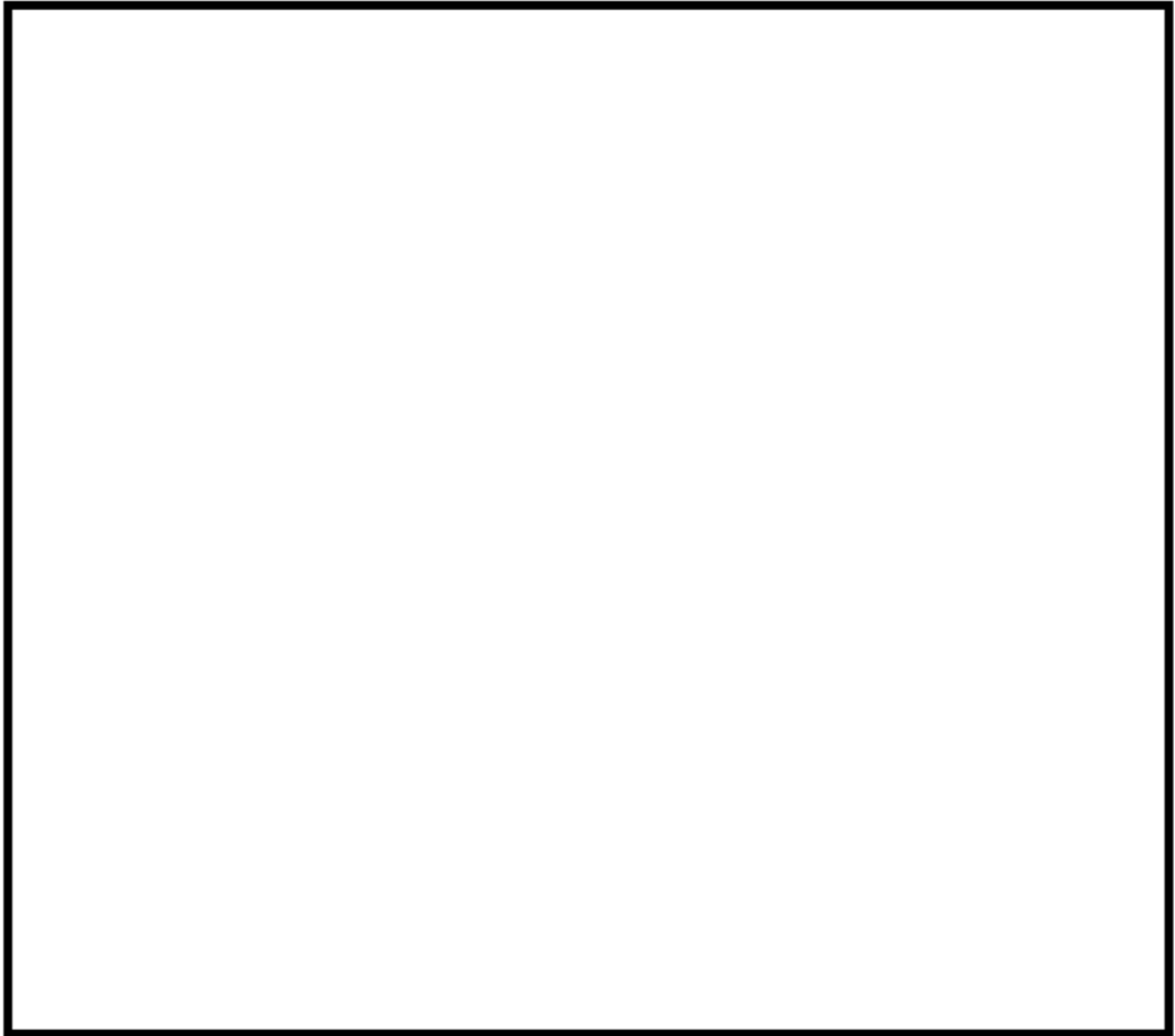


図1 配置図（自主対策設備）  
（6/7号炉 コントロール建屋地上2階）

(5) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，スクラムテストスイッチ又は原子炉緊急停止系電源スイッチの操作完了までの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図 2 に示す。

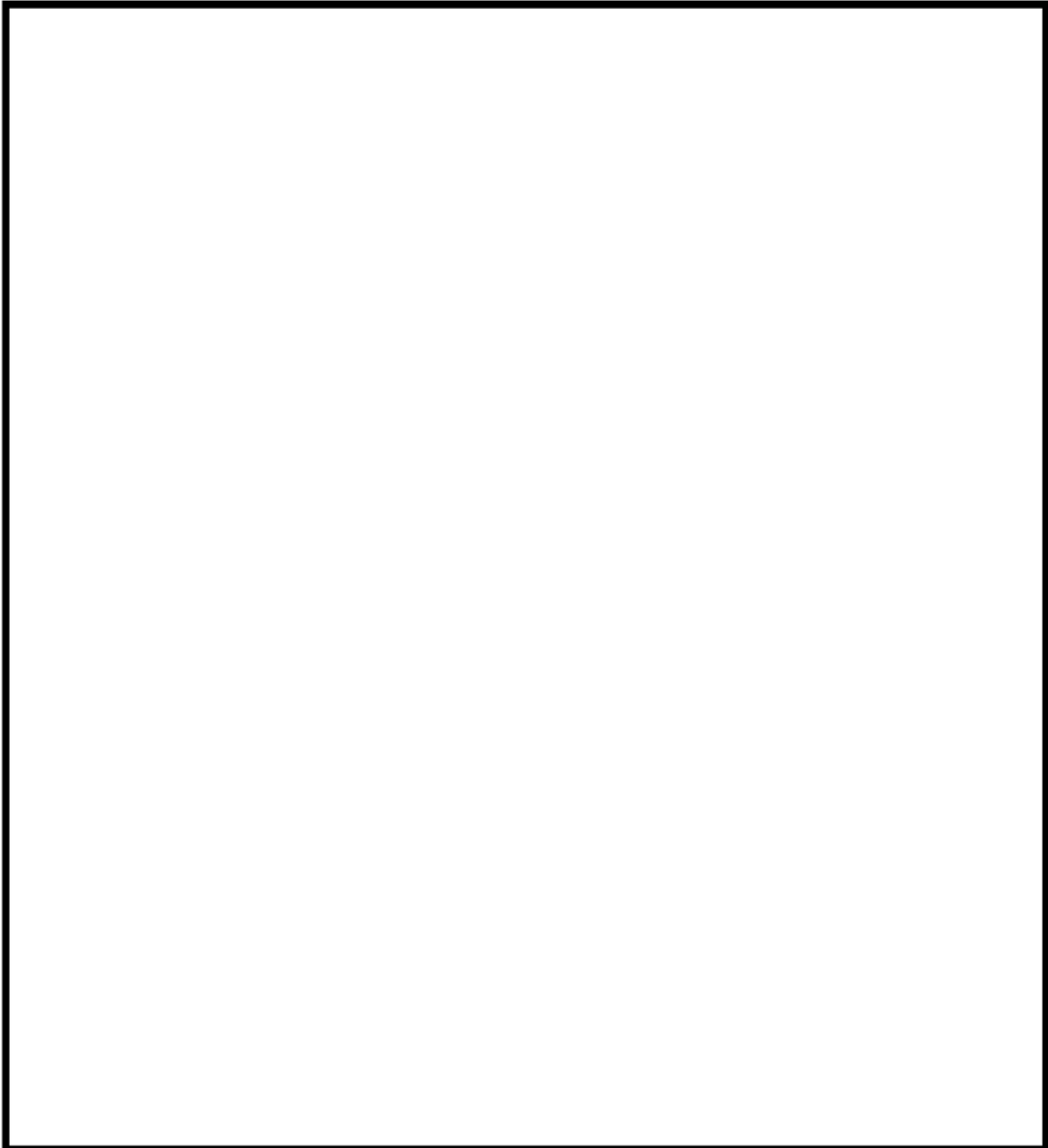


図 2 制御棒駆動機構 概要図

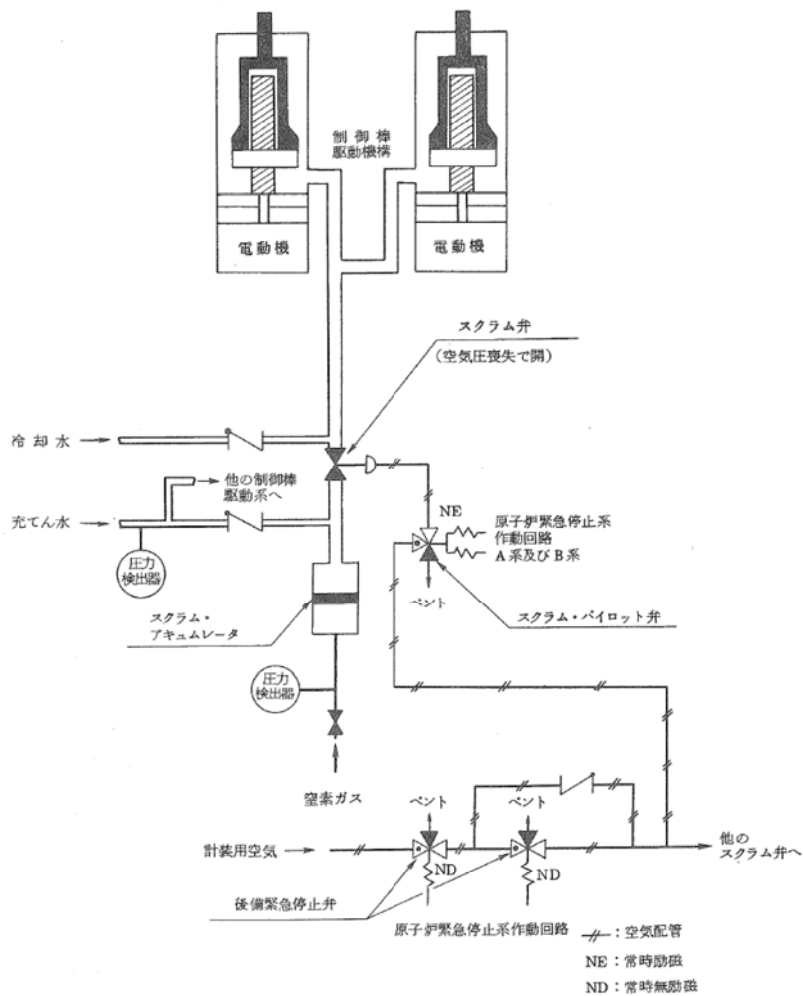


図3 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

- (6) 給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系

給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

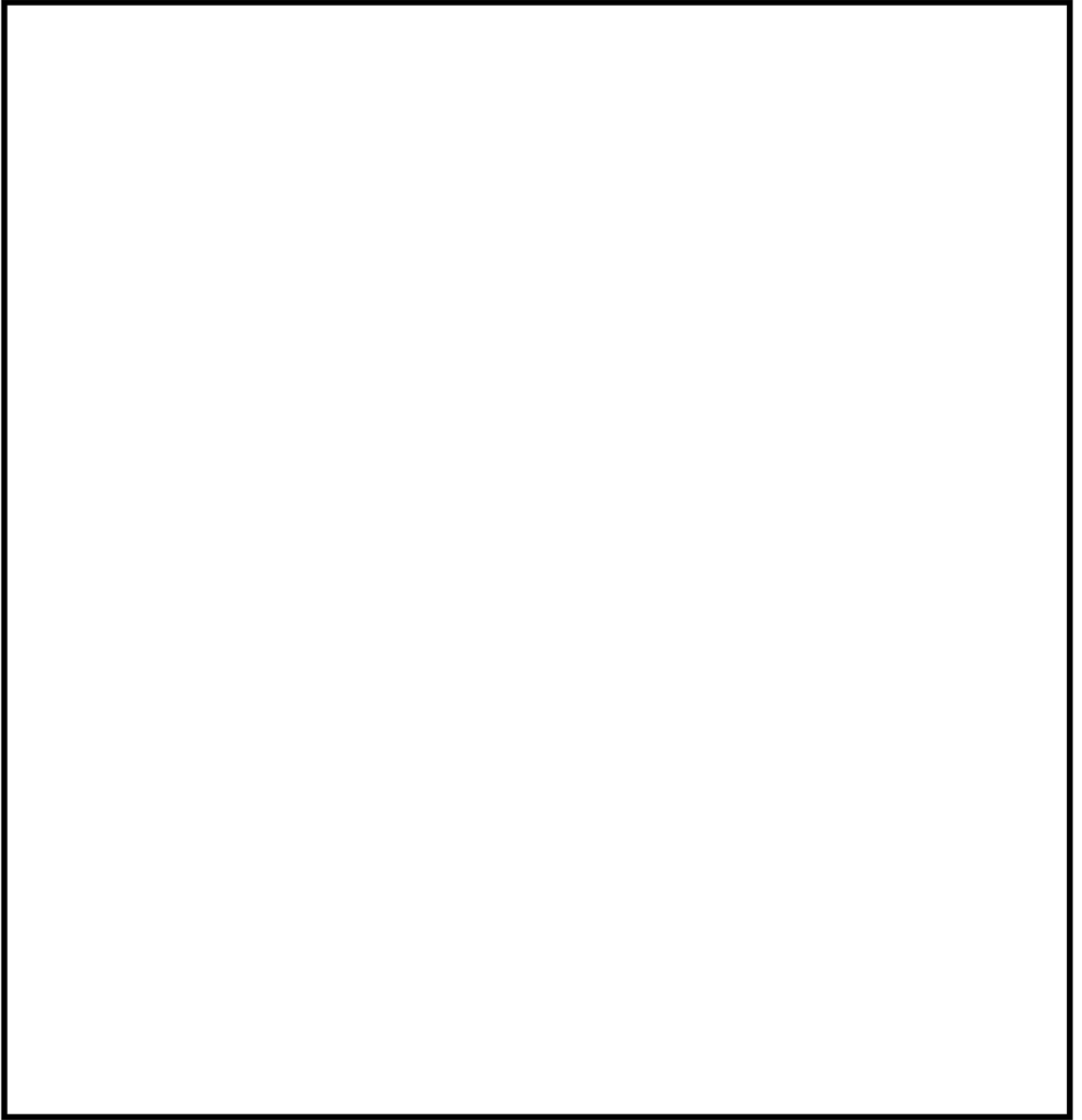


図4 配置図（自主対策設備）  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

44-8

ATWS 緩和設備について

## 1. 概要

本資料は、運転時の異常な過度変化時における発電用原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）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も、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

発電用原子炉の運転を緊急に停止できない事象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、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により発電用原子炉を未臨界にするとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下「ATWS緩和設備」という。）を設置する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にする。

## 3. ATWS緩和設備の設計方針

ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

ATWS緩和設備は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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が発生した場合における、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

### (2) 操作性

ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信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な設計とする。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、手動による操作が可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故等時においても操作が可能な設計とする。

### (3) 悪影響防止

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

ATWS緩和設備は、基準地震動Ss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

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能が損なわない設計とする。

ATWS緩和設備の論理回路はアナログ回路であるが、多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にする設計とする。

ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系のフラダスパーチャより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備は、共通要因によって多重化された原子炉緊急停止系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。

ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、ATWS/RPT盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、多重化された原子炉緊急停止系に対して内部火災及び内部溢水による悪影響は及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

ATWS緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、多重化された原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、原子炉緊急停止系はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスク



ラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因により原子炉緊急停止機能が喪失することはない。

また、ATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、多重化された原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわない設計とする。

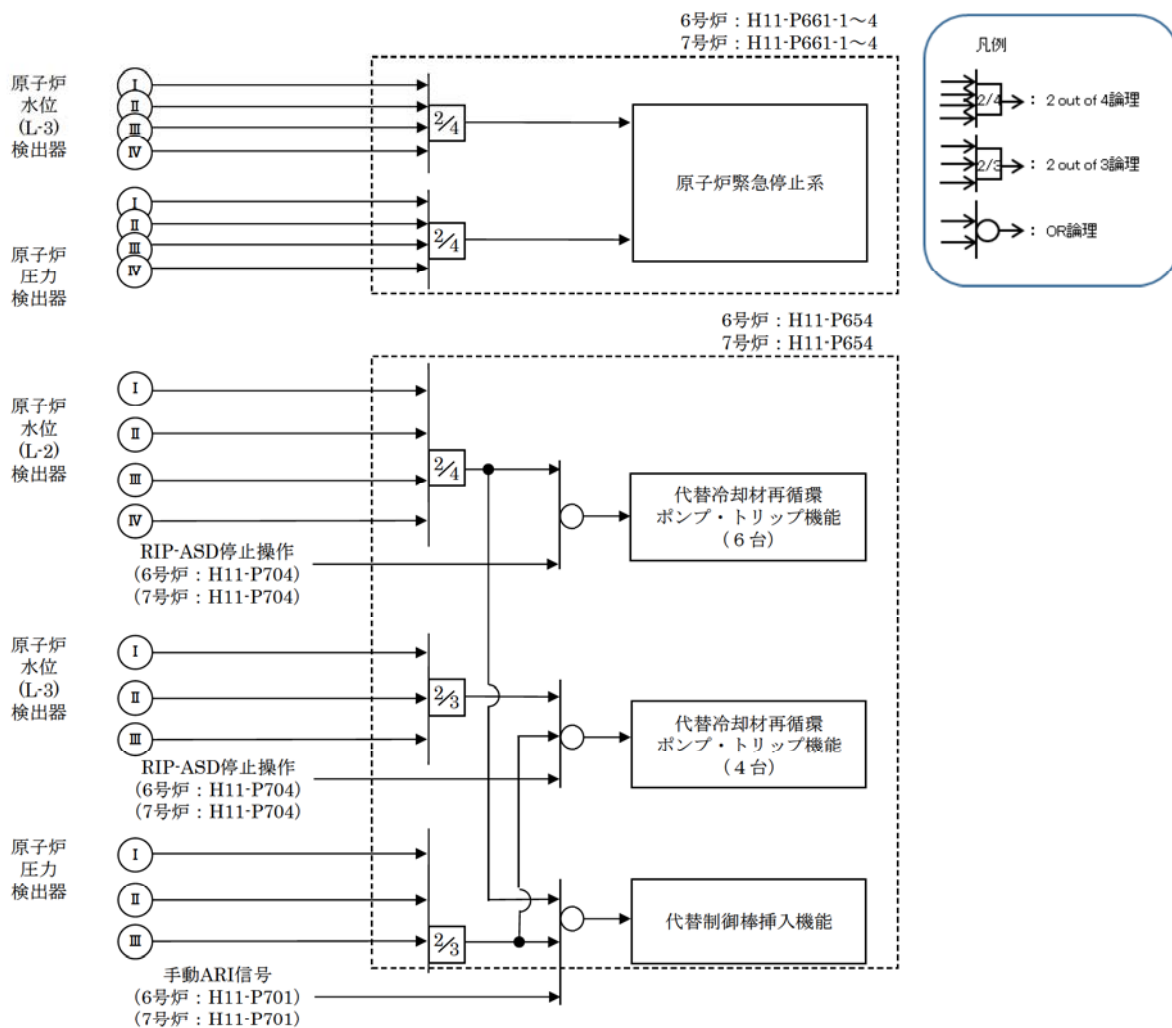


図1 原子炉緊急停止系及びATWS緩和設備ロジック図

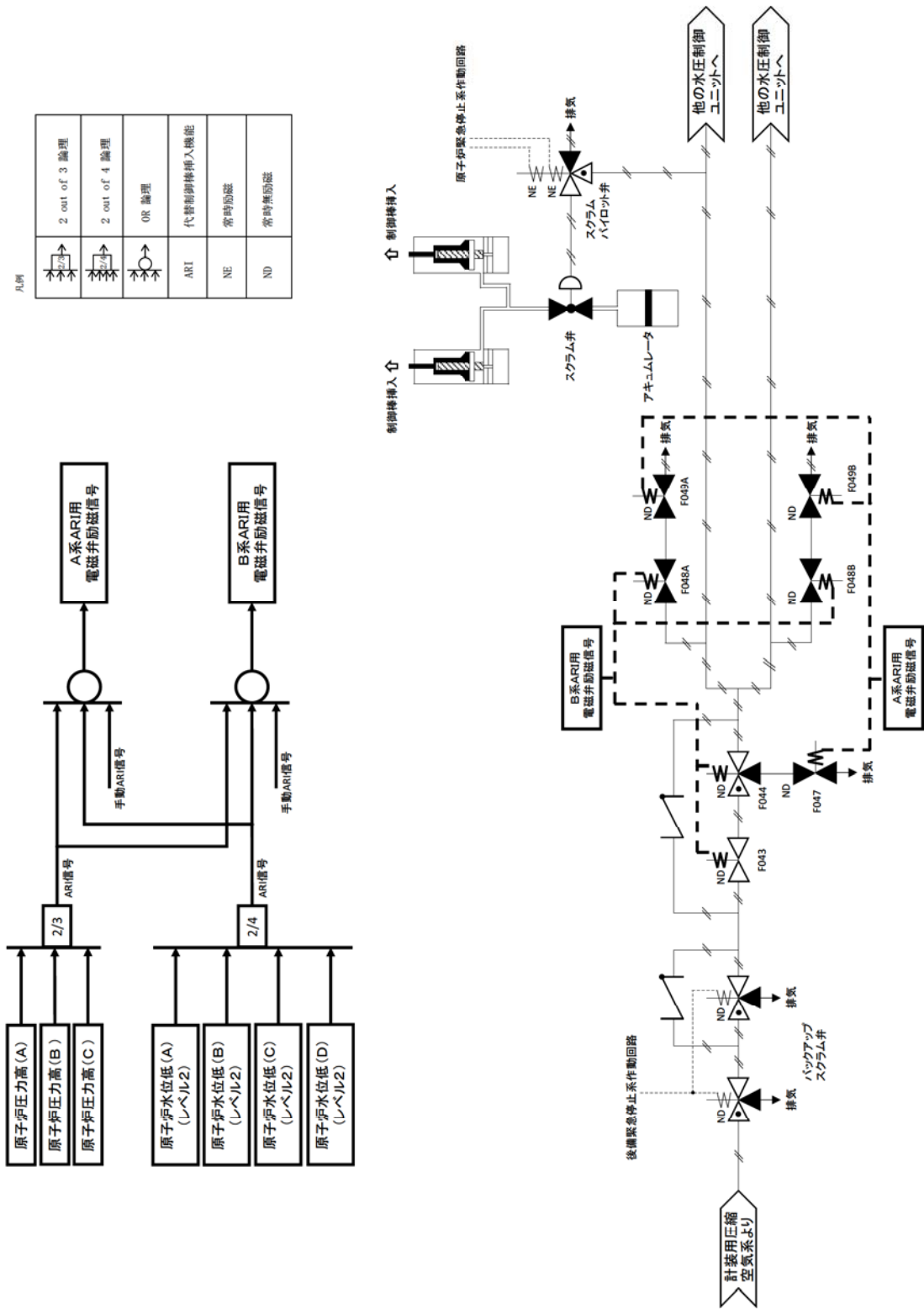


図2 電磁弁の分離について

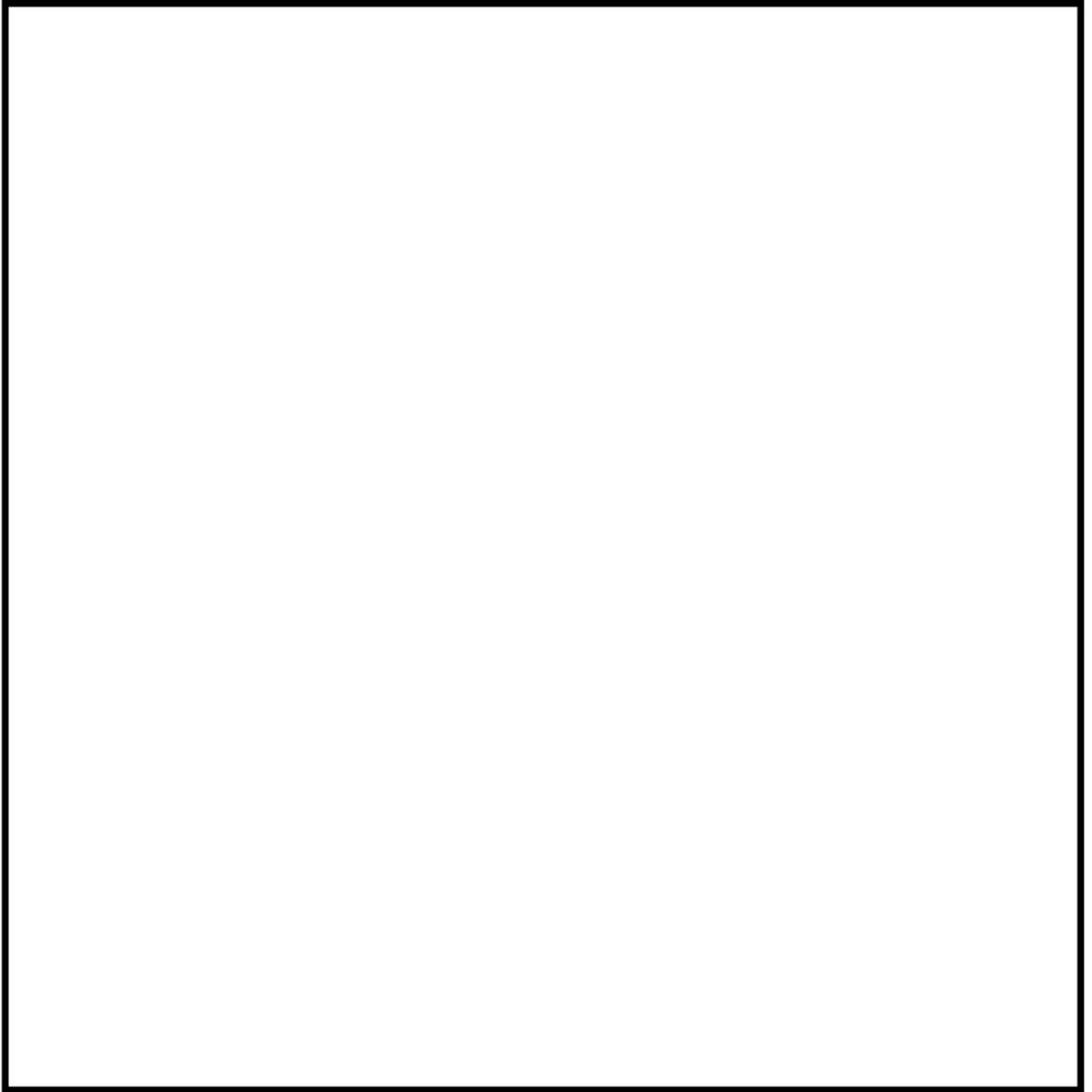


図 3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)  
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

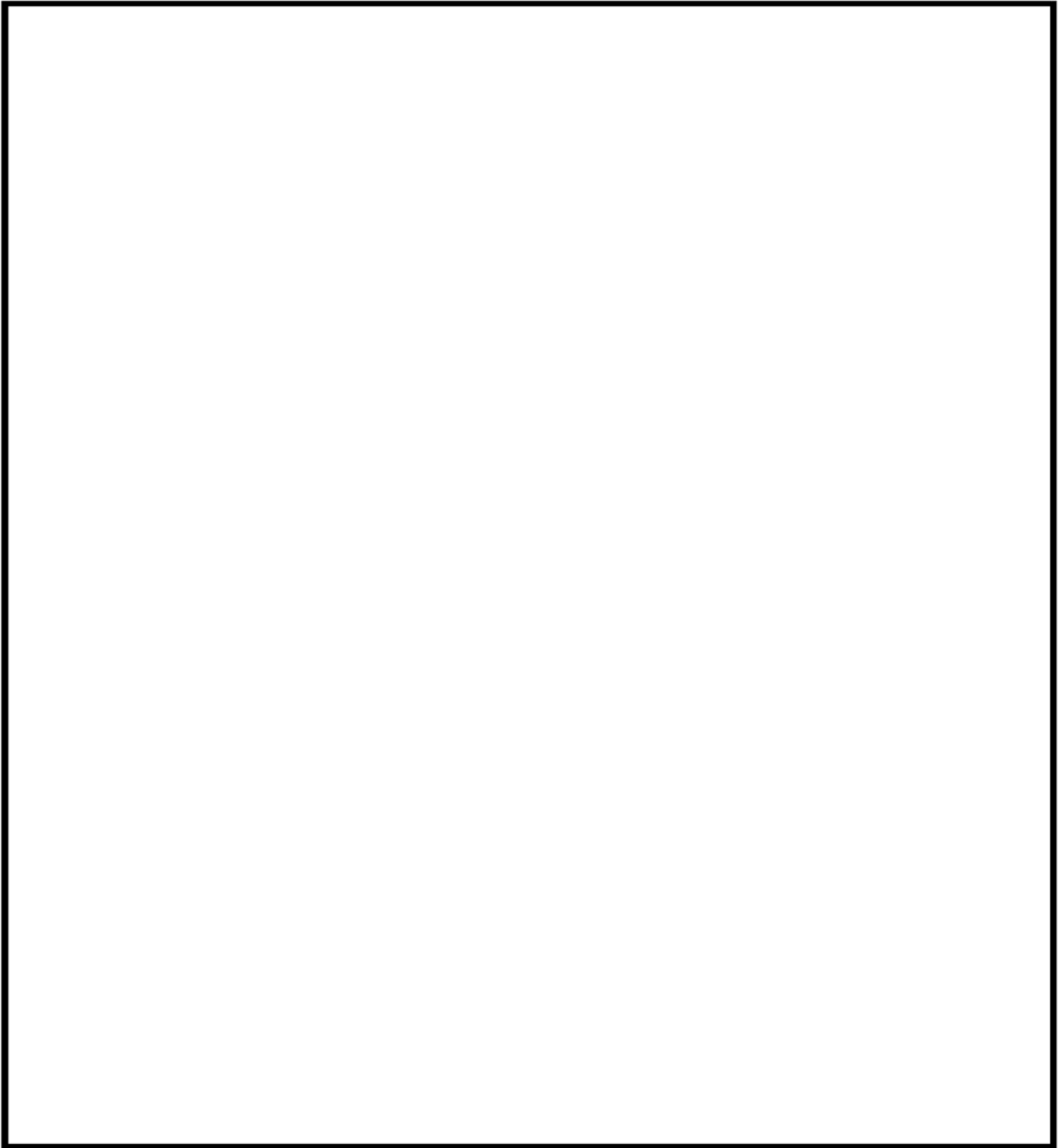


図 4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)  
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

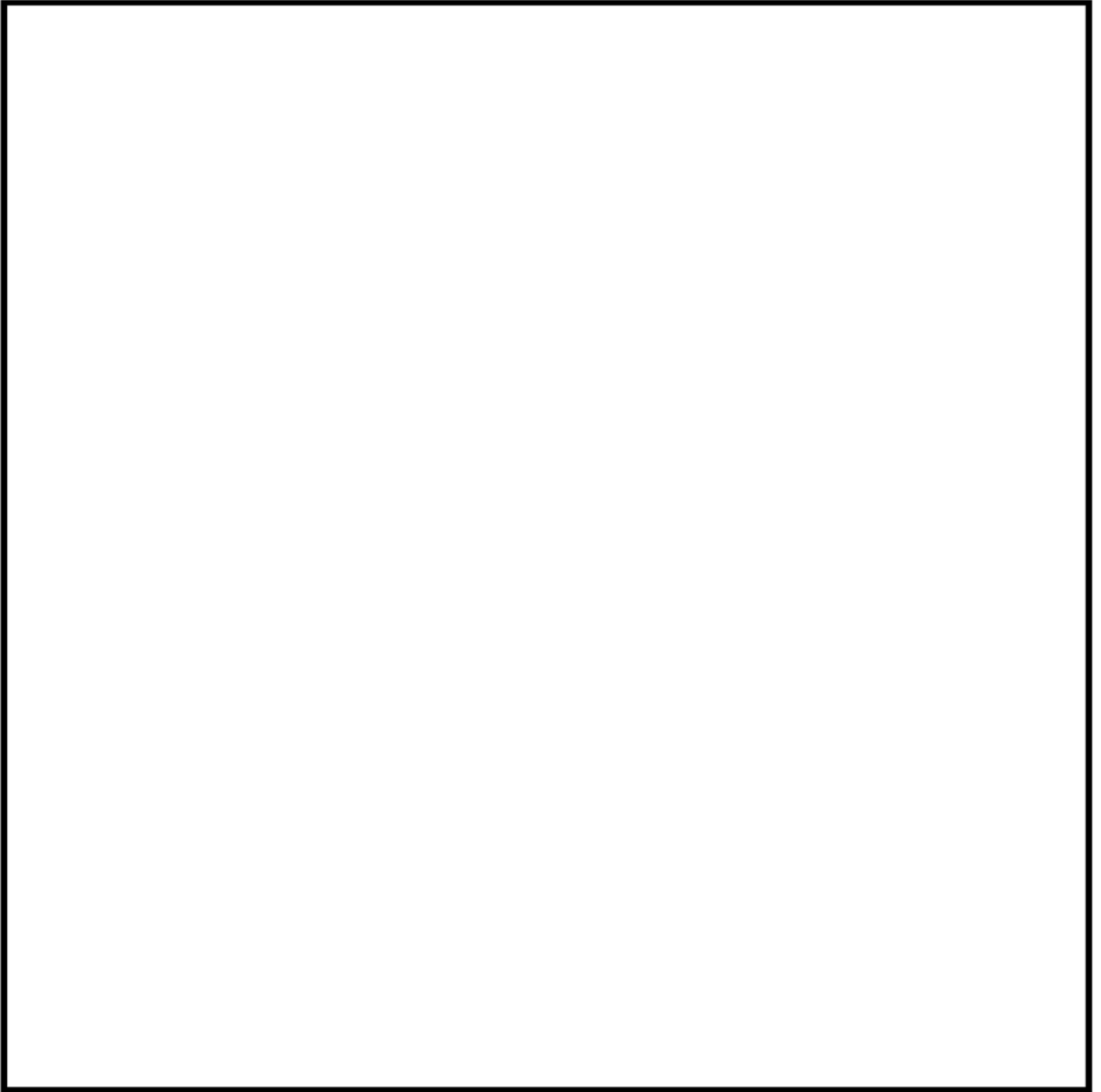


図 5 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所  
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-9

ATWS 緩和設備に関する健全性について

## 1. 設計方針

### (1) 設置目的

ATWS緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」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、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にすることを目的とする。

### (2) ATWSの発生要因

ATWSの発生要因としては、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

### (3) ATWS緩和設備に要求される機能

ATWS緩和設備には、①発電用原子炉を未臨界にする、②発電用原子炉の加圧を防止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」の第四十四条2(1)に従い、以下の機能を設けている。

#### a) 代替制御棒挿入機能（ARI）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを多重化された原子炉緊急停止系から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるATWS事象発生時に発電用原子炉を未臨界にする。

#### b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を「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」の第四十四条2(1)に従い設けている。

#### c) ほう酸水注入系（SLC）

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで、発電用原子炉を未臨界にする。

### (4) ATWS緩和設備の作動論理

主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉



スクラムが必要になる。

このため、ATWS発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。

ATWS緩和設備の作動論理としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、2 out of 4 論理若しくは2 out of 3 論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。

(5) ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。

b. ATWS緩和設備は論理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、ATWS緩和設備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. ATWS緩和設備は、安全保護系に対して物理的分離及び電気的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) ATWS緩和設備の信頼性評価

ATWS緩和設備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表1に示す。表1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1に示す。

表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果

	ATWS緩和設備	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：ATWSが発生し，かつATWS緩和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. ATWS緩和設備

取付箇所：コントロール建屋 T. M. S. L. 17. 3m

設備概要：多重化された原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入
- ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入
- ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ

#### b. ATWS緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号

設定値：

原子炉圧力高 : 7. 48MPa以下

原子炉水位低(レベル3)：原子炉圧力容器零レベル\*より1285cm以上

原子炉水位低(レベル2)：原子炉圧力容器零レベル\*より1165cm以上

\*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号 : 代替制御棒挿入信号

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号

作動信号を発信させない条件：該当なし

### (2) 設定根拠

ATWS緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

#### 【代替制御棒挿入機能 (ARI)】

##### ○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7. 34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7. 51MPa) 程度以下とする。

##### ○原子炉水位 (レベル2)

- ・原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。ARI

機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後 1 分程度で発電用原子炉を未臨界にする\*。(SLC 注入は事象発生から約 11 分後であり、それよりも十分早く未臨界にする)

\*44-9 参考資料2参照

【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止＋スクラム失敗＋ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。

○原子炉水位 (レベル 3)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 3) を設定値とする。

○原子炉水位 (レベル 2)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする\*。

\*ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台をトリップさせる設計とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2, レベル 3)) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

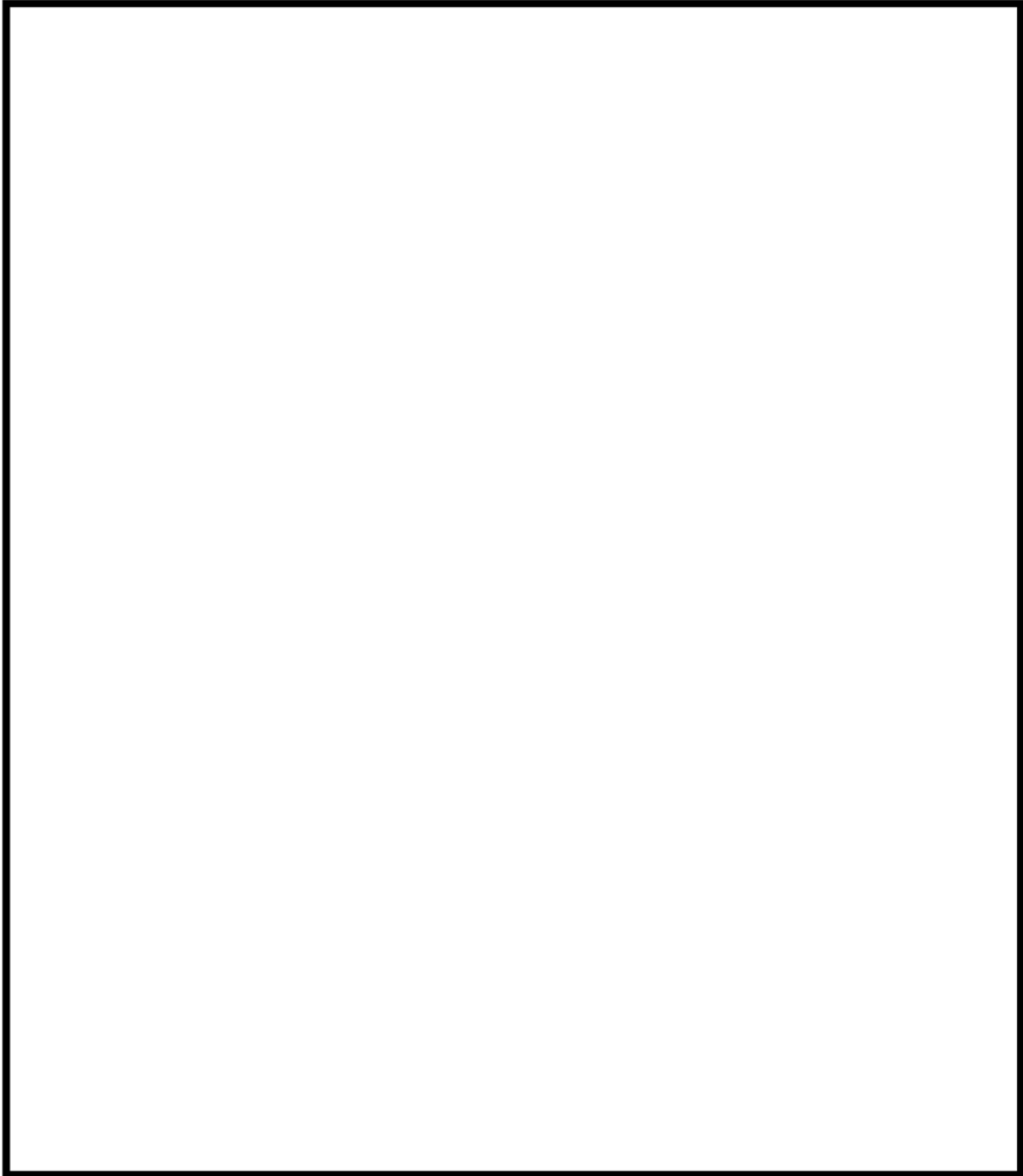


図1 ATWS緩和設備（ATWS/RPT盤）設置場所  
（6/7号炉 コントロール建屋地上2階）

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、多重化された原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、多重化された原子炉緊急停止系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「44-8 ATWS 緩和設備について

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低（レベル2）信号

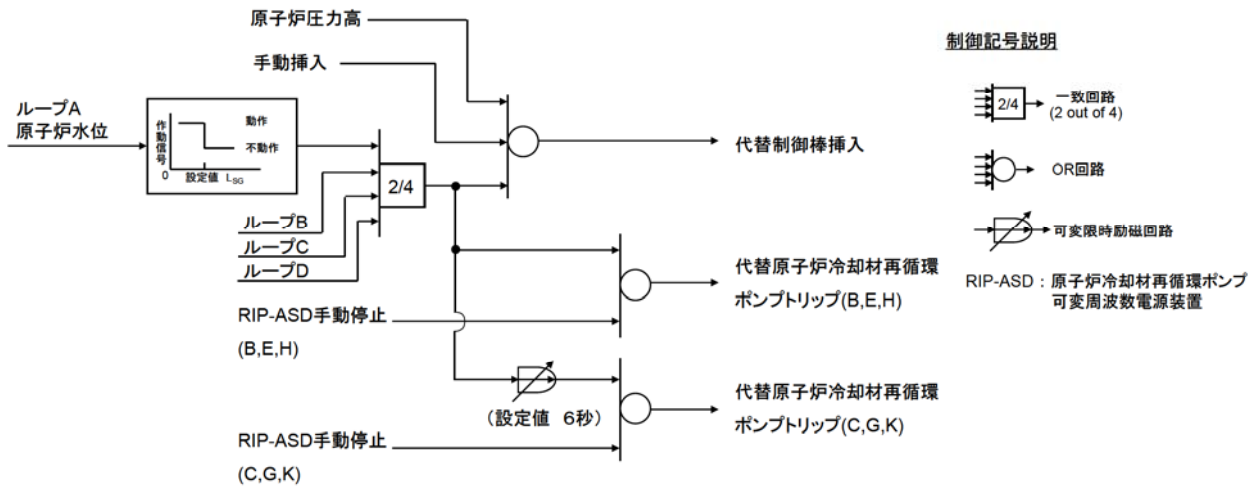


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図  
(原子炉水位低レベル2信号の例)

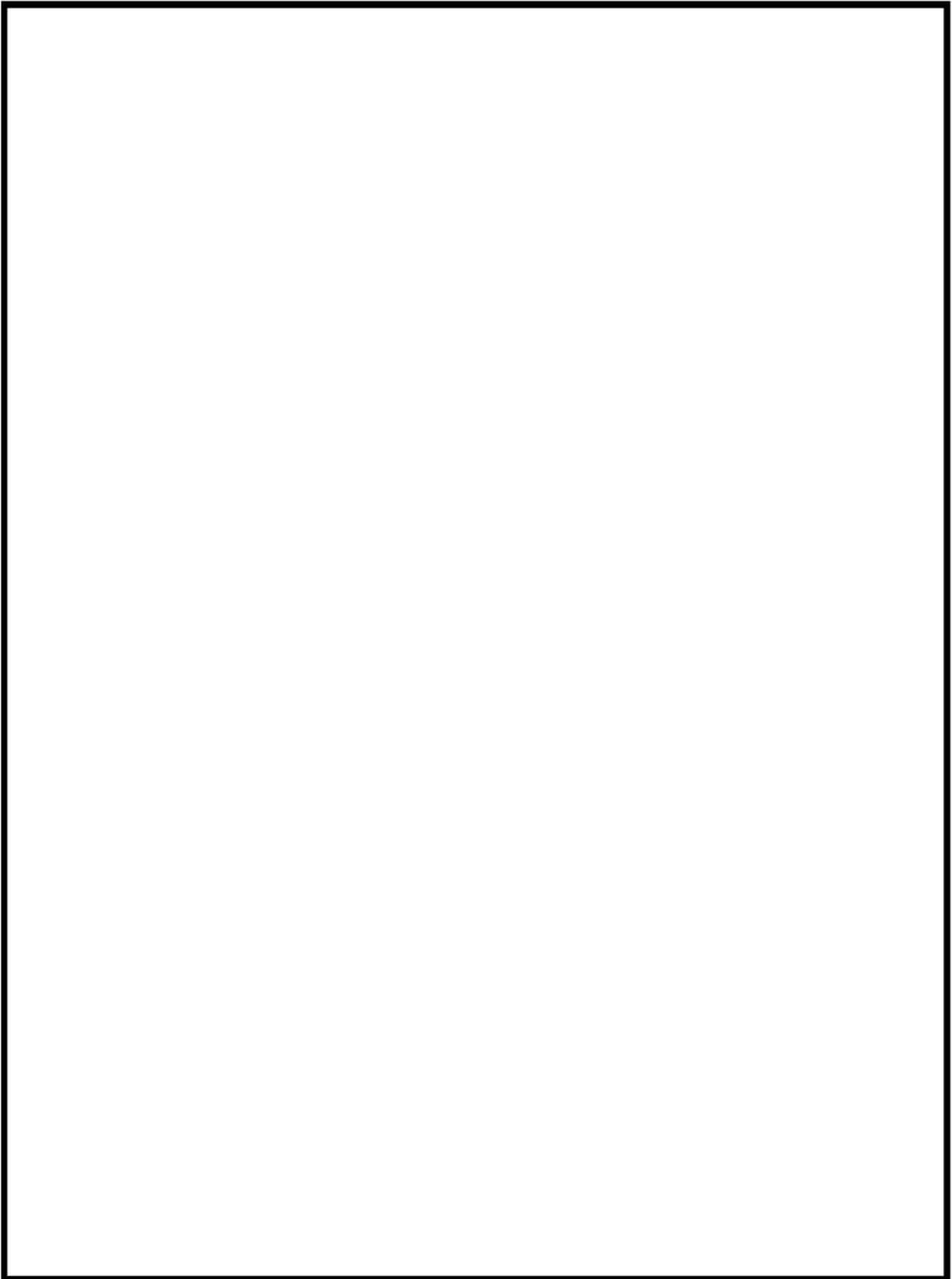
○タイマー設定根拠

原子炉水位低（レベル2）で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

ABWRの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

参考資料1

ATWS緩和設備の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



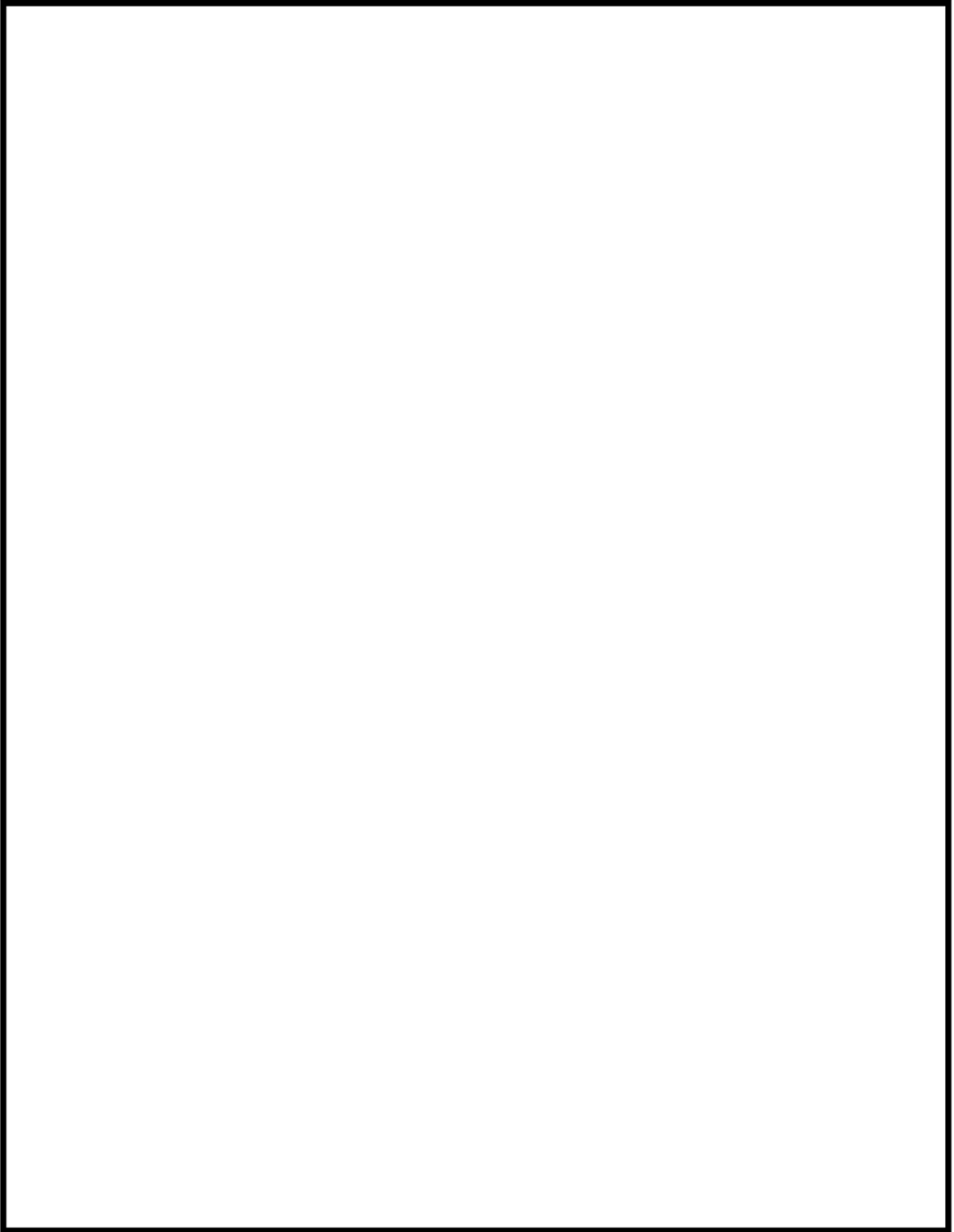


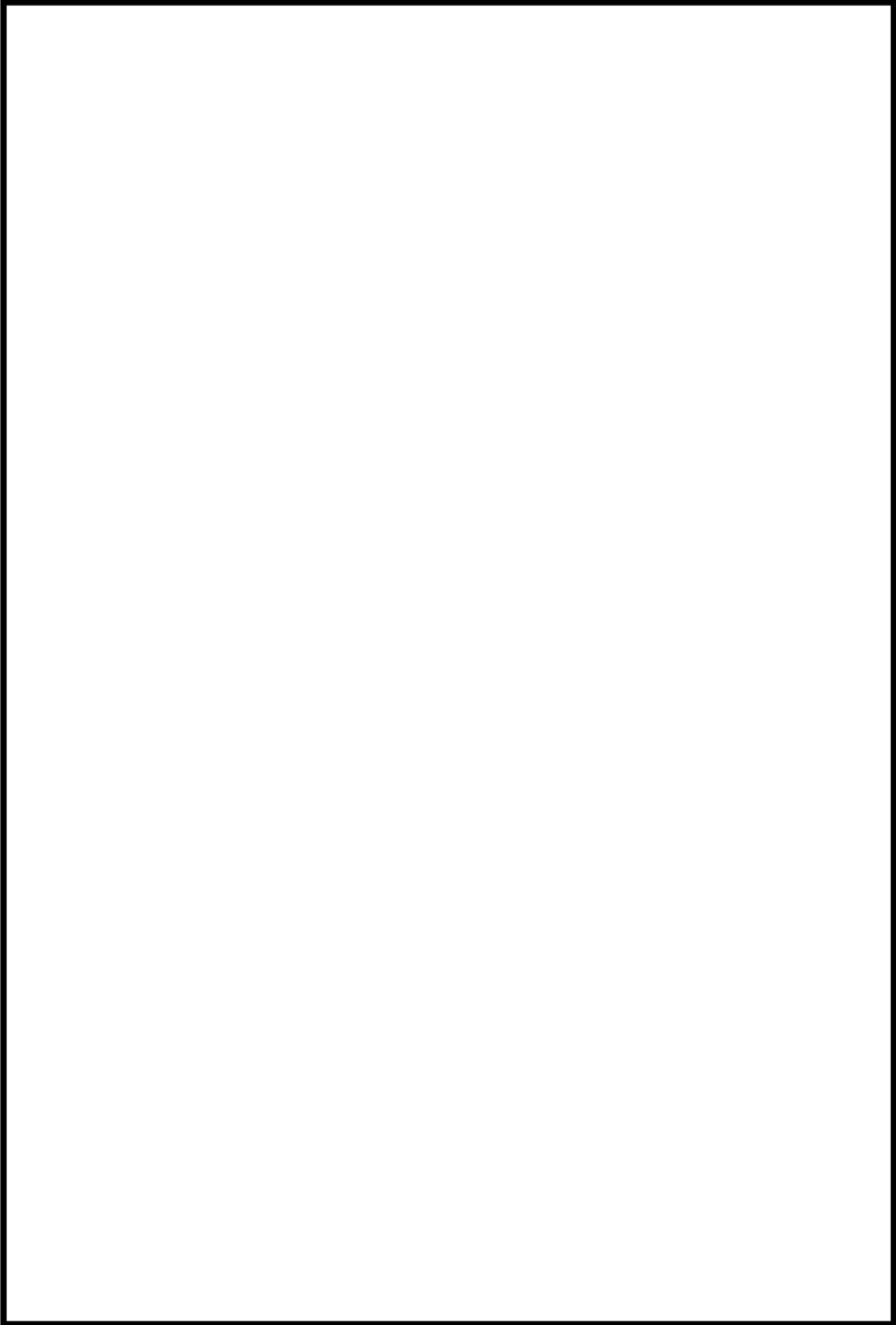
図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル



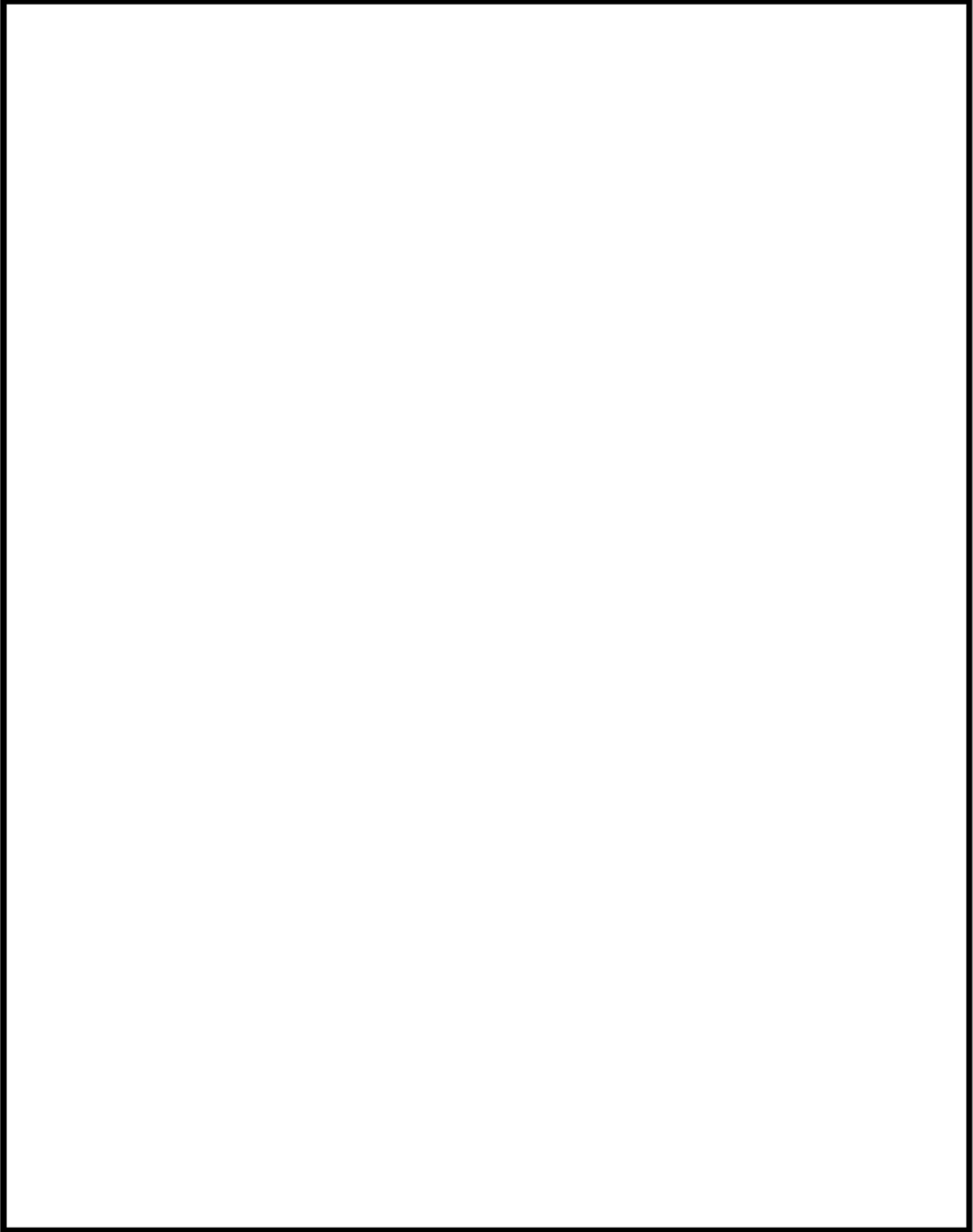


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



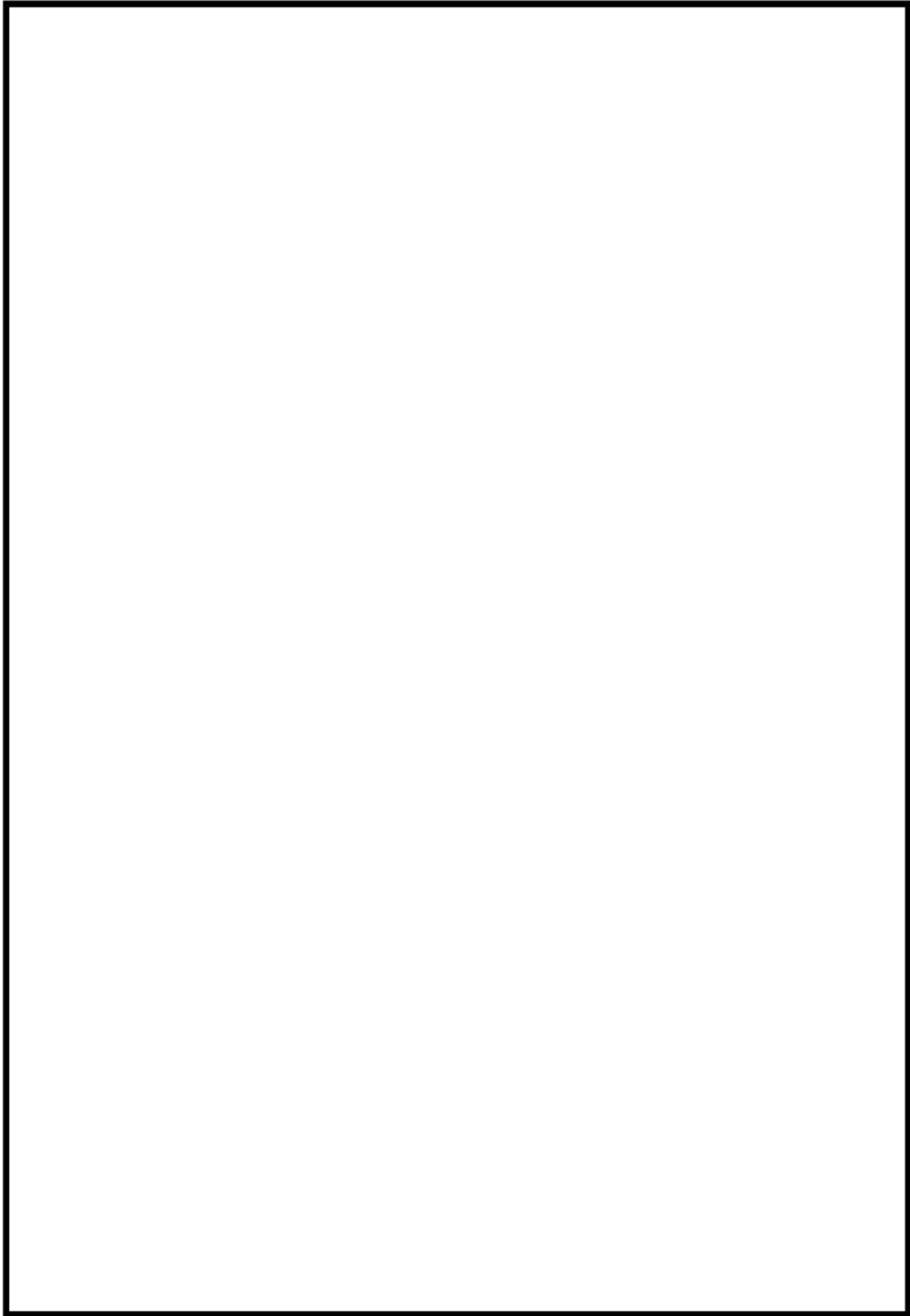


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

## 代替制御棒挿入機能（ARI）による原子炉停止機能について

## 1. 代替制御棒挿入機能（ARI）の設計の基本的考え方

プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。

ARI が作動した場合、SLC を起動させる必要はないため、SLC を起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。

この要求を満足するため ARI の設計目標として、

- ① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 15 秒以内に開始されること。
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に完了されること。

の考え方に基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.48MPa
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

## 2. ARI による原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。

当評価に際して以下を解析条件とする。

- －過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －ARI は、保守的に上記 1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。
- －代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の動作条件ほか、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果のまとめを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴い MCPR が低下し、事象発生後約 2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で原子炉冷却材再循環ポンプ（4 台）がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、25 秒後には ARI による制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 100 秒以降）は発生せず、燃料被覆管温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒に ARI による制御棒挿入が完了するとの前提としたが、約 2 秒後には ARI 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することか

ら、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表 1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920°C (第 4 スペーサー位置)	約 770°C (第 3 スペーサー位置)	1200°C以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	15%以下

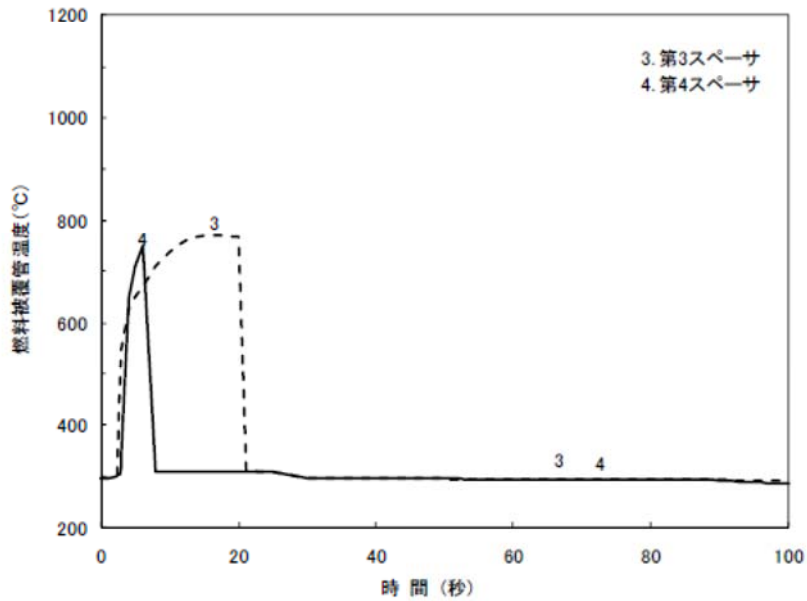


図 1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

44-10

各号炉の弁名称及び弁番号



条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

目次

- 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 その他設備
- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

45-1

SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第45条：原子炉冷却材圧力バウンダ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		高压代替注水系ポンプ	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	二次格納施設内	B	
				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	45-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作		A, B	
	関連資料		45-3 配置図				
	第3号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	ポンプ，弁		A, B		
		関連資料	45-5 試験及び検査				
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため，切替操作が必要		A		
		関連資料	45-4 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)	十分な強度をもたせ，タービンが破損により飛散しない		B a, B b	
		関連資料	45-3 配置図，45-4 系統図，45-7その他設備				
	第6号	設置場所	中央制御室操作，現場操作		A a, B		
		関連資料	45-3 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	45-6 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	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	45-4 系統図，45-7その他設備						

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条：原子炉冷却材圧力バウダ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第 4 3 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	二次格納施設内	B	
			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	—		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
			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	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A	
			関連資料	—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A a, B		
		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 (DB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DB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	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条：原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備		原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	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	二次格納施設内	B	
			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	—		
			第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作	A, B
		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	本来の用途以外の用途として使用するため，切替操作が必要	A		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	十分な強度をもたせ，タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作，現場操作	A a, B		
		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 (DB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DB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	—		

45-2  
単線結線図

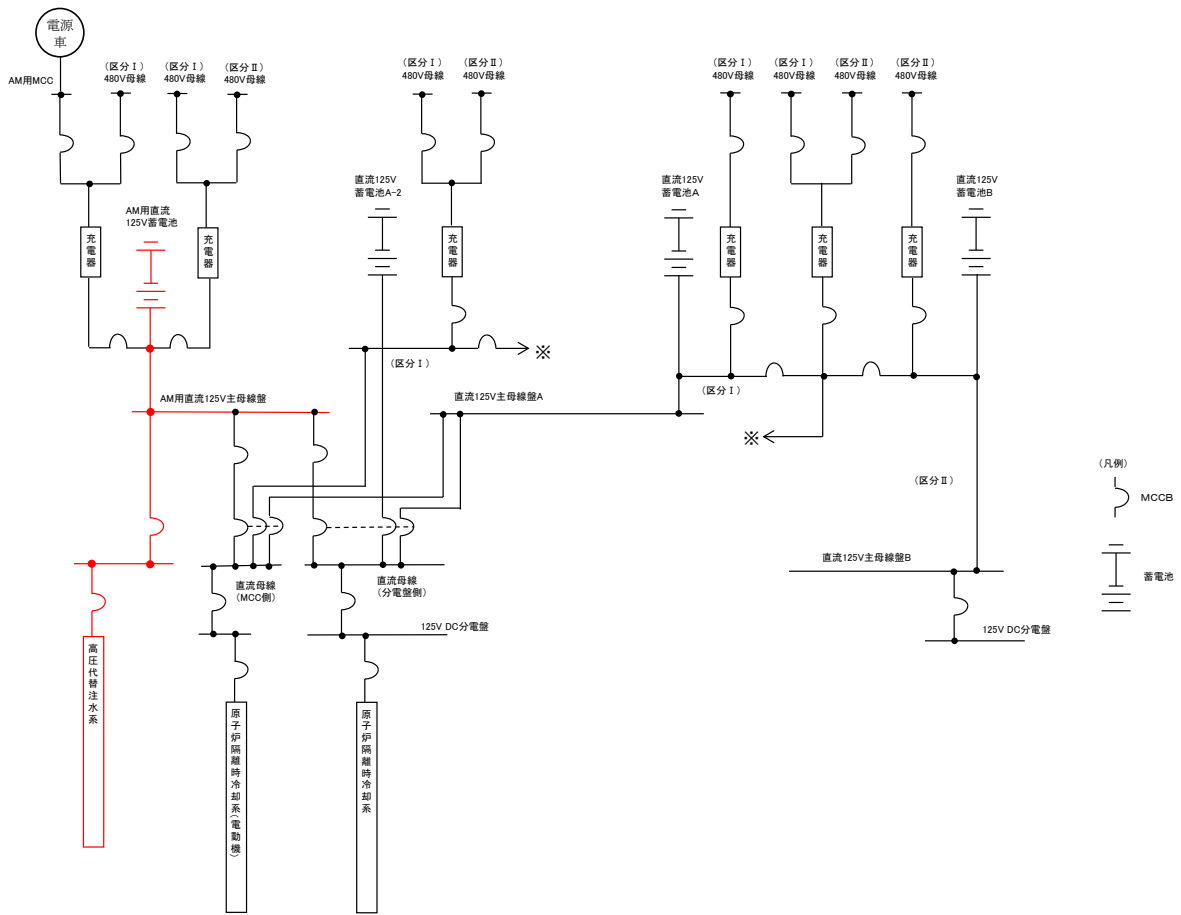


图 1 6号炉 高压代替注水系 单线结线图



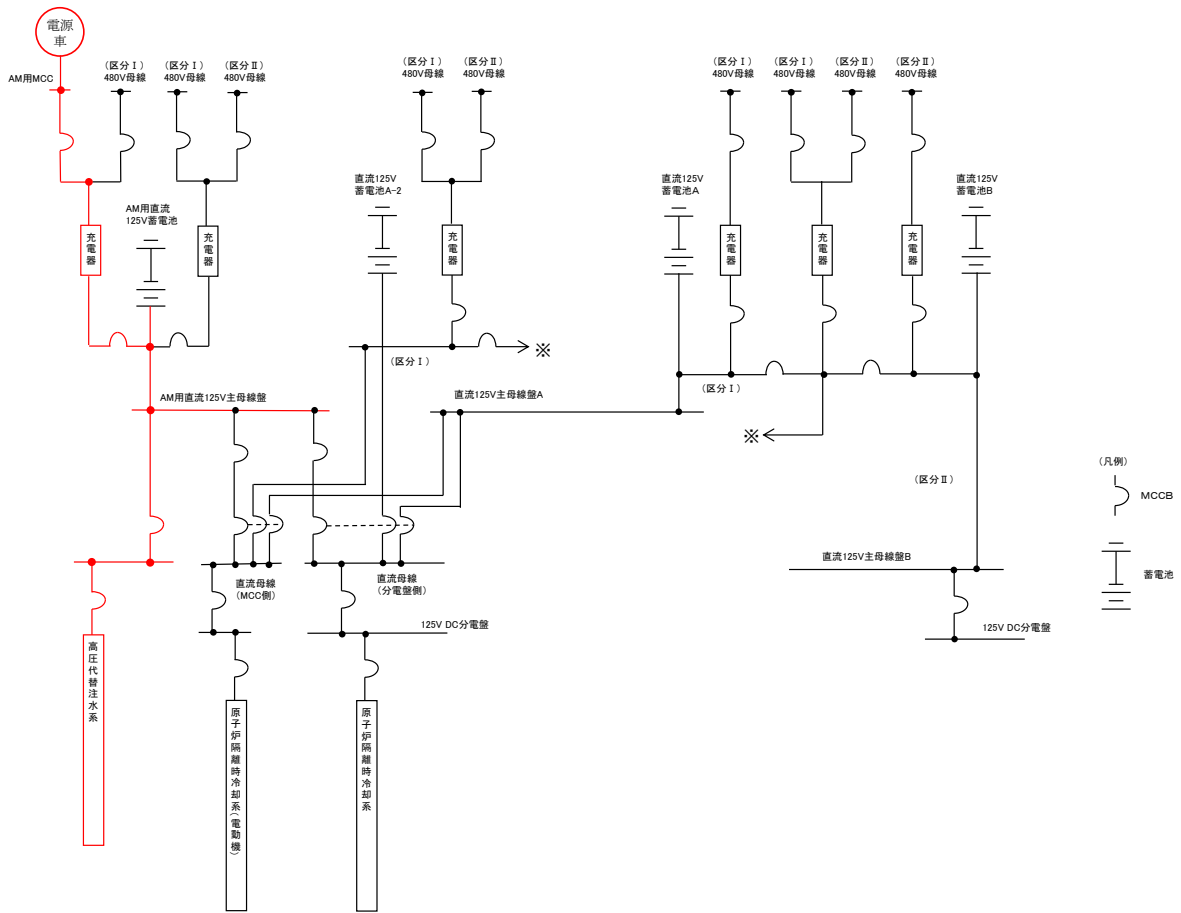


図2 6号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）  
単線結線図

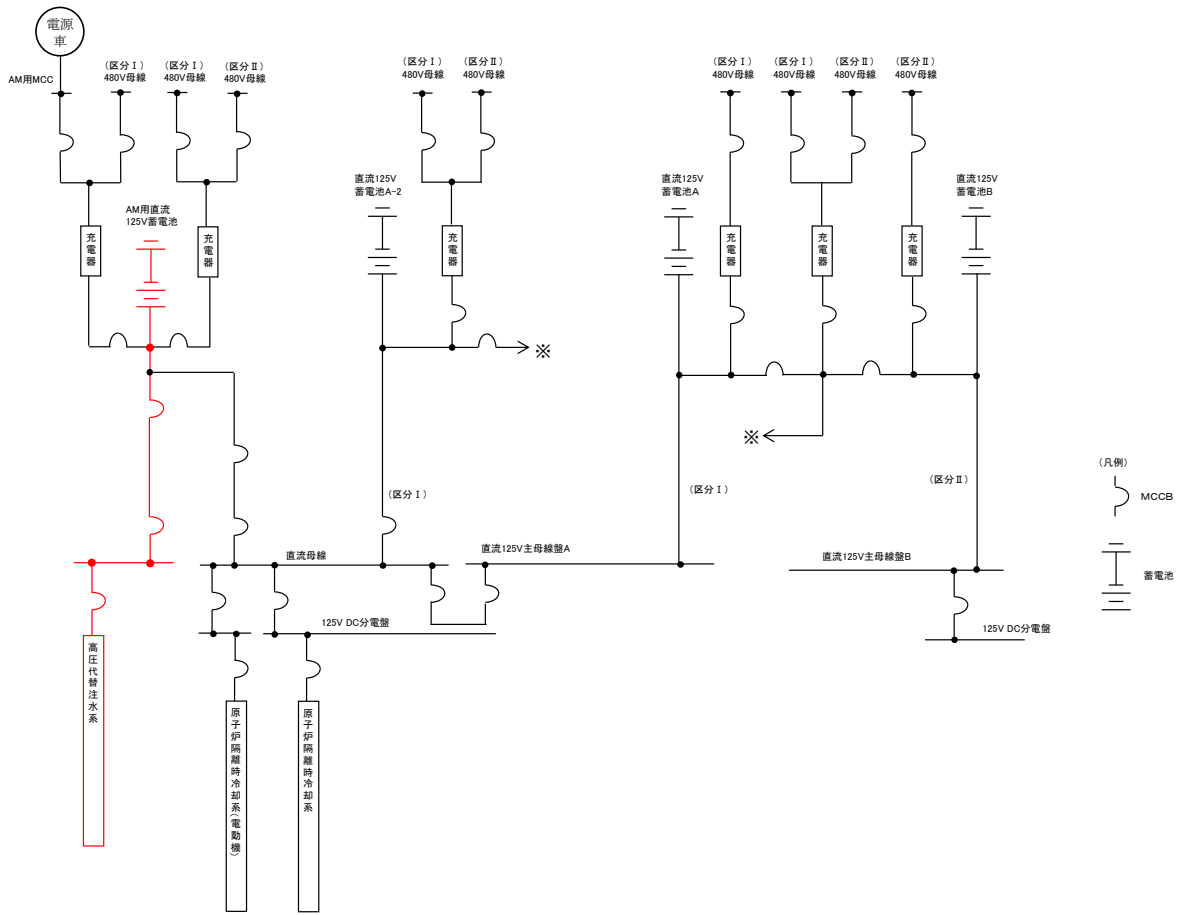


図3 7号炉 高压代替注水系 単線結線図

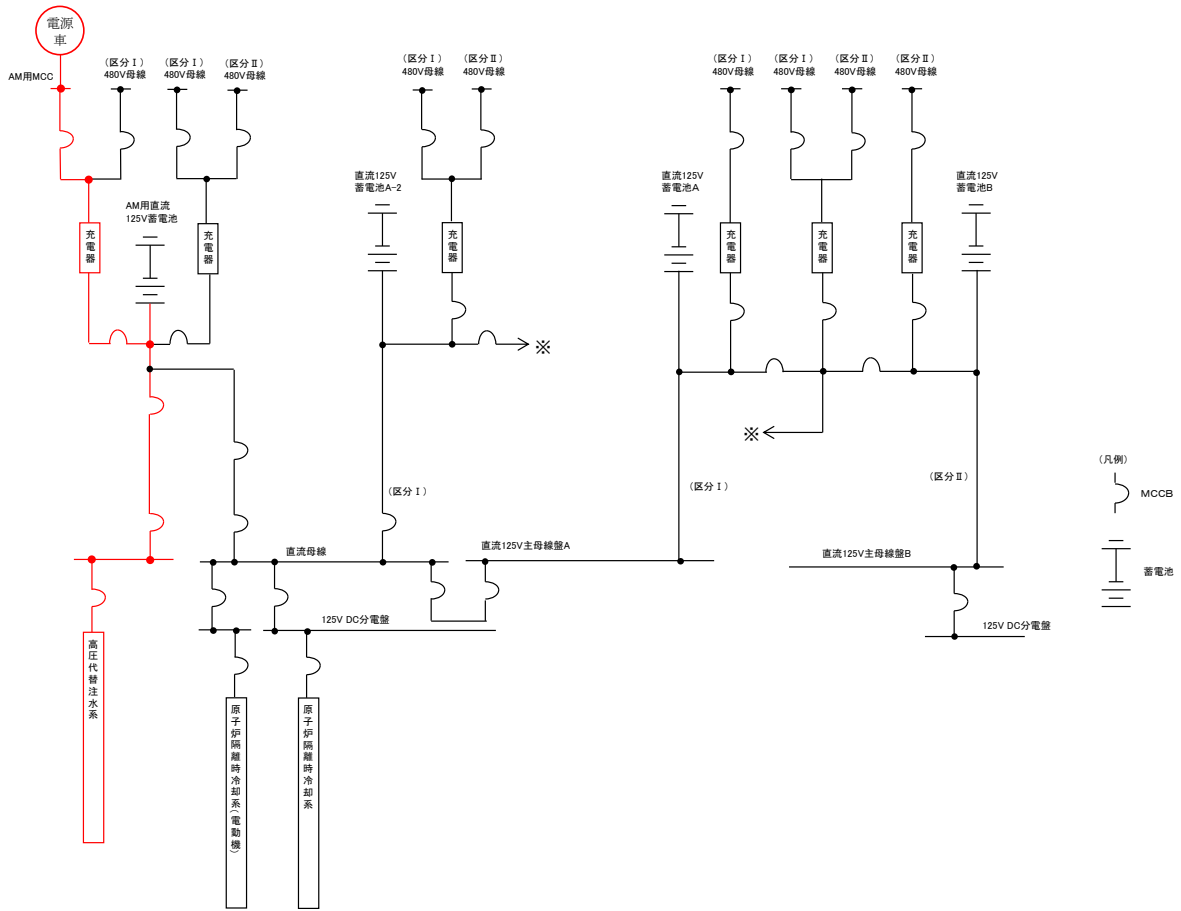


図4 7号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）  
単線結線図

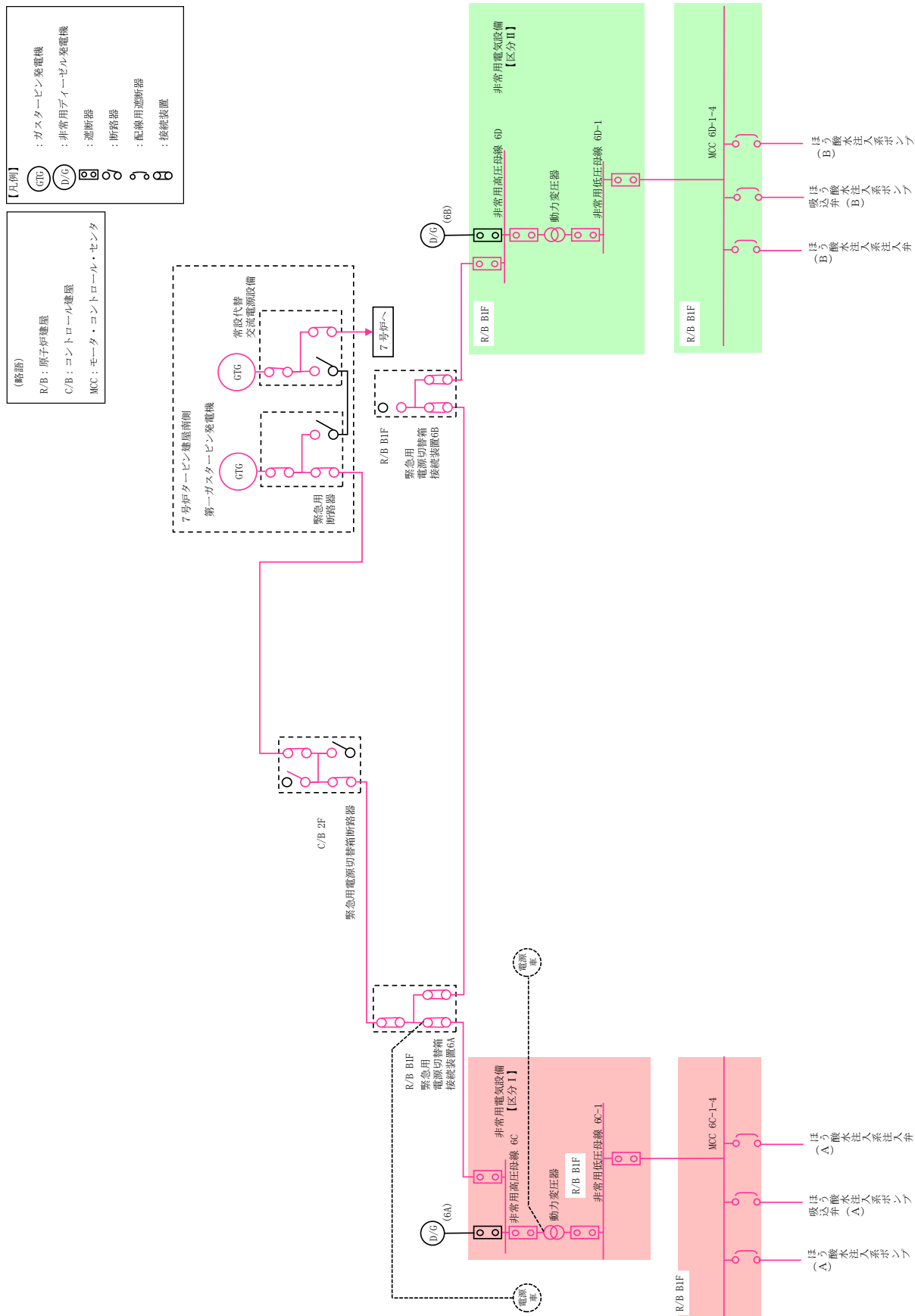


図5 6号炉 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図

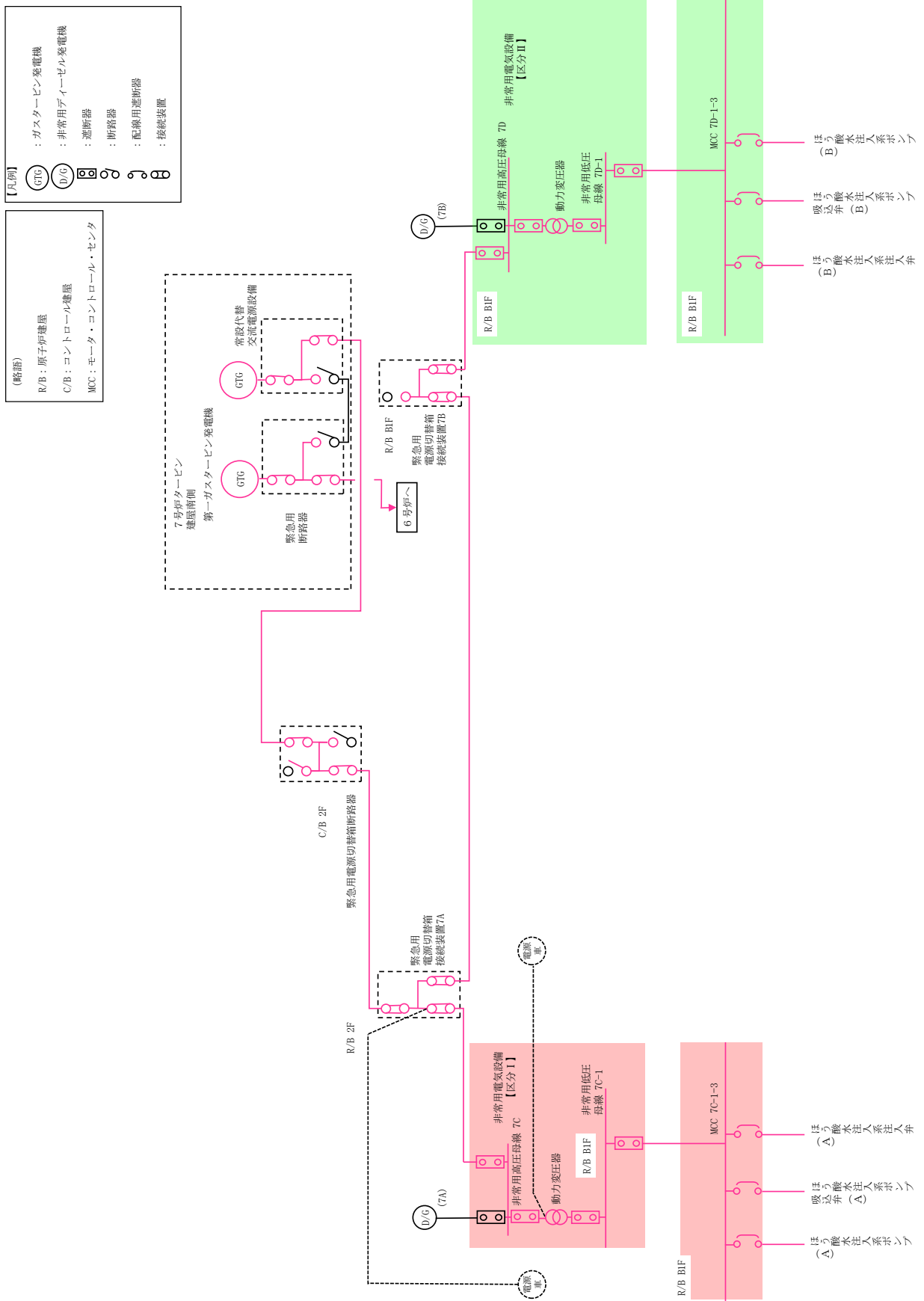



図 6 7号炉 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図


45-3  
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を  
使用時に設置する場所

保管場所：可搬型設備を保管している場所

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備を示す。

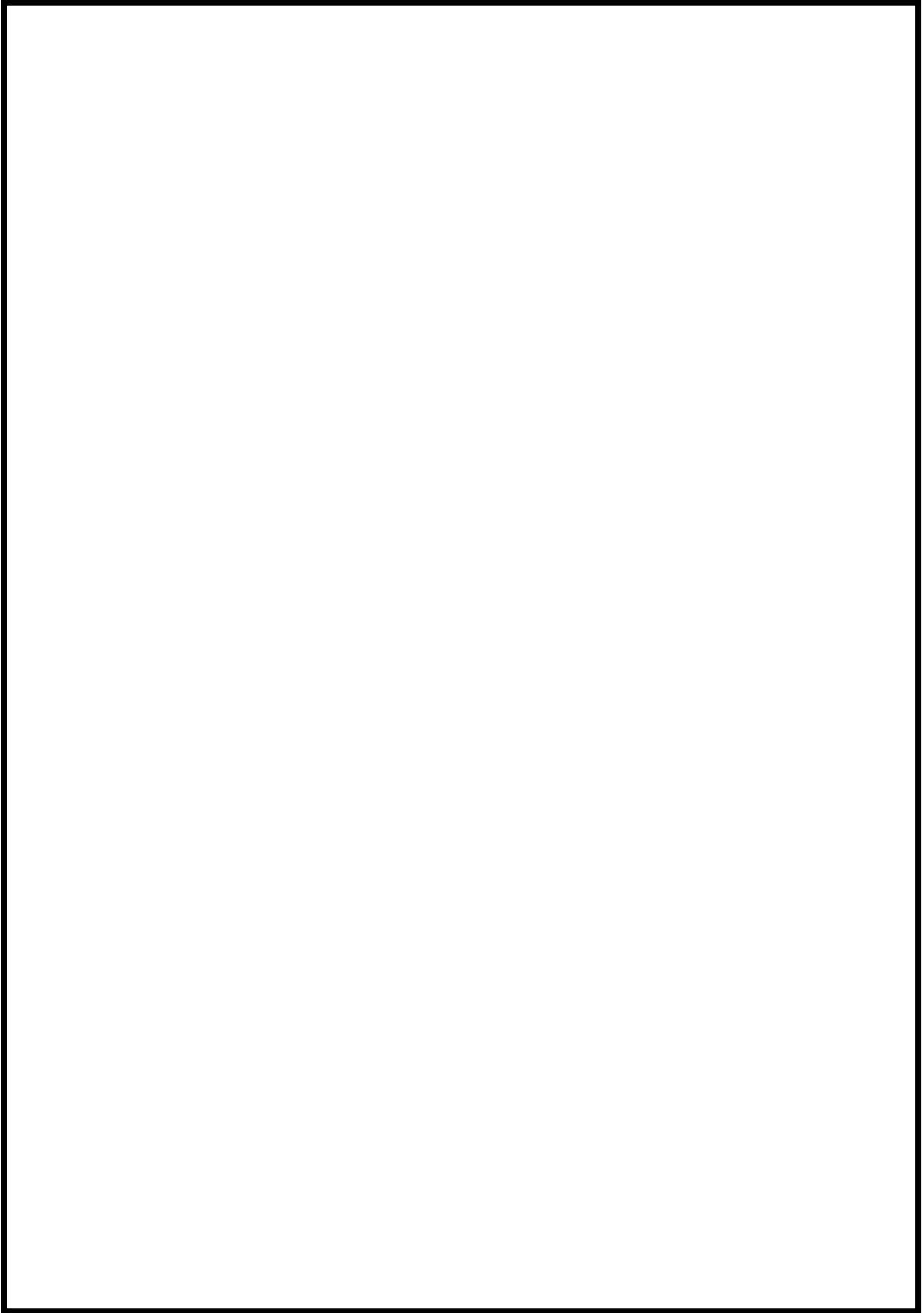


図 1 6 / 7 号炉高压代替注水系の配置図 (中央制御室操作スイッチ)

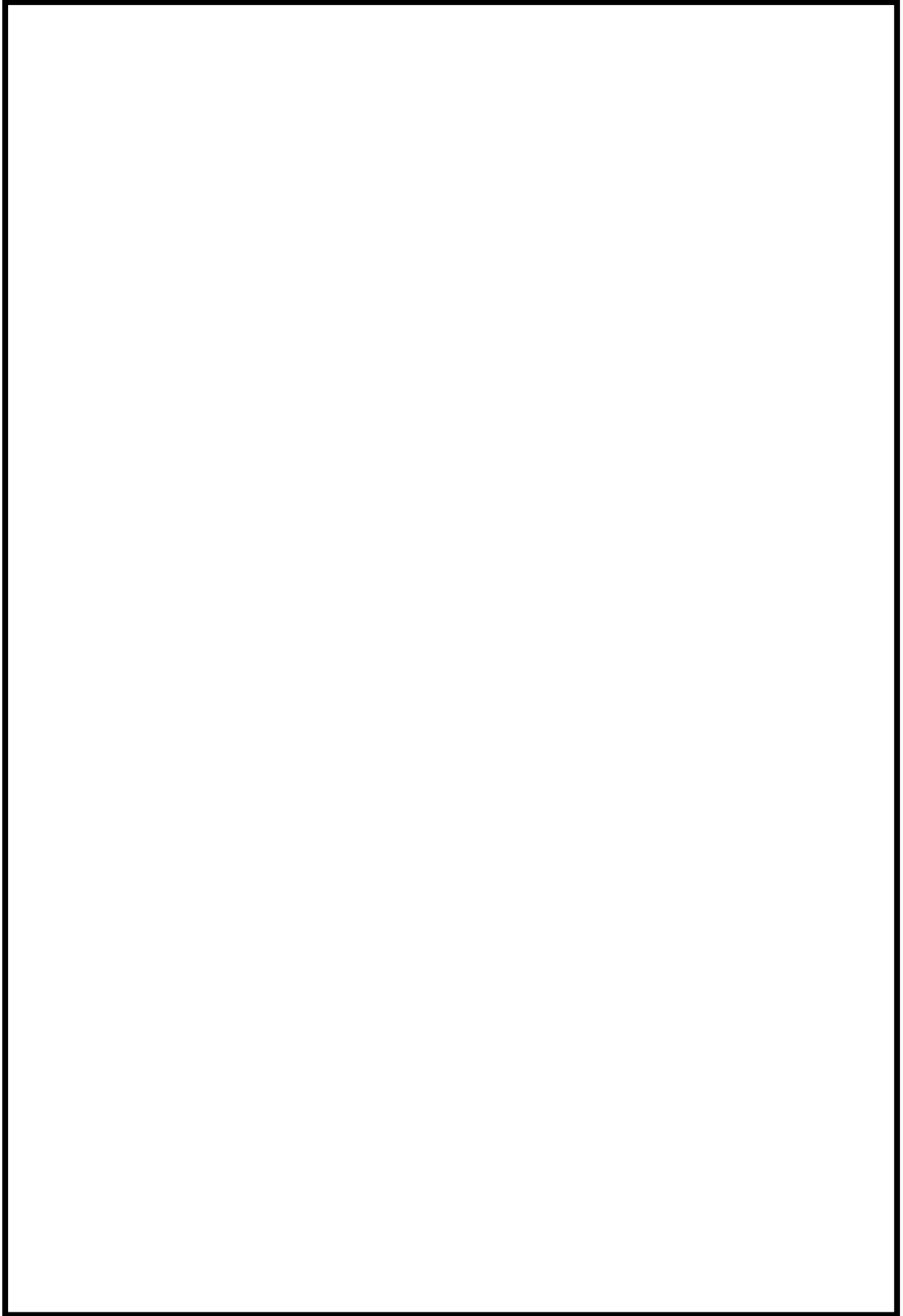


図 2 6号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）



図3 6号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

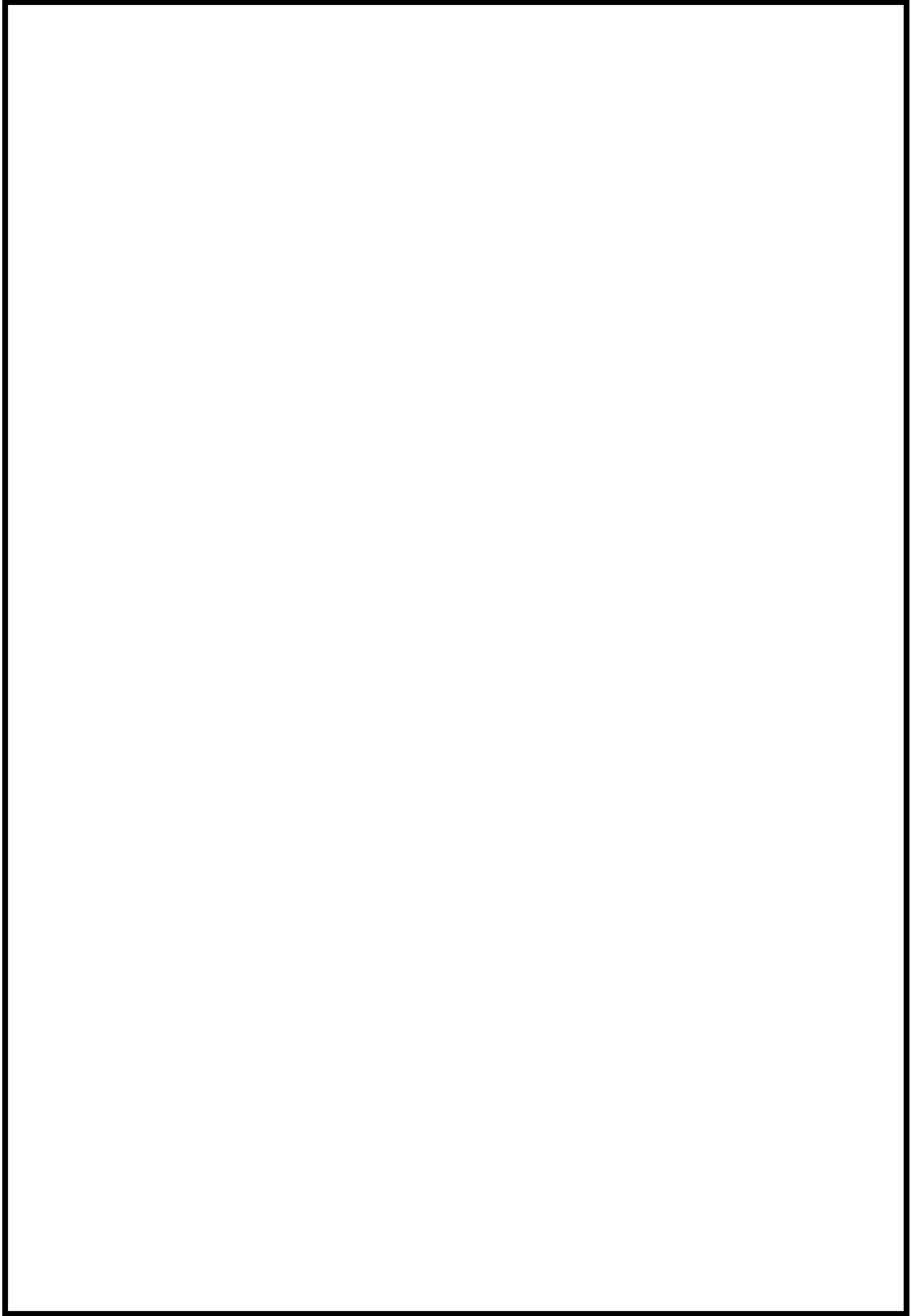


図 4 6号炉高圧代替注水系の配置図（操作対象弁）

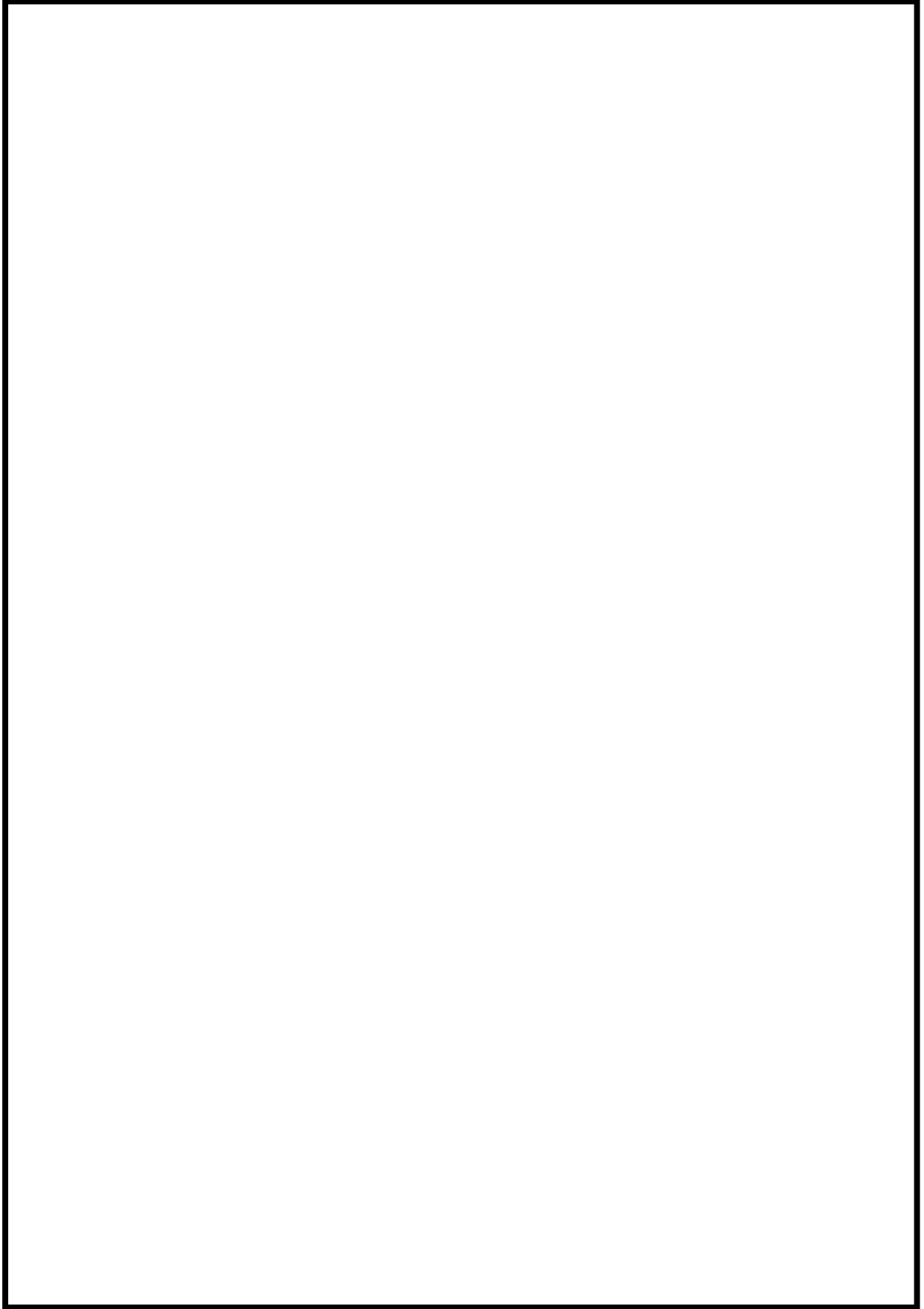


図 5 7号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

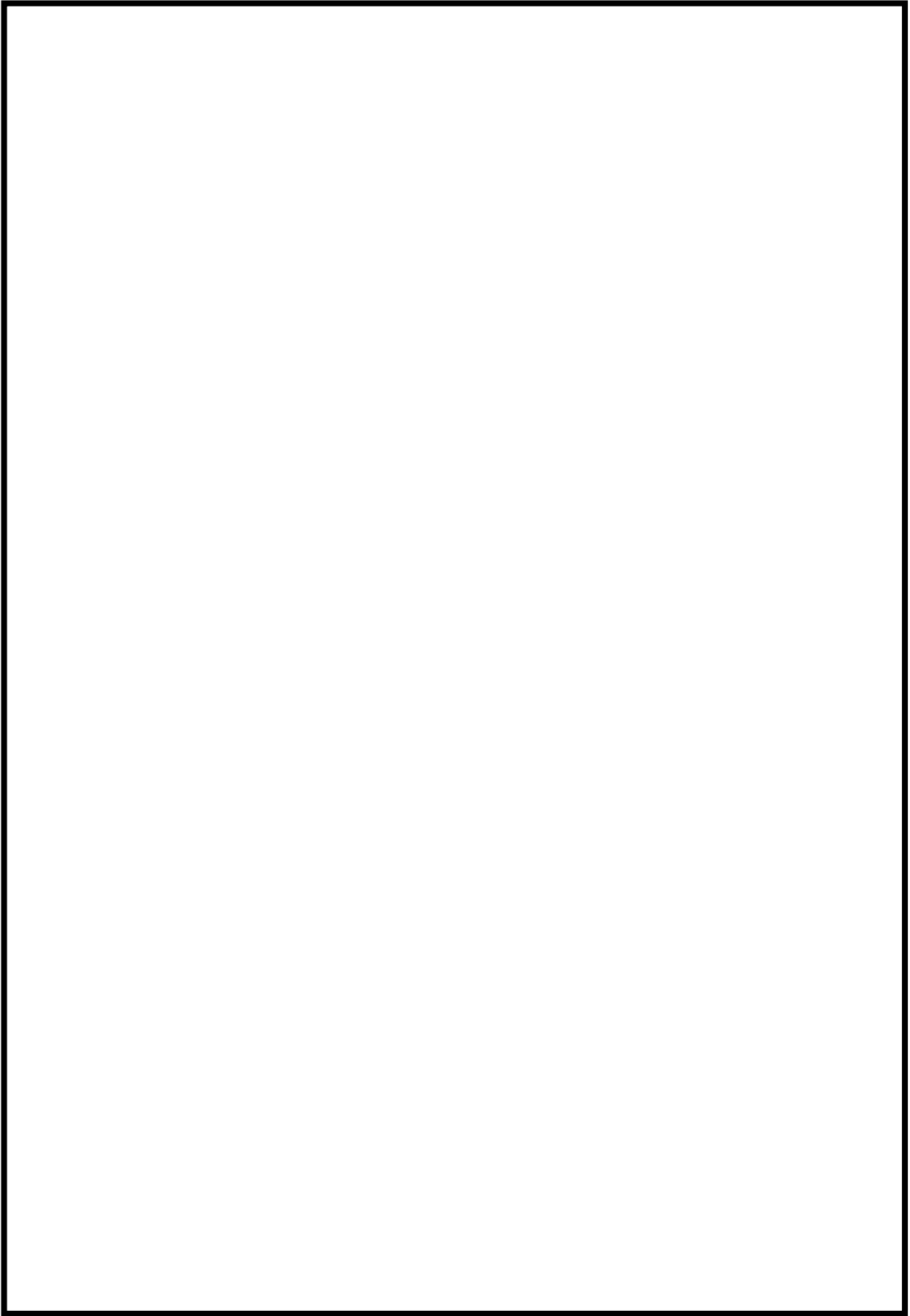


図 6 7号炉高圧代替注水系の配置図 (高圧代替注水系ポンプ)

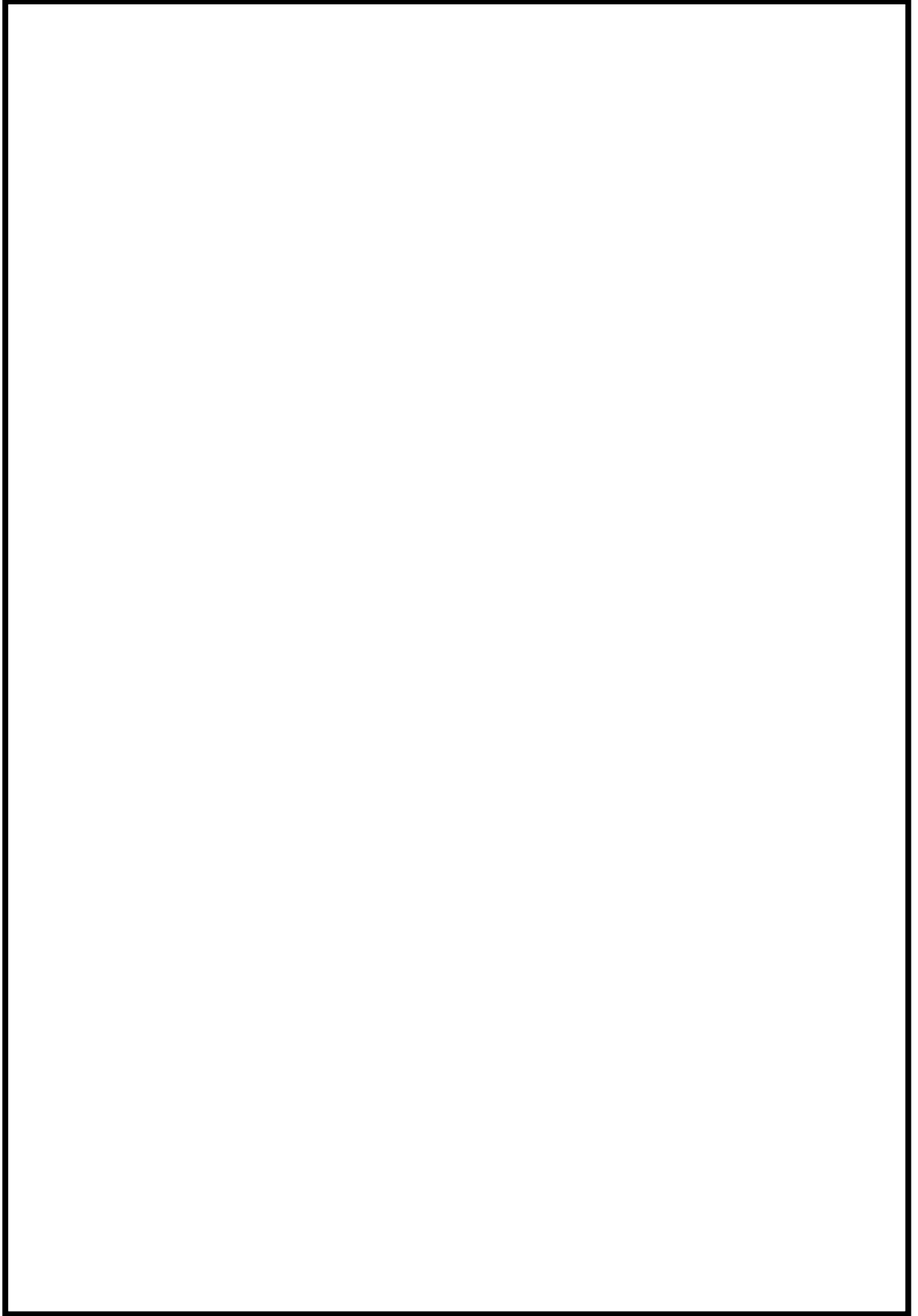


図 7 7号炉 高压代替注水系の配置図 (操作対象弁)

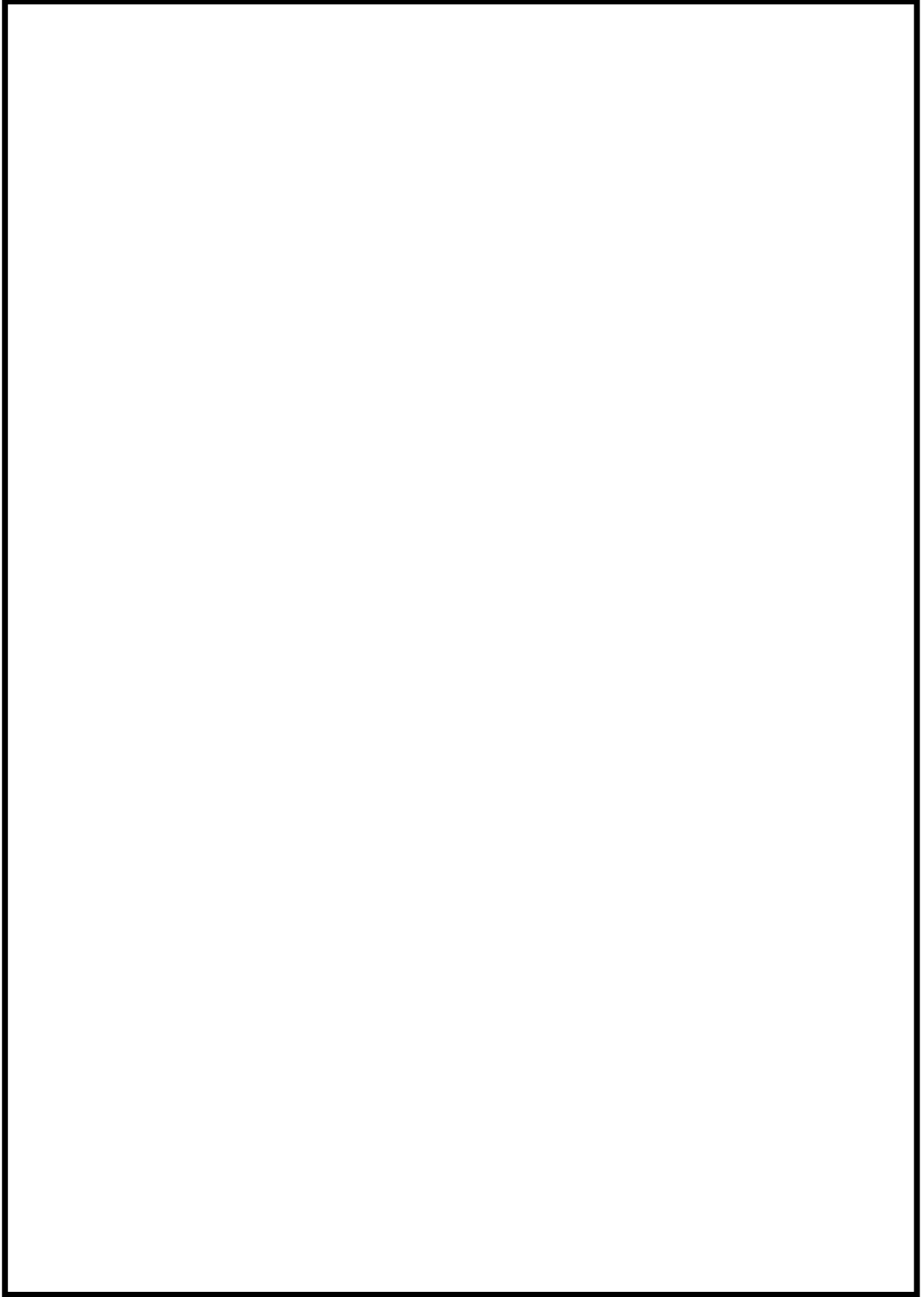


図8 7号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

45-4  
系統図

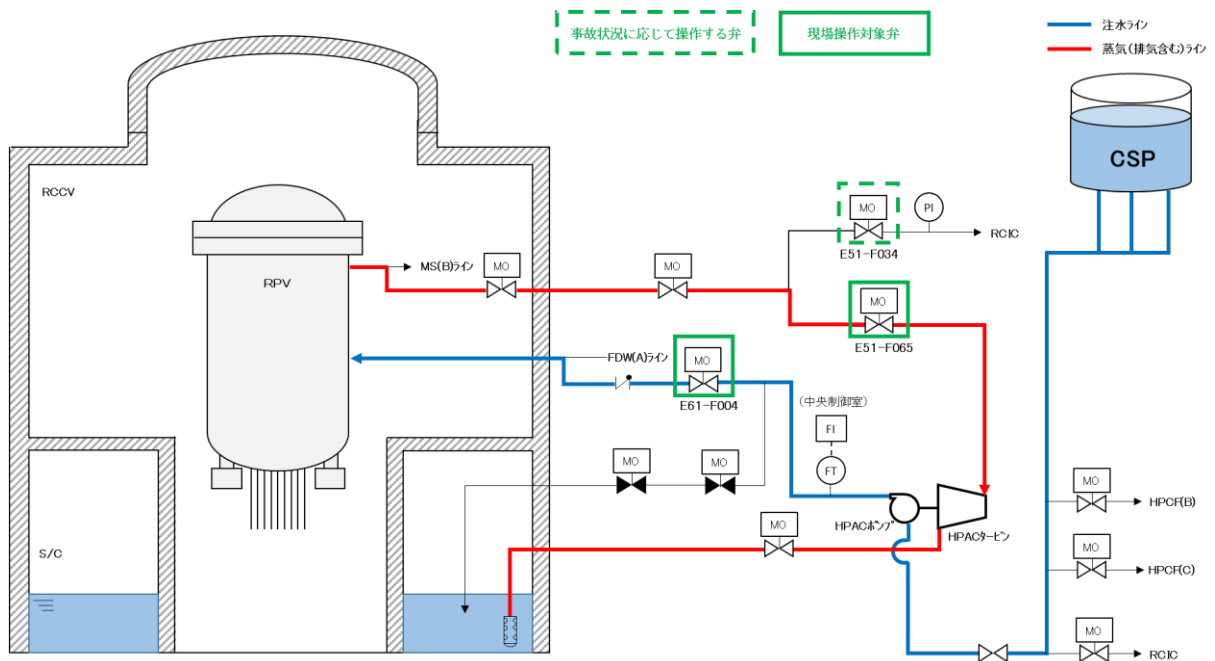


図 1 高圧代替注水系（7号炉の例）系統概要

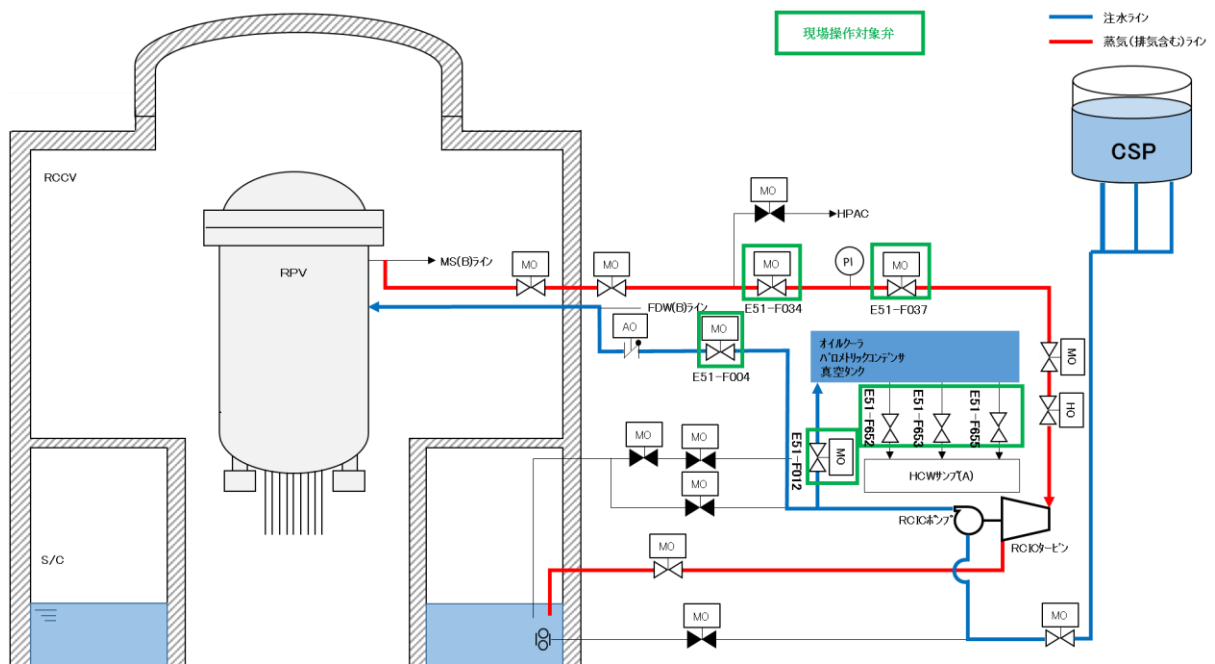


図 2 原子炉隔離時冷却系（7号炉の例）系統概要



45-5  
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

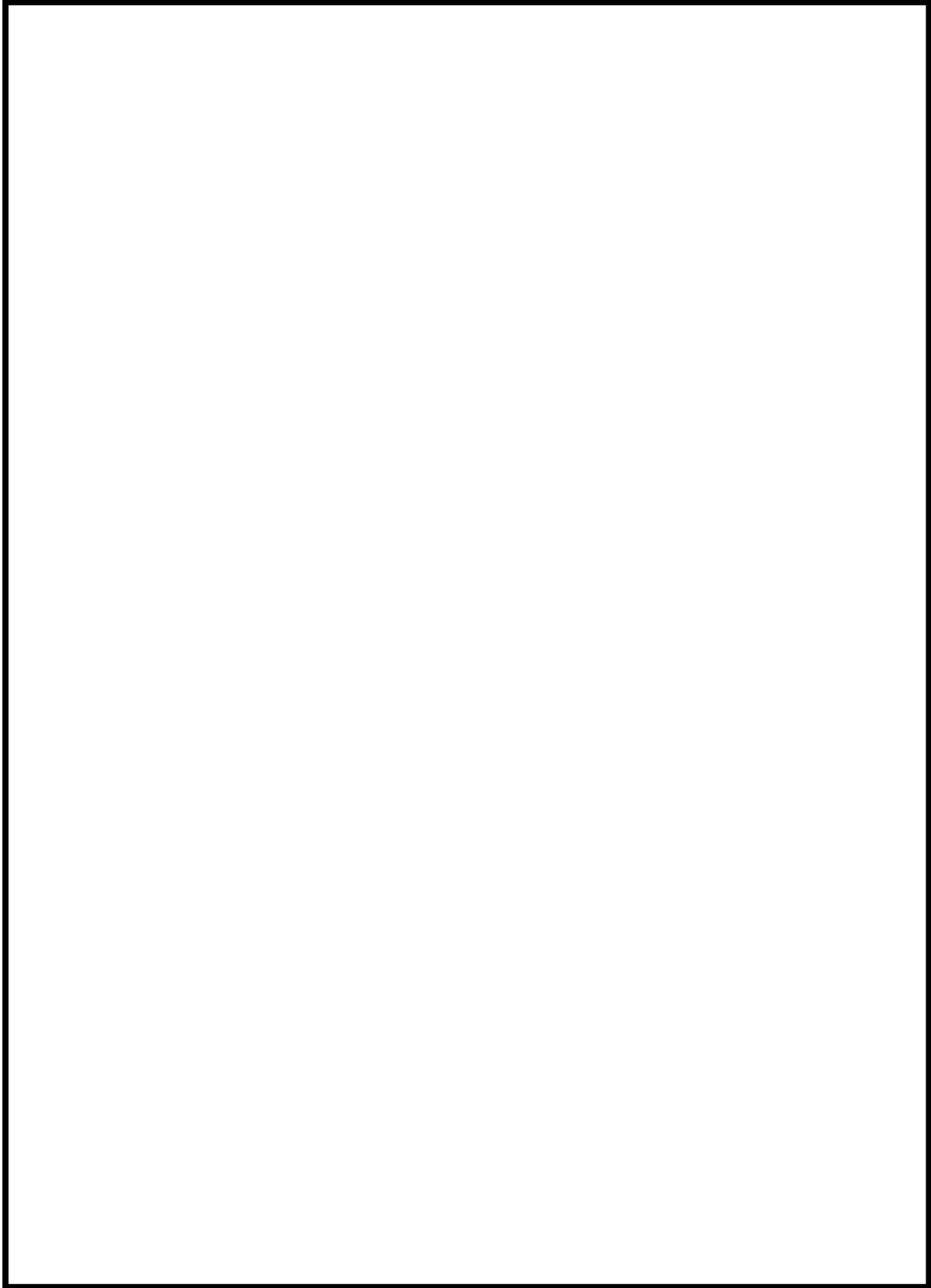


図 1 高压代替注水系運転性能検査系統図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

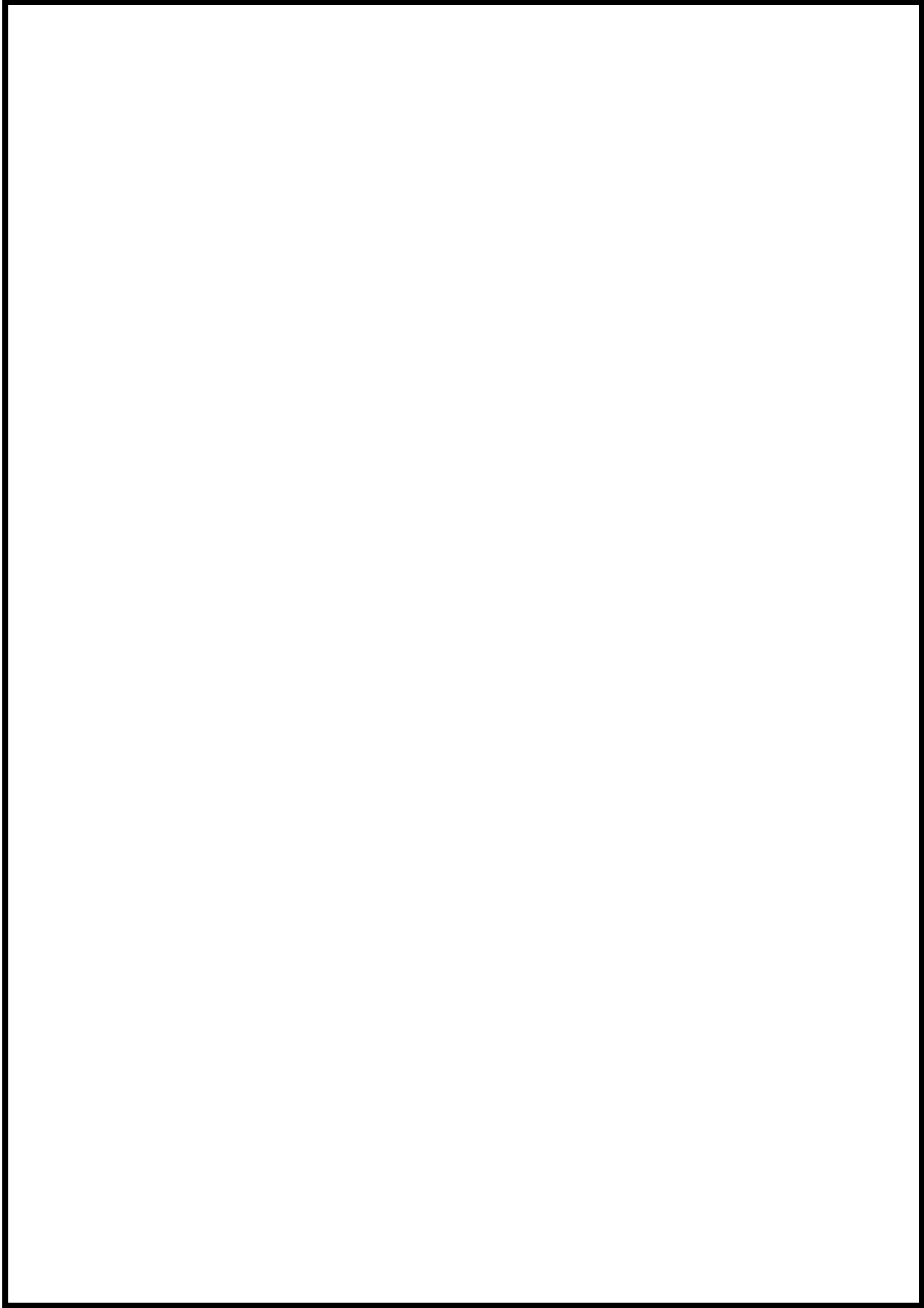


図 2 高压代替注水系ポンプ構造図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

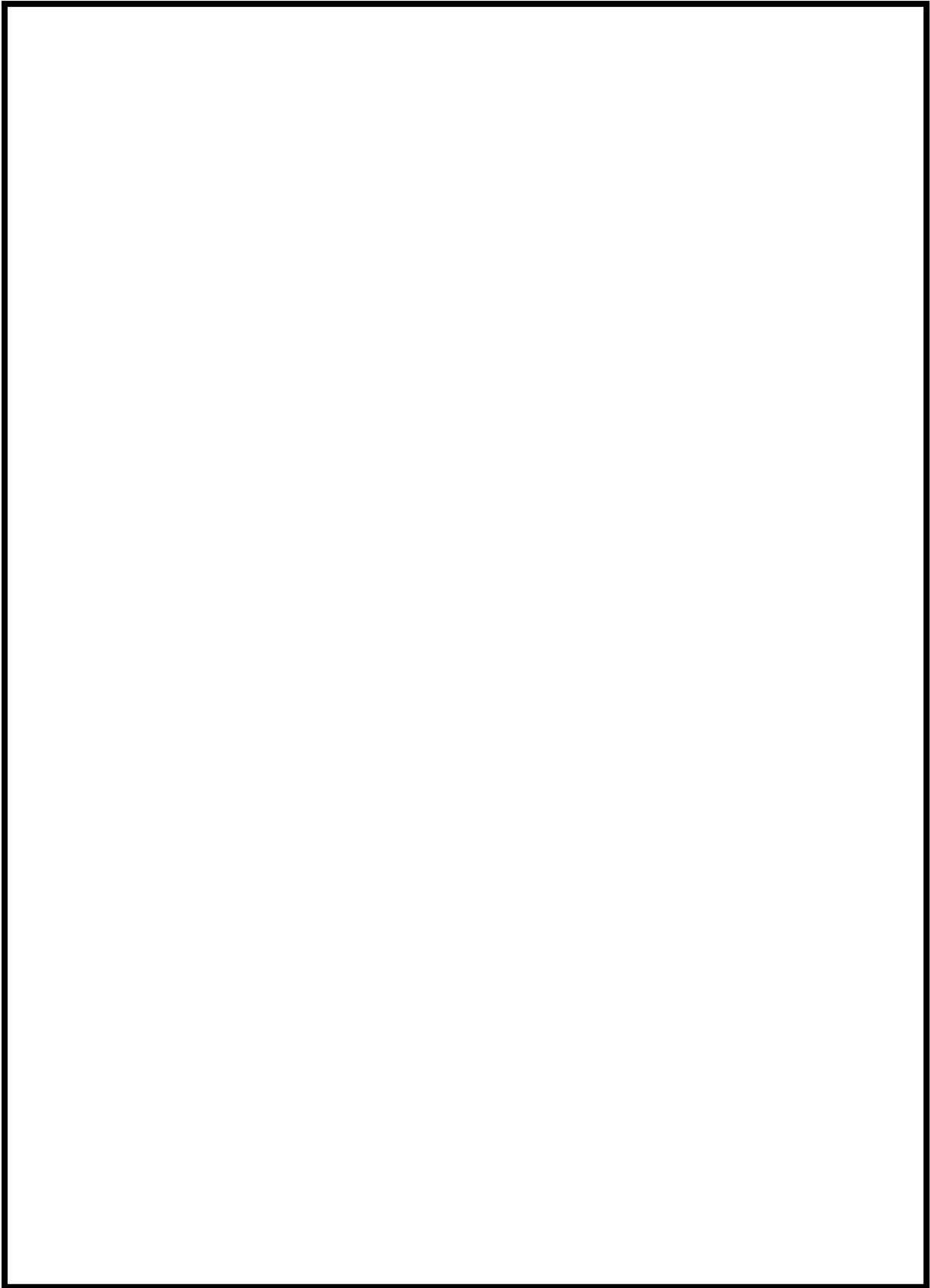


図 3 高圧代替注水系運転性能検査系統図（7号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

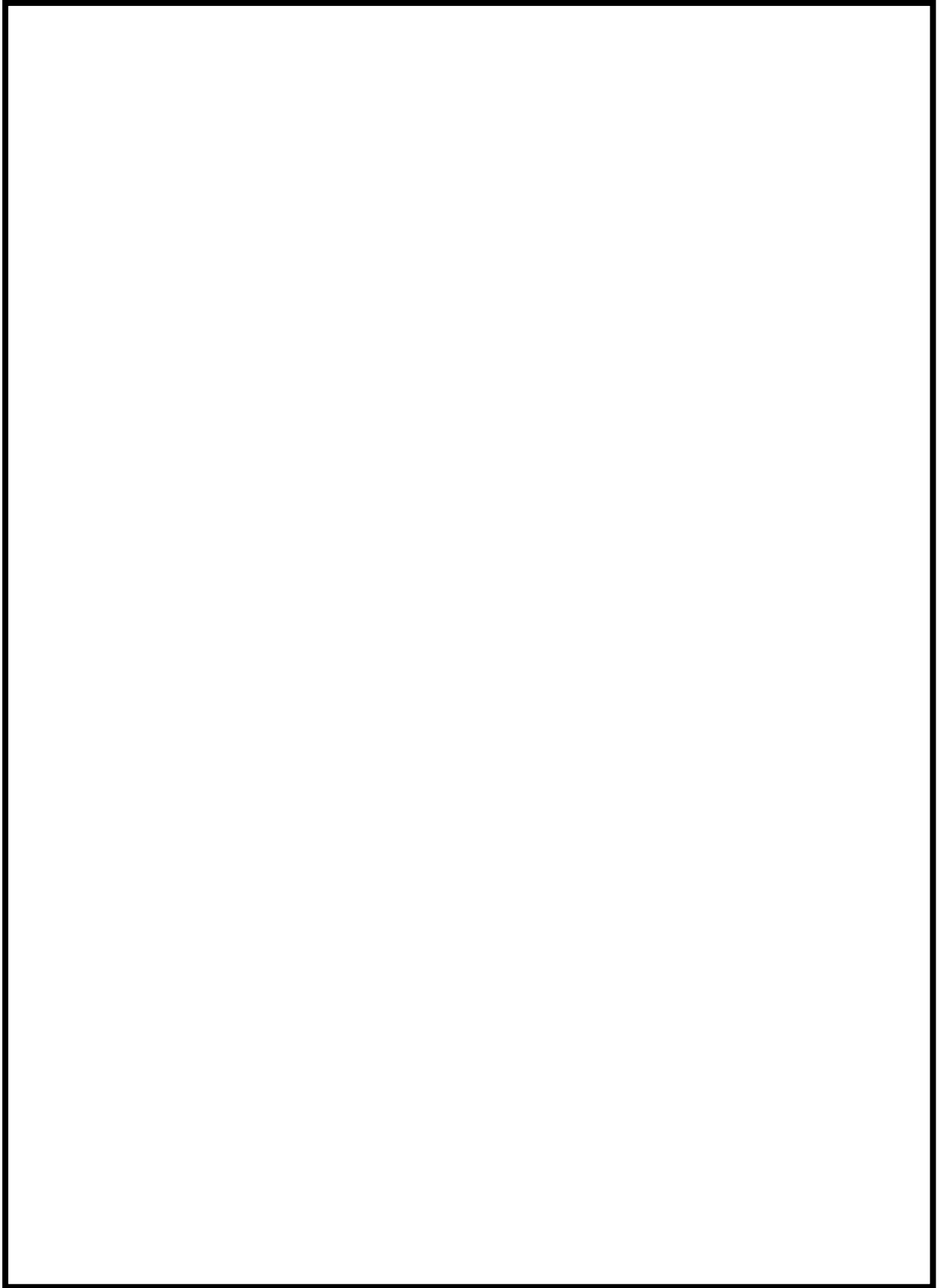


図 4 高压代替注水系ポンプ構造図（7号炉）

45-6  
容量設定根拠

名 称		高压代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h	182 以上 (注 1), (182 (注 2))
全揚程	m	900 以上 (注 1), (958 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
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】**

高压代替注水系ポンプは、全交流動力電源喪失に加えて高压炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高压代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、高压注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高压代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

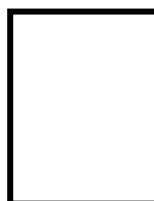
1. 容量

高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止 30 分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 114m<sup>3</sup>/h 以上とし、同じく高压注水系である原子炉隔離時冷却系注水流量の 182m<sup>3</sup>/h 以上とし、公称値は 182m<sup>3</sup>/h とする。

2. 全揚程

高压代替注水系水源の差圧が 8.12MPa のときに原子炉圧力容器に 182m<sup>3</sup>/h 以上の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵槽の圧力差
- ② 静水頭
- ③ 配管・機器圧力損失
- ④ ①～③の合計



上記を考慮し、高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却系ポンプに合わせて 900m 以上とし、公称値は 958m とする。

### 3. 最高使用圧力

#### (1) ポンプ吸込側

ポンプ吸込側の最高使用圧力は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

#### (2) ポンプ吐出側

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、下記を考慮する。

- ① 復水貯蔵槽の圧力 :
- ② 静水頭 :
- ③ 締切り揚程 :
- ④ ①～③の合計 :

--

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、④を上回る値とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管と合わせて11.8MPa とする。

### 4. 最高使用温度

最高使用温度は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用温度 66℃以上とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管に合わせ、77℃とする。



45-7  
その他設備

## 設備概要（自主対策設備を含む）

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設計基準対処設備，並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備，自主対策設備の設備概要を示す。

### (1) 高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系(HPAC)の系統概要を45-4，単線結線図を45-2に示す。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプ，配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し，排気ラインは，原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは，6号炉においては給水系注水ライン，7号炉においては残留熱除去系注水ラインに合流する。

また，高圧代替注水系は高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し，お互いに異なった設置場所にポンプ，電源を設置する。

高圧代替注水系は，全交流動力電源喪失，常設直流電源喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電，又は，現場での手動操作により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。さらに，設置許可基準規則第57条への適合のため，常設代替直流電源設備が喪失した場合でも，可搬型直流電源設備からの給電により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

なお，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」，現場手動操作については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

また，高圧代替注水系ポンプの構造概要を図1に示す。高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり，軸封部のない設計である。よって，原子炉隔離時冷却系と比較シグランドシール装置が不要となり，必要電源容量が少ない。また，高圧代替注水系ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより，ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し，リンク機構を通じて蒸気加減弁を

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

調整し、ポンプ流量を制御する設計となっている。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。以上のことから、高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

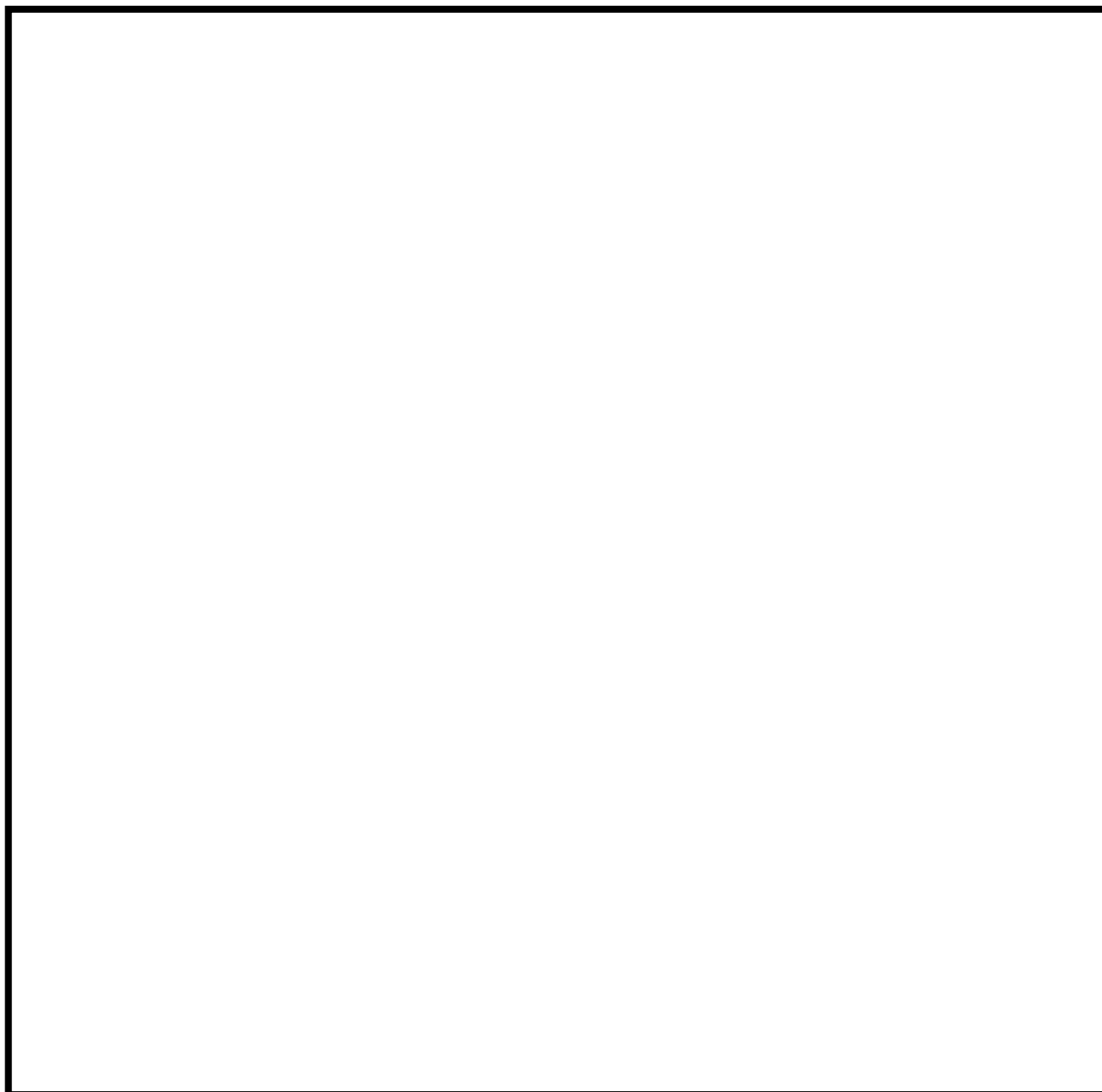


図 1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

< 高圧代替注水系ポンプの動翼構造について >

高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。図 2 にタービン構造を示す。

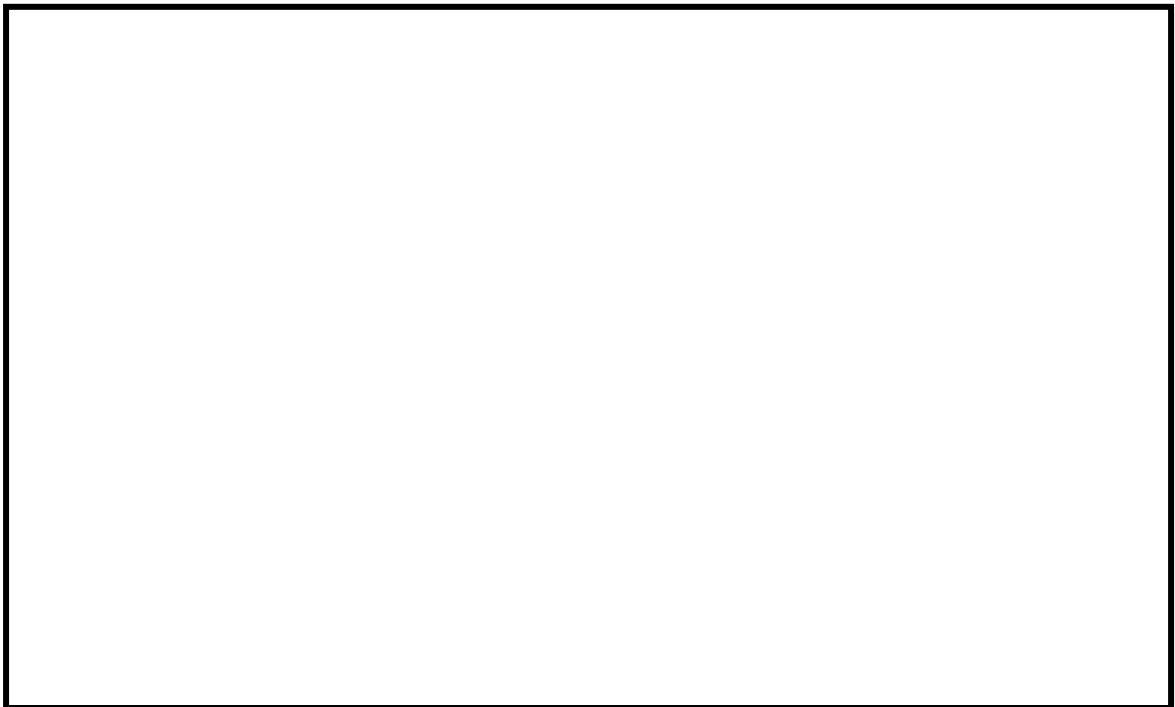


図 2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、主蒸気管からの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるよう、必要な設備及び手順を整備する（図3参照）。

なお、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

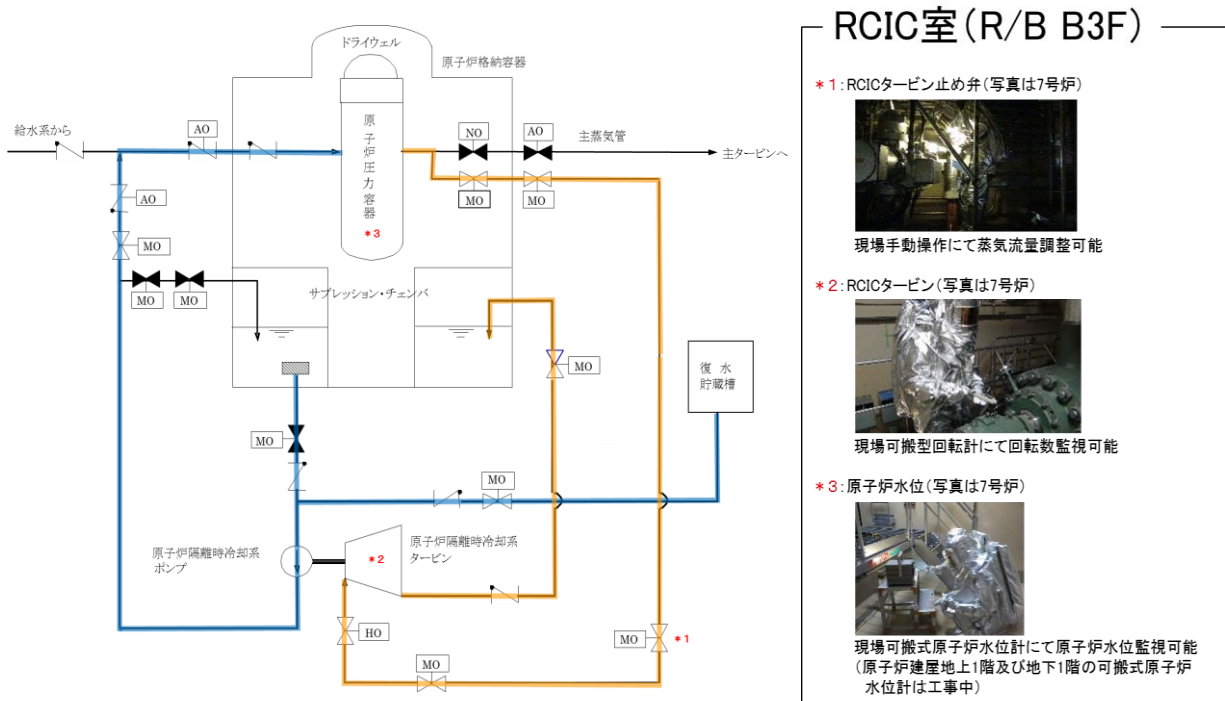


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(3) 高圧炉心注水系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心注水系(HPCF)の設備概要を図4に示す。高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ2台、スパージャ、配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水する。

ただし、自主対策として、全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する手順(高圧炉心注水系緊急注水)を整備する。

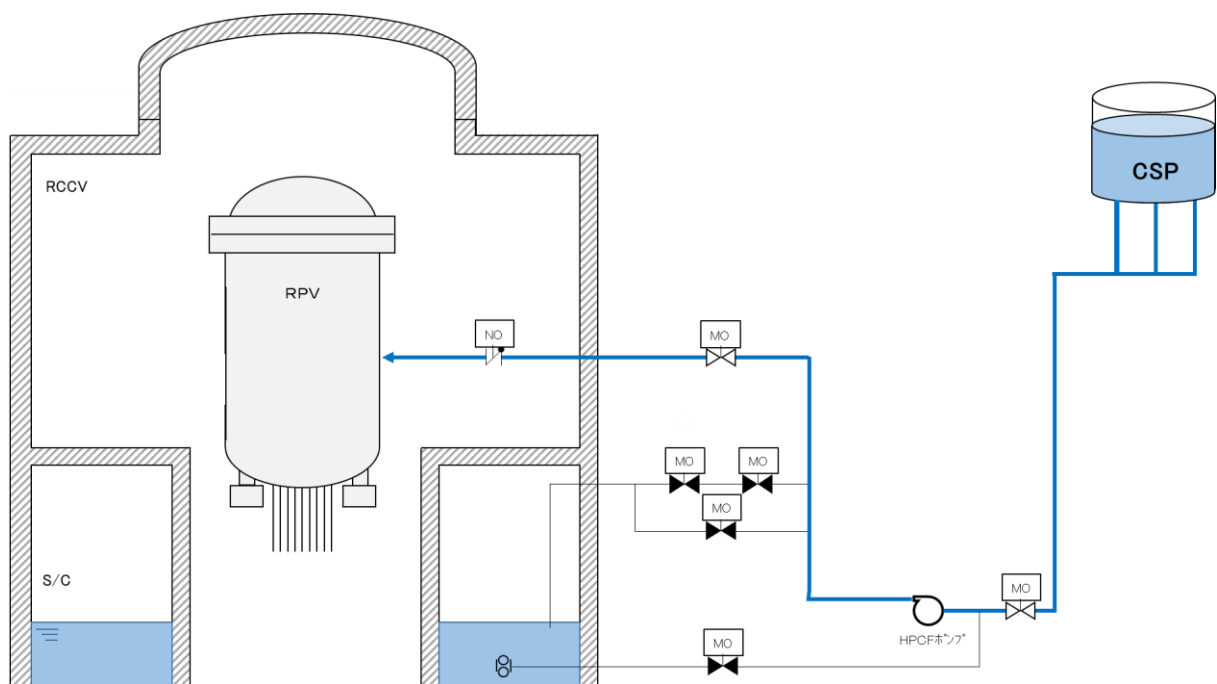


図4 高圧炉心注水系 設備概要  
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系(SLC)の設備概要を図5に示す。ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、高圧炉心注水スパーチャから原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界に移行させる。ポンプ吐出圧力約8.4MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

また、重大事故等時には、ATWS緩和設備として用いるほか、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

なお、ATWS緩和設備については、「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）」にて記載する。

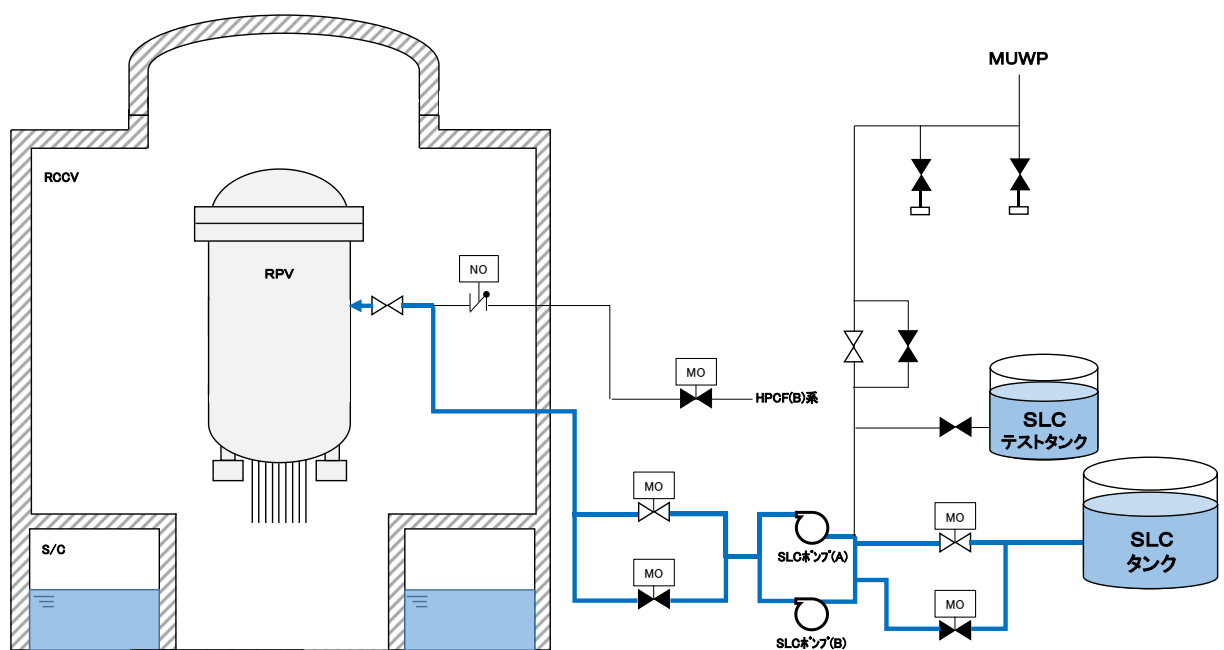


図5 ほう酸水注入系 設備概要  
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策】

ほう酸水注入系（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。(4) ほう酸水注入系による進展抑制に加えて、純水補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。また、仮設ホースを用いて接続することで復水補給水系（水源は復水貯蔵槽）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。

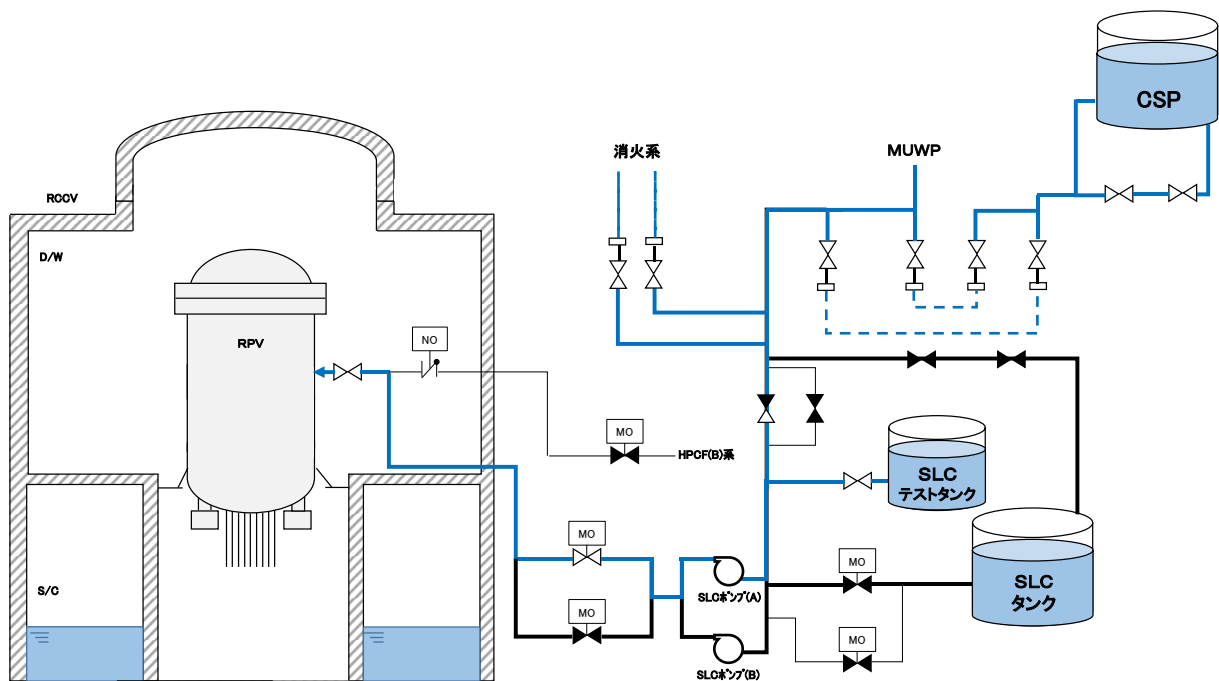


図6 ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注水 設備概要  
（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）



(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵槽(CSP)の水を制御棒駆動水ポンプ(CRDポンプ)により加圧し、水圧制御ユニット(HCU)のアクムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構のパージ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力約15.3MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

重大事故等時に使用可能である場合は、復水貯蔵槽の水を制御棒駆動機構のパージラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

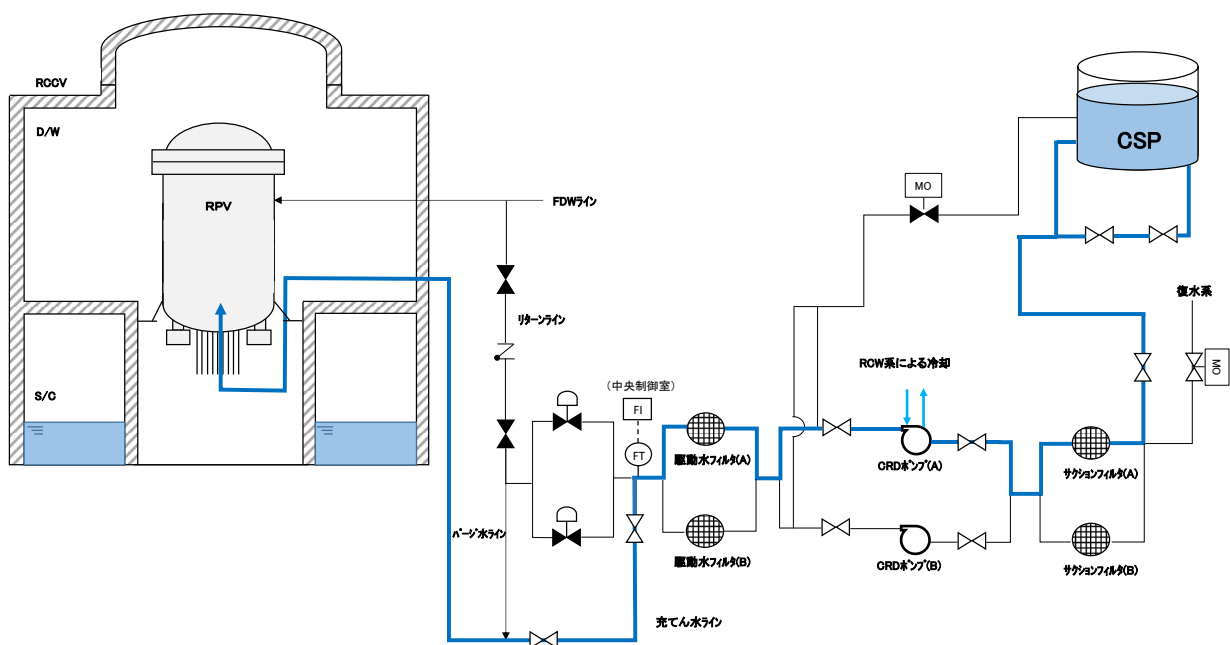


図7 制御棒駆動水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水 設備概要  
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(7) 直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復【自主対策】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系の運転には本来、制御装置及び電動弁操作の電源が必要であるが、全交流動力電源喪失、常設直流電源喪失した場合でも、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続することができるよう、自主対策として、直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復を整備する。(図8,9参照)。

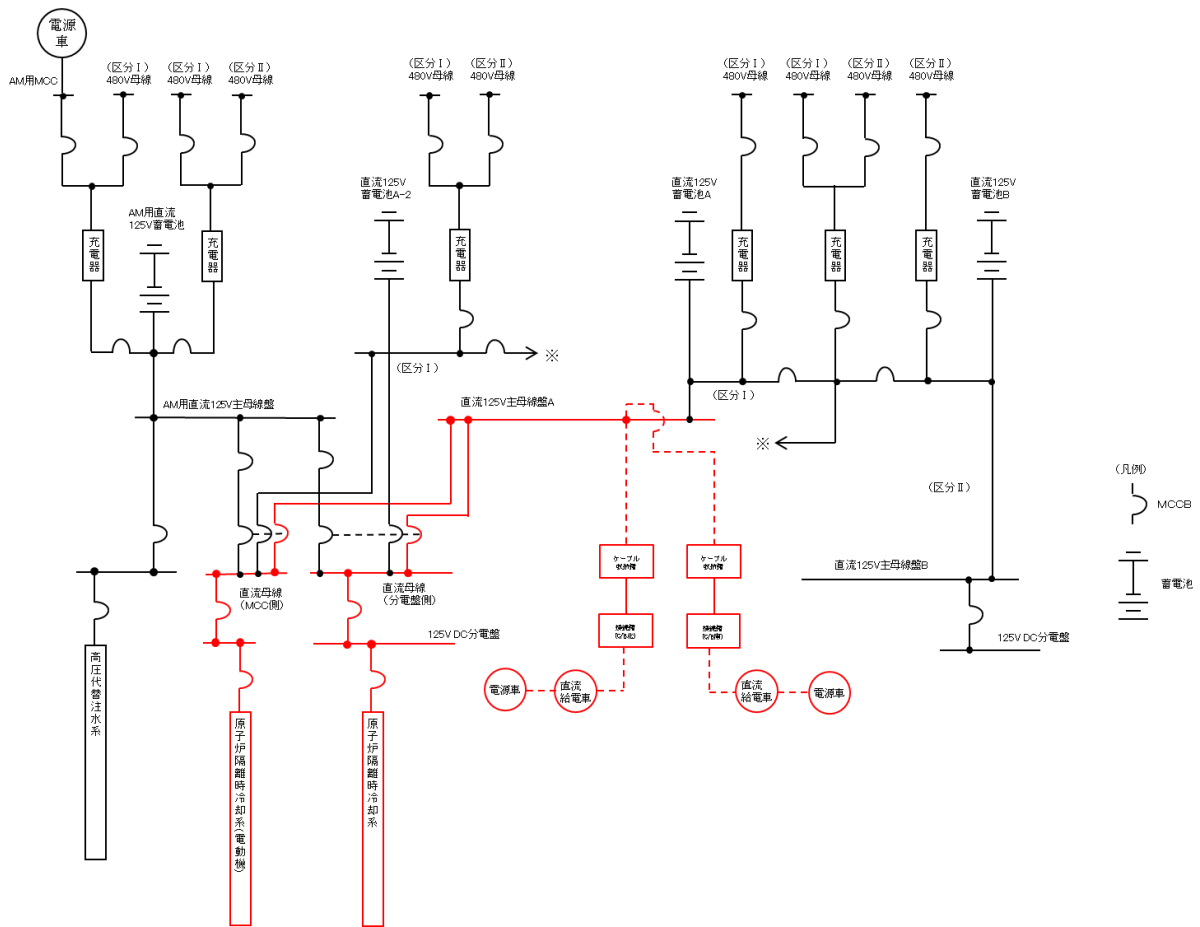


図8 6号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

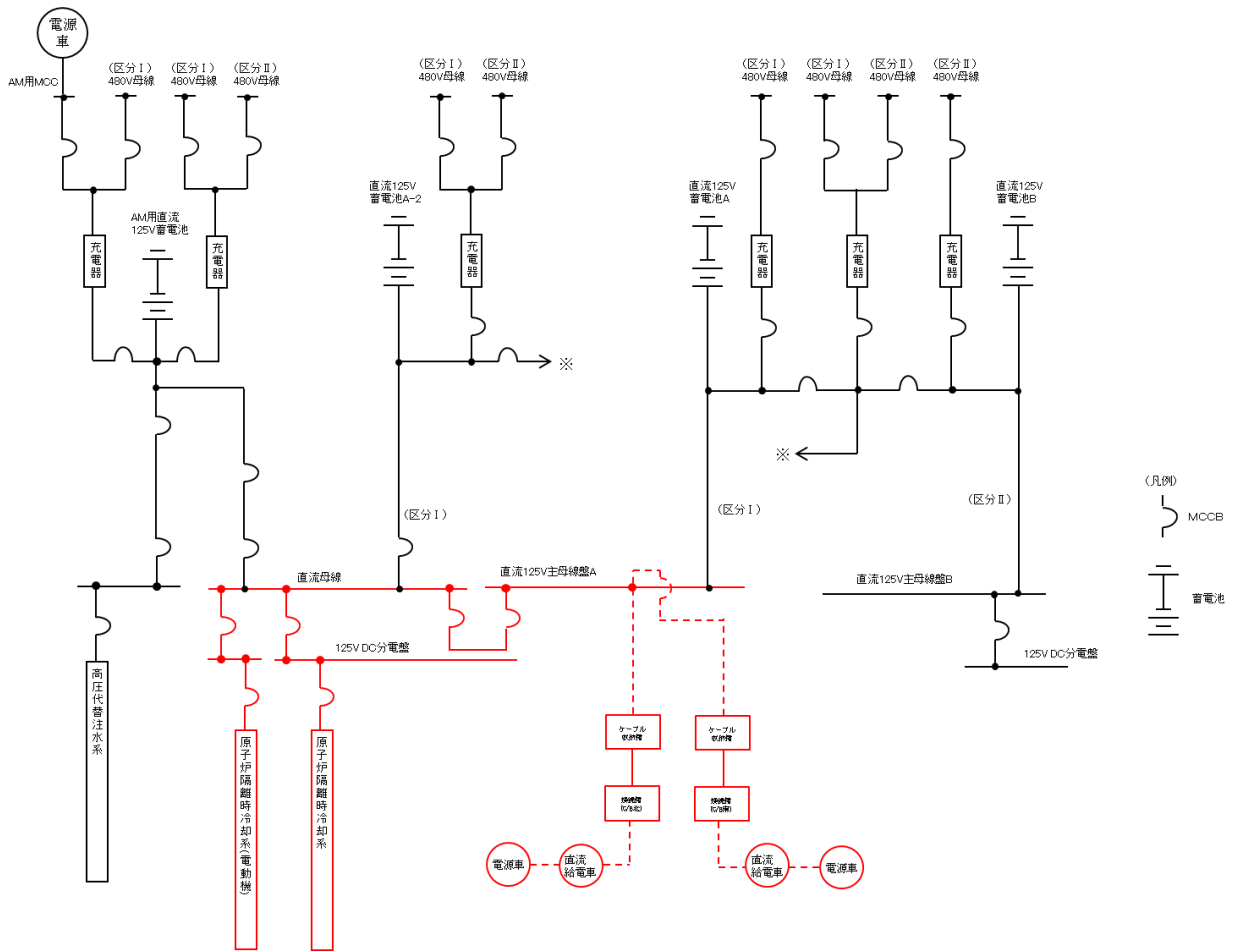


図9 7号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

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

## 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を下図に示す。蒸気加減弁の弁棒がレバーリンク機構を介して、油圧式アクチュエータに接続されており、開度指令信号が電油変換器を介して油圧式アクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。

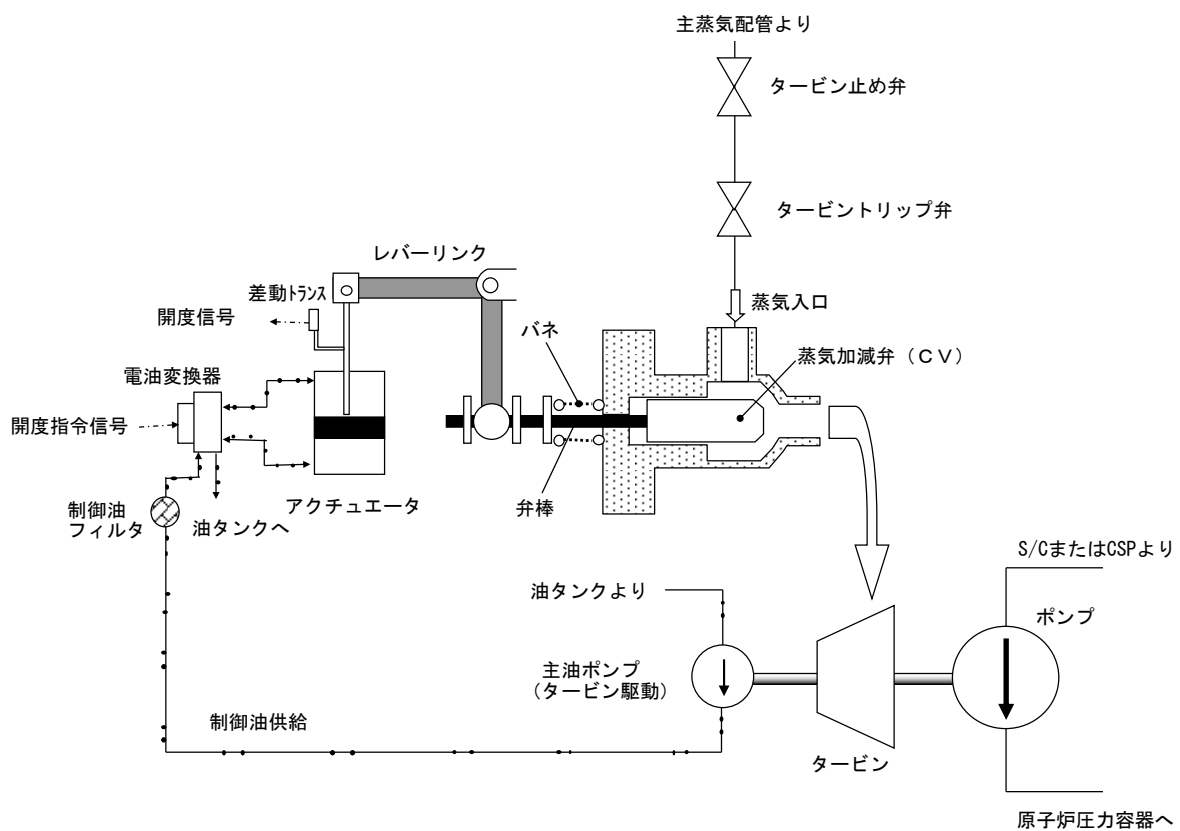


図 1 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

## 蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

油圧式アクチュエータの作動油はタービン軸直結の主油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が切れることはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、電油変換器内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時、蒸気加減弁は全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認する。また、運転継続操作においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うこととする。

45-9

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覽に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
高圧代替注水系 注入弁	高圧代替注水系 注入弁	E61 -M0-F003	高圧代替注水系 注入弁	E61 -M0-F004
	高圧代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F080	原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系タービン止め弁	E51 -M0-F065
原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	原子炉隔離時冷却系 重大事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F071	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F034
	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004
原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037
	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012
原子炉隔離時冷却系 その他ドレン弁	原子炉隔離時冷却系 潤滑油冷却器出口ドレン弁	E51 -F511	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F652
	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F518	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管ドレン	E51 -F653
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 真空ポンプ吐出レギュレートドレン弁	E51 -F519	原子炉隔離時冷却系 セパレータードレン弁	E51 -F655



## 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

### 目次

- 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 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 原子炉建屋ブローアウトパネルについて
- 46-14 各号炉の弁名称及び弁番号

46-1

SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				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	原子炉格納容器内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	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(安全弁)	B	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	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—対象外 (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	46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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			代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		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	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替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	対象外(サポート系なし)	対象外
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		自動減圧系の起動阻止スイッチ		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	その他の建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	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)	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	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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	その他の建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	現場操作—接続作業	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)	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	本来の用途として使用一切替必要	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	現場操作(設置場所)	A a		
		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	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-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	対象外(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 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				AM用切替装置 (SRV)	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	その他の建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	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	本来の用途として使用一切替必要	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	46-3 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			—		
	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	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				アキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)	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	原子炉格納容器内設備	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)	—
				電磁的障害	(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)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB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	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		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	その他の建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		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 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	46-4 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	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		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	46-7 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	46-7 接続図		
	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, 46-8 保管場所図		
	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-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	—	対象外	
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				原子炉建屋ブローアウトパネル	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	原子炉建屋原子炉区域内設備 屋外設備	B, D
				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)	—
				電磁的障害	(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	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				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	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				高圧炉心注水系注入隔離弁 (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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	現場操作	B f	
			関連資料	—		
		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	—		
		第4号	切り替え性	当該弁の使用にあたり切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	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	—	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	流路, その他設備	対象外
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

46-2  
単線結線図

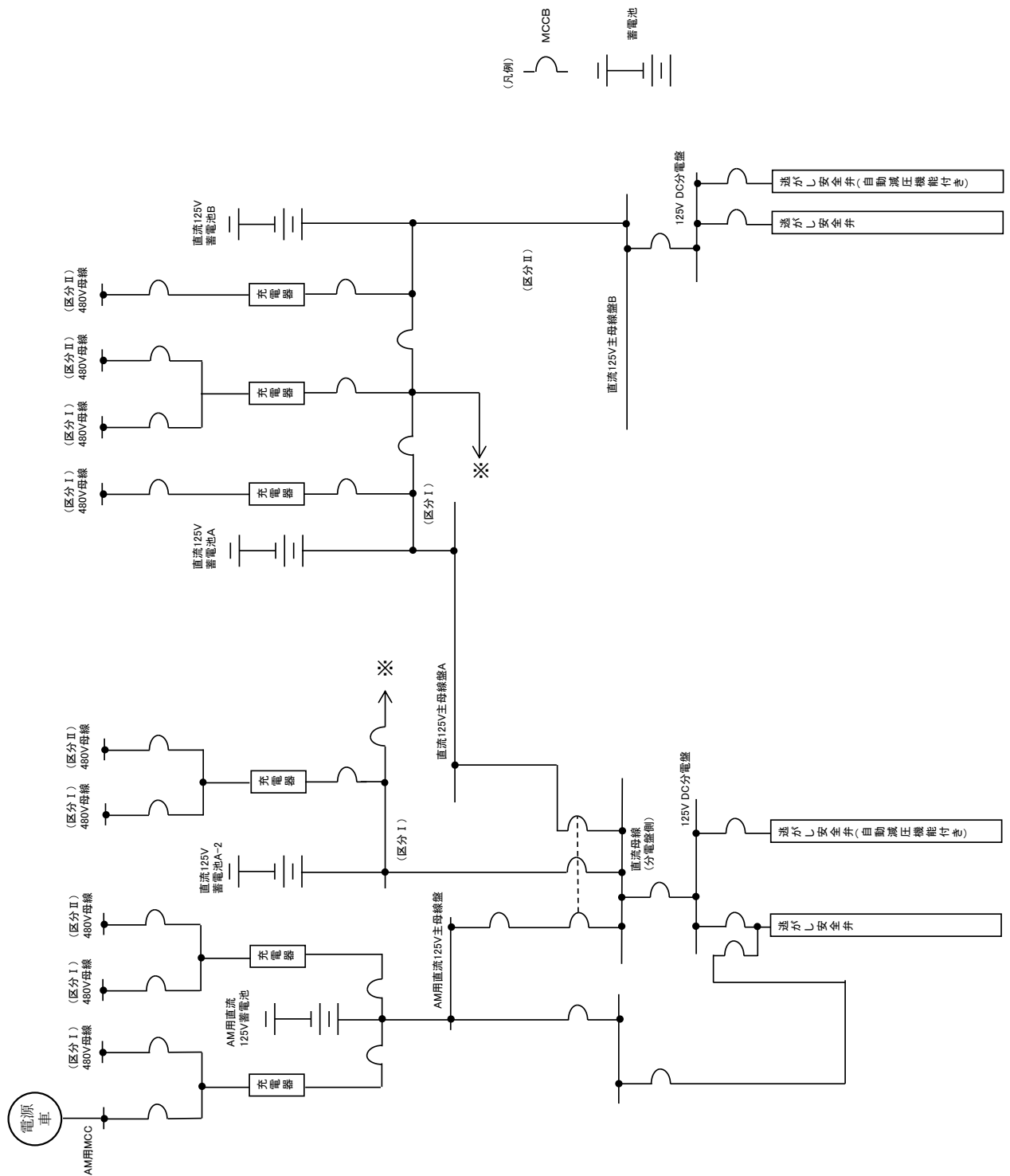


図1 6号炉 直流電源単線結線図

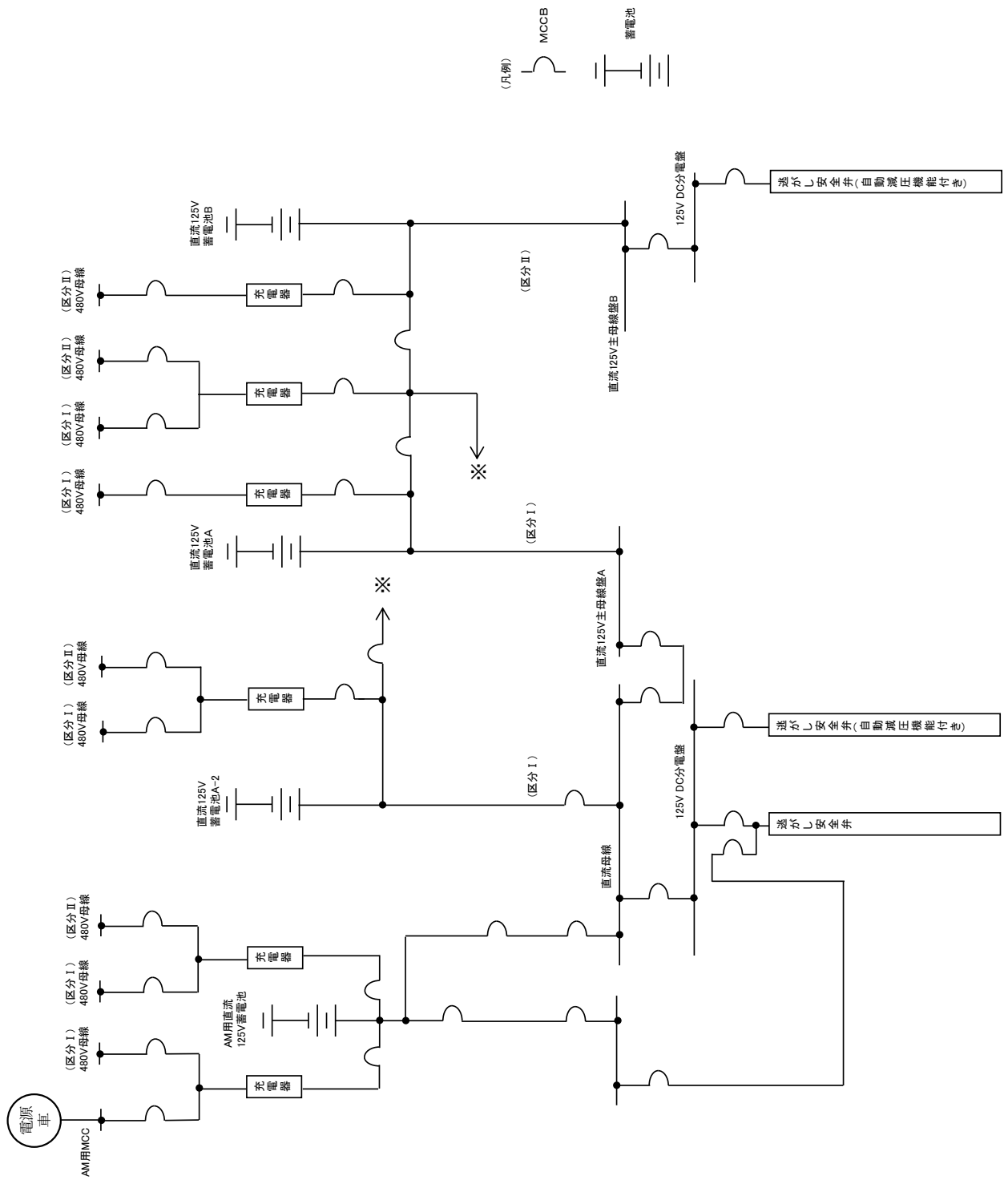
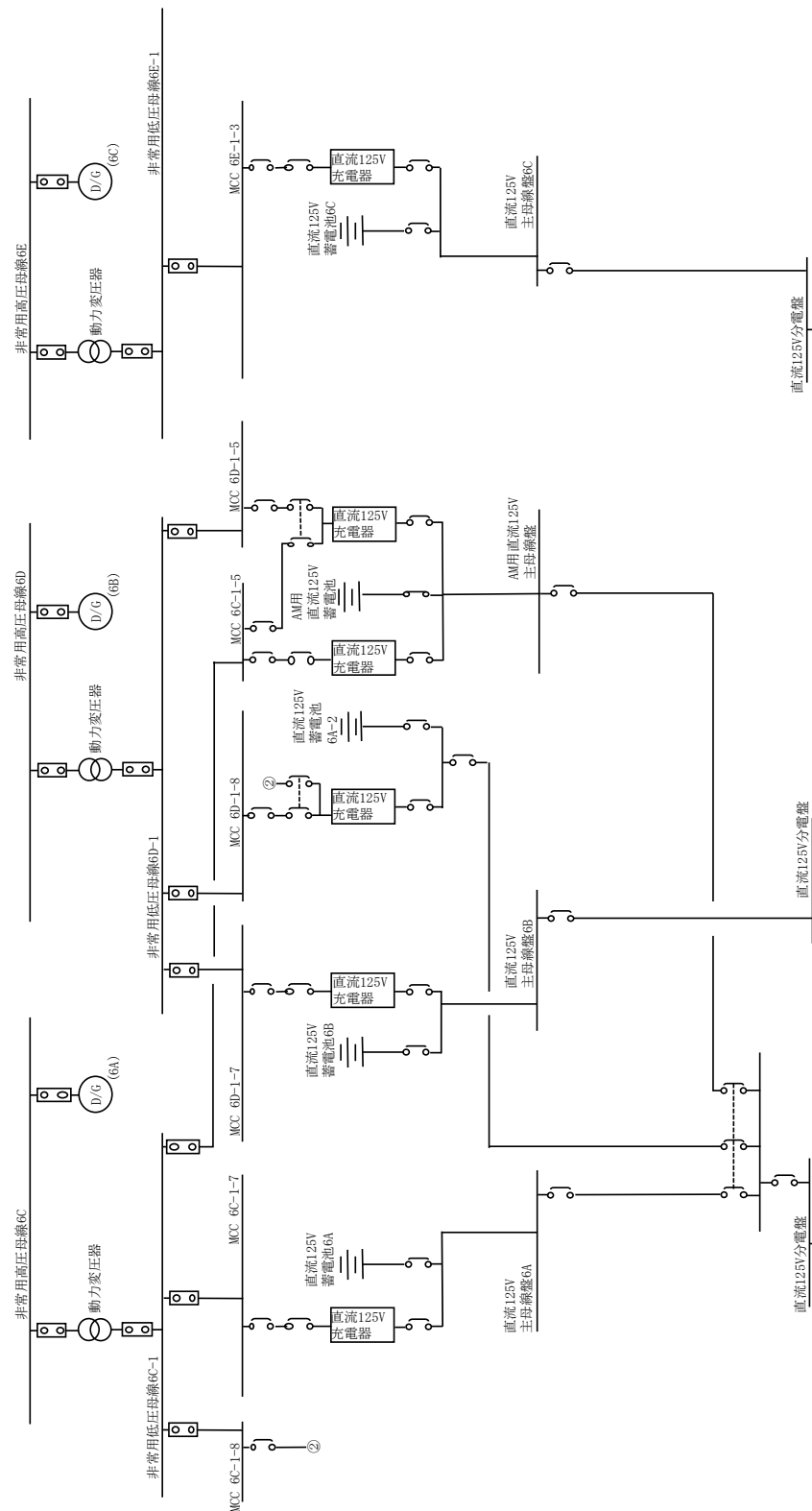
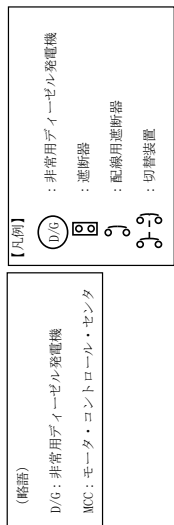


図2 7号炉 直流電源単線結線図

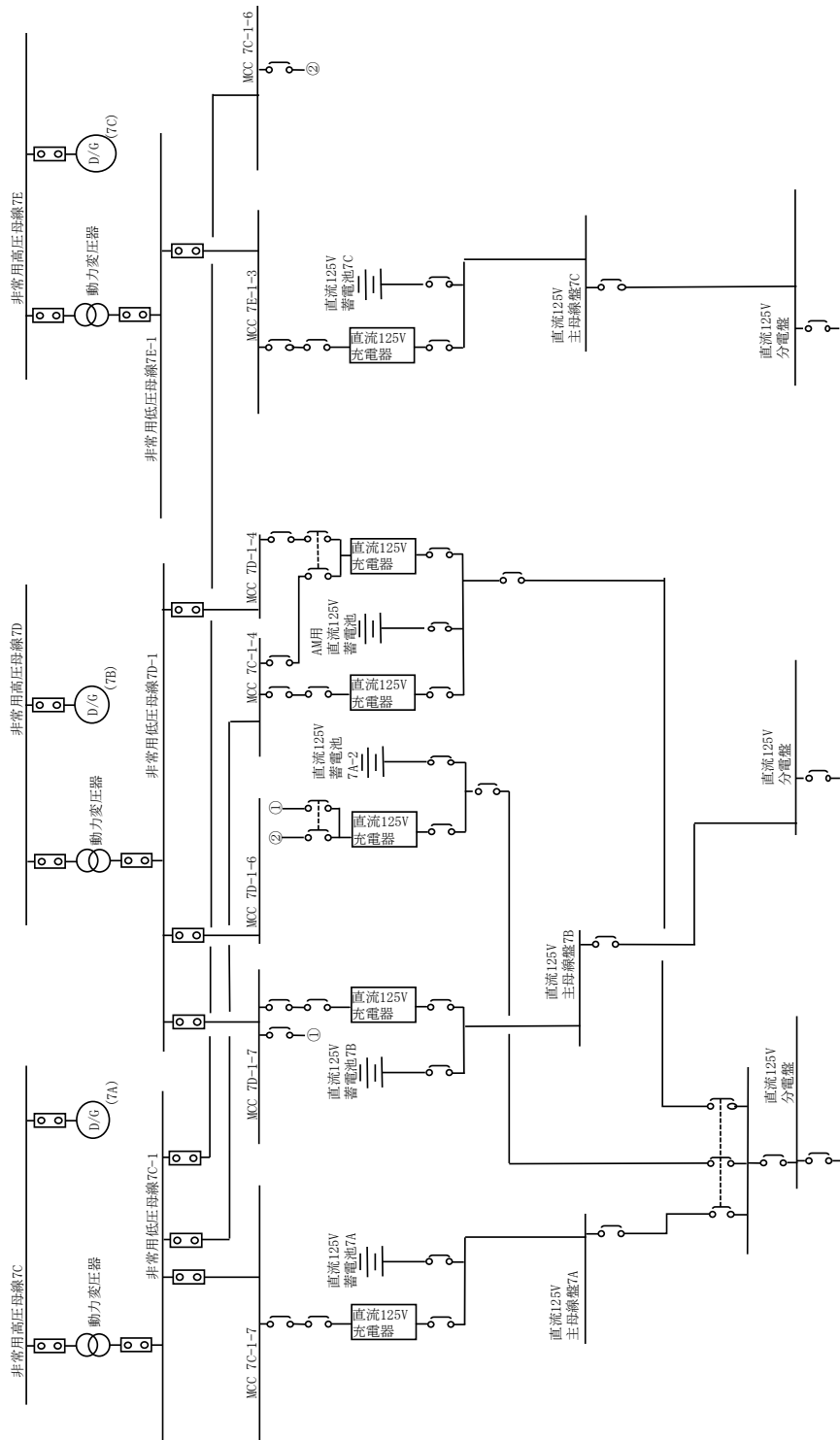
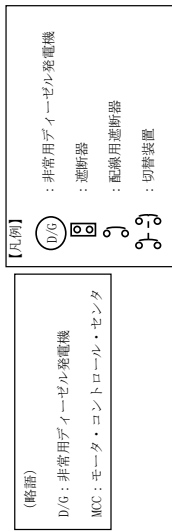


- ・ 原子炉水位L1 (区分Ⅲ)
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅲ)

- ・ 代替自動減圧機能
- ・ 原子炉水位L1 (区分Ⅱ)
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅱ)
- ・ 電磁弁 (B)

- ・ 代替自動減圧機能
- ・ 原子炉水位L1 (区分Ⅰ)
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅰ)
- ・ 電磁弁 (A)

図 3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

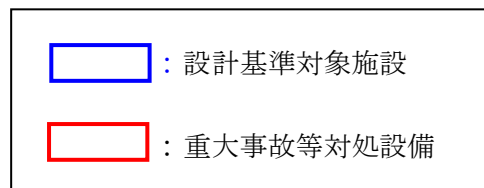


- ・代替自動減圧機能
  - ・原子炉水位L1 (区分 I)
  - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 I)
  - ・電磁弁 (A)
- ・代替自動減圧機能
  - ・原子炉水位L1 (区分 II)
  - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 II)
  - ・電磁弁 (B)
- ・原子炉水位L1 (区分 III)
  - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 III)

図 4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図



46-3  
配置図



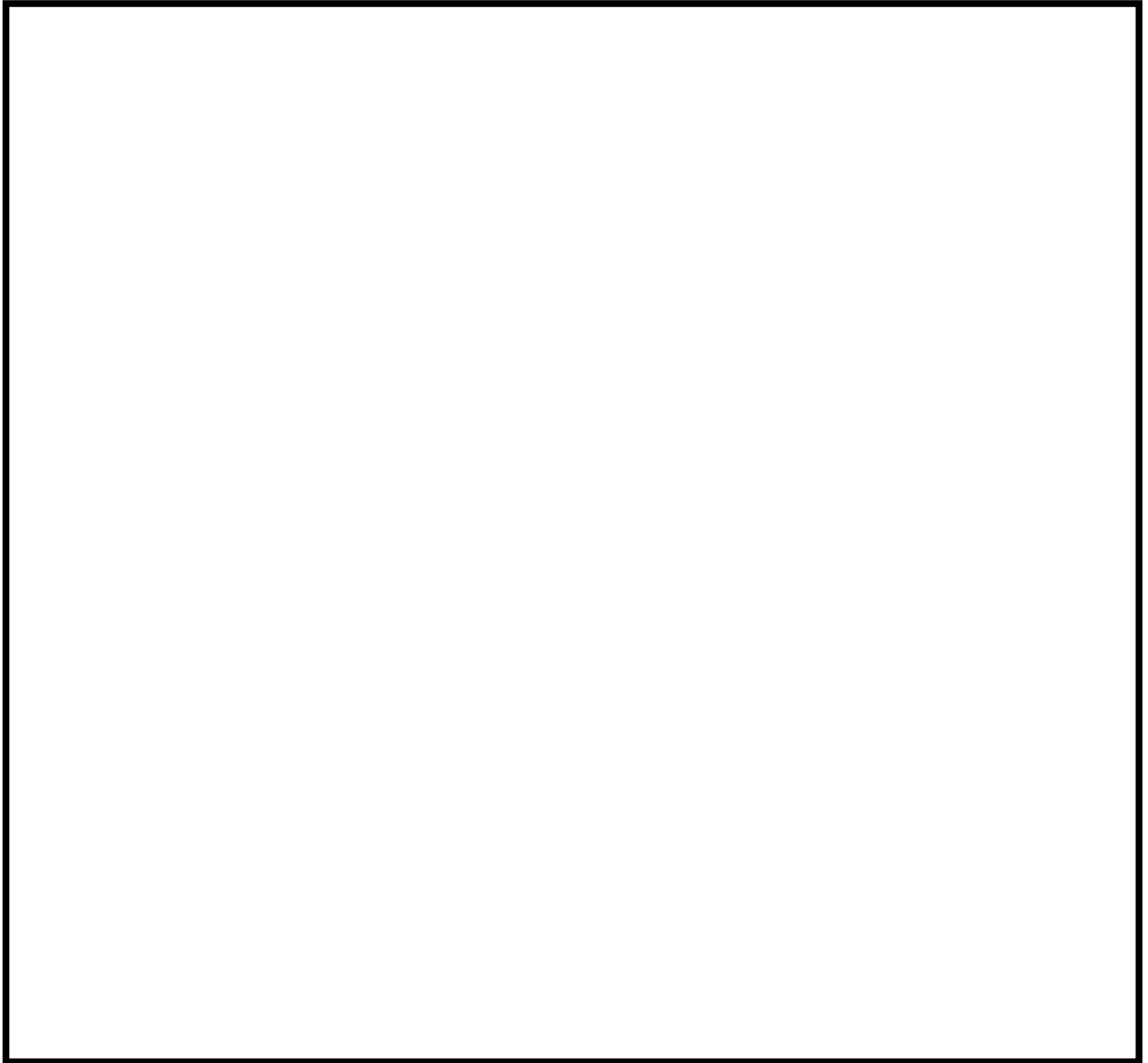


図 1 代替自動減圧機能（計器）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

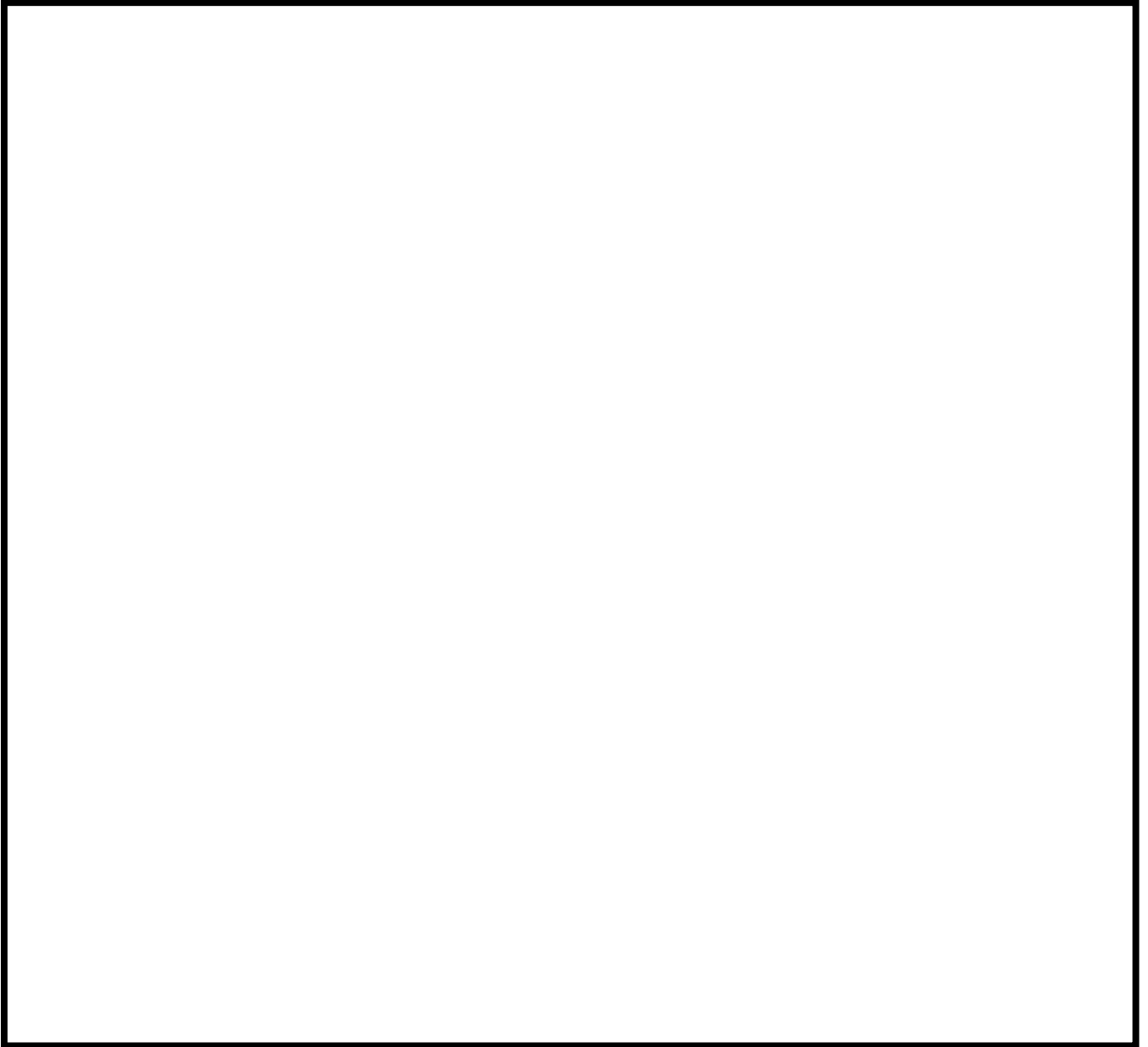


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

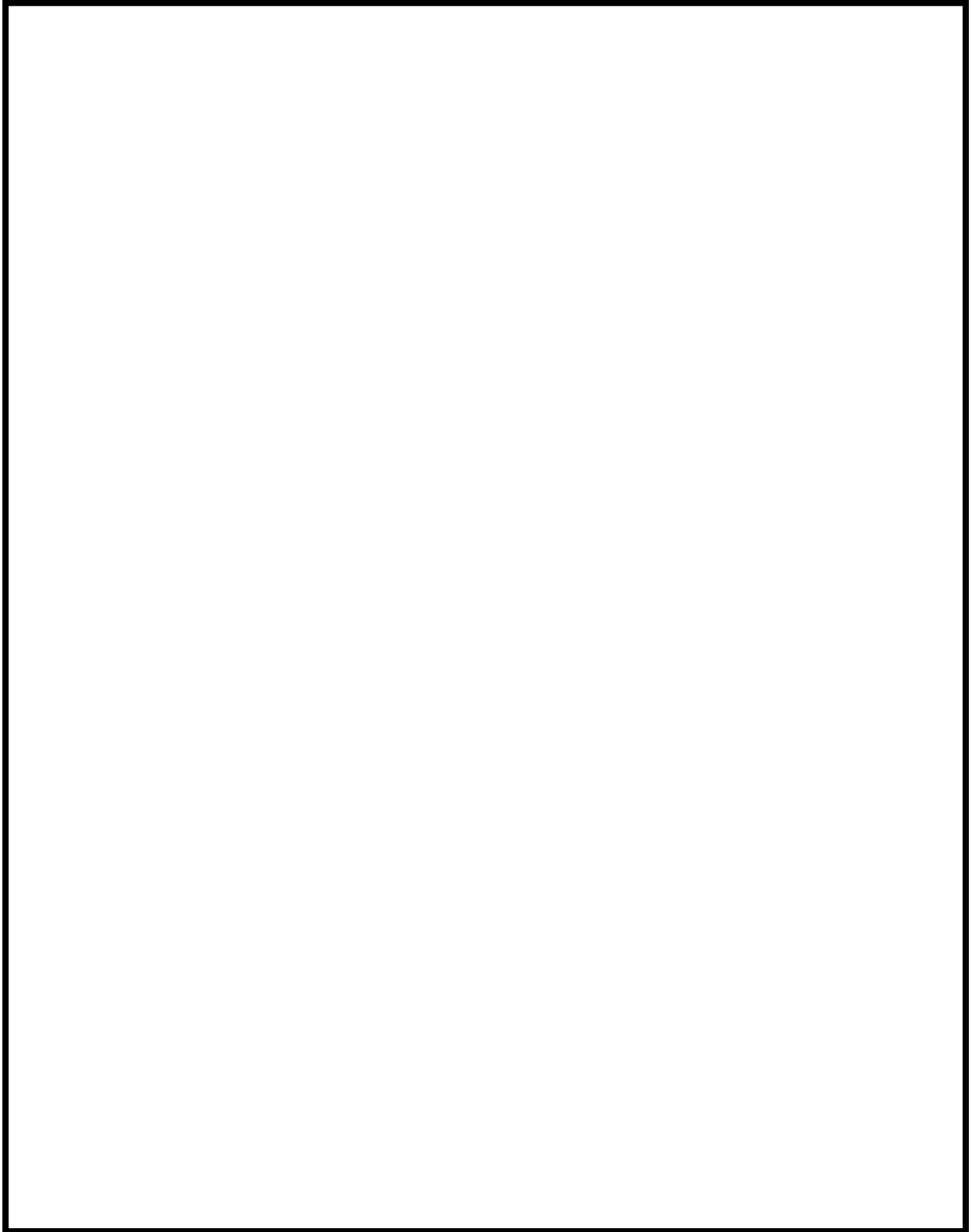


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

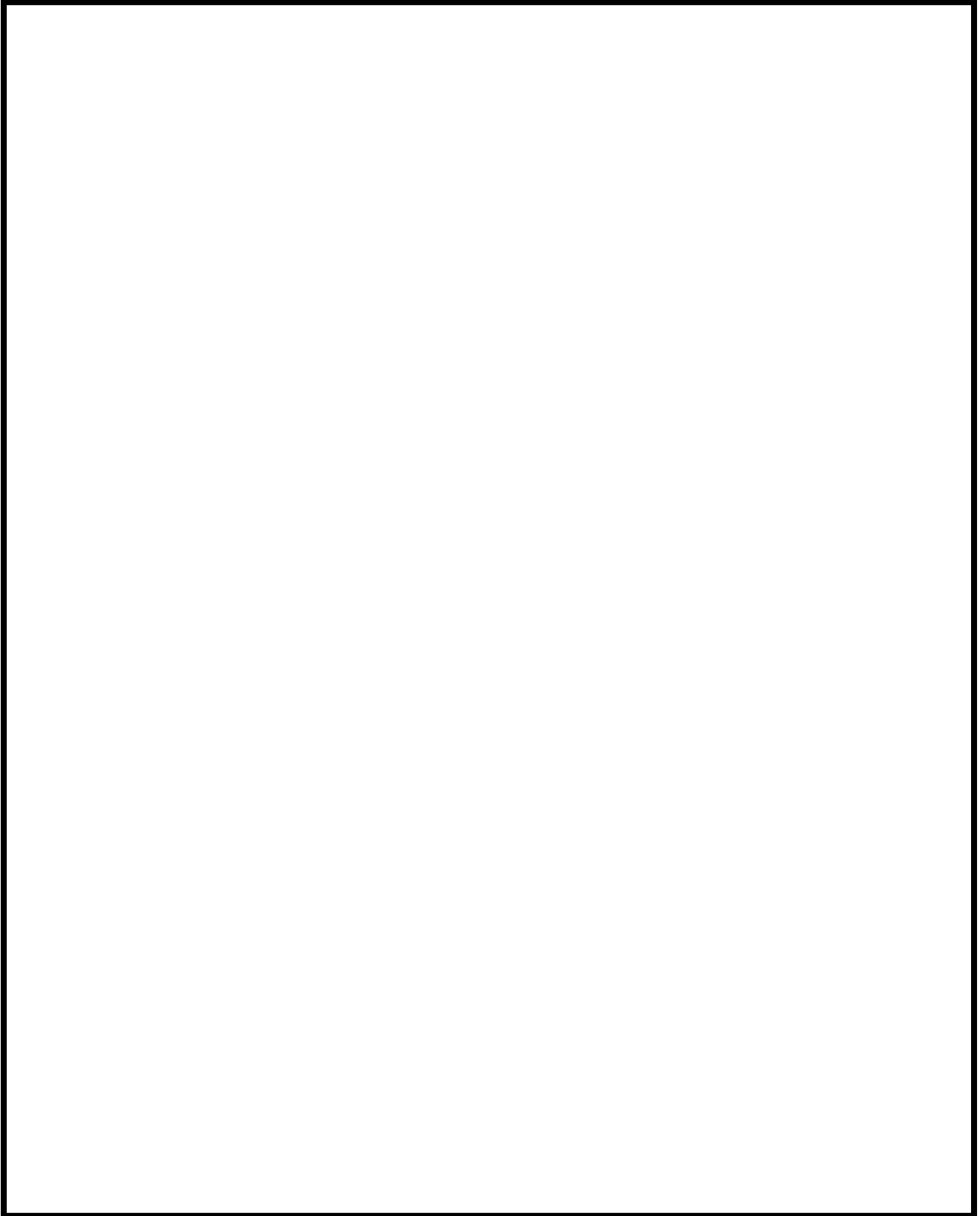


図 4 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 高圧窒素ガス供給系に係る機器  
(高圧窒素ガスボンベラック) の配置図  
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

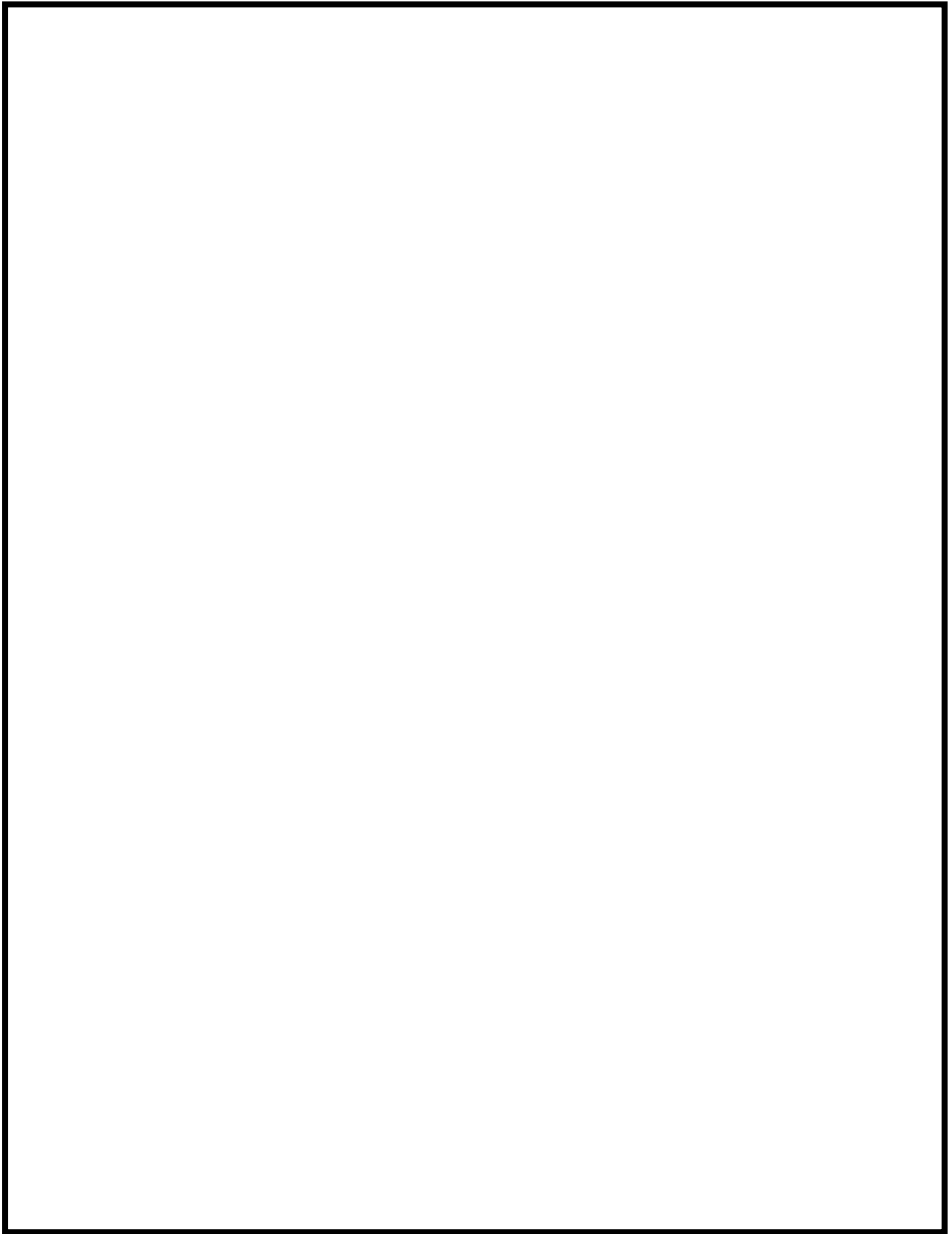


図 6 高圧窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

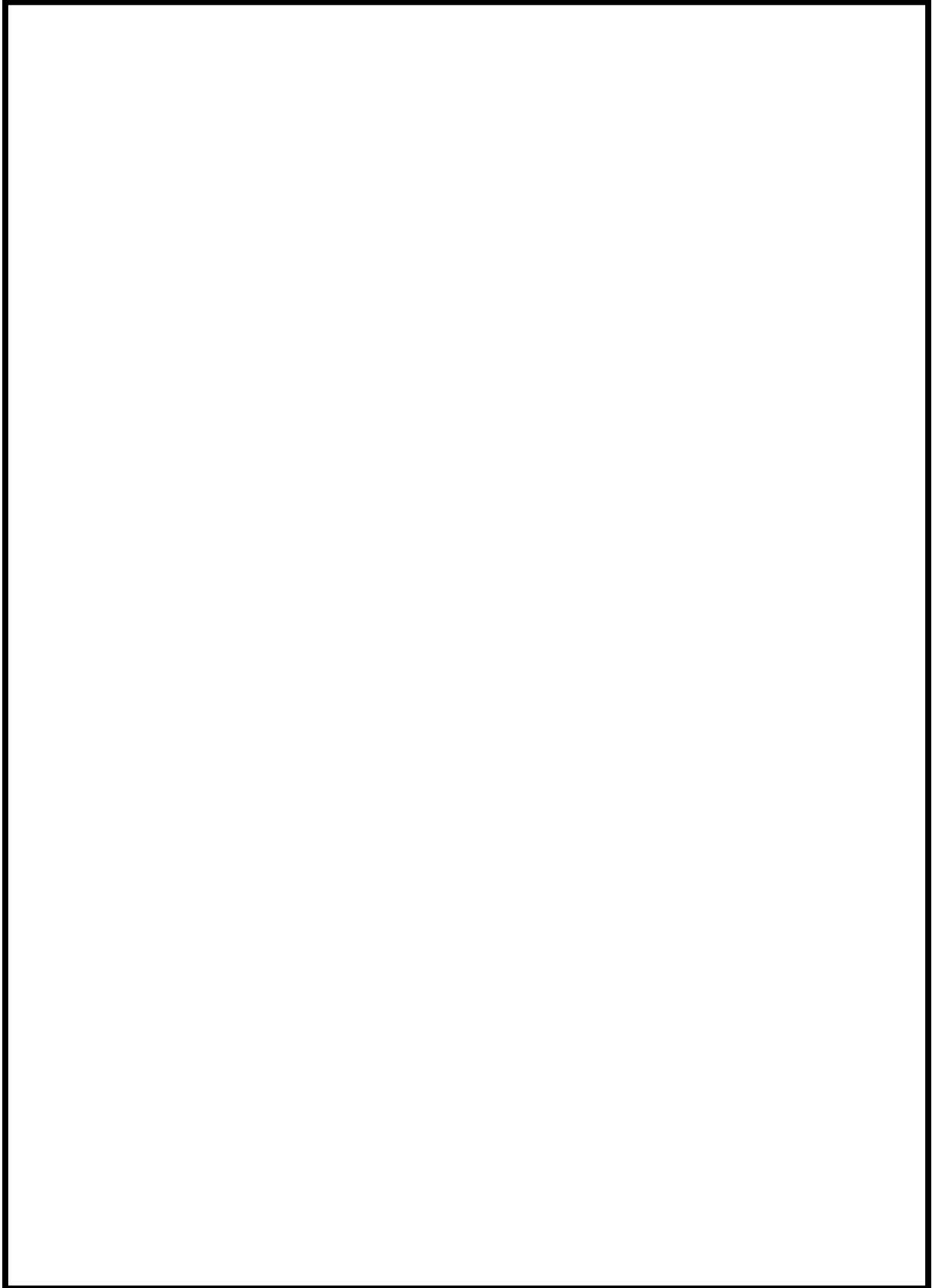


図 7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図  
（6号炉 原子炉格納容器内）



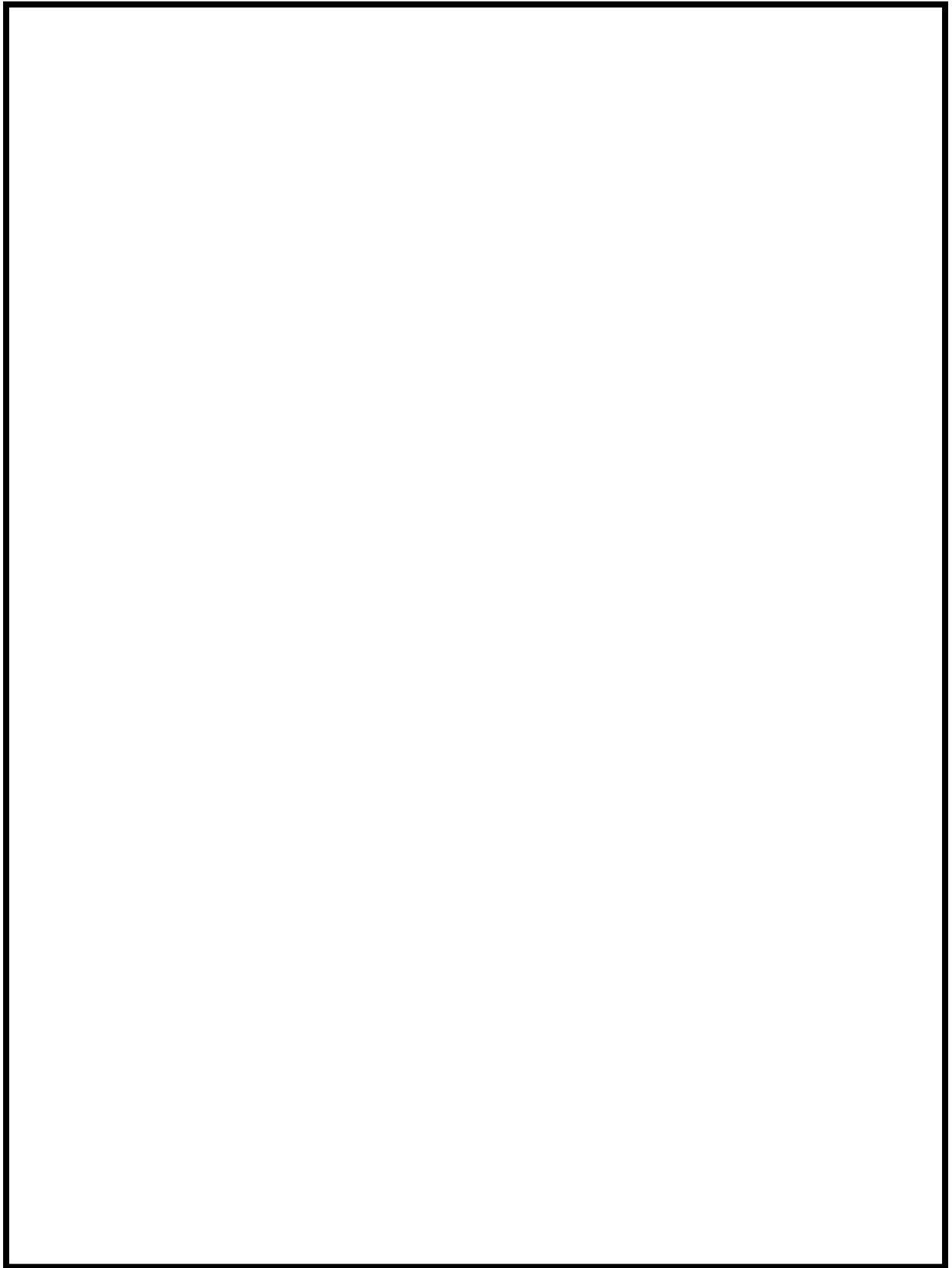


図 8 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図  
（6号炉 原子炉格納容器内）

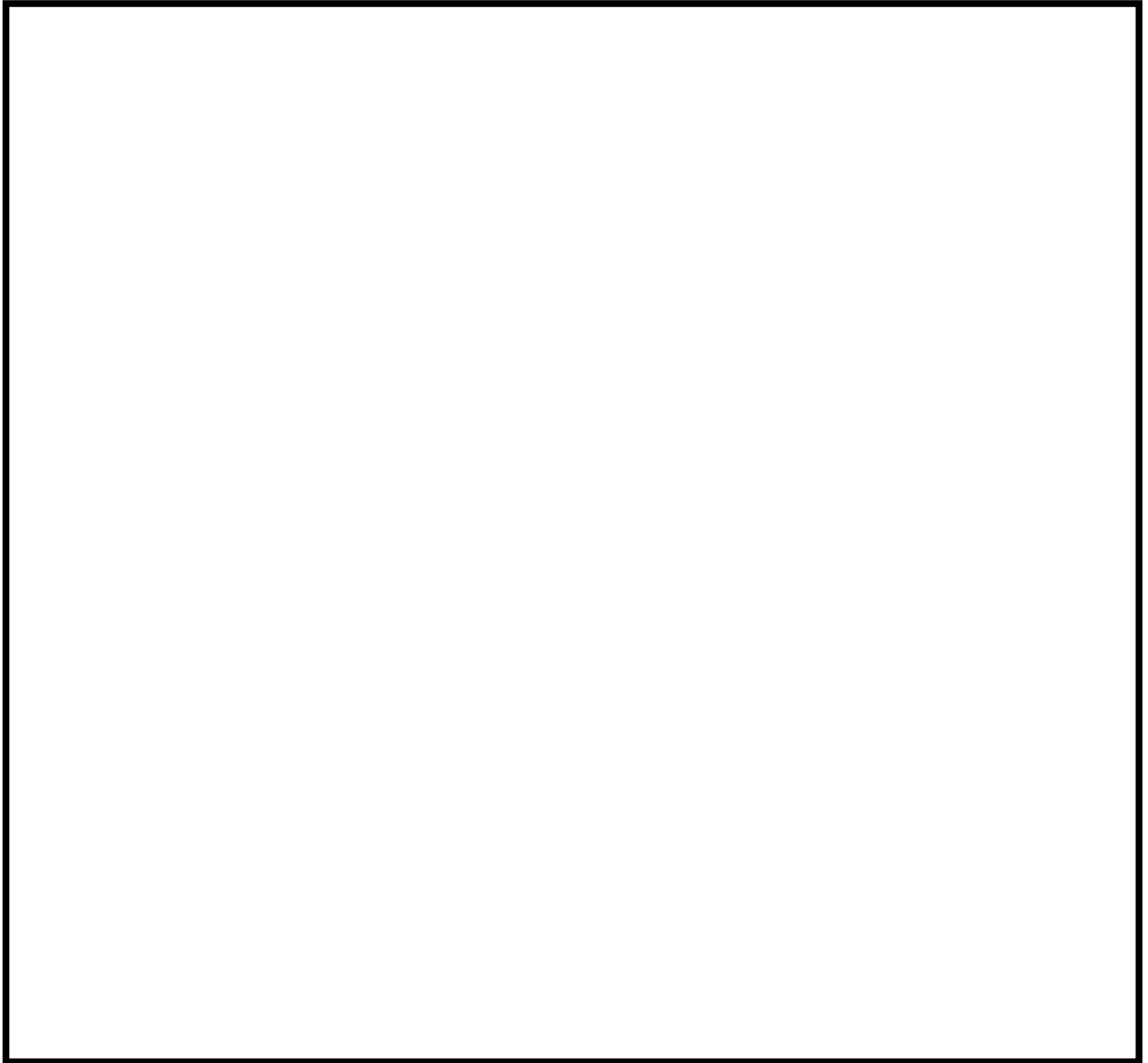


図 9 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図  
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

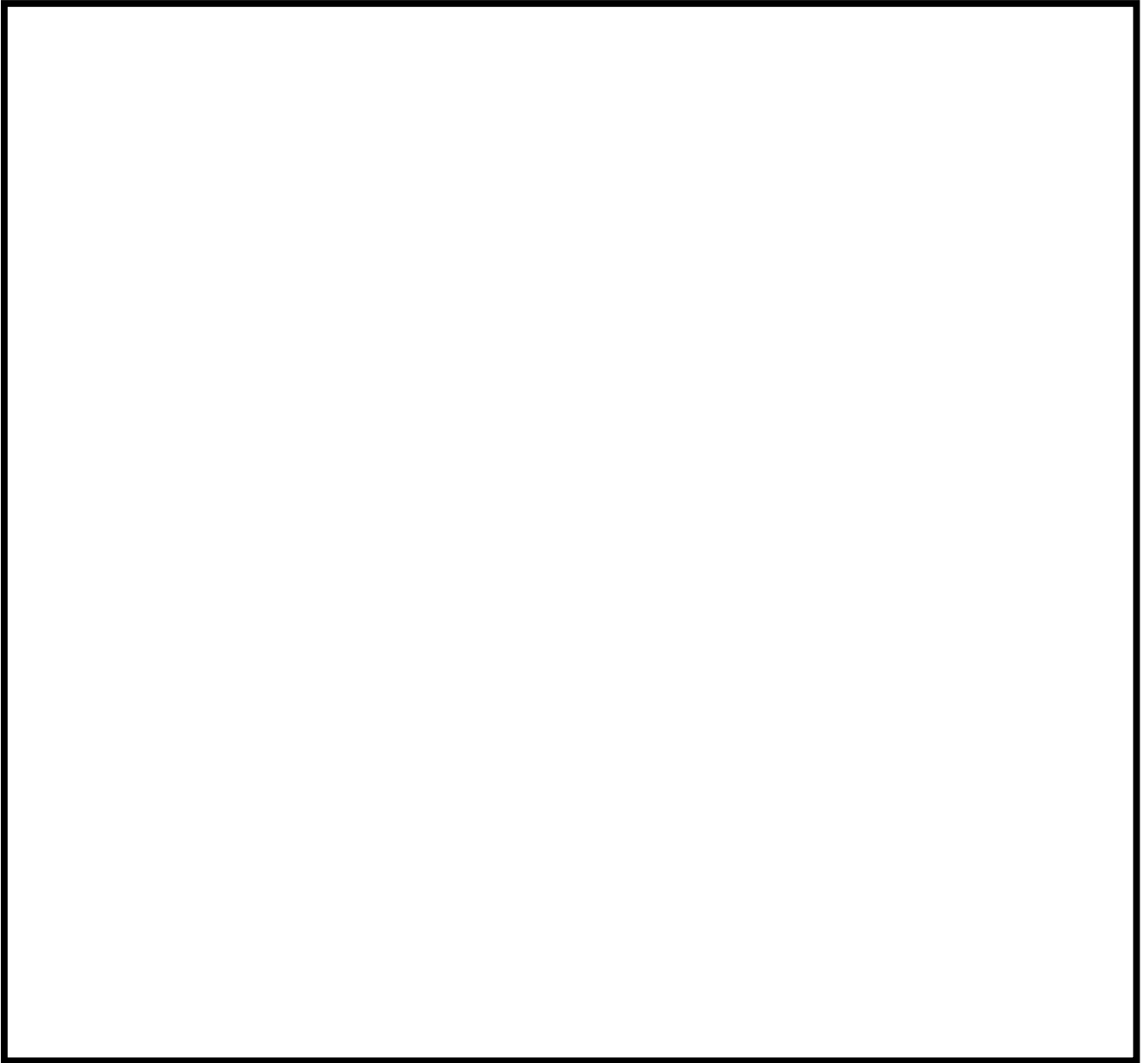


図 10 常設直流電源系統の配置図  
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

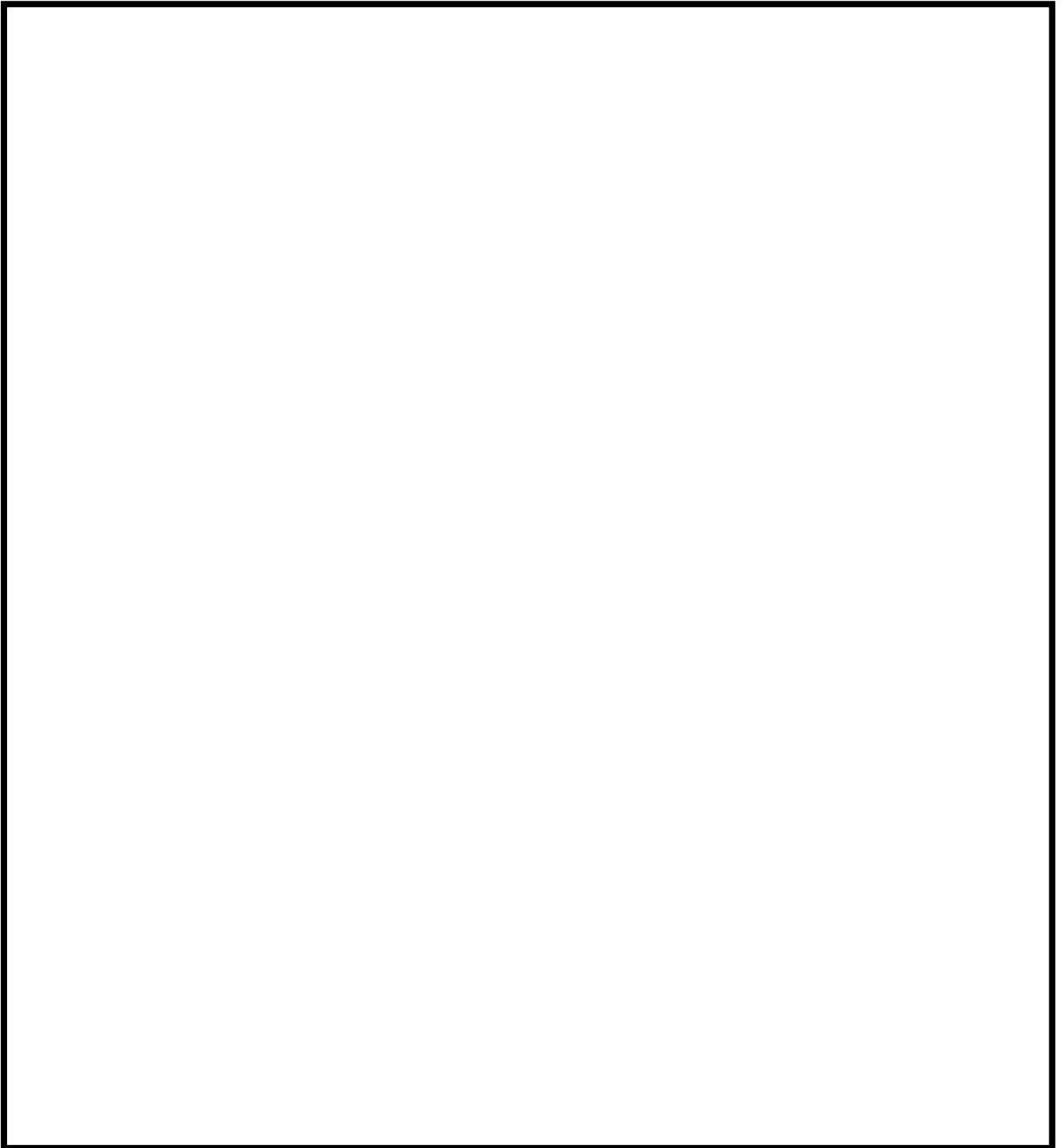


図 11 常設直流電源システムの配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

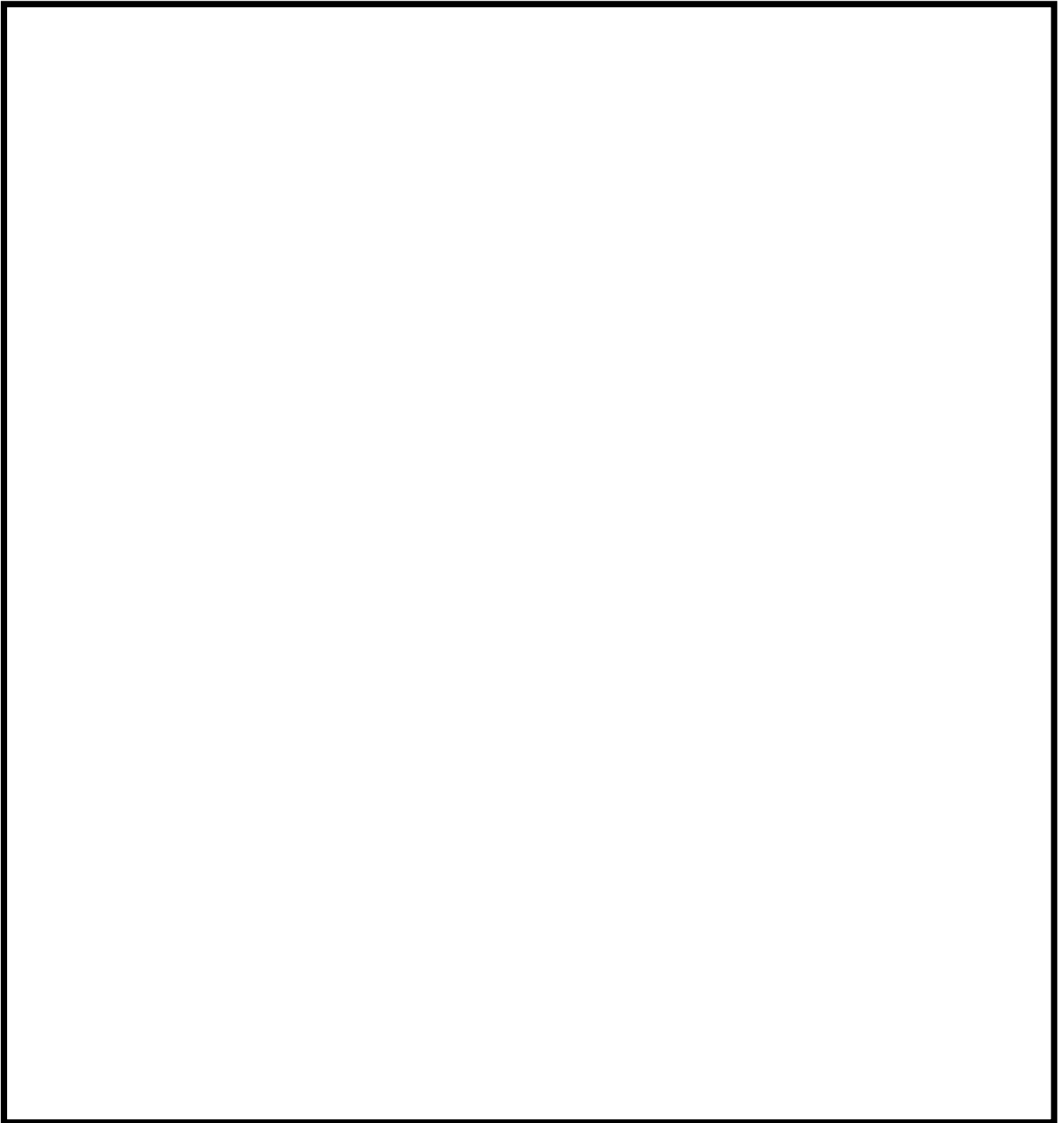


図 12 常設直流電源系統の配置図  
(6/7 号炉 コントロール建屋地下 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

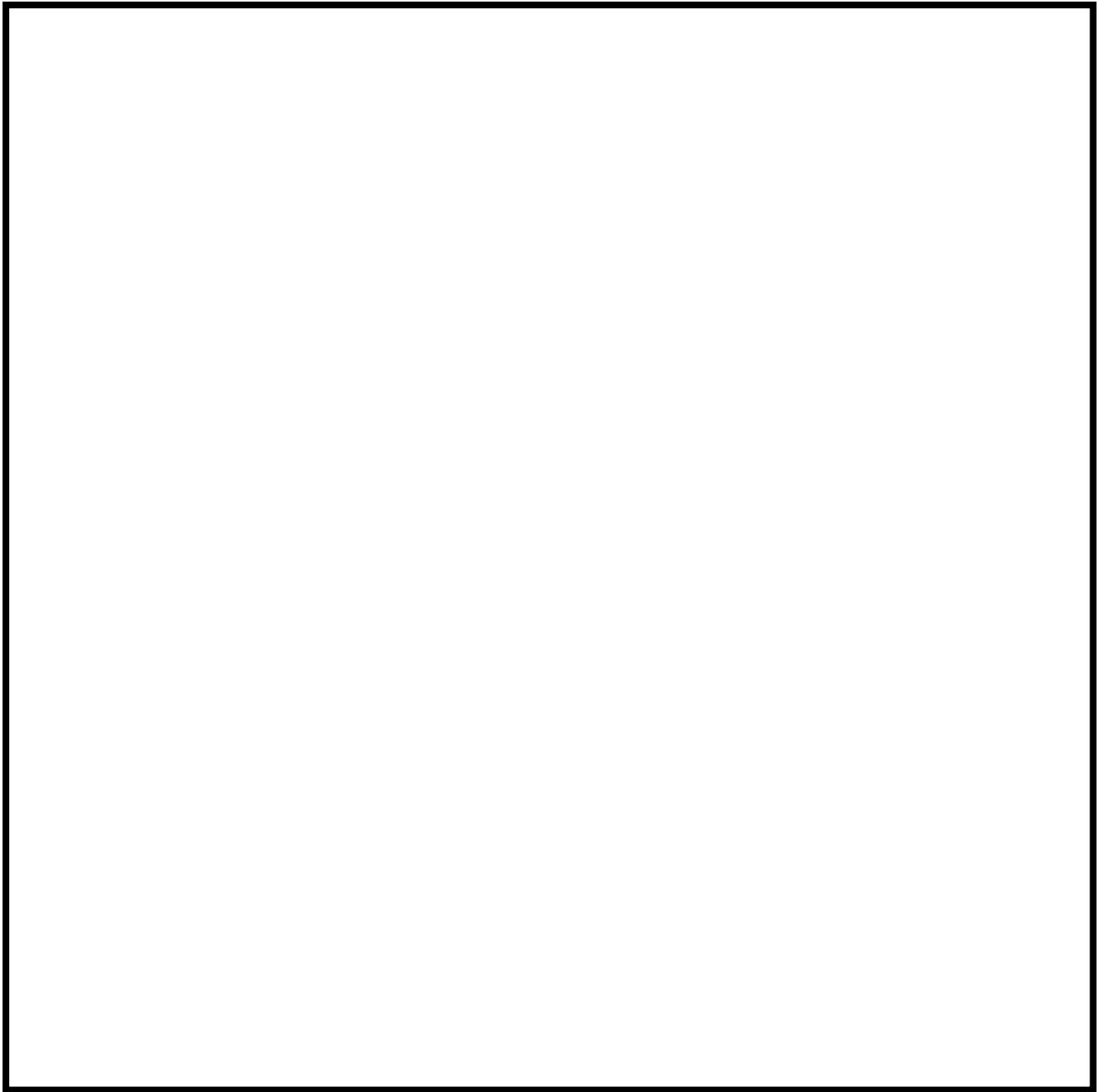


図 13 代替自動減圧機能（計器）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

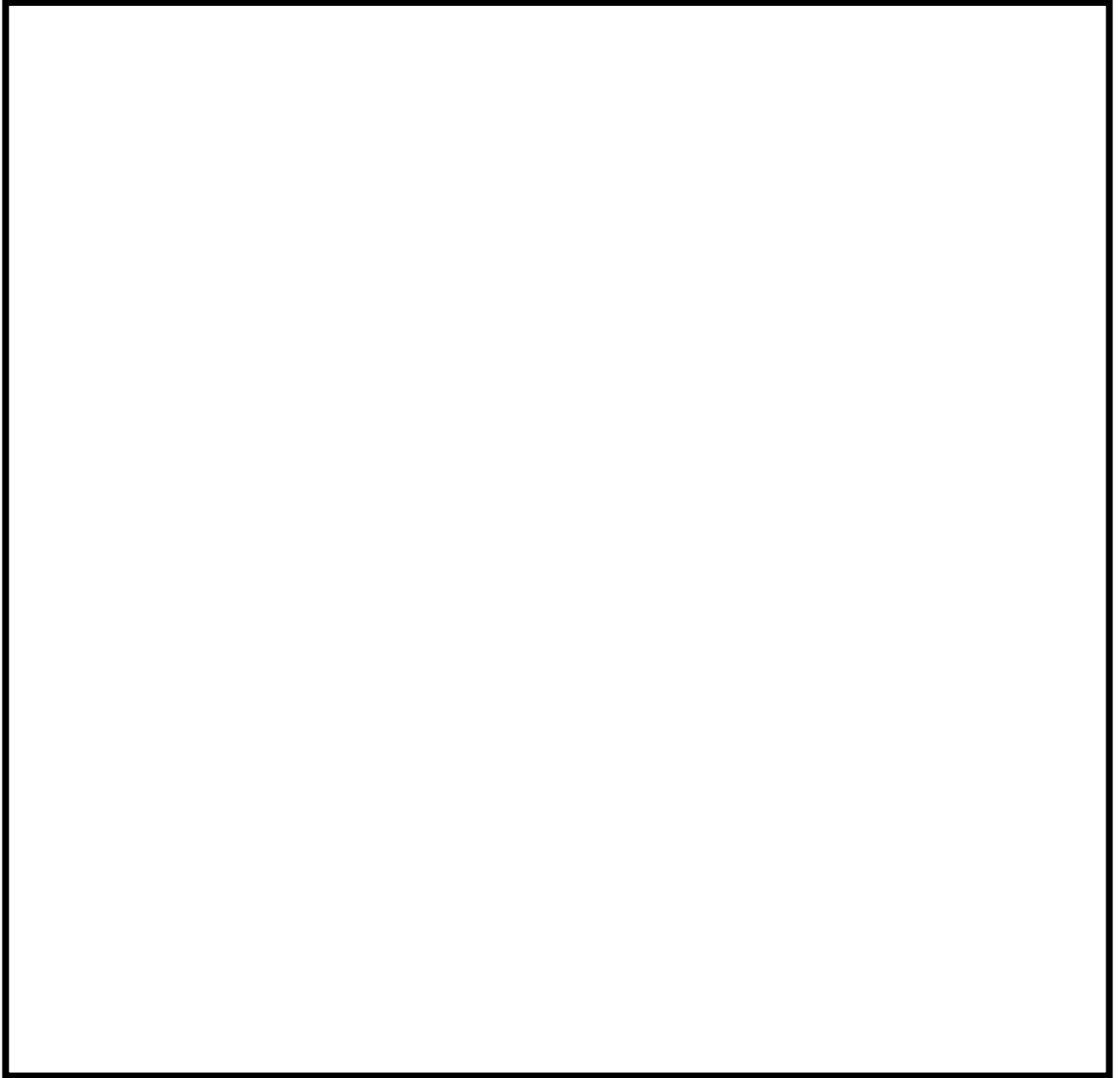


図 14 代替自動減圧機能（計器）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

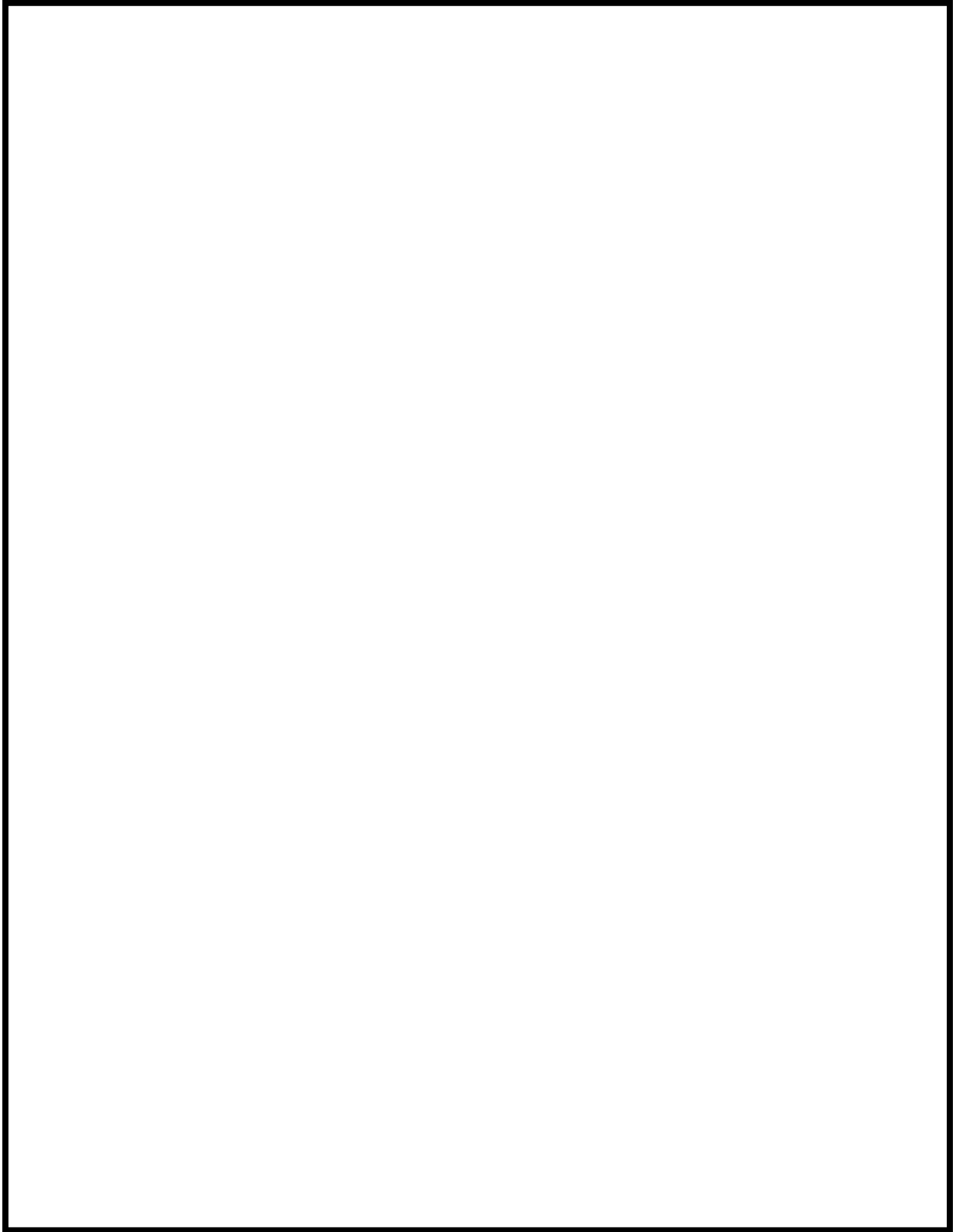


図 15 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)



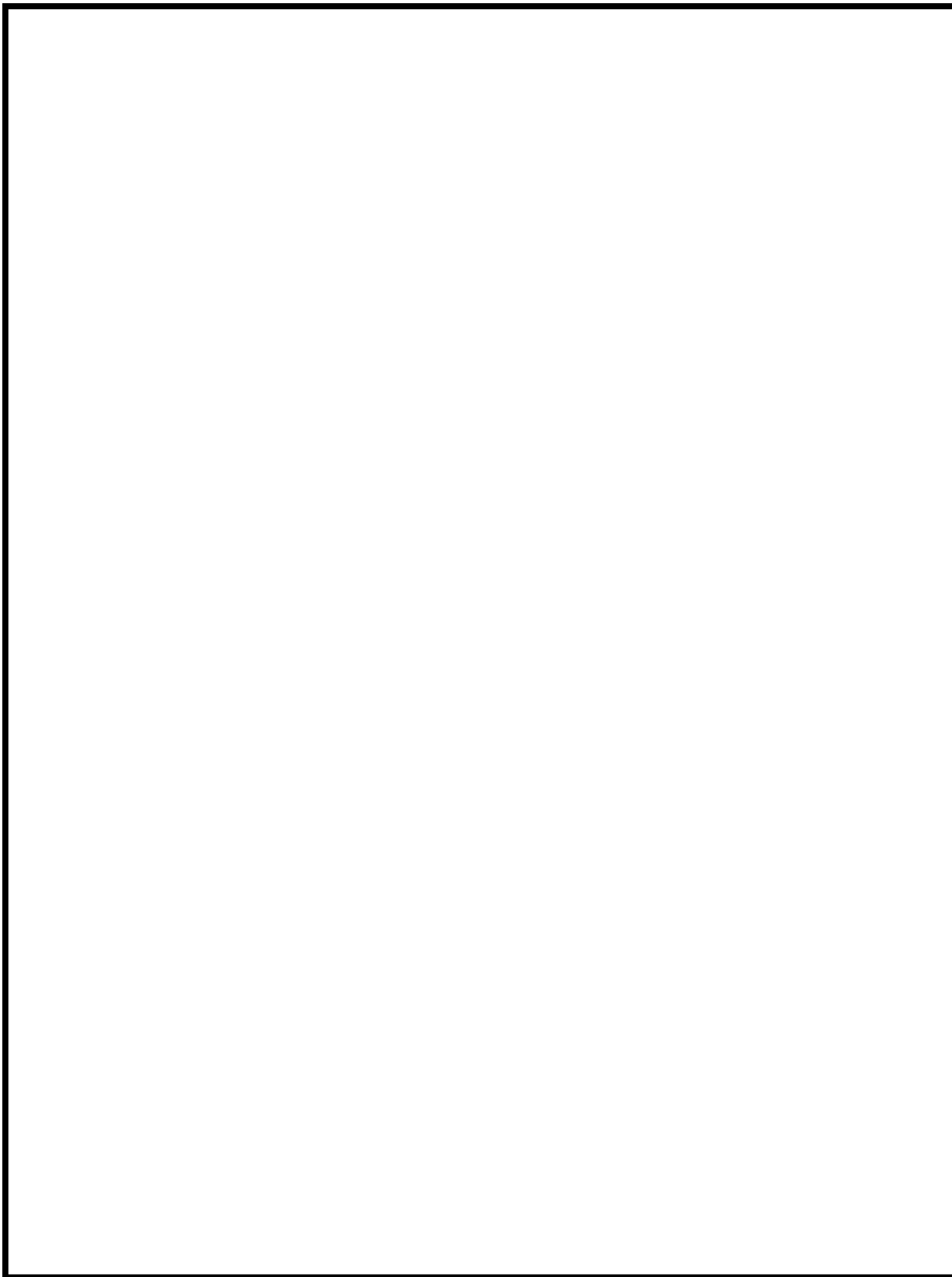


図 16 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

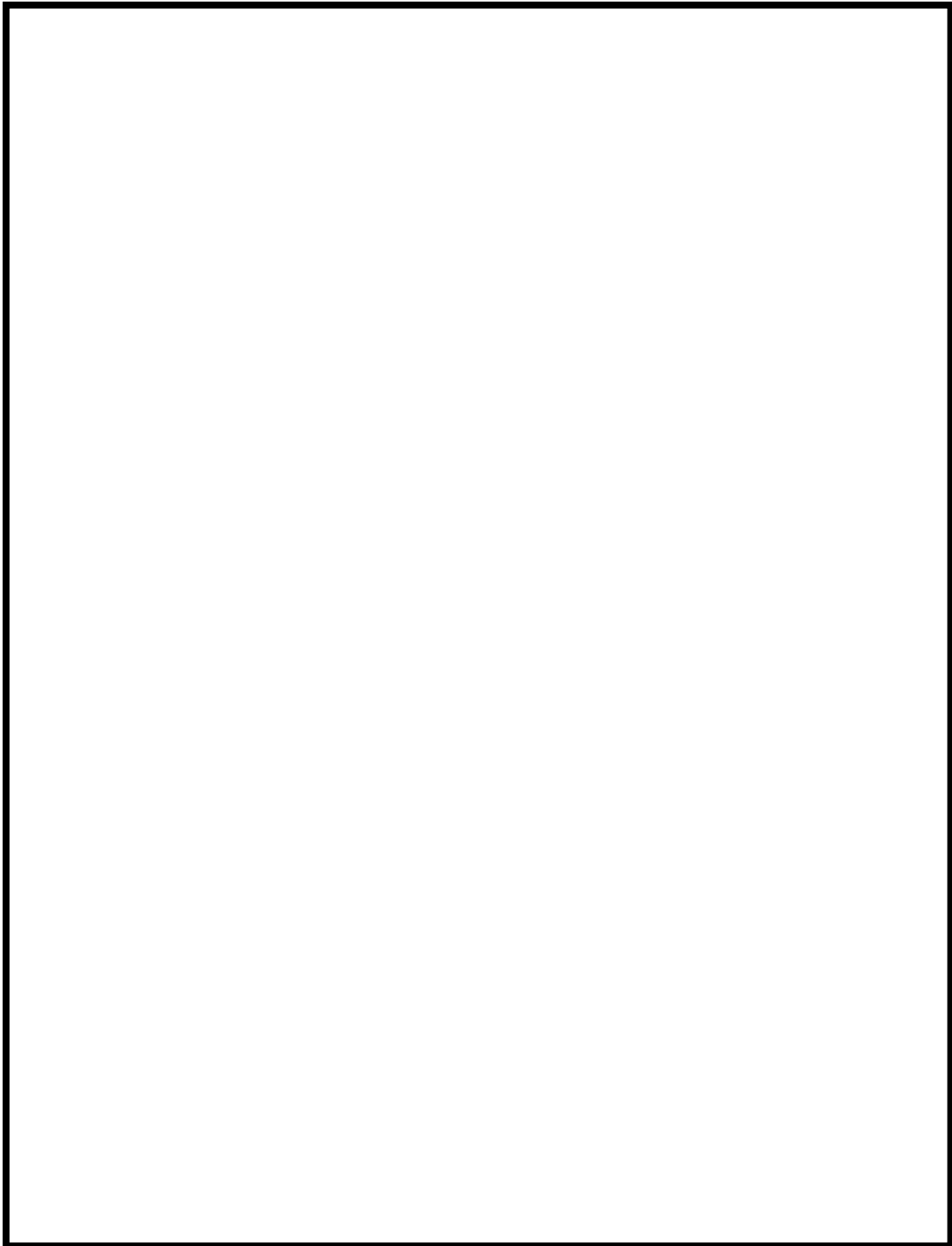


図 17 高圧窒素ガス供給系に係る機器  
(高圧窒素ガスボンベラック) の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

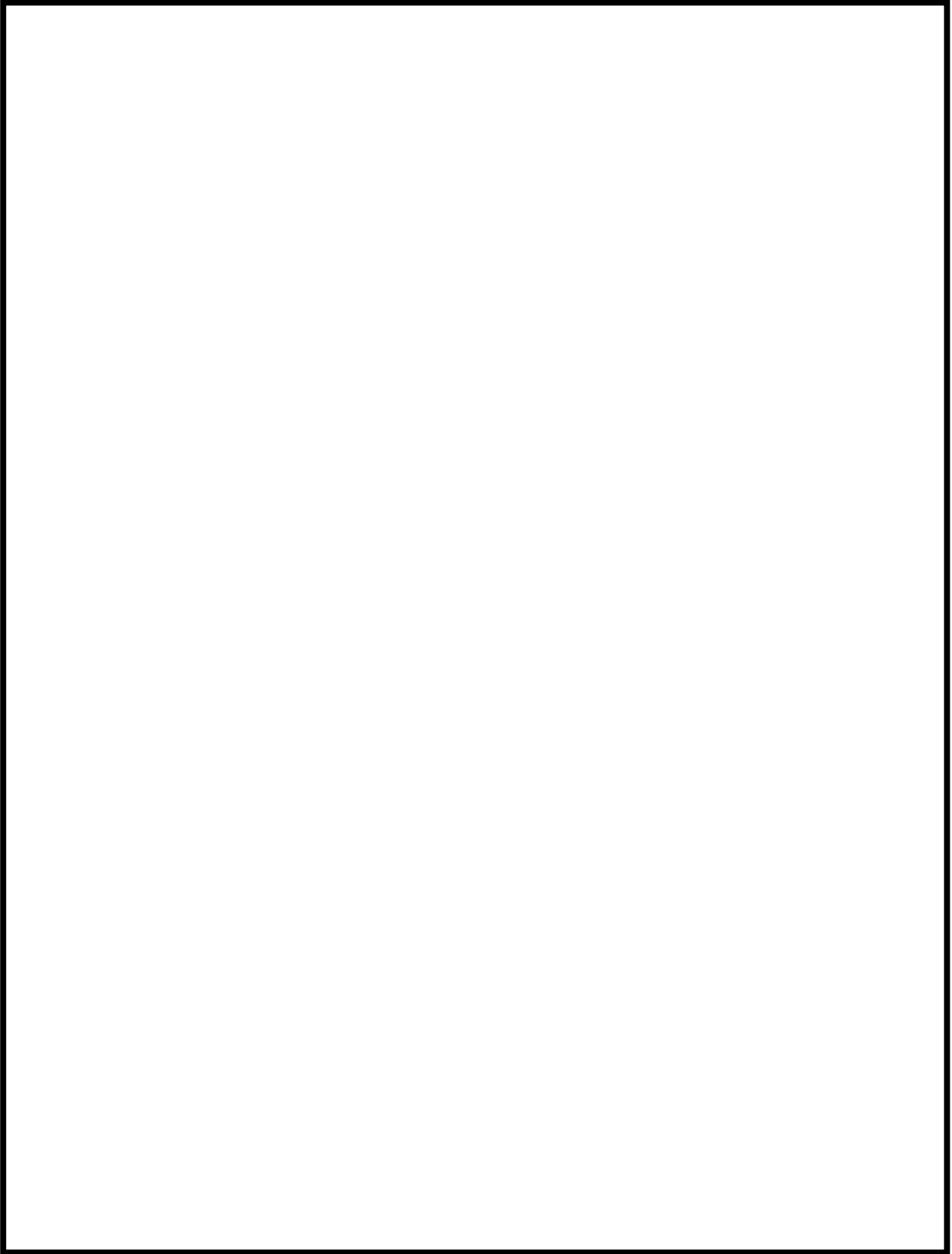


図 18 高圧窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

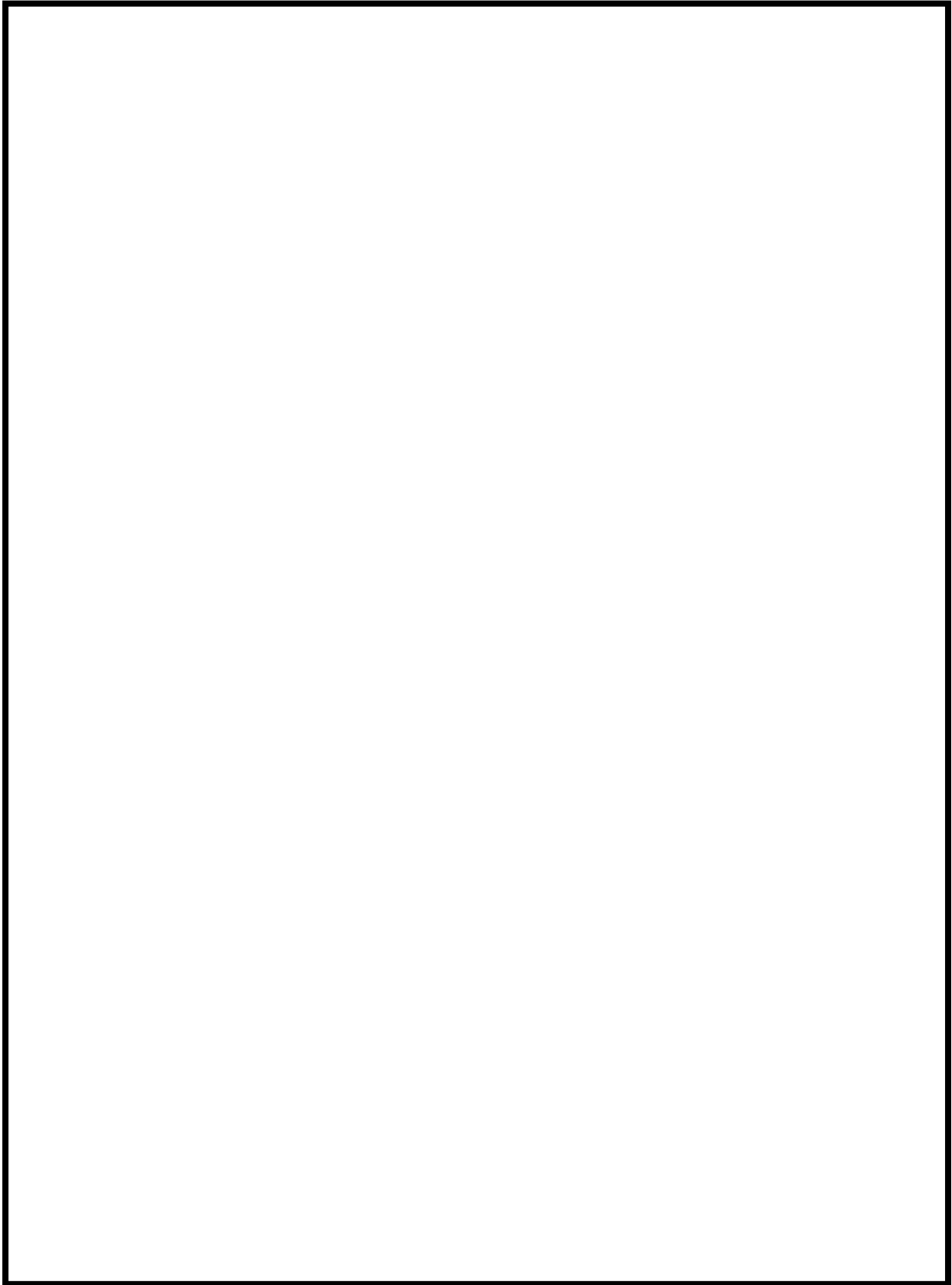


図 19 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図  
（7号炉 原子炉格納容器内）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

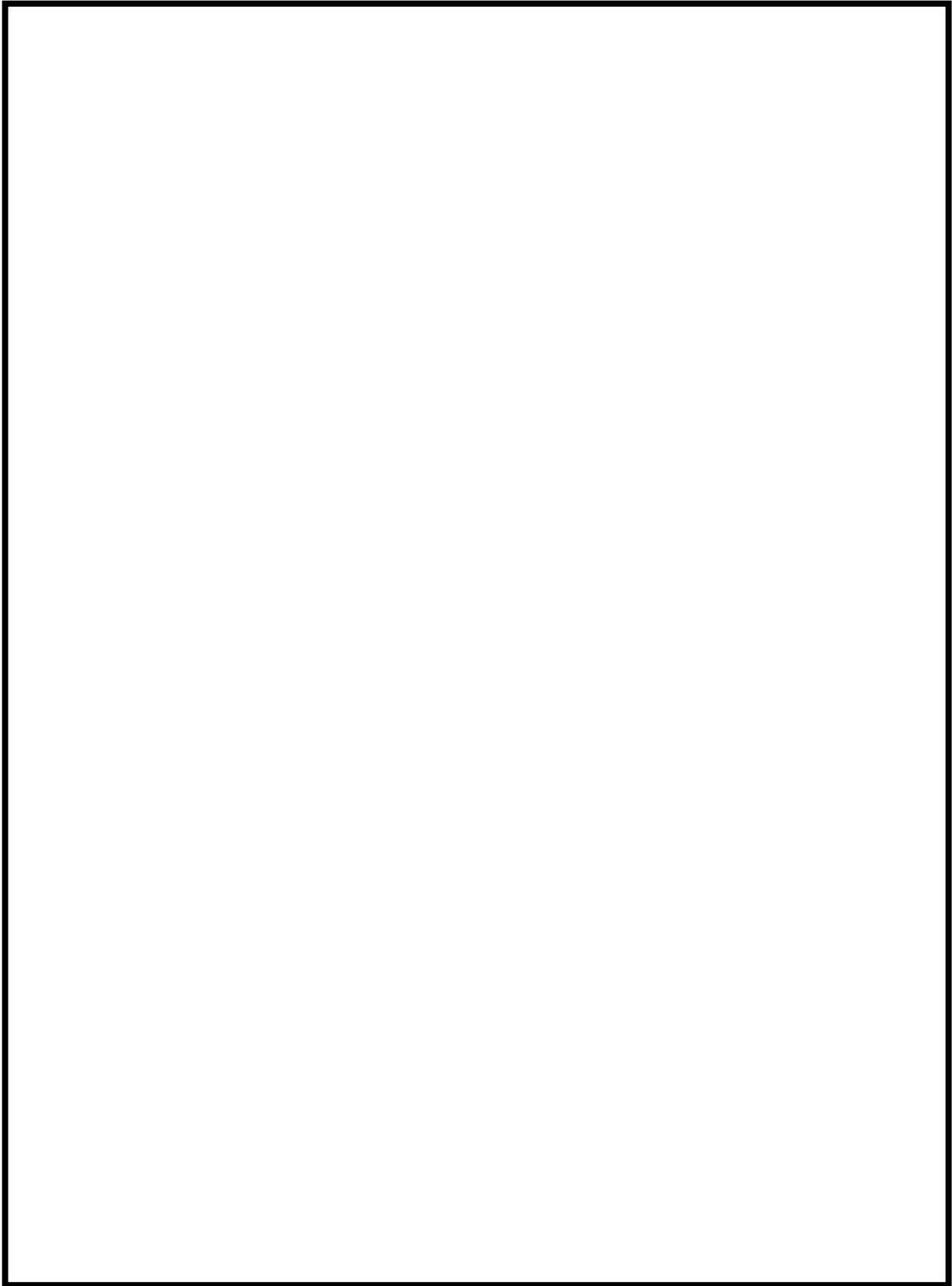


図 20 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図  
（7号炉 原子炉格納容器内）

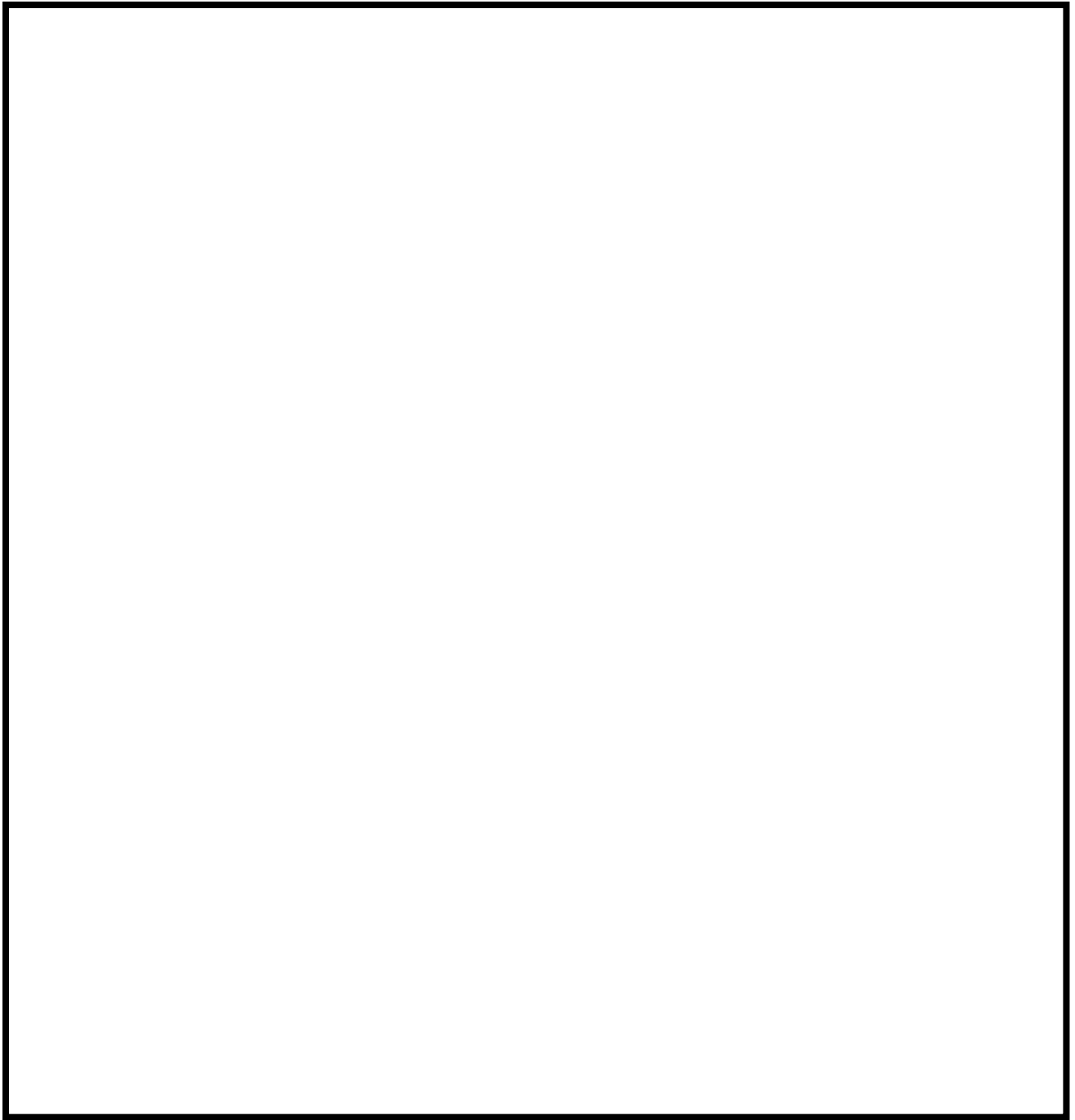


図 21 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

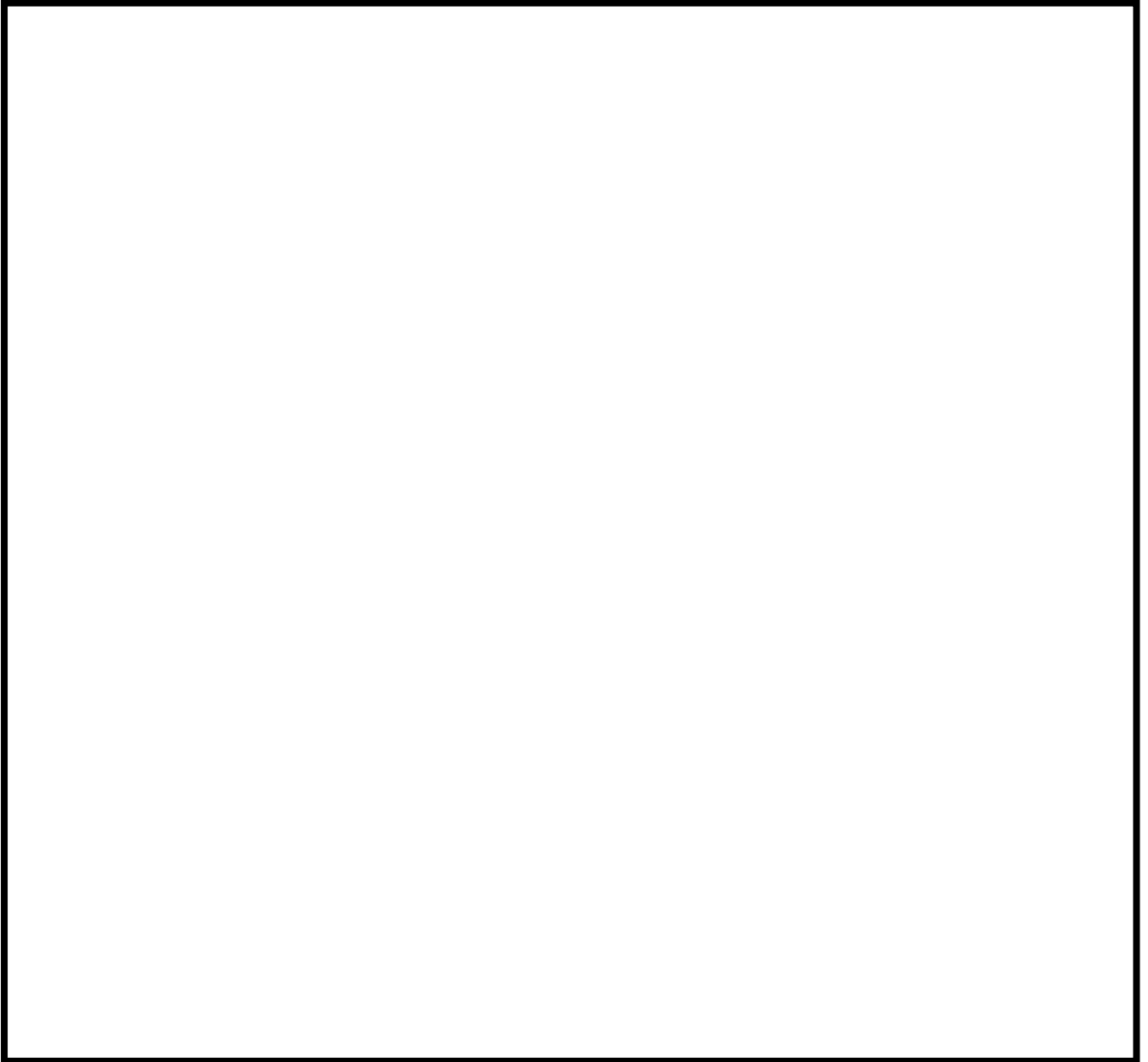


図 22 常設直流電源系統の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

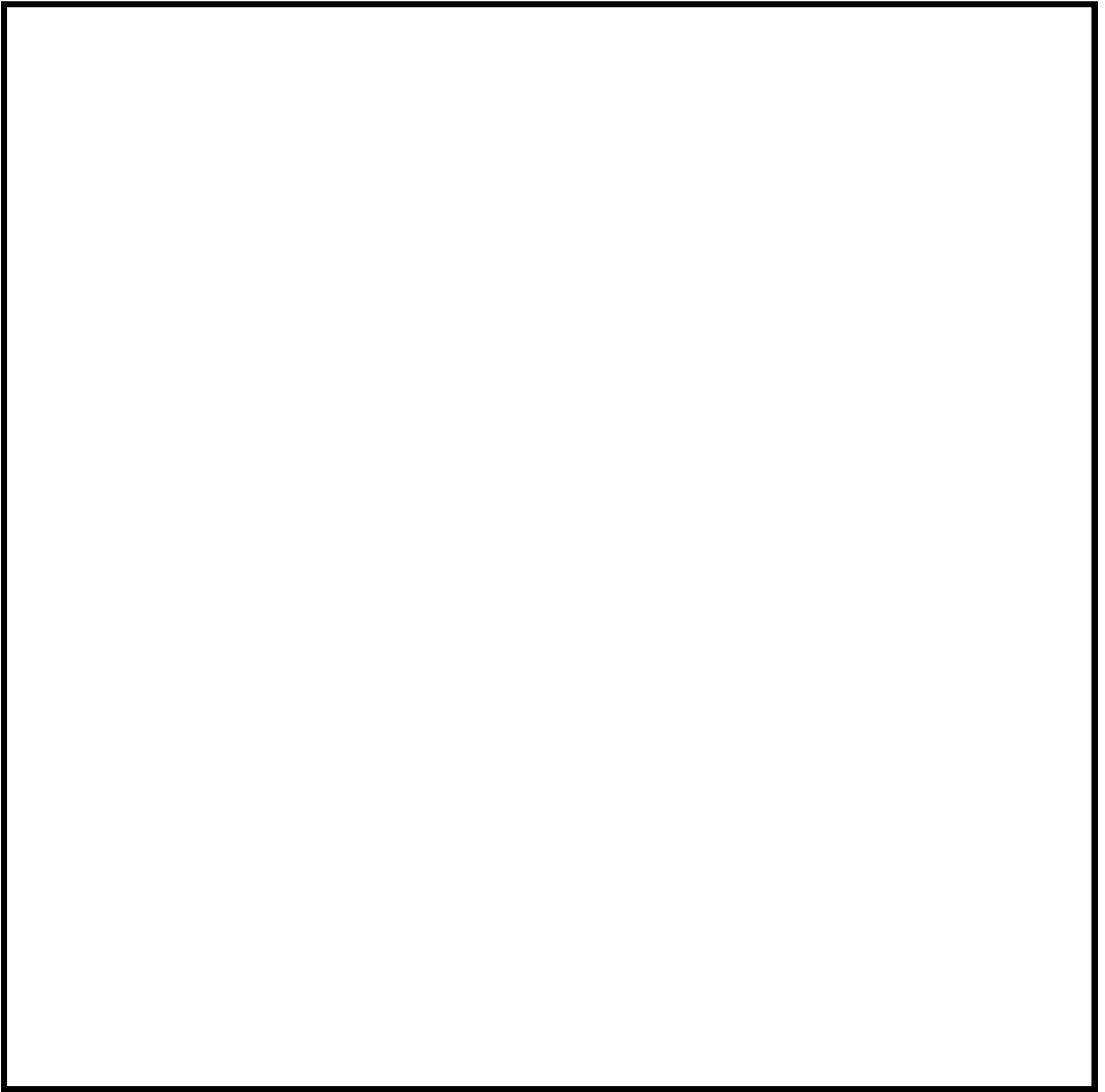


図 23 常設直流電源系統の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

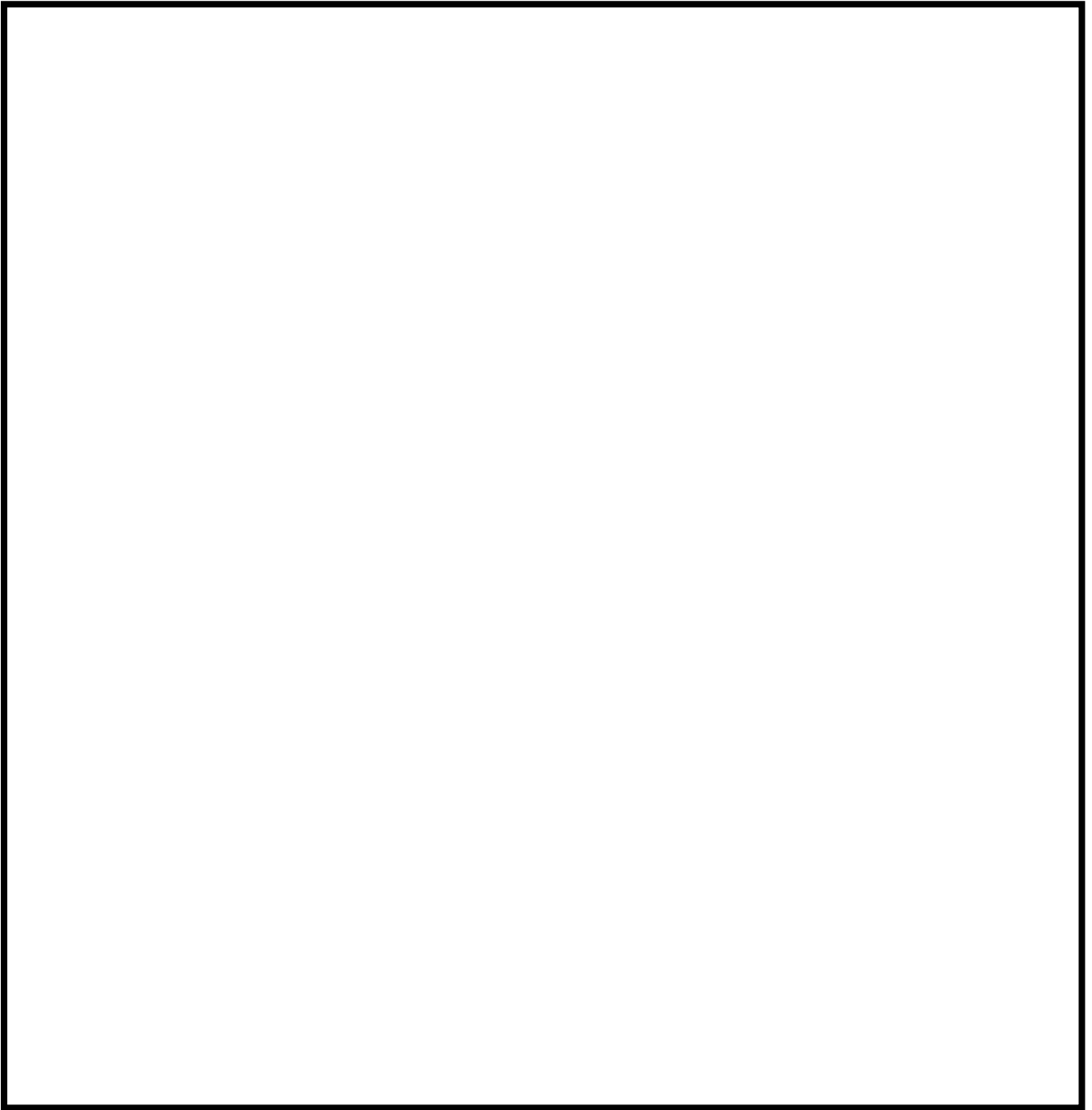


図 24 常設直流電源システムの配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

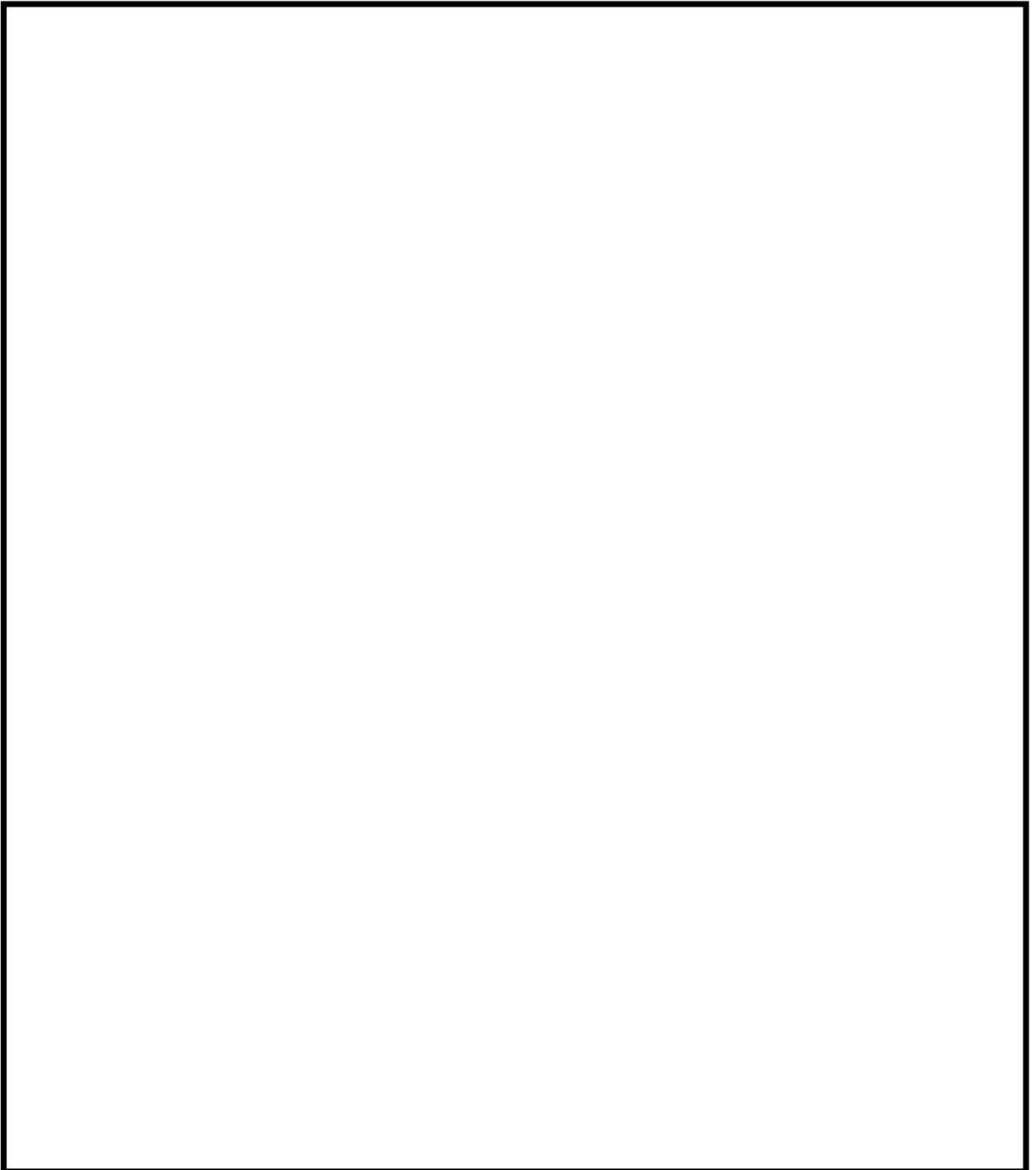


図 25 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

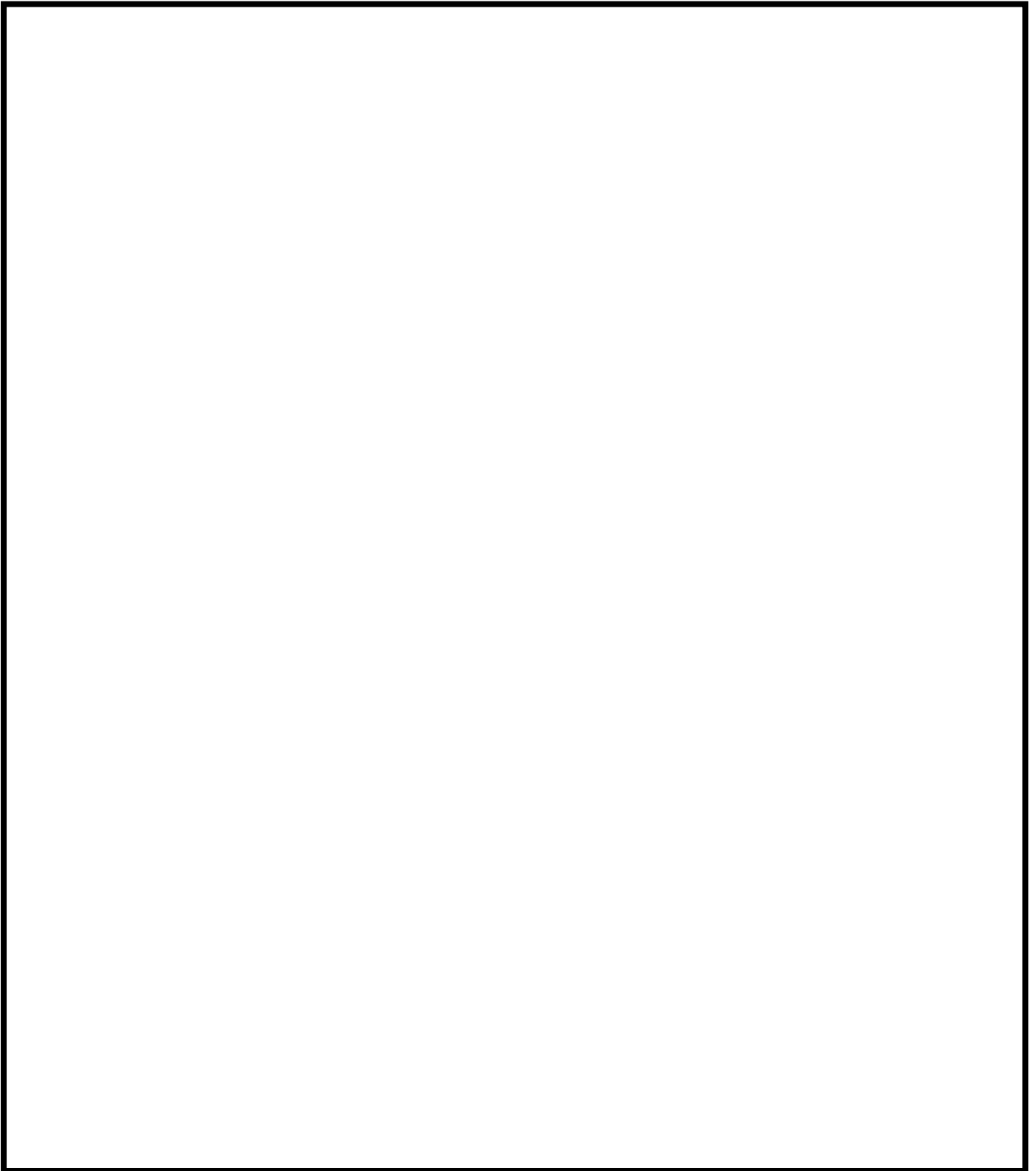


図 26 AM 用切替装置の配置図  
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

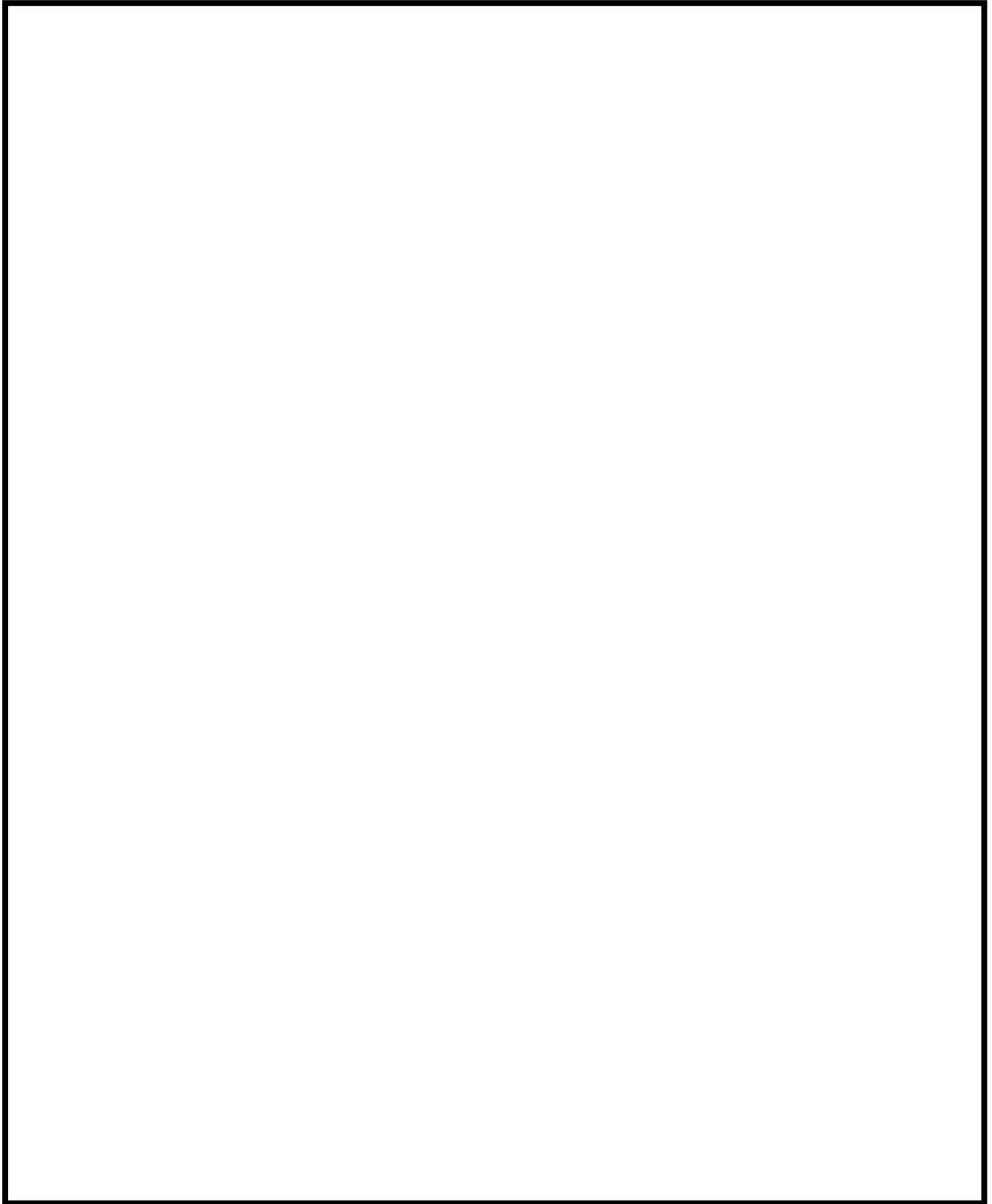


図 27 原子炉建屋ブローアウトパネルの配置図  
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

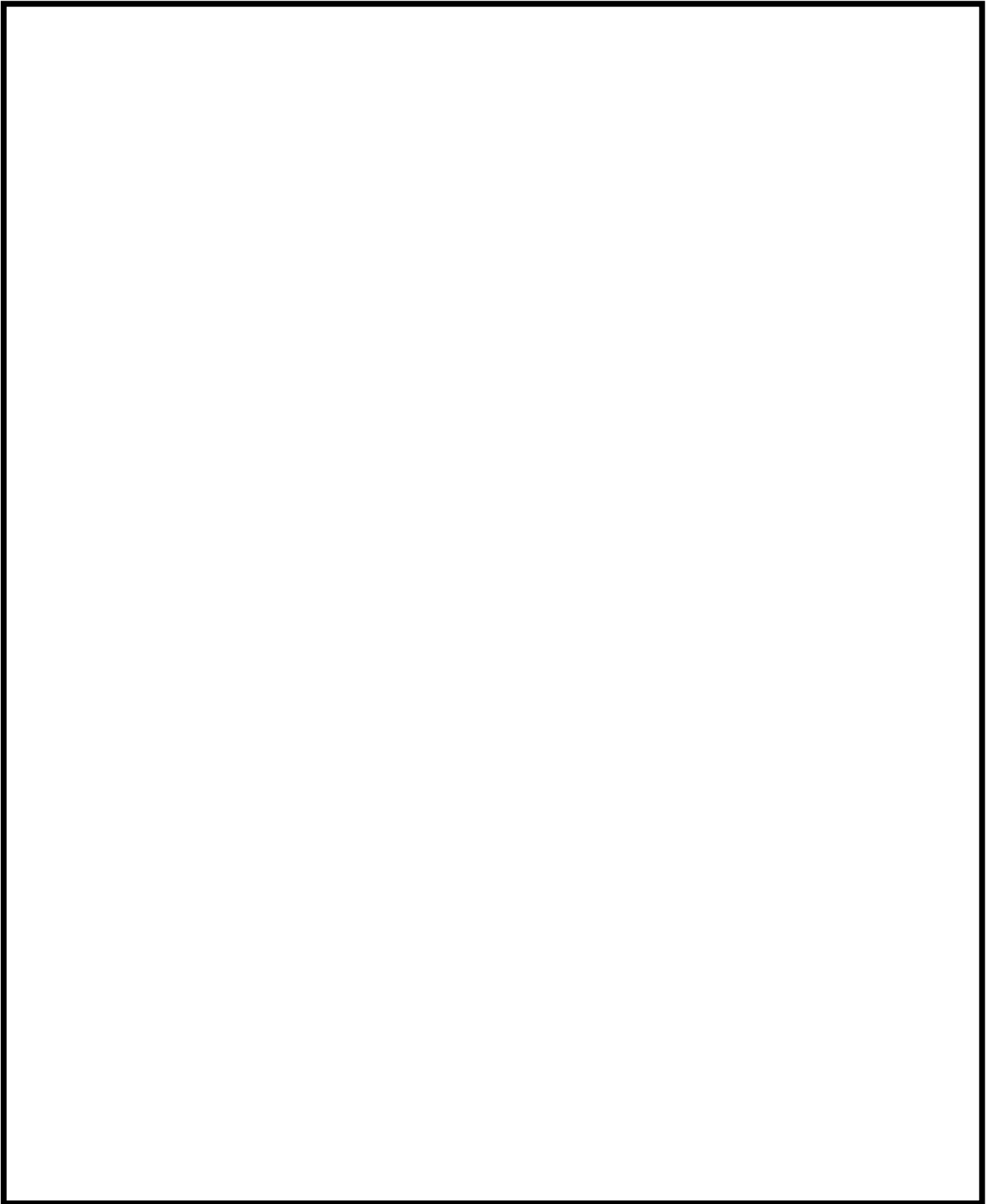


図 28 原子炉建屋ブローアウトパネルの配置図  
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

46-4  
系統図

凡例

	2 out of 3 論理
	OR 論理
	AND 論理
	信号阻止
ADS	自動減圧系
SA-ADS	代替自動減圧機能
TD	タイマー (10分)
ND	常時無励磁
KOS	キースイッチ

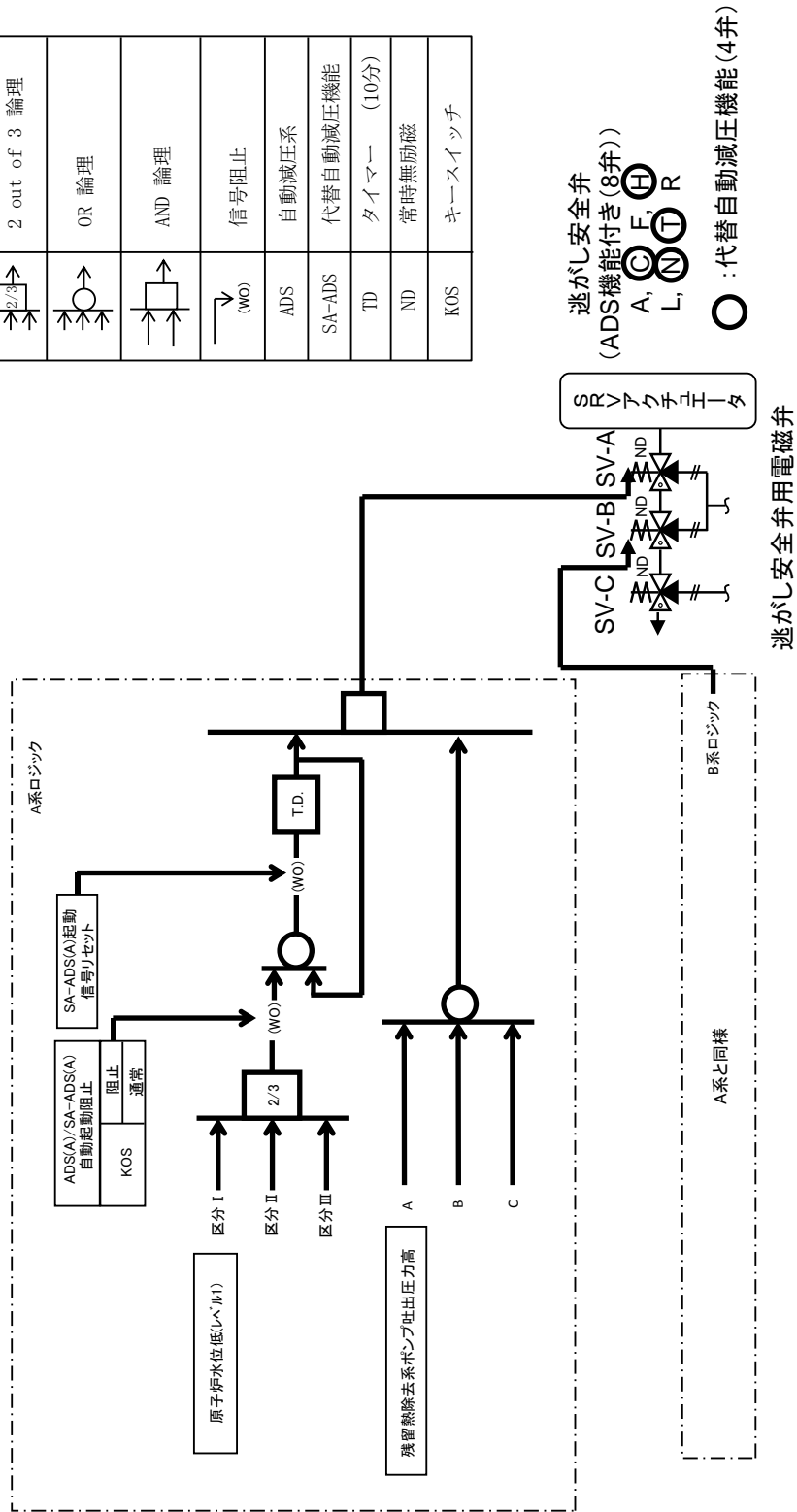


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

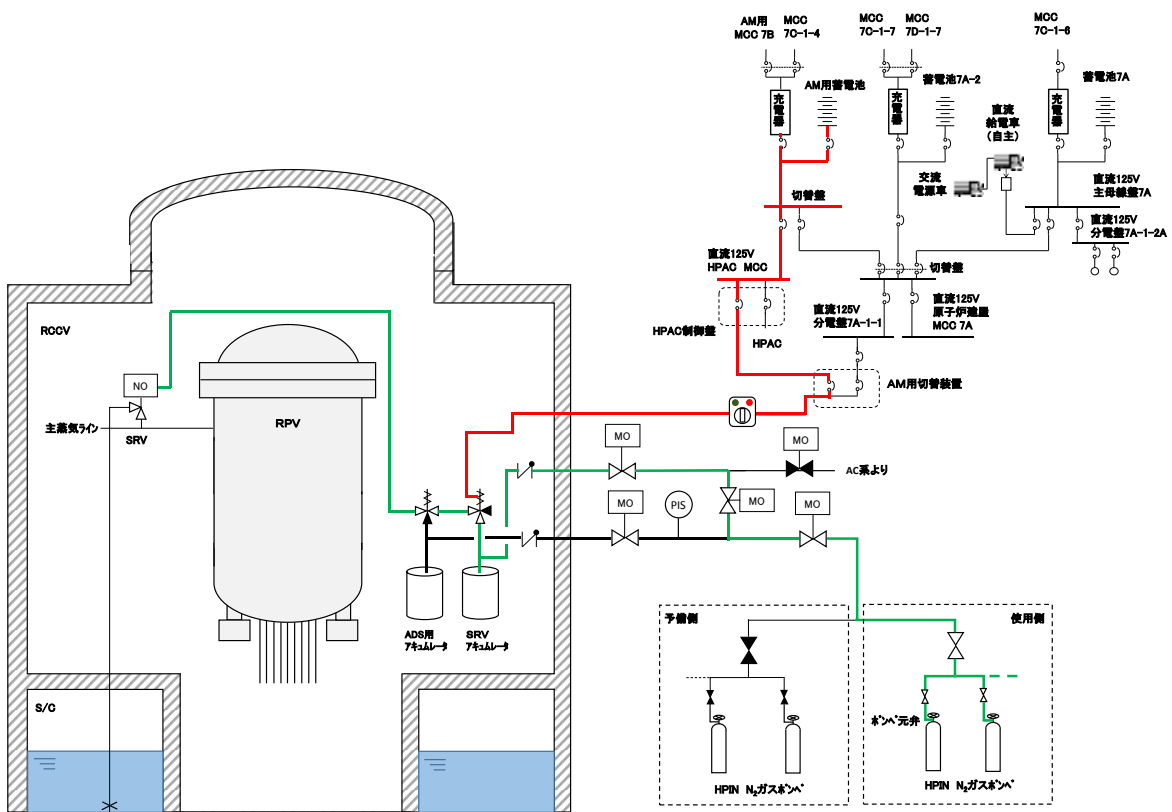


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

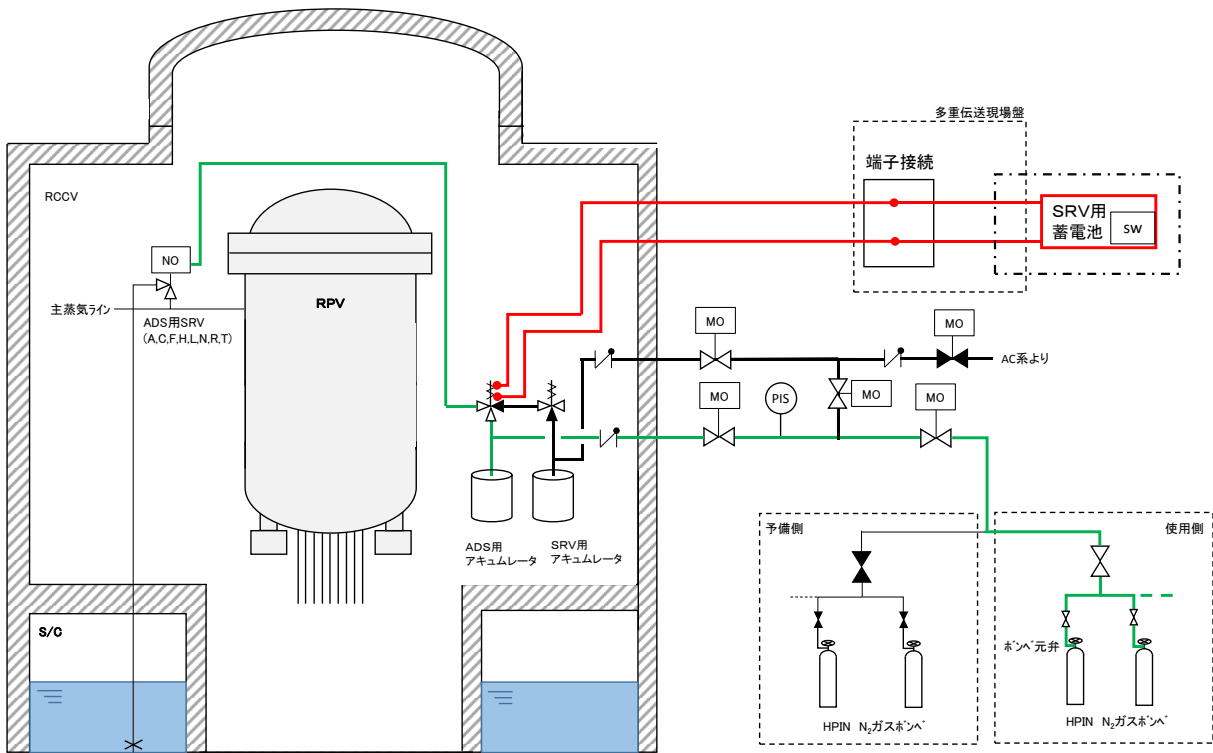


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図



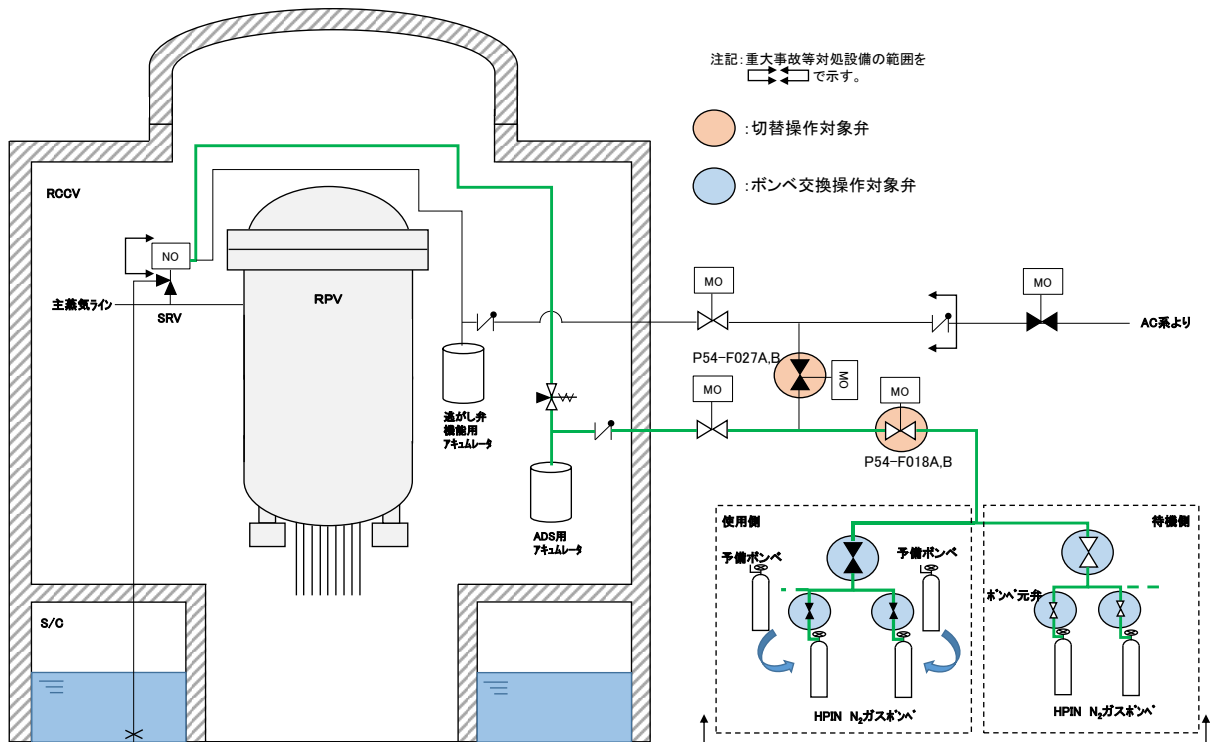


図4 高圧窒素ガス供給系系統概要図 (6号炉)

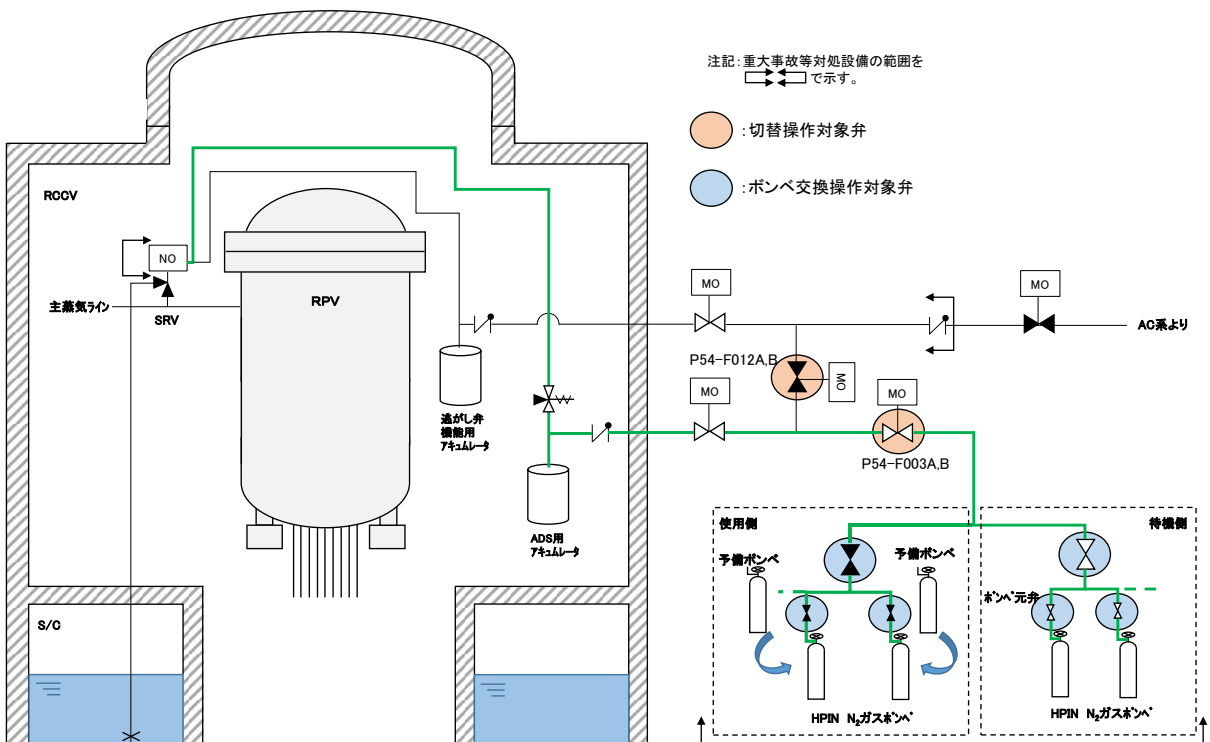


図5 高圧窒素ガス供給系系統概要図 (7号炉)

表1 6号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F027A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-M0-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 窒素ガスボンベラック元弁	P54-F017A, C	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-F017B, D	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-F016 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
(ボンベ元ラック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外

表2 7号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F012A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁	P54-F002A, C	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-F002B, D	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 窒素ガスポンベ出口弁	P54-F001 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
(ポンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外

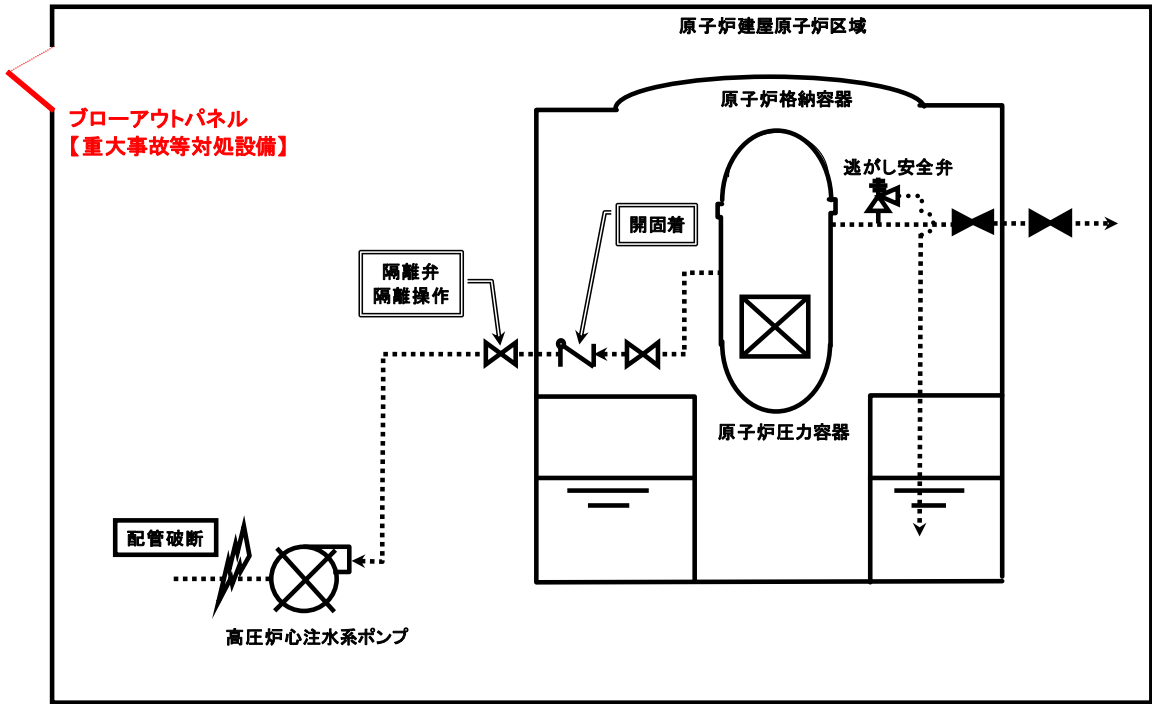


図 6 原子炉建屋ブローアウトパネルの概略系統図  
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5  
試験及び検査

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1.点検計画

機部又は系統名	実施数(機部名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
原子炉格納材パウンダリ(クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	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。
			漏えい試験	1C	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。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器直通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装着する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	-	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	1	閉鎖点検	13M	-	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(1、O、Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧カスリッパ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(1、O、Q除く)	A	外観点検	1C	-	定検停止中	
自動減圧弁	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁 18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧弁機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A、C、F、H、L、N、R、T	A	外観点検	1C	-	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K6-10-8-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その2）  
要領書番号：K6-9-152-C-R2



東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備  
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査  
要領書番号 : K 6 - 9 - 9 - B - M

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K6-10-10-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K6-10-32-A-運

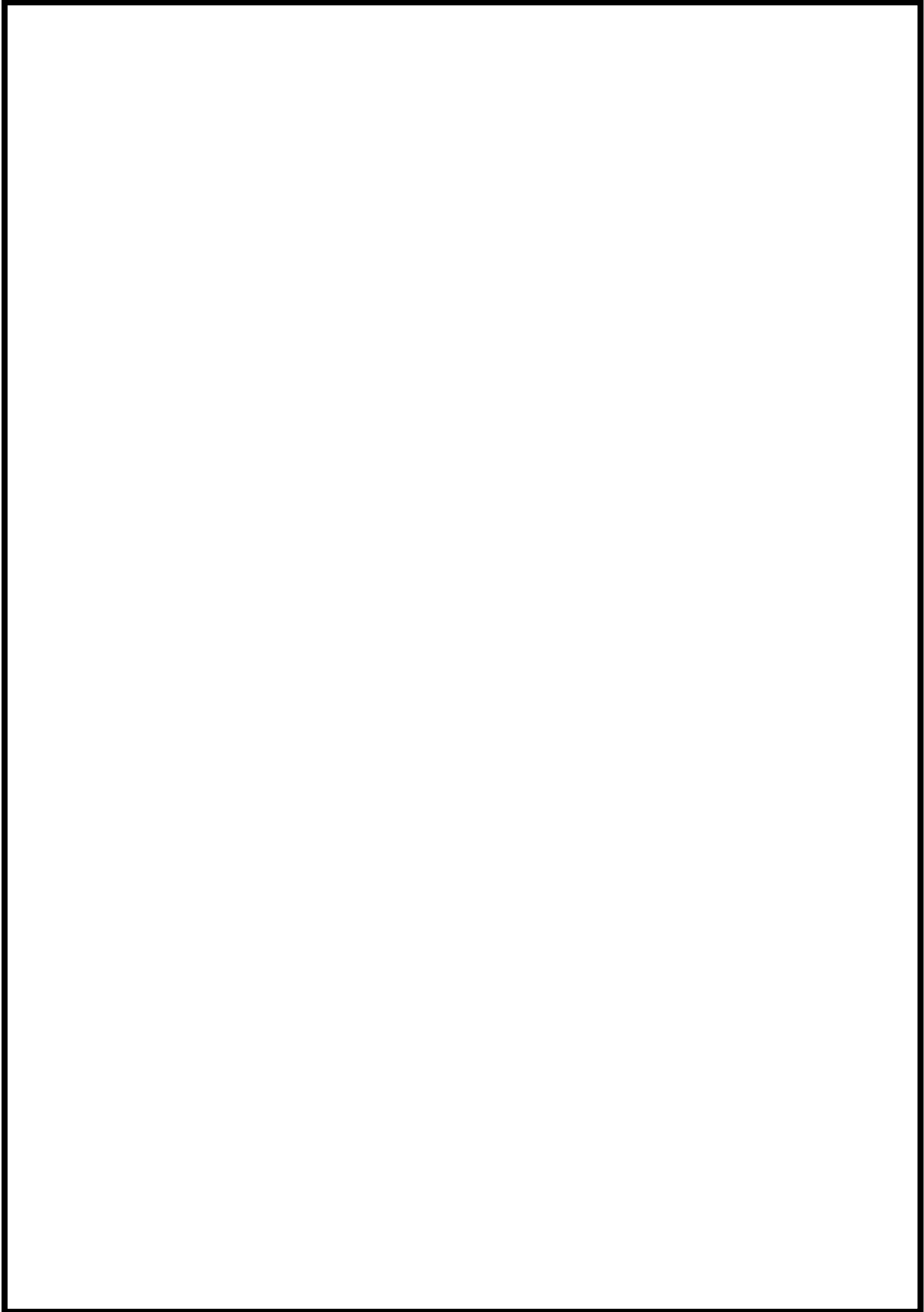


図 1 逃がし安全弁 構造図

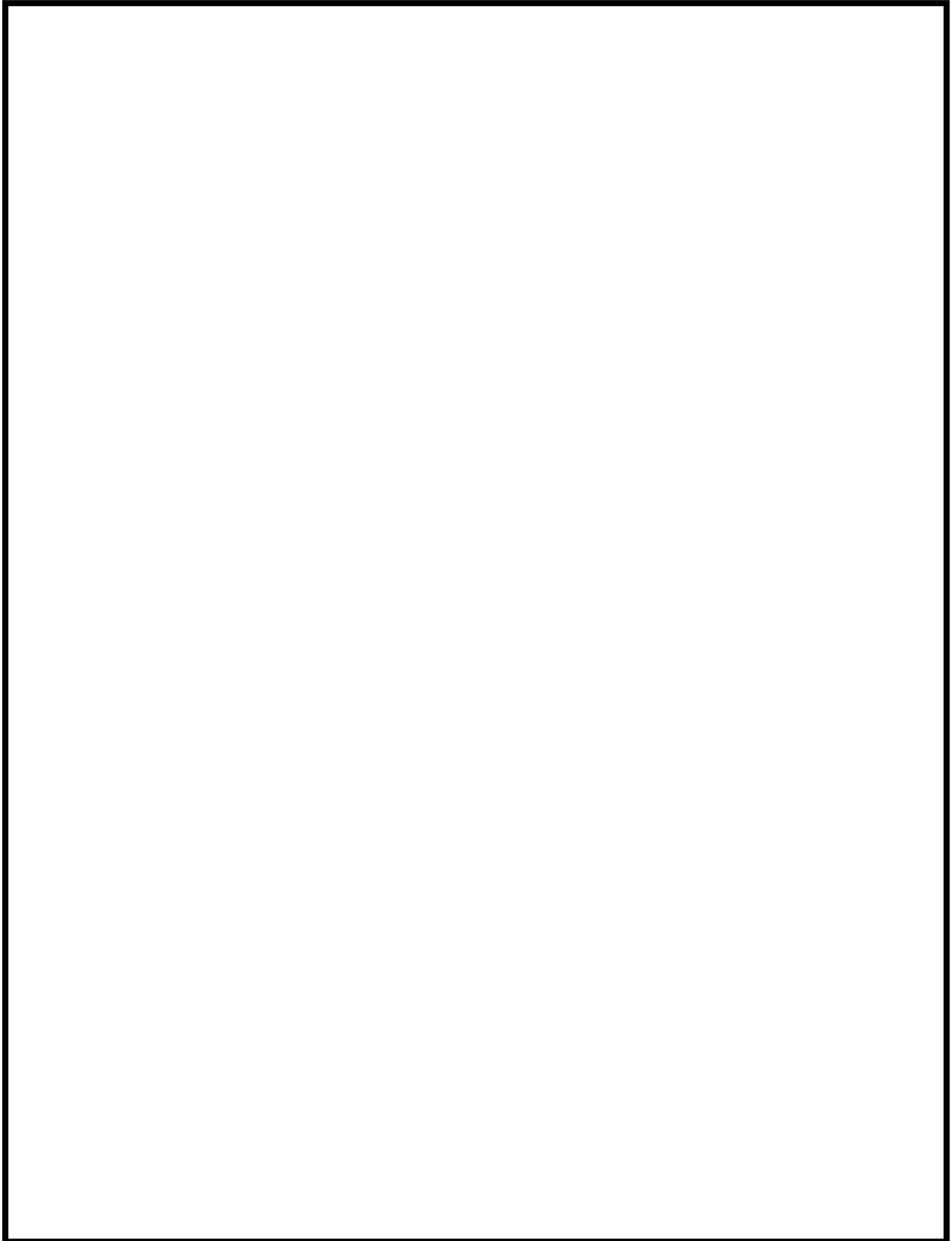


図 2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材バウンダリ (クラス1機器)	クラス1機器 1式 (原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	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。
			漏えい試験	1C	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。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器、原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち可搬荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	-	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	A	開放点検	1C	-	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査 (その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査 (その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U (I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査 (その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U (I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	-	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台 (主蒸気逃がし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	-	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K7-10-8-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その1）  
要領書番号：K7-9-152-C-R



東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備  
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査  
要領書番号 : K7-10-9-B-M

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K7-10-10-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K7-10-32-A-運

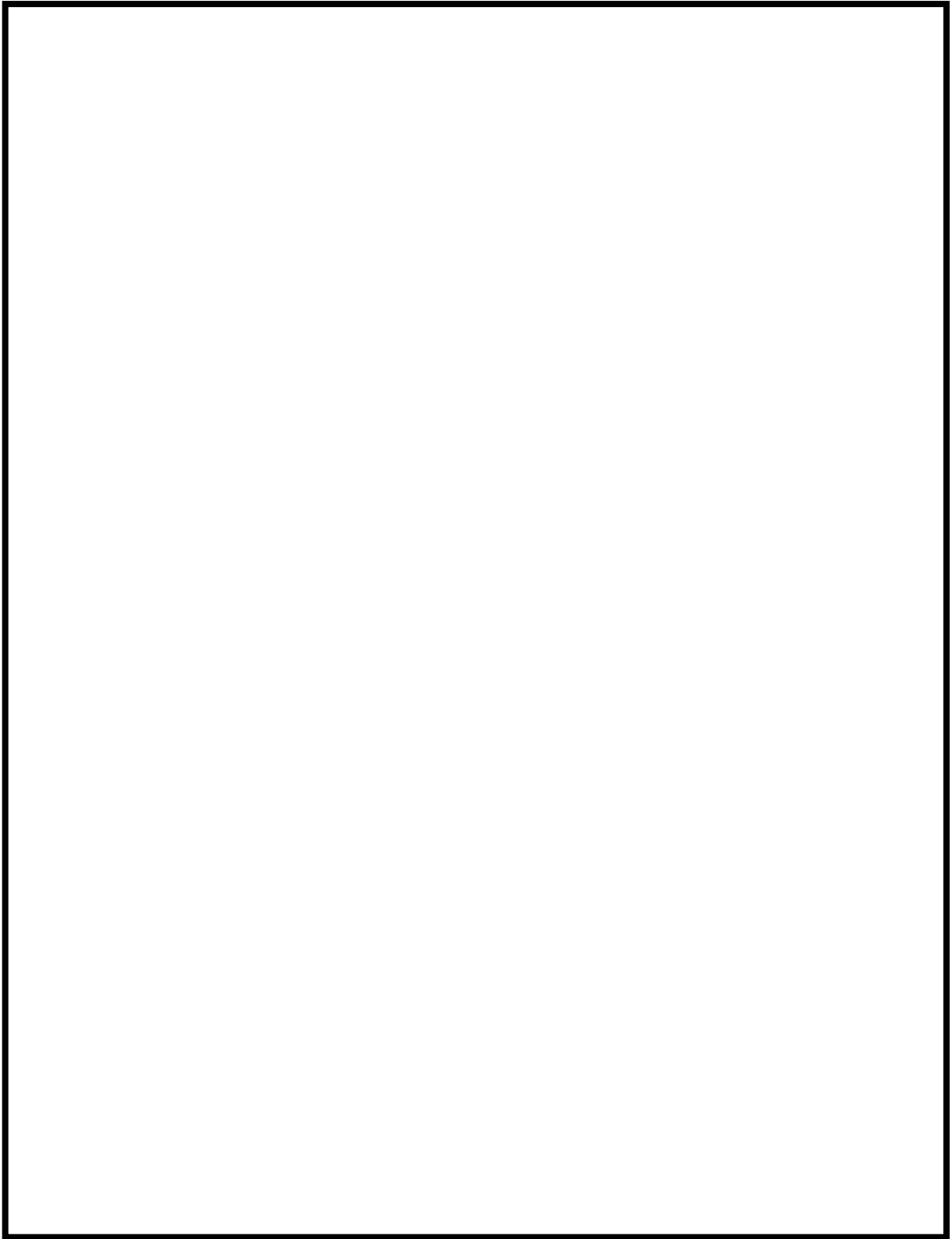


図 3 逃がし安全弁 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

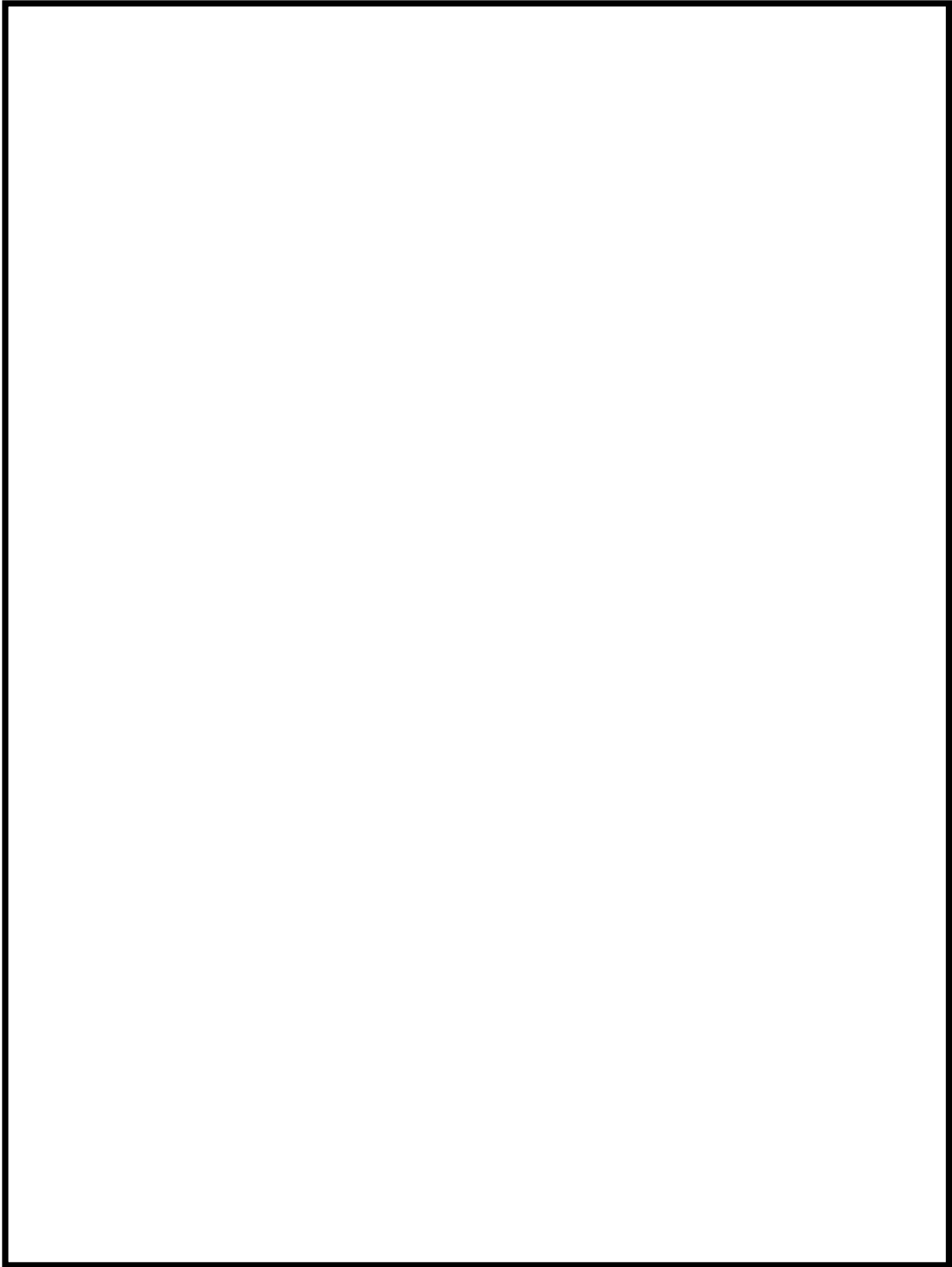


図 4 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

代替自動減圧機能の試験・検査

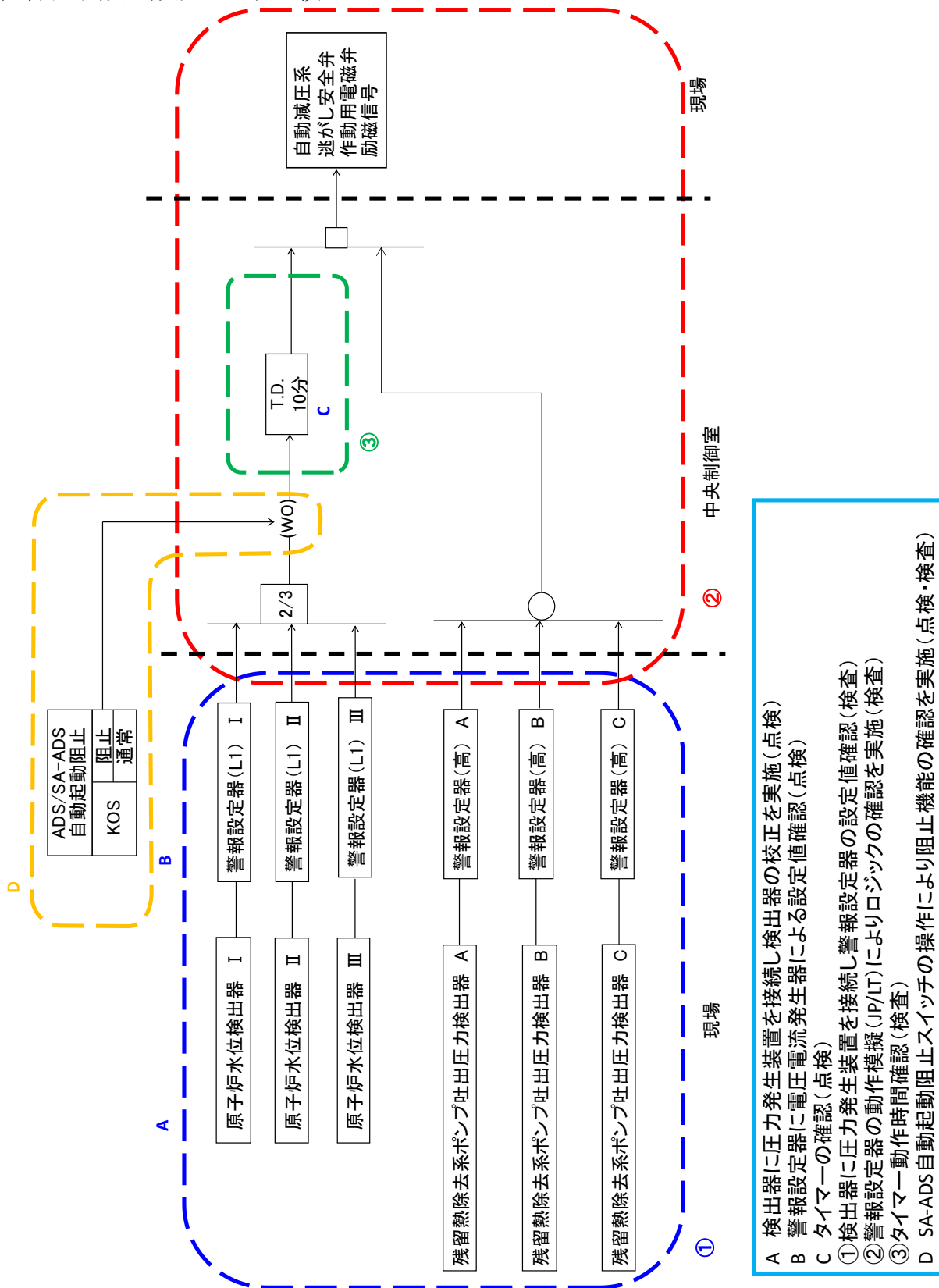


図 5 代替自動減圧機能の試験及び検査

## 代替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、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（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、代替自動減圧機能については、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、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。

### 2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

#### 第十二条第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1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条解釈	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中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（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。
8-1	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システム及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、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（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8-2	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。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、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。
8-3	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（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。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

### 3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、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発電用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。代替自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替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 [ ] と十分に低いことを確認しており、定期検査ごと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、代替自動減圧機能は、停止中（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。



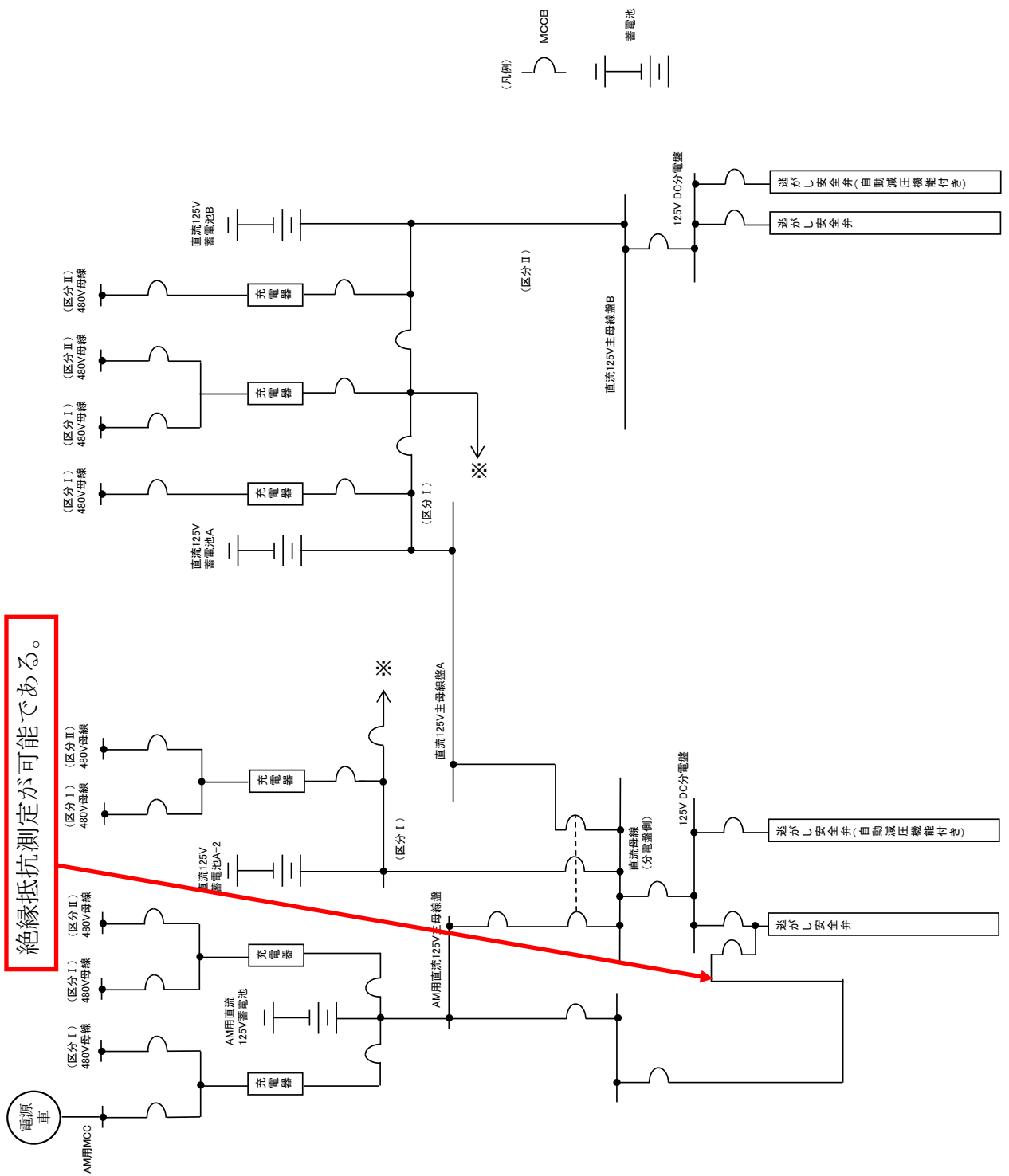


図6 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (6号炉)

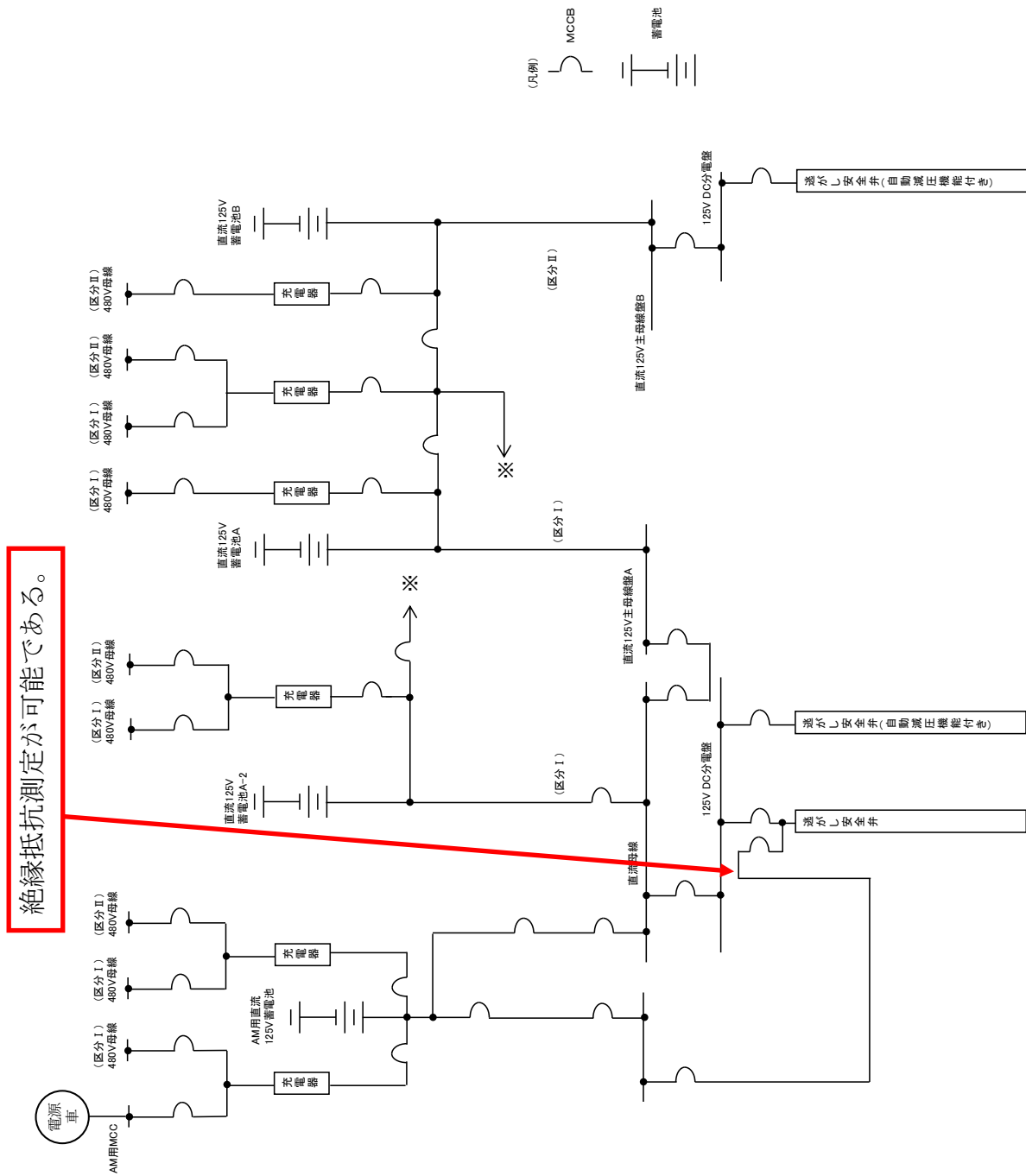
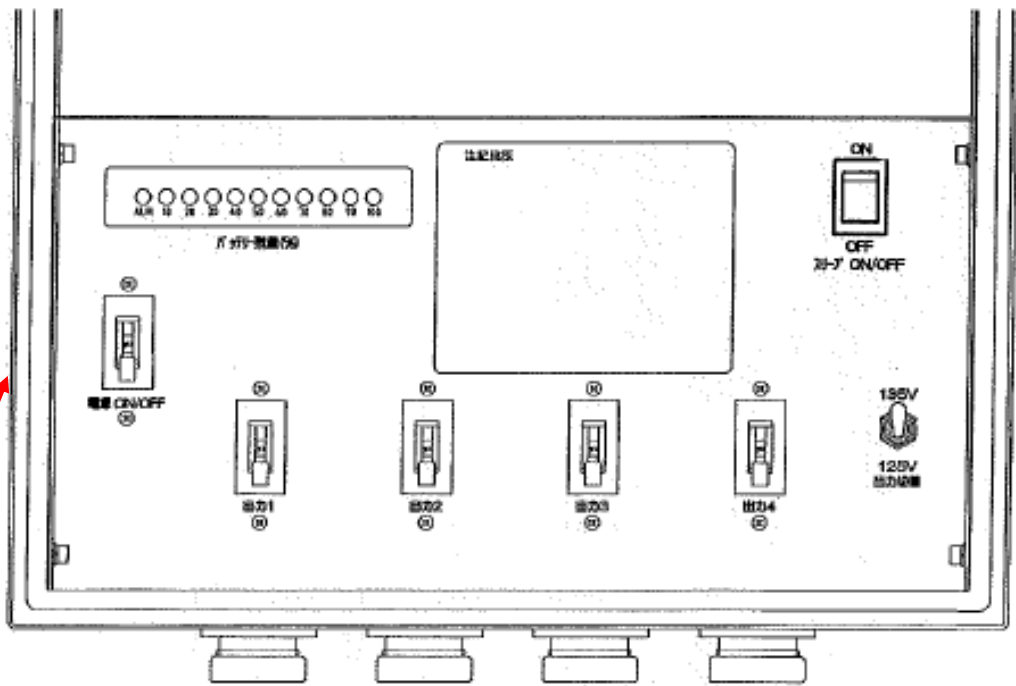


図7 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (7号炉)



電圧確認が可能である。

図 8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

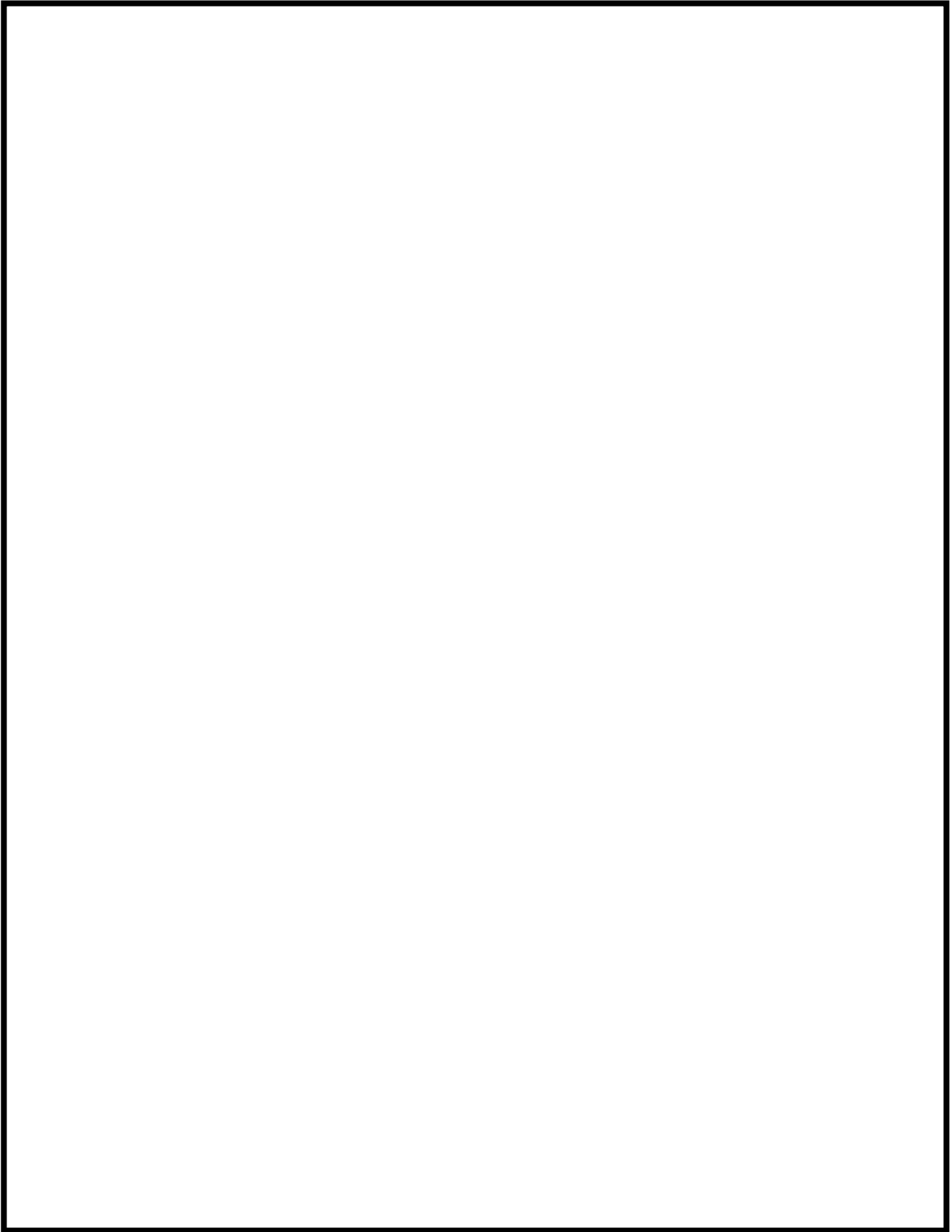


図 9 高圧窒素ガス供給系の試験及び検査 (6号炉)

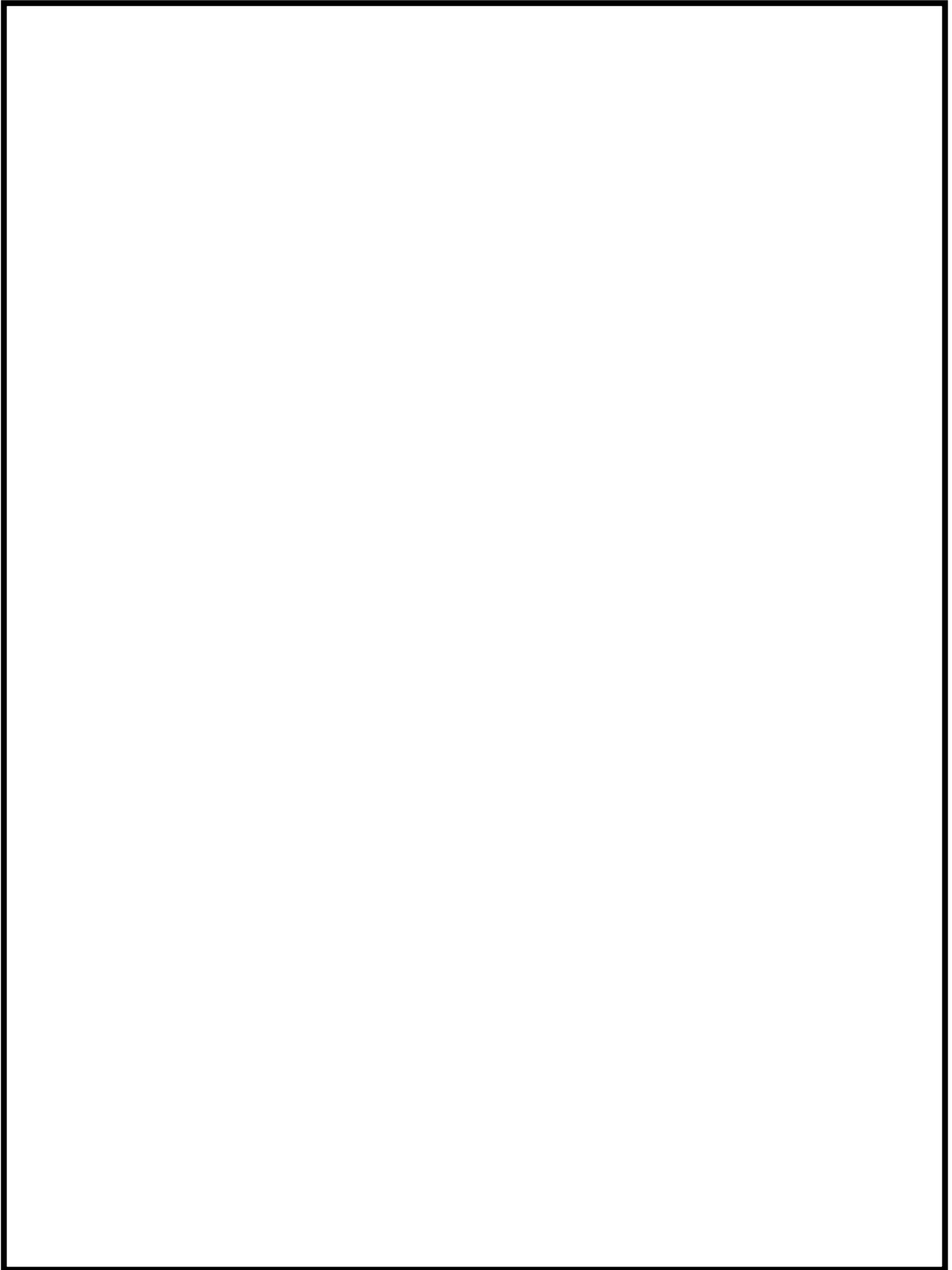


図 10 高圧窒素ガス供給系の試験及び検査 (7号炉)

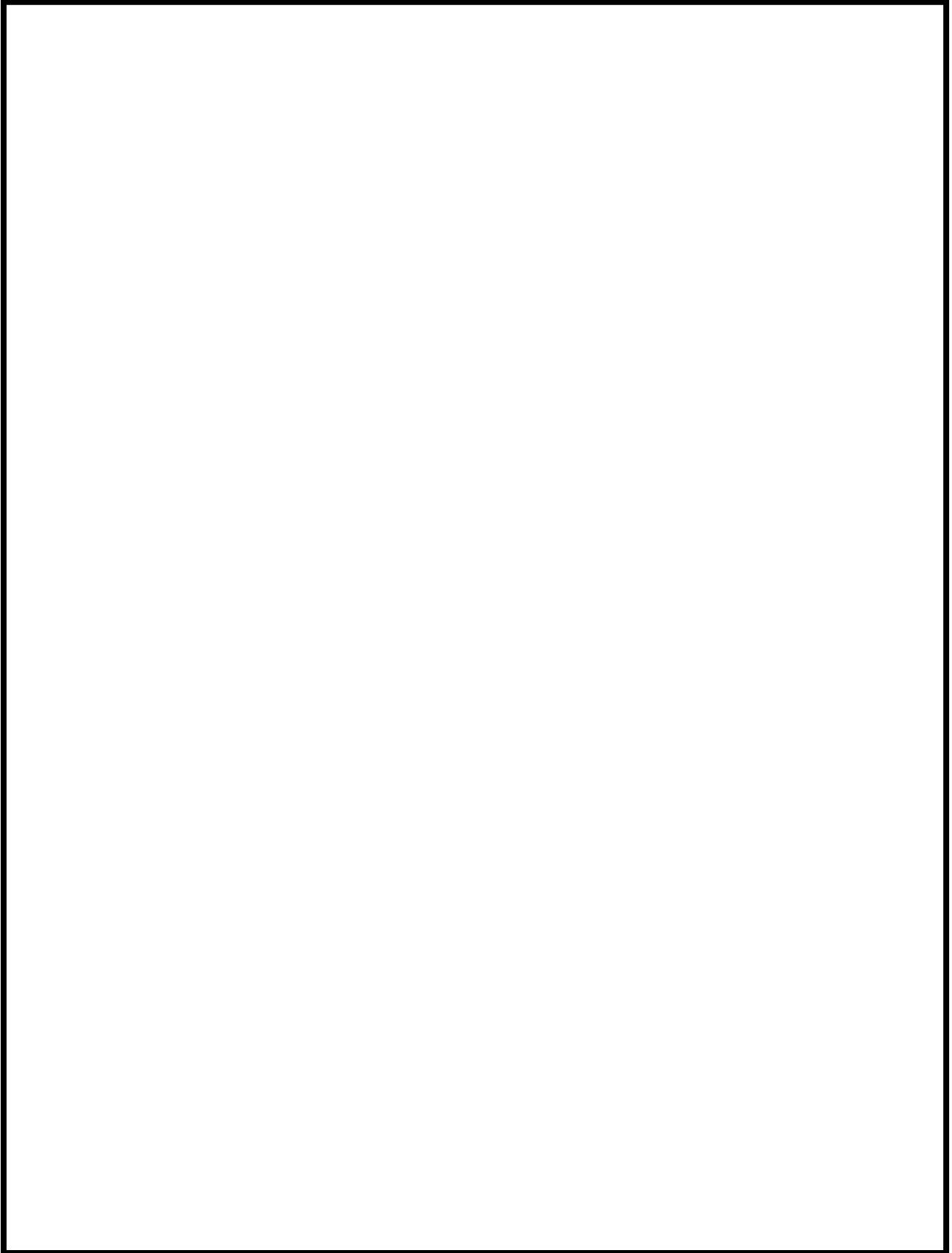


図 11 ブローアウトパネルの試験及び検査

46-6  
容量設定根拠

・逃がし安全弁

名 称		逃がし安全弁
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表 1 参照

【設 定 根 拠】

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、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

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。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表 1 に示す。

表 1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)
逃がし 弁機能	1	363
	1	367
	4	370
	4	373
	4	377
	4	380

逃がし安全弁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、設計基準事故対処設備としての吹出量は表 1 のとおりであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。



・逃がし安全弁機能用アキュムレータ

名 称		逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input type="text"/> 以上(注1), (15(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により、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に必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ( $PV^k = \text{一定}$ ) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容積  $V_a$  を  $V_{a1}$ 、 $V_{a2}$  に分割して考える。 $(V_{a1}$  は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、 $V_{a2}$  は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を  $P_{a0}$ 、作動後のアキュムレータ圧力を  $P_{a1}$ 、シリンダ内圧力を  $P_c$  ( $=$  駆動シリンダ内必要最低圧力)、逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を  $V_c$  とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned} V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\ P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\ P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

次に、逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.523} \quad (0.523 : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

$V_a$  : アキュムレータ容量 (ℓ)

$V_c$  : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

$K$  : 断熱指数 = 1.433  
(保守的に 0°C, 1.5MPa を考慮)

$P_c$  : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])  
=

$P_{a0}$  : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])  
= 1.231

$P_{a1}$  : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])  
=

上記から、逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.231}\right)^{1/1.433}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.231}\right)^{1/1.433}} \times 10 = \text{} \approx \text{} \ell$$

上記から、逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量 (要求値) は  ℓ/個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15ℓ/個とする。

## 2. 最高使用圧力

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

## 3. 最高使用温度

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171°C とする。

・自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input style="width: 40px;" type="text"/> 以上(注 1), (200(注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】**

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。18 個の逃がし安全弁のうち 8 個に自動減圧機能を持たせるため、自動減圧機能用アキュムレータも 8 個設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化（ $PV^k = \text{一定}$ ）を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = \frac{V_c}{\left(\frac{P_{a0}}{P_c}\right)^{\frac{1}{k}} - 1}$$

$V_a$  : アキュムレータ容量 (ℓ)

$V_c$  : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

$K$  : 断熱指数 = 1.433

(保守的に 0℃, 1.5MPa を考慮)

$P_c$  : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

=

$P_{a0}$  : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

= 1.231

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{10}{\left(\frac{1.146}{1.146}\right)^{\frac{1}{1.433}} - 1} = \text{} = \text{} L$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は  ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして 200ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171℃ とする。

・代替自動減圧機能

名 称	原子炉水位低 (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発電用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原子炉格納容器の破損 (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、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm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、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低 (レベル1) を設定する。

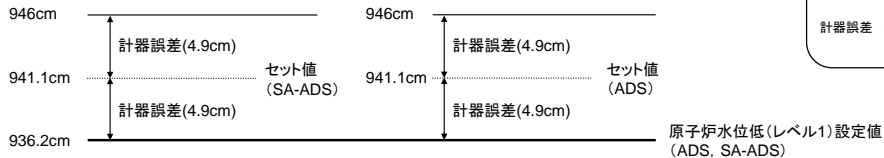
注記\* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端から 1224 cm下

<補足>

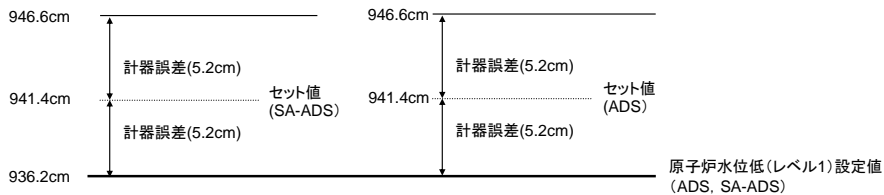
- ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低 (レベル1) とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系が自動起動する原子炉水位低 (レベル1) の設定とする。

<参考>

【6号炉】



【7号炉】



ADS : 自動減圧系  
 SA-ADS : 代替自動減圧機能  
 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

図1 原子炉水位低 (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	2072
<p>【設定根拠】            常設直流電源が喪失した場合、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。</p> <p>1. 容量            逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、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。            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。</p> $C = \frac{P_1 \times 2 \times t}{\eta} + P_2$ <p>ここで            C :24時間での必要容量 [Wh]            P<sub>1</sub>: 逃がし安全弁用電磁 弁(1個)の消費電力 [Wh] = 30            P<sub>2</sub>: 逃がし安全弁用可搬 型蓄電池内部消費電力 [Wh] = 45            t : 逃がし安全弁用電磁 弁への給電時間 [h] = 24            η : DC/DCコンバータ変換効率 = 0.8</p> $C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$ $= 1845Wh$ <p>以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1845Wh に対し十分な余裕を有する 2072Wh とする。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを、6 号及び 7 号炉にそれぞれ 1 セット 1 個使用する。保有数は 6 号、7 号炉それぞれで 1 セット 1 個に、故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）を分散して保管する。</p>		

・ 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 <sup>注1</sup>

【設 定 根 拠】

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。

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原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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

高圧窒素ガスボンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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

(1) 高圧窒素ガス供給系を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量

$$\begin{aligned}
 S_1 &= (V_p[\ell] \times P_p[\text{MPa(absolute)}] / P_N[\text{MPa(absolute)}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &\quad - (V_p[\ell] \times P_L[\text{MPa(absolute)}] / P_N[\text{MPa(absolute)}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &= \boxed{\phantom{00}}[\text{MPa(absolute)}] - \boxed{\phantom{00}}[\text{MPa(absolute)}] \times \boxed{\phantom{00}}[\ell] / 0.1013[\text{MPa(absolute)}] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}] \\
 &= \boxed{\phantom{0000}}[\text{N}\ell]
 \end{aligned}$$

ここで、

$S_1$ : 系統を加圧するのに 必要なガス量  $[\text{N}\ell]$

$V_p$ : 窒素ガス供給ライン 容積 =  $\boxed{\phantom{0000}}[\ell]$

(配管容積は保守的に 50ASch40の配管  $\boxed{\phantom{00}}m$ 分と仮定。

加えてADSアキュムレータ  $200l \times 4$ )

$P_p$ : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 =  $\boxed{\phantom{00}}[\text{MPa(absolute)}]$

$P_L$ : アキュムレータ機能 喪失時の圧力 =  $\boxed{\phantom{00}}[\text{MPa(absolute)}]$

注1 最高充填圧力を示す。

$T_p$ : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に0°Cとする)

$P_N$ : 大気圧 = 0.1013[MPa(abs)]

$T_N$ : 標準状態の温度 = 273[K]

(2) 高圧窒素ガス供給系 1 系列 4 弁を開動作するための消費量

$$S_2 = V_s [\ell] \times N [\text{個}] \times P_p [\text{MPa}(\text{abs})] / P_N [\text{MPa}(\text{abs})] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]$$

$$= \boxed{\phantom{000}} [\ell] \times 4 [\text{個}] \times \boxed{\phantom{000}} [\text{MPa}(\text{abs})] / 0.1013 [\text{MPa}(\text{abs})] \times 273 [\text{K}] / 273 [\text{K}]$$

$$= \boxed{\phantom{000}} [\text{NL}]$$

ここで、

$S_2$ : 開動作に必要な消費量 [NL]

$V_s$ : SRV シリンダー容量 =  $\boxed{\phantom{000}}$  [ℓ]

$N$ : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4 [個]

$P_p$ : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 =  $\boxed{\phantom{000}}$  [MPa(abs)]

$T_p$ : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に0°Cとする)

$P_N$ : 大気圧 = 0.1013[MPa(abs)]

$T_N$ : 標準状態の温度 = 273[K]

(3) 高圧窒素ガス供給系 1 系列 4 弁を 7 日間開保持するための消費量

$$S_3 = \lambda [\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times N [\text{個}] \times D [\text{day}] \times 24 [\text{hr} / \text{day}] \times 60 [\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{\phantom{000}} [\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times 4 [\text{個}] \times 7 [\text{day}] \times 24 [\text{hr} / \text{day}] \times 60 [\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{\phantom{000}} [\text{NL}]$$

ここで、

$S_3$ : 開保持するために必要な系統漏えい量 [NL]

$\lambda$ : 逃がし安全弁 1 個あたりの系統漏えい量 =  $\boxed{\phantom{000}}$  [NL/min/個]

$N$ : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4 [個]

$D$ : 開保持期間 (7 日間) = 7 [day]

以上より、SRV 4 弁を全て 7 日間、開維持できるガス容量は

高圧窒素ガス供給系 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

:  $\boxed{\phantom{000}}$  [NL]

高圧窒素ガス供給系 1 系列 4

弁を開動作するための消費量

:  $\boxed{\phantom{000}}$  [NL]

高圧窒素ガス供給系 1 系列 4

弁を 7 日間開保持するための消費量

:  $\boxed{\phantom{000}}$  [NL]

---

合計:  $\boxed{\phantom{000}}$  [NL]

なお、7 日間の減圧機能維持に必要な SRV 台数は 2 台であるが、保守的に 4 台開保持を考慮している。



## 1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

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

ここで

$S_b$ : ポンベによる供給量 [NL]

$P_1$ : ポンベ初期充填圧力 =  $\square$  [MPa(abs)]

$P_2$ : ポンベ交換圧力 =  $\square$  [MPa(abs)]

$P_N$ : 大気圧 = 0.1013 [MPa(abs)]

$V_b$ : ポンベ容量 = 46.7[NL/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、

$$S_b > \square$$

上記の関係式より

$$\square \times M > \square$$

$$M > \square$$

よって、必要ポンベ本数は、1基当たり5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基当たり1セットに、6号及び7号炉それぞれで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5本以上を加え、保守的に25本(予備20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とする。

・ 高圧窒素ガス供給系

名 称		高圧窒素ガス供給系
供給圧力	MPa [gage]	□以上
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>高圧窒素ガス供給系は、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は、原子炉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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（0.62MPa）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「□MPa以上」とする。</p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件  逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \cdots \text{①}$ <p>ここに、</p> <p><math>F_N</math>：高圧窒素ガス供給系圧力によるピストン押上げ力  <math>F_N = P_N \times S_2</math>  <math>P_N</math>：高圧窒素ガス供給系圧力  <math>S_2</math>：ピストン受圧面積  <math>S_2 = \square</math> [mm<sup>2</sup>]  <math>F_R</math>：原子炉圧力による弁体の揚力  <math>F_R = \square</math> [N]  ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。  <math>n</math>：レバー比  <math>n = \square</math>  <math>F_{S2}</math>：シリンダスプリング荷重  <math>F_{S2} = \square</math> [N]  <math>F_V</math>：可動部重力  <math>F_V = \square</math> [N]  <math>F_P</math>：原子炉格納容器圧力によるピストン押下げ力  <math>F_P = P_P \times S_2</math>  <math>P_P</math>：原子炉格納容器圧力（0.62 [MPa]を想定する）  <math>F_{S1}</math>：弁本体のスプリング荷重  <math>F_{S1} = \square</math> [N]  <math>F_{S3}</math>：弁体付きベローズ荷重  <math>F_{S3} = \square</math> [N]</p>		

$F_F$  : ピストンリング摩擦力  
 $F_F = \square$  [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$  [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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  $\square$  [MPa] 以上のとき、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍の圧力であっても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は開可能である。

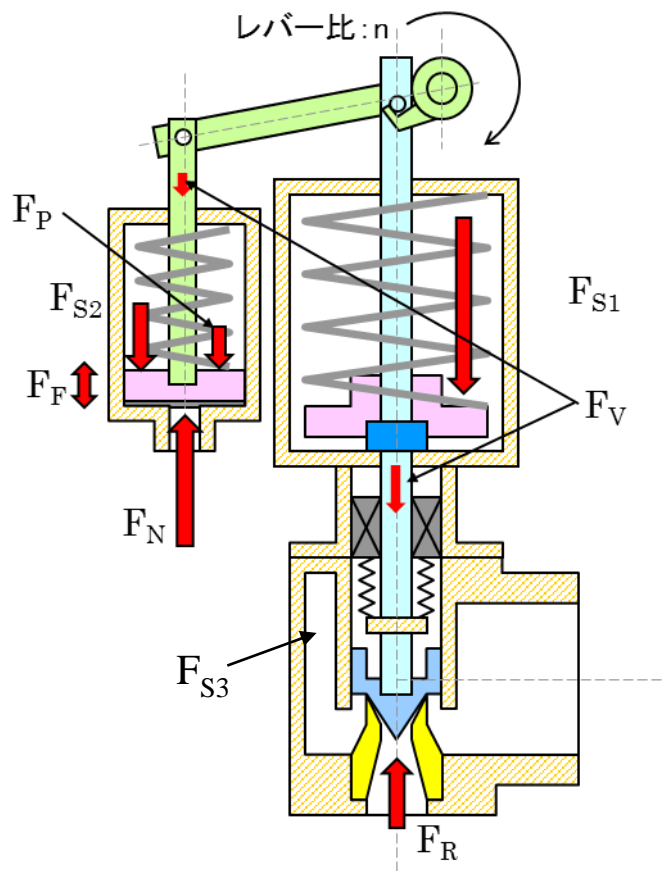


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7  
接続図

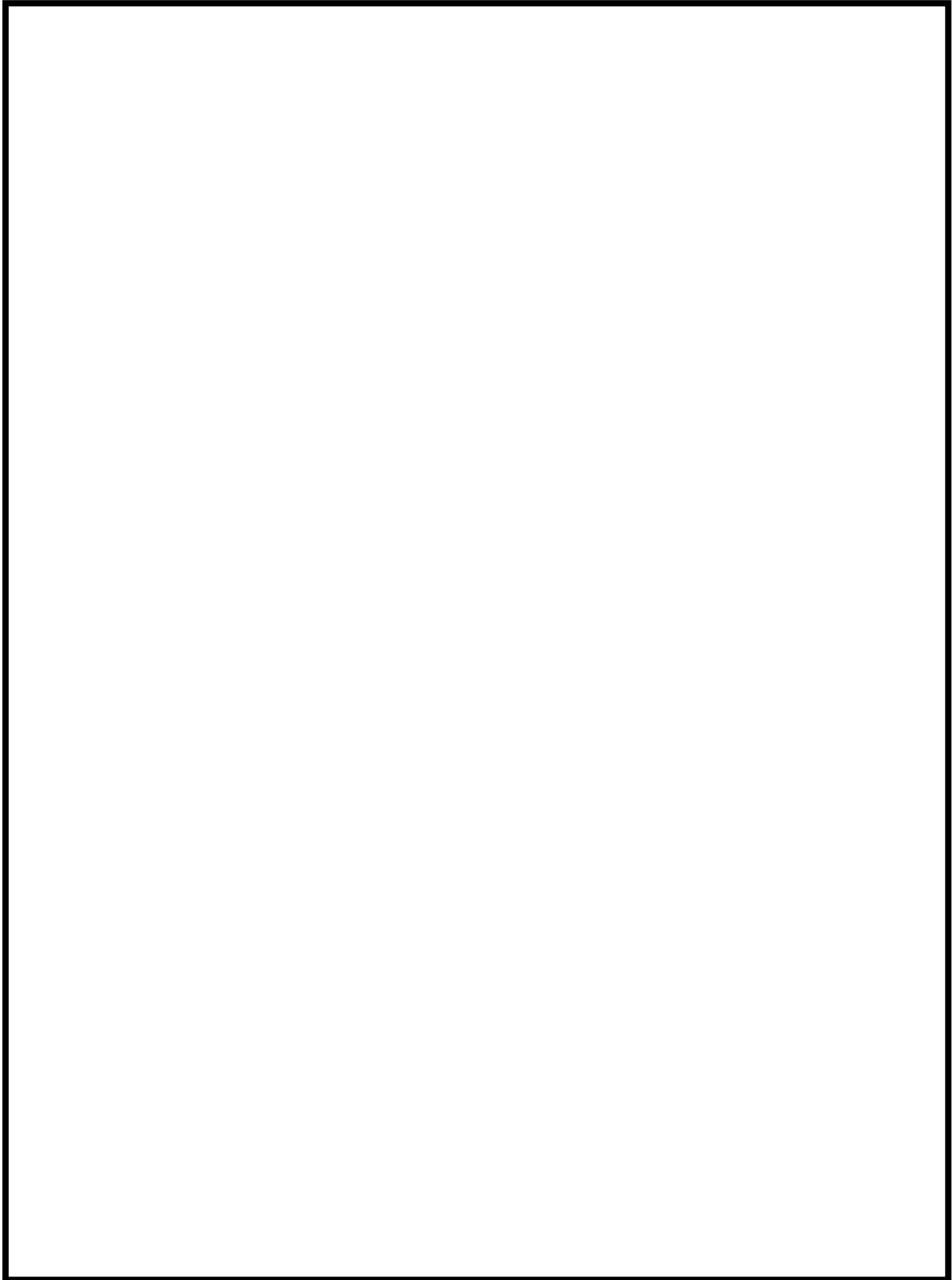


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (6号炉)

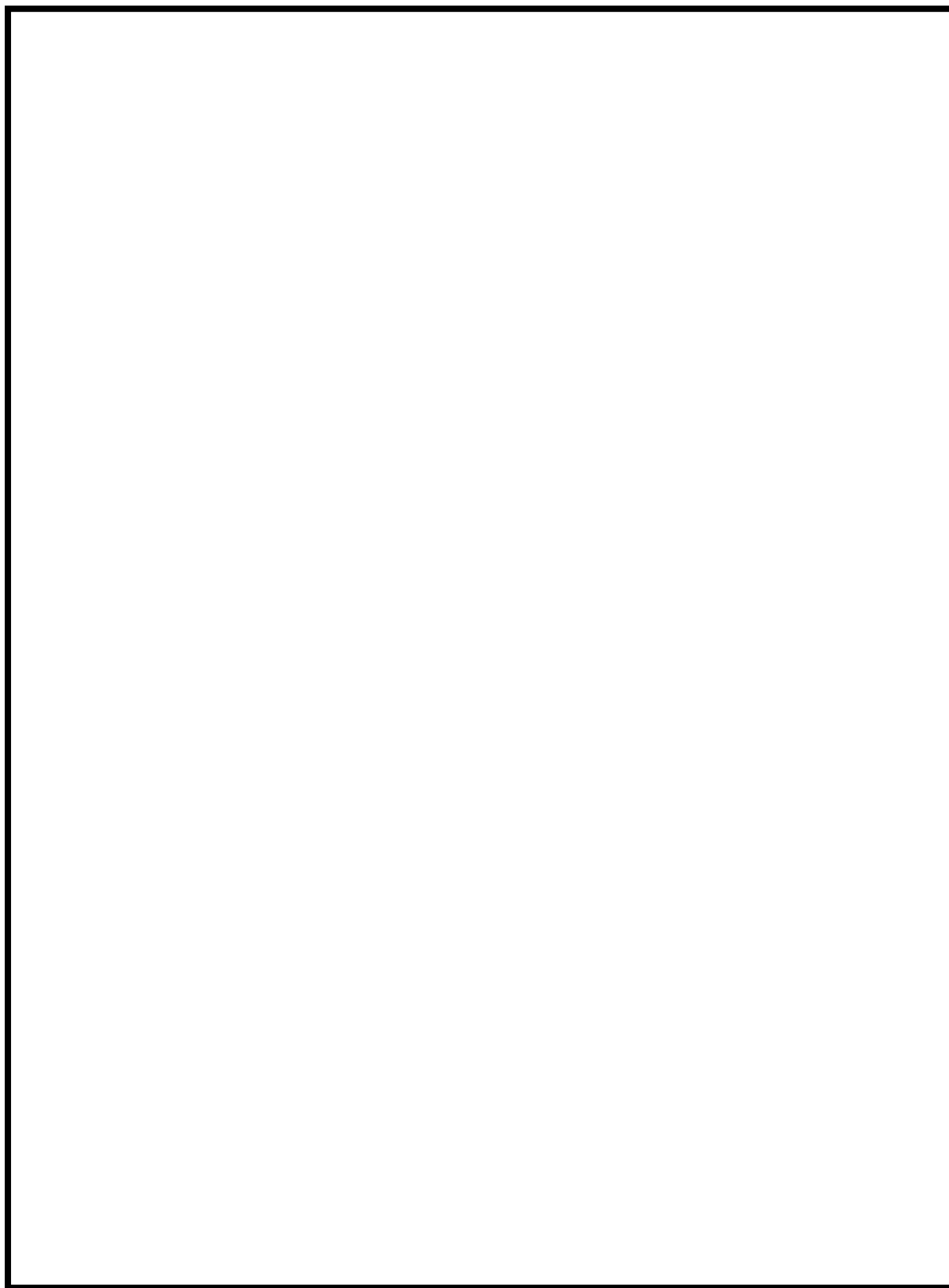


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (7 号炉)

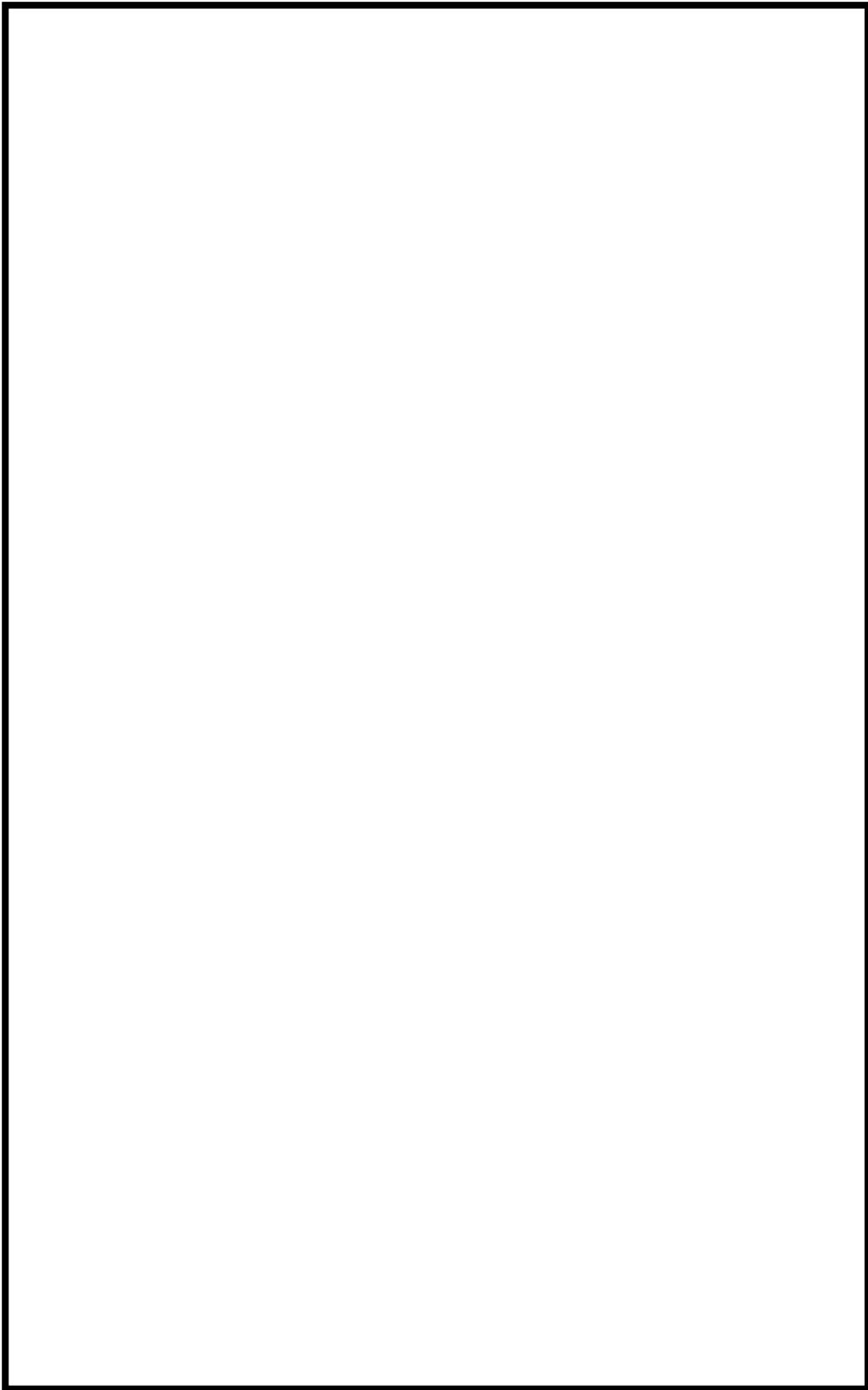


図 3 高圧窒素ガス供給系に係る機器（高圧窒素ガスポンプ）  
の接続部詳細図

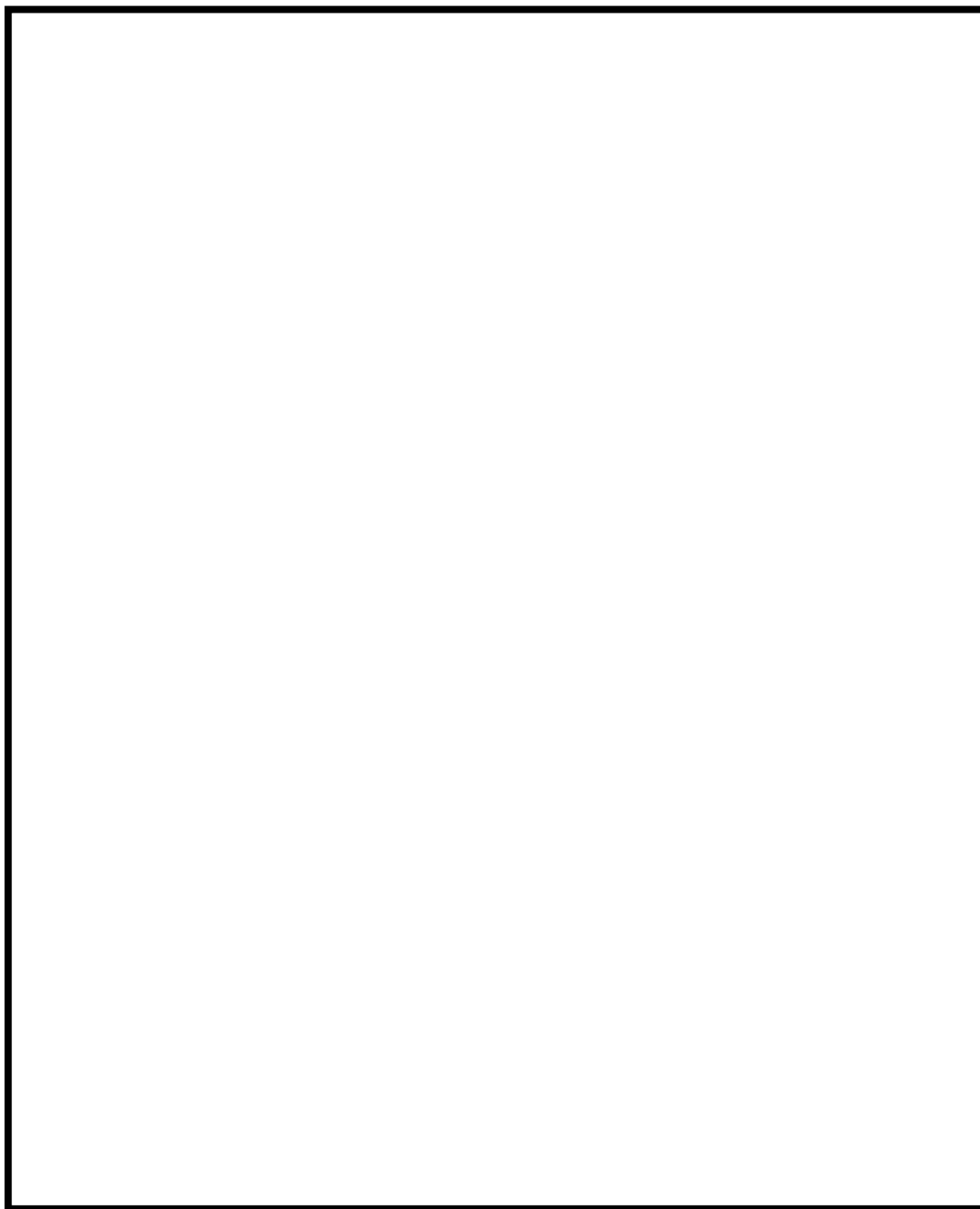


図 4 高圧窒素ガス供給系に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）  
の接続部詳細図



46-8  
保管場所図

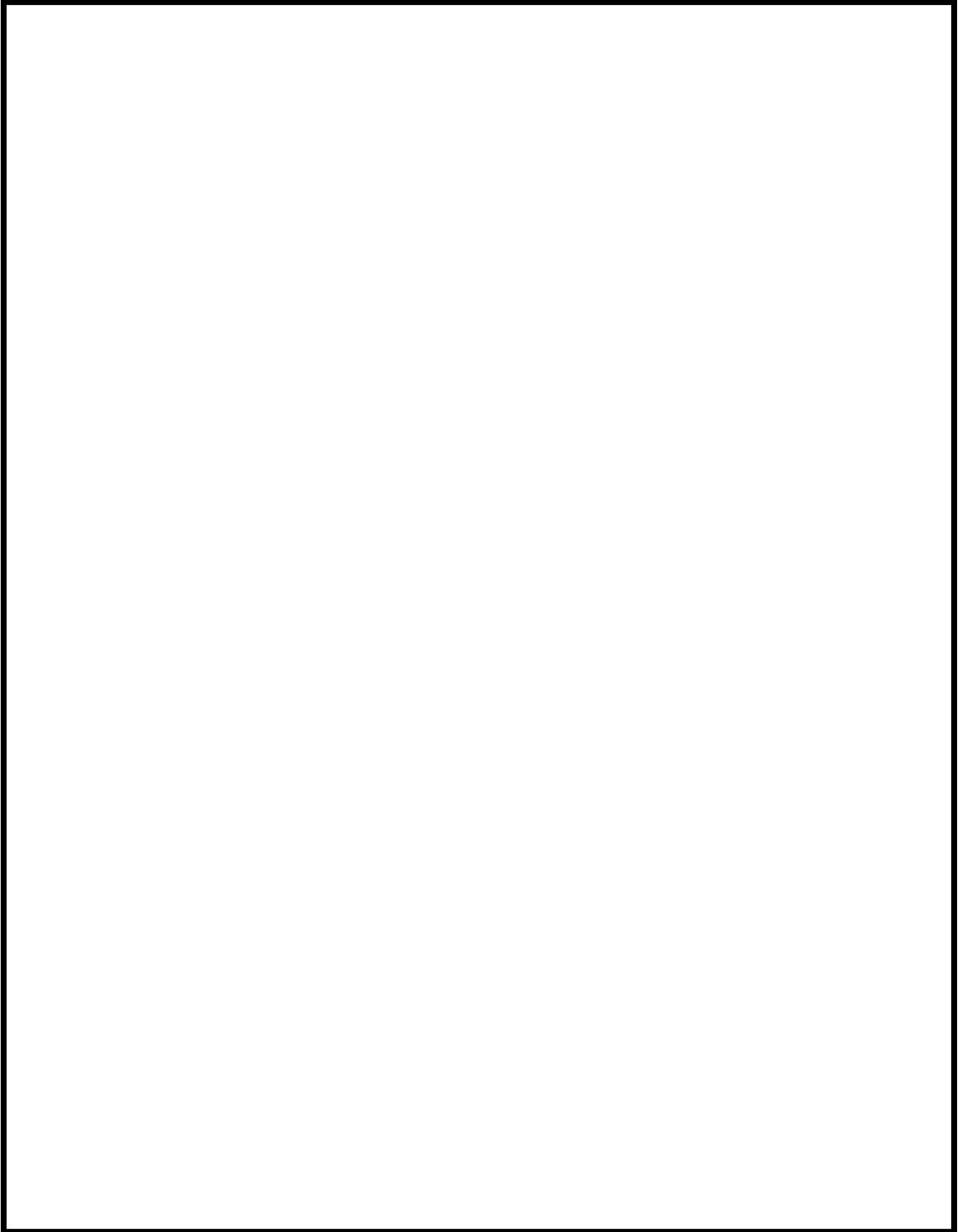


図1 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上4階）



図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図  
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図3 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

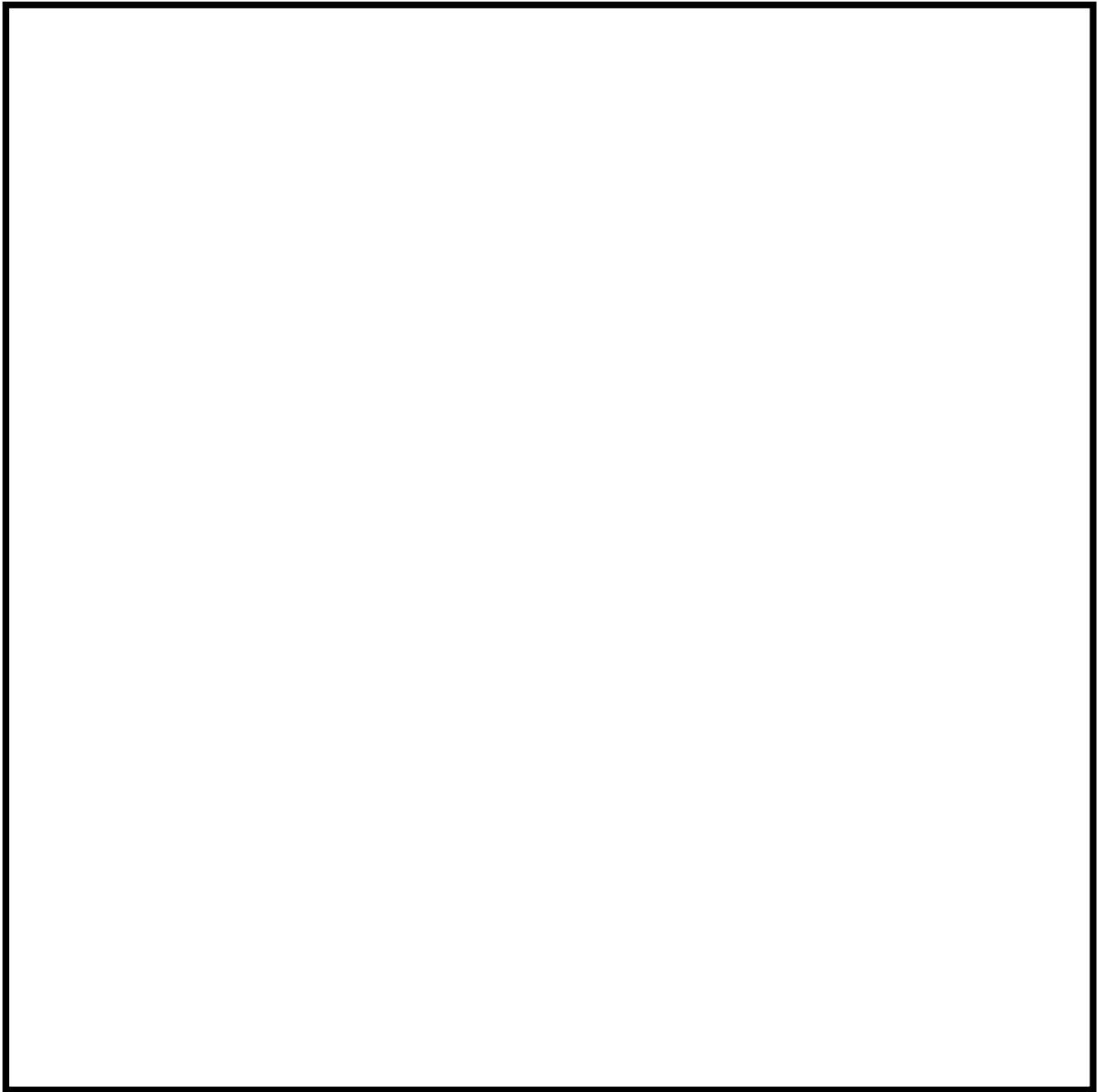


図 4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

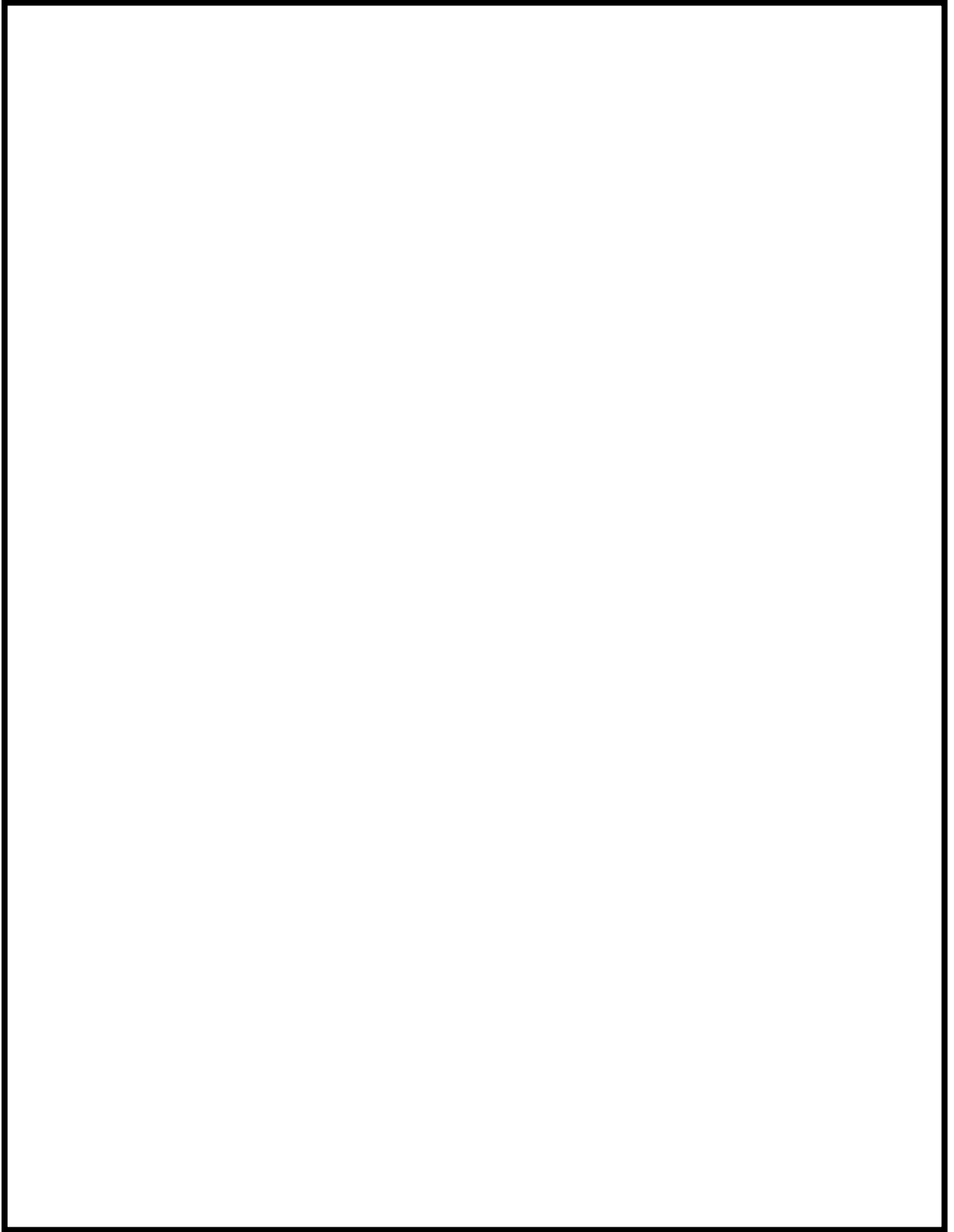


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

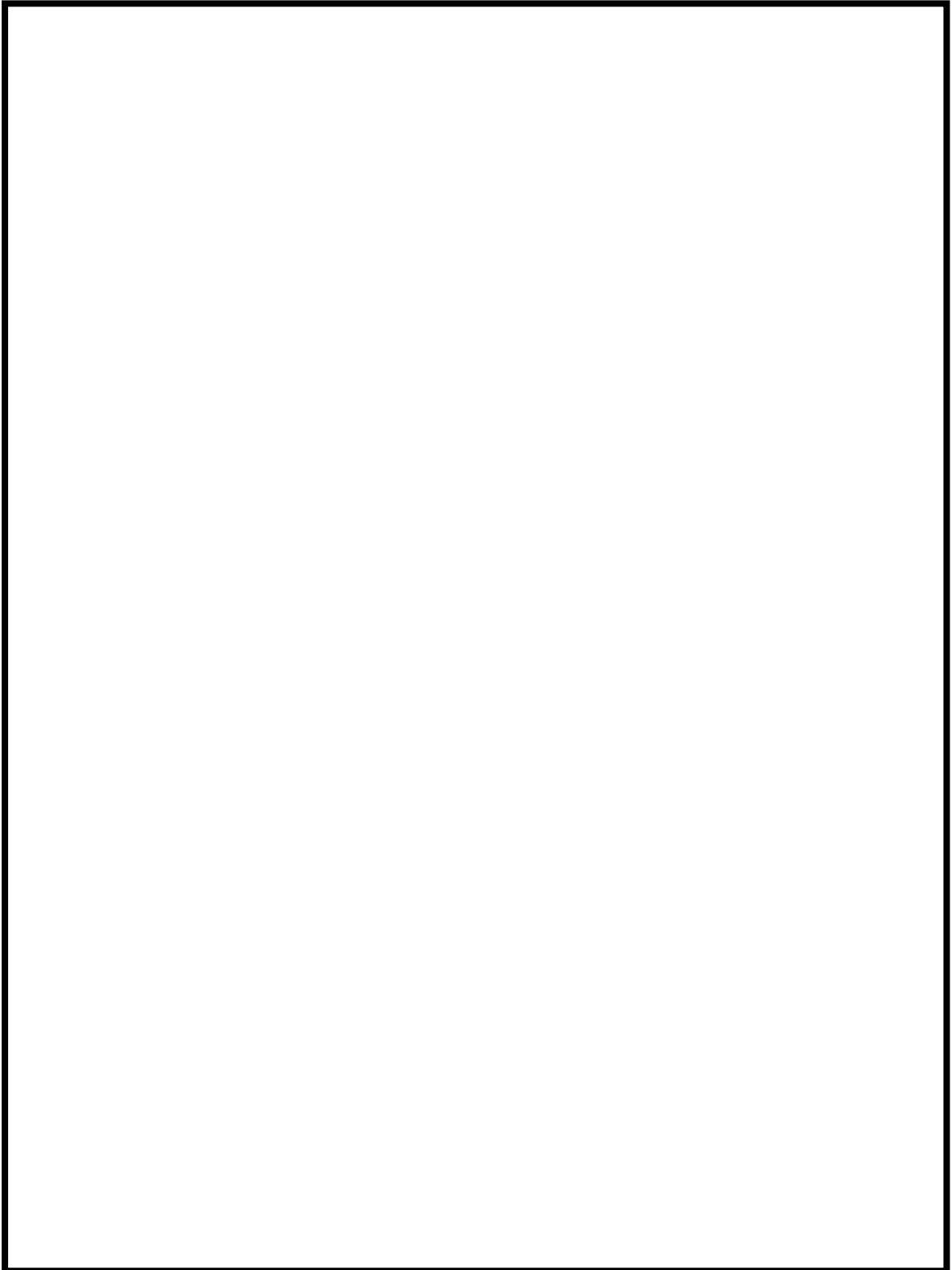


図 2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)



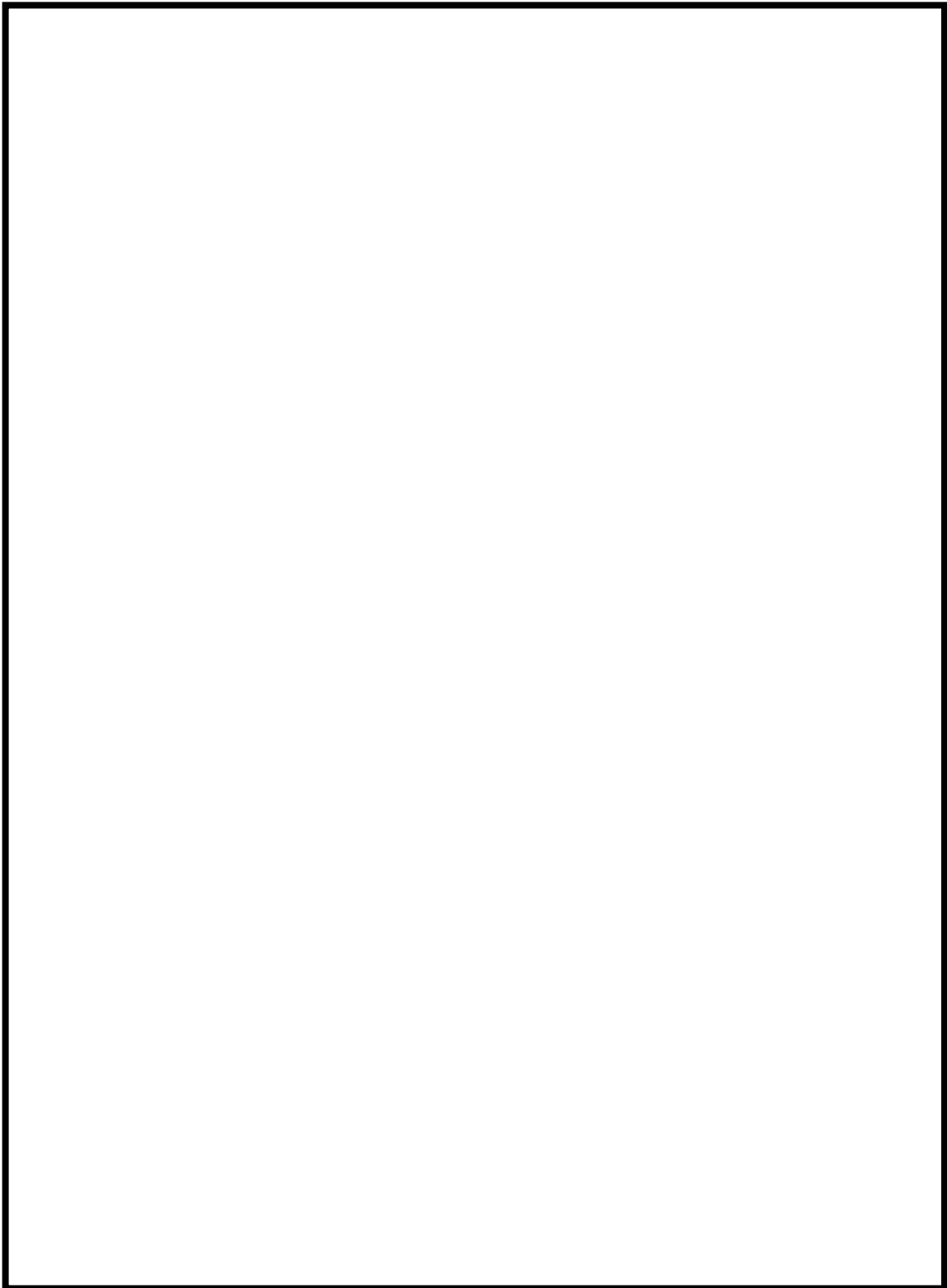


図 3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

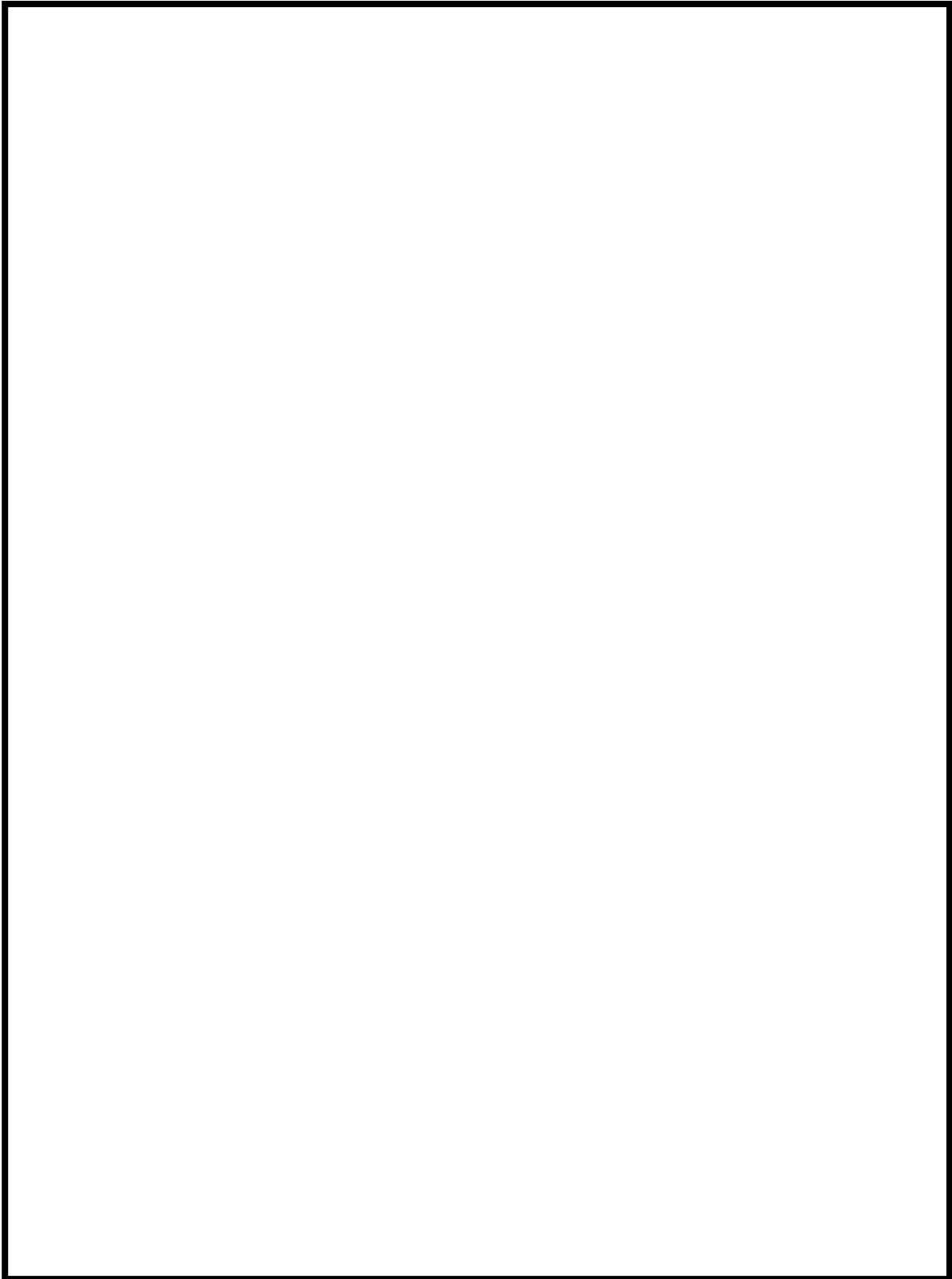


図 4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

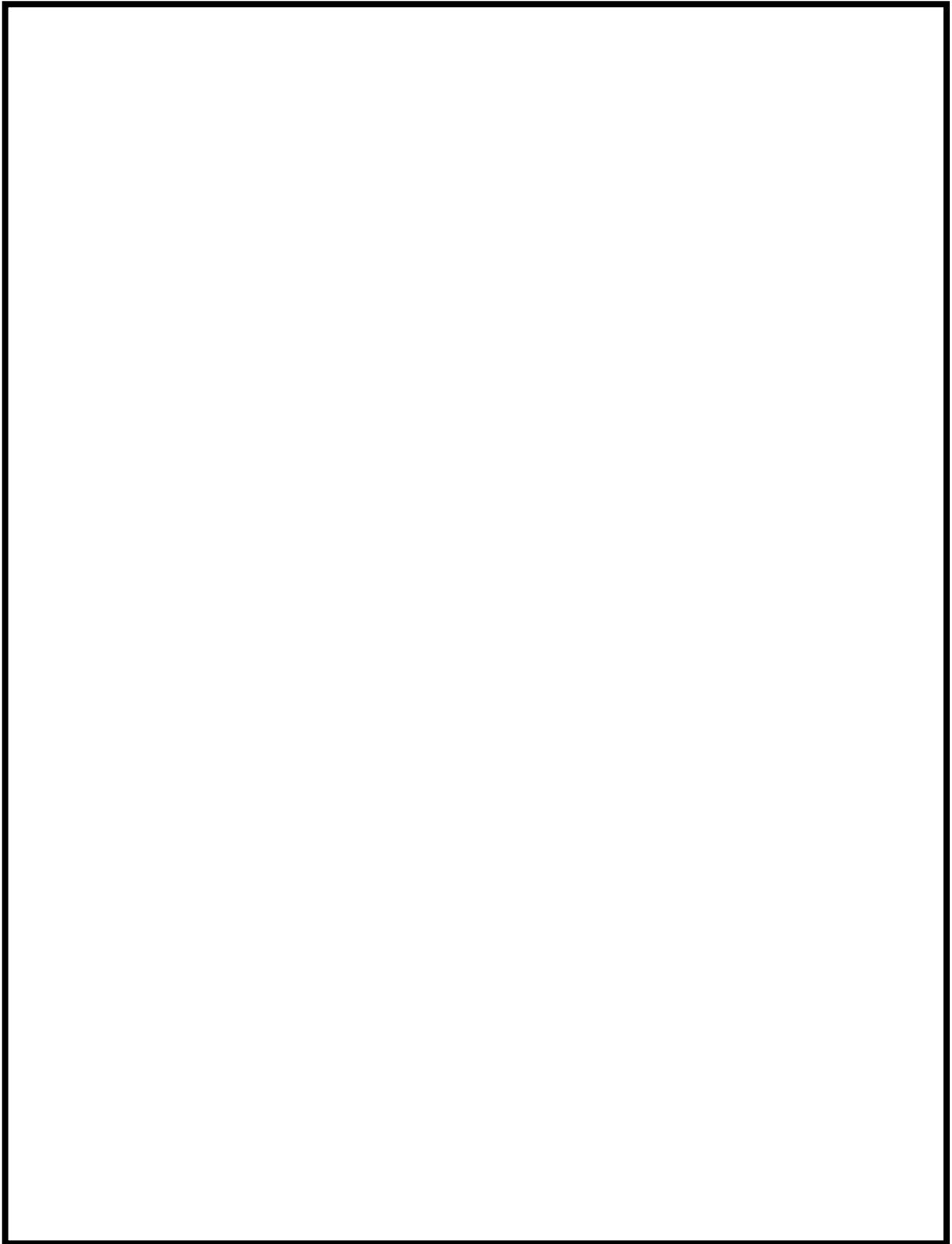


図5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

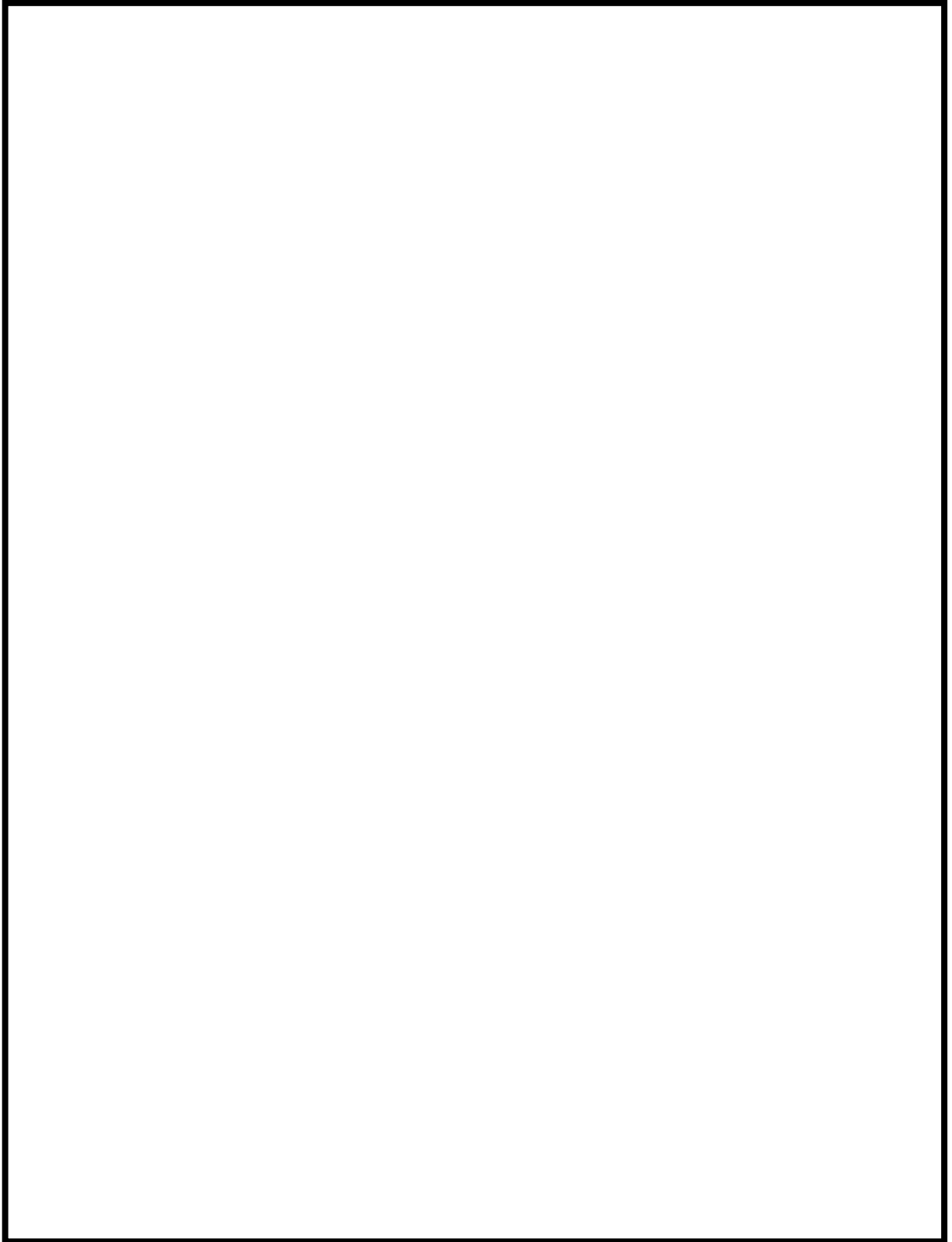


図 6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

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) タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器真空が維持できている場合に，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を減圧する。

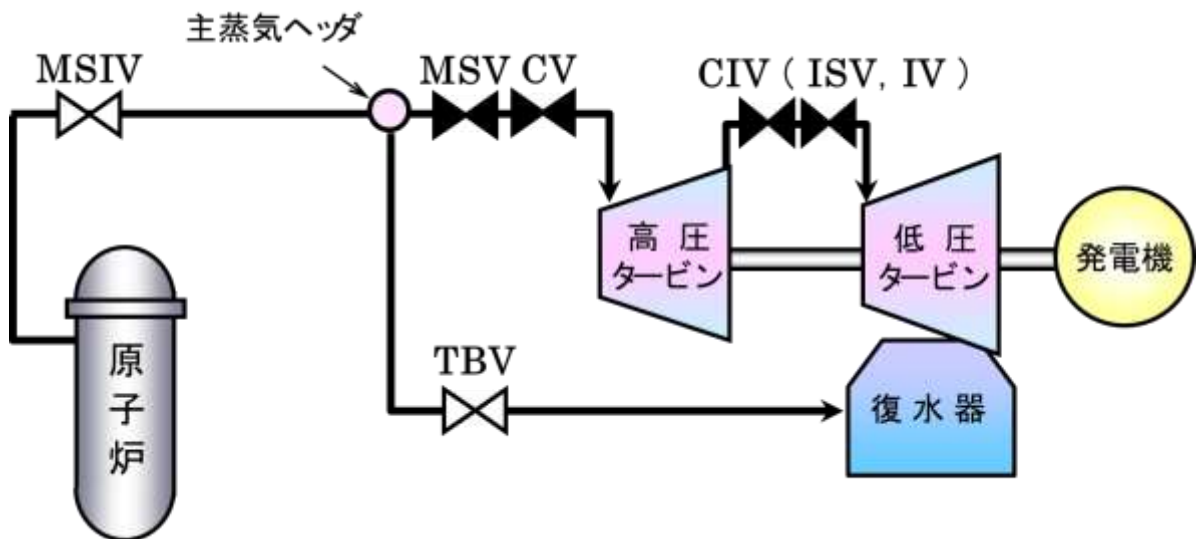


図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(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，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，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）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（6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U）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。

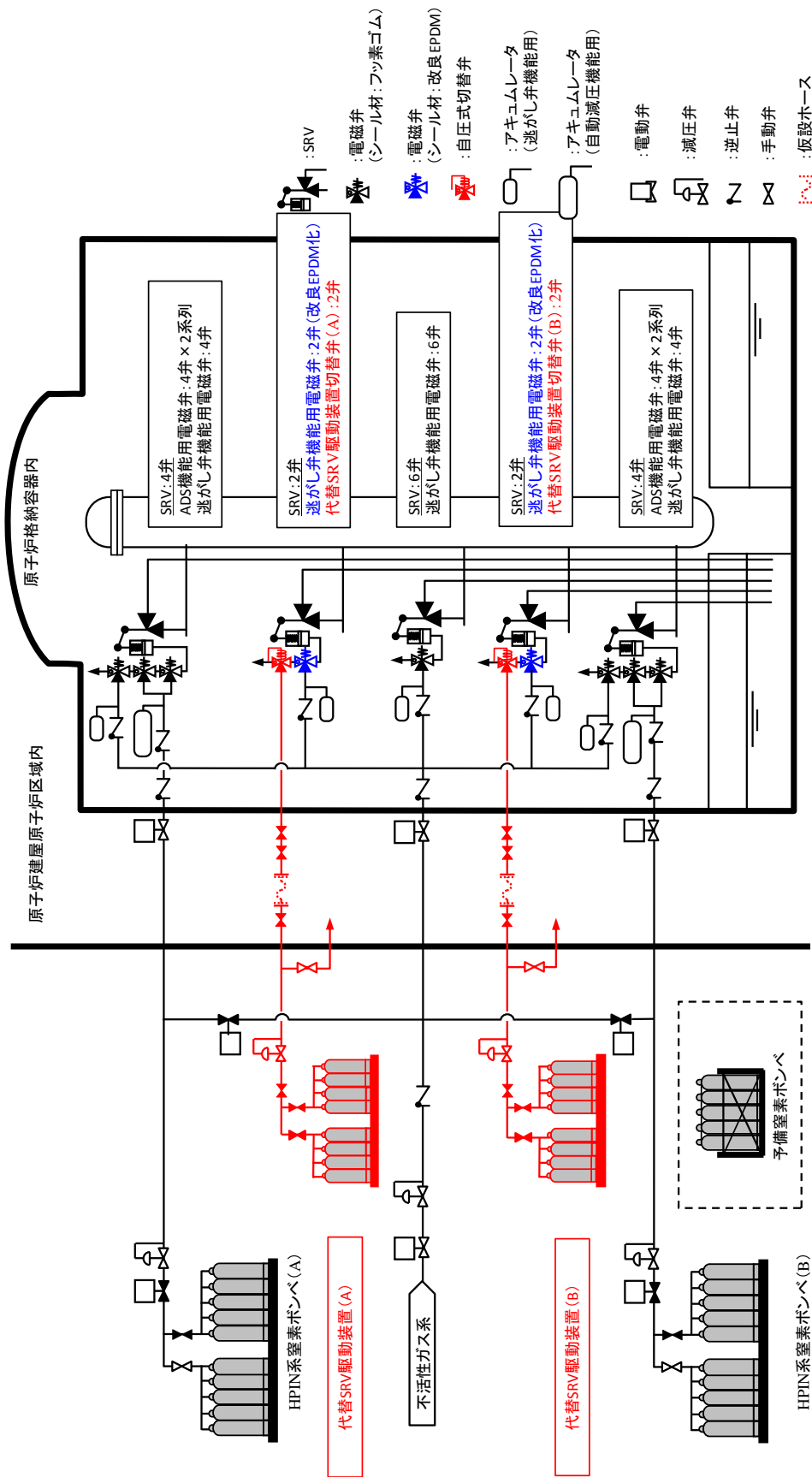


図 2 高圧窒素ガス供給系 概略系統図



(参考)

## 逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下3つの機能を有する。

### a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、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開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逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

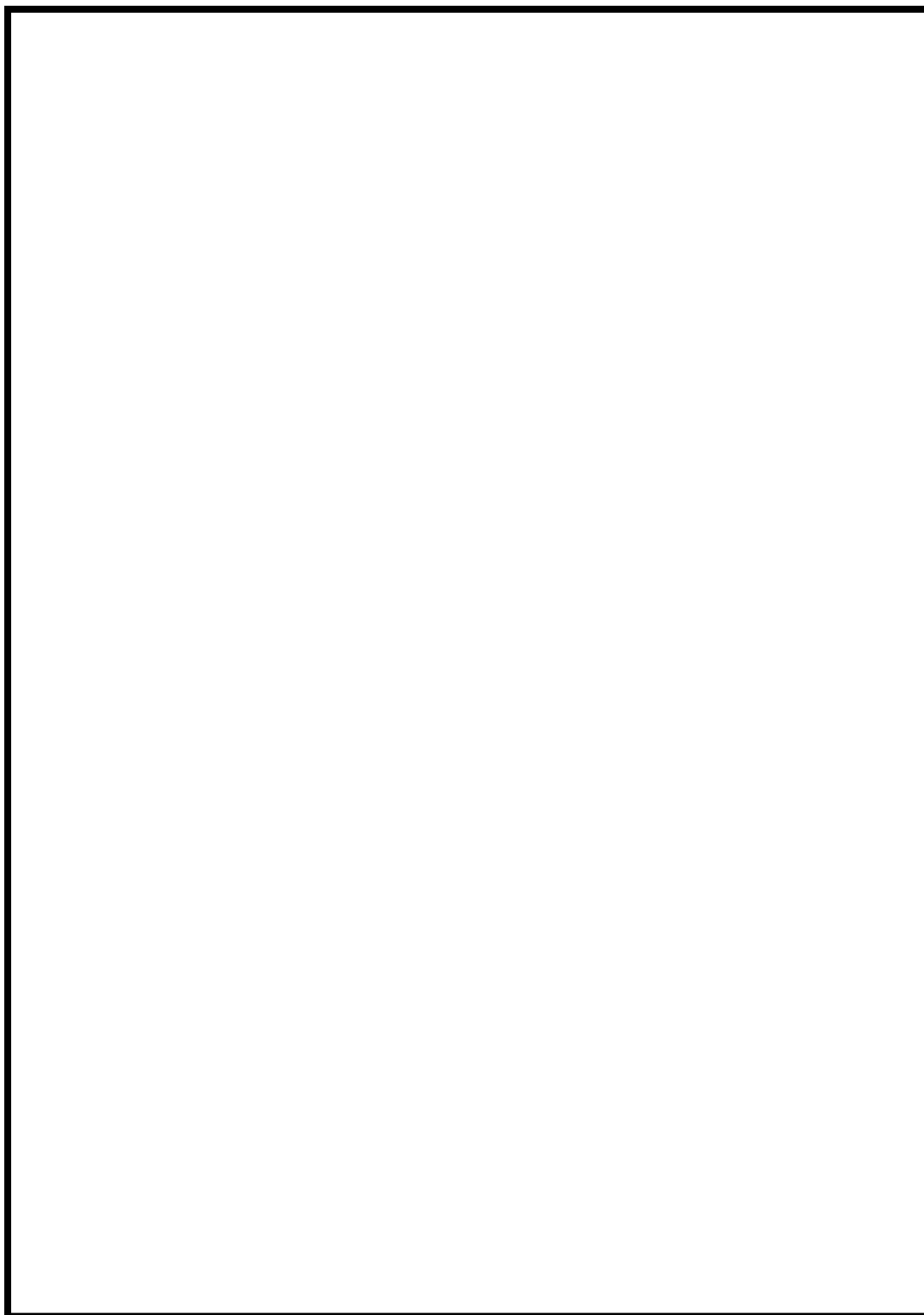
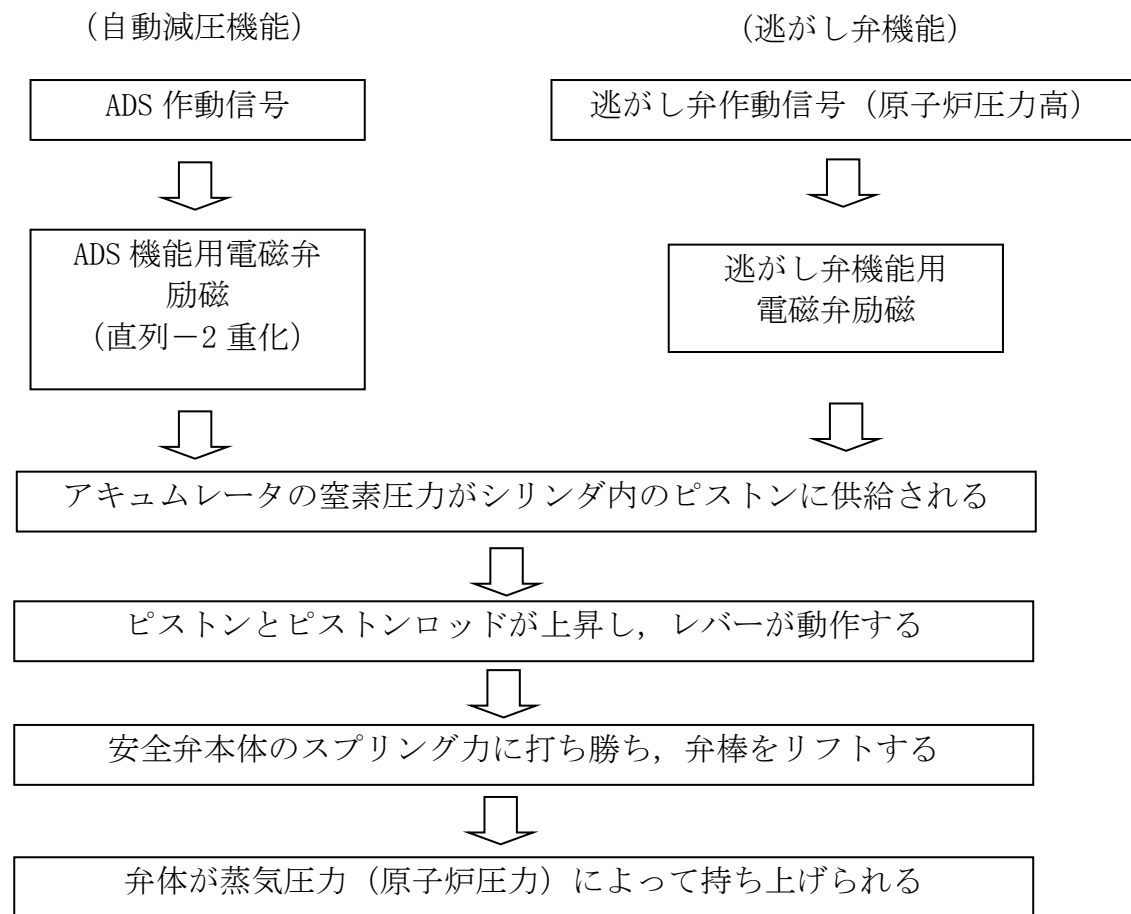


図3 逃がし安全弁 設備概要図

## 逃がし安全弁動作時の機構



### (安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。

46-11

代替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る場合、自動減圧系が有する発電用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することで、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原子炉格納容器の破損を防止するための設備（以下「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

## 3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

### (2) 操作性

代替自動減圧機能は、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運転中で自動的にインターロックが動作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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

### (3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

### (4) 耐震性

代替自動減圧機能は、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、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを

設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないうように、ロジック回路をアナログ回路で構築することで、ロジック回路をデジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

#### 4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能は、共通要因によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないうように以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による悪影響を及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

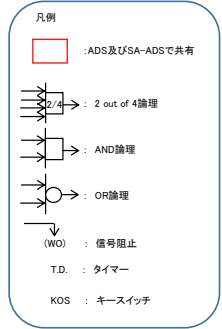
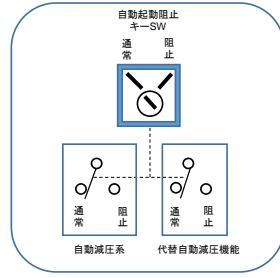
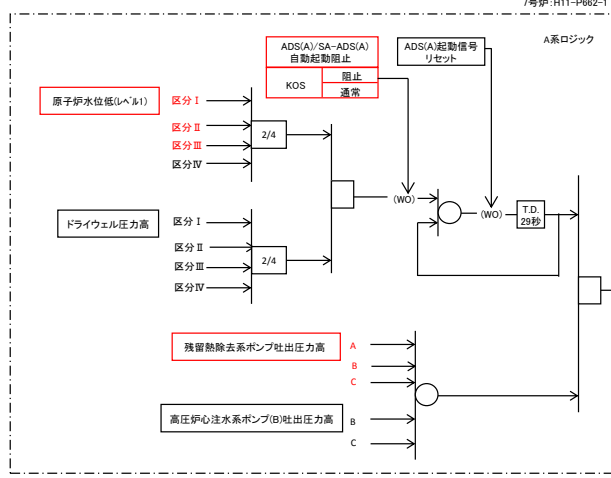
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。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、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチは、阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、代替自動減圧機能の論理回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 自動減圧機能ロジック回路



### 代替自動減圧機能ロジック回路

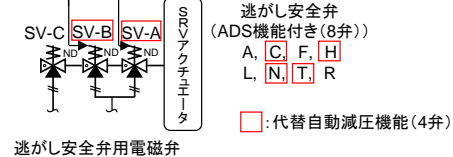
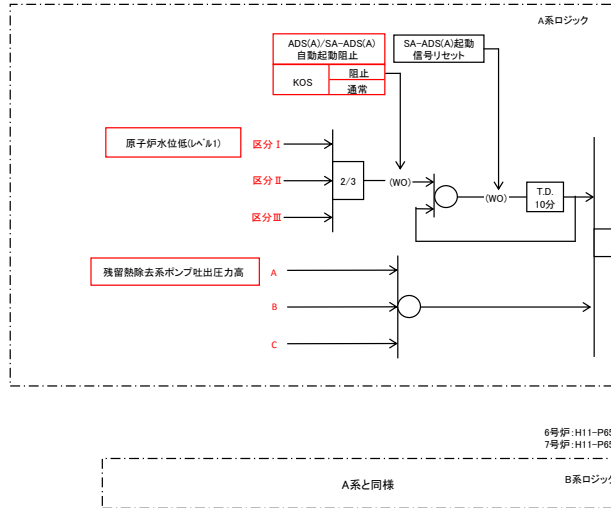


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路

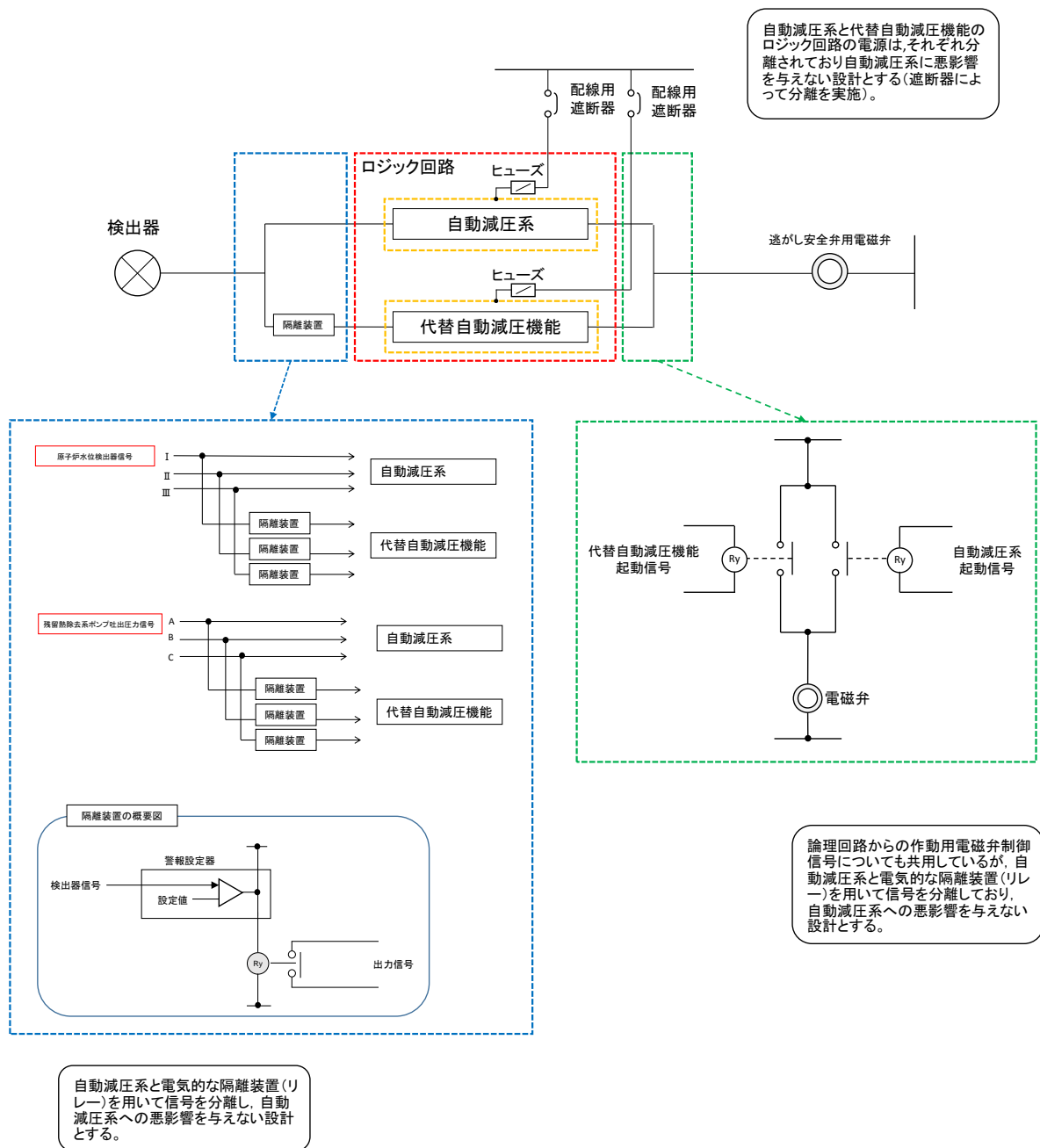


図2 信号の分離について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

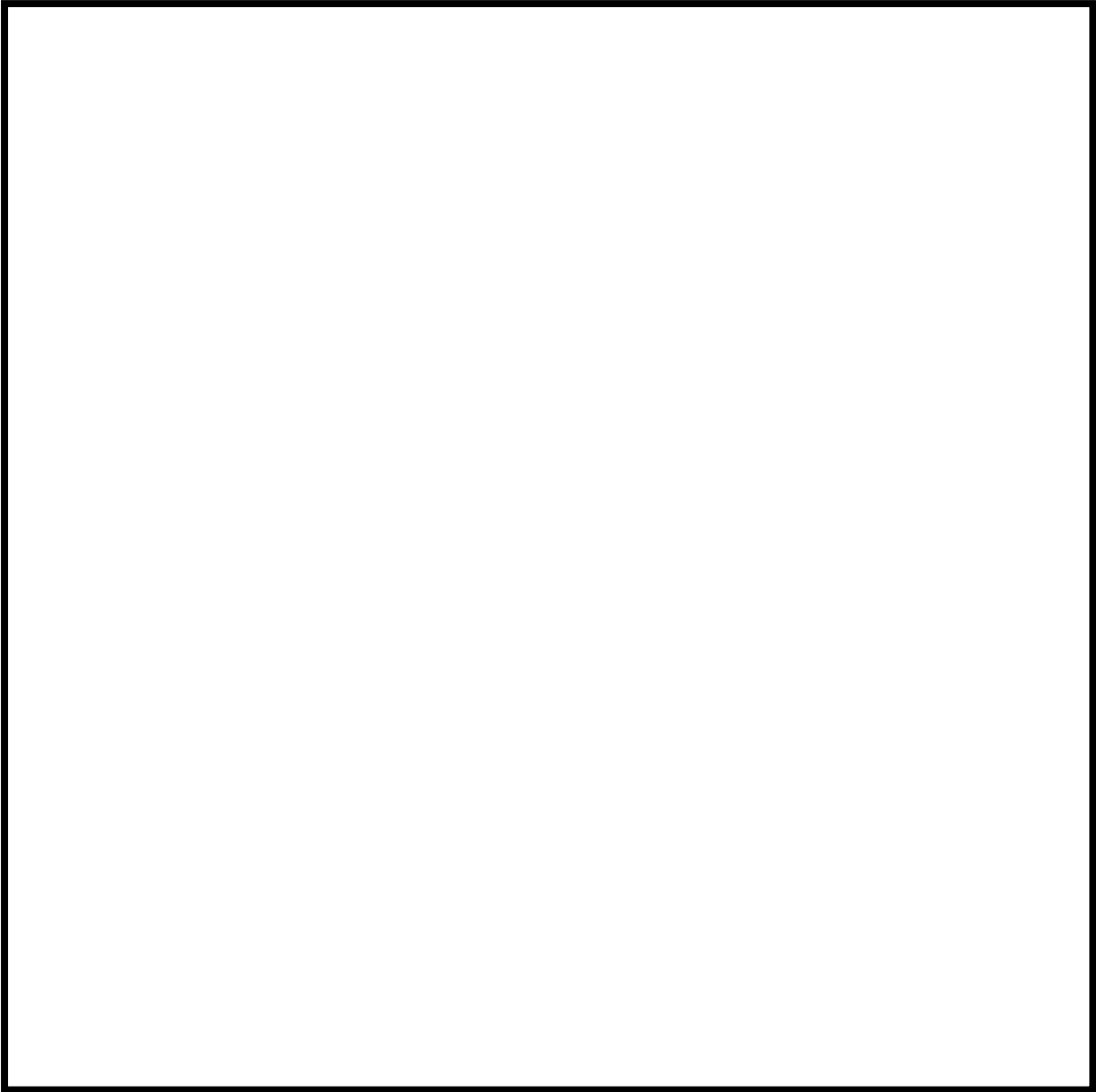


図 3 代替自動減圧機能及び ESF 盤の設置場所

46-12

代替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

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する発電用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、自動減圧系が有する原子炉減圧機能喪失を想定する。

### (3) 代替自動減圧機能に要求される機能

代替自動減圧機能には、発電用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。

- ・代替自動減圧機能

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

### (4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器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代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の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運転中における原子炉水位低（レベル1）の 2 out of 3 論理とする。

### (5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- 代替自動減圧機能はロジック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、代替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。
- 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、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) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替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表1に示す。表1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。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替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、かつ代替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. 代替自動減圧機能

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

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発電用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の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁4弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

#### b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去系ポンプ運転中における  
原子炉水位低（レベル1）の“2 out of 3”信号

設定値：

原子炉水位低（レベル1）：原子炉圧力容器零レベル\*より936cm以上

\*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号：代替自動減圧信号

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

代替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。

#### 原子炉水位低（レベル1）

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、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（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）が動作してから10分後で逃がし安全弁4弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器への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

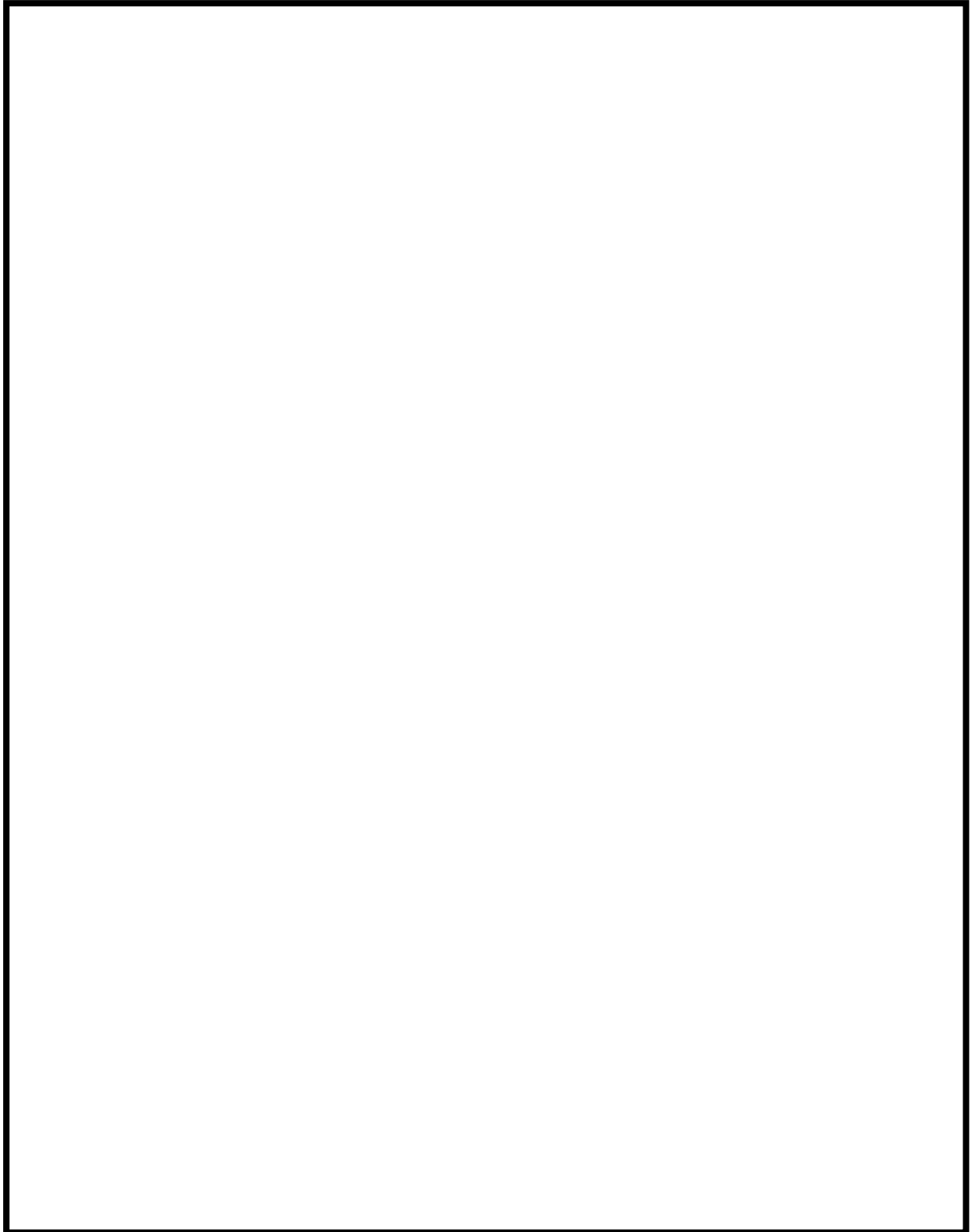


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は、信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系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 代替自動減圧機能について

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」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

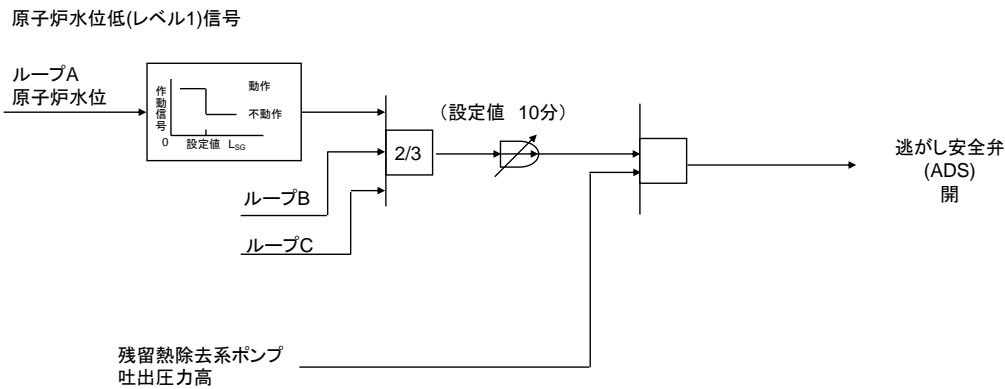


図2 タイマー設定根拠

代替自動減圧機能は、自動減圧系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。

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後29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、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセット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。これより、代替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分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低压注水系により十分な炉心冷却が可能である。

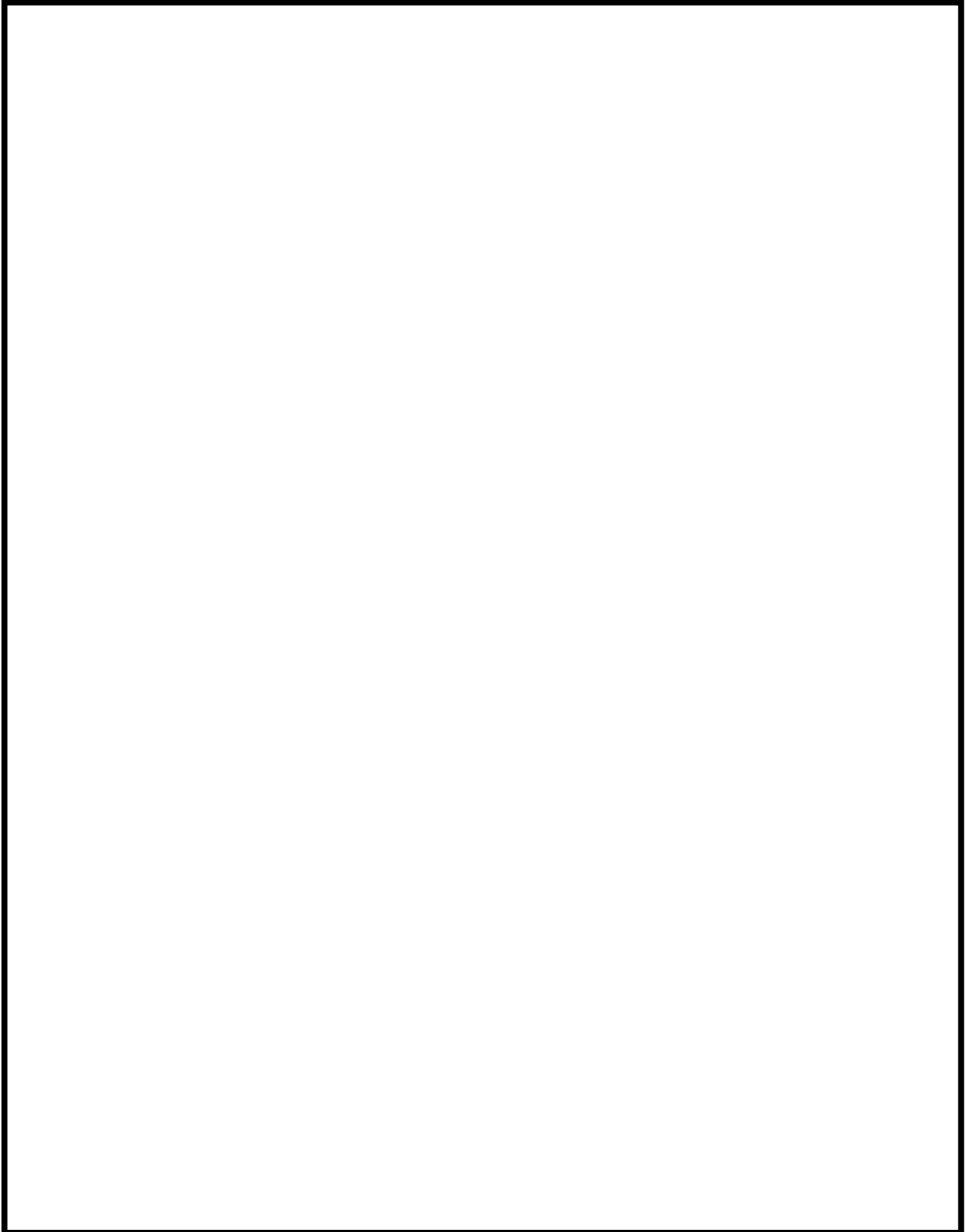
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS起動遅延
自動減圧系自動起動信号	29秒*
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

※：低压注水ポンプの確立に要する時間を考慮

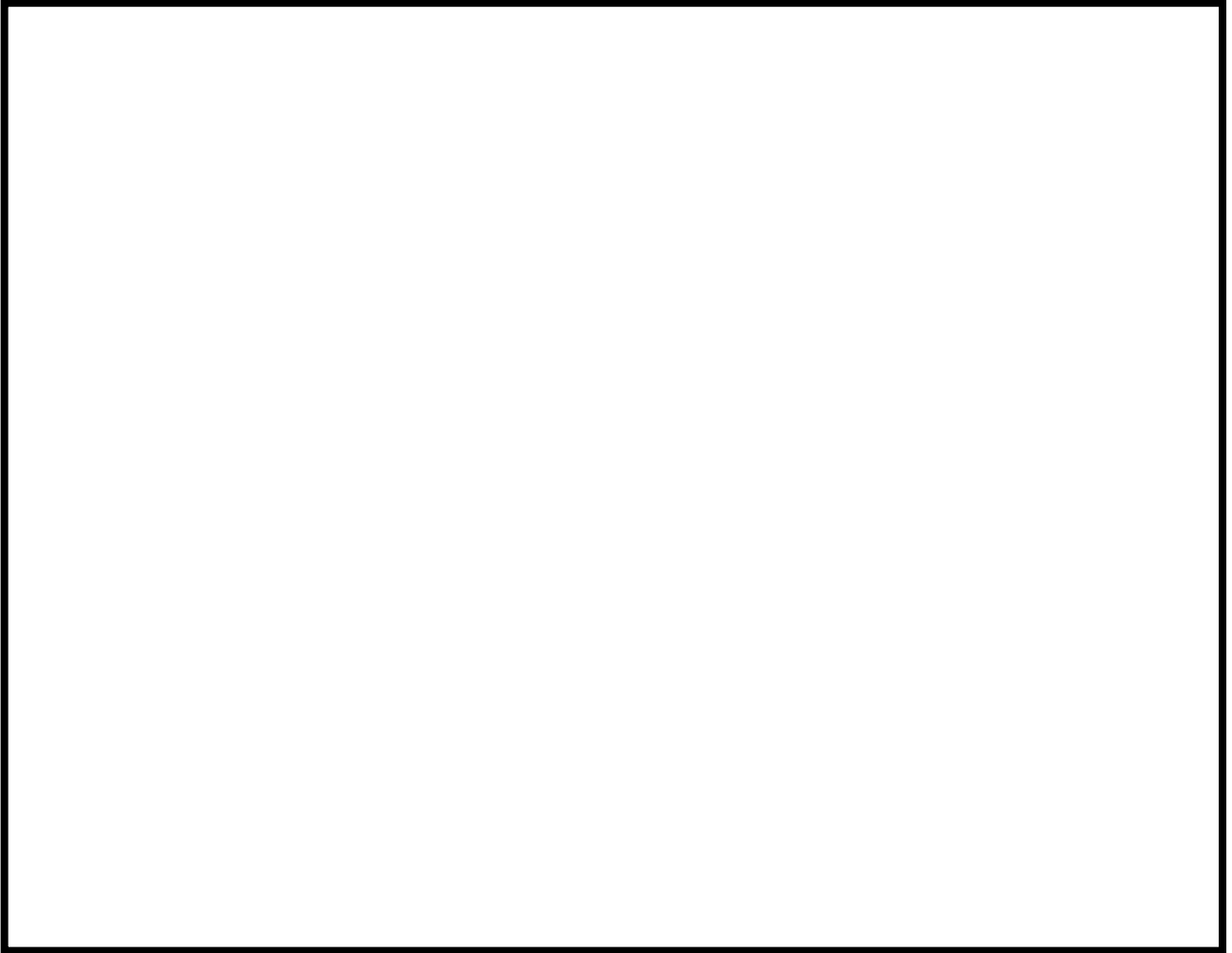
参考資料

代替自動減圧機能の信頼性評価





枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



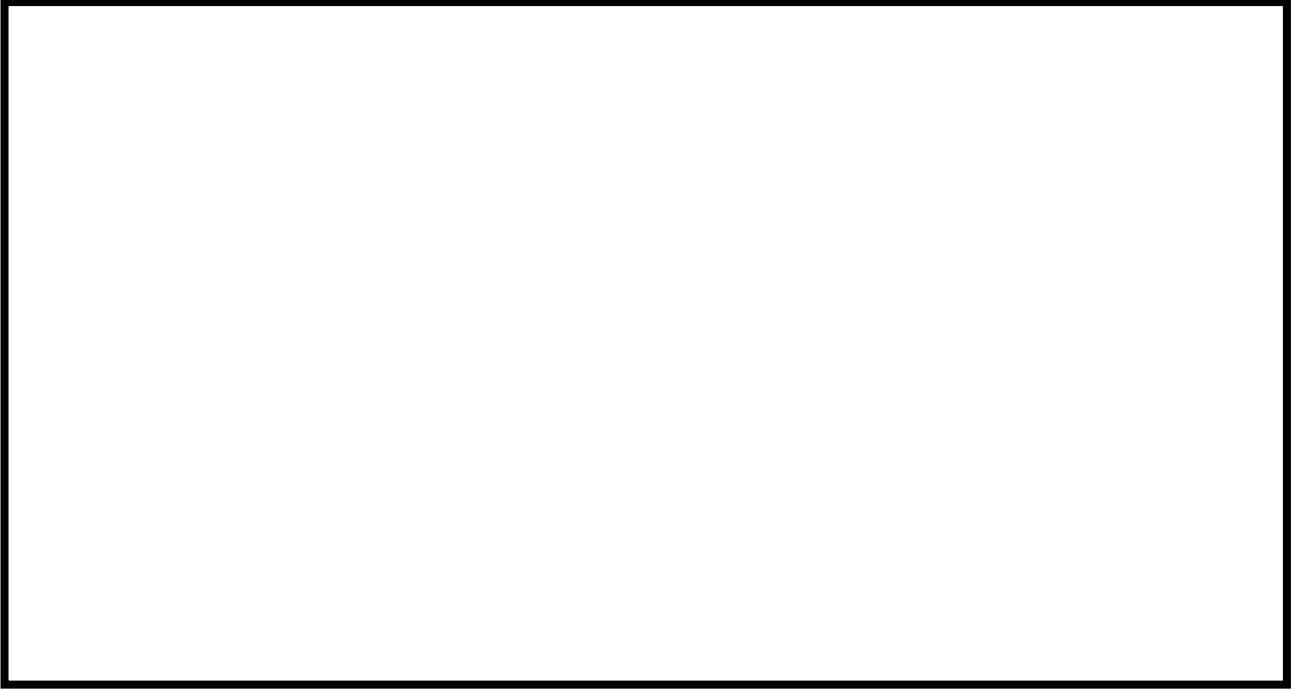
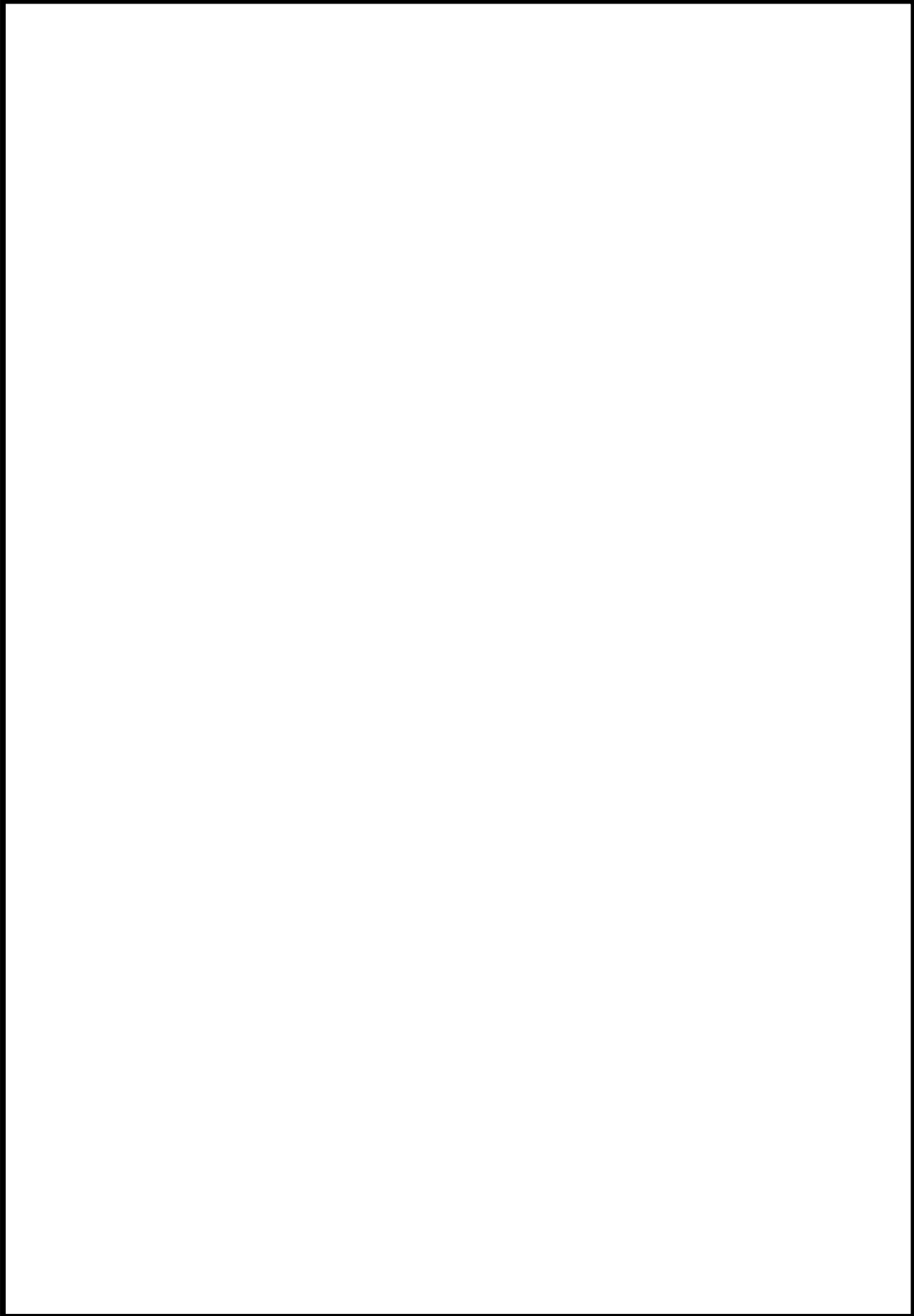


図1 誤動作率評価モデル



図 2 誤動作率評価フォルトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

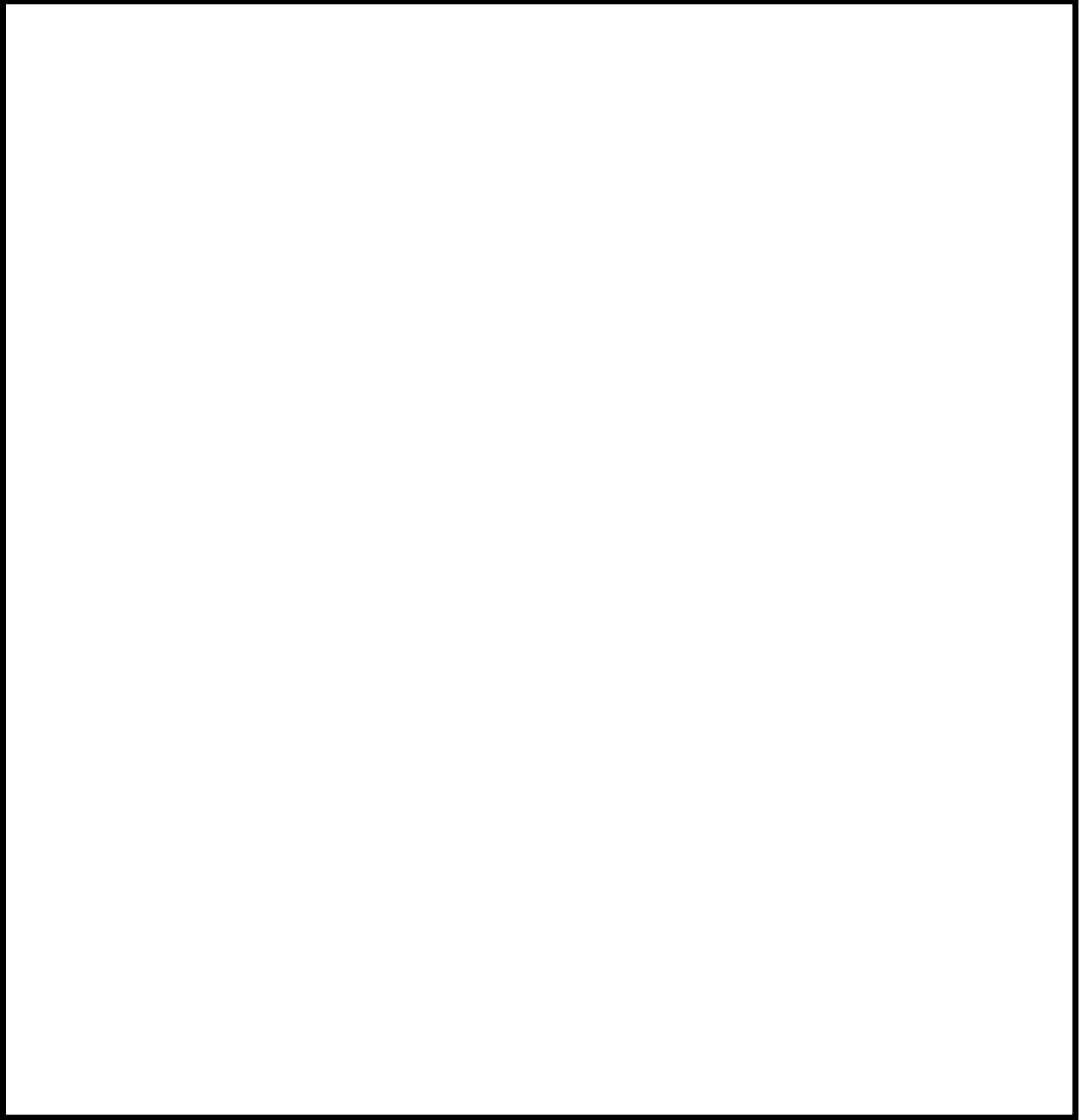




図3 アンアベイラビリティ評価モデル

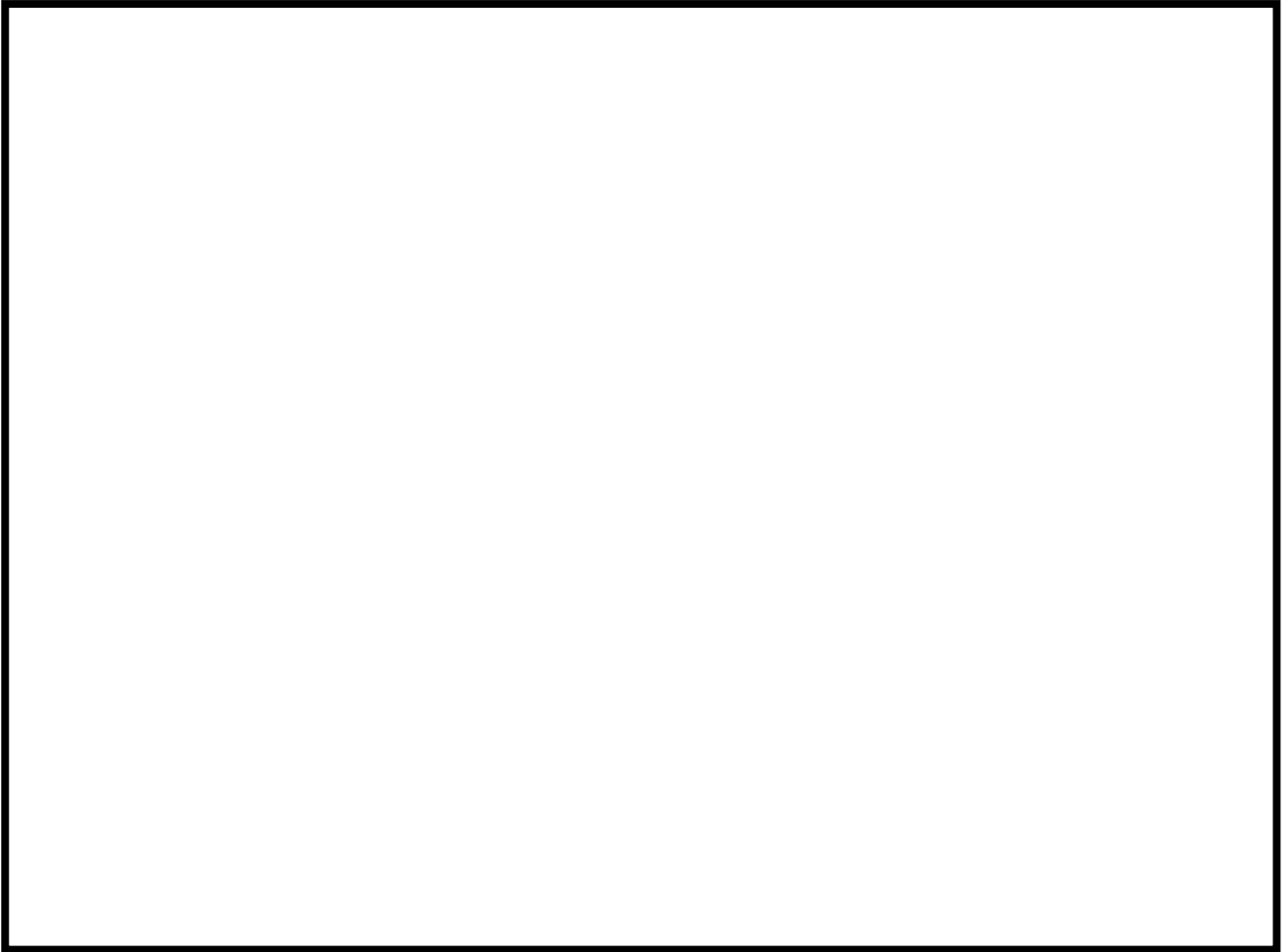


図 4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

46-13

原子炉建屋ブローアウトパネルについて



## 1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待することから、重大事故等対処設備として取り扱うこととした。

以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

## 2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

### (1) 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建屋原子炉区域（以下、「原子炉区域」という。）で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉区域で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉区域の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4kPa[gage]以下に到達した時点で原子炉建屋オペレーティングフロアに設置した原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉区域内を減圧する。

また、開放した原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面（全面）を經由して外気と熱交換が行われることにより原子炉区域内でも人力での操作が可能となる。インターフェイスシステム LOCA 発生時には、基本的には中央制御室で隔離弁を閉操作するが、万が一中央制御室から操作できない場合には、現場で隔離弁を操作することとしている。

なお、原子炉区域内の環境の観点からの本要件は、所定の時間内に必要な環境を整えることが可能であれば、ブローアウトパネル以外の設備で対応することも考えられる。

### (2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下、「大 LOCA シナリオ」という。）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）によって原子炉区域内を負圧に維持するため、原子炉区域のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

## 3. 重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの設計方針

### (1) 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (1) に示した開放機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ① 原子炉区域の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉区域の圧力上昇を抑制すること
- ② 圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉区域内での操作が可能となる環境条件を整えることが可能となる開口面積を満足すること

(2) 設置許可基準規則第 59 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは設置許可基準規則第 59 条(被ばく線量の低減)に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (2) に示した閉じ込め機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ① 原子炉区域の圧力が上昇しない事象においては全パネルが閉状態を維持すること
- ② SGTS による負圧維持に期待している期間中に想定する重畳事象に対しても閉状態を維持すること、または開放状態になったとしても速やかに再閉止すること

(3) 設置許可基準規則第 43 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは(1) (2) の通り常設重大事故等対処設備と位置付けることから、設置許可基準規則第 43 条第 1 項及び第 2 項に適合する設計とする。

4. 結論

原子炉建屋ブローアウトパネルは、2. (1) (2) に示す機能を満たすよう、3. (1) (2) (3) で示した設計方針で設計する。

なお、詳細な設計及び手順等については、工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以上

添付：柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 原子炉建屋ブローアウトパネル  
に対する外部事象防護方針について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉  
原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

### 1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、通常運転時においても原子炉建屋と一体となり、原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における原子炉建屋原子炉区域減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（大 LOCA シナリオ）時における原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として取り扱うこととした。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

### 2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大瞬間風速 92m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差荷重による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建屋内の安全系等の防護対象施設には影響はない。

また、竜巻による飛来物に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネル内側に、例えば竜巻防護ネットを設置する等、建屋開口部からの飛来物の侵入を防止することで、使用済燃料プール内の燃料等にも影響はない。

そのため、設計基準規模の竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第 6 条において選定した竜巻以外の外部事象（風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）についても同様に、風（台風）であれば竜巻の影響に包絡される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建屋ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準規模の外部事象によって設計基準事故には至らない。

### 3. 重大事故等発生時における考え方

#### (1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組み合わせを考慮する。

- ・ 重大事故等の発生頻度としては、炉心損傷頻度の性能目標<sup>\*1,\*2</sup>である  $10^{-4}$ /炉年
- ・ 重大事故等と外部事象の重畳の判断目安は、航空機落下の判断基準<sup>\*3,\*4</sup>や設計基準対象施設の耐震設計のスクリーニング基準<sup>\*5</sup>の  $10^{-7}$ /年に保守性をもたせた  $10^{-8}$ /炉年

また、考慮すべきシナリオは図 1 に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第 43 条第 1 項及び第 2 項において選定した自然現象 9 事象（風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象）及び外部人為事象 4 事象（火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）とする。



図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

※1: Regulatory Guide 1.174 Rev.1,2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis

※2: 第1回 原子力規制委員会 (平成25年4月3日) 資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係(概念図)」

※3: STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS

※4: 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)

※5: JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

## (2) 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

### ① 外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には、起因事象となる外部事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は $5.2 \times 10^{-6}$ /年(6号炉)、 $5.0 \times 10^{-6}$ /年(7号炉)としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建屋に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ $10^{-4}$ /年(年超過発生頻度 $10^{-3}$ /年以上の竜巻は最大瞬間風速10m/s以下のため)及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率 $7.6 \times 10^{-8}$ (6号炉)、 $7.9 \times 10^{-8}$ (7号炉)を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等が発生し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

また、津波や有毒ガス等については、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないことも考慮する必要がある。

以上を踏まえ、外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネルの防護方針は表1を示す通りとする。

表1 外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する  
原子炉建屋ブローアウトパネル（開放機能・閉じ込め機能\*）防護方針

事 象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 $10^{-6}$ /年であり、地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、速やかに閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	風、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪の年超過発生頻度、及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（ $7.6 \times 10^{-8}$ （6号炉）、 $7.9 \times 10^{-8}$ （7号炉））を踏まえると、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	低温（凍結）	
	降水	
	積雪	
	落雷	落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
	火山の影響	
生物学的事象		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、非常用ディーゼル発電機消音器により輻射が遮られる、又は火災源との離隔があるため、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	火災・爆発	

※：重大事故等発生前の想定であることから、開放機能及び閉じ込め機能の両方が対象。

## ② 重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

重大事故等発生後において、外部事象が重畳して発生する場合には、重大事故等の発生頻度とその後に発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安  $10^{-8}$ /炉年及び原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に期待している重大事故等対処設備の有効性評価や被ばく評価においては、重大事故等発生後7日迄の期間を評価していることを踏まえて、重大事故等発生後において重畳させる外部事象の規模としては、プラント寿命期間中に発生する規模の年超過発生頻度  $10^{-2}$ /年を想定し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

表2に重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

重大事故等発生後 7 日以降については、原子炉建屋からの大気中への放射性物質 (Cs-137) の累計の放出量には大きな増加はない。また、上記方針に基づき年超過発生頻度  $10^{-2}$ /年規模の外部事象に対して、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能は維持される。

重大事故等発生後約 60 日以降については、設計基準規模の外部事象を想定し、外部事象により原子炉建屋ブローアウトパネルの開放や損傷等があった場合でも、現場作業について外部からの参集要員等に期待することができることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を復旧する方針とする。

なお、地震においては、上記方針に基づき、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリを構成する設備等に対し、重大事故等発生後約 3 日以降は弾性設計用地震動 Sd、約 60 日以降は基準地震動 Ss との組み合わせを考慮している。

表 2 重大事故等発生後における外部事象の発生に対する  
原子炉建屋ブローアウトパネル（閉じ込め機能\*）防護方針

事 象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、速やかに閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	年超過発生頻度 $10^{-2}$ /年（最大風速 27.9m/s）の風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等、及び設計飛来物である仮設足場については最大風速 27.9m/s により飛散しないことを確認し、原子炉建屋ブローアウトパネルが飛来物影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 $10^{-2}$ /年の最大瞬間風速は 10m/s 以下であり、風（台風）の影響に包絡され、気圧差による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放はない。なお、竜巻事象の不確実性を踏まえ、年超過発生頻度 $10^{-3}$ /年を参照した場合においても最大瞬間風速は 10m/s 以下である。
	低温（凍結）	低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	降水	
	積雪	
	落雷	
地滑り		
火山の影響		
生物学的事象		

※：インターフェイスシステム LOCA 時の開放機能は事象発生後すぐに期待するものであり、以降も開放維持のため対象外。従って、重大事故等発生後においては、原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

(表2 続き)

事 象		防護方針
外部 人為 事象	有毒ガス	有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建屋ブローアウトパネルは，防火帯内側に設置をしていることから，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，非常用ディーゼル発電機消音器により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。

#### 4. まとめ

原子炉建屋ブローアウトパネルの外部事象防護方針については，2. 及び 3. に示す通りとし，詳細設計等については，工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以 上

46-14

各号炉の弁名称及び弁番号



条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	HPIN 常用 N2 供給元弁	P54-M0-F003	HPIN 常用窒素ガス供給止弁	P54-M0-F203
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A)	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-M0-F027A	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-M0-012A
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (B)	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-M0-F027B	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-M0-012B
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A) 供給弁	HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 (A)	P54-M0-F018A	HPIN 非常用窒素ガス (A) 供給弁	P54-M0-F003A
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (B) 供給弁	HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 (B)	P54-M0-F018B	HPIN 非常用窒素ガス (B) 供給弁	P54-M0-F003B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (A)	HPIN 窒素ガスボンベラック (A) 元弁	P54-F017A	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (A)	P54-F002A
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (B)	HPIN 窒素ガスボンベラック (B) 元弁	P54-F017B	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (B)	P54-F002B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (C)	HPIN 窒素ガスボンベラック (A) 元弁	P54-F017C	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (C)	P54-F002C
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (D)	HPIN 窒素ガスボンベラック (B) 元弁	P54-F017D	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (D)	P54-F002D
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (A)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016A	HPIN 窒素ガスボンベ (A) 出口弁	P54-F001A
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (B)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016B	HPIN 窒素ガスボンベ (B) 出口弁	P54-F001B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (C)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016C	HPIN 窒素ガスボンベ (C) 出口弁	P54-F001C
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (D)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016D	HPIN 窒素ガスボンベ (D) 出口弁	P54-F001D
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (E)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016E	HPIN 窒素ガスボンベ (E) 出口弁	P54-F001E
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (F)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016F	HPIN 窒素ガスボンベ (F) 出口弁	P54-F001F
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (G)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016G	HPIN 窒素ガスボンベ (G) 出口弁	P54-F001G
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (H)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016H	HPIN 窒素ガスボンベ (H) 出口弁	P54-F001H
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (J)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016J	HPIN 窒素ガスボンベ (J) 出口弁	P54-F001J
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (K)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016K	HPIN 窒素ガスボンベ (K) 出口弁	P54-F001K
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (L)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016L	HPIN 窒素ガスボンベ (L) 出口弁	P54-F001L
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (M)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016M	HPIN 窒素ガスボンベ (M) 出口弁	P54-F001M
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (N)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016N	HPIN 窒素ガスボンベ (N) 出口弁	P54-F001N
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (P)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016P	HPIN 窒素ガスボンベ (P) 出口弁	P54-F001P
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (Q)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016Q	HPIN 窒素ガスボンベ (Q) 出口弁	P54-F001Q
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (R)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016R	HPIN 窒素ガスボンベ (R) 出口弁	P54-F001R
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (S)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016S	HPIN 窒素ガスボンベ (S) 出口弁	P54-F001S
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (T)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016T	HPIN 窒素ガスボンベ (T) 出口弁	P54-F001T
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (U)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016U	HPIN 窒素ガスボンベ (U) 出口弁	P54-F001U
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (V)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016V	HPIN 窒素ガスボンベ (V) 出口弁	P54-F001V

## 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

### 目次

- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

47-1  
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		復水移送ポンプ	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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 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		A, B
			関連資料	47-5 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
		関連資料	47-4 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	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	47-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分		B
			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	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		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	屋外設備	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)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業		B b, B c, B d, B g
		関連資料	47-3 配置図, 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 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a
	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 b
			その他(飛散物)	高速回転機器		B b
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
	関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図				
	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	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続		C
			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	47-7 接続図		
		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	47-7 接続図		
		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	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（低圧注水モード）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
			電磁的障害		(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	A, B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		中央制御室操作	B	
	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等が十分 (DB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—対象外（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		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（原子炉停止時冷却モード）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—
			電磁的障害		(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	A, B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		中央制御室操作	B	
	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等が十分 (DB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－対象外（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		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（原子炉停止時冷却モード）熱交換器 （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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—	
			電磁的障害		(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		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
		関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		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等が十分 (DB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－対象外（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		—				



47-2  
単線結線図

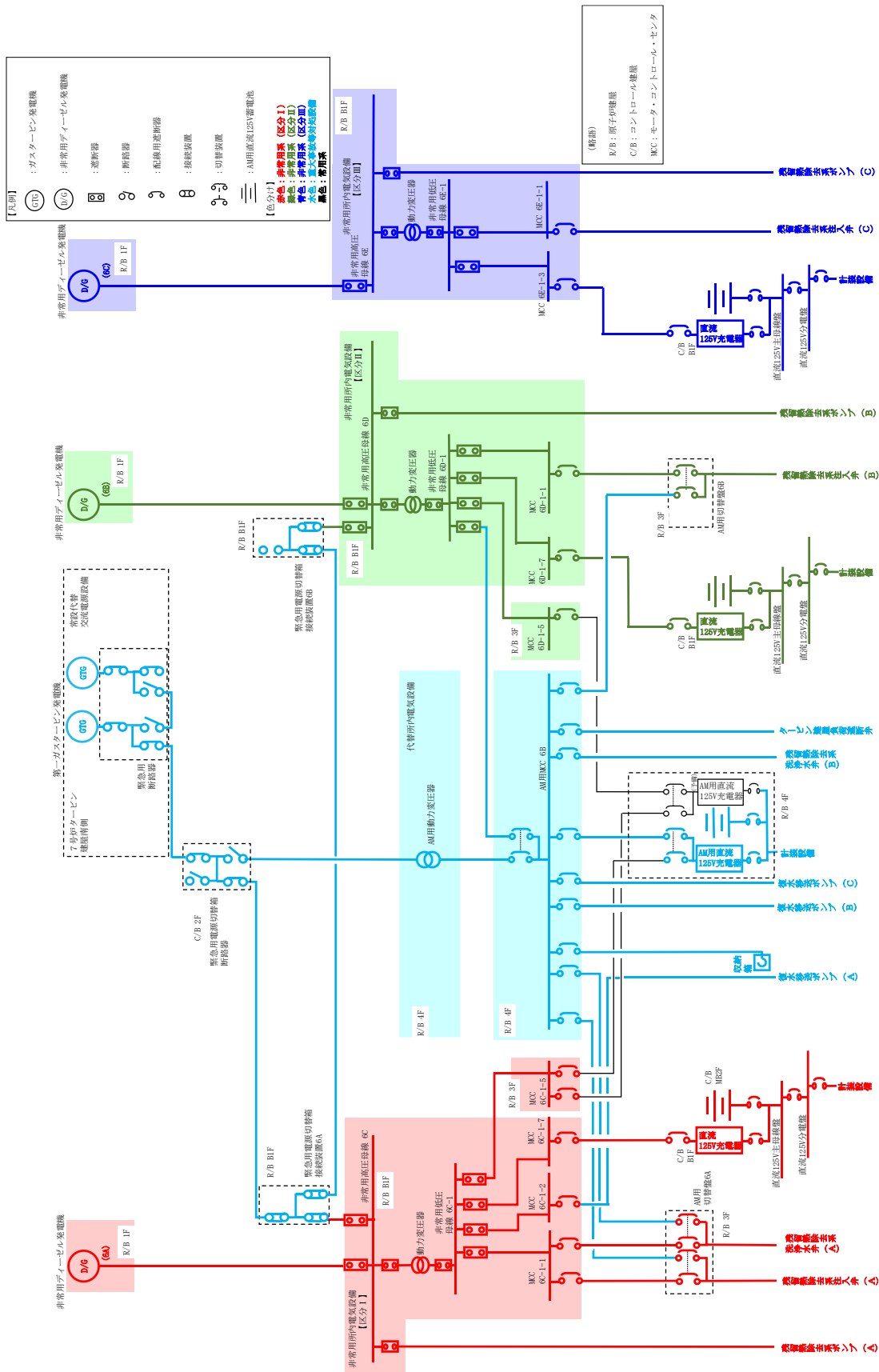


図1 単線結線図 (6号炉)

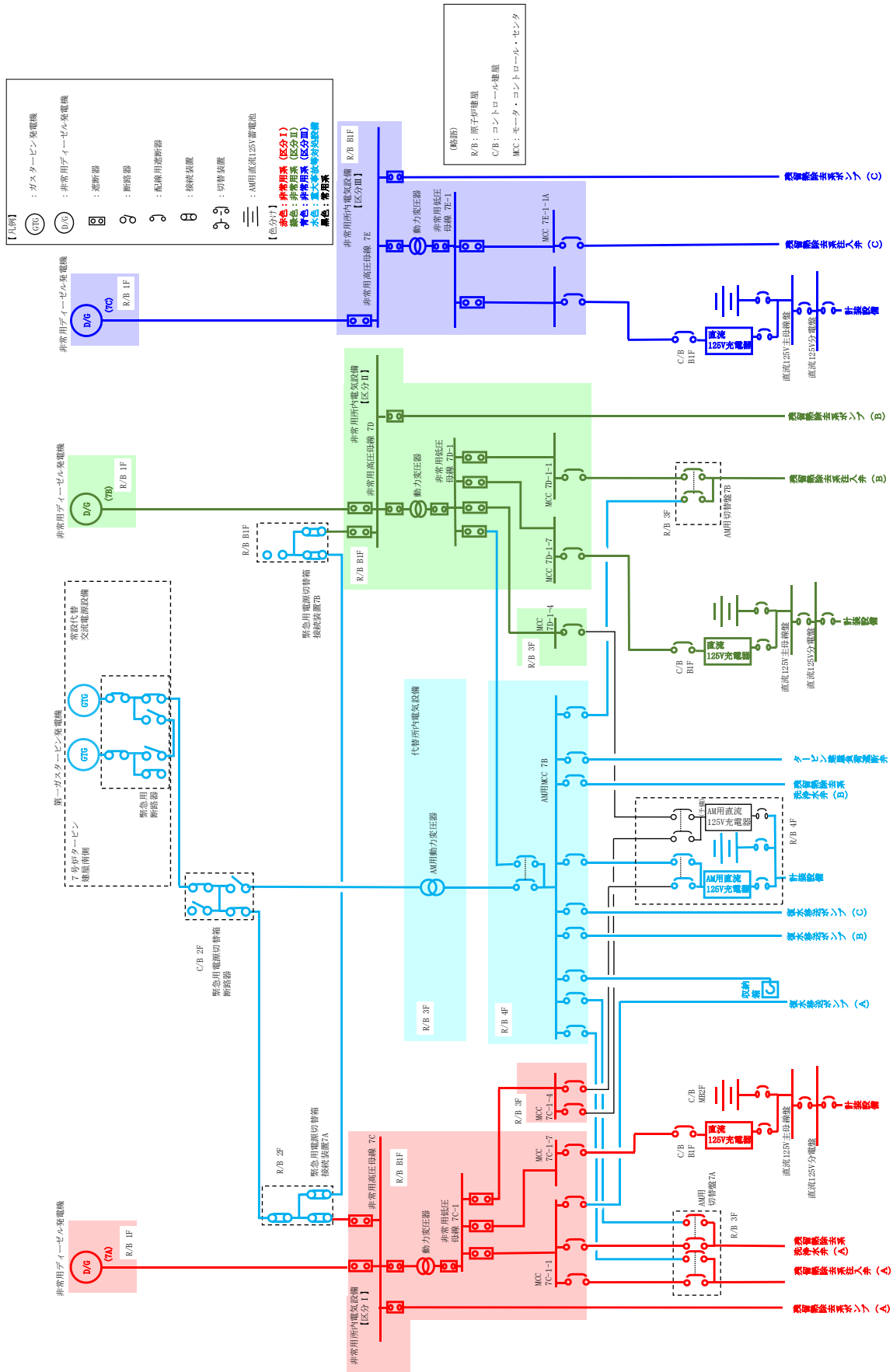




図2 単線結線図 (7号炉)

47-3  
配置図

 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

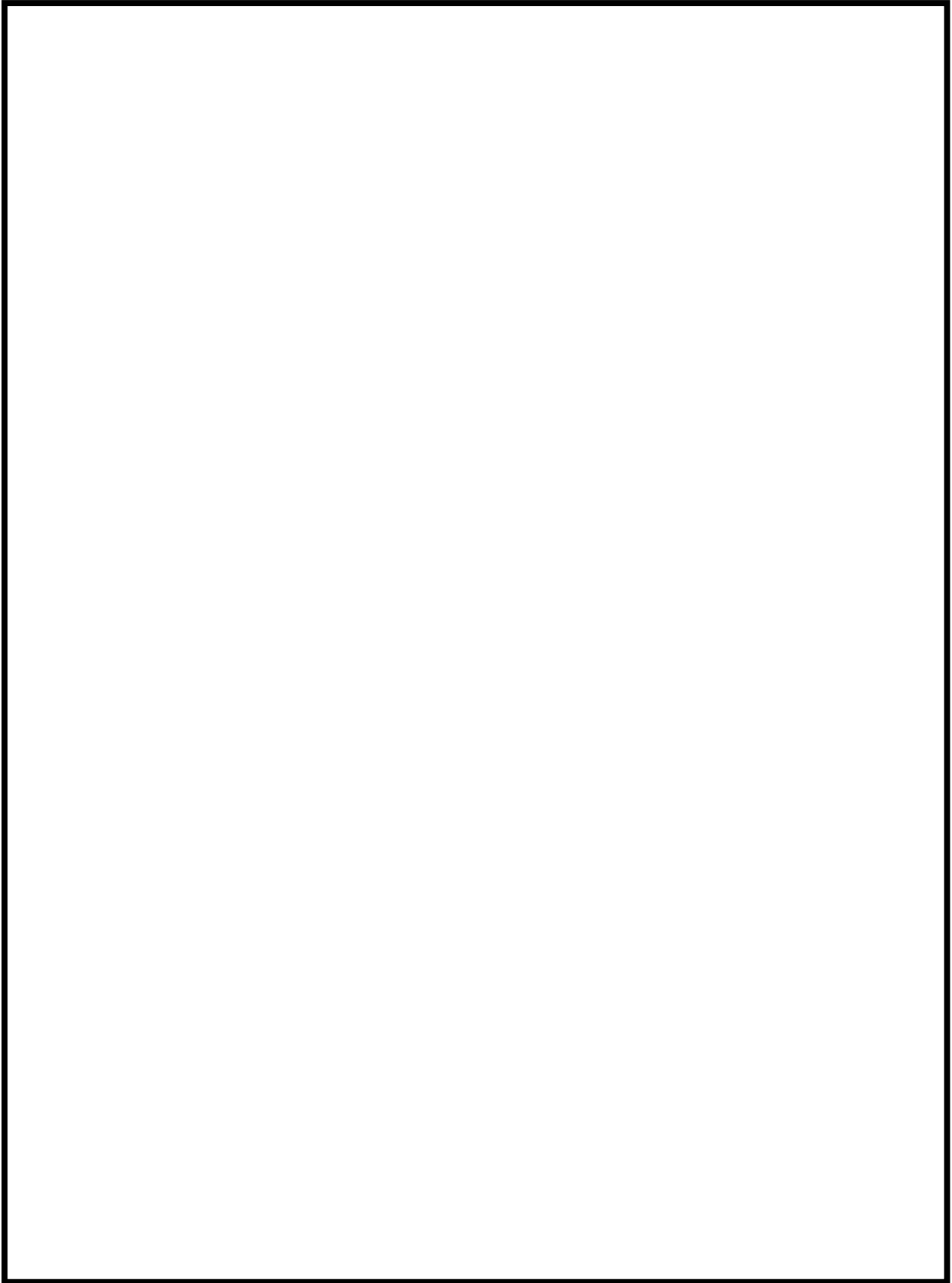


図 1 配置図 (6/7 号炉 中央制御室(コントロール建屋地上 2 階))

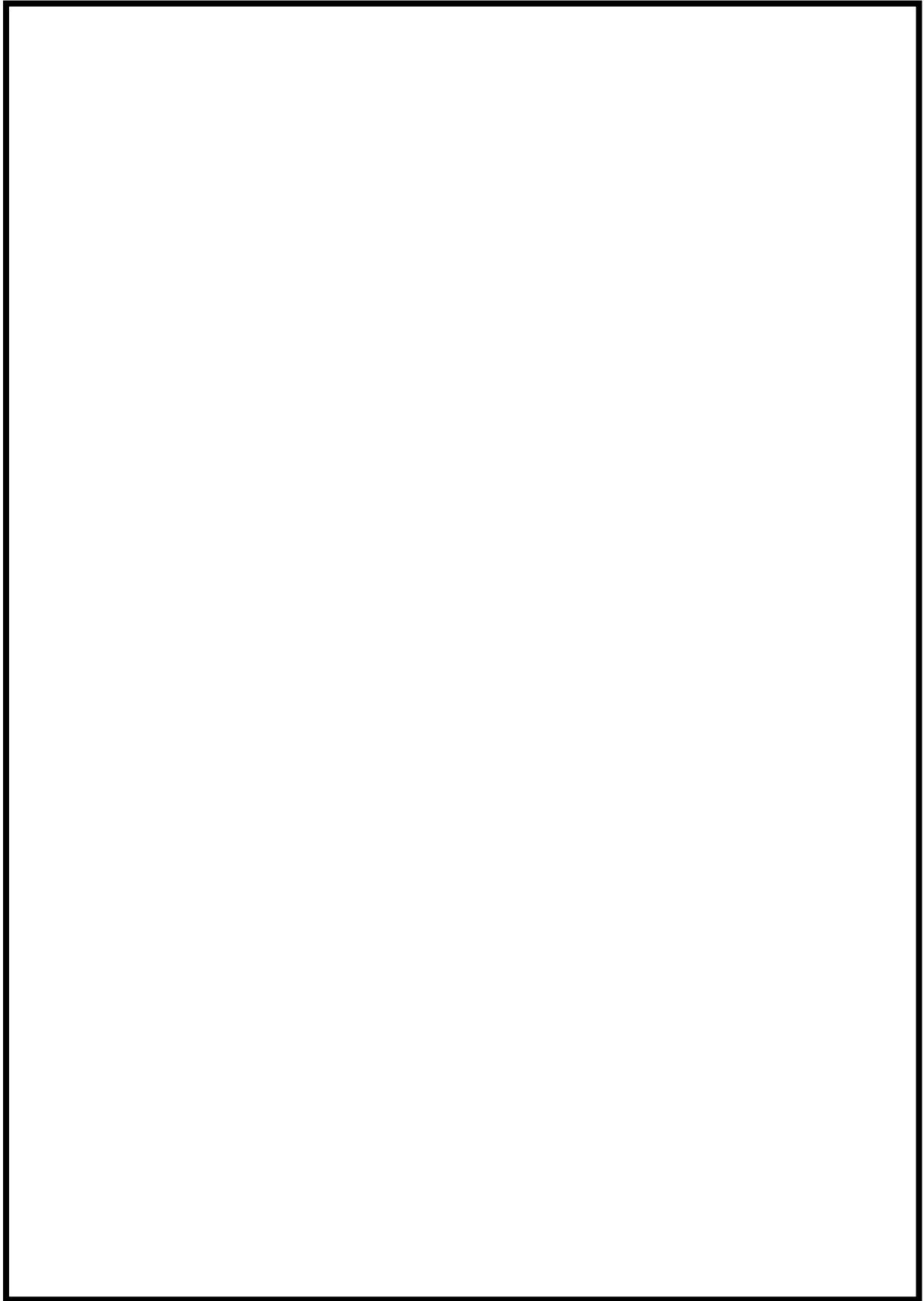


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

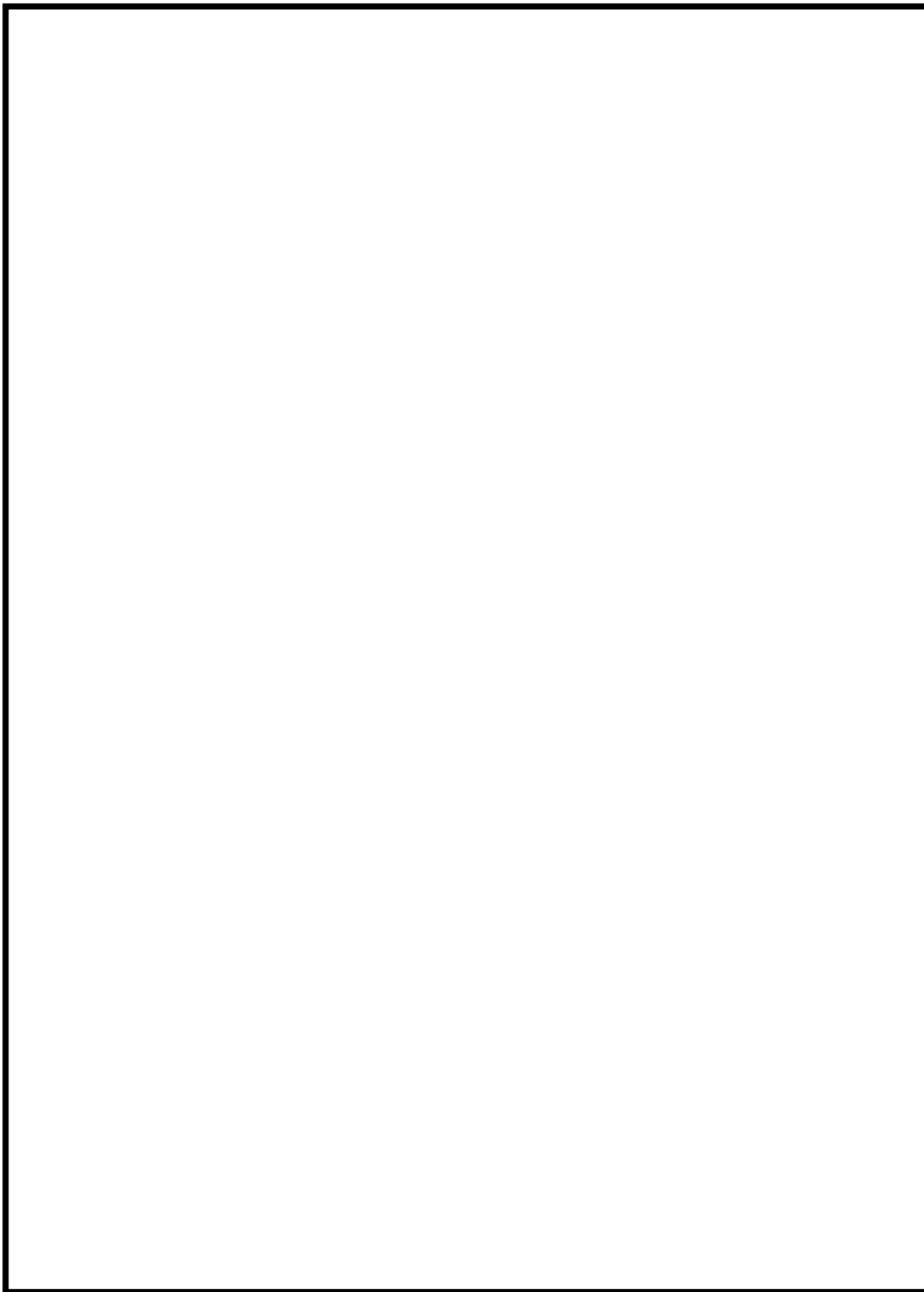


图 3 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

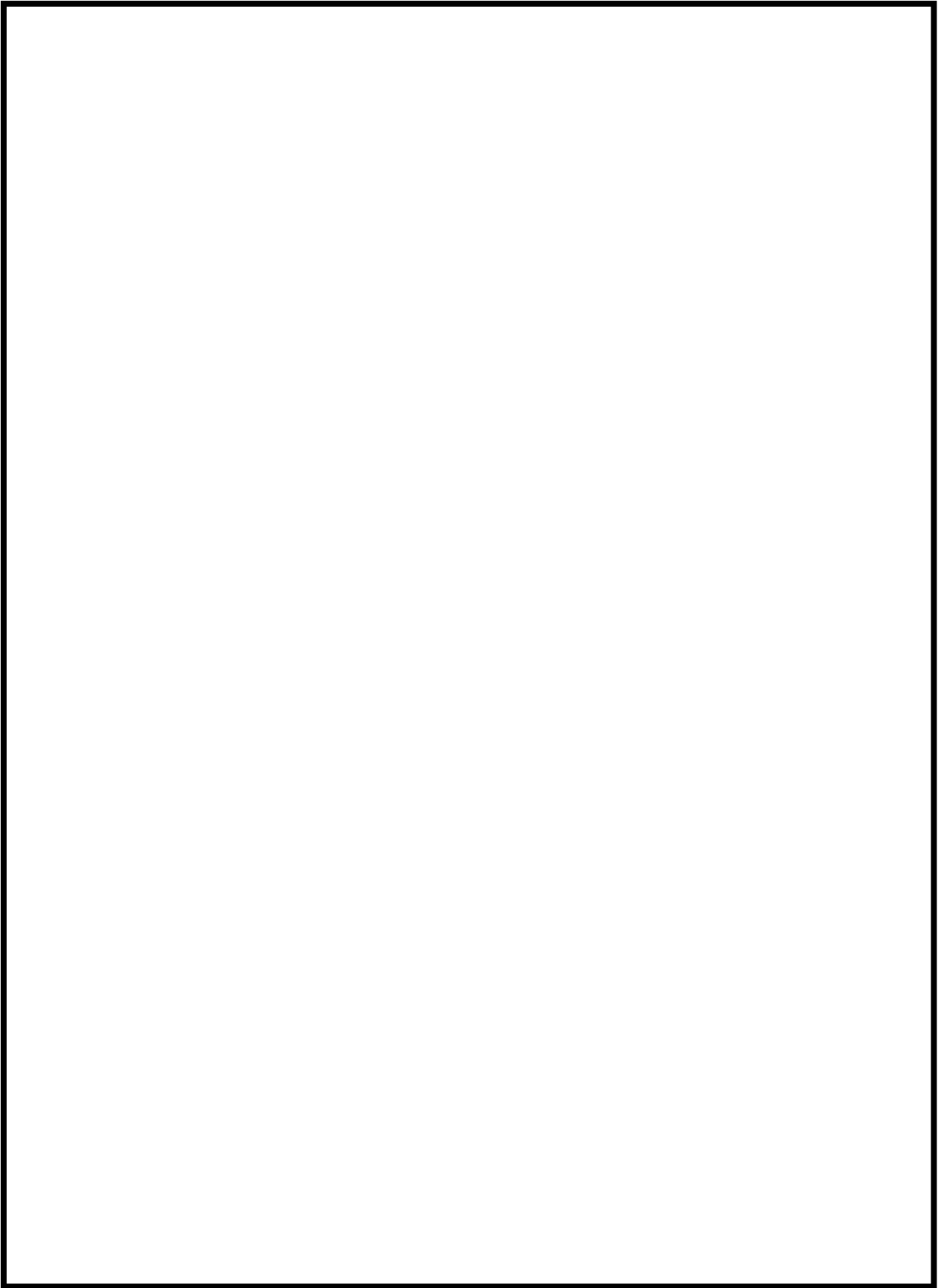


图 4 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)



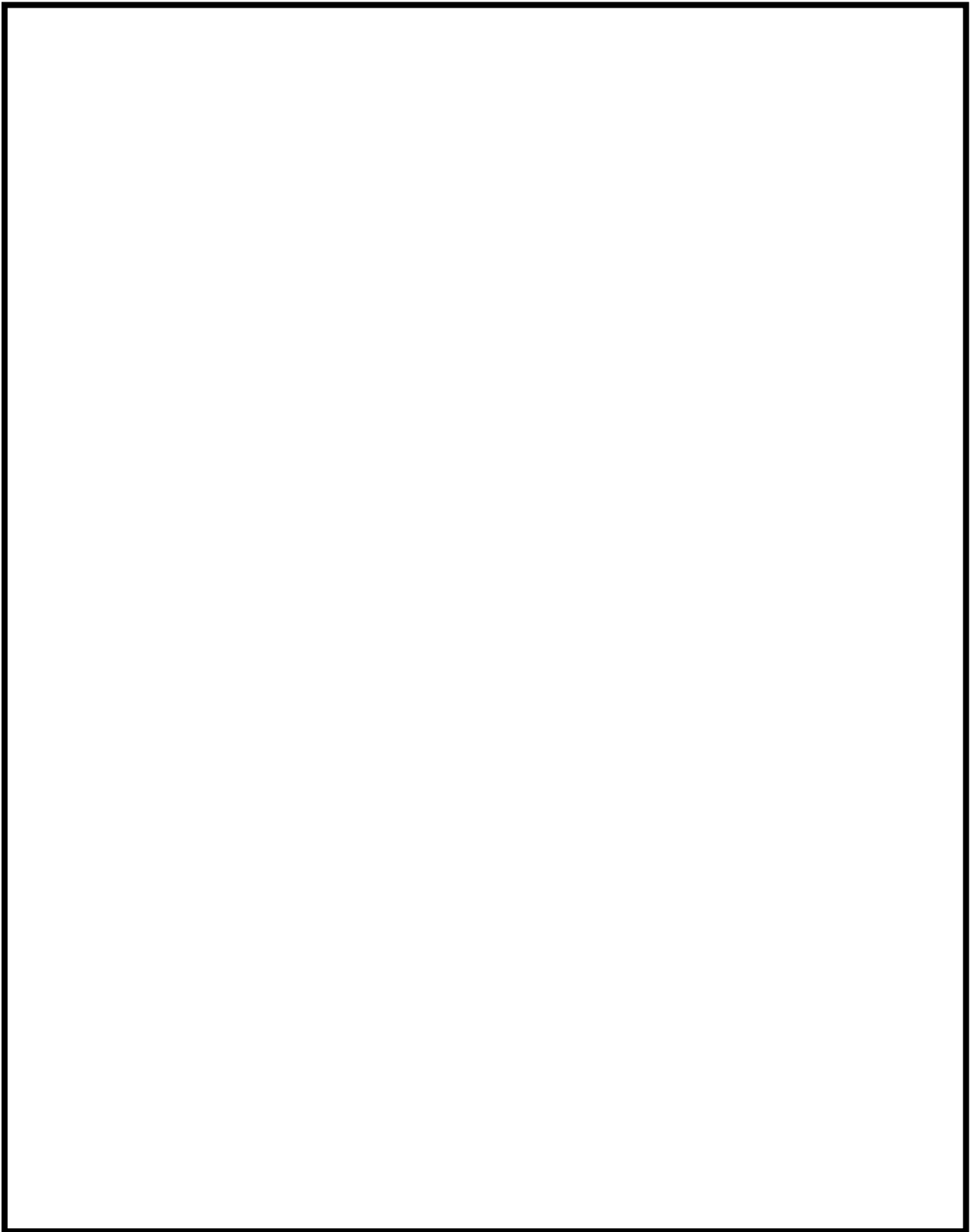


図 5 配置図 (6 号炉 タービン建屋地下中 2 階)

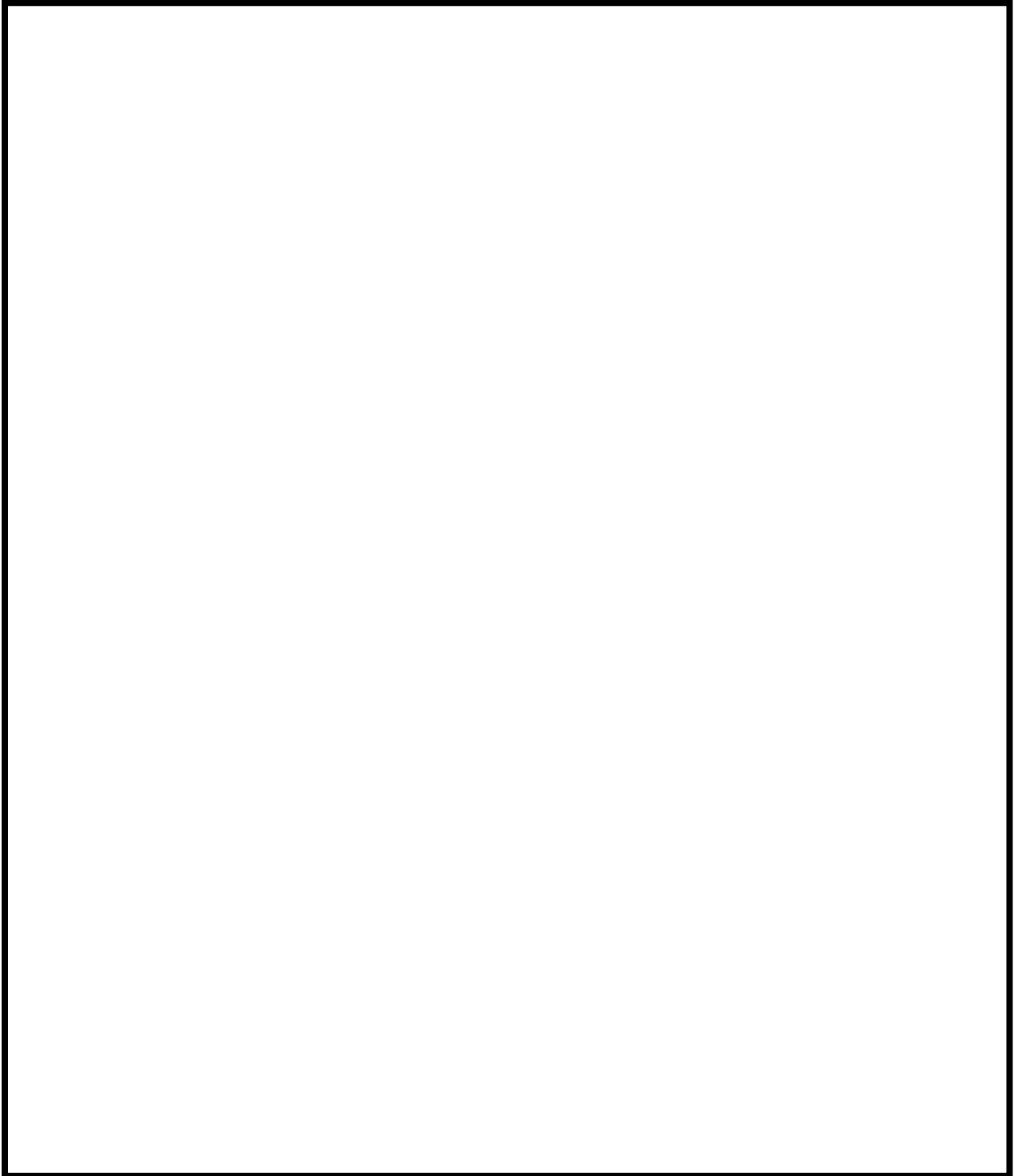


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

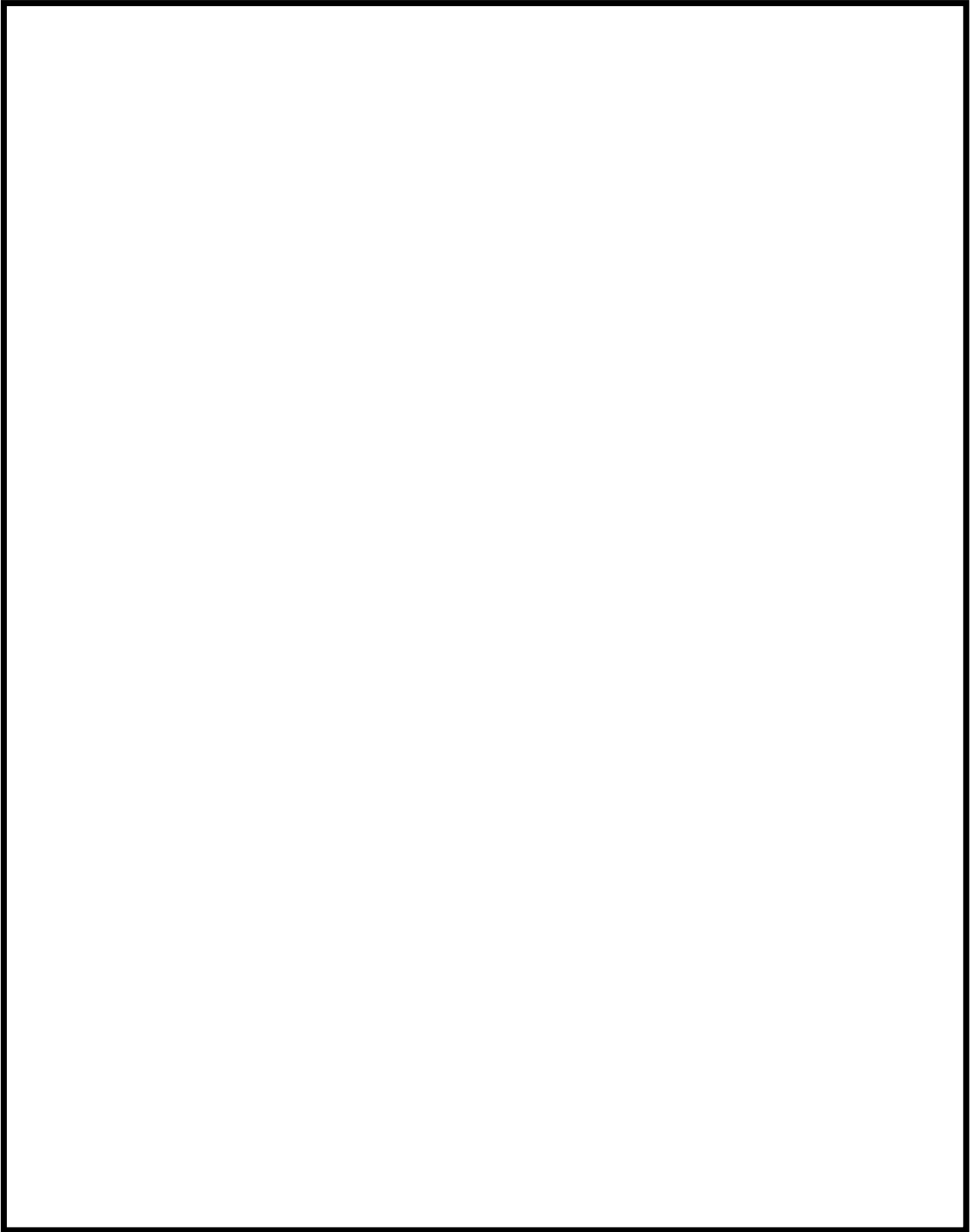


図 7 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

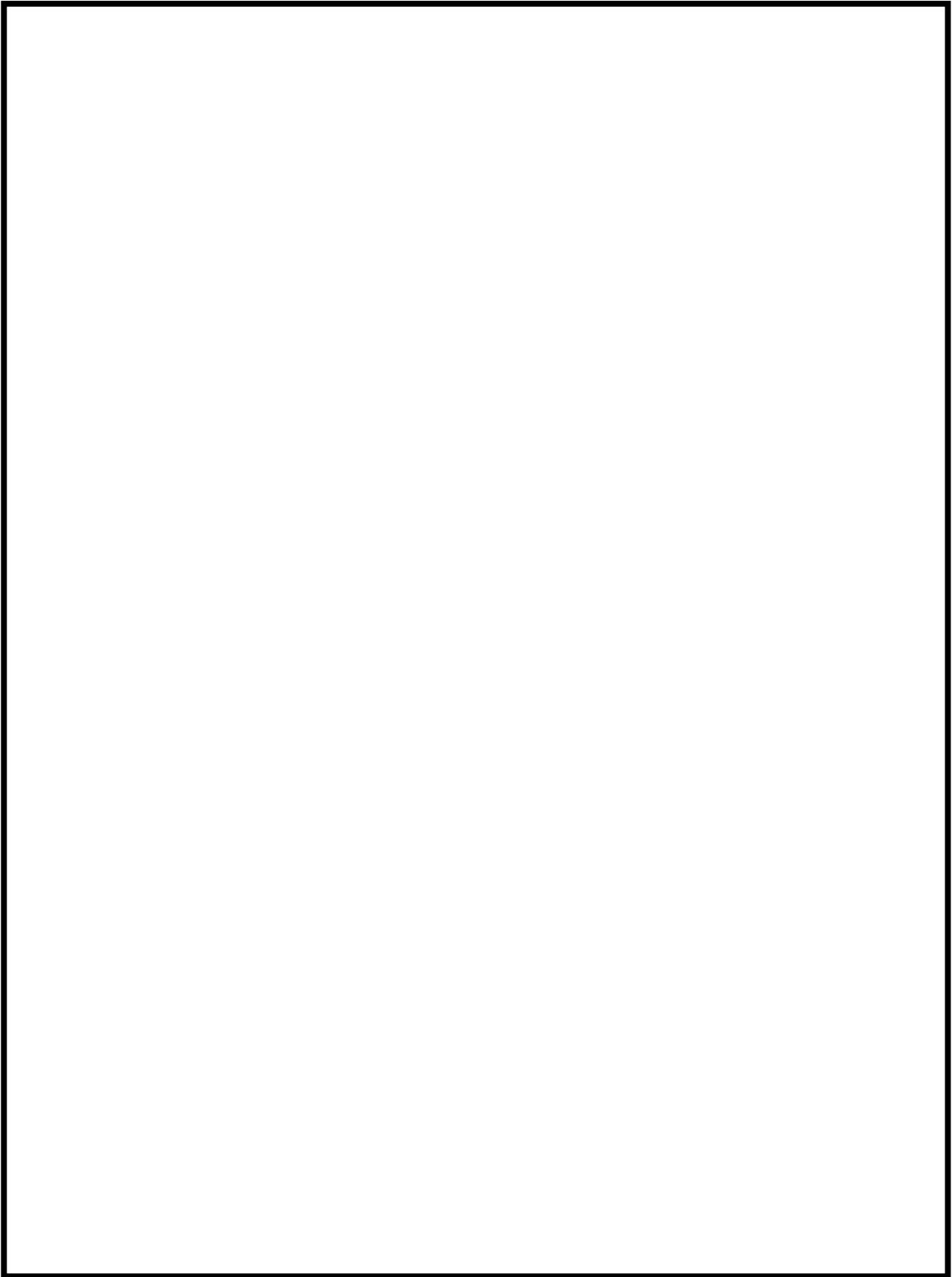


図 8 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

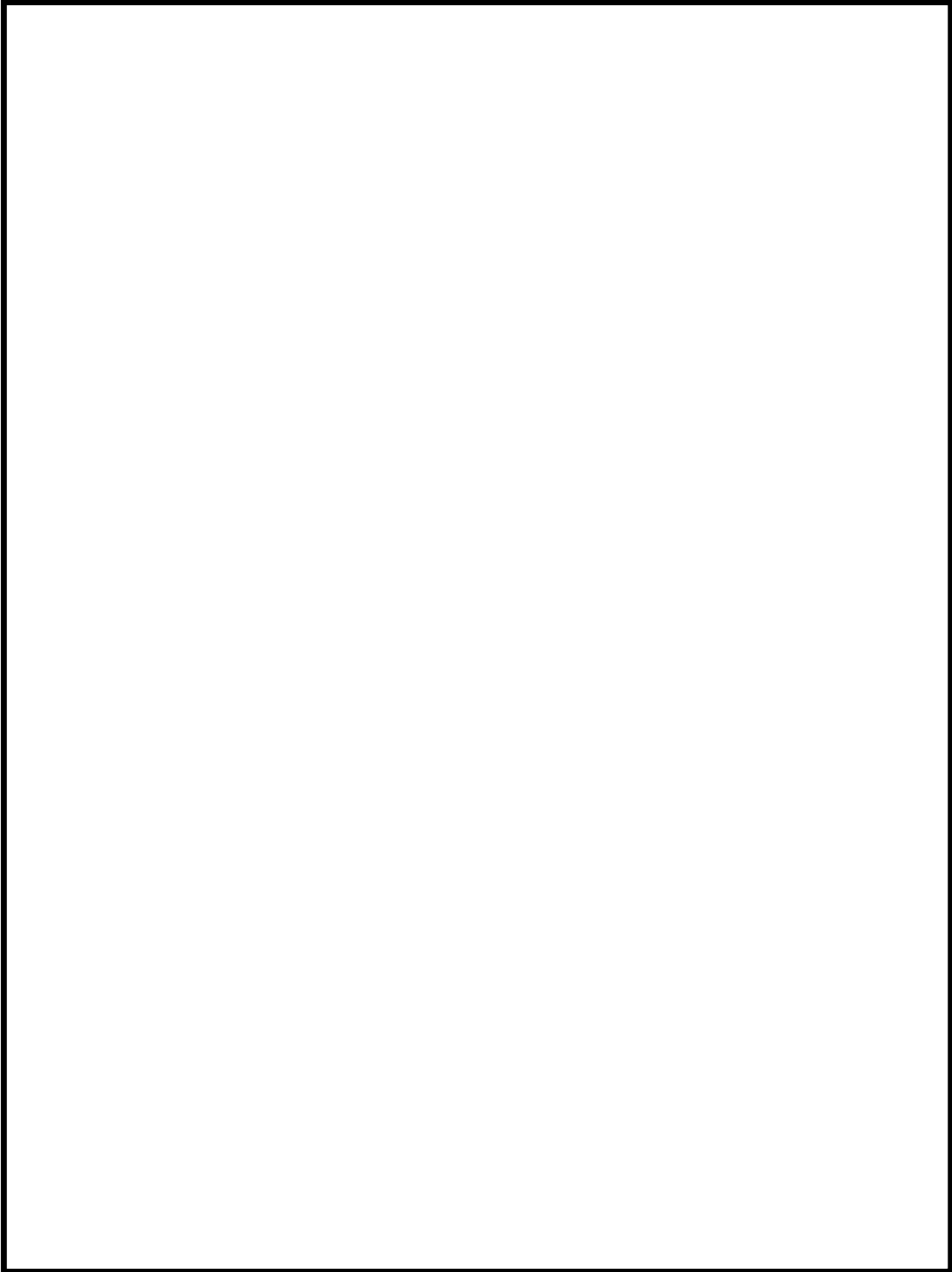


図 9 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

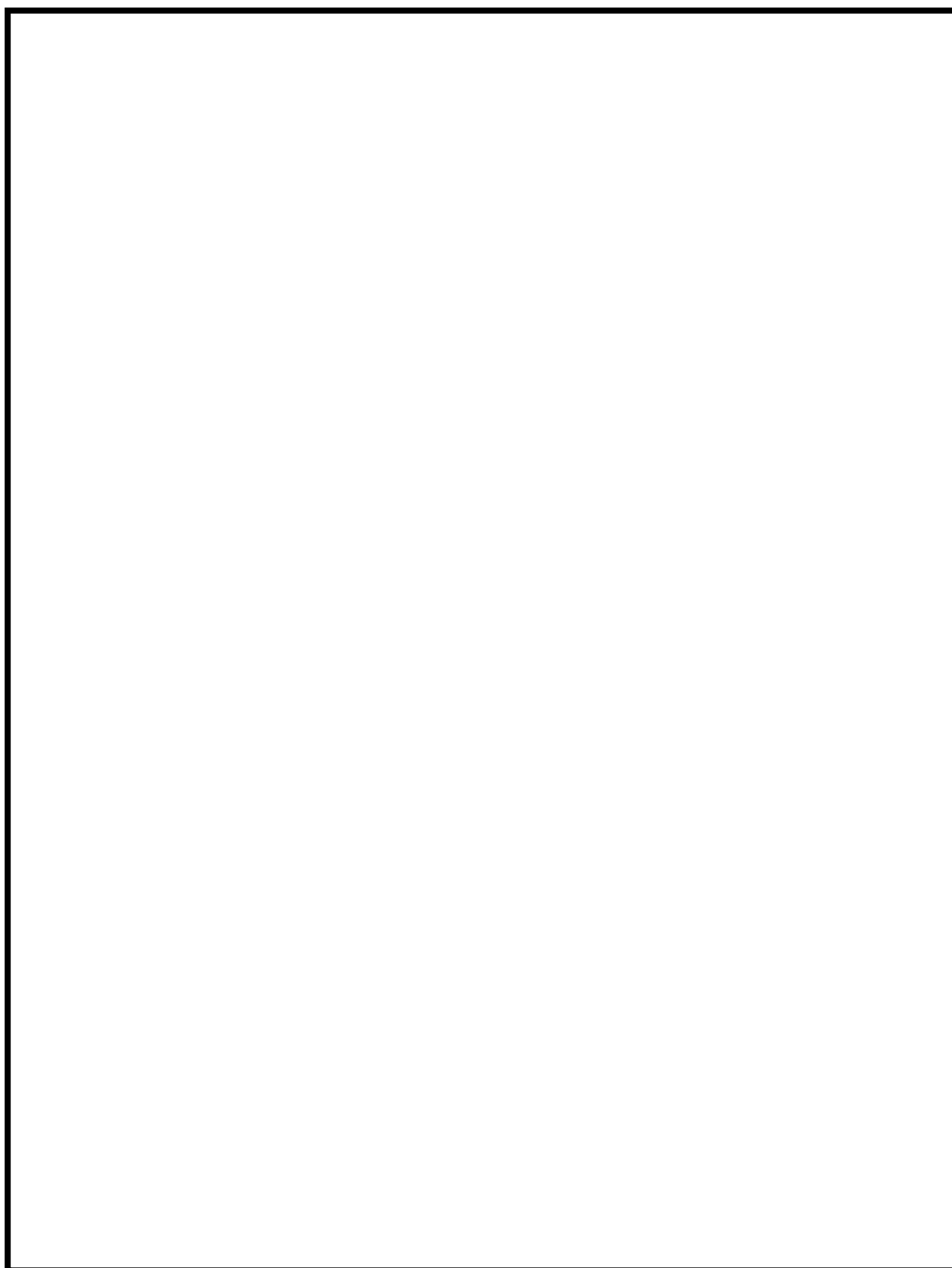


图 10 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

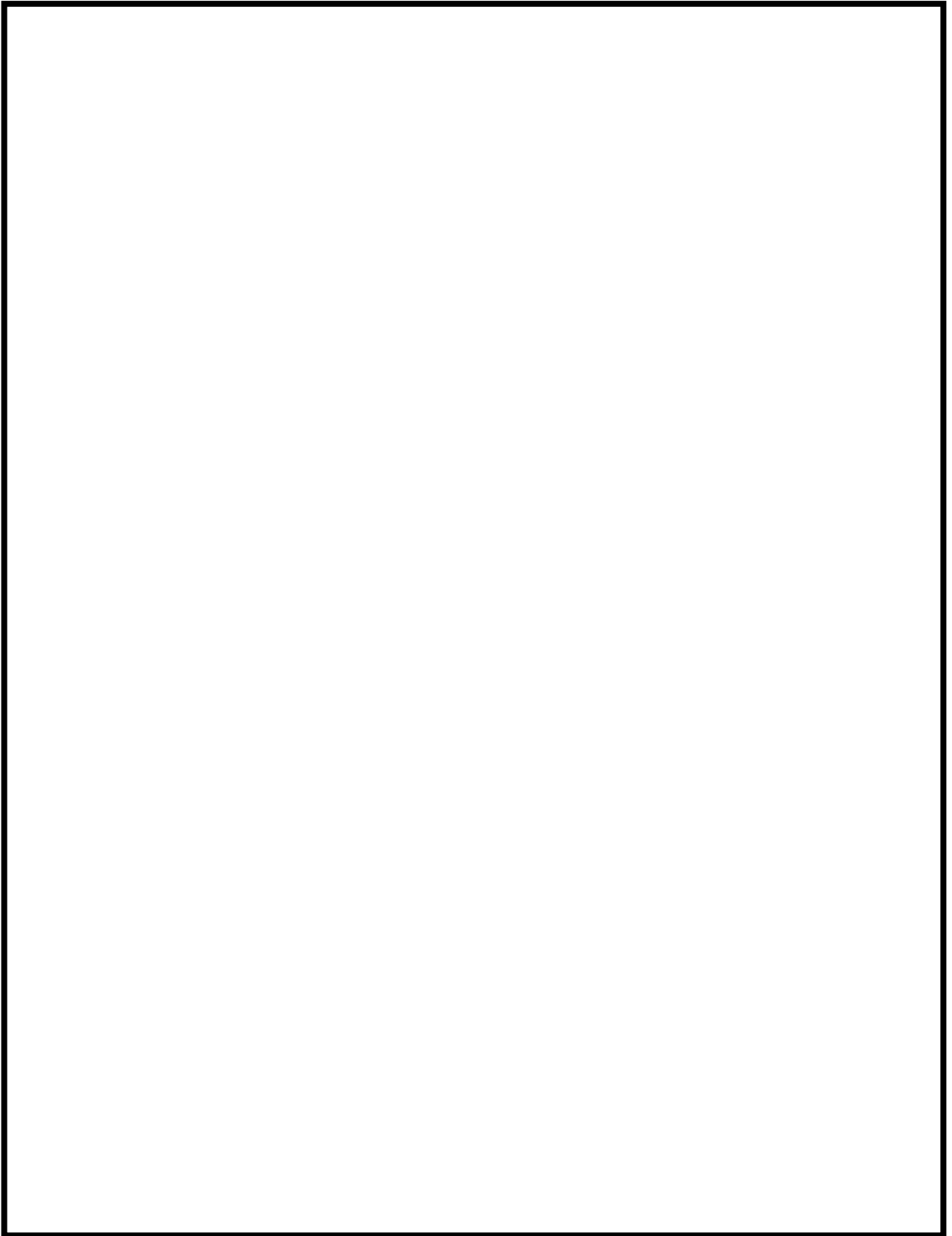


図 11 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

47-4  
系統図



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWVC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWVC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWVC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建屋地下2階

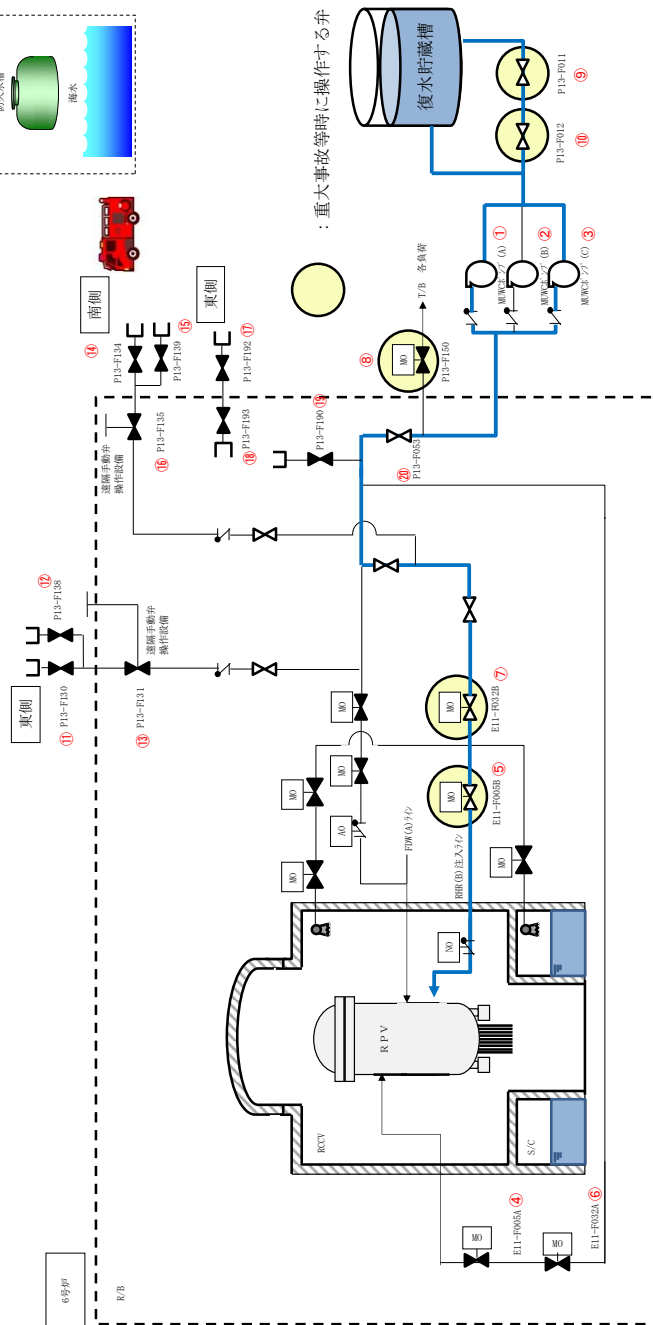
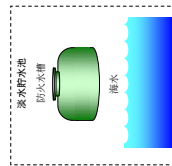


図1 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図  
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水 (6号炉)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建屋地下2階

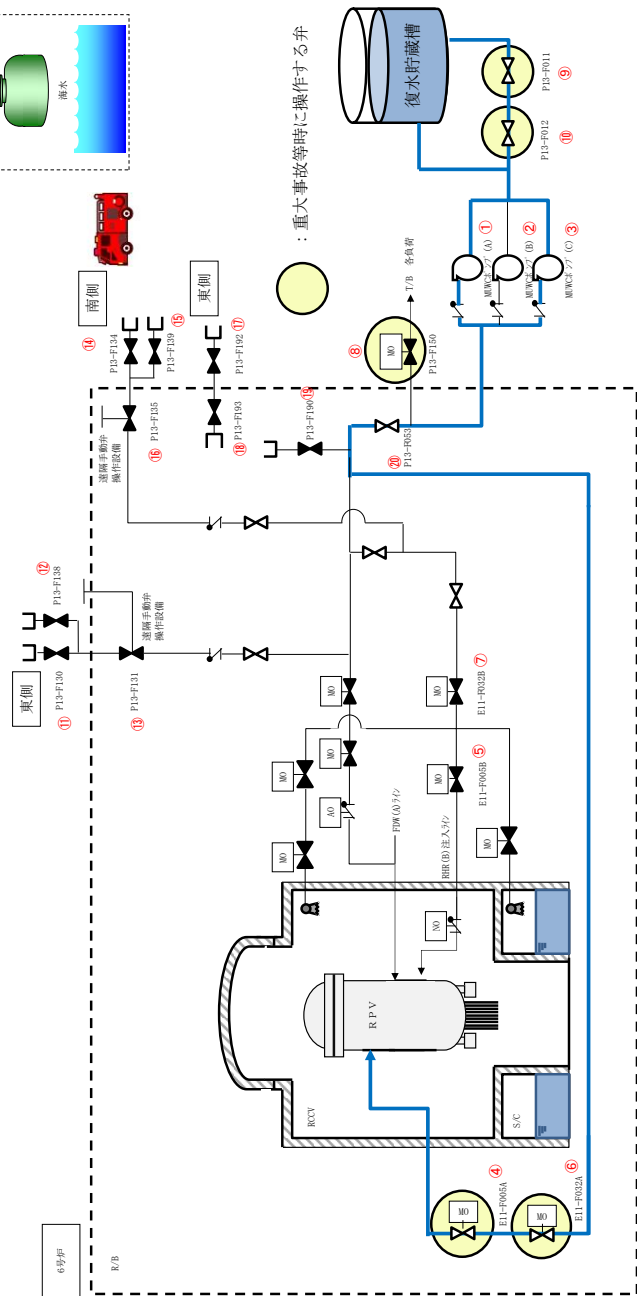
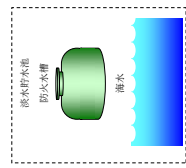
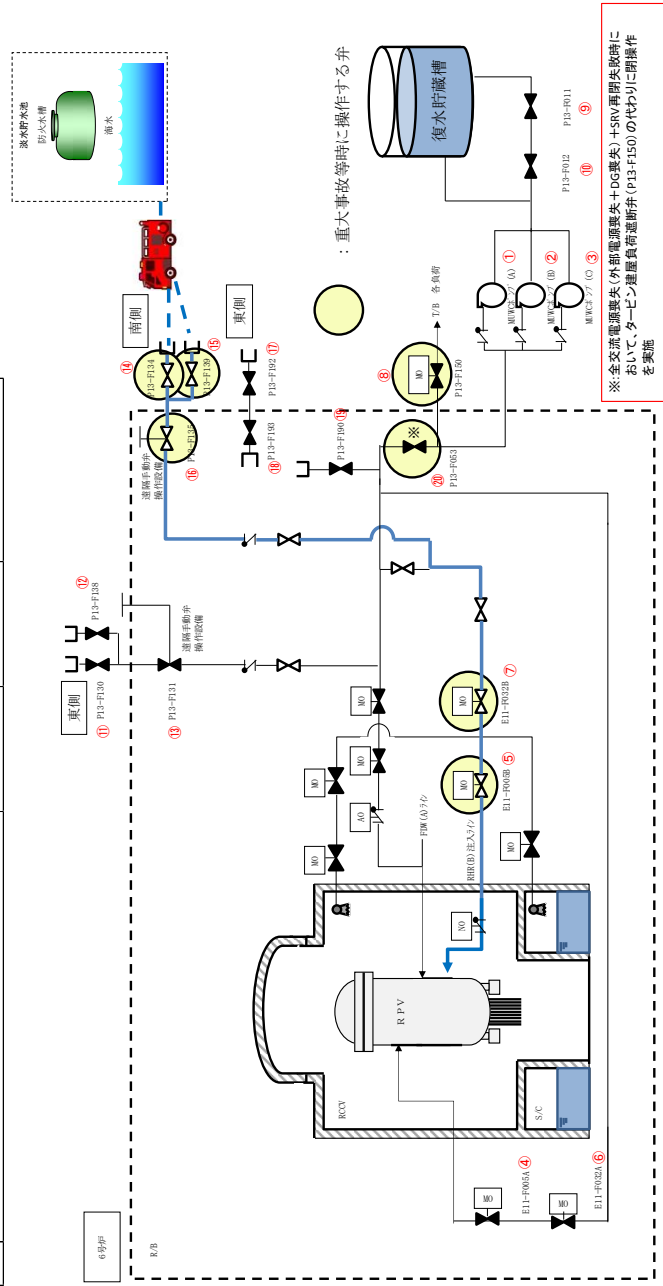


図2 低压代替注水系（常設）系統概要図  
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階



※全交流電源喪失（外部電源喪失+DC喪失）+SRV閉鎖発生時に  
おいて、タービン建屋負荷遮断弁（P13-F150）の代わりに閉鎖作  
業を実施

図3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図  
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	機作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWVC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWVC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWVC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWVC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWVC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWVC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MWVC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MWVC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	MWVC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

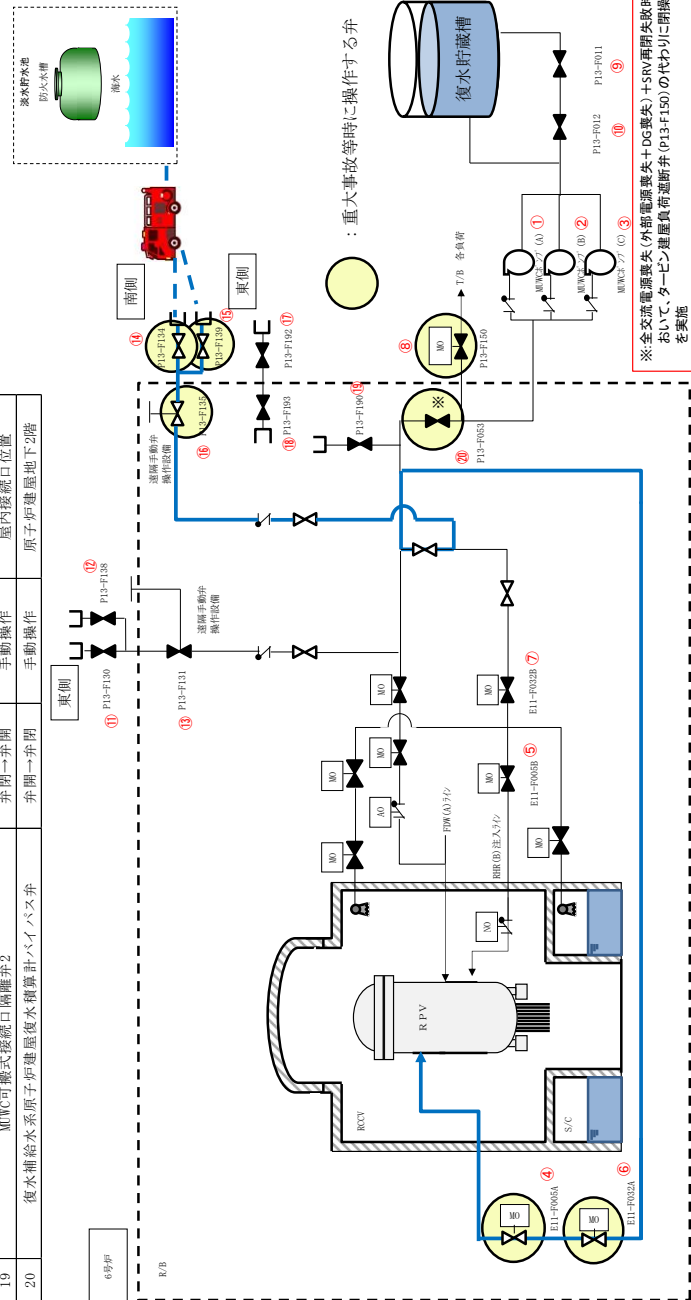


図4 低压代替注水系(可搬型)系統概要図  
 残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水(6号炉)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWVC接続口外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWVC接続口外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWVC接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWVC接続口外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWVC接続口外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWVC接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MWVC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MWVC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWVC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

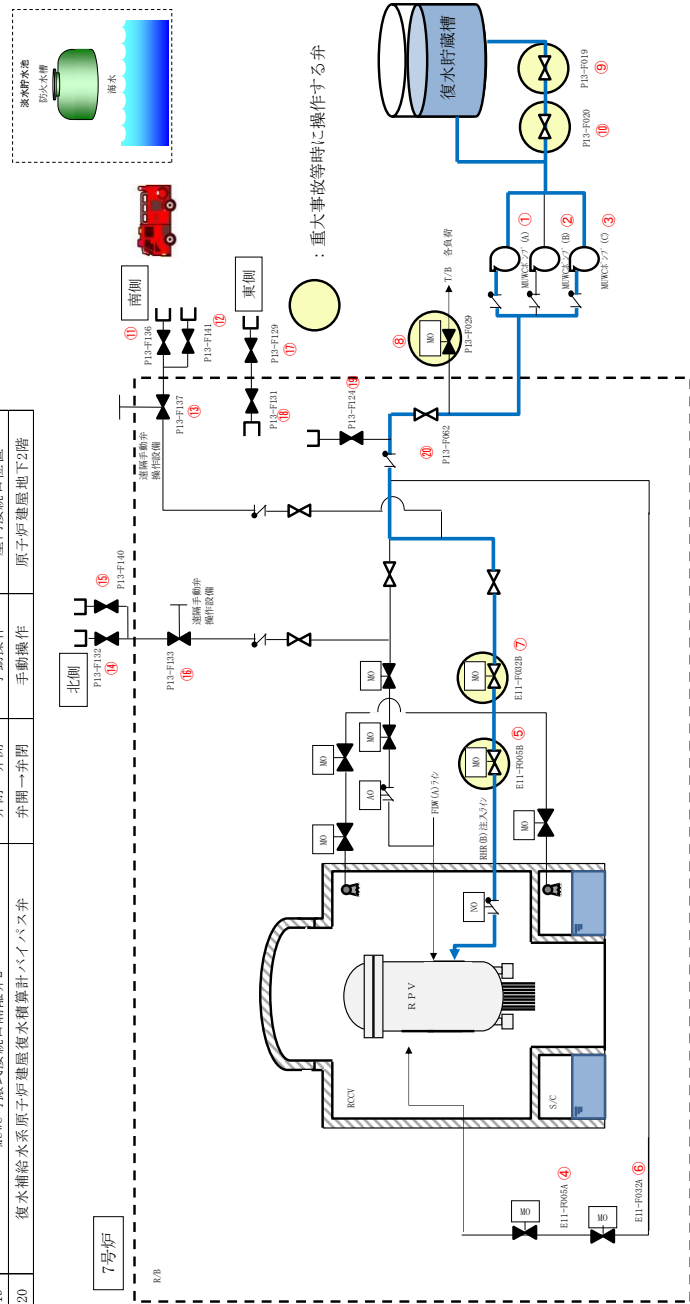


図5 低圧代替注水系(常設)系統概要図  
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水(7号炉)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算パイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

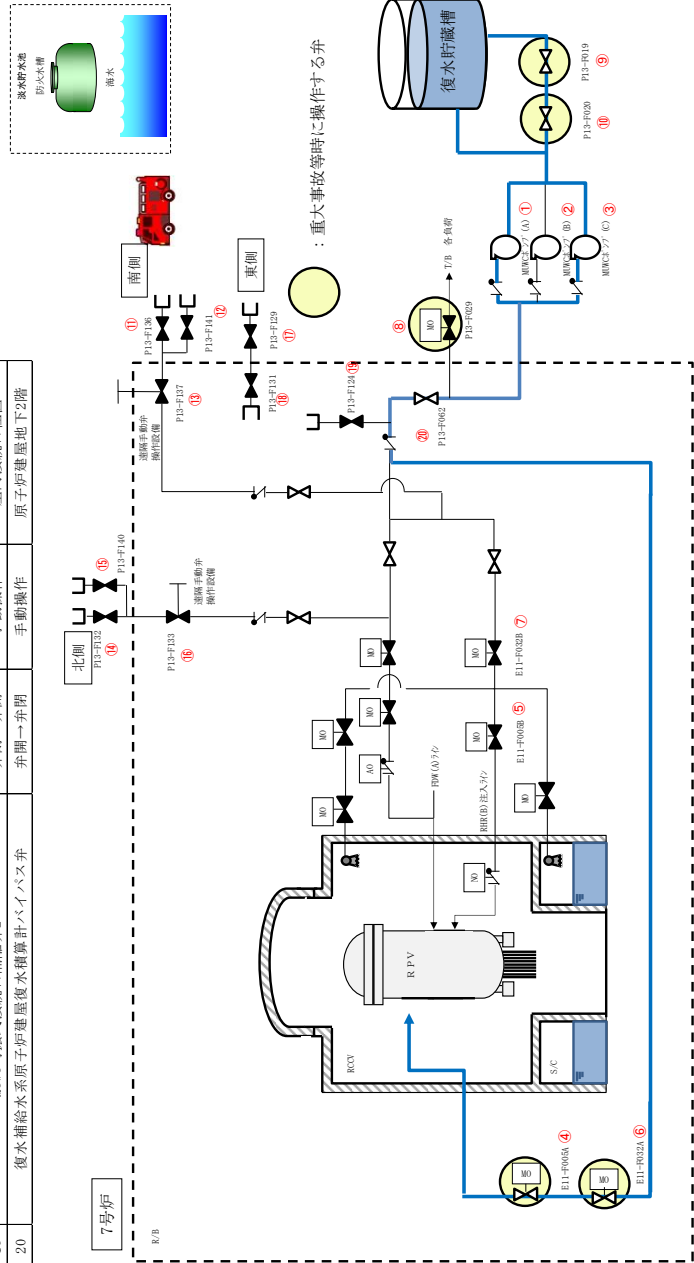


図6 低压代替注水系（常設）系統概要図  
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建屋地下2階

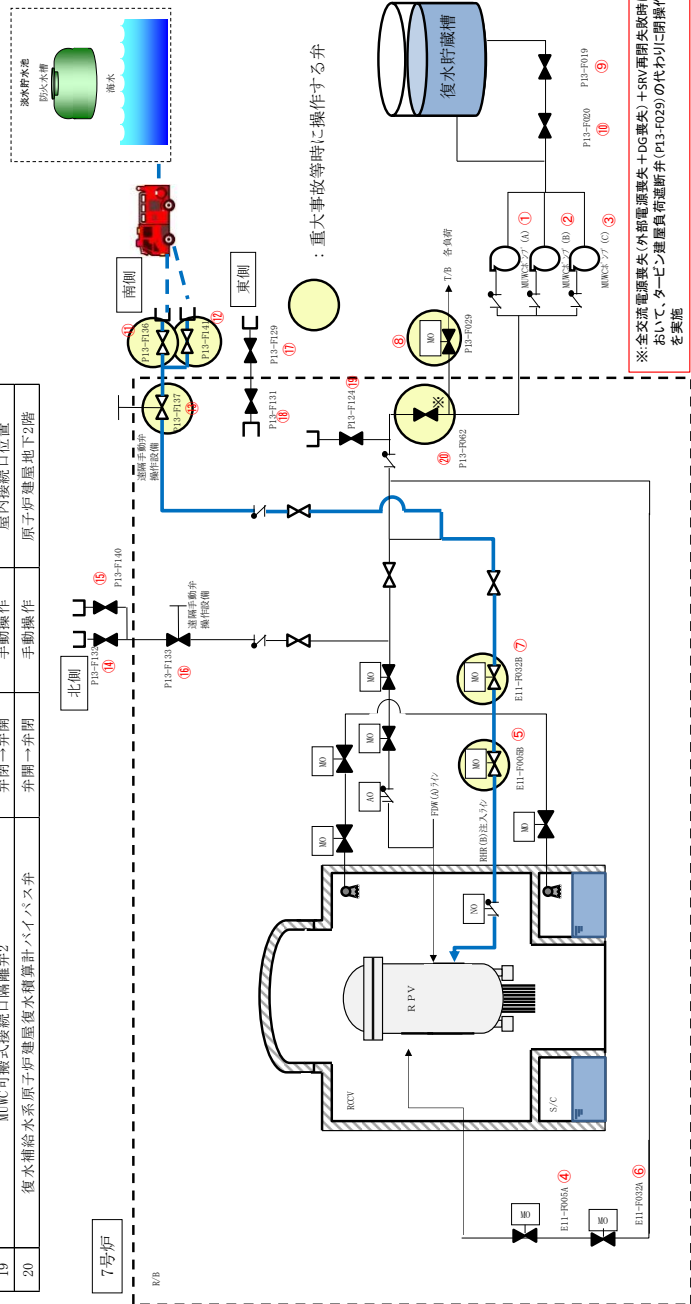


図7 低压代替注水系（可搬型）系統概要図  
残留熱除去系(B)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常ノ非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常ノ非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	MWC可搬式接続口隔離弁4	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

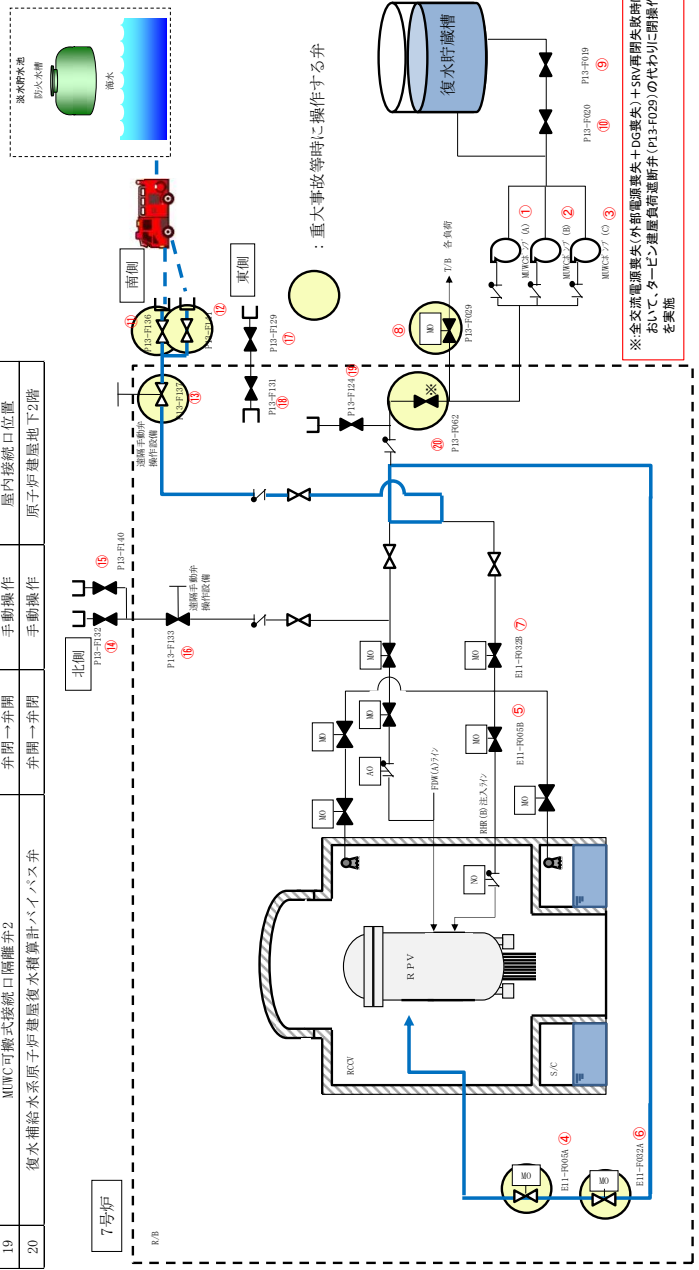


図8 低压代替注水系（可搬型）系統概要図  
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（7号炉）



・復水移送ポンプを用いた確実な注水について

復水移送ポンプを用いた低圧代替注水については、多岐に分岐した復水補給水系を流路として使用することから、バイパス流を防止する必要がある。低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

以下に、代替循環冷却系の運転時の回り込み防止対策として、復水補給水系弁の閉止可否検討の結果を示す。本対策は、代替循環冷却系の回り込み防止対策だけでなく、低圧代替注水系としての回り込み防止対策にもなる。

<代替循環冷却系の運転時の回り込み防止対応について>

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷後は高線量の水が循環することから、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。そのため、代替循環冷却系の運転中及びその後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系配管は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後の長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主流路から最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図9、図10、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

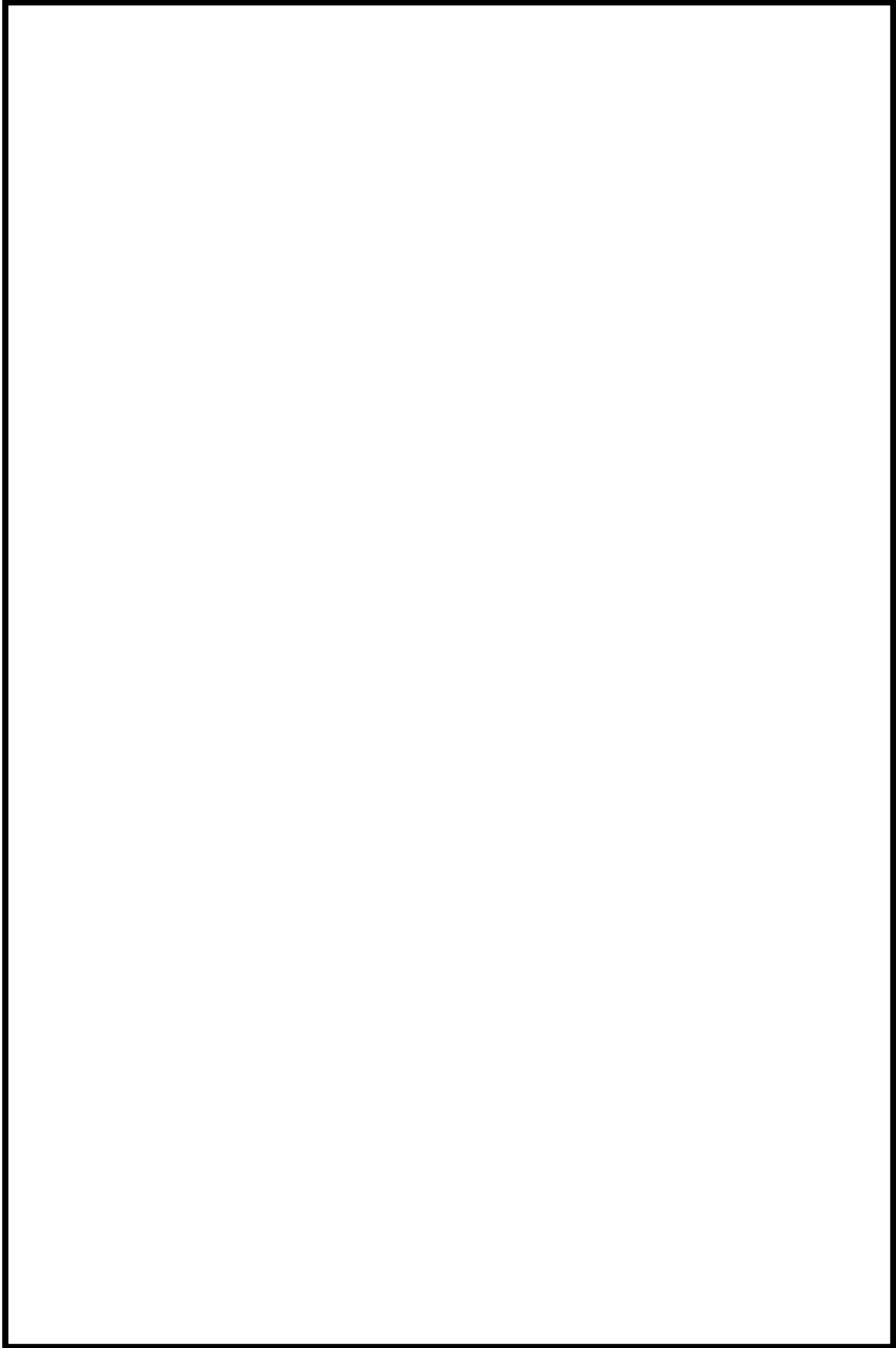


図 9 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

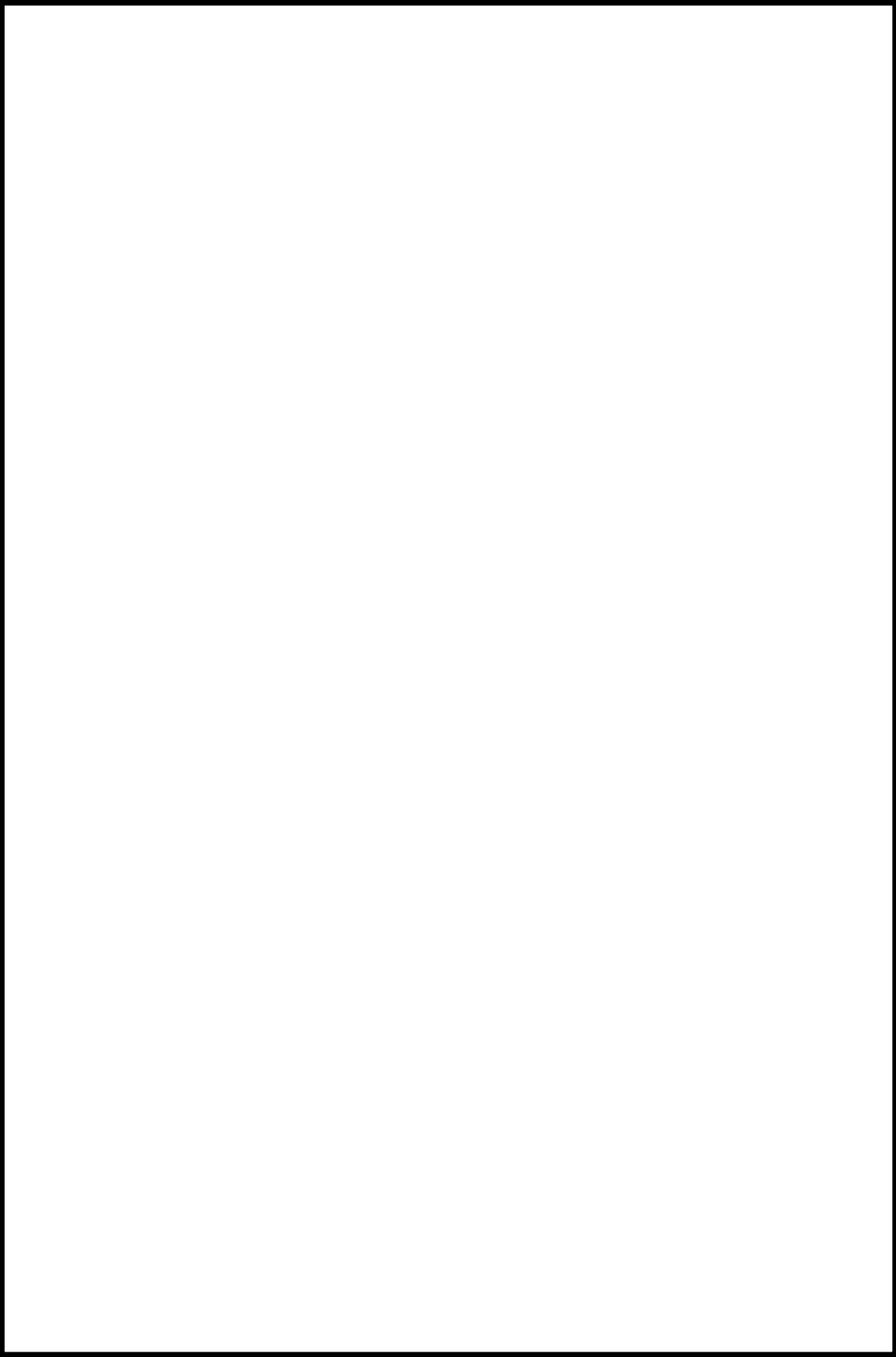


図 10 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウエル高電導度廃液系サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.※	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA時の可搬型代替注水ポンプによる原子炉压力容器への注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系(B)系統洗浄用等復水元弁	SA時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系(A)(C)系統洗浄用復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク(B)積算流量計入口弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SPCUを用いたSFP注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高压炉心注水系(B)系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-M0-F001B	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
26	E22-F030	高压代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC吸込みライン(水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
28	E22-M0-F001C	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
3	P13-F077	復水補給水系-075ライン供給元弁	HPAC封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系R0-D032入口弁	HPCF(C)封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系P13-F091出口弁	SA時の可搬型代替注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101ライン供給元弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077ライン供給元弁	SA時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF(B)封水ライン
22	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水ライン隔離弁	HPAC吸込みライン(水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)
26	P13-F084	復水補給水系R0-D030入口弁	RCIC封水ライン

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

47-5  
試験及び検査



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図1 構造図（復水移送ポンプ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図2 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

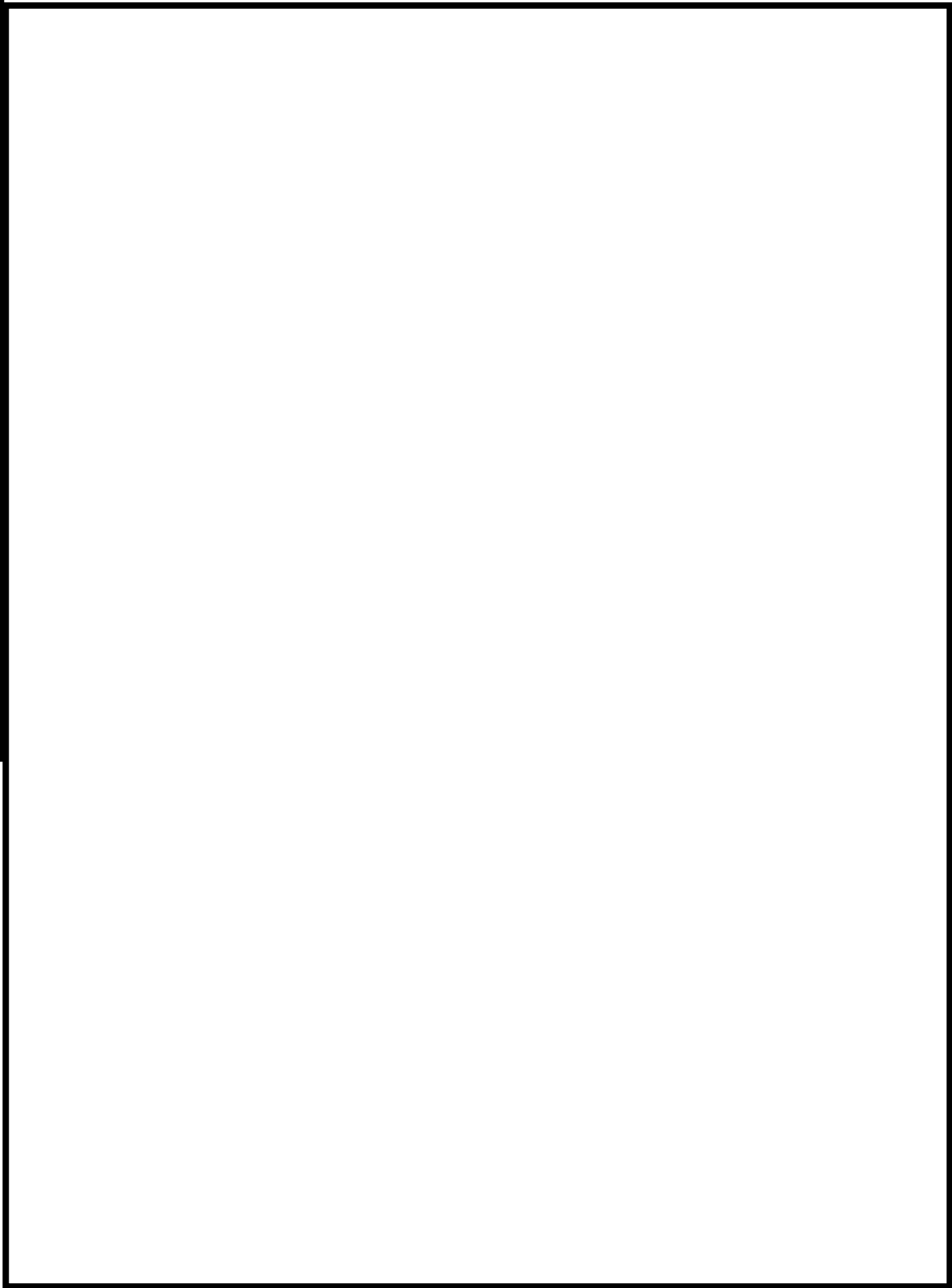


図3 運転性能検査系統図  
(低圧代替注水系 残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水 (6号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

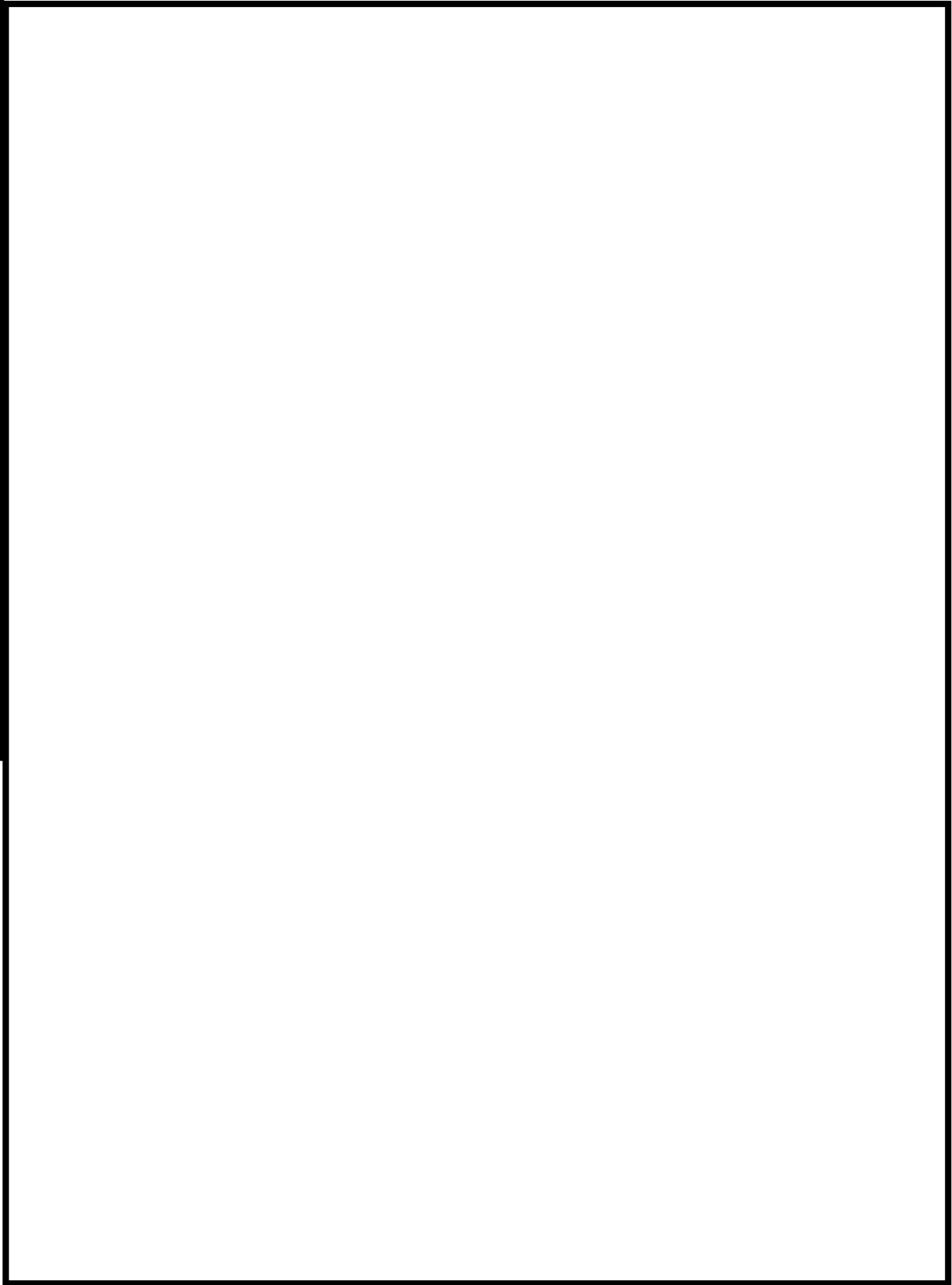


図 4 運転性能検査系統図  
(低圧代替注水系 残留熱除去系 (A) 注入配管からの低圧代替注水 (6号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図5 運転性能検査系統図  
(低圧代替注水系 残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水 (7号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

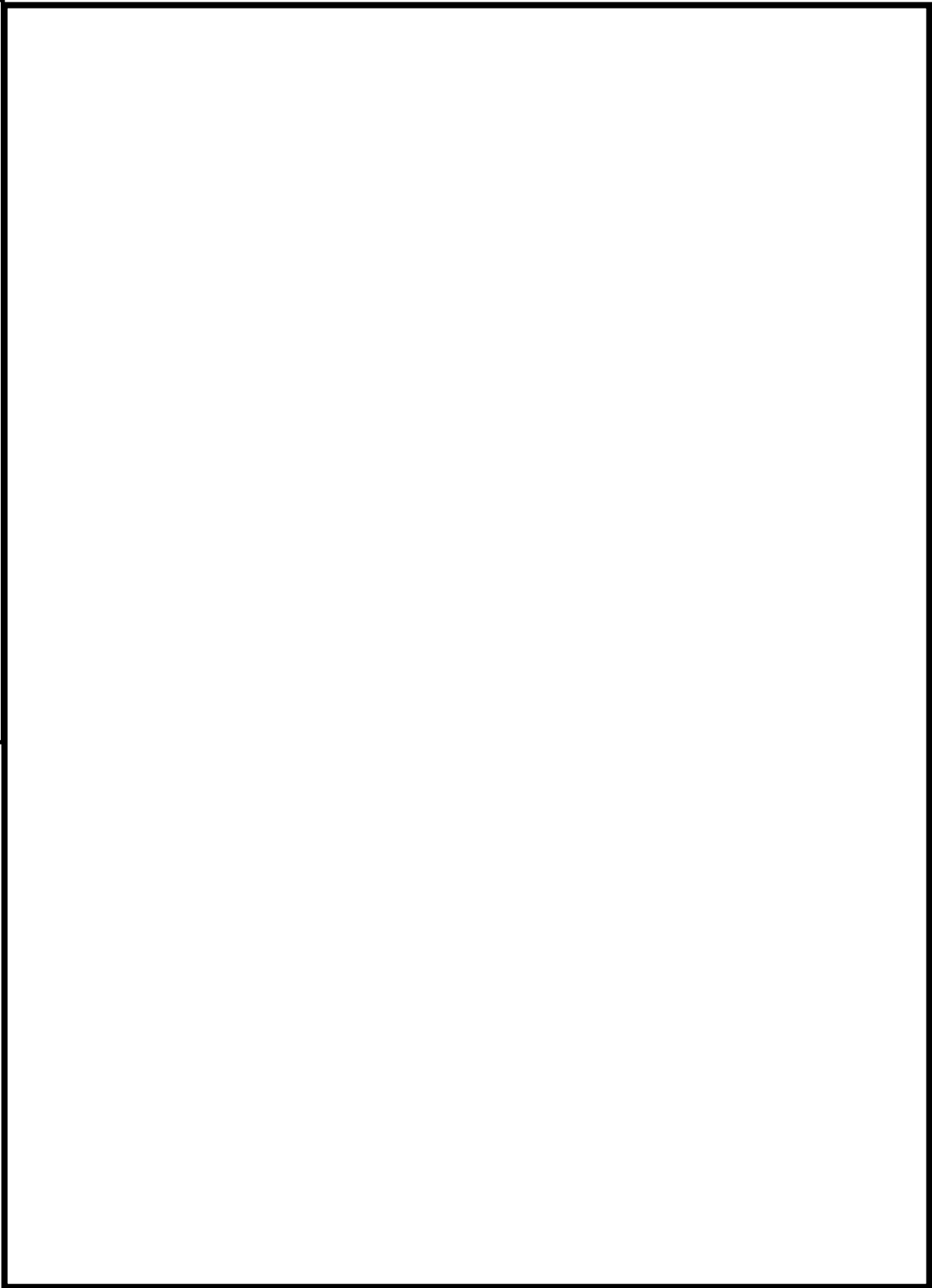


図 6 運転性能検査系統図  
(低圧代替注水系 残留熱除去系(A)注入配管からの低圧代替注水 (7号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 7 運転性能検査系統図 (6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ(A-2級))

47-6  
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



名 称		復水移送ポンプ (低圧代替注水系 (常設))
容量	m <sup>3</sup> /h/台	150 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:70 以上, 7 号炉:68 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
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】**

復水移送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) として使用する復水移送ポンプは, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 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設置する。

系統構成は, 復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより, 残留熱除去系, 給水系等の配管を経由して, 原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉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) として使用する復水移送ポンプは, 1 プラントあたり 3 台設置しており, このうち必要台数は最大で 2 台であり, 1 台を予備として確保する。

1. 容量 150 m<sup>3</sup>/h/台 (注1) (125 m<sup>3</sup>/h/台 (注2))

復水移送ポンプを用いて残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器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、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失及び格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)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、復水移送ポンプ2台で最大約300 m<sup>3</sup>/hであることから、1台あたり約150m<sup>3</sup>/hを必要とする。

また、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系(A)配管から原子炉圧力容器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、事象発生から24時間後に使用することから、24時間後の崩壊熱相当量(約90m<sup>3</sup>/h)を注水すれば冠水を維持することが可能であることから、重大事故等時における低圧代替注水系(常設)として必要とされる最大流量としては、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器へ注水する場合であり、1台あたり約150m<sup>3</sup>/hとする。

2. 揚程 6号炉:70m, 7号炉:68m (注1) (85m (注2))

原子炉圧力容器へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉圧力容器へ注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

＜残留熱除去系(B)配管からの低压代替注水＞

・注水先の圧力約 0.1MPa (300m<sup>3</sup>/h 注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

---

合計 約 70 m

【7号炉】

＜残留熱除去系(B)配管からの低压代替注水＞

・注水先の圧力約 0.1MPa (300m<sup>3</sup>/h 注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

---

合計 約 68 m

以上より、原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で70m、7号炉で68mである。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送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) に静水頭約  m (約  MPa) を加えた約  MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故等時に低压代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に低压代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 6号炉  kW, 7号炉  kW (注1) / 55 kW (注2)

【6号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m<sup>3</sup>/h, 揚程 79m のときの必要軸動力は, 以下のとおり約  kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 79) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)  
 $\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000  
 $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665  
Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 150  
H : ポンプ揚程 (m) = 79 (図1参照)  
 $\eta$  : 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))



図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【7号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m<sup>3</sup>/h, 揚程 84m のときの必要軸動力は, 以下のとおり約  kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 84) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)  
ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000  
g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665  
Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 150  
H : ポンプ揚程 (m) = 84 (図 2 参照)  
η : ポンプ効率 (%) = 約  (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(IIS B 0131-2002))

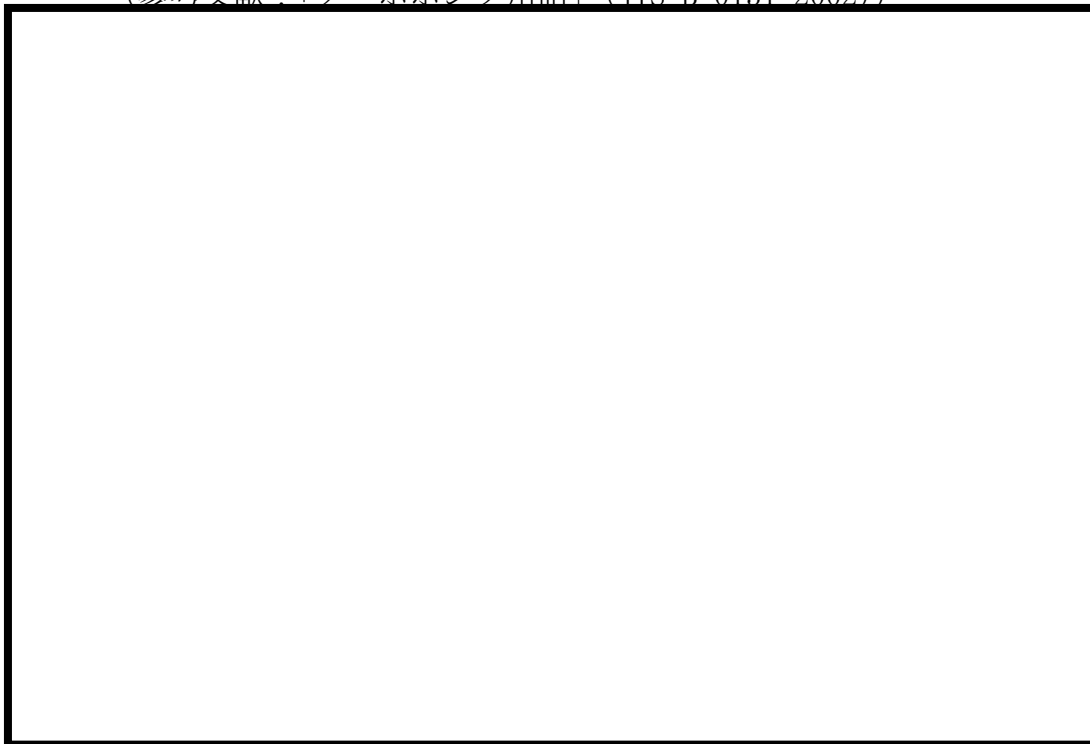


図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より, 低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの軸動力は, 設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから, 低圧代替注水系（常設）として使用する場合の原動機出力は, 設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	84(注 1), ( 120 (注 2) )
吐出圧力	MPa[gage]	1.26(注 1), (0.85 (注 2) )
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：規格値を示す

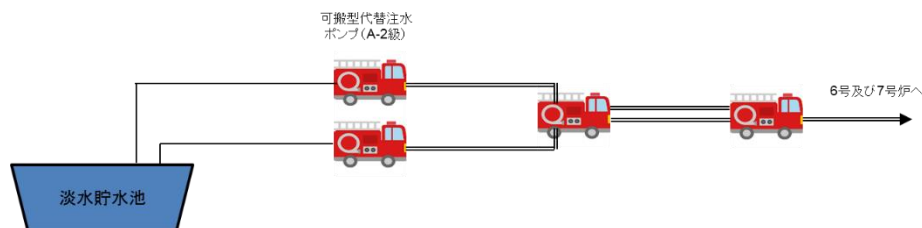
**【設 定 根 拠】**

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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 (A-2 級) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、複数の代替淡水源 (防火水槽又は淡水貯水池) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系、残留熱除去系、給水系配管を経由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 4 台使用する。



系統構成概要図

1. 容 量 84m<sup>3</sup>/h(注 1) / 120m<sup>3</sup>/h(注 2)

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量の要求値は、原子炉停止後 4 時間後の崩壊熱除去に必要な注水量である 84m<sup>3</sup>/h 以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 120m<sup>3</sup>/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.26MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉圧力容器に低圧注水する場合の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の必要吐出圧力は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の、水源と注水先の圧力差(大気開放である淡水貯水池等と注水先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、7号炉原子炉建屋北側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を以下に示す。

【7号炉(北側)】

<残留熱除去系(B)配管からの低圧代替注水>

・7号炉 MUWC 接続口(北)の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa
<hr/>			
合計	約	1.26	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については47-6-12, 13参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力の要求値は、約1.26MPa以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される0.85MPa以上を吐出圧力の公称値とする。

図3に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）はポンプの回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。



図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

上記の吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSHの評価を行った。

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の有効NPSHが必要NPSHを十分に上回るように、上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）>

図3より、ポンプの必要回転数は、低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合に必要となる流量（84m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（1.26MPa）を満足する2800rpmとする。



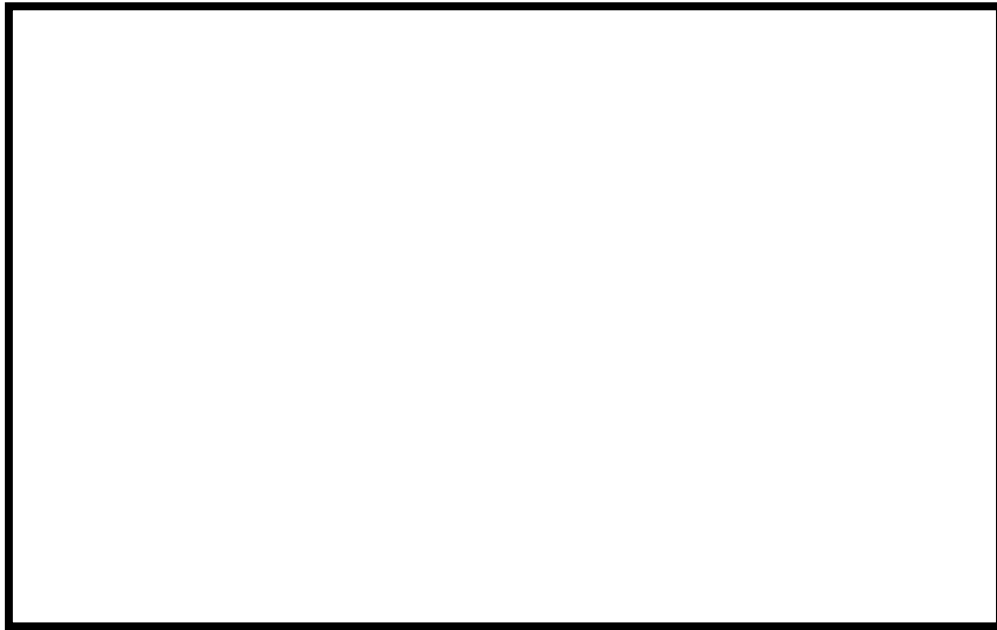


図 4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、m とする。

有効 NPSH は、下記のとおり算出する。

$$\text{有効 NPSH} = H_a + H_n + H_s - H_1 - h_s \quad \dots \textcircled{1}$$

ここで、 $H_a$  : 大気圧

$H_n$  : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

$H_s$  : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)

$H_1$  : 吸込圧損

$h_s$  : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40°C と想定)

とする。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は 10.3m となる。

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_1 &= \text{} \end{aligned}$$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る   となるよう、 $H_n$  を設定した。

この時、有効 NPSH (m) > 必要 NPSH (m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 m とする。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は  m となる。

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_1 &= \text{} \end{aligned}$$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る   となるよう、 $H_n$  を設定した。

この時、有効 NPSH ( m) > 必要 NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継車 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 m となる。

①式に基づき有効 NPSH を算出すると、有効 NPSH は  m となる。

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_1 &= \text{} \end{aligned}$$

この時、有効 NPSH ( m) > 必要 NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転が可能である。

なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ送水する場合については、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が、淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の NPSH 評価に包絡される。

### 3. 最高使用圧力 2.0MPa

低圧代替注水系 (可搬型) に必要となる吐出圧力は 1.26MPa 以上であるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水系 (可搬型) にて要求される吐出圧力 (1.67MPa) であり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

4. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であるため、60℃とする。

5. 原動機出力 100kW/台

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（A-2級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして100kWとする。

## ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

### ホースの湾曲による圧力損失への影響について

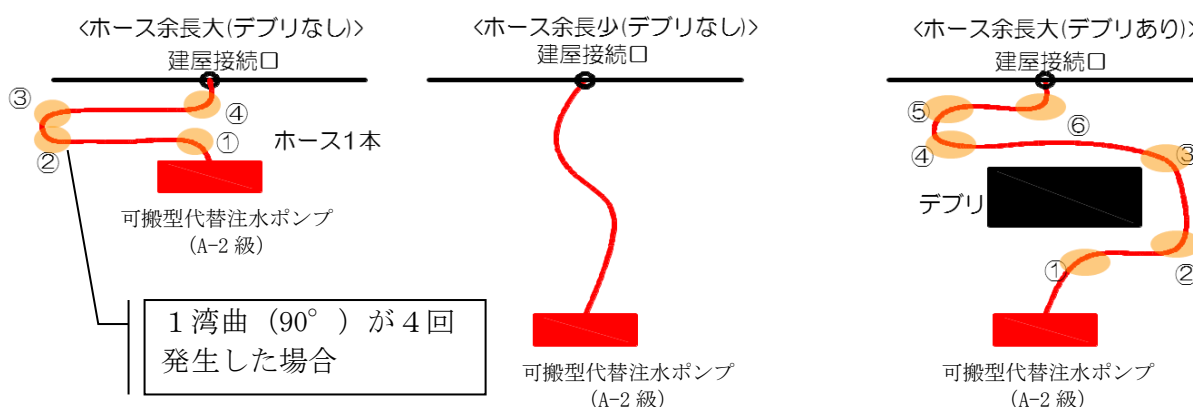


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$  >  
 $h_c = f_c \times v^2 / (2g)$

#### ○損失ヘッド $f_c$

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots \text{ [MPa] (i)}$$

を引用する。

#### ○流速 $v$

$$v = Q/A$$

##### ・ $Q$ = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m<sup>3</sup>/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合、1 ラインあたり

$$45 \text{ [m}^3\text{/h]} = 0.75 \text{ [m}^3\text{/min]} \text{ となる。}$$

##### ・ $A$ = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$  であることから、75A のホースを使用する場合

$$r = 0.038 \text{ [m]} \text{ となる。よって、} A = 0.00454 \text{ [m}^2\text{]}$$

・流速  $v=Q/A$  より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 ( $90^\circ$ ) あたりの圧力損失を求める。

$h_c=f_c \times v^2/(2g)$  より, 重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$h_c=0.068 \times (2.7533^2/(2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の  
同時使用について

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオ時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 9 時間後から 80m<sup>3</sup>/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧代替注水系（可搬型）により 40m<sup>3</sup>/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1~2 に示すが、いずれの系統も可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いるため、表 1 で示すとおりに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオの条件を用いる。したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）80m<sup>3</sup>/h と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の特性と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1Pd (310kPa[gage]) 及び原子炉圧力 0.8MPa の場合に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量が 80m<sup>3</sup>/h、低圧代替注水系（可搬型）は 40m<sup>3</sup>/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）の必要流量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）
80m <sup>3</sup> /h	40m <sup>3</sup> /h

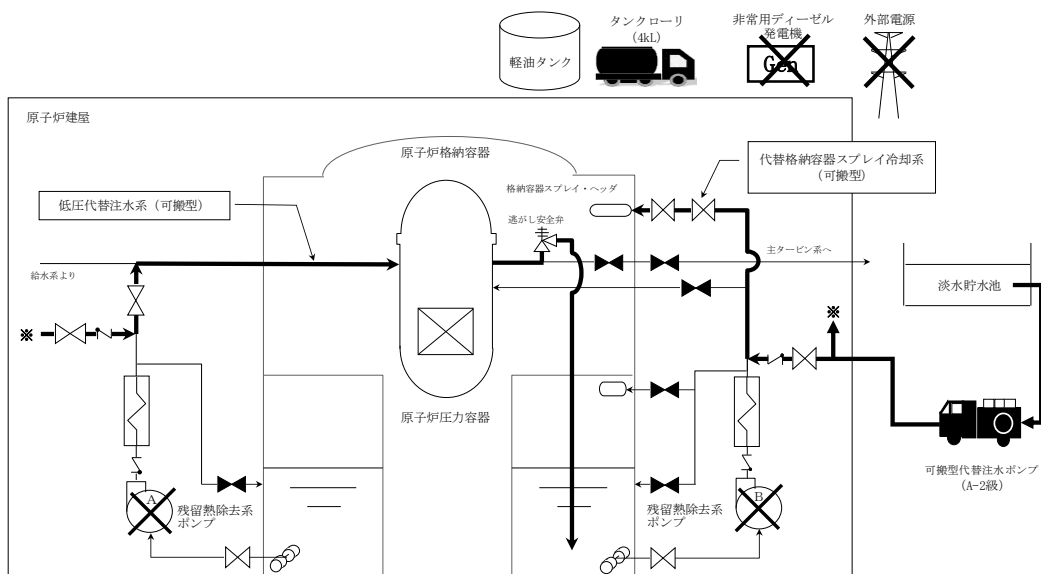


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

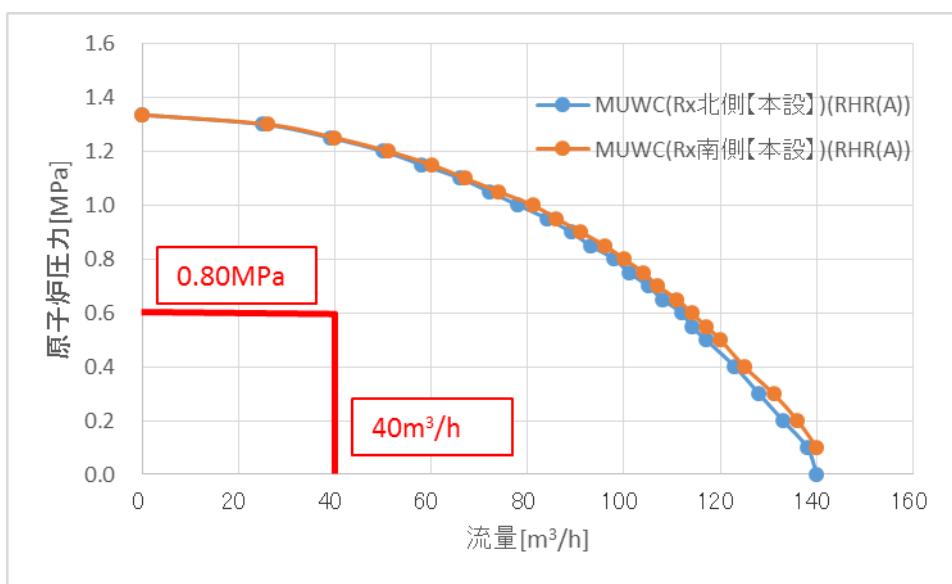


図2 原子炉圧力容器への注水特性（代替格納容器スプレイ 80m³/h 同時注水時）

47-7  
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



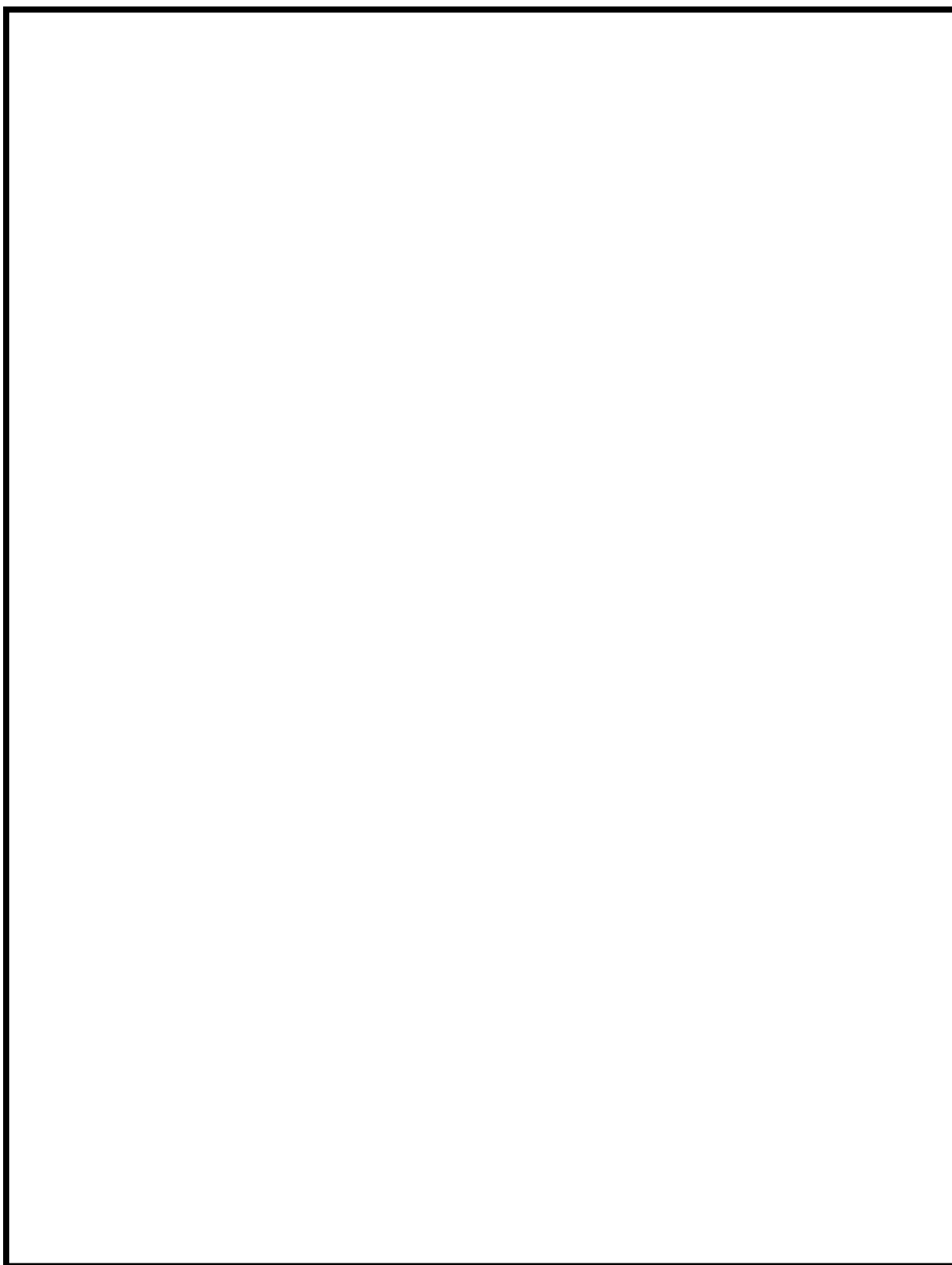


図 1 接続図(淡水貯水池から接続口)

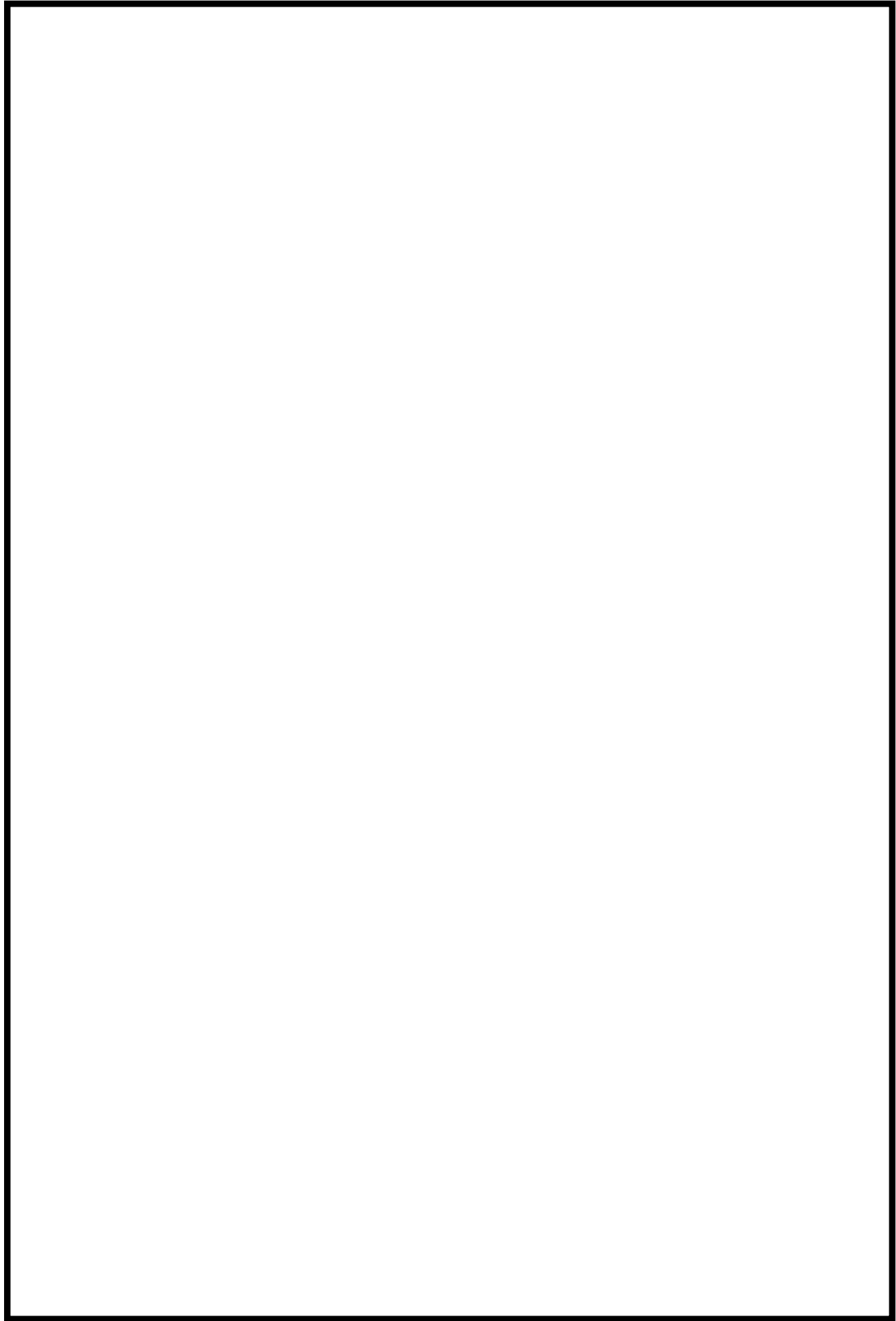


図 2 接続図(防火水槽から接続口)

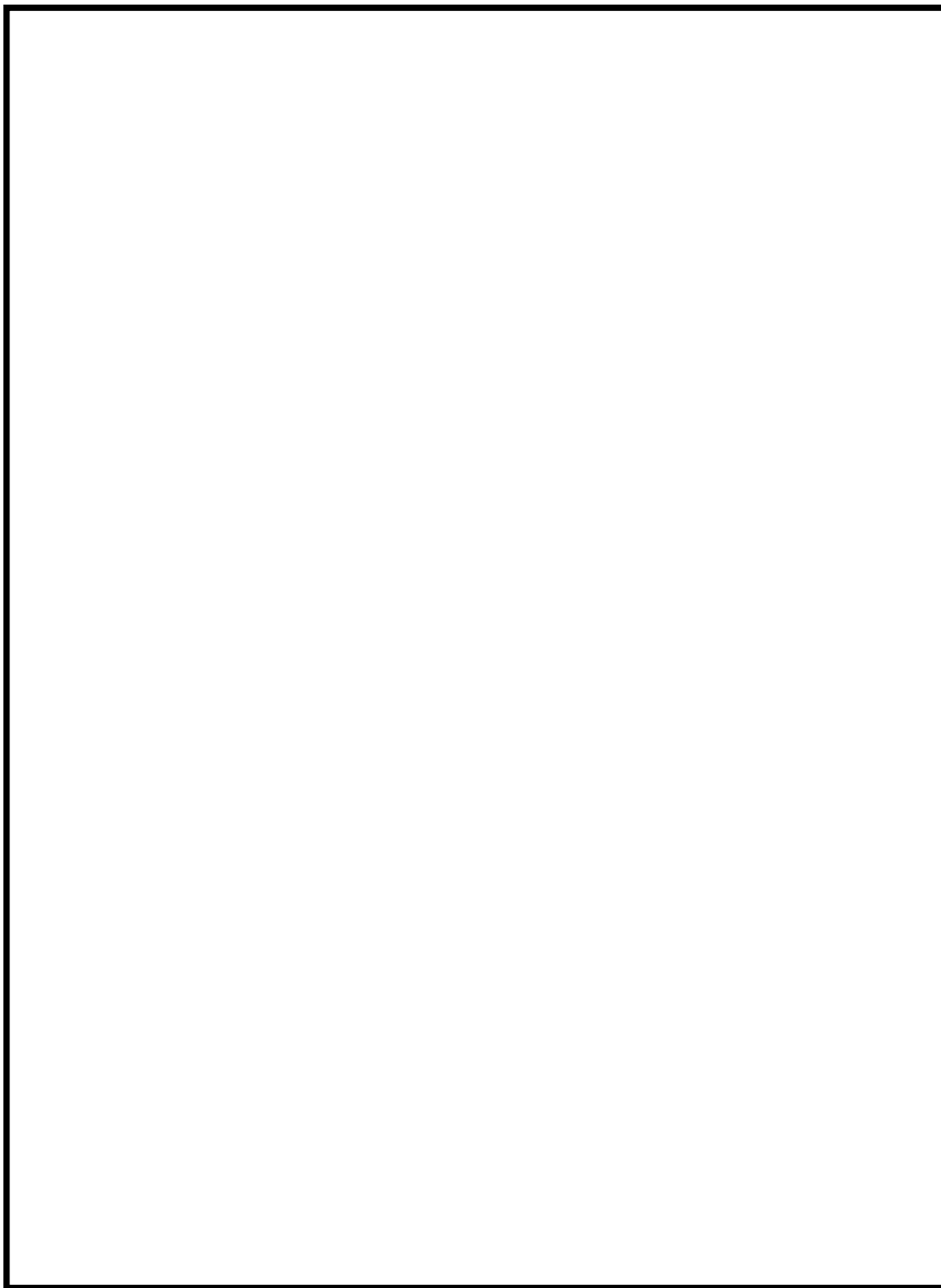


図3 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

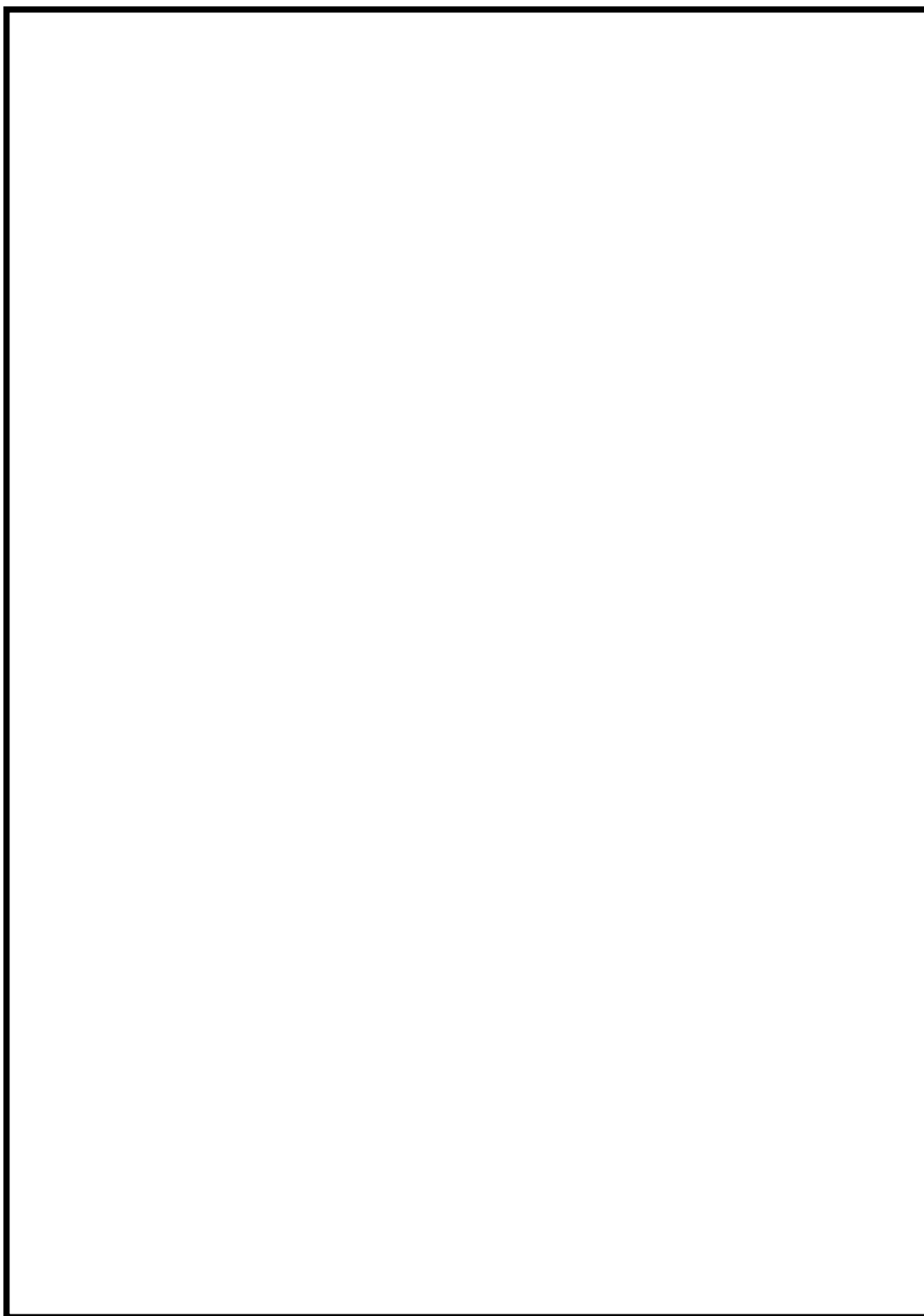


図 4 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

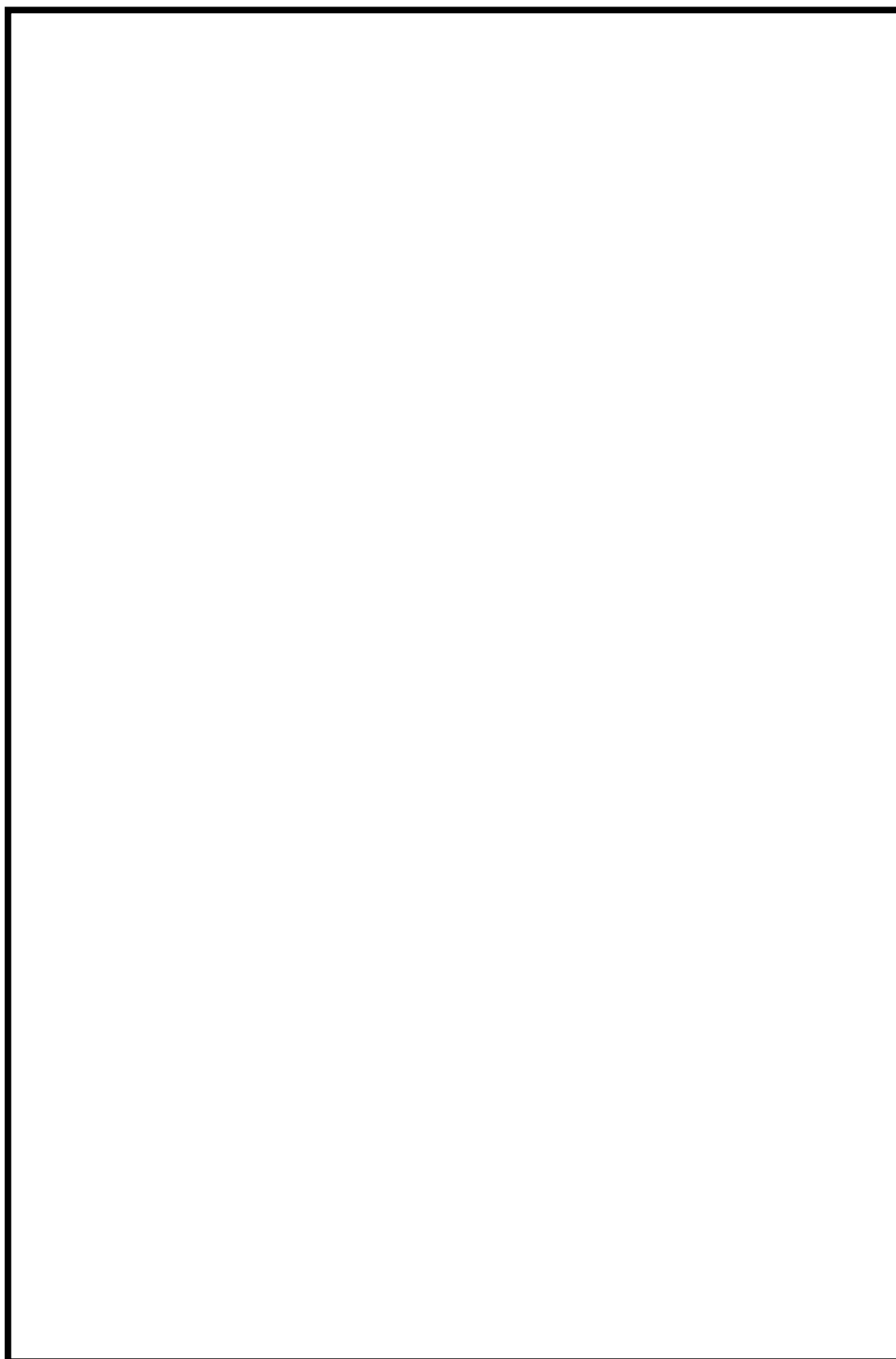


図 5 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

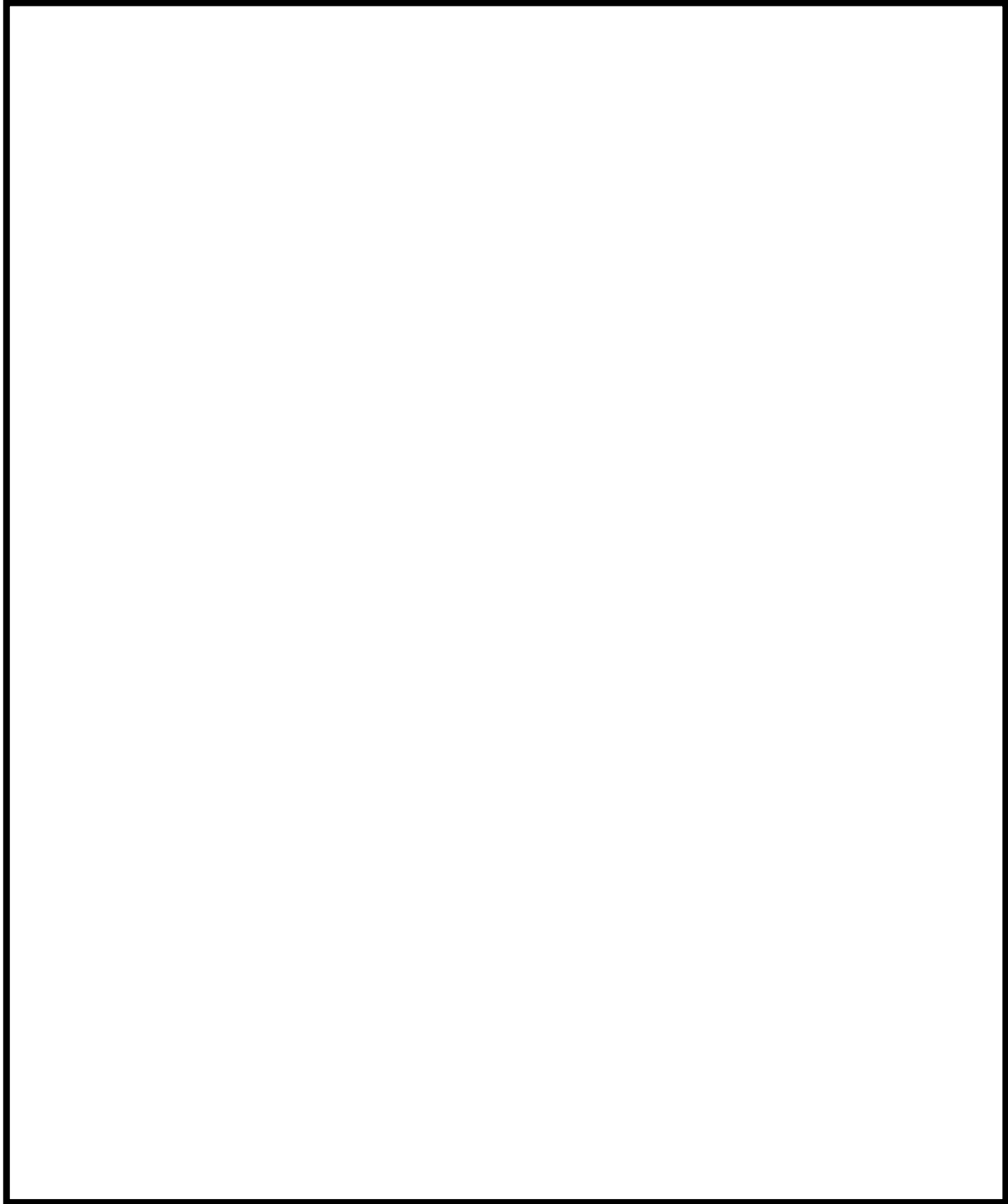


図6 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

47-8  
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

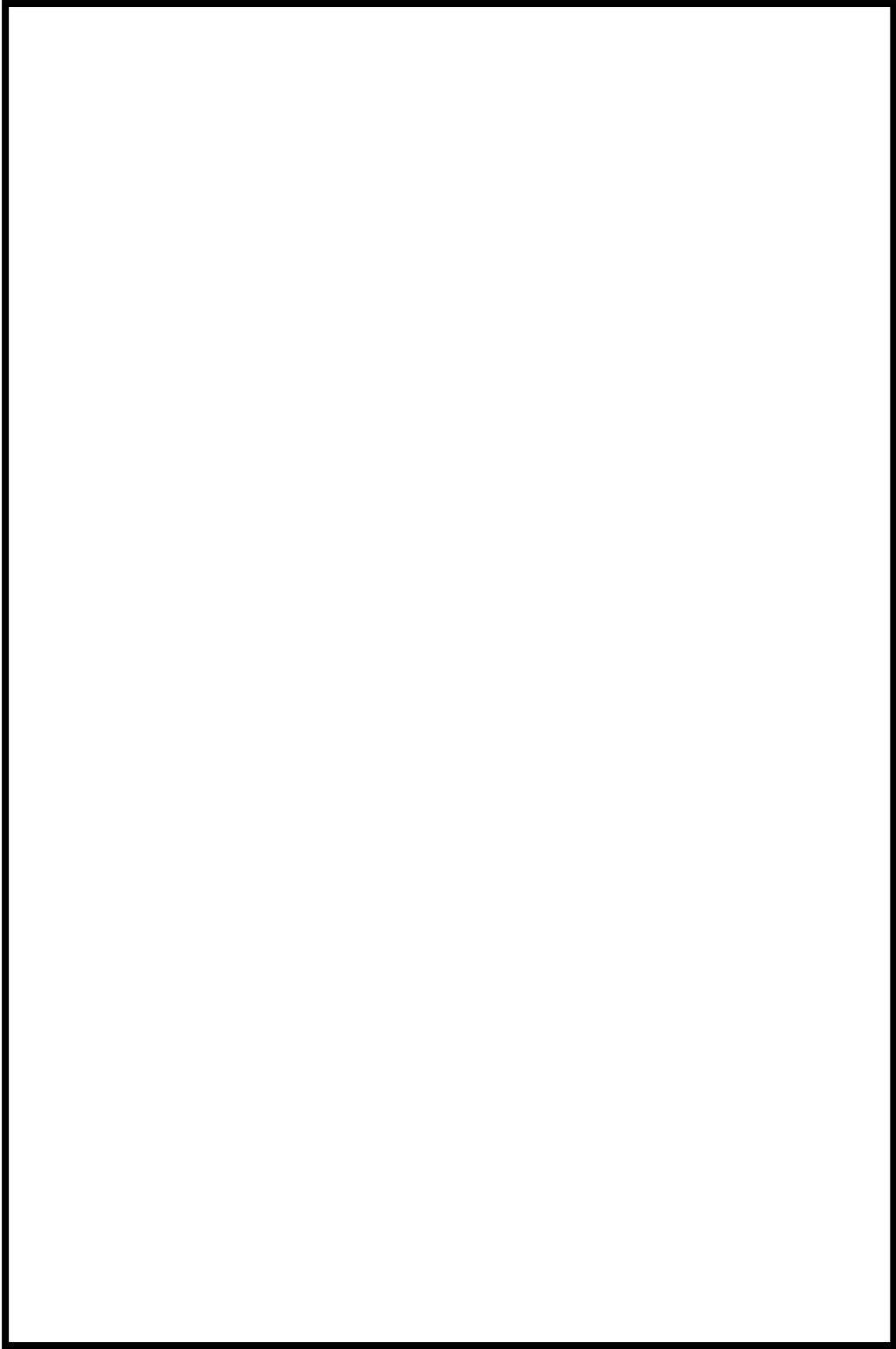


图 1 保管場所图(位置的分散)



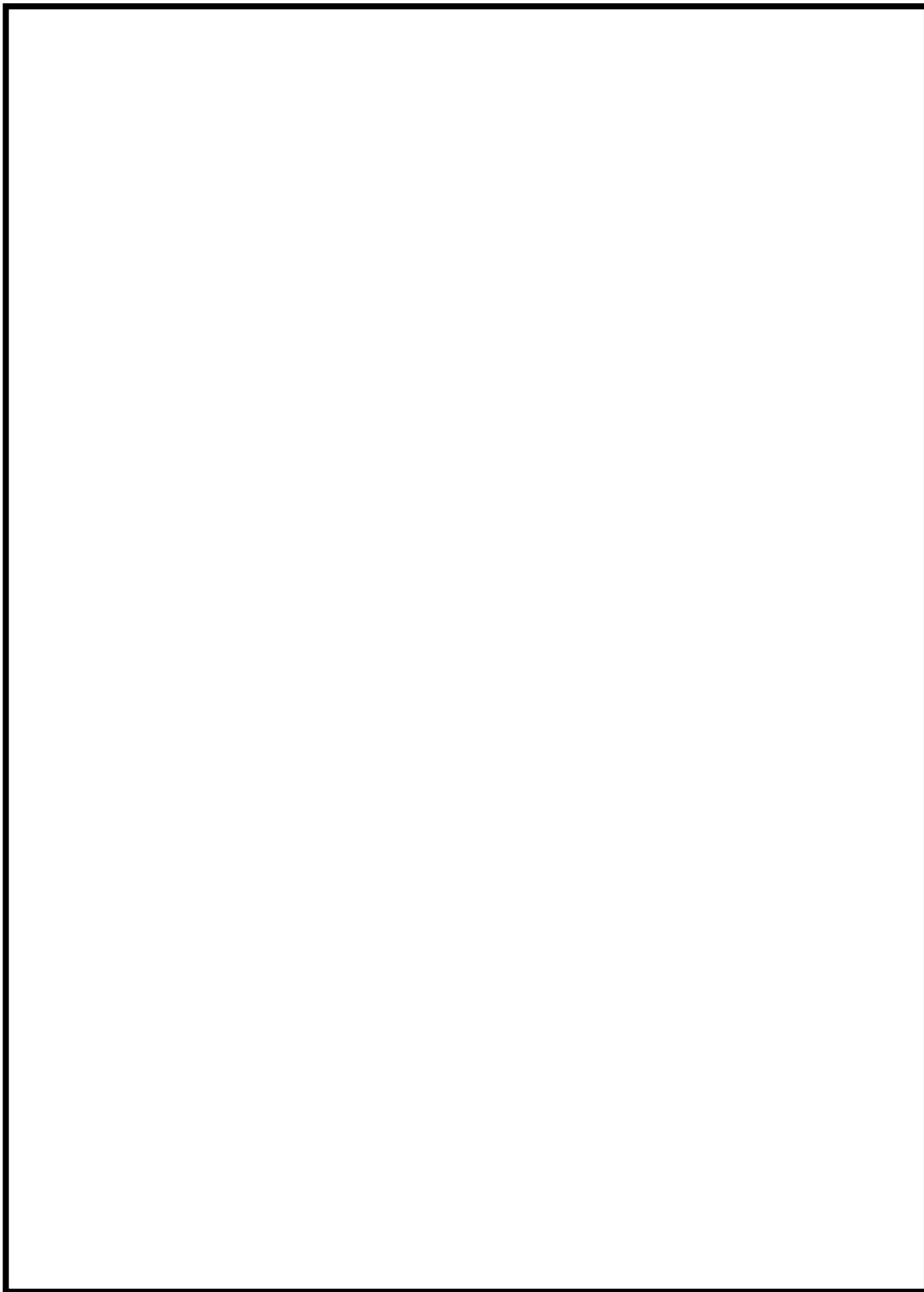


図 2 保管場所図 (機器配置)

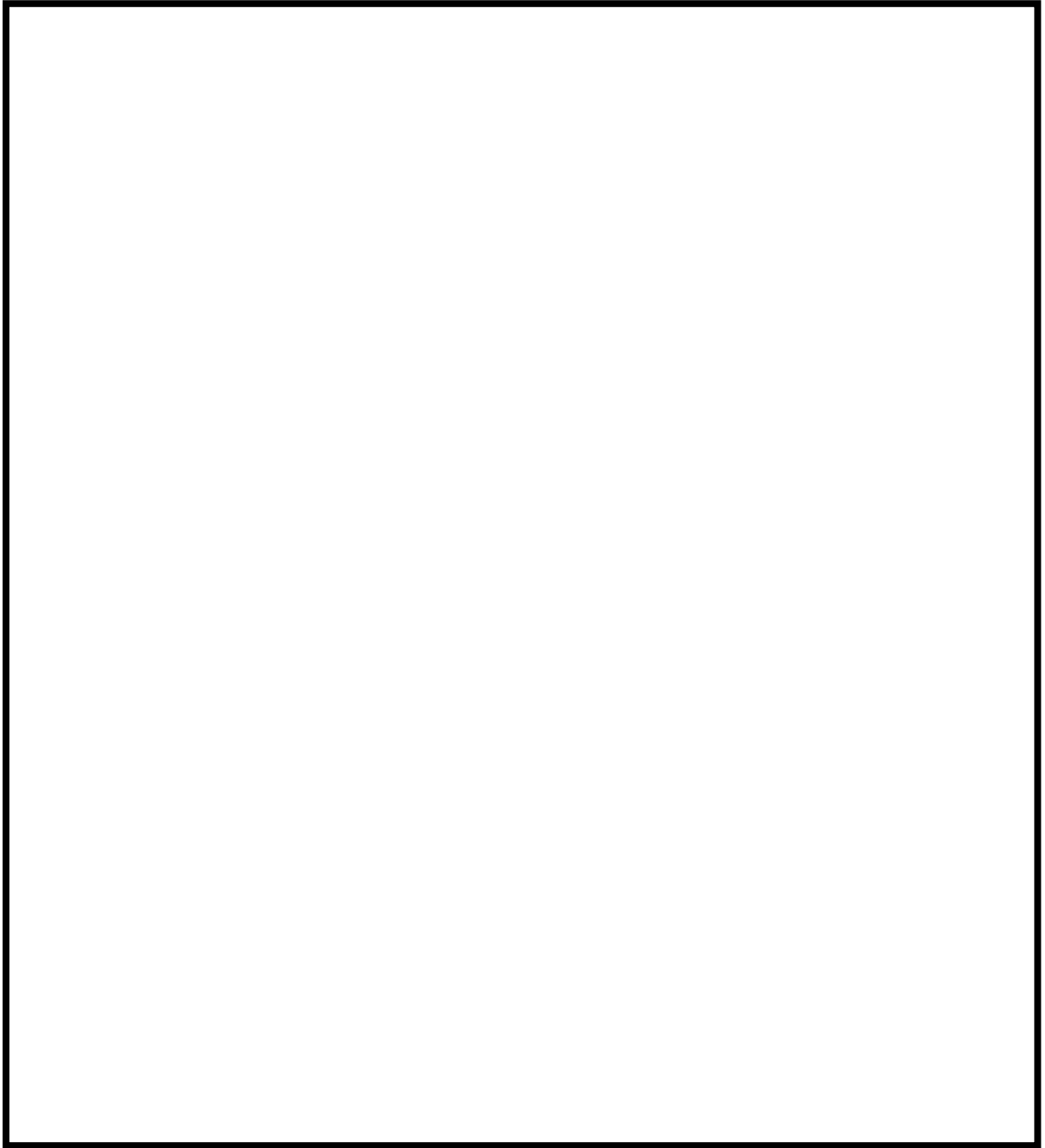


図 3 保管場所図（ホース保管場所 6号炉原子炉建屋地上1階）

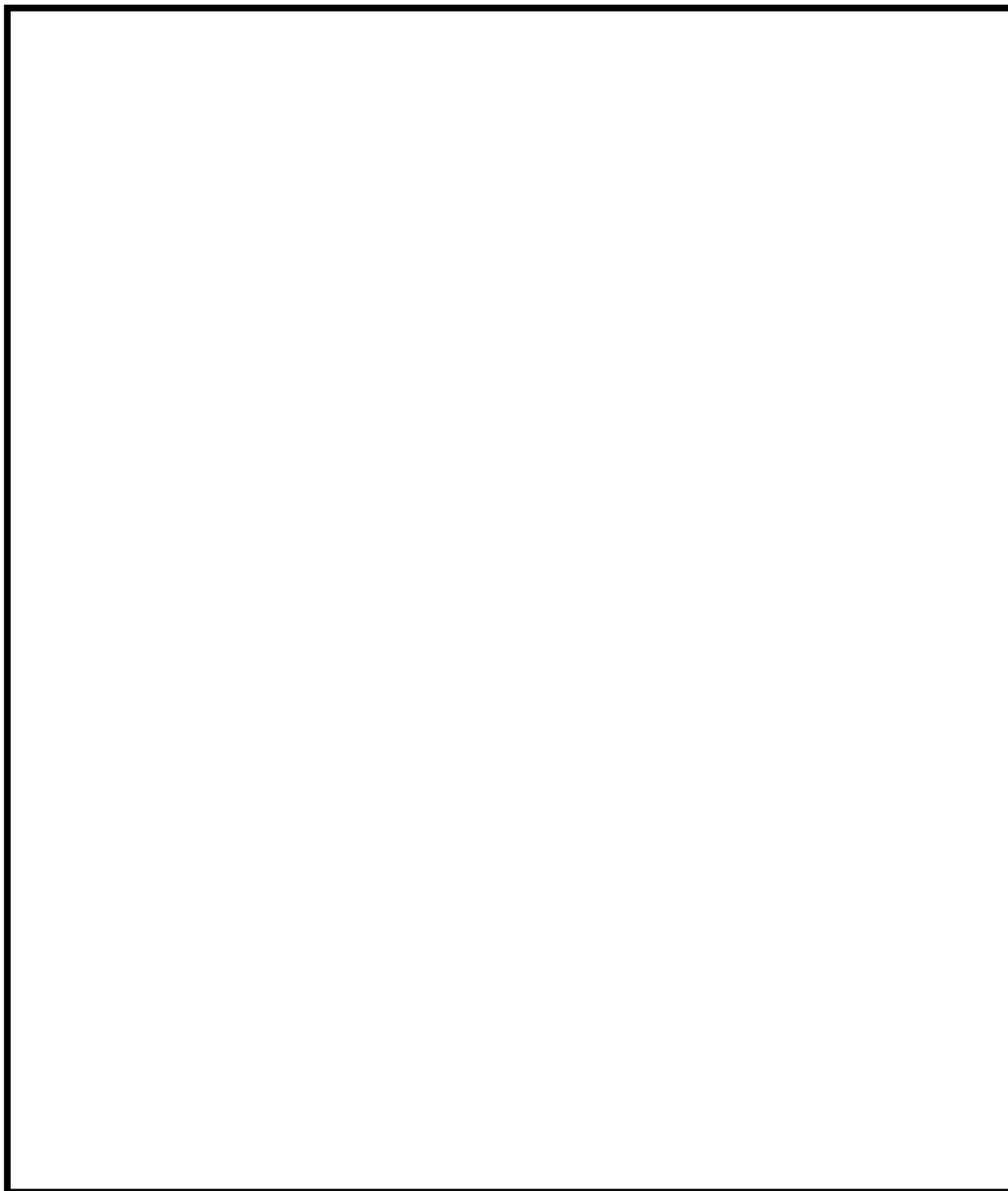


図 4 保管場所図（ホース保管場所 7号炉原子炉建屋地上1階）

47-9  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『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

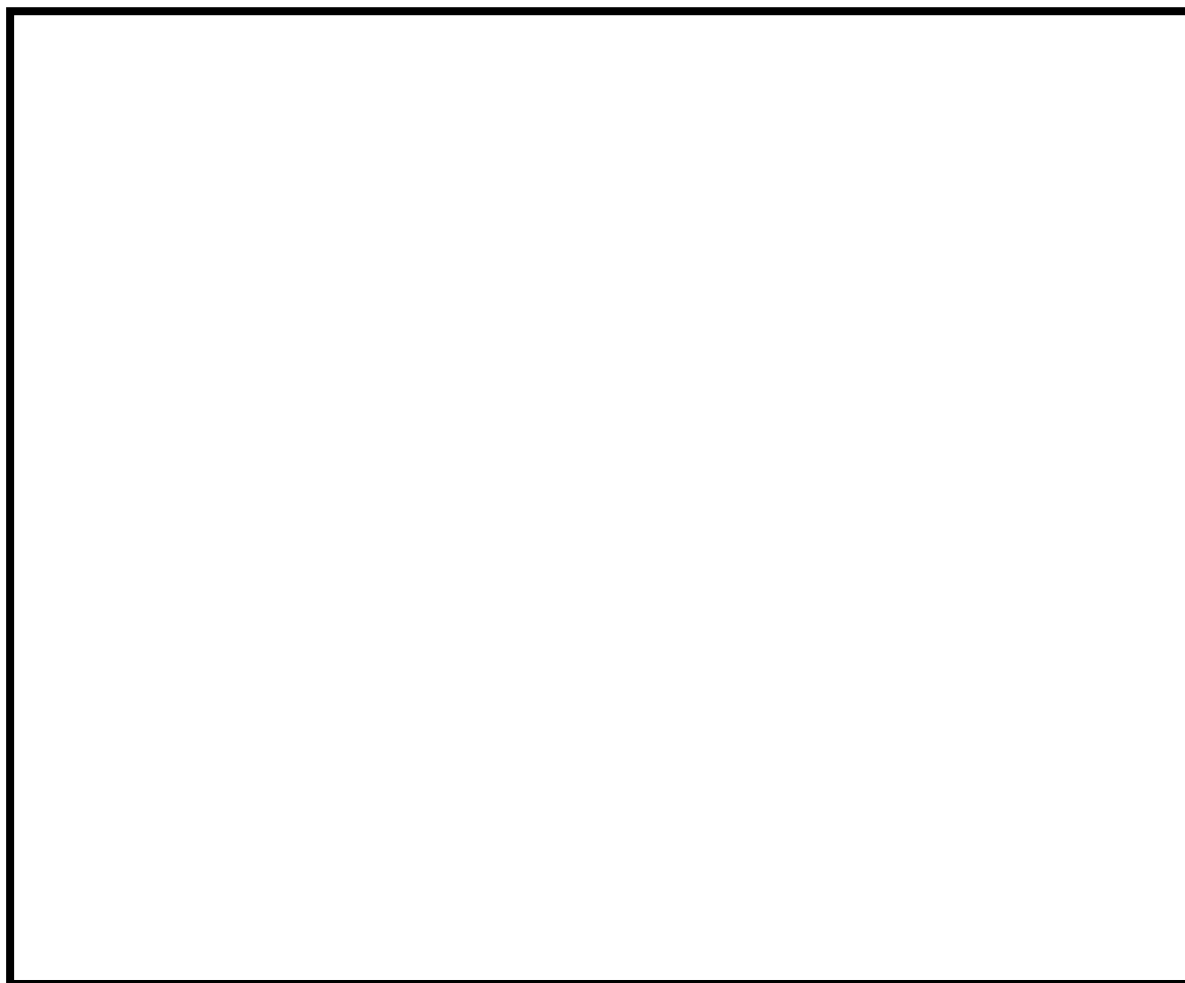


図 1 保管場所及びアクセスルート図



図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図

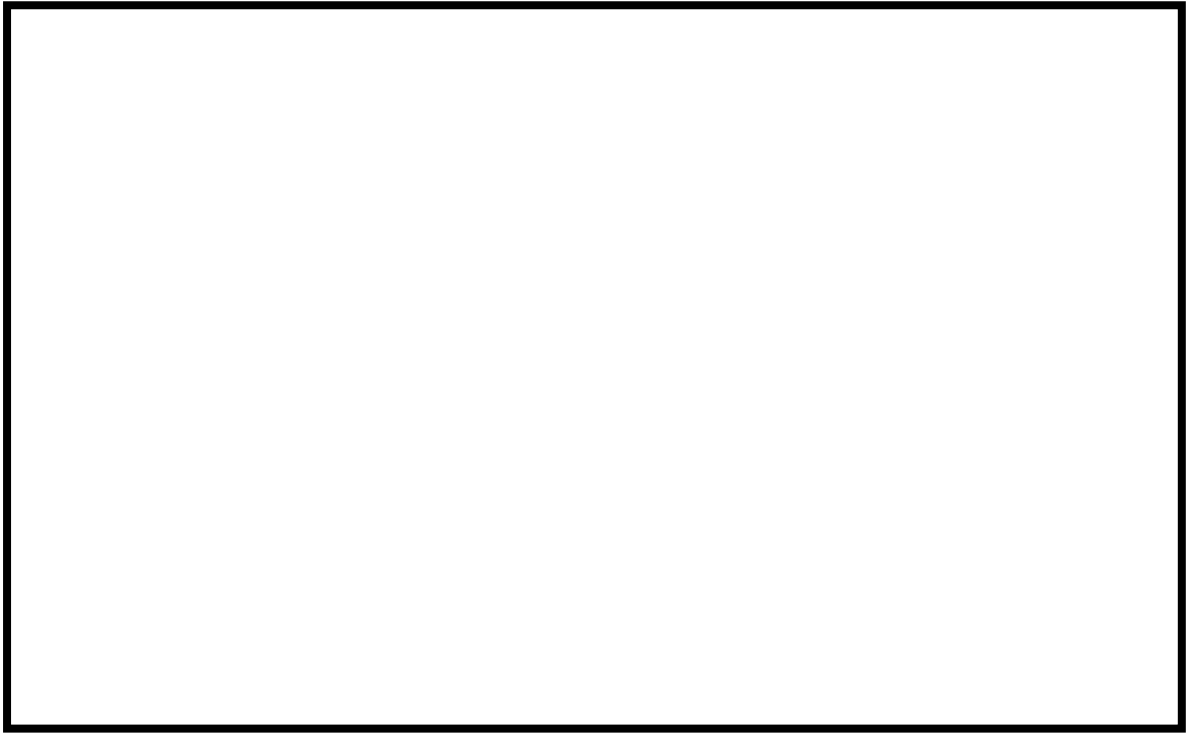


図3 森林火災発生時のアクセスルート図



図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図



47-10  
その他設備

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 他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管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（低圧注水モード）ポンプが機能喪失し、残留熱除去系(A)注入ライン又は残留熱除去系(B)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残留熱除去系(C)注入ライン等の他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

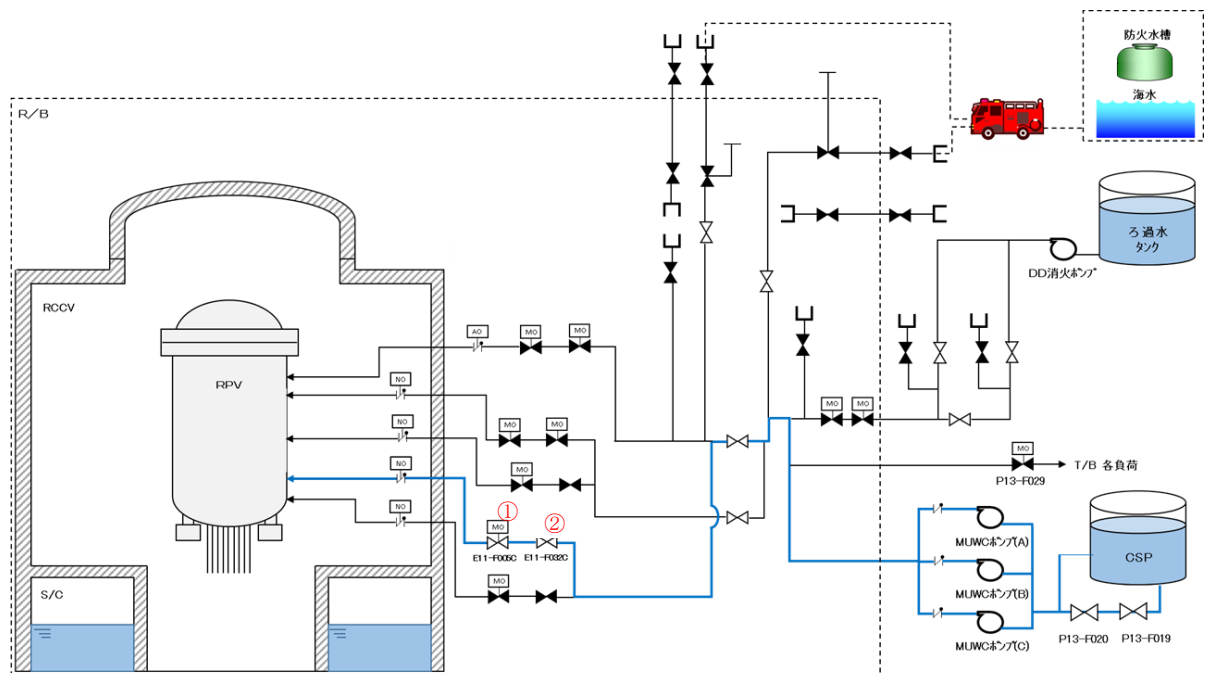


図1 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(C)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	残留熱除去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	残留熱除去系洗浄水弁 (C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

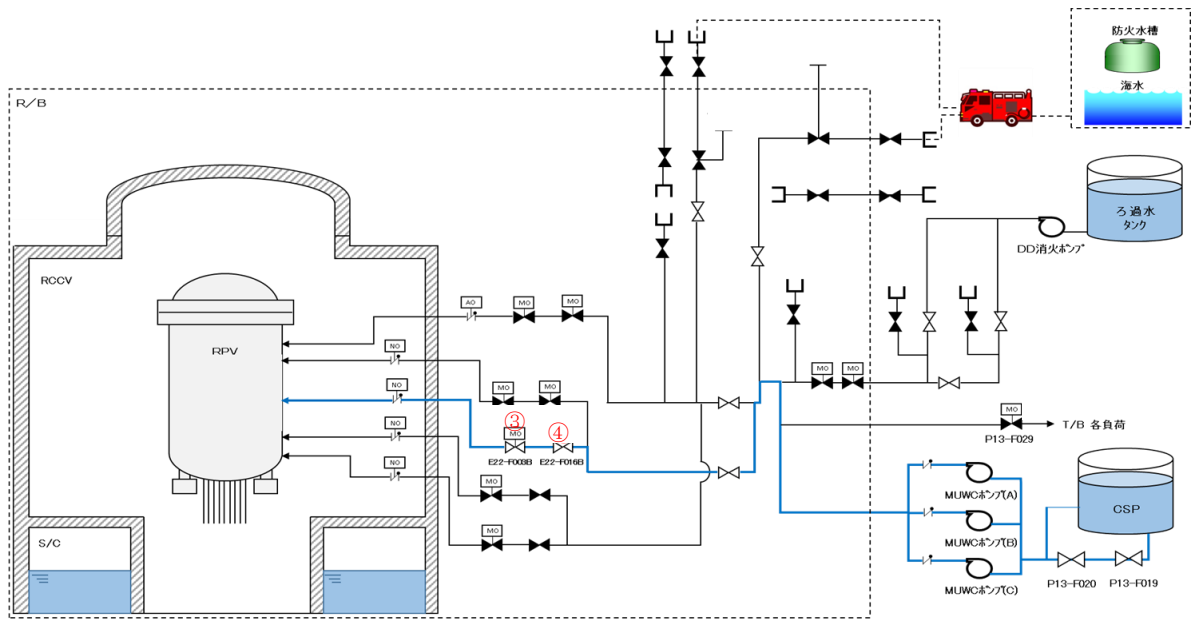


図2 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(B)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	高圧炉心注水去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	高圧炉心注水去系洗浄用補給水止め弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

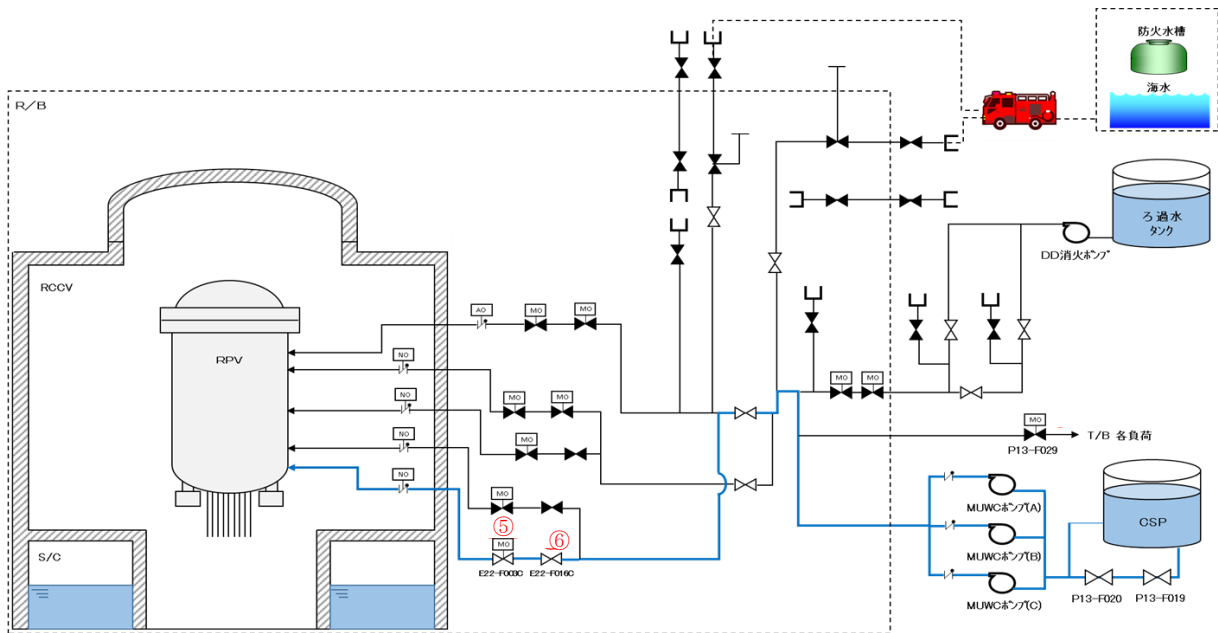


図3 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑤	高圧炉心注水去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	高圧炉心注水去系洗浄用補給水止め弁 (C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

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（低圧注水モード）ポンプ，復水移送ポンプ，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が機能喪失した場合，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原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については，ディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）に用いる水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

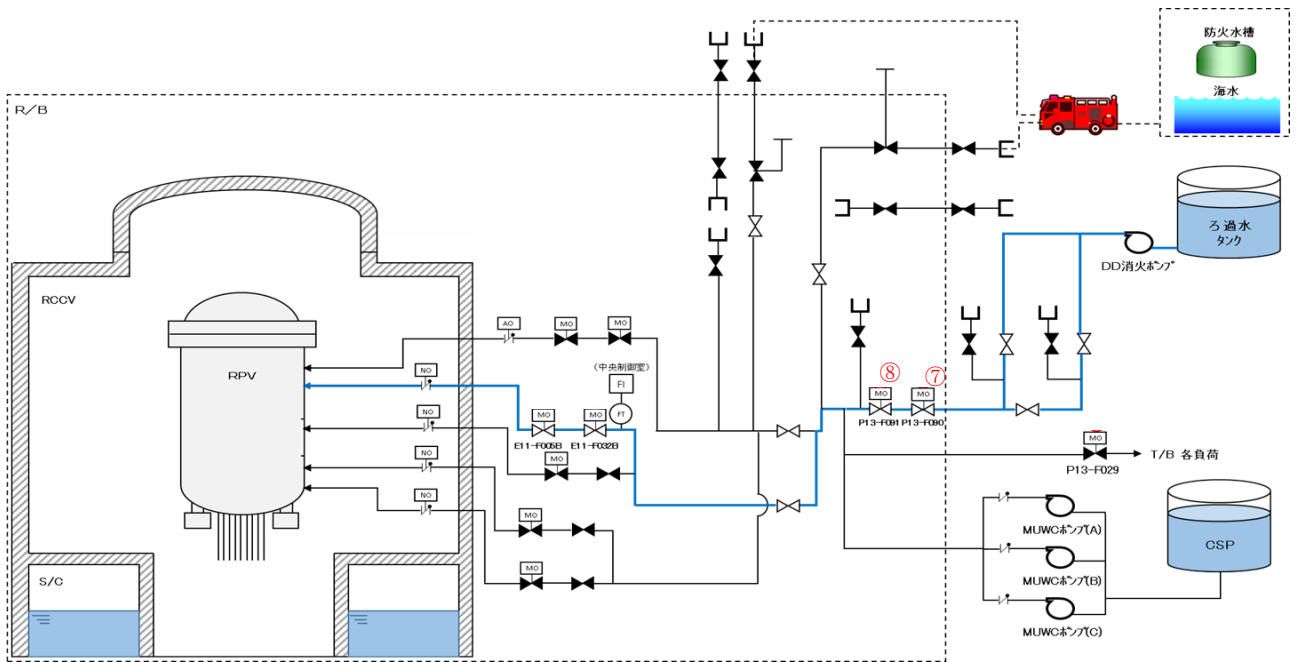


図4 消火系による原子炉圧力容器への注水  
(残留熱除去系(B)注入配管使用) 手順の概要図 (7号炉の例)

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑦	復水補給水系消火系第1連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	復水補給水系消火系第2連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

47-11

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系注入弁 (A)	残留熱除去系注入弁 (A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入隔離弁 (A)	E11-M0-F005A
残留熱除去系注入弁 (B)	残留熱除去系注入弁 (B)	E11-M0-F005B	残留熱除去系注入隔離弁 (B)	E11-M0-F005B
残留熱除去系洗浄弁 (A)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (A)	E11-M0-F032A
残留熱除去系洗浄弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (B)	E11-M0-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系 常/非常用連絡管 一次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系 常/非常用連絡管 二次止め弁	P13-F020
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F134	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F136
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁 2	P13-F141
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F130	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F132
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁 2	P13-F140
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F137
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F133
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	P13-F053	復水補給水系 FQT-21 バイパス弁	P13-F062

## 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

### 目次

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 (欠番)
- 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 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他設備
- 48-12 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について
- 48-13 機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について



48-1

SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	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	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	常時海水を通水又は海で使用	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)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-8 接続図, 48-9 保管場所図		
			第 2 号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	B b, B c, B d, B g
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
	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)	高速回転機器	B b		
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
	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設備	A	
		第 2 号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続	C	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
		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)	—	
		第 5 号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		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	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図		
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図			
		関連資料	48-6 試験及び検査			
		関連資料	48-5 系統図			
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査			
		関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図			
関連資料	48-9 保管場所図					
関連資料	48-10 アクセスルート図					

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化区分	
第43条	第1項	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	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	常時海水を通水又は海で使用	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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図	
			第2号	操作性	中央制御室操作, 工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業
	関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 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, 熱交換器	A, B, D	
		関連資料	48-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a	
		関連資料	48-5 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)	高速回転機器	B b
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
	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設備	A
			関連資料	48-7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	48-8 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
			関連資料	48-8 接続図	
		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			48-8 接続図		
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	48-9 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	48-10 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	48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化 区分		
第43条	第1項	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作		A, B f	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁		B	
		関連資料	48-6 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	48-5 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	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	48-7 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	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		48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	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	その他の建屋内設備	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)	—	
			電磁的障害	(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	当該系統の使用にあ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	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	—	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	—
	関連資料		—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却海水ポンプ (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	その他の建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	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)	—
			電磁的障害		(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	A, B
			関連資料		—	
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあ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		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		—	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	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－対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象外(サポート系なし)	—
	関連資料			—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (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	その他の建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	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)	—
			電磁的障害		(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)		弁、熱交換器	B, D	
		関連資料		—		
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあ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		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		—	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	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－対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象外(サポート系なし)	—
	関連資料			—		

48-2  
単線結線図



【代替原子炉補機冷却系】

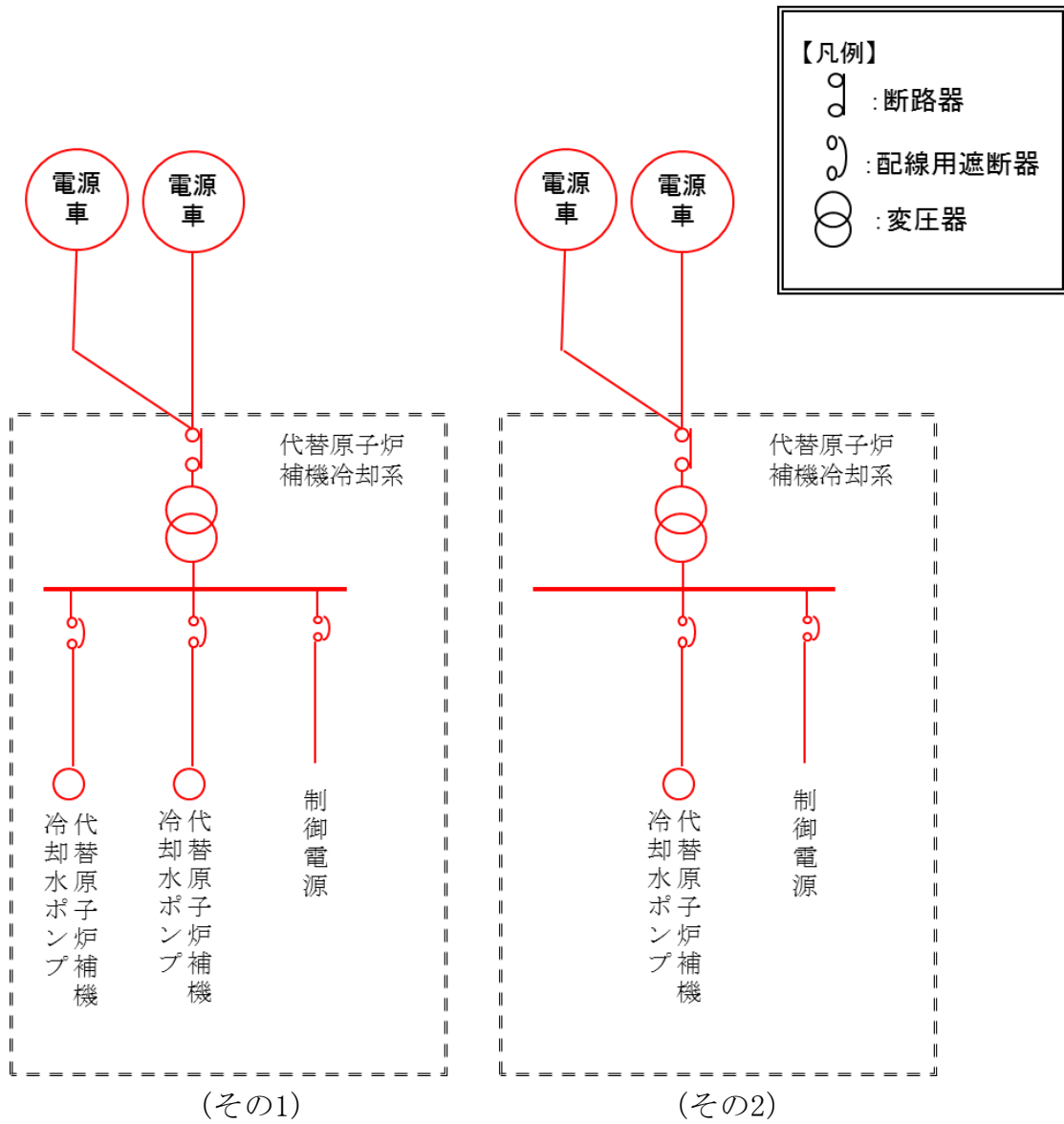


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

【耐圧強化ベント系】

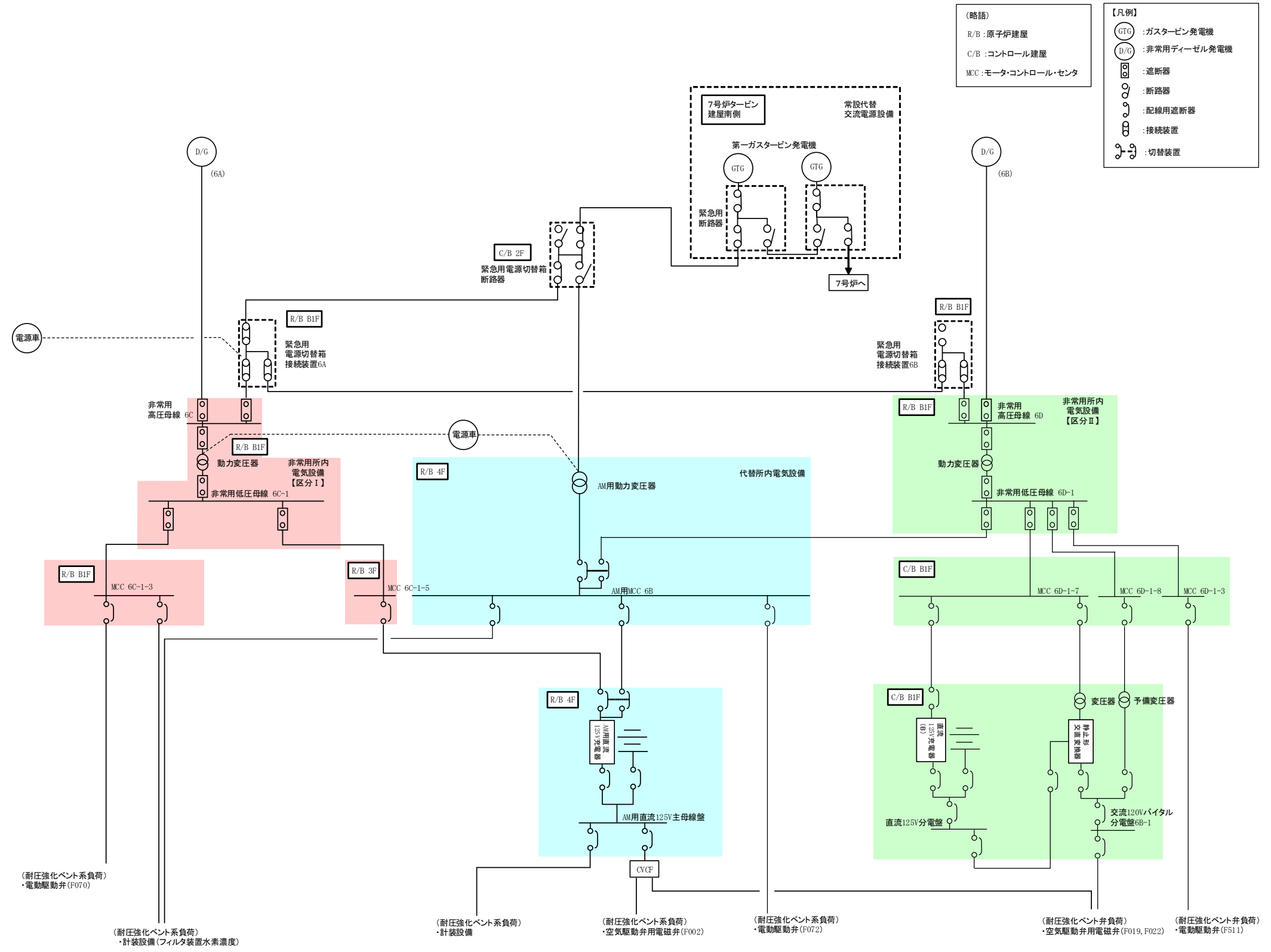


図 48-2-2 耐圧強化ベント系 単線結線図 (6号炉)

48-2-2

(耐圧強化ベント系負荷)  
・電動駆動弁(F070)

(耐圧強化ベント系負荷)  
・計装設備(フィルタ装置水素濃度)

(耐圧強化ベント系負荷)  
・計装設備

(耐圧強化ベント系負荷)  
・空気駆動弁用電磁弁(F002)

(耐圧強化ベント系負荷)  
・電動駆動弁(F072)

(耐圧強化ベント系負荷)  
・空気駆動弁用電磁弁(F019, F022)

(耐圧強化ベント系負荷)  
・電動駆動弁(F511)

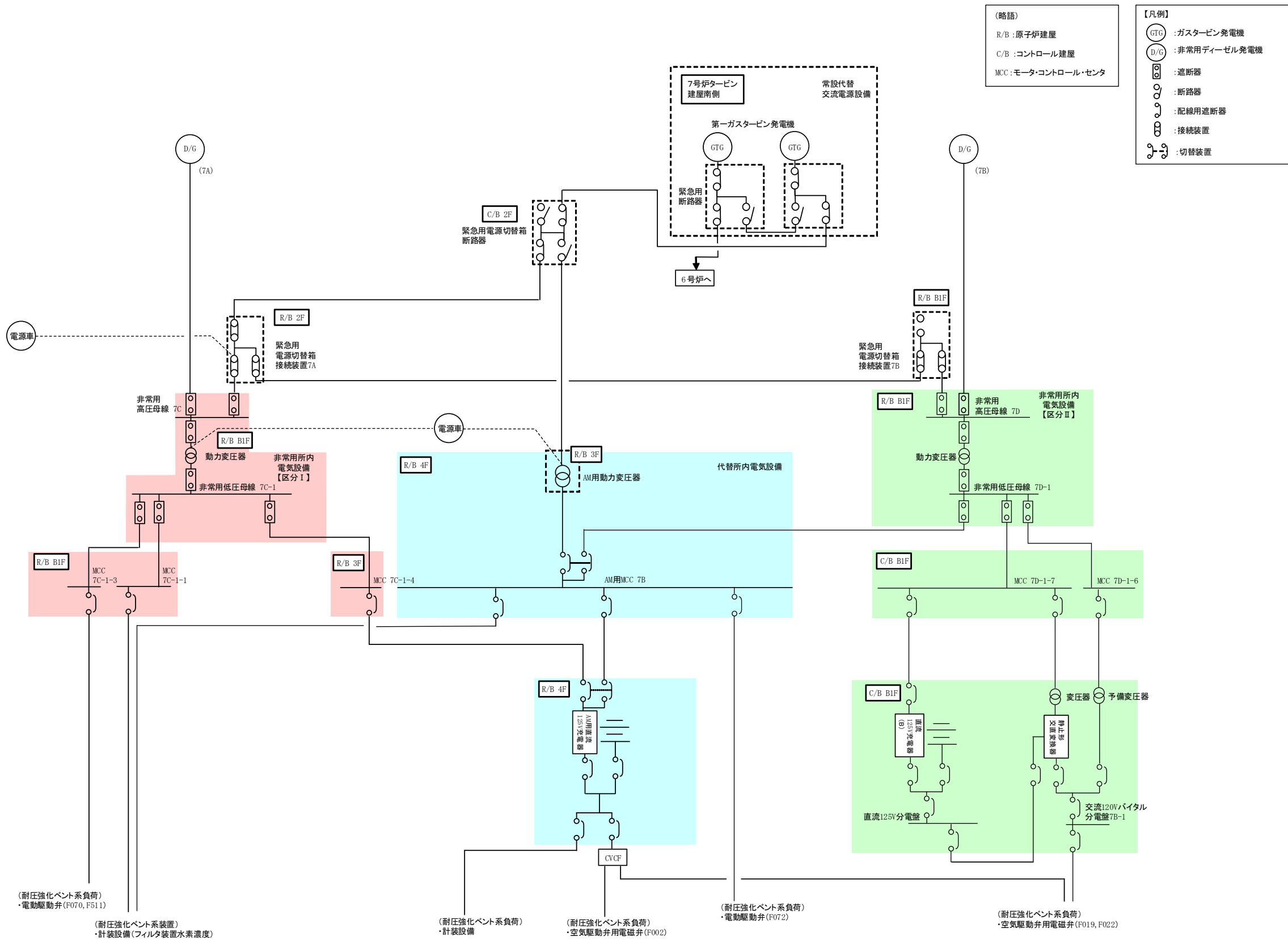


図 48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

48-4  
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】

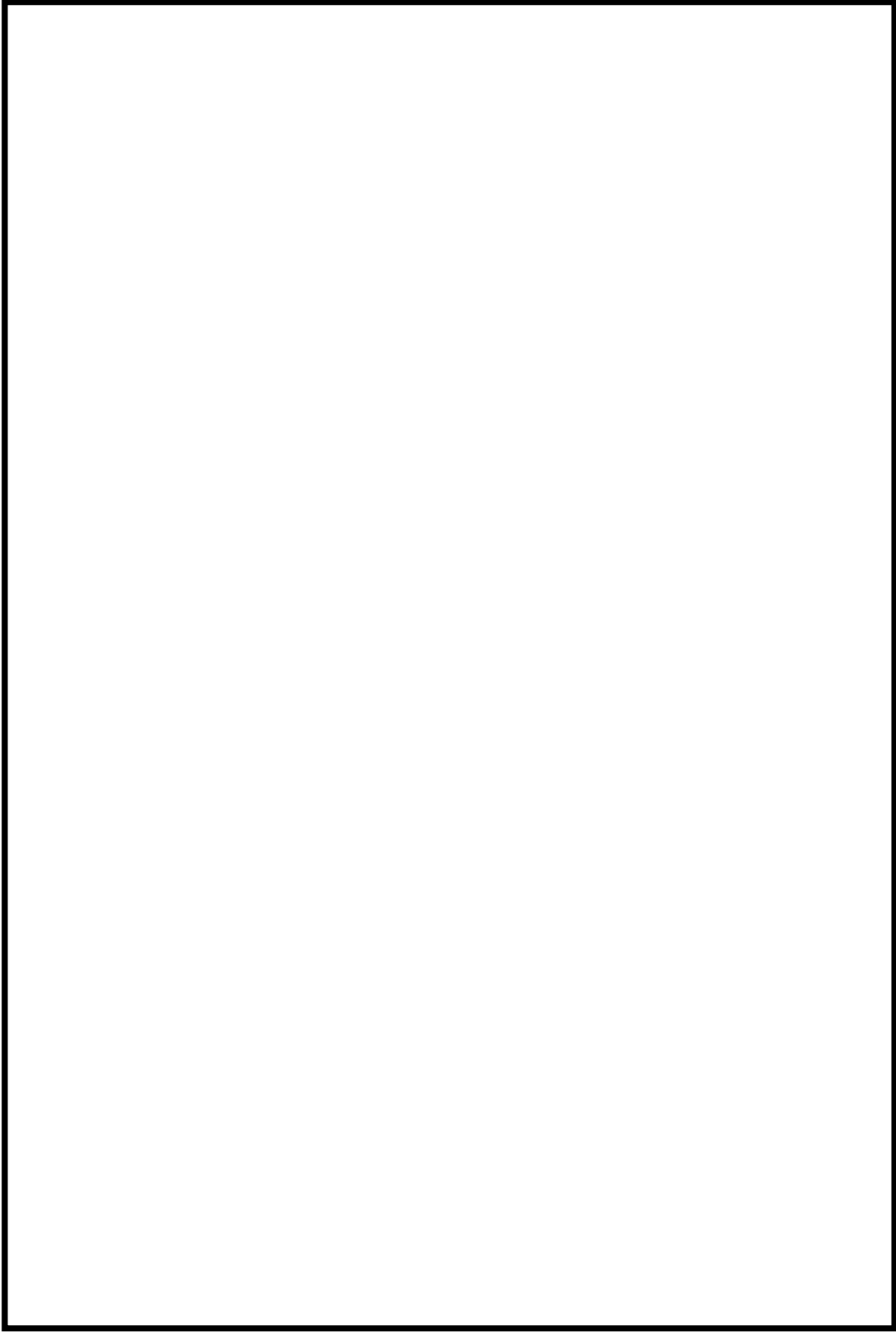


図 48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

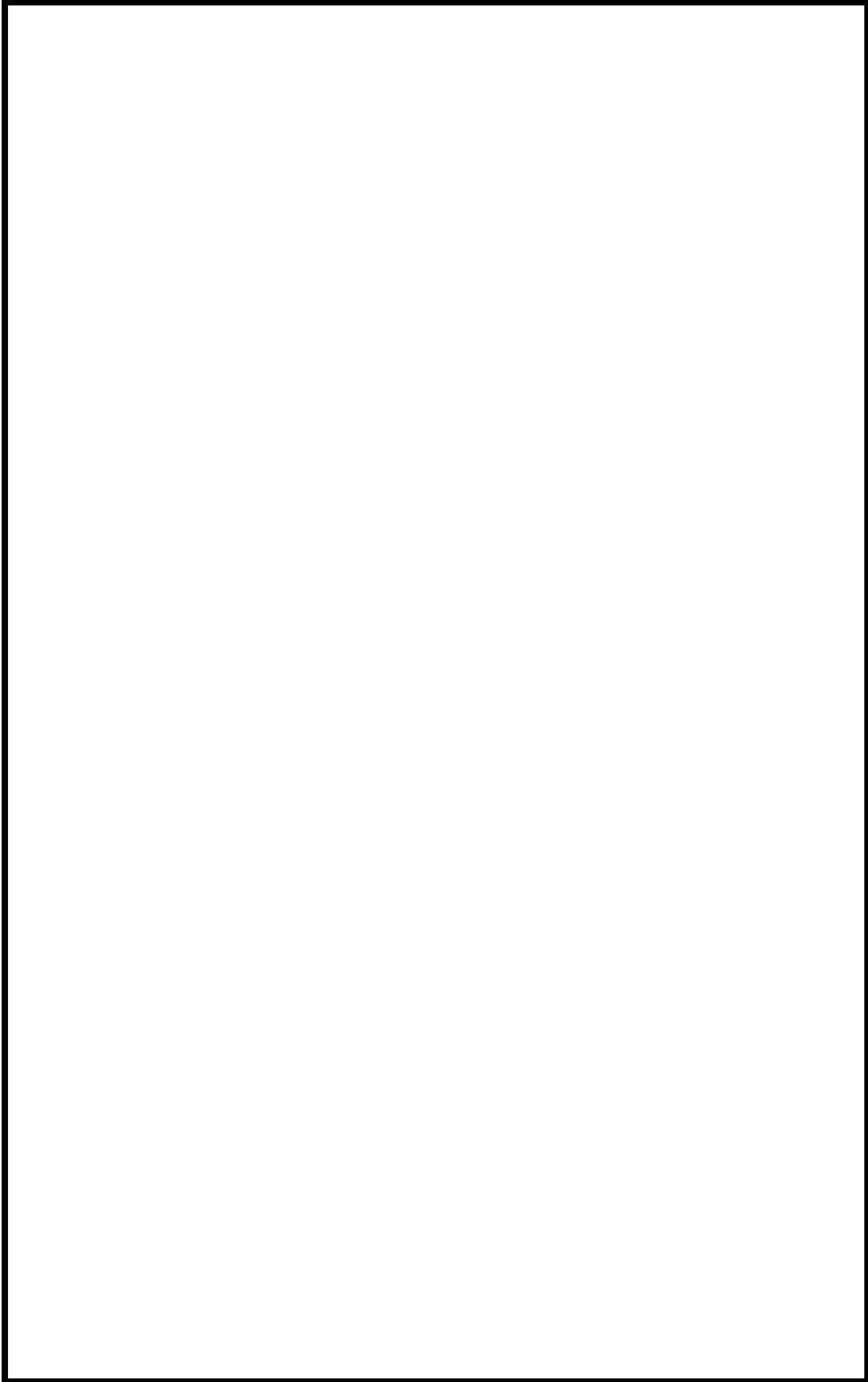


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

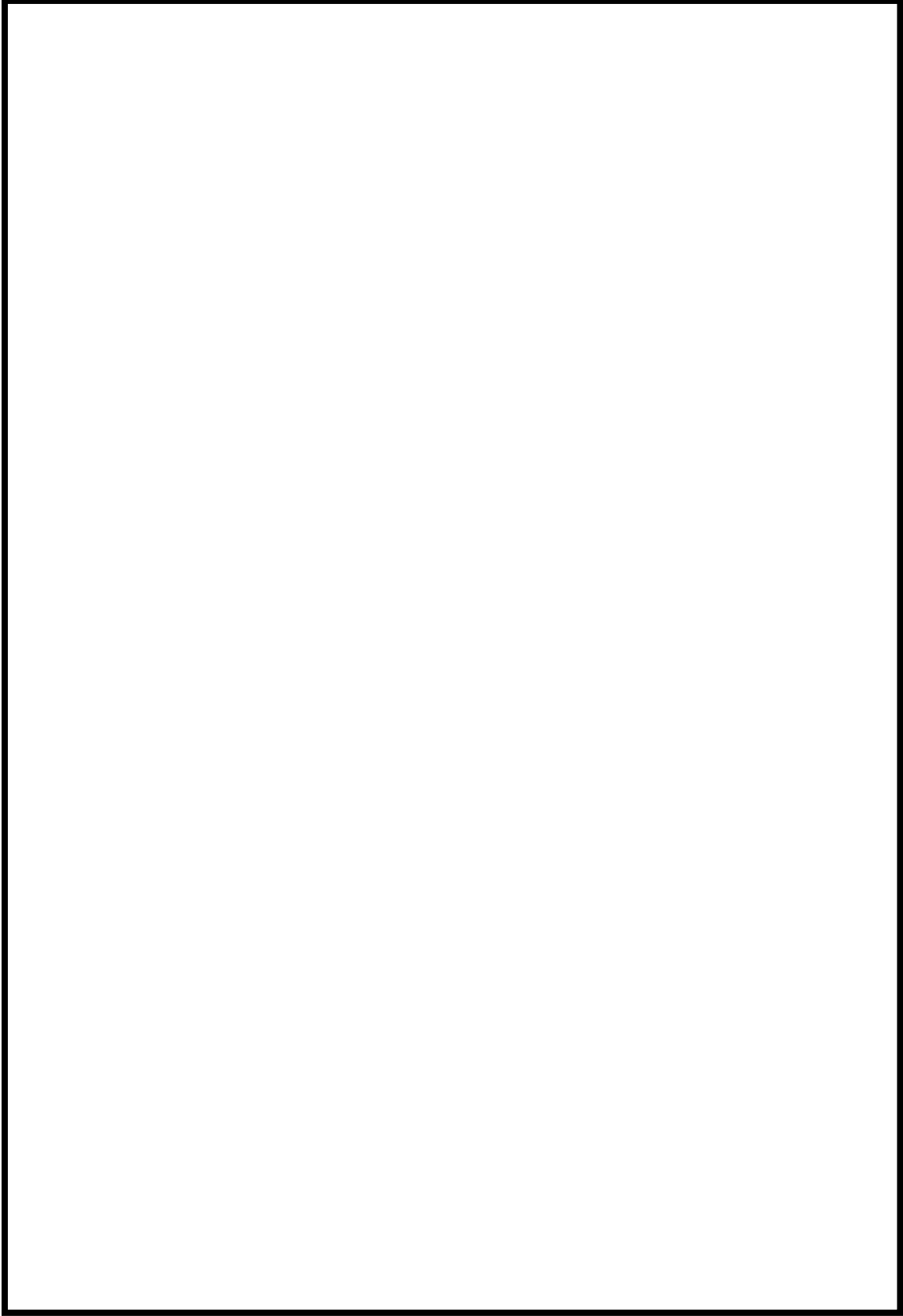


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

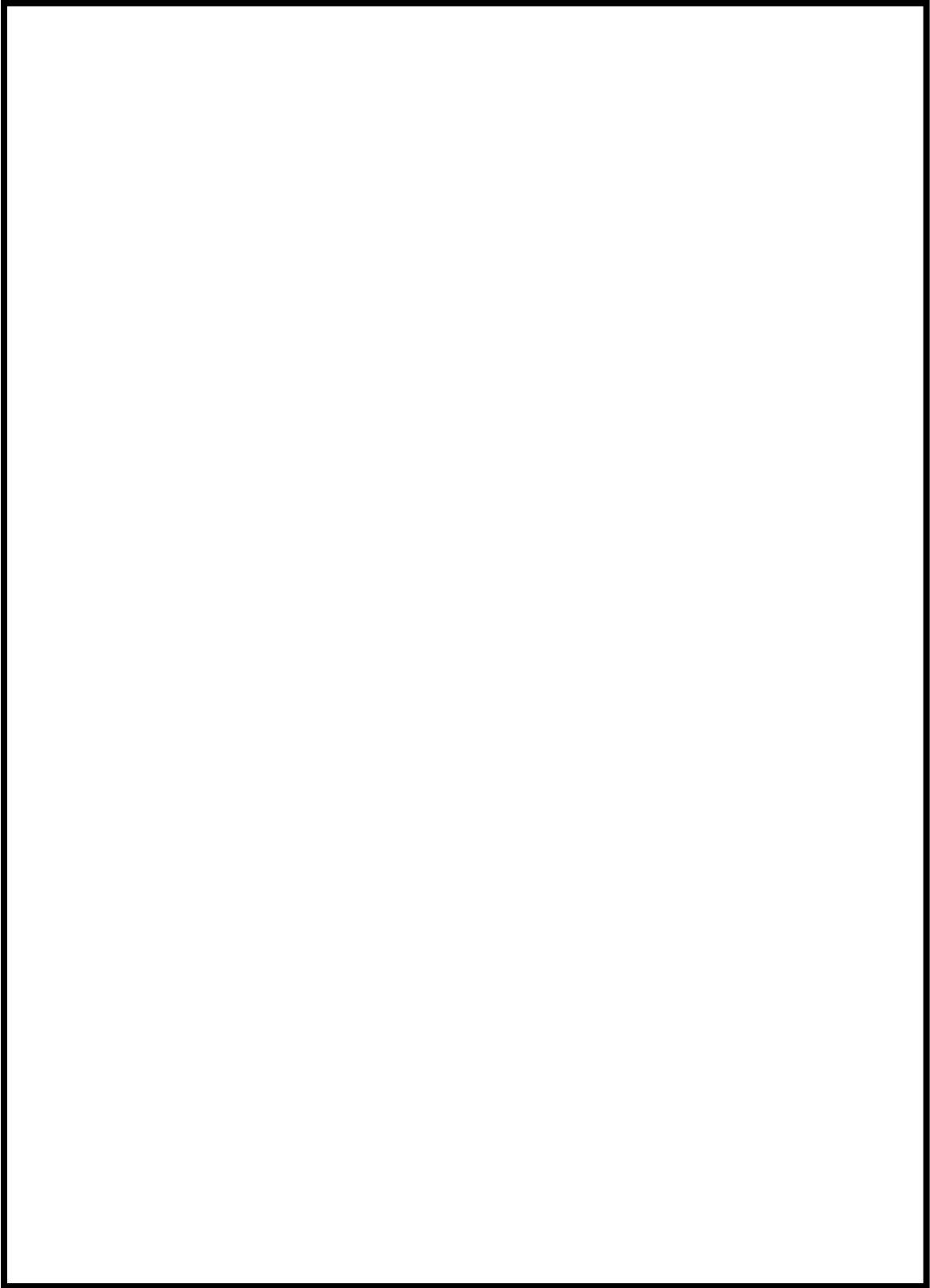


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階



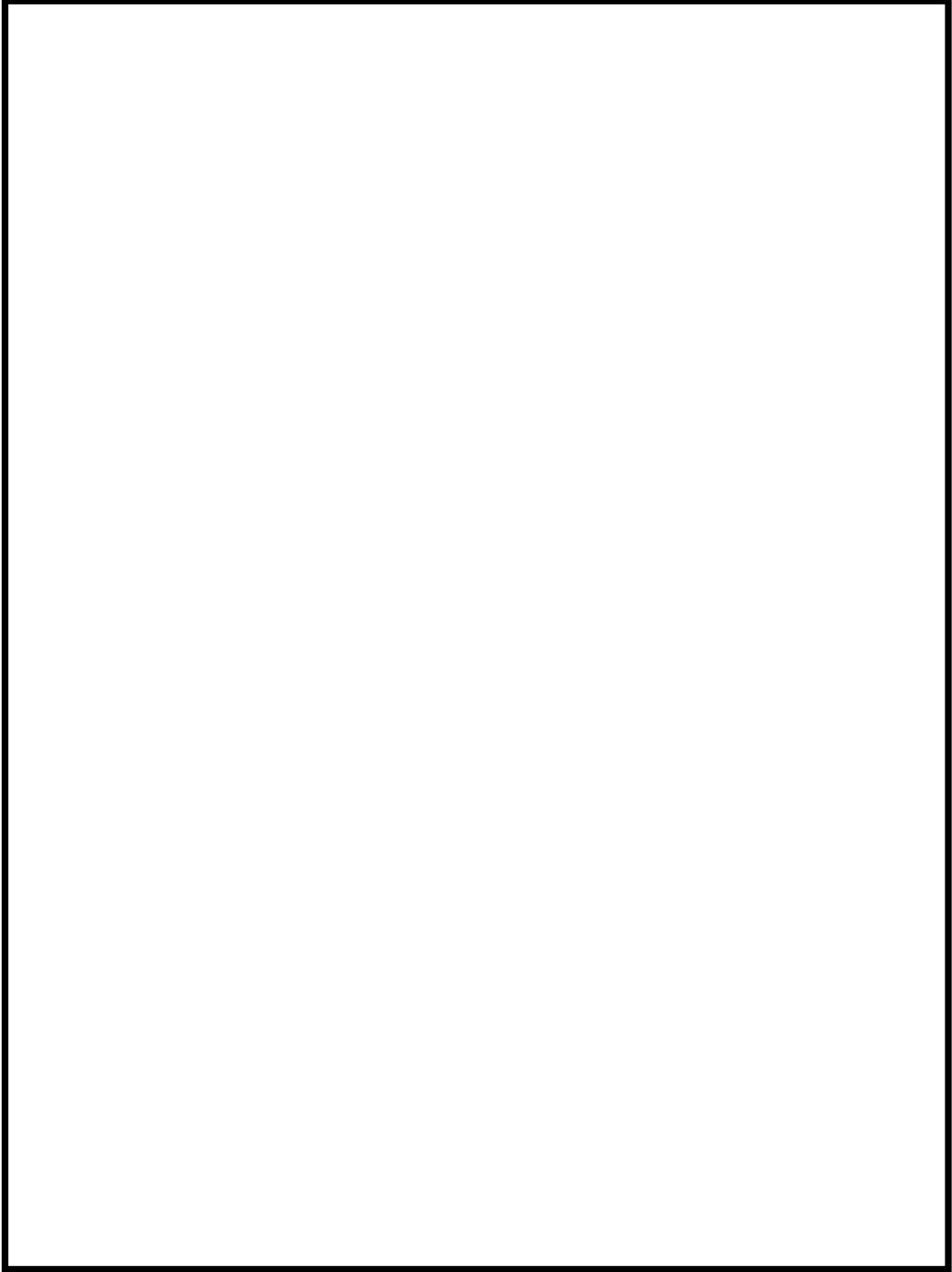


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

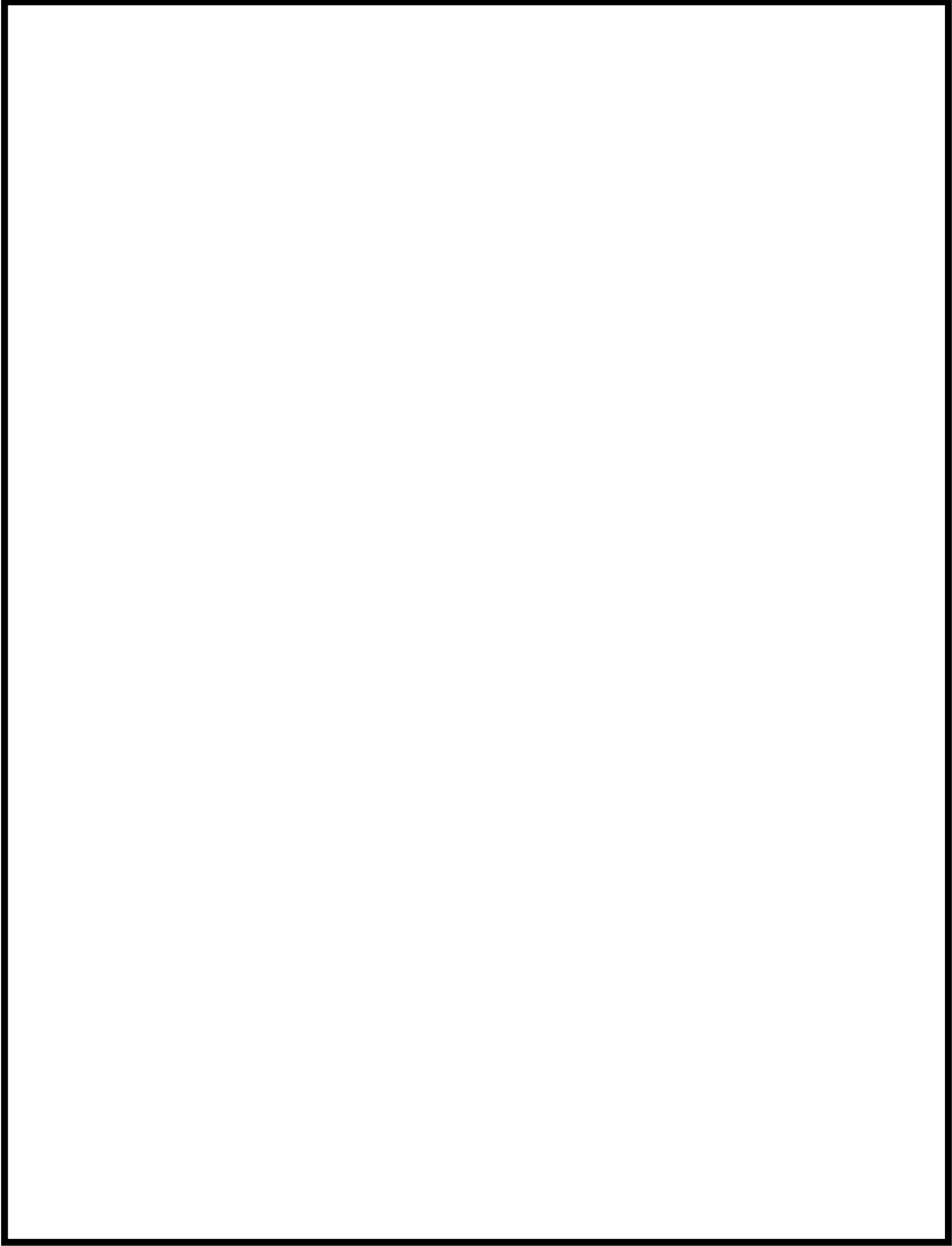


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

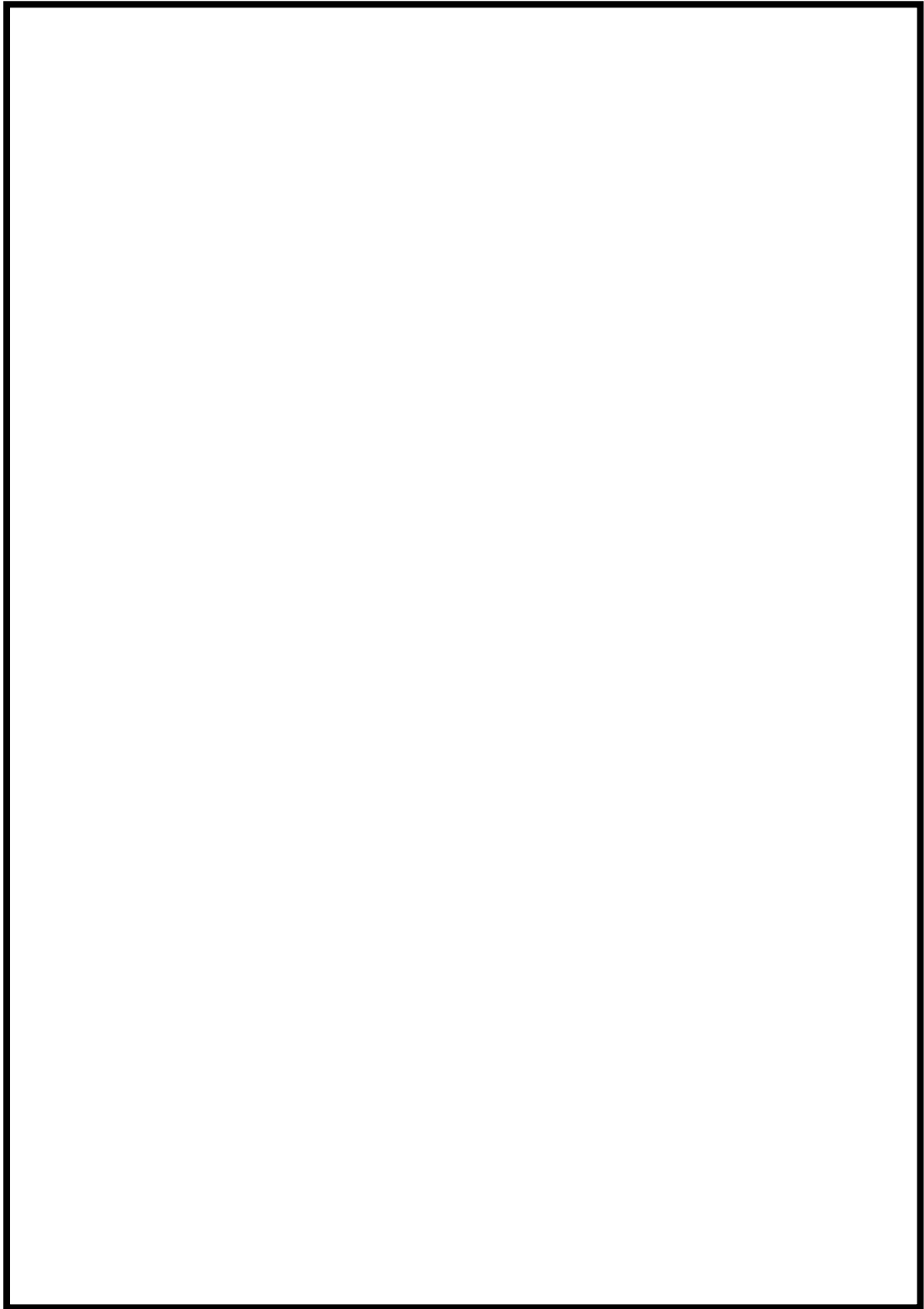


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

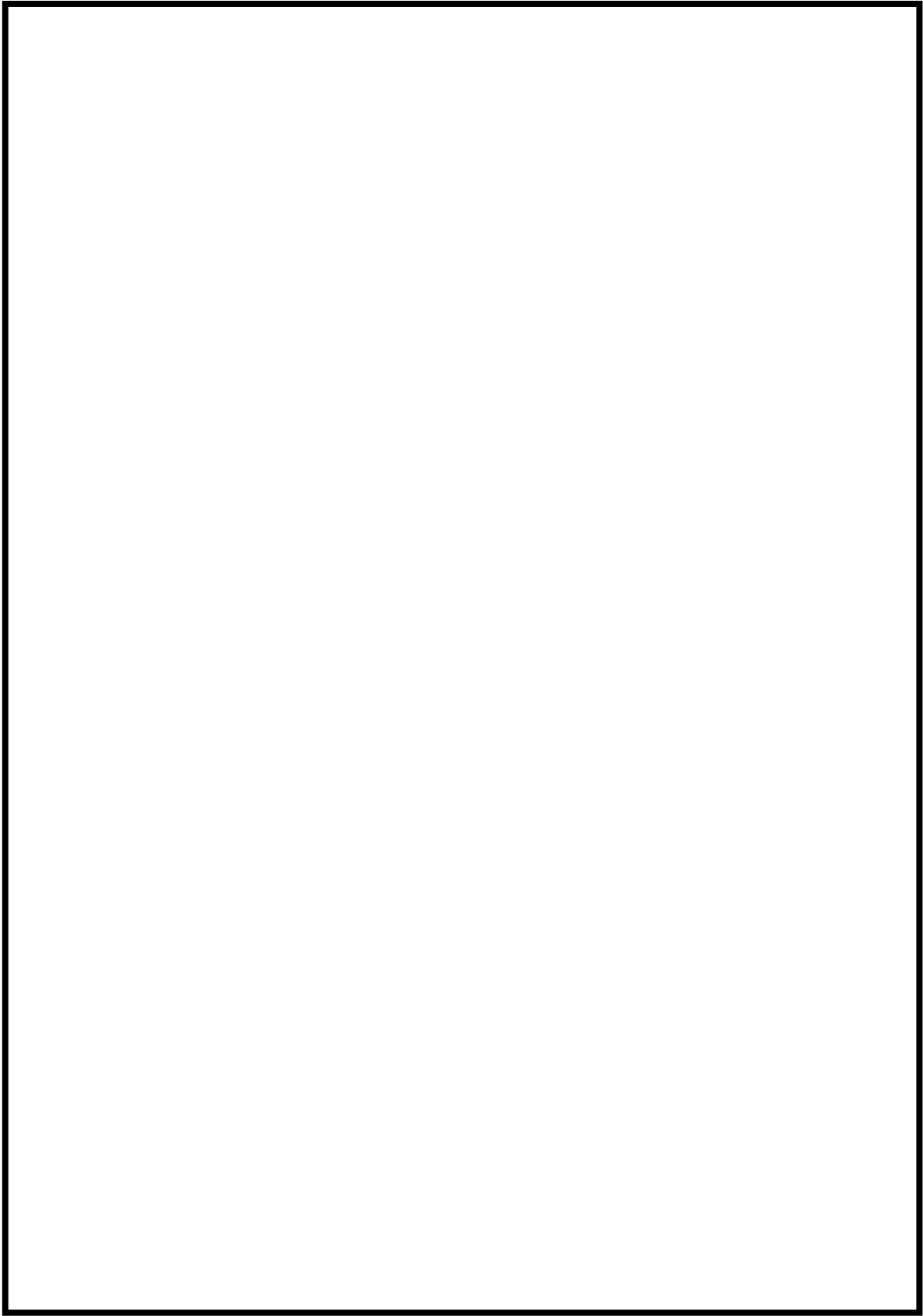


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

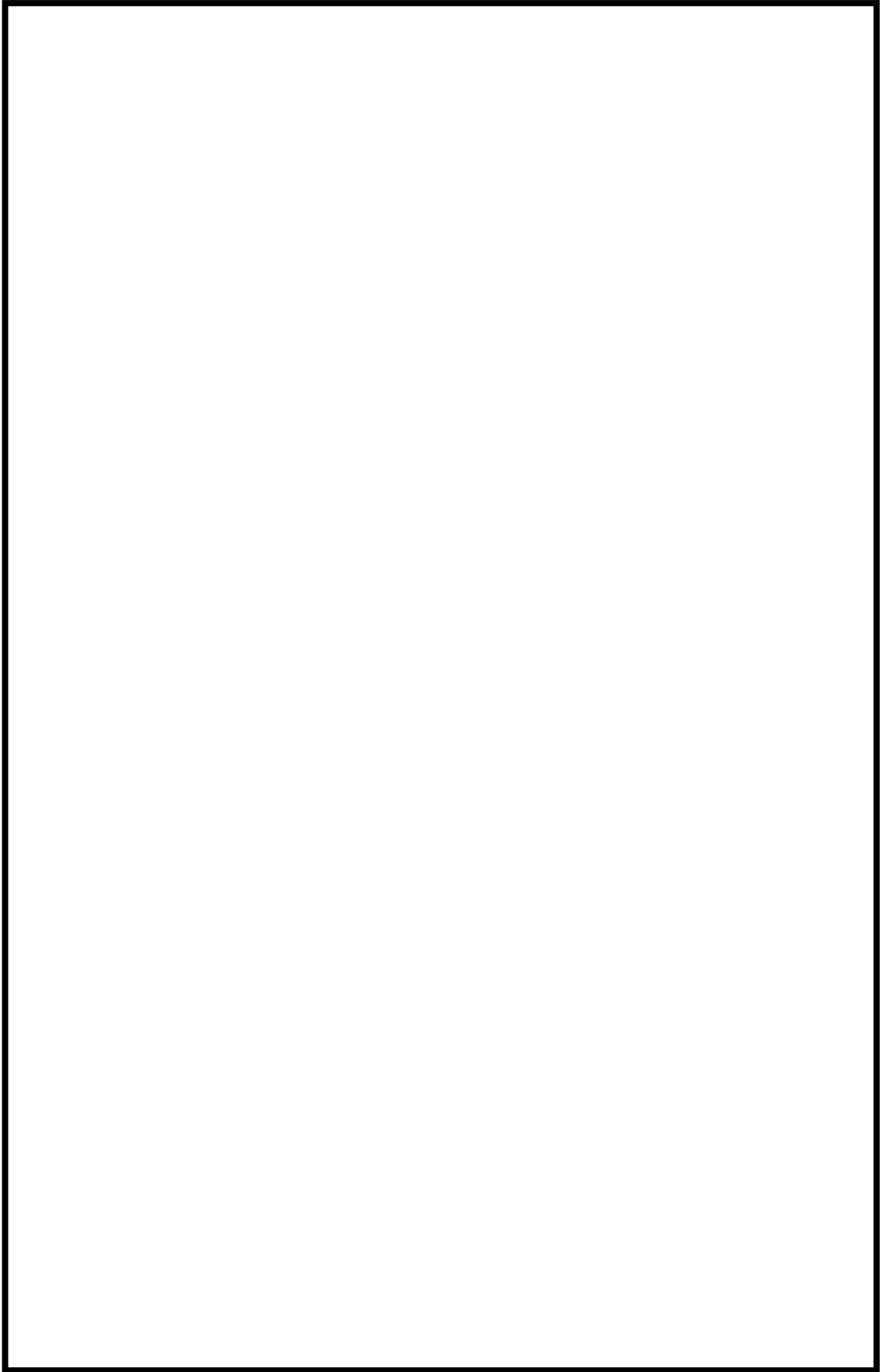


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

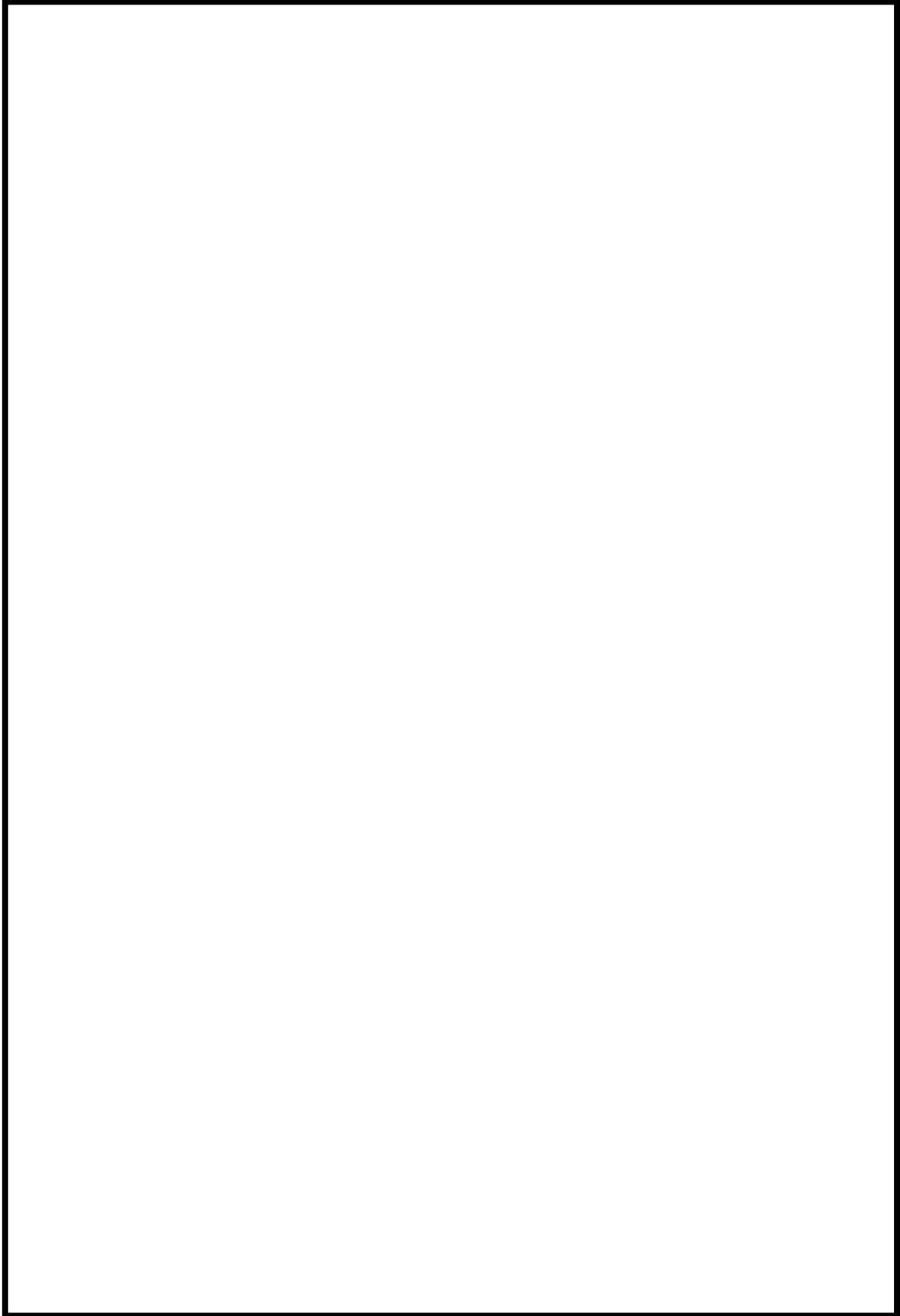


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

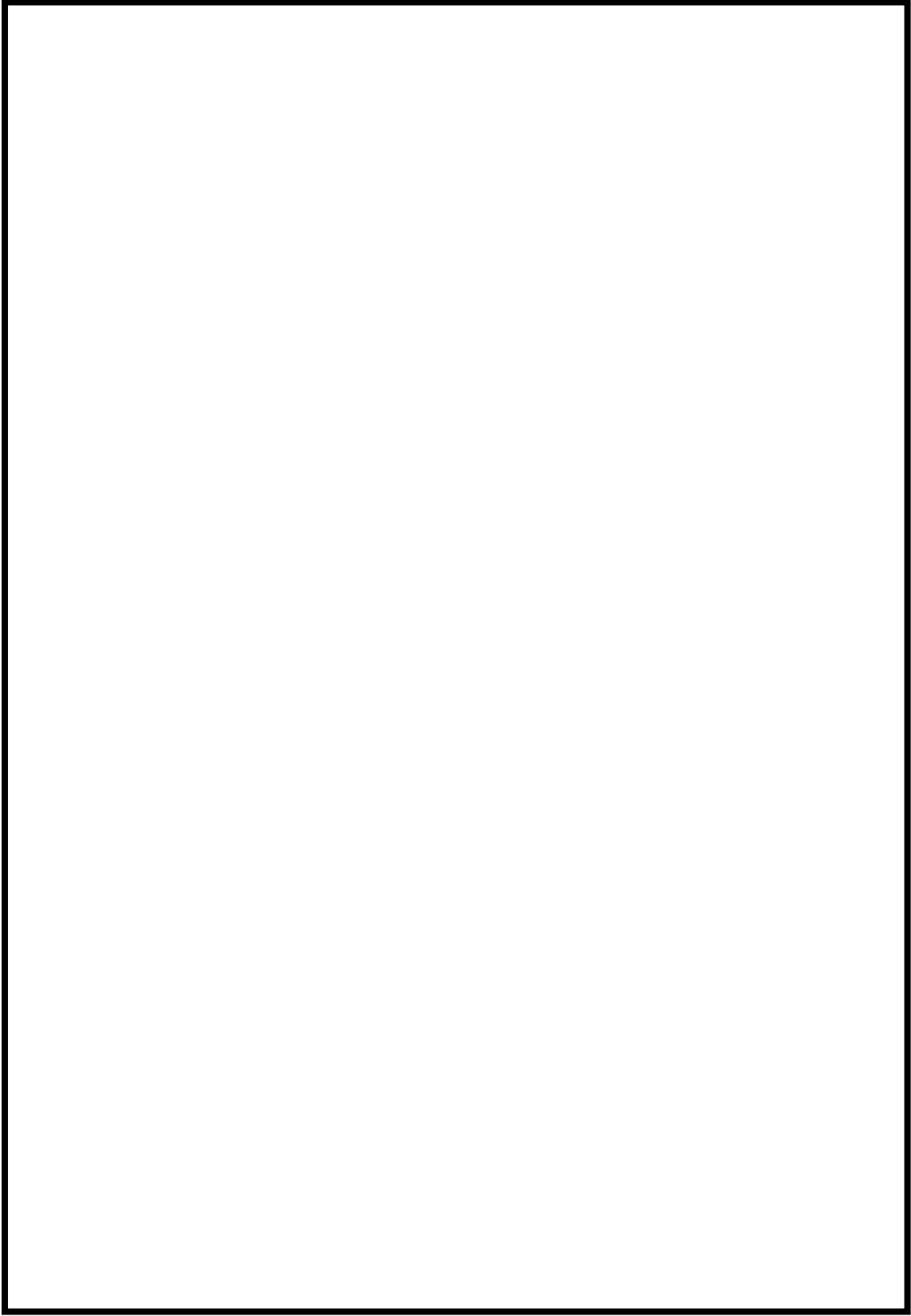


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階



图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 3 階



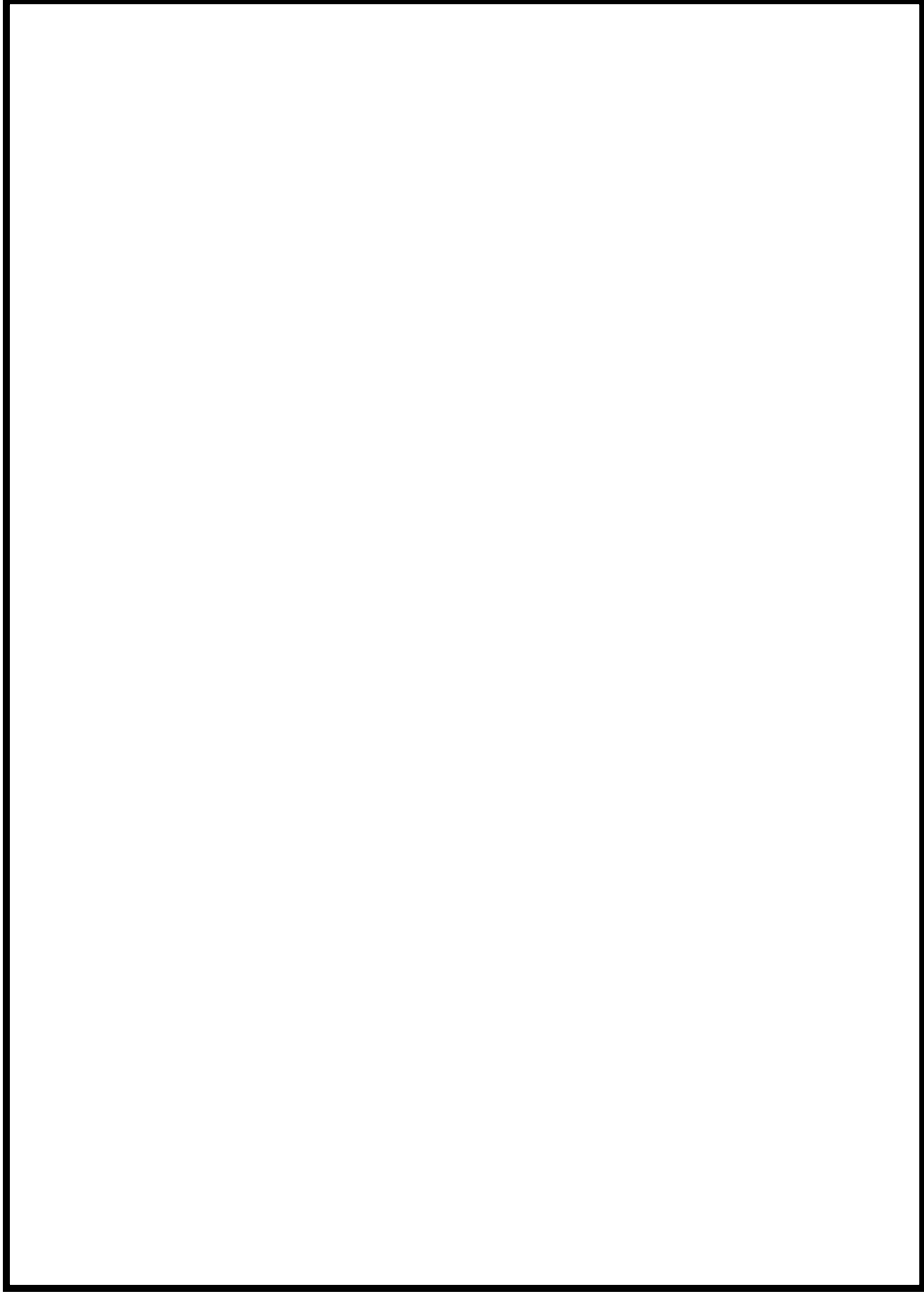


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

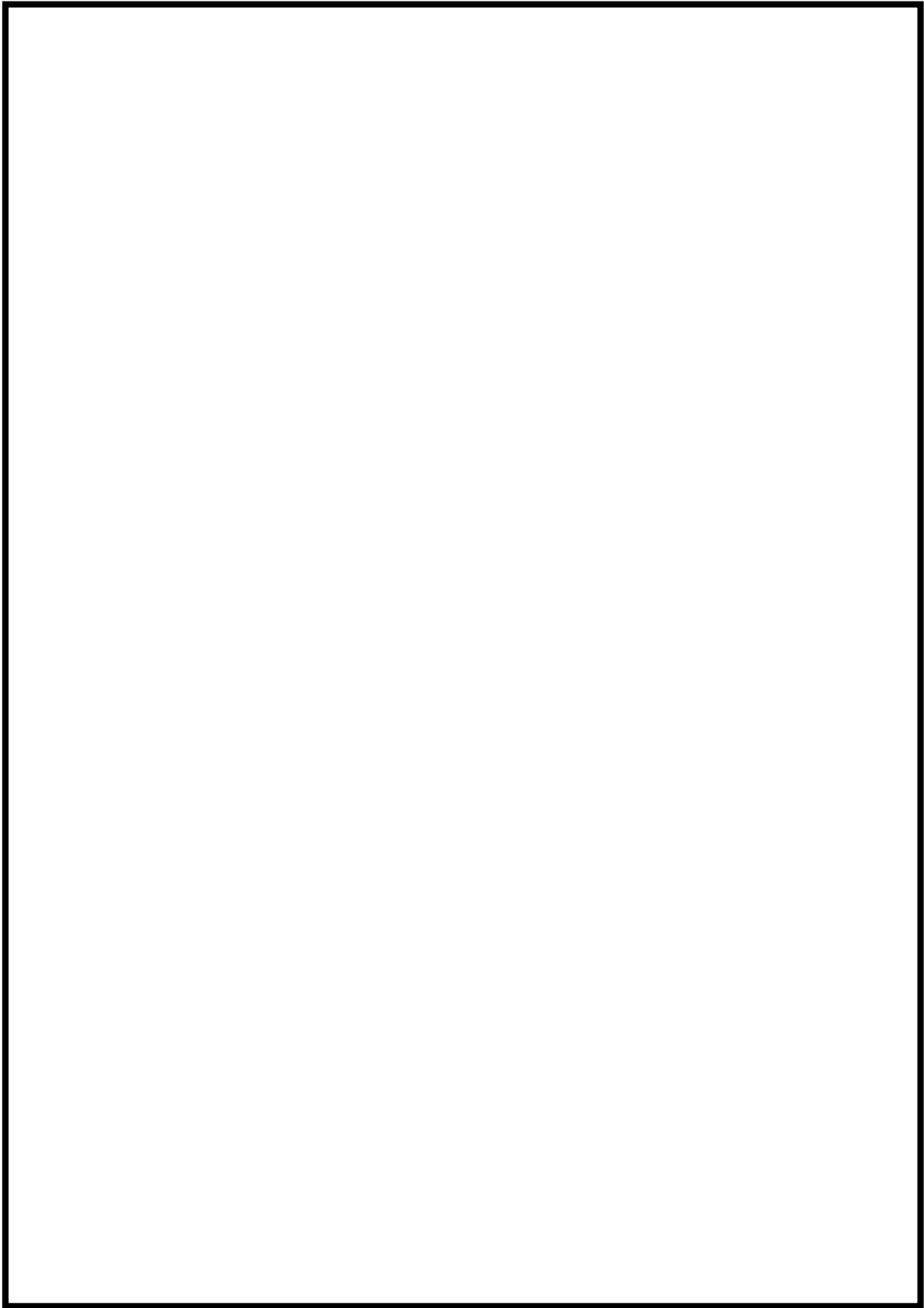


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階

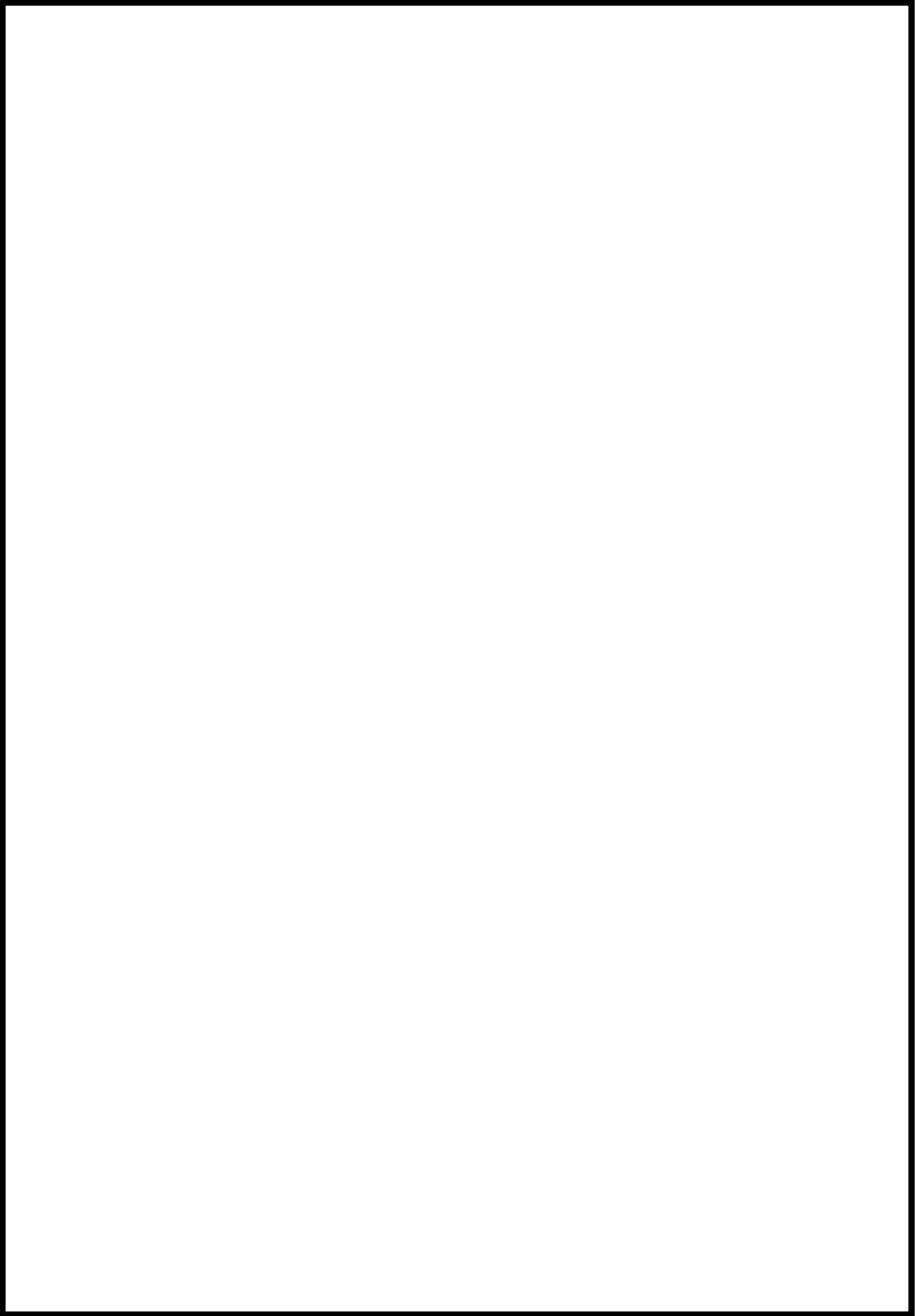


图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

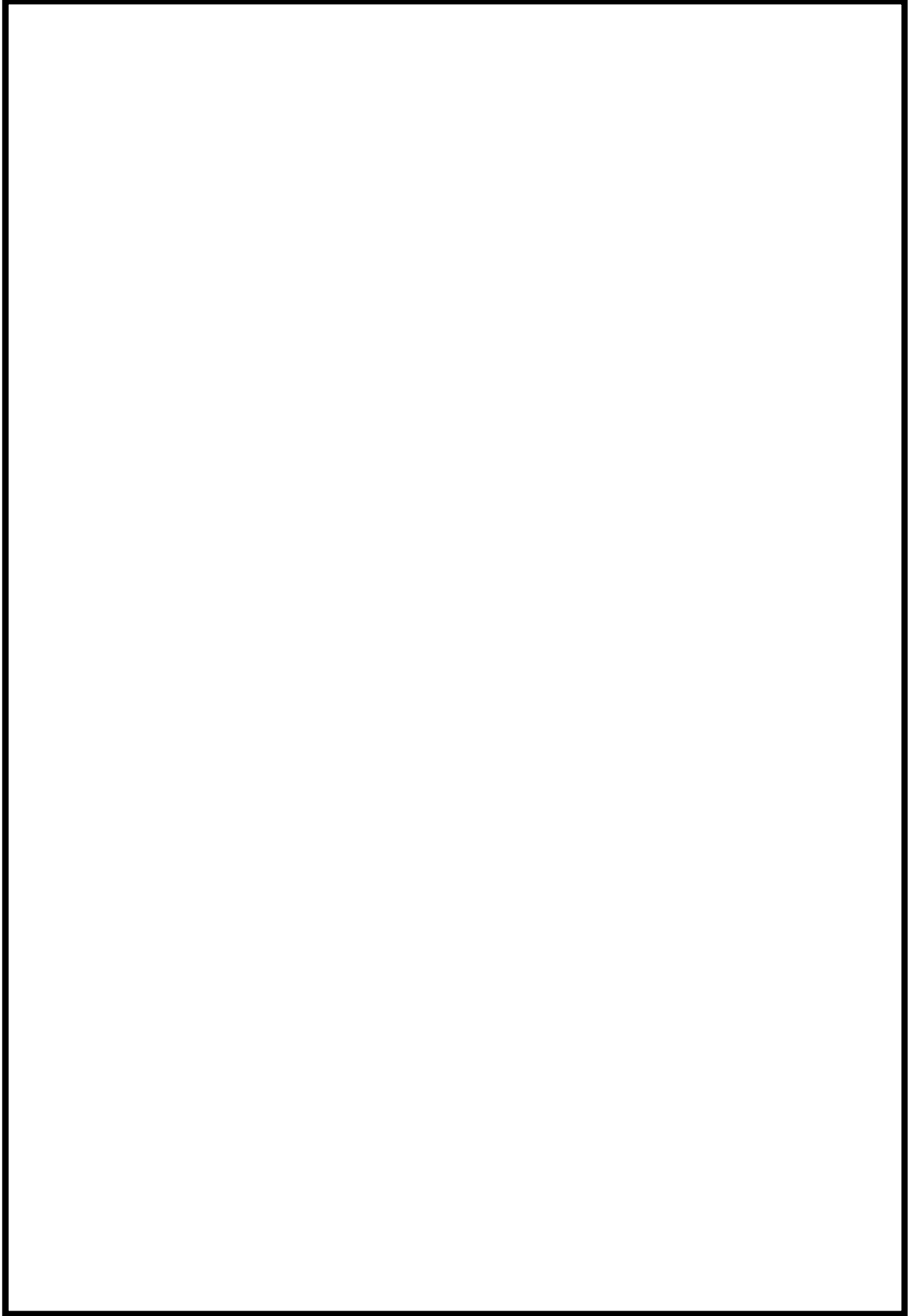


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

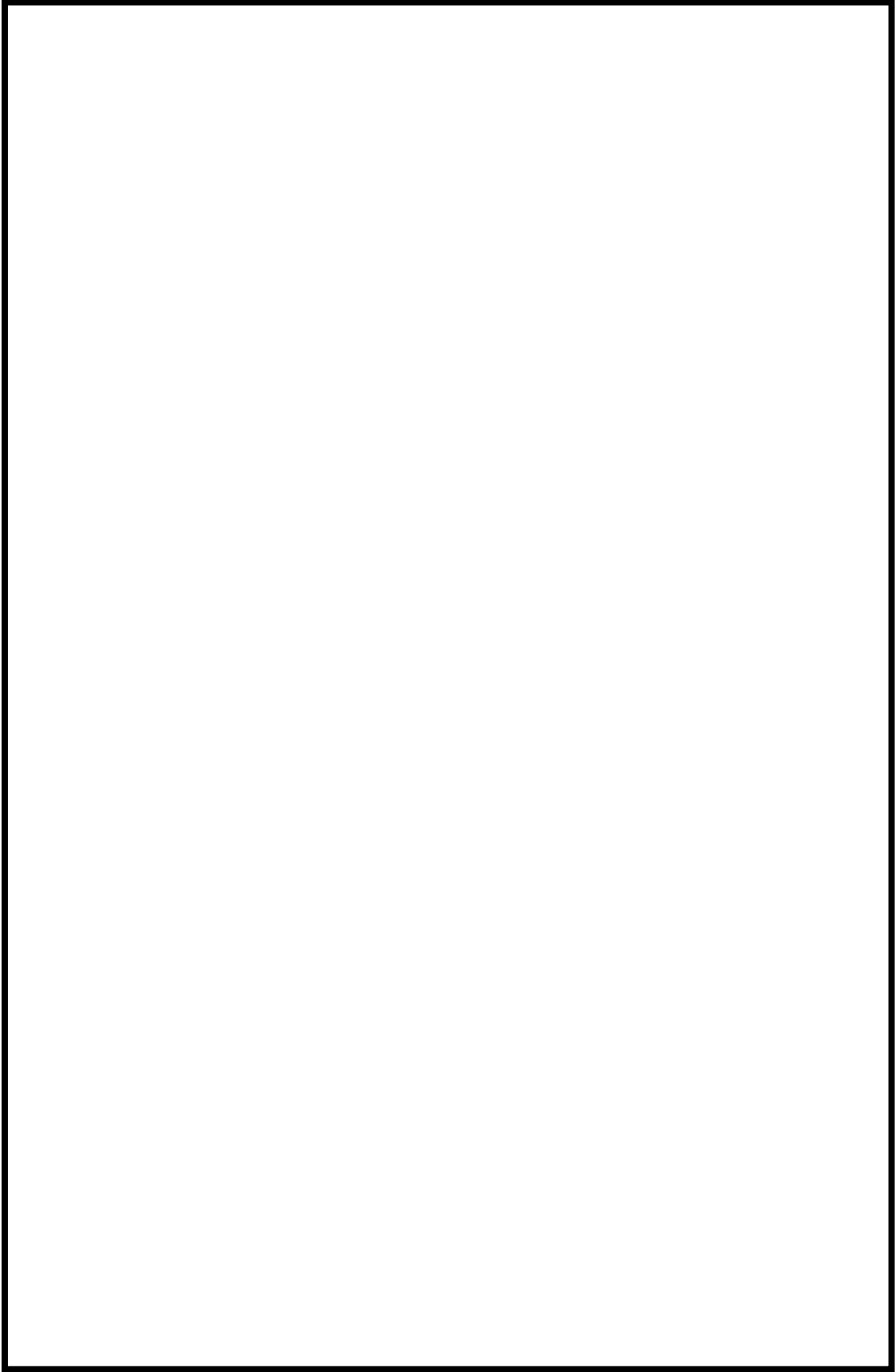


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

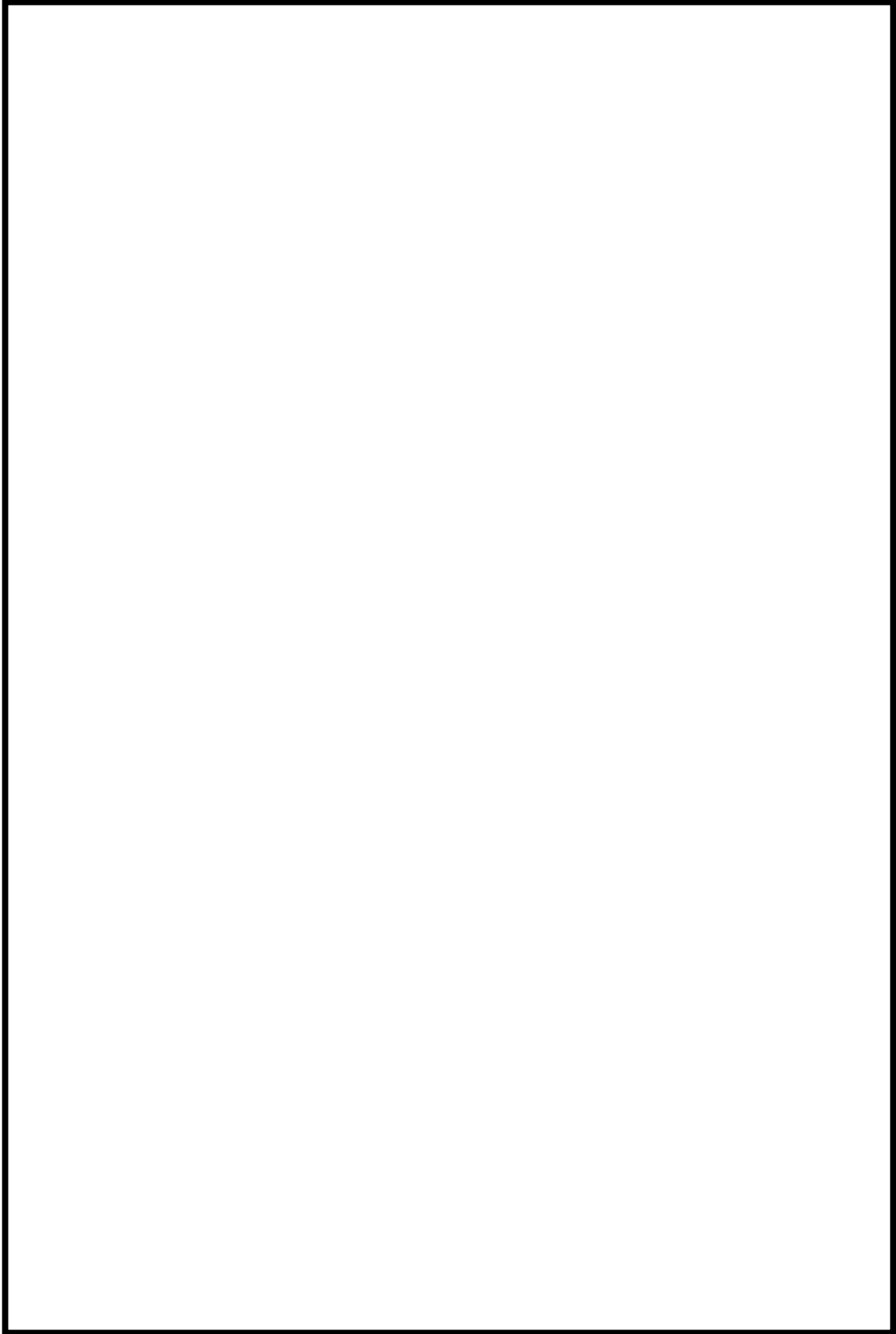


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

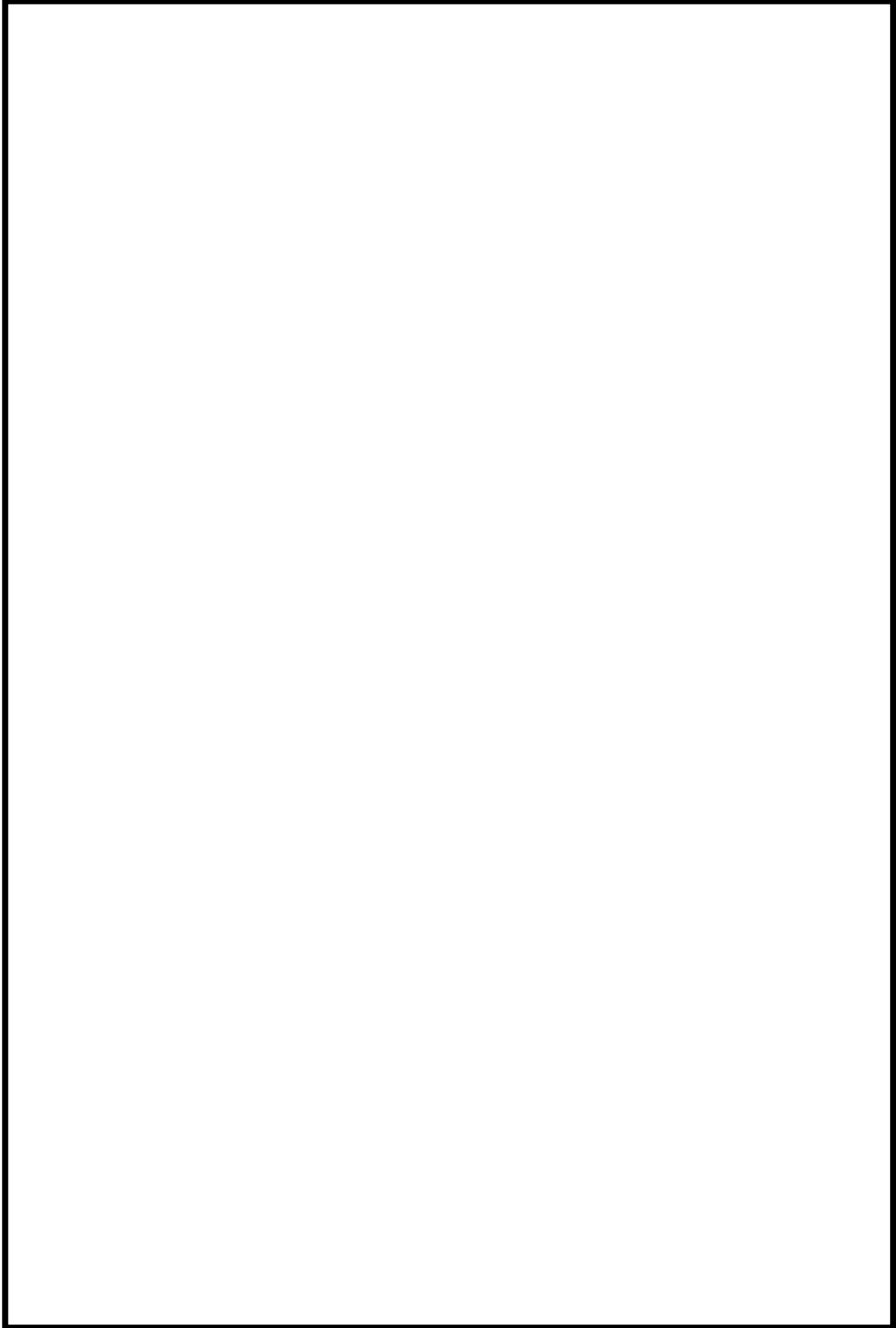


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階

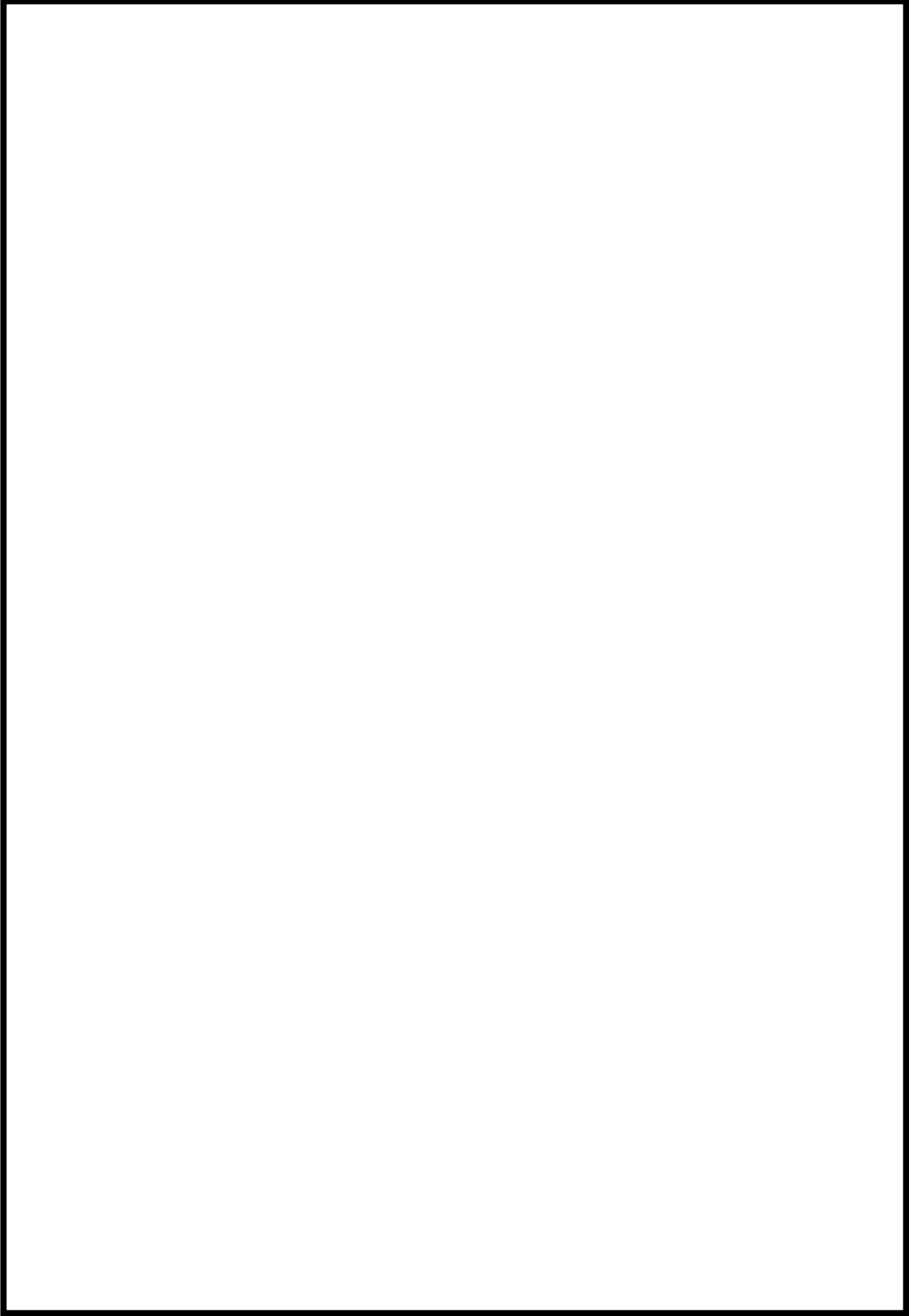


図 48-4-20 6 / 7 号 炉 コ ン ト ロール 建 屋 地 下 2 階



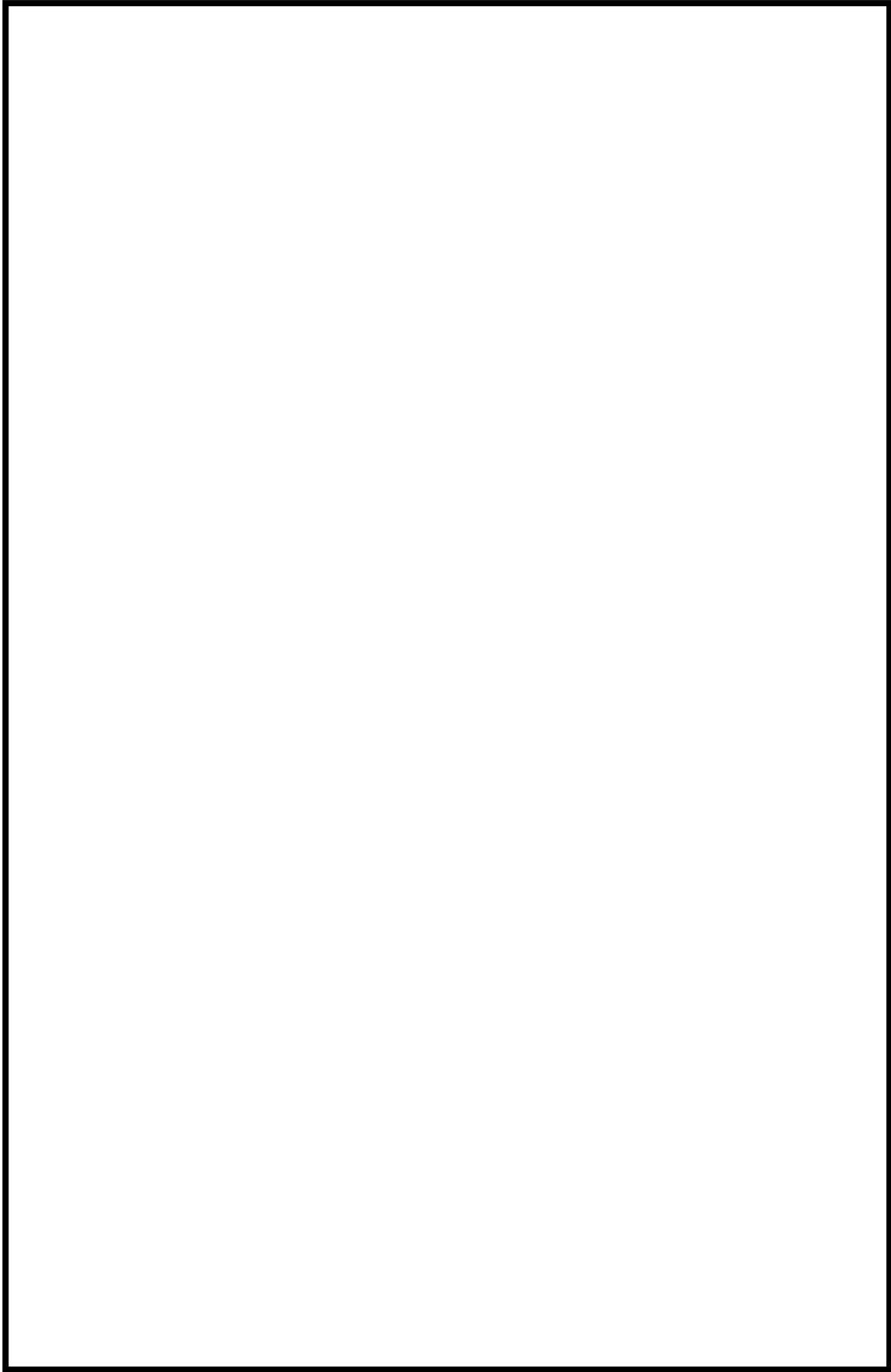
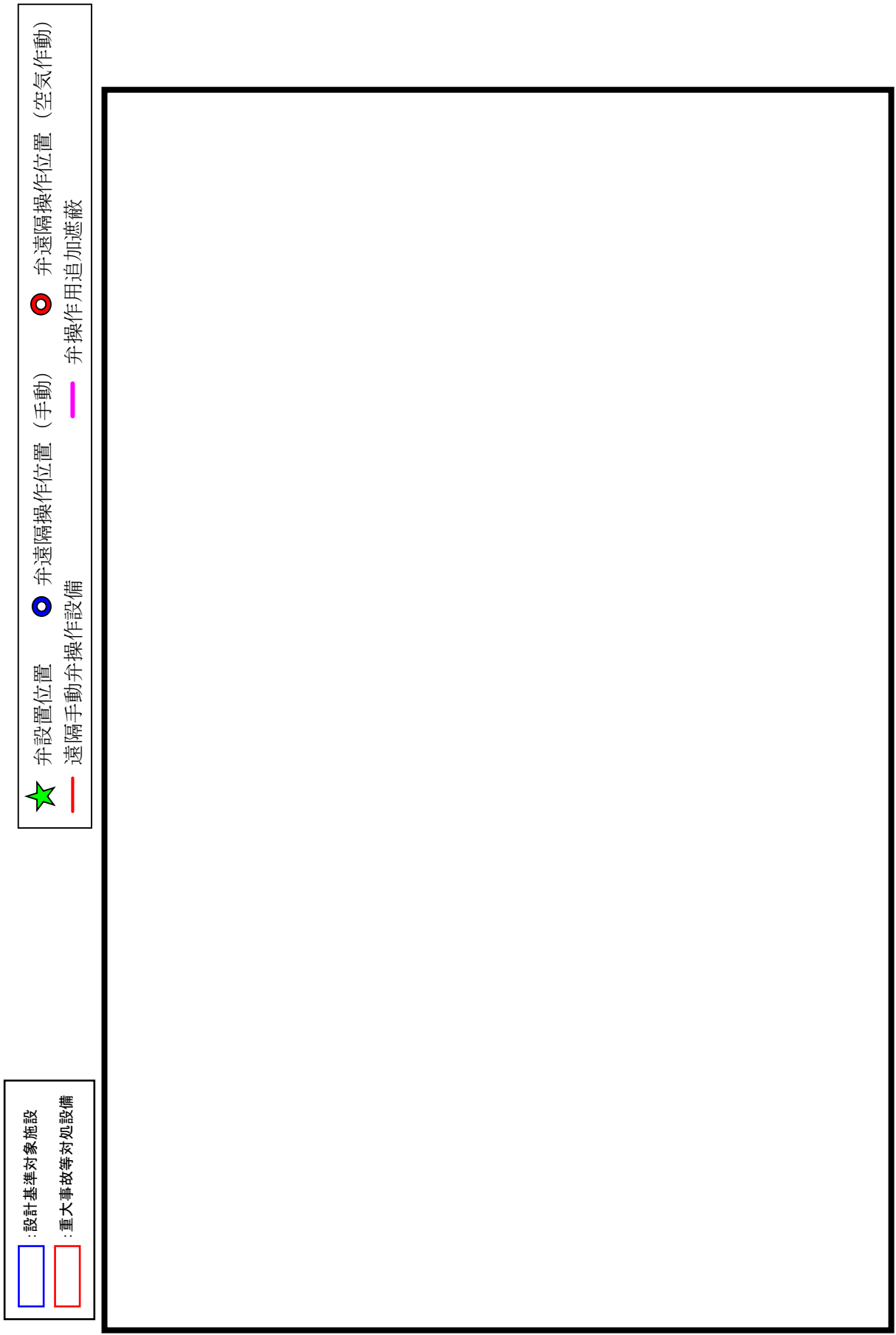


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系】



:設計基準対象施設  
 :重大事故等対処設備

★ : 弁設置位置  
— : 遠隔手動弁操作設備  
● : 弁遠隔操作位置 (手動)  
— : 弁操作用追加遮蔽  
⊙ : 弁遠隔操作位置 (空気作動)

図 48-4-22 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 1 / 4

: 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置  
● 弁遠隔操作位置 (手動)  
— 遠隔手動弁操作設備  
● 弁遠隔操作位置 (自動)  
— 弁操作用追加遮蔽

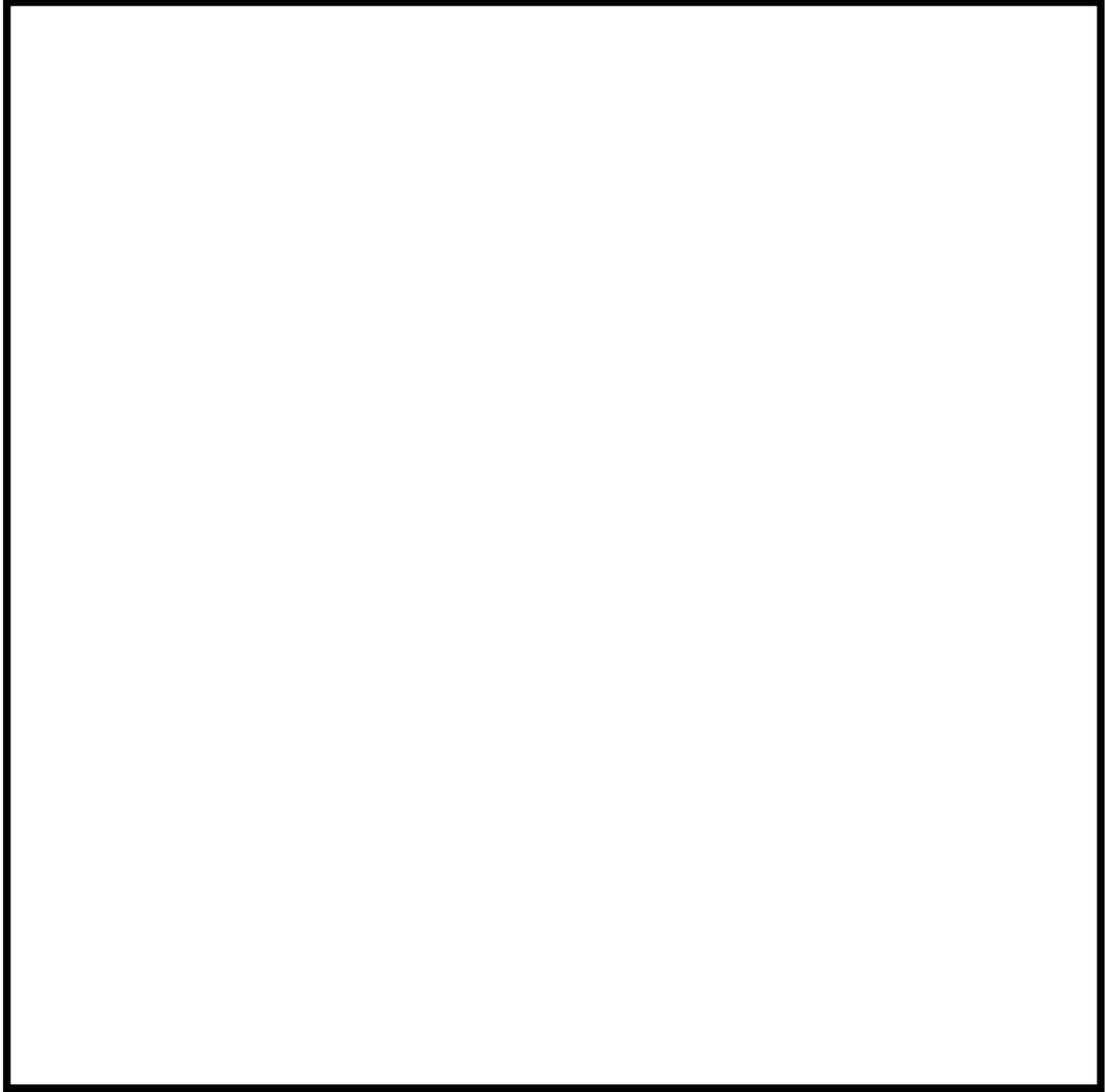


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2 / 4

□ : 設計基準対象施設  
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置    ● 弁遠隔操作位置 (手動)    ● 弁遠隔操作位置 (空気作動)  
— 遠隔手動弁操作設備    — 弁操作用追加遮蔽

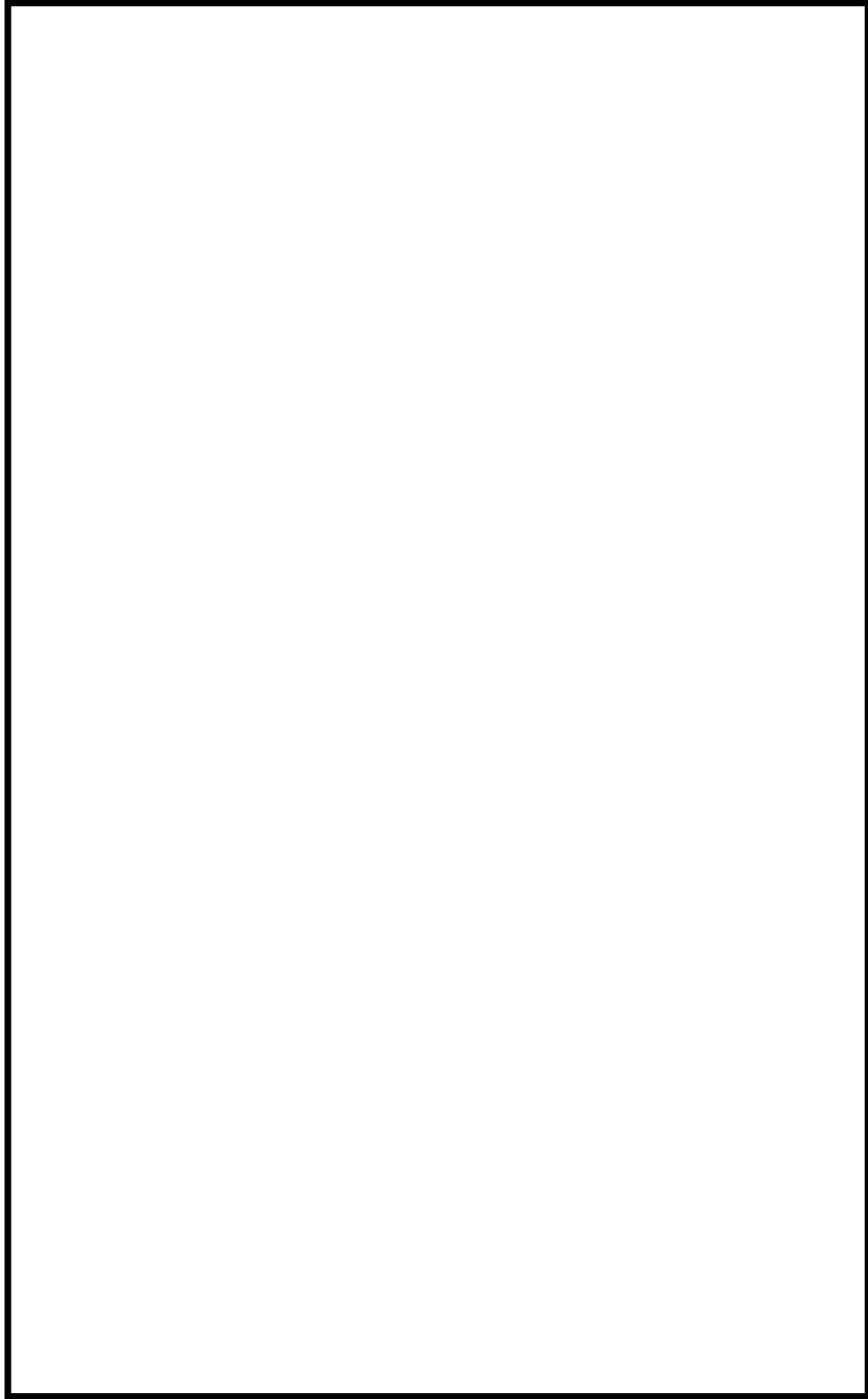


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3 / 4

□ : 設計基準対象施設  
□ : 重大事故等対応設備

★ 弁設置位置

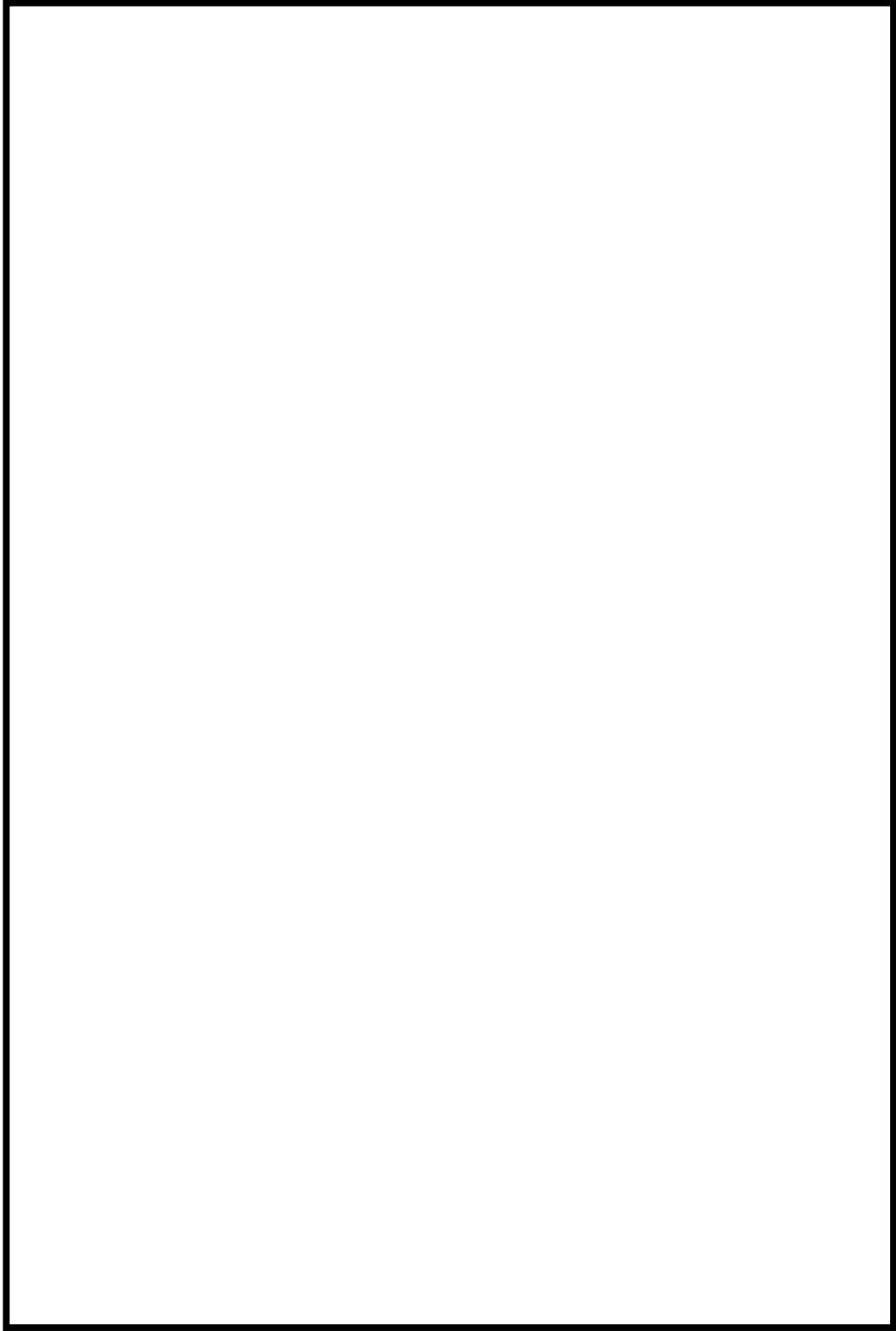


図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 4 / 4

□ : 設計基準対象施設  
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

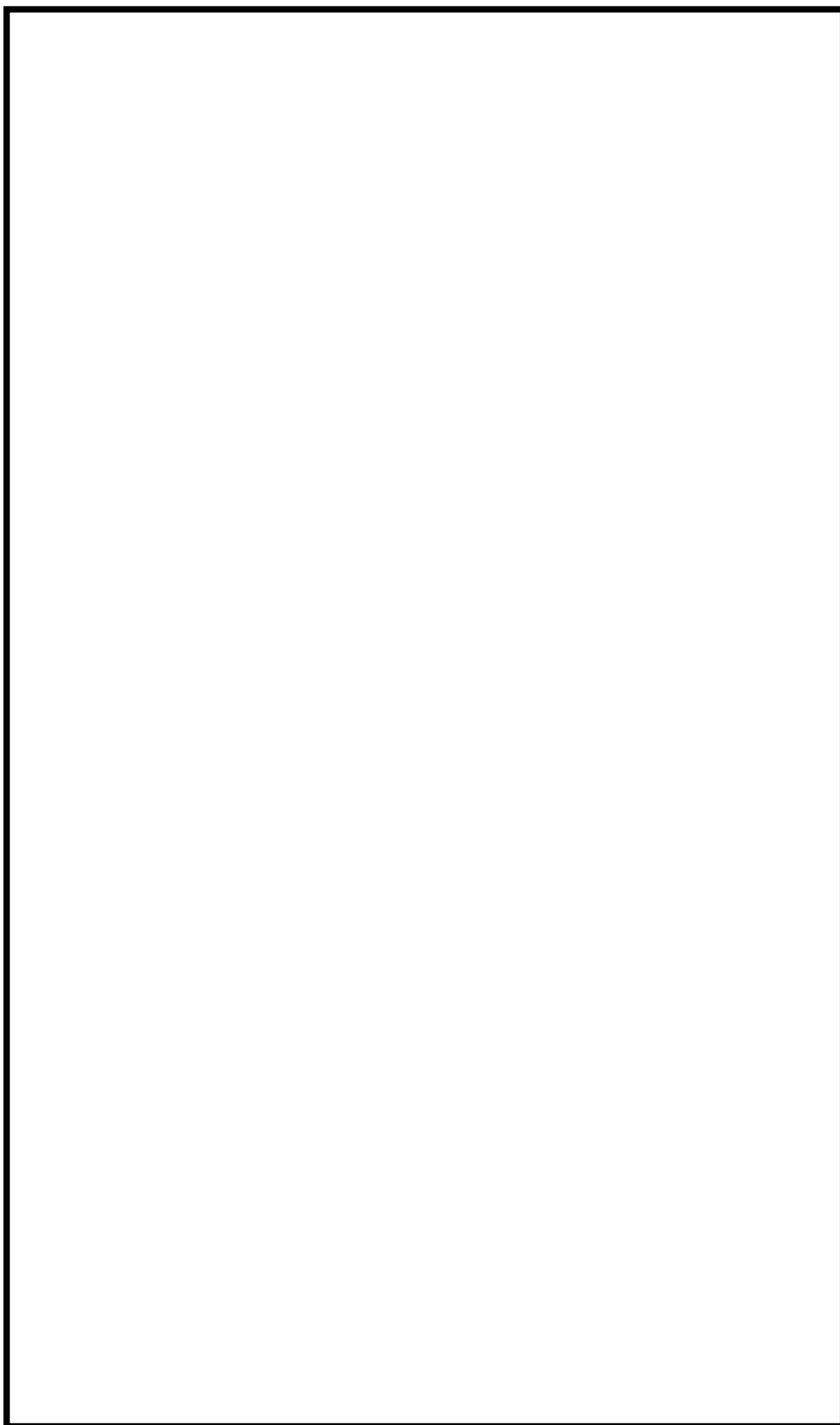


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 1 / 4

□ : 設計基準対象施設  
□ : 重大事故等対応設備

★ 弁設置位置      ● 弁遠隔操作位置 (手動)      ● 弁遠隔操作位置 (空気作動)  
— 遠隔手動弁操作設備      — 弁操作用追加遮蔽

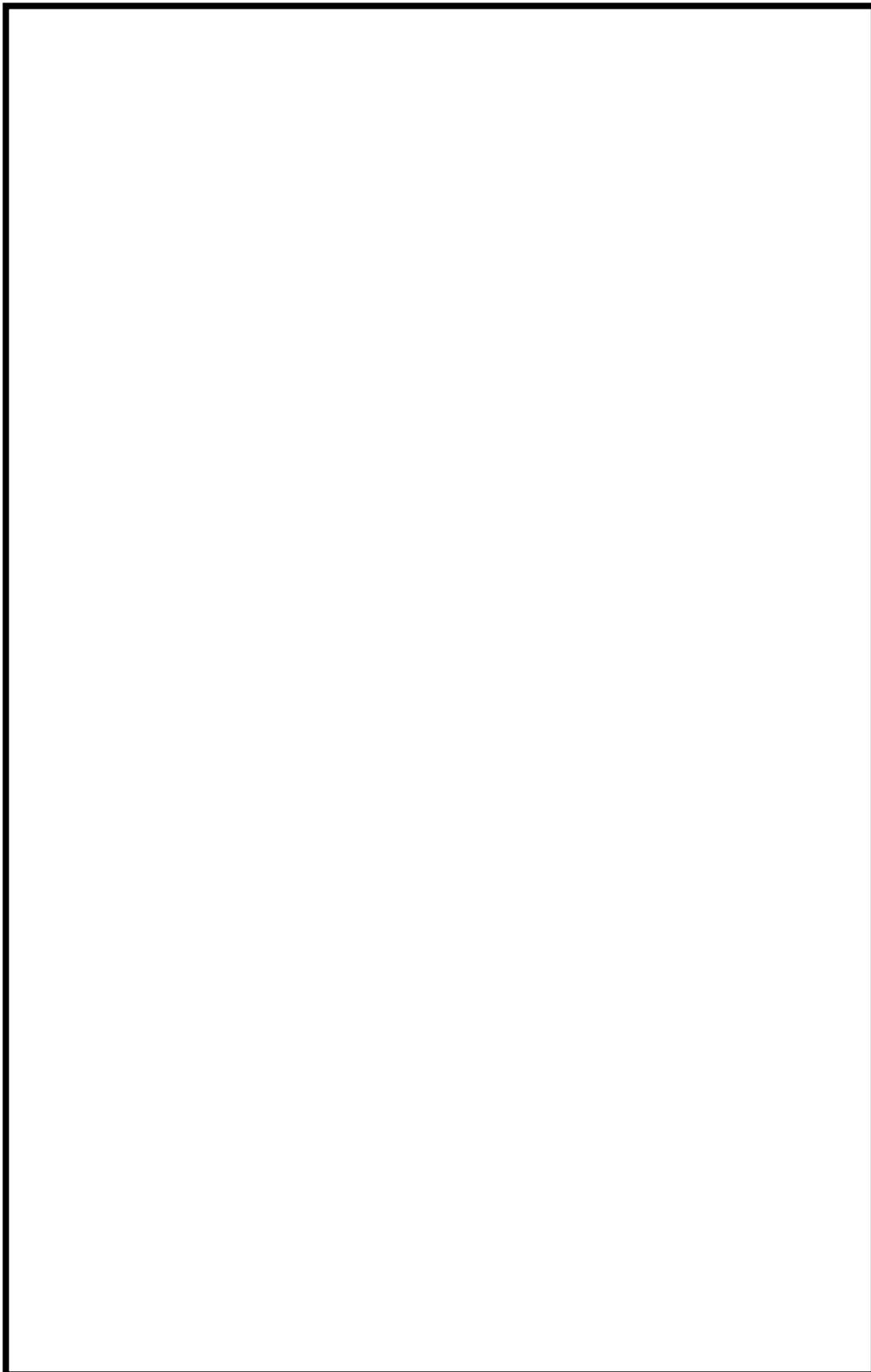


図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2 / 4

★ 弁設置位置    ● 弁遠隔操作位置 (手動)    ● 弁遠隔操作位置 (空気作動)  
— 遠隔手動弁操作設備    — 弁操作追加遮蔽

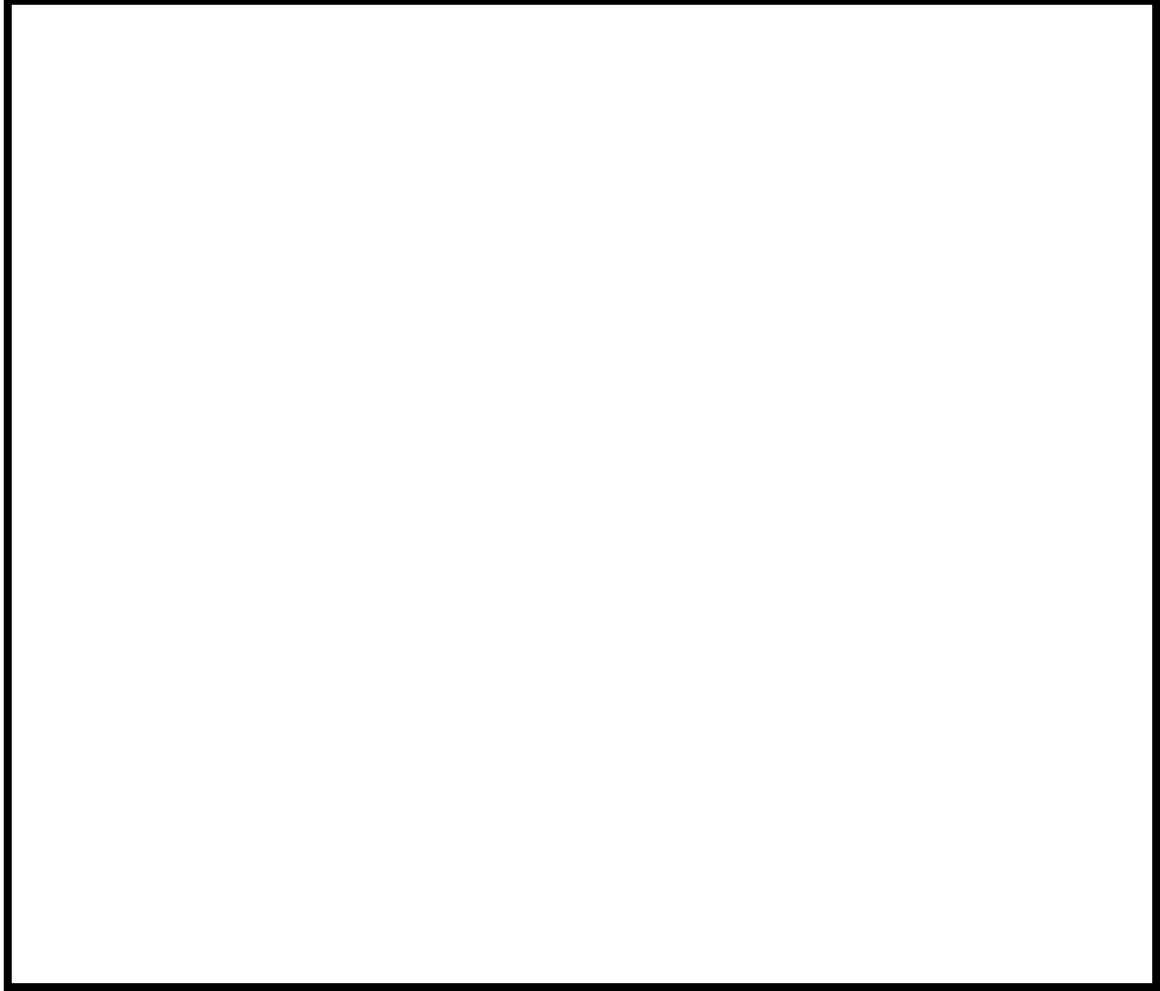









図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 3 / 4



 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備

 弁設置位置  
 弁遠隔操作位置 (手動)  
 弁遠隔操作位置 (手動)  
 弁遠隔操作位置 (空気作動)  
 弁操作追加遮蔽

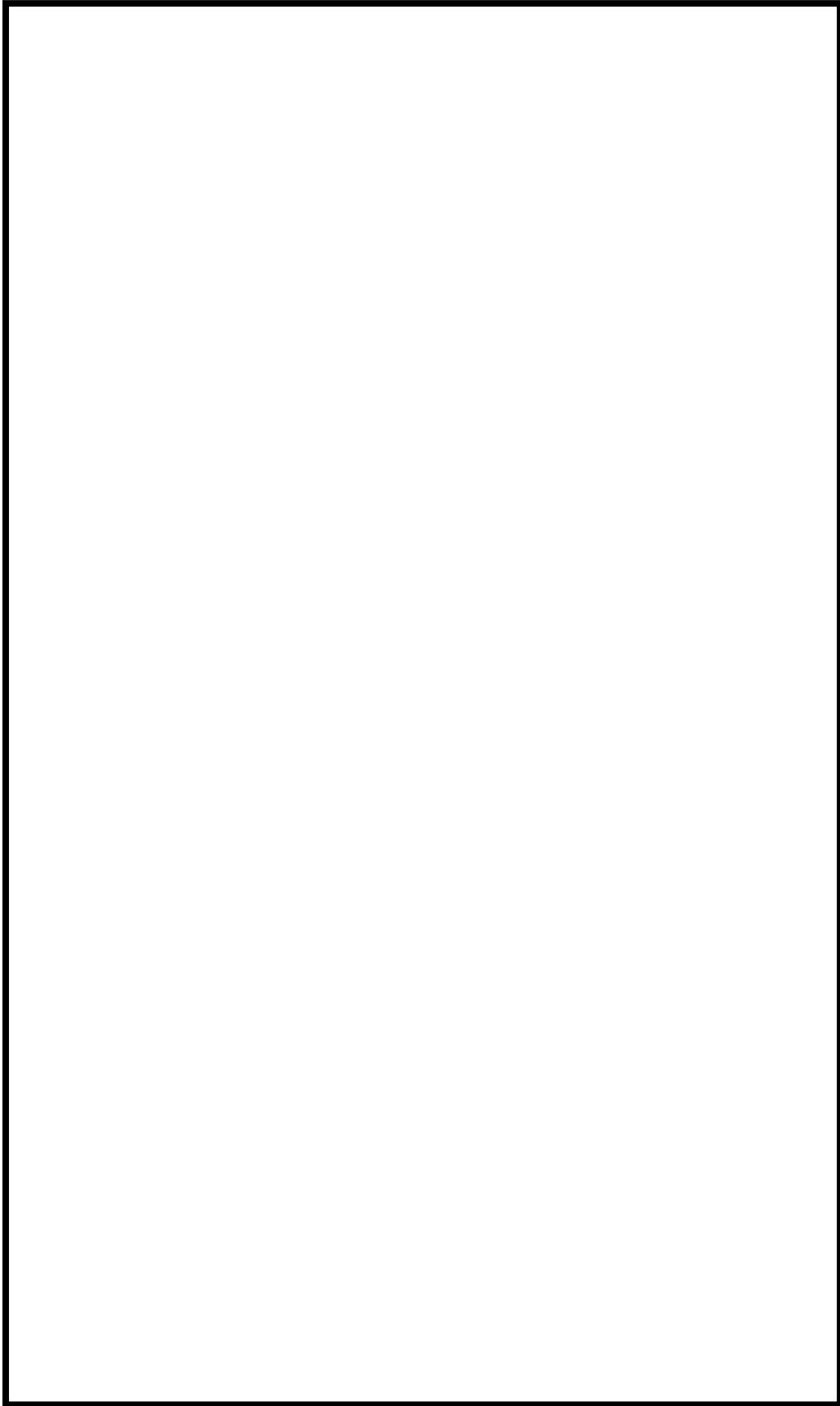


図 48-4-29 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 4 / 4

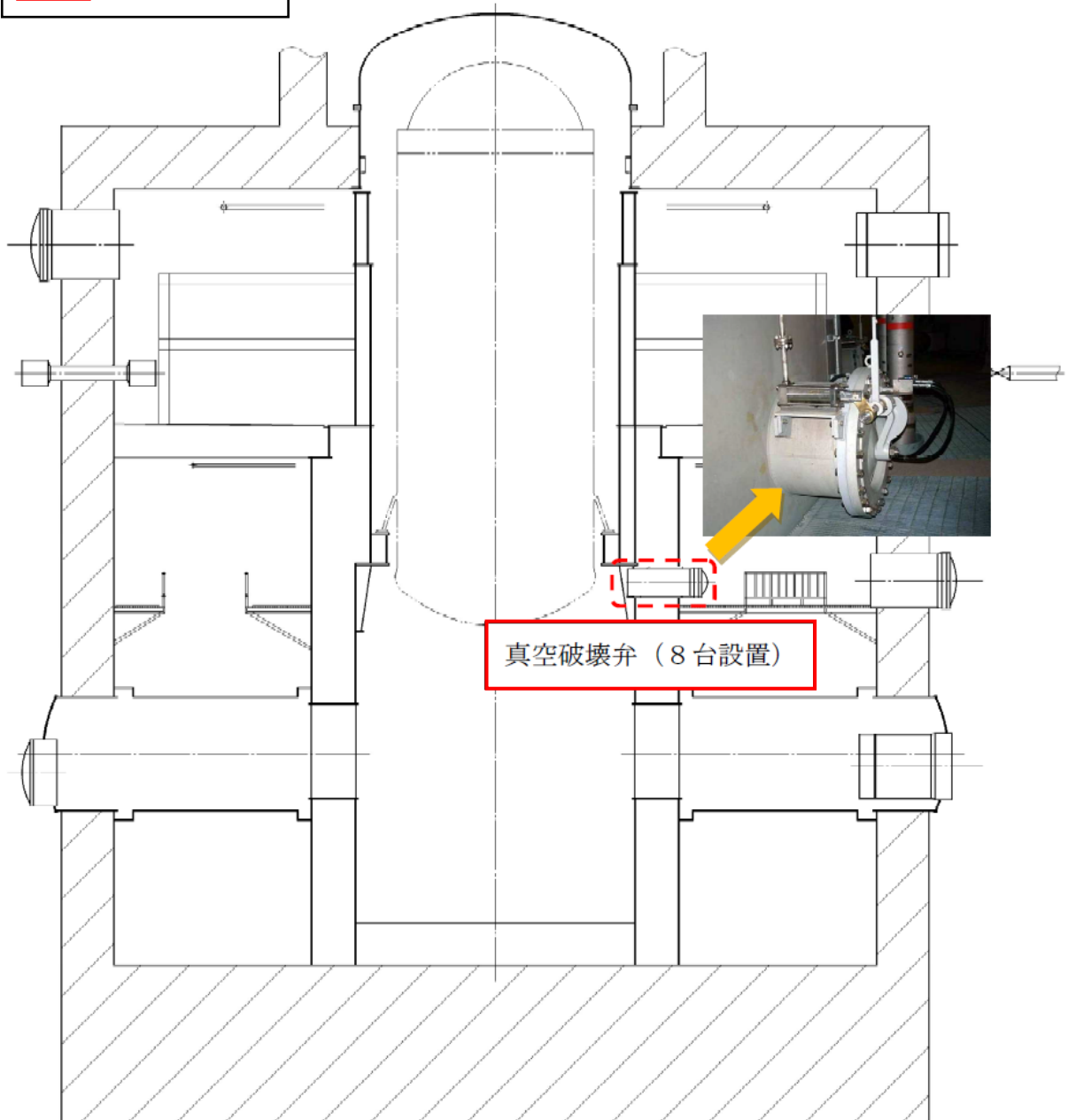
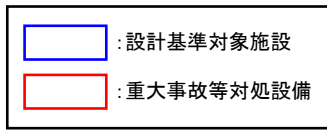


図 48-4-30 6/7号炉 真空破壊弁 設置位置図

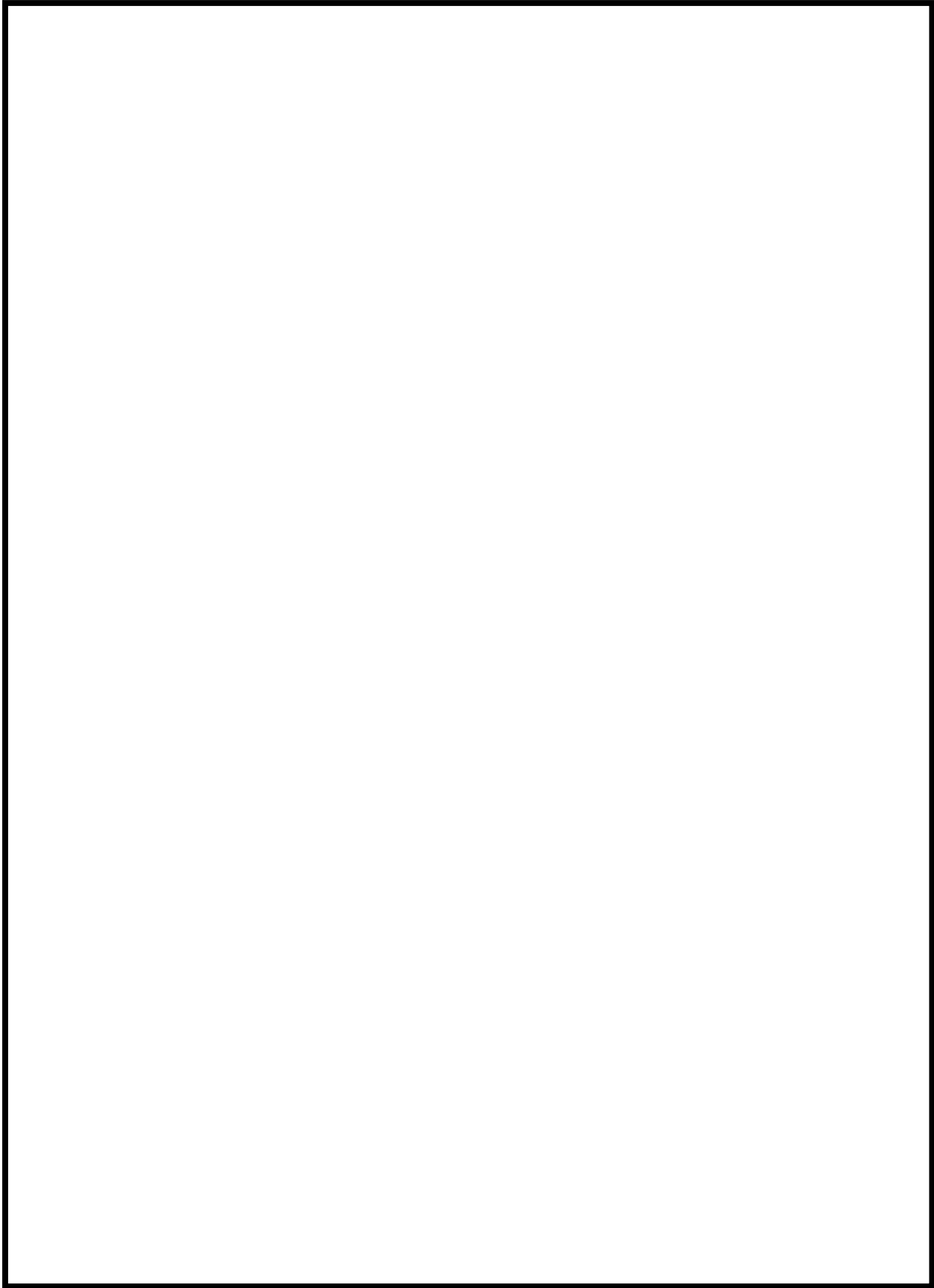


图 48-4-31 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5  
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

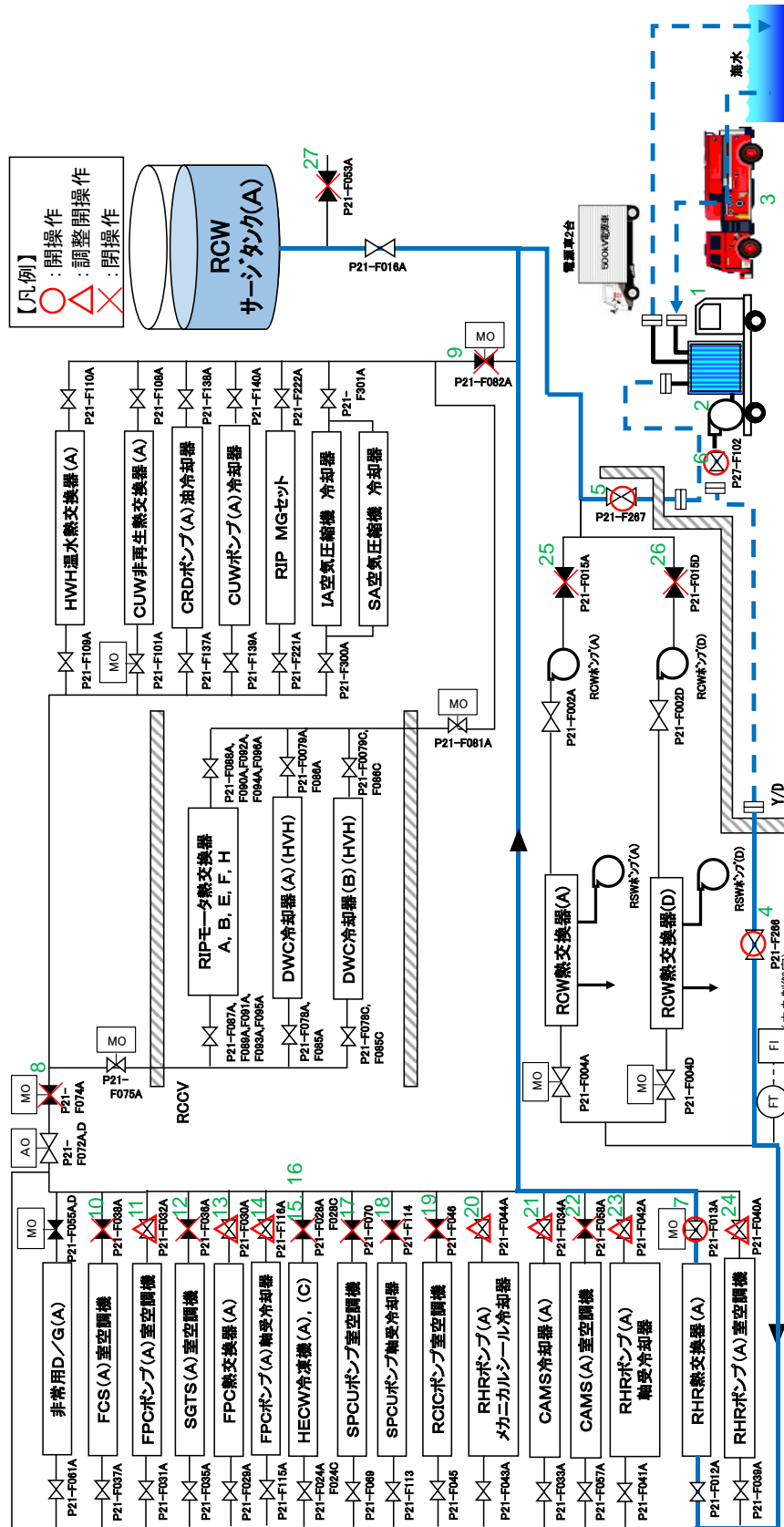


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換機(A)冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁
17	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁
18	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁
19	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水ポンプ(A)吸込弁
26	原子炉補機冷却水ポンプ(D)吸込弁
27	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁

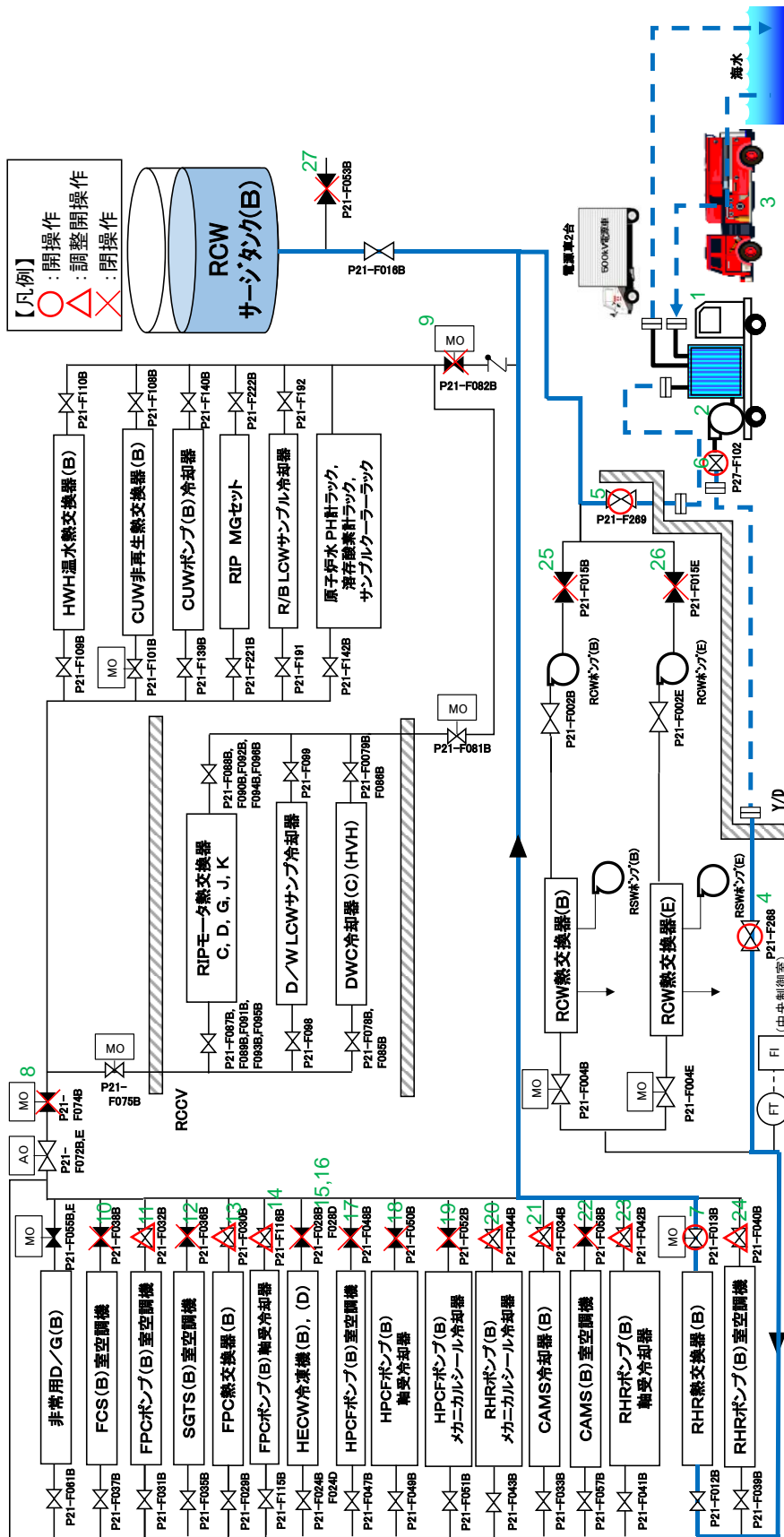


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 B系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁 (B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系 (B) 室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室 (B) 空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水出口弁
17	高圧炉心注水系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
18	高圧炉心注水系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
19	高圧炉心注水系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器 (B) 冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系 (B) 室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
26	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
27	換気空調補機非常用冷却水系降水管 (B) タイライン止め弁



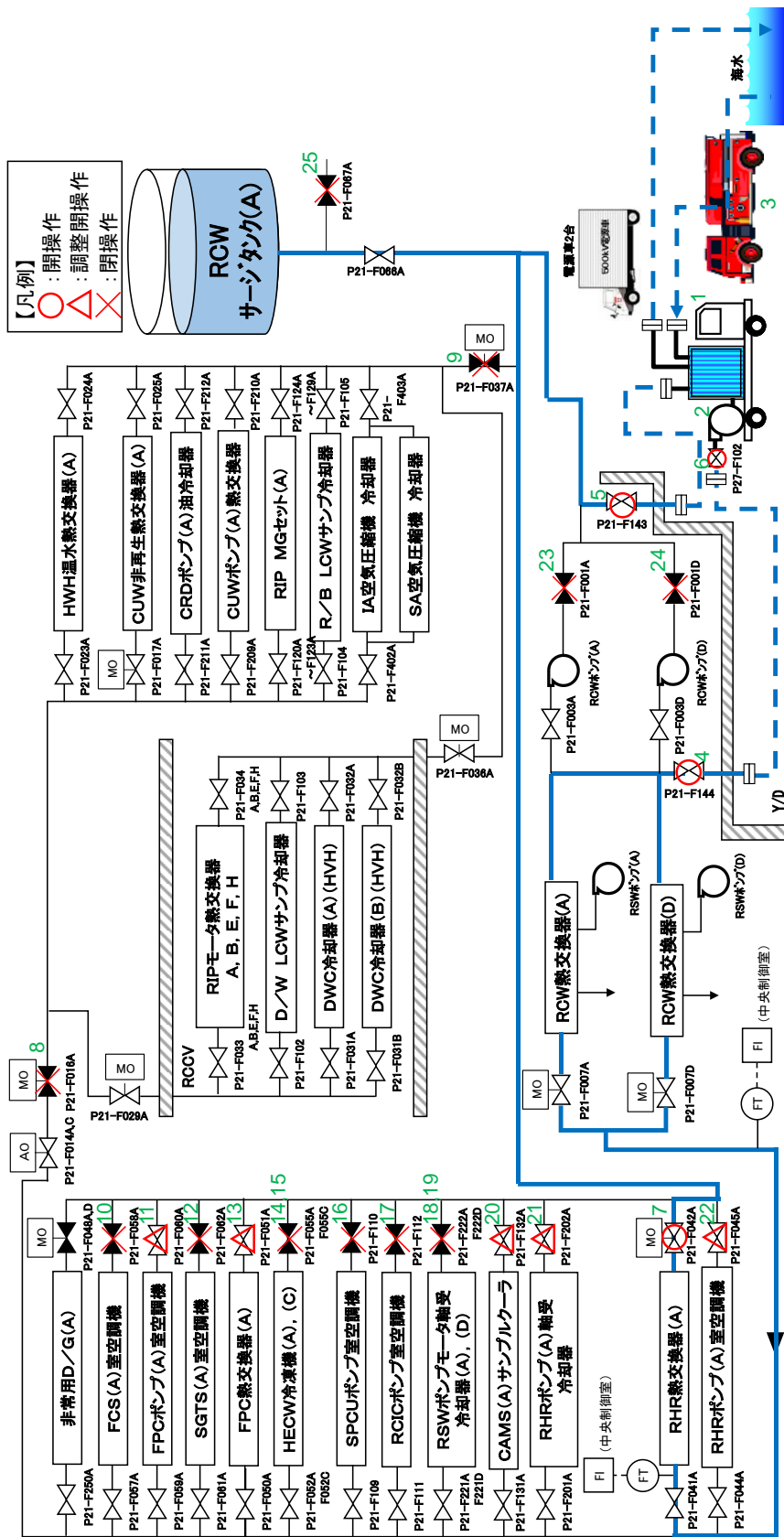


図 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉A系)

表 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給止め弁 (A)
5	代替冷却水戻り止め弁 (A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (A)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (A)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (A) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 冷却水温度調節弁後弁
16	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
17	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (A) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (D) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタラック (A) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (A) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (A) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (D) 吸込弁
25	サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

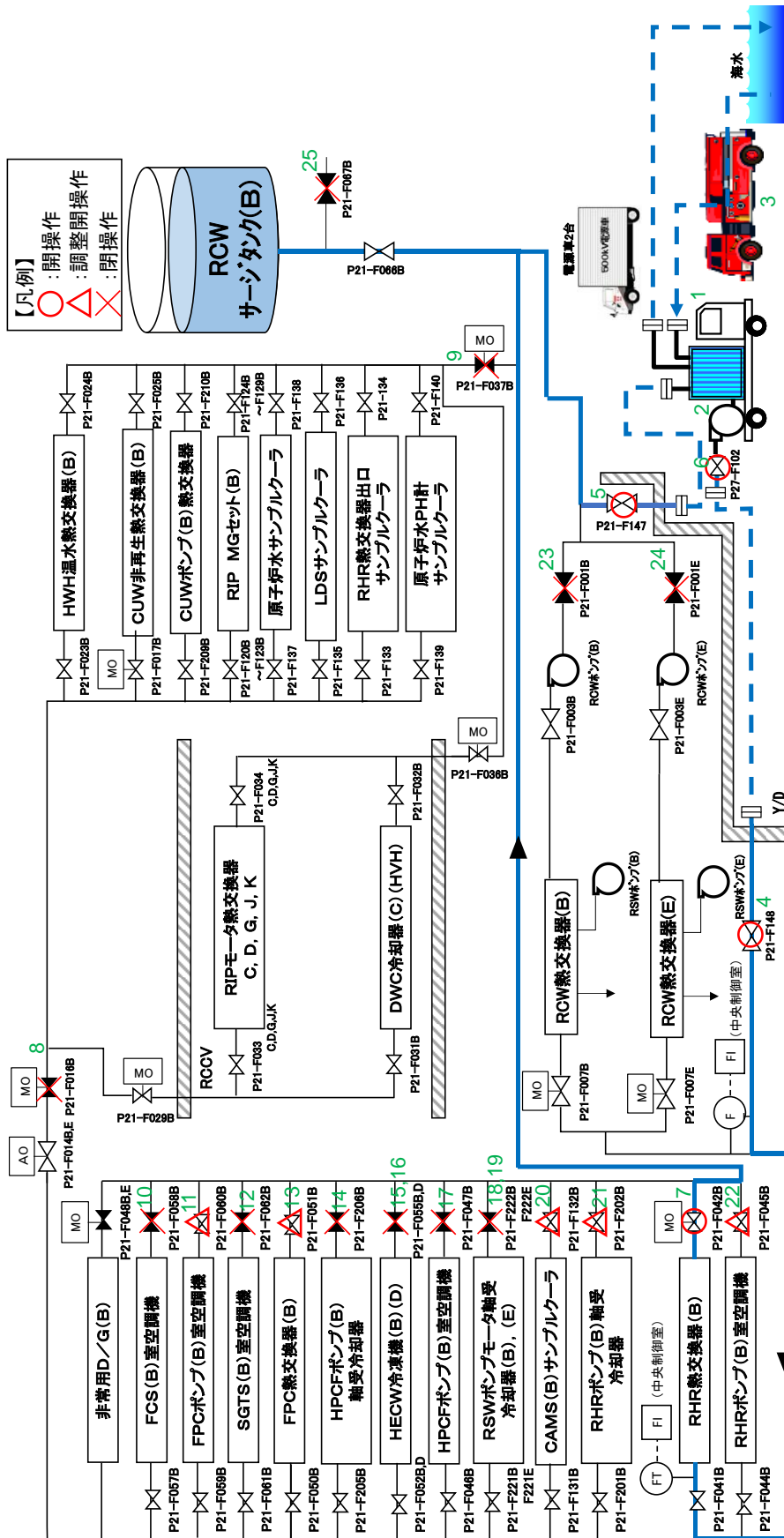


図 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉B系)

表 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁 (B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (B) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁
14	高圧炉心注水系ポンプ (B) 冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水温度調節弁後弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水温度調節弁後弁
17	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタラック (B) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (B) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
25	サージタンク (B) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備)
- : 弁名称を次頁に示す

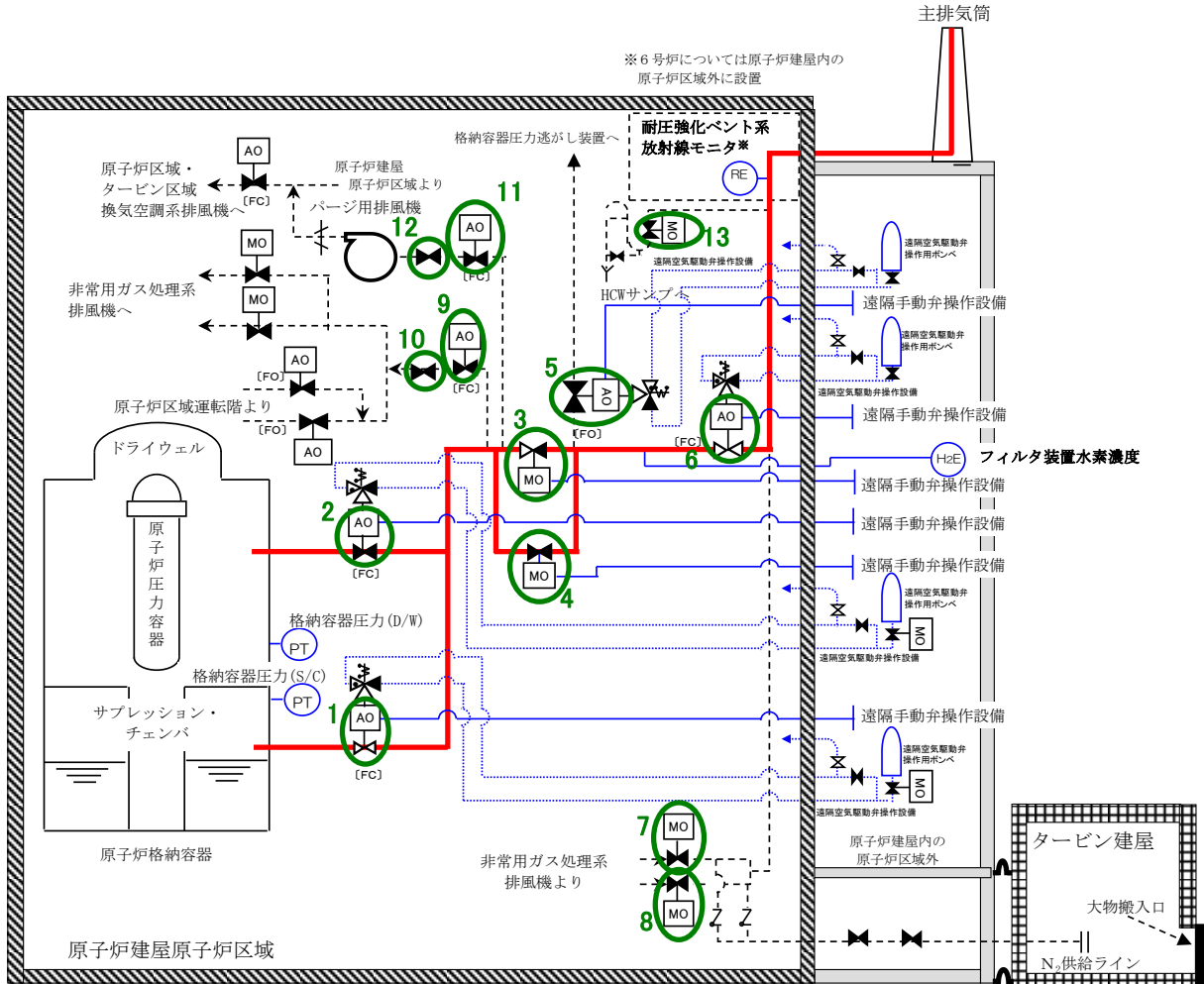


図 48-5-5 耐圧強化ベント系 概略構成図

表 48-5-3 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	一次隔離弁（ドライウエル側）
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁

48-6  
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

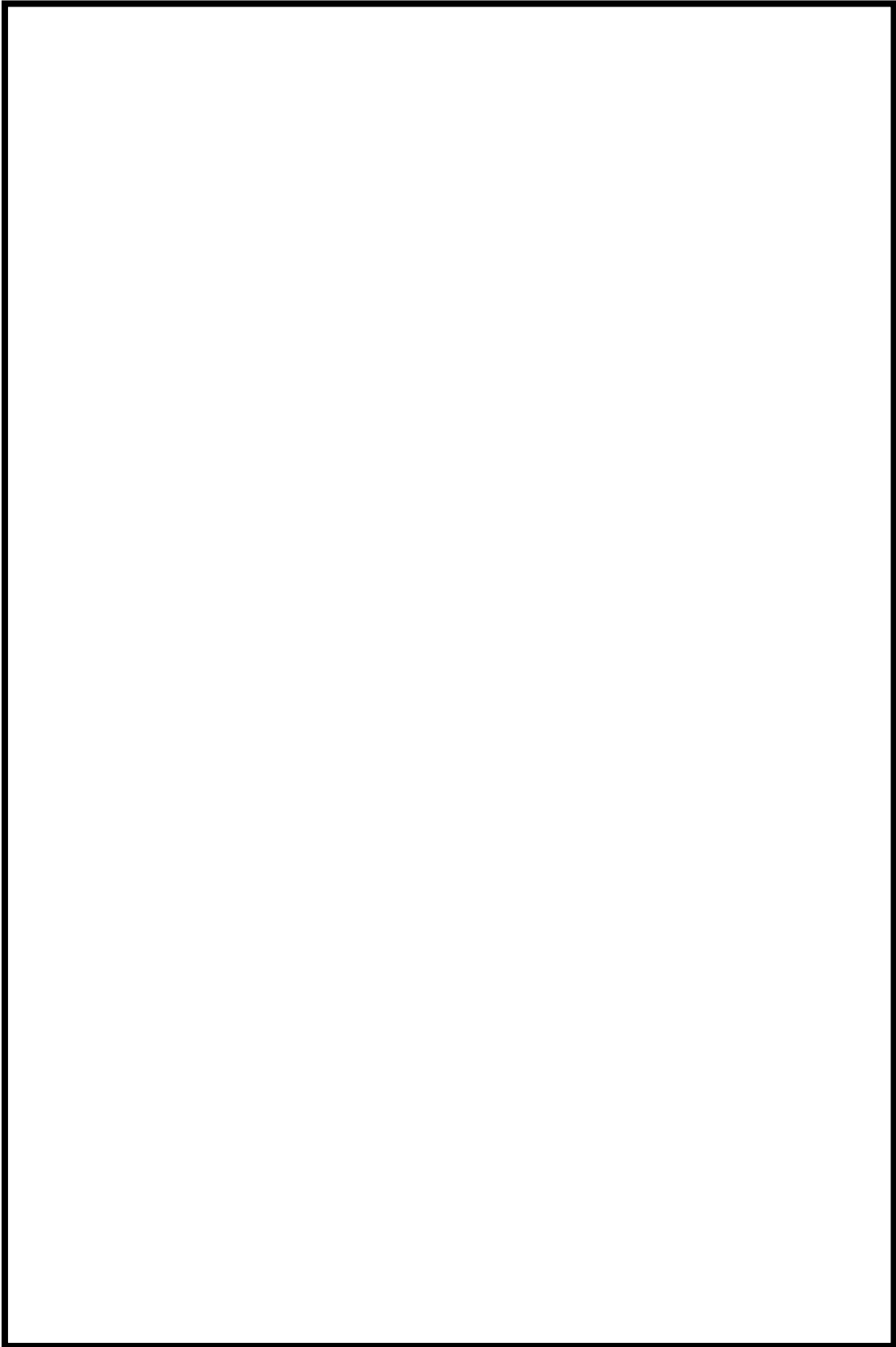


図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その 1))



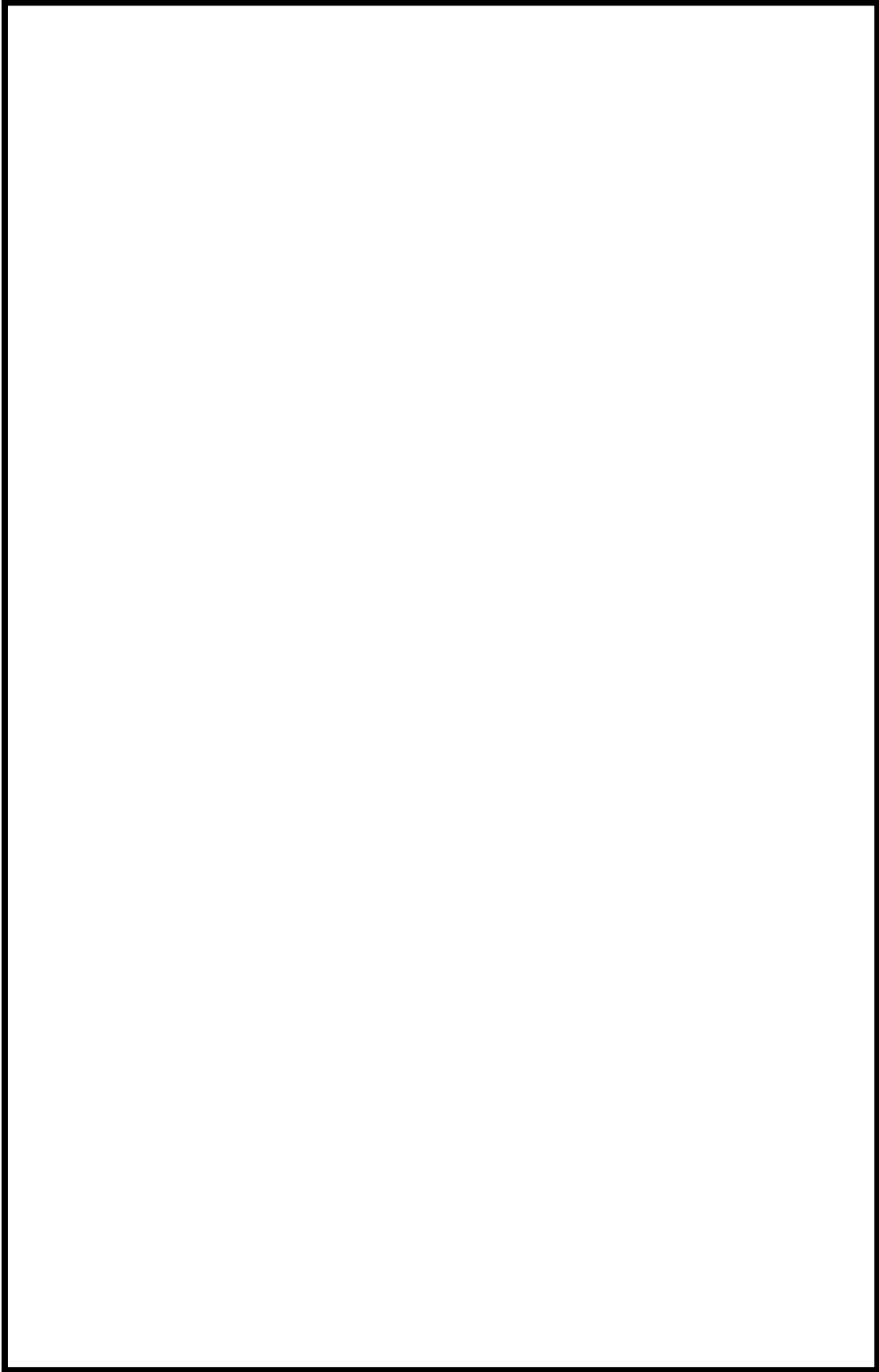


図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その 1)

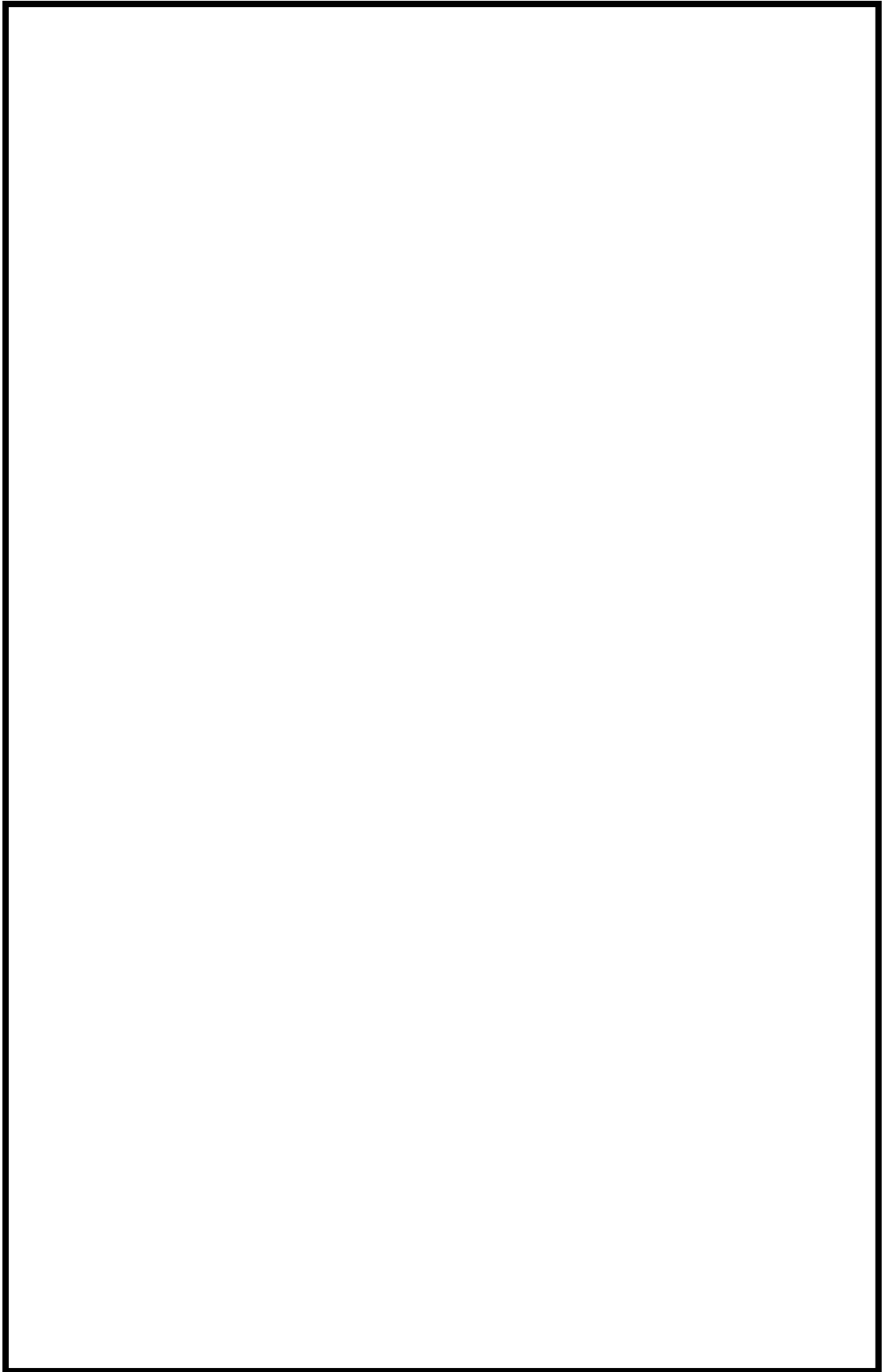


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その2))

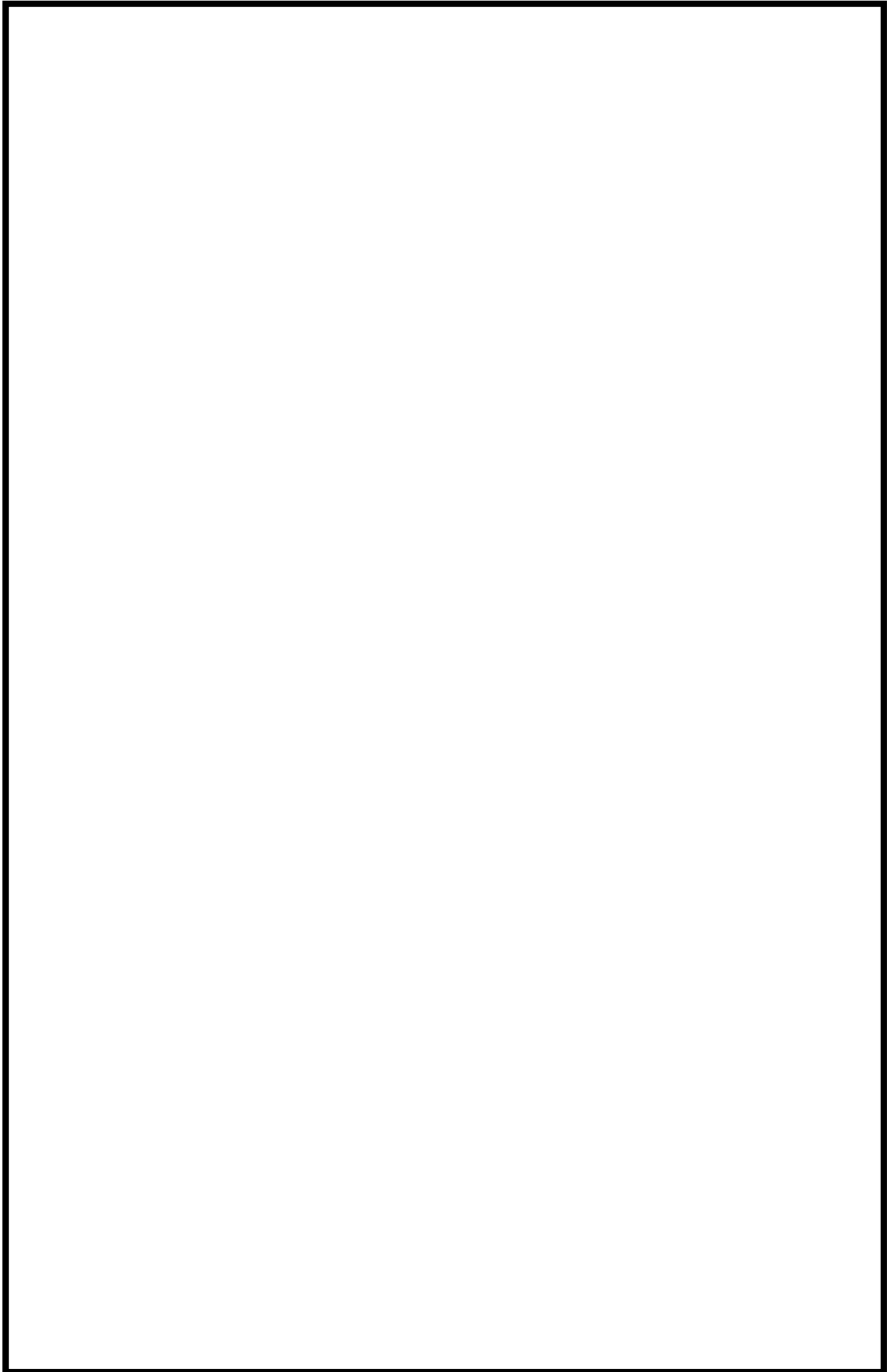


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その2)

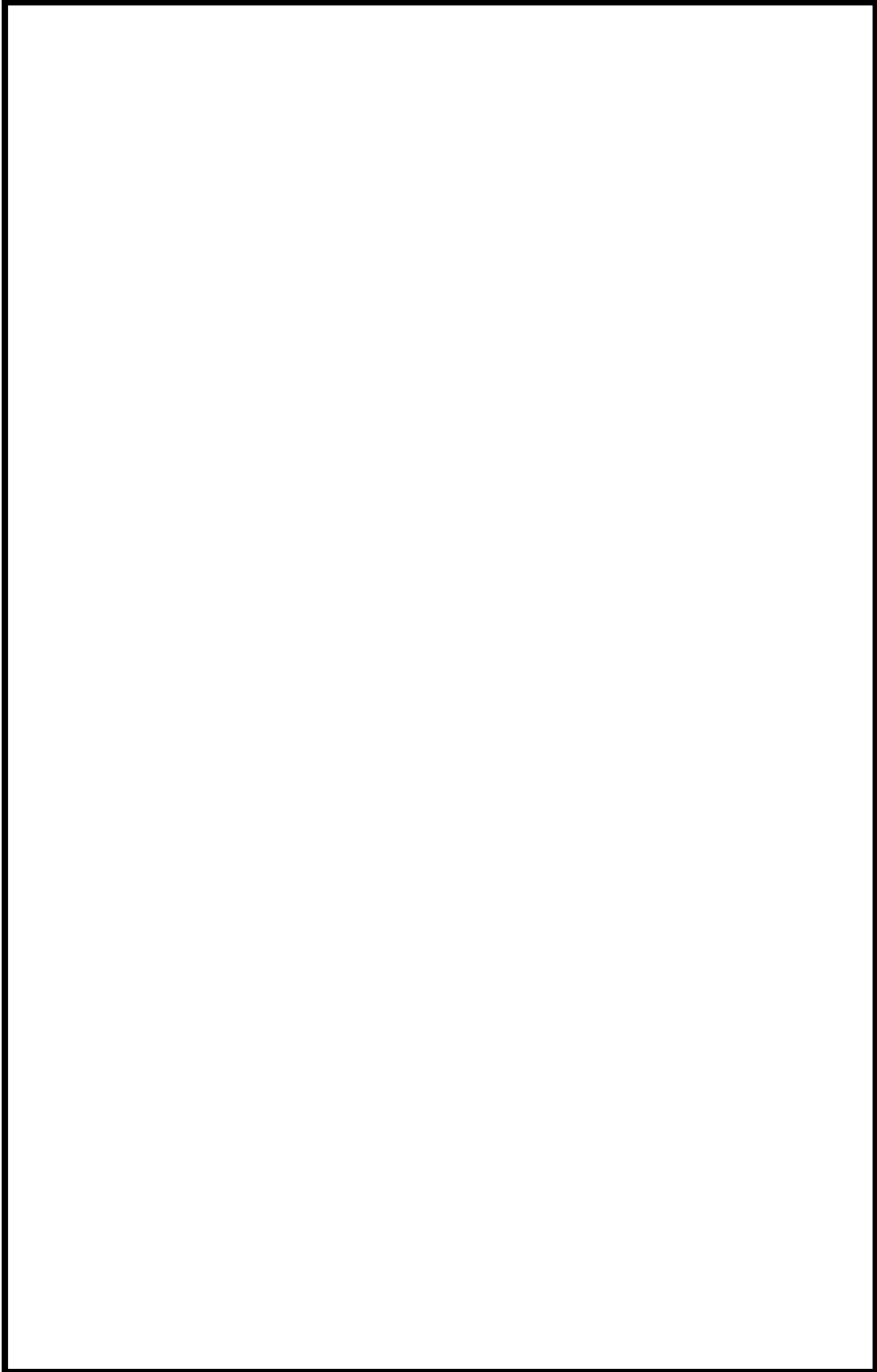


図 48-6-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

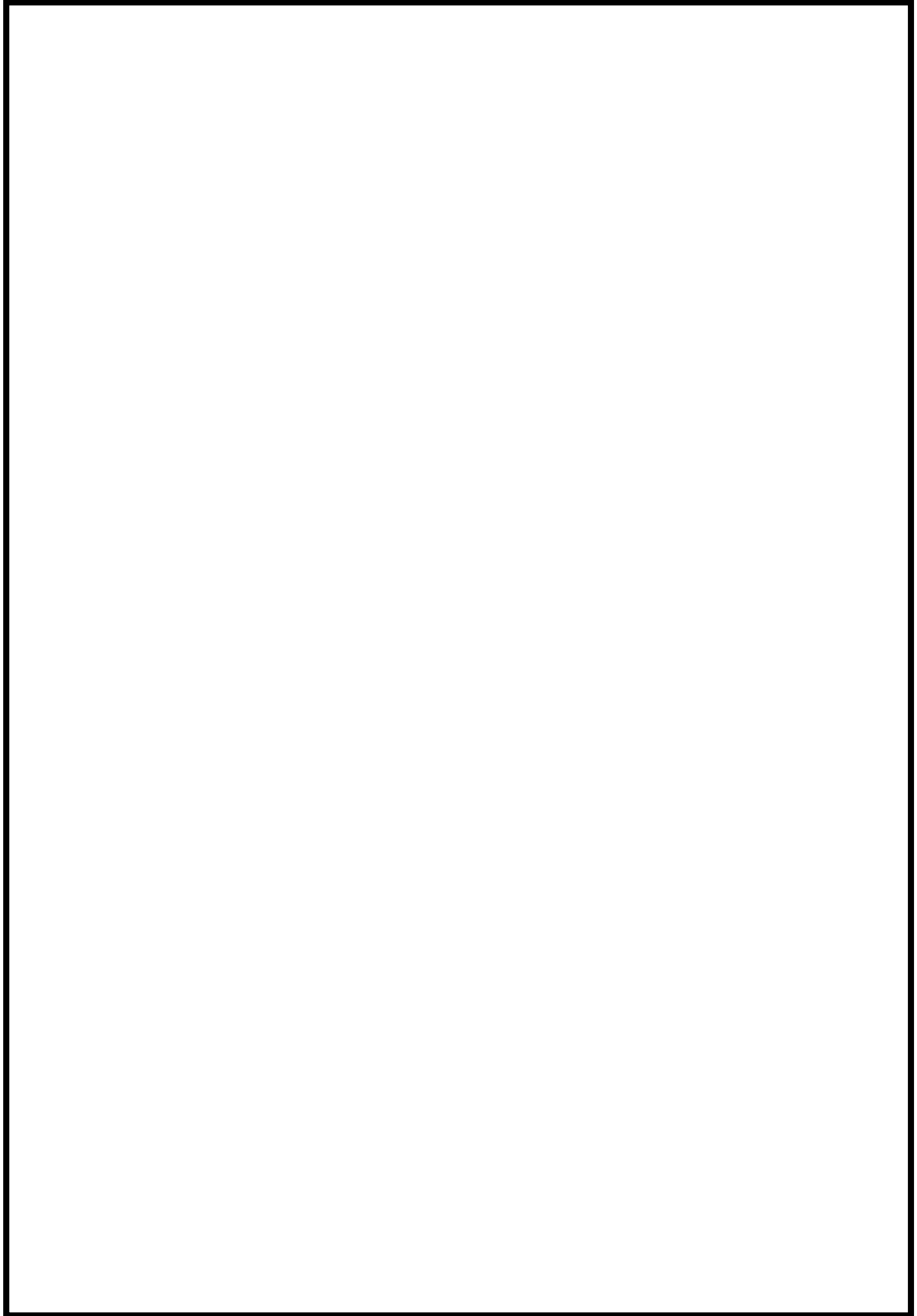


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6 号炉 A 系)

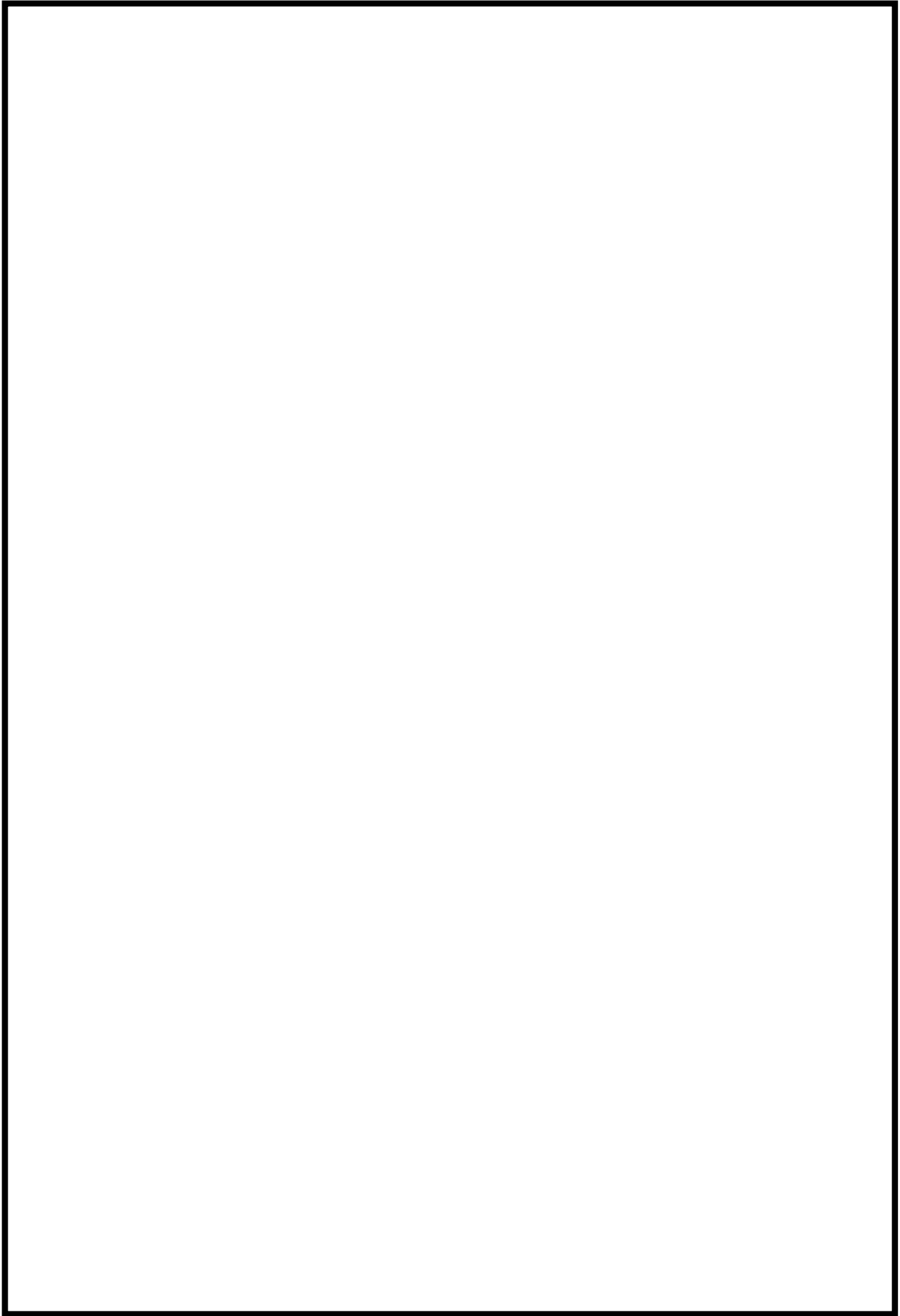


図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 B系)

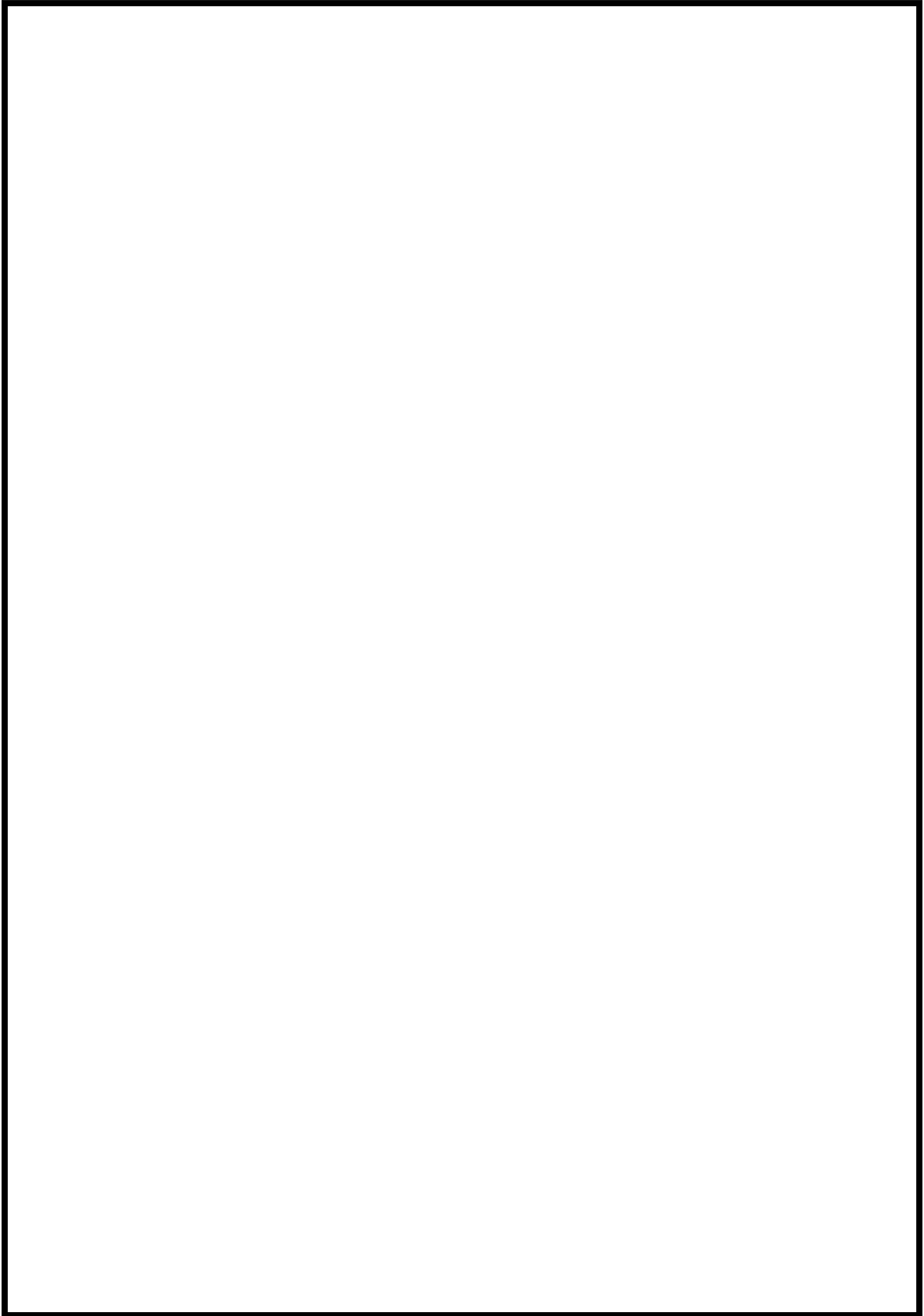


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7 号炉 A 系)

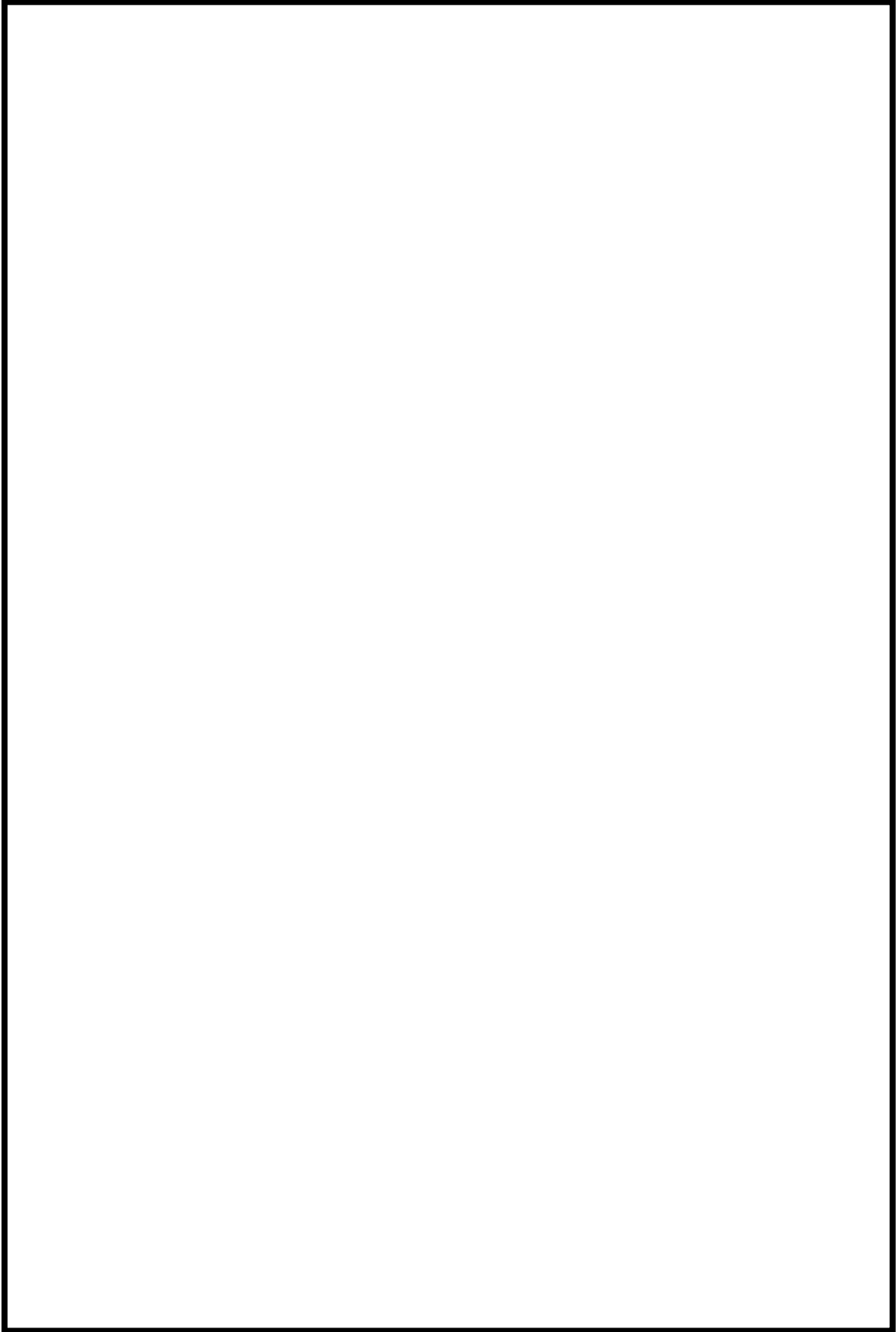


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7 号炉 B 系)



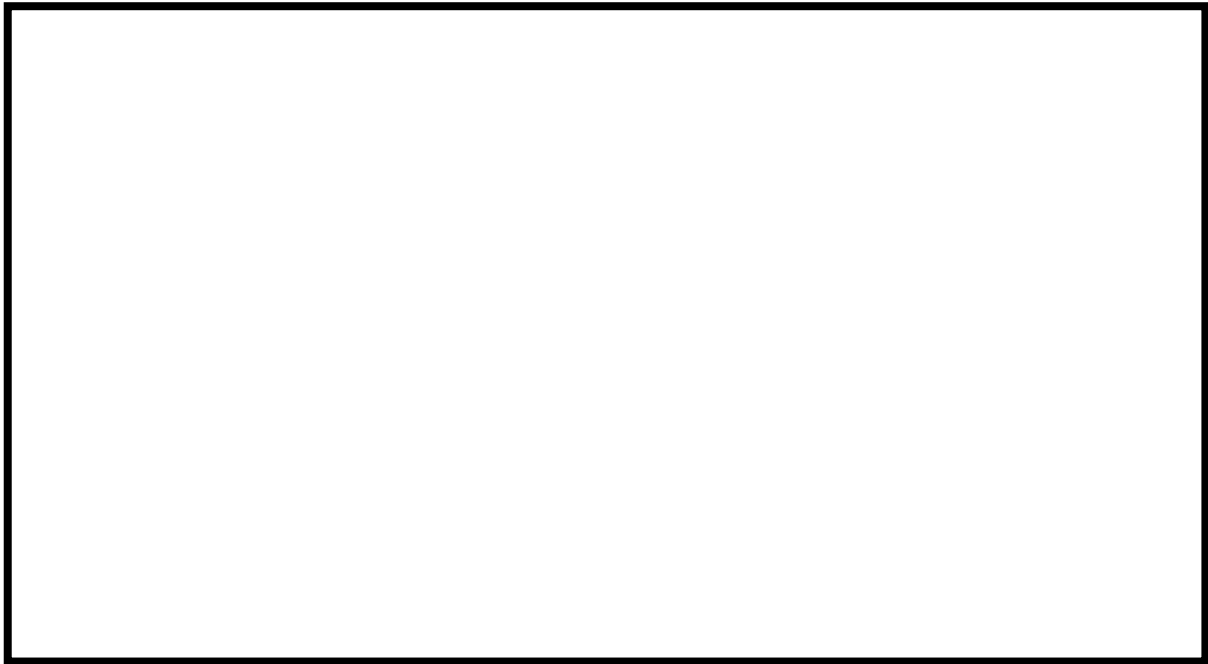


図 48-6-10 電動駆動弁構造図

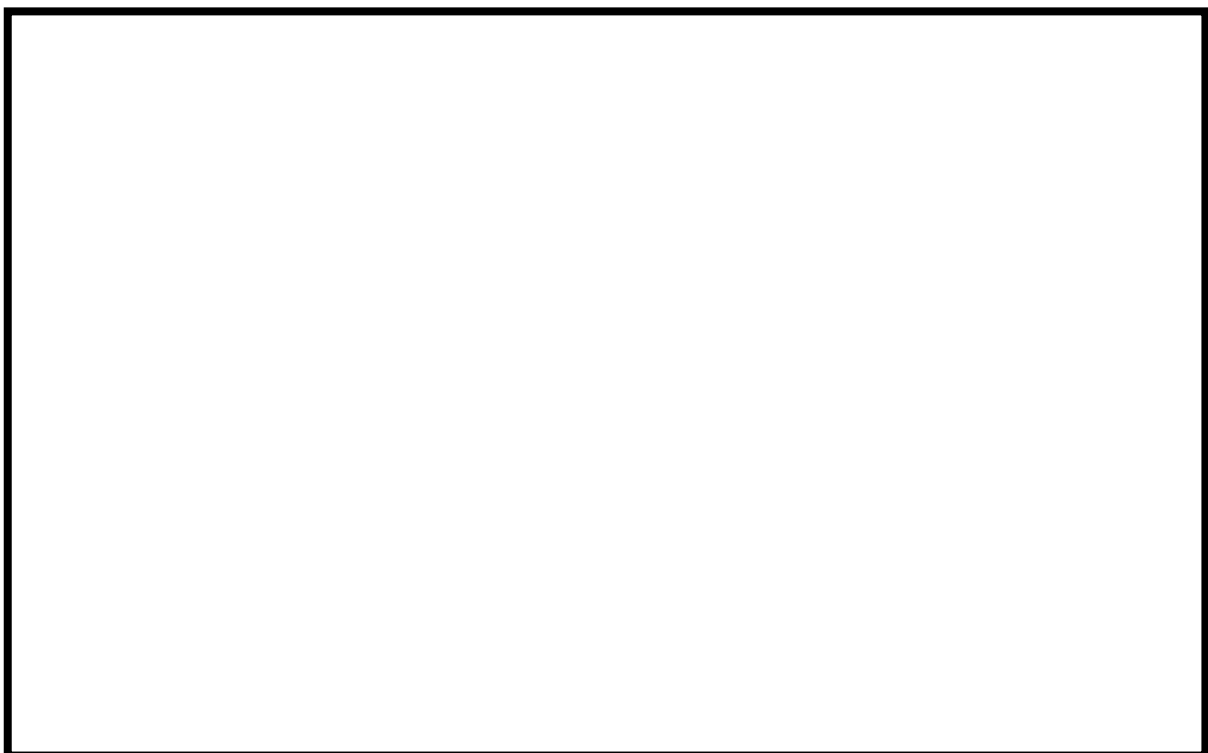


図 48-6-11 空気駆動弁構造図



图 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図（例：7 号炉 二次隔離弁）

48-7  
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット (その1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m <sup>2</sup> /式	
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】**

熱交換器ユニット (その1) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その1) は3式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

**1. 個数, 容量の設定根拠**

熱交換器ユニット (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その1) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

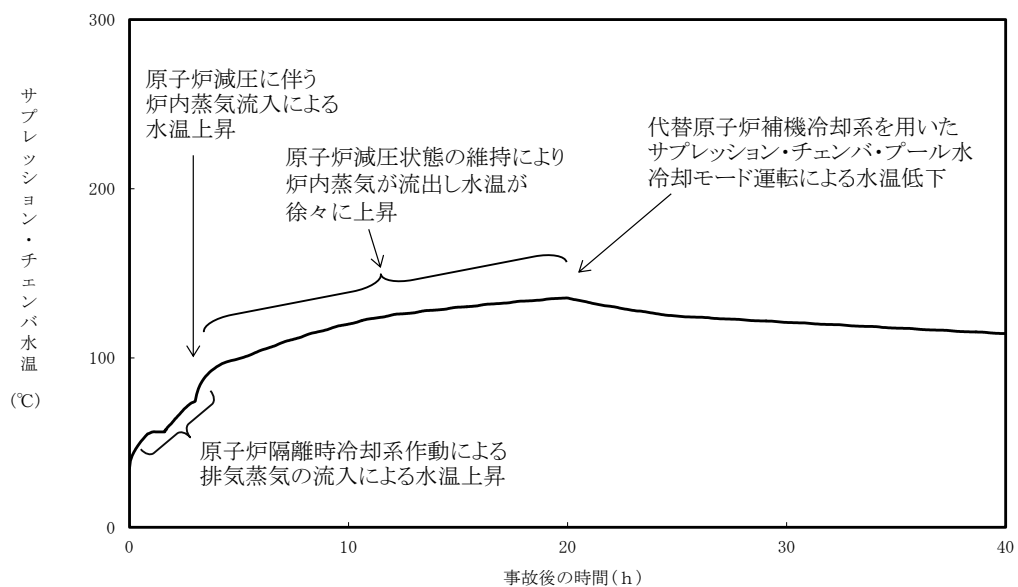


図 48-7-1 サブプレッション・チェンバ水温の推移

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

### 2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

### 2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

### 3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

### 3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

## 4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

### 4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h
W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 840m <sup>3</sup> /h
T <sub>a1</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T <sub>a2</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T <sub>b2</sub>	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T <sub>b1</sub>	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m <sup>3</sup>
ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1017kg/m <sup>3</sup>
C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

#### 4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

$\Delta t$  : 対数平均温度差

#### 4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{\phantom{000}} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

#### 4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{\phantom{000}} / 2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 \doteq \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

$A_r$  : 熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は,  $\boxed{\phantom{000}} \times 2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, 約  $\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	°C	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m <sup>2</sup> /式	
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】

熱交換器ユニット (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

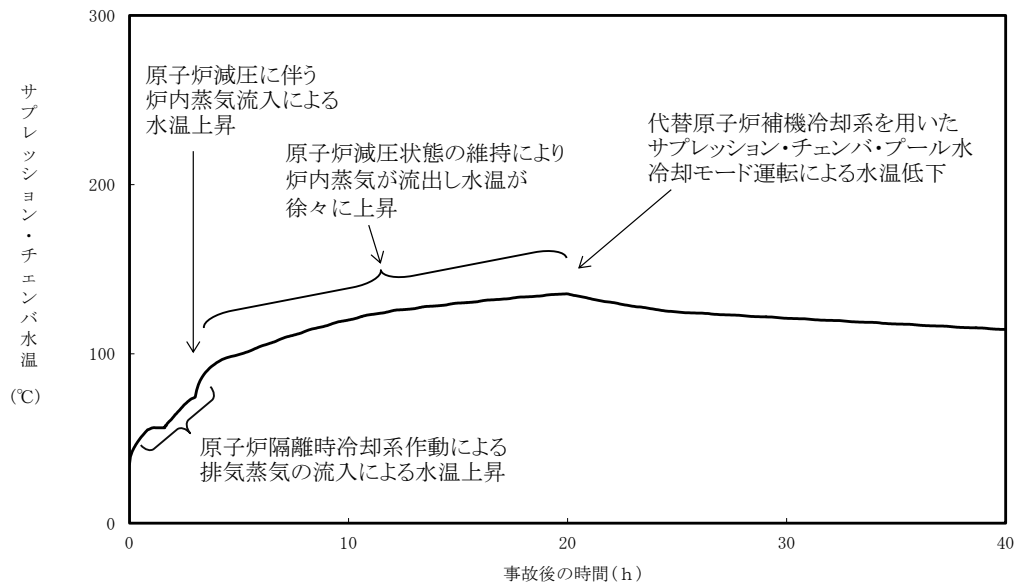


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

### 2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

### 2.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力以上とし、1.4MPa[gage]とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

### 3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

### 3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口80℃、入口40℃とする。

## 4. 伝熱面積の設定根拠

### (1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる  m<sup>2</sup>/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ &= \text{} \text{ m}^2 / \text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) =11.602×10<sup>6</sup> (=11.61MW)

K<sub>o</sub> : 伝熱板熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) =8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、×2 =  m<sup>2</sup>

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m<sup>2</sup>/式とする。



なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m<sup>3</sup>/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 :  m<sup>2</sup>

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m<sup>3</sup>/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : 約  m<sup>2</sup>

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m <sup>3</sup> /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	□ 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	□ 以上（注1）（110（注2））
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】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

#### 1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300 m<sup>3</sup>/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

#### 2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

##### 【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は 75m とする。

#### 3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約  kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)  
ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000  
g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665  
Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300  
H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-3 参照)  
η : ポンプ効率 (%) =  (図 48-7-3 参照)  
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。



図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2)
個数	台	1
容量	m <sup>3</sup> /h/台	600 以上 (注1) (600 (注2))
全揚程	m	<input type="text"/> 以上 (注1) (75 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注1) (200 (注2))
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】

代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) は1台設置する。

#### 1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 600 m<sup>3</sup>/h のポンプを1台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

#### 2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その2) の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

##### 【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約  m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の揚程は 75m とする。

#### 3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の最高使用圧力は、熱交換器ユニット (その2) の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

#### 4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

#### 5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量 600m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約  kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-4 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 48-7-4 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は 200kW/台とする。

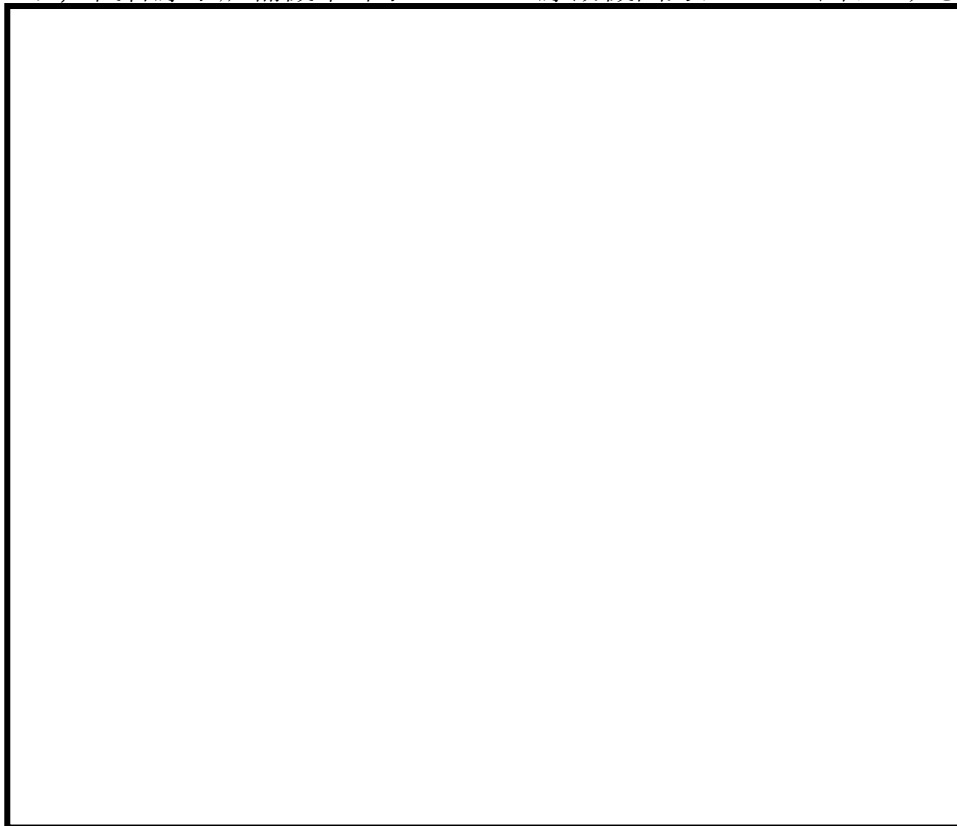


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m <sup>3</sup> /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
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】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

#### 1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m<sup>3</sup>/h とし、900m<sup>3</sup>/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

#### 2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

（6 号炉）

- |                 |   |                            |
|-----------------|---|----------------------------|
| ①熱交換器ユニット内の圧力損失 | : | 約 <input type="text"/> MPa |
| ②ホース直接敷設の圧損     | : | 約 <input type="text"/> MPa |
| ③ホース湾曲の影響       | : | 約 <input type="text"/> MPa |
| ④機器類の圧力損失       | : | 約 <input type="text"/> MPa |
| ①～④の合計          | : | 約 <input type="text"/> MPa |

(7号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約	MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約	MPa
③ホース湾曲の影響	:	約	MPa
④機器類の圧力損失	:	約	MPa
①～④の合計	:	約	MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage]以上とし、1.25MPa[gage]とする。

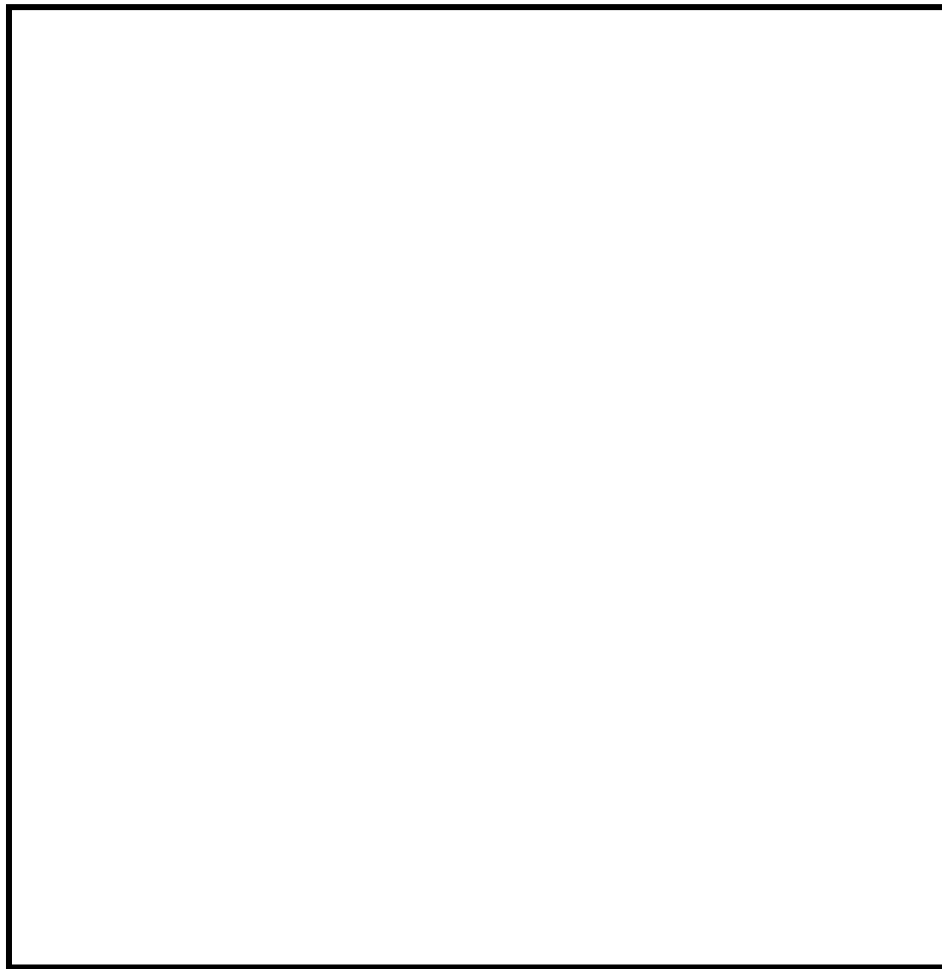


図 48-7-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 48-7-6 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水

ポンプの約 17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 23m であることから、ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより、海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約 17.2m 下位）でも、ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。

上記の設置状況に基づき、必要流量 840 m<sup>3</sup>/h を確保した場合における揚程である 31m に対し、必要揚程が約 19m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから、吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより、設置高さを調整することなく、必要な揚程を確保することが可能である。

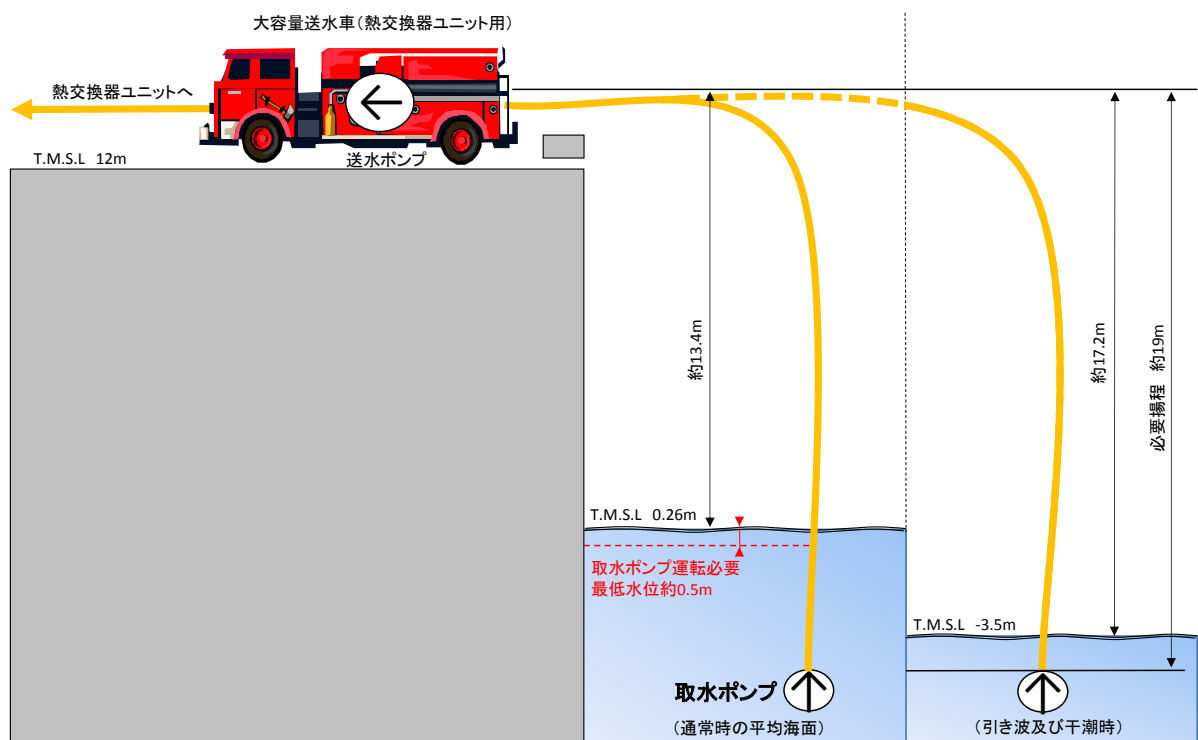


図 48-7-6 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

### 3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。



5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点 (  ) での軸動力を考慮し、 kW とする。

## ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

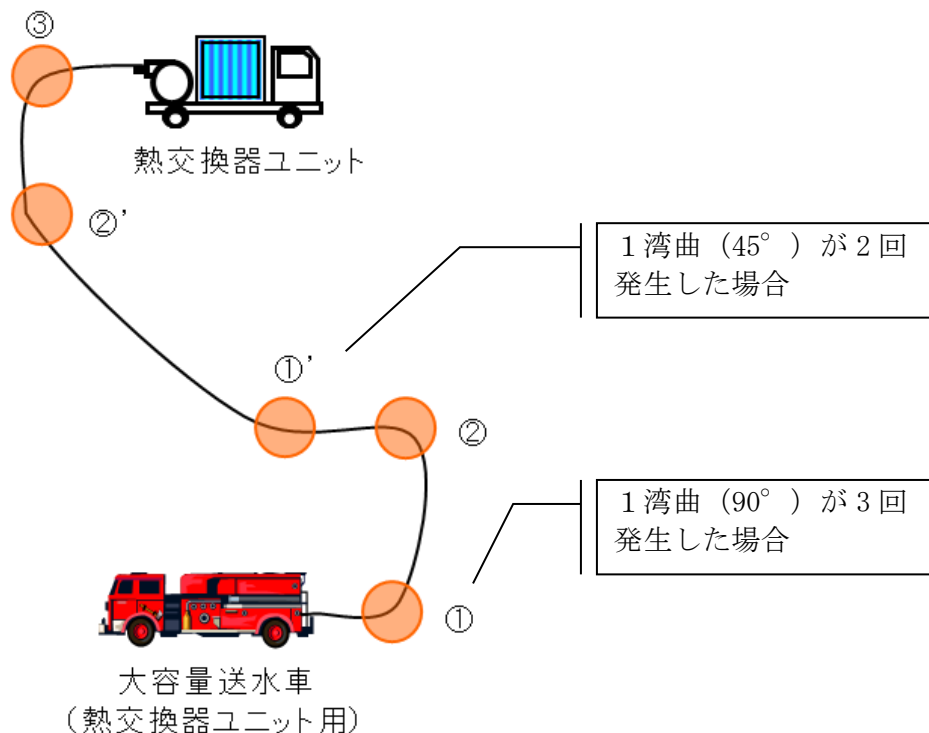


図 48-7-7 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲(90°)あたりの圧力損失  $h_c$  >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド  $f_c$

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots \text{ [MPa] } (i)$$

を引用する。

○流速  $v$

$$v=Q/A$$

・  $Q$ =流量について

大容量送水車流量は， $840\text{m}^3/\text{h}$  である。

・  $A$ =管路の断面積について

$A=\pi r^2$  であることから， $r$ =管内径/2 となり，管内径  $0.295\text{m}$  より， $r=0.1475$ 。よって， $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速  $v=Q/A$  より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581[\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii}) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲 ( $90^\circ$ ) あたりの圧力損失を求める。

$hc=fc \times v^2/(2g)$  より，重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$hc=0.068 \times (3.415^2/(2 \times 9.8))$$

$$= \underline{0.04046[\text{m}]}$$

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	°C	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa [gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa [gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

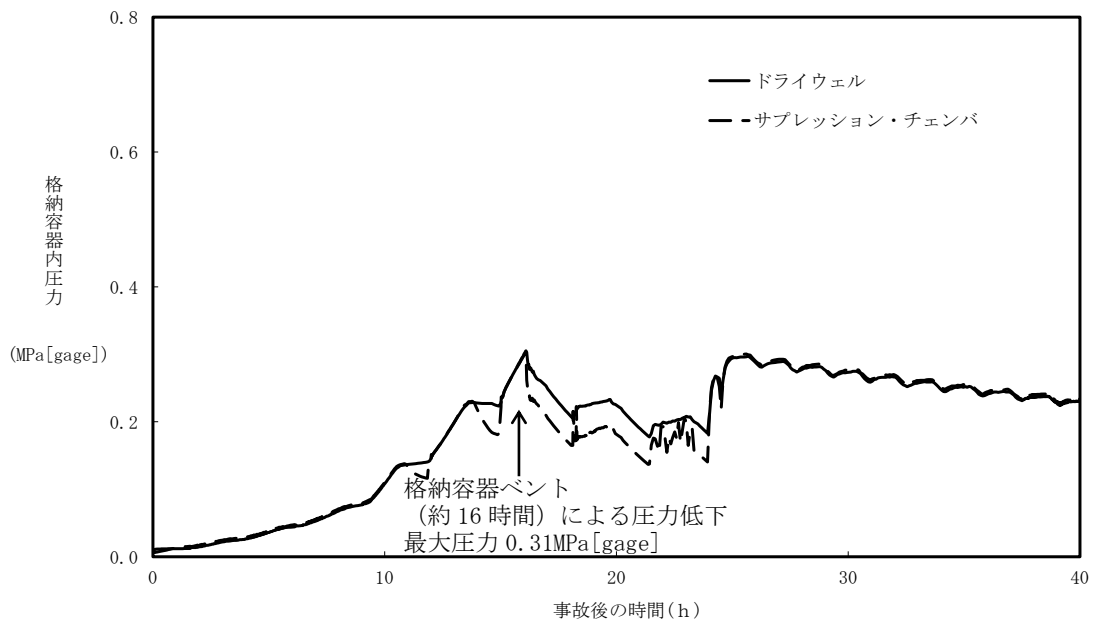


図 48-7-8 原子炉格納容器圧力推移 (全交流動力電源喪失)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である171°Cとする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は171°C以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171°C以下となる。

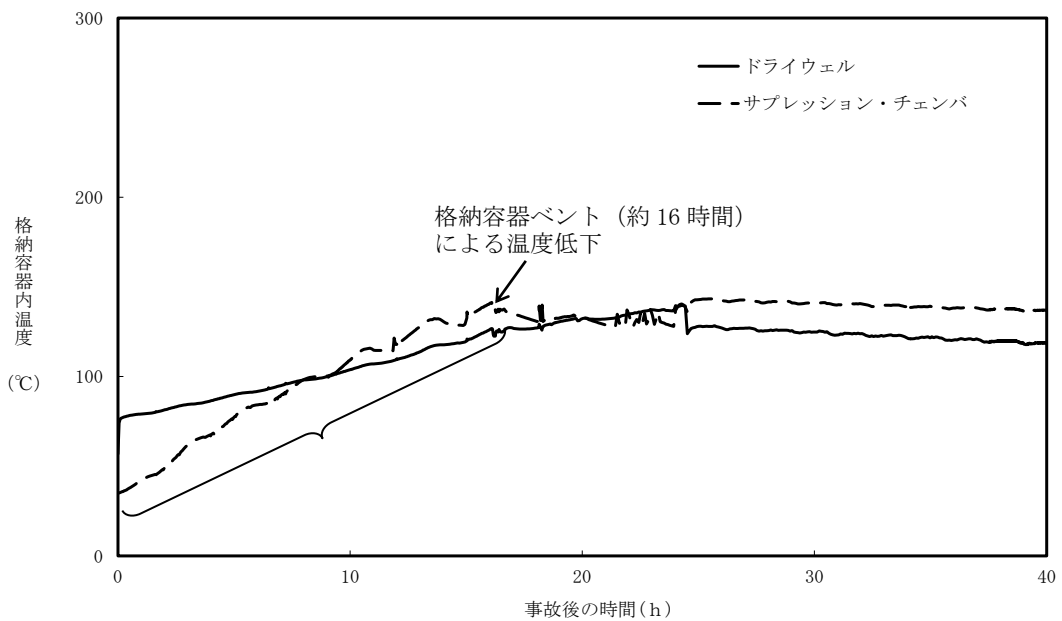


図 48-7-9 原子炉格納容器温度推移（全交流動力電源喪失）

(3) 設計流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の状態で耐圧強化ベント系を使用した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%となるのは、原子炉停止から 2～3 時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約 16 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8  
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

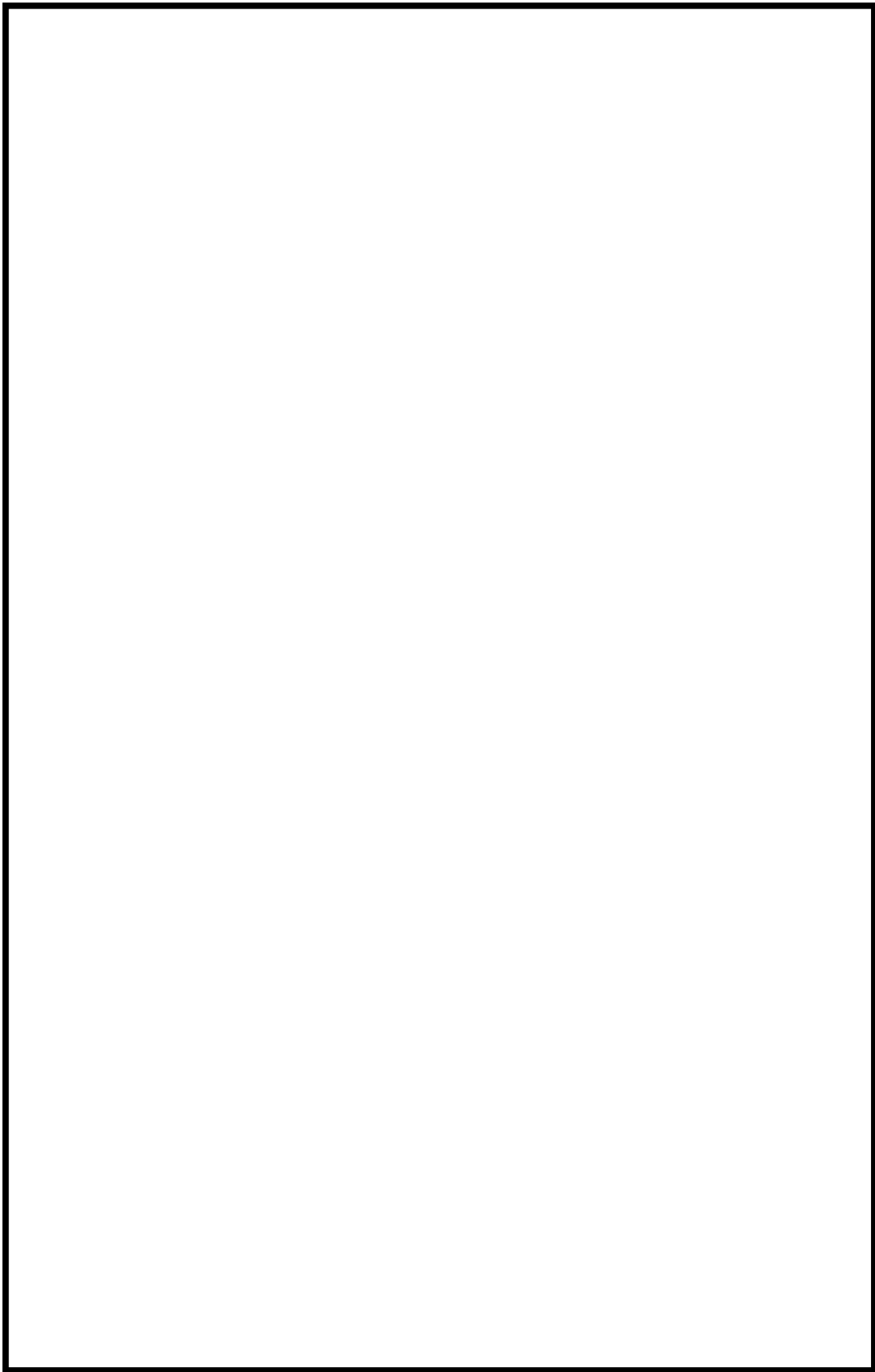


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9  
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



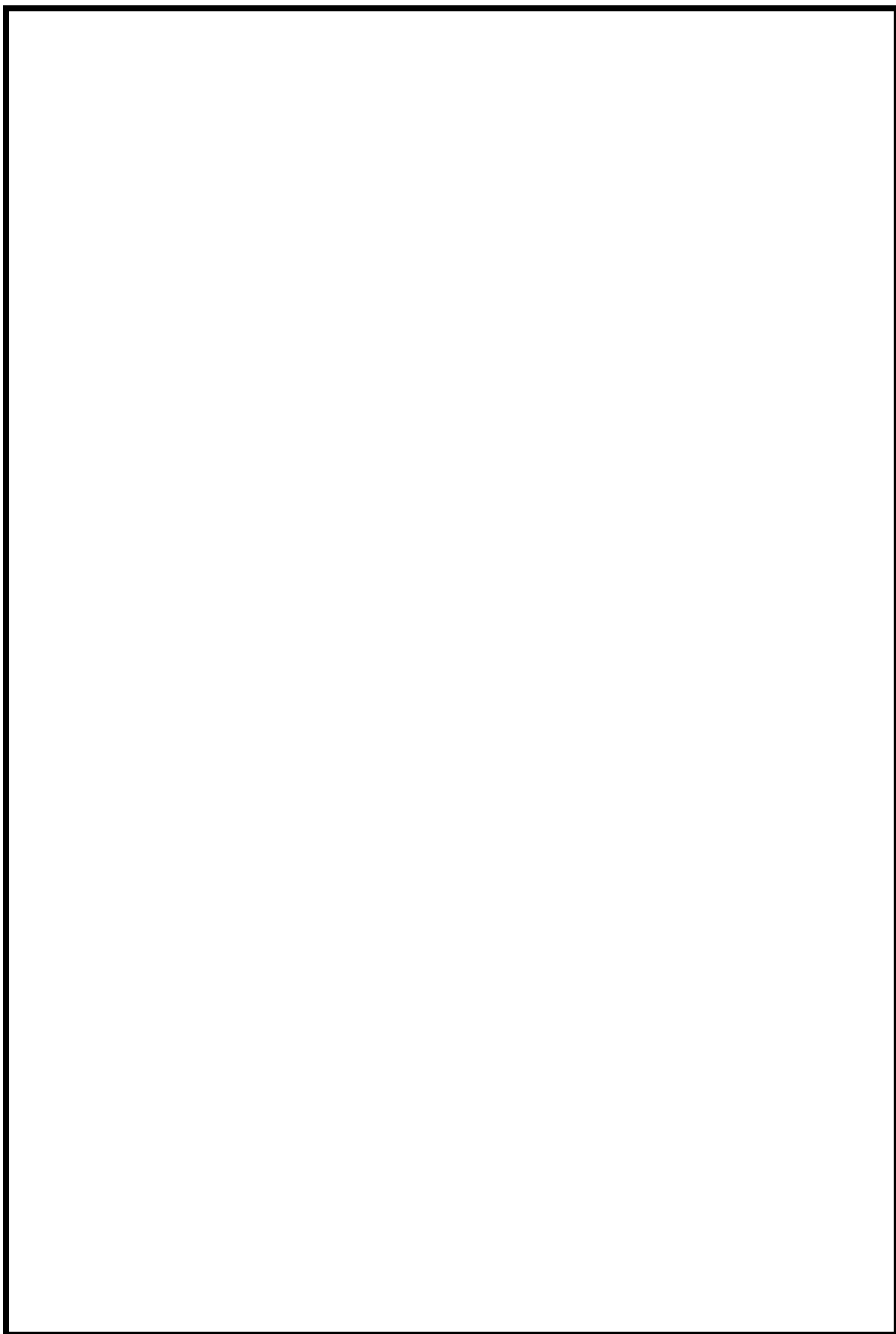


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

48-10  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『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

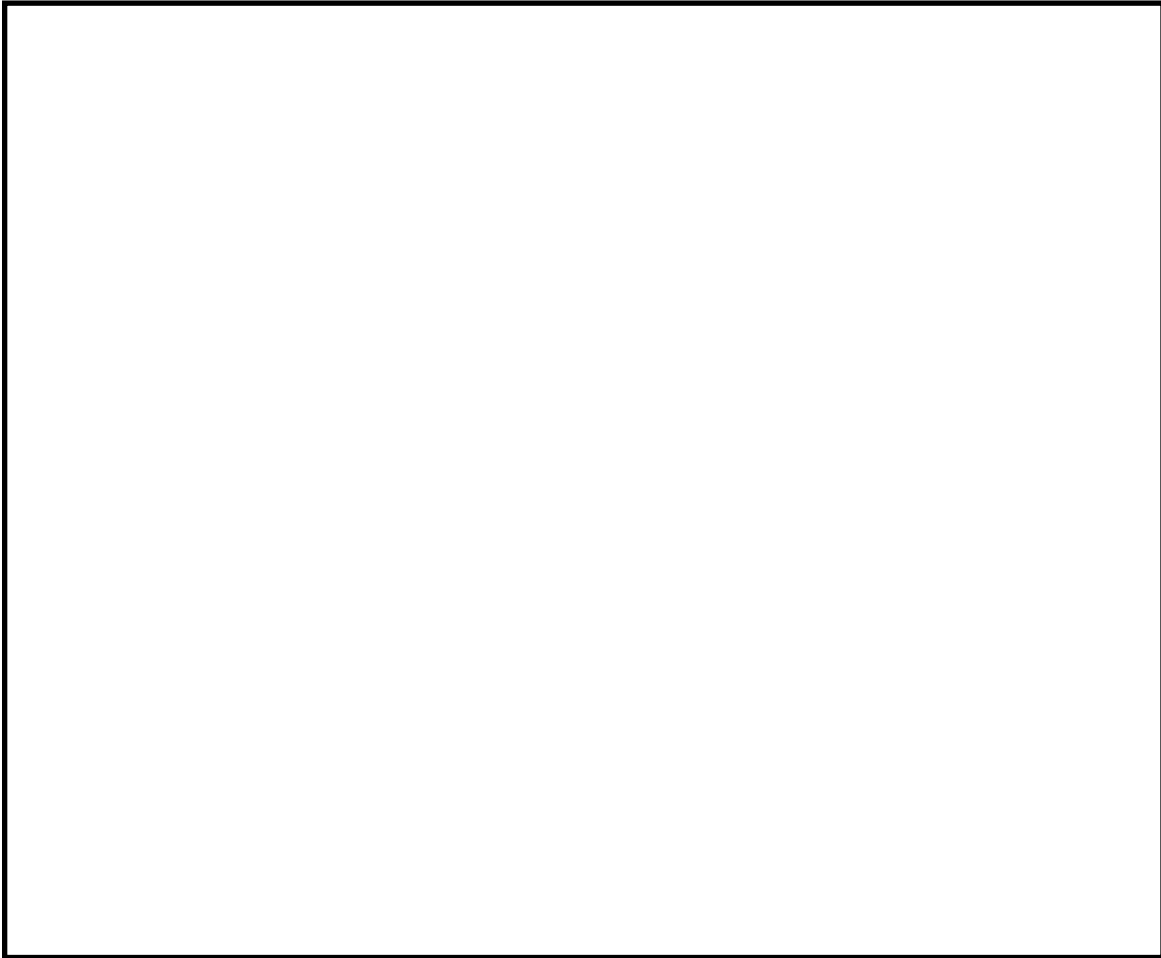


図 48-10-1 保管場所及びアクセスルート図

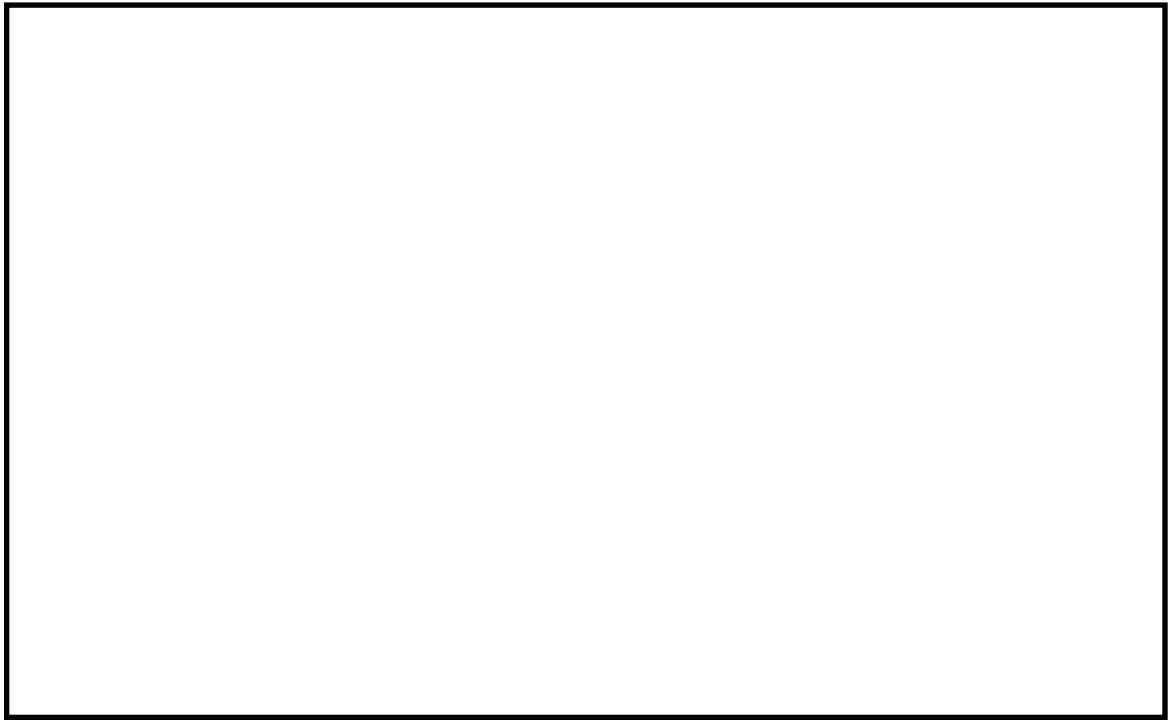


図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

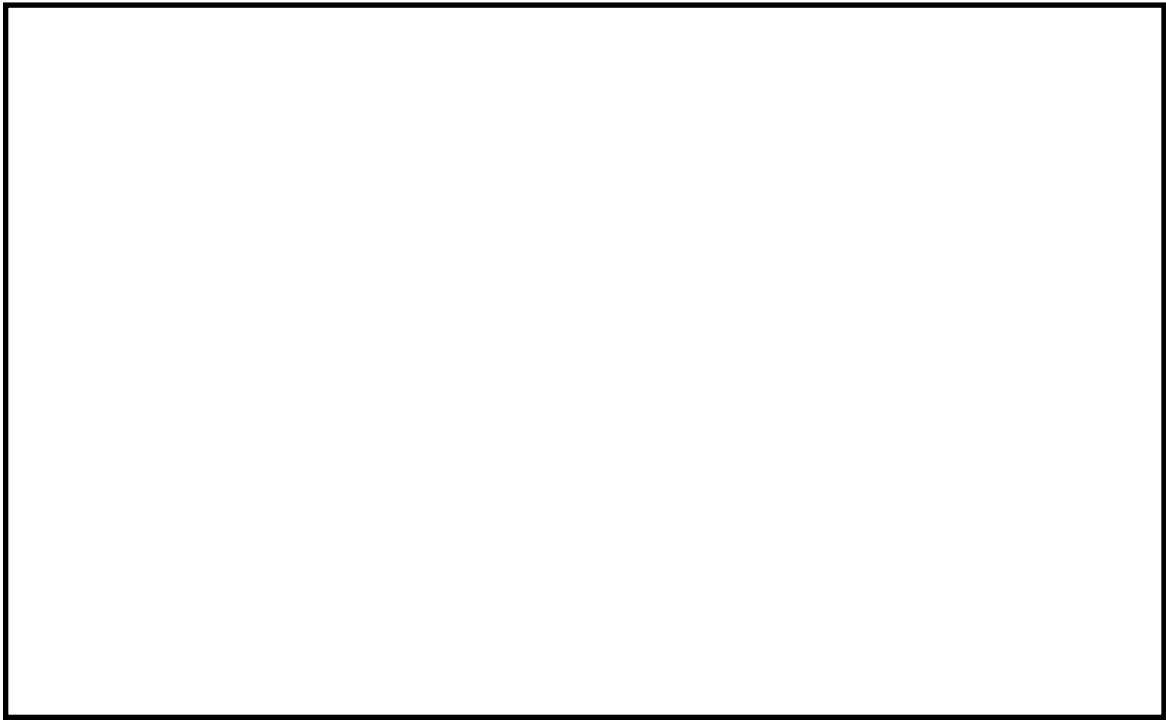


図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図

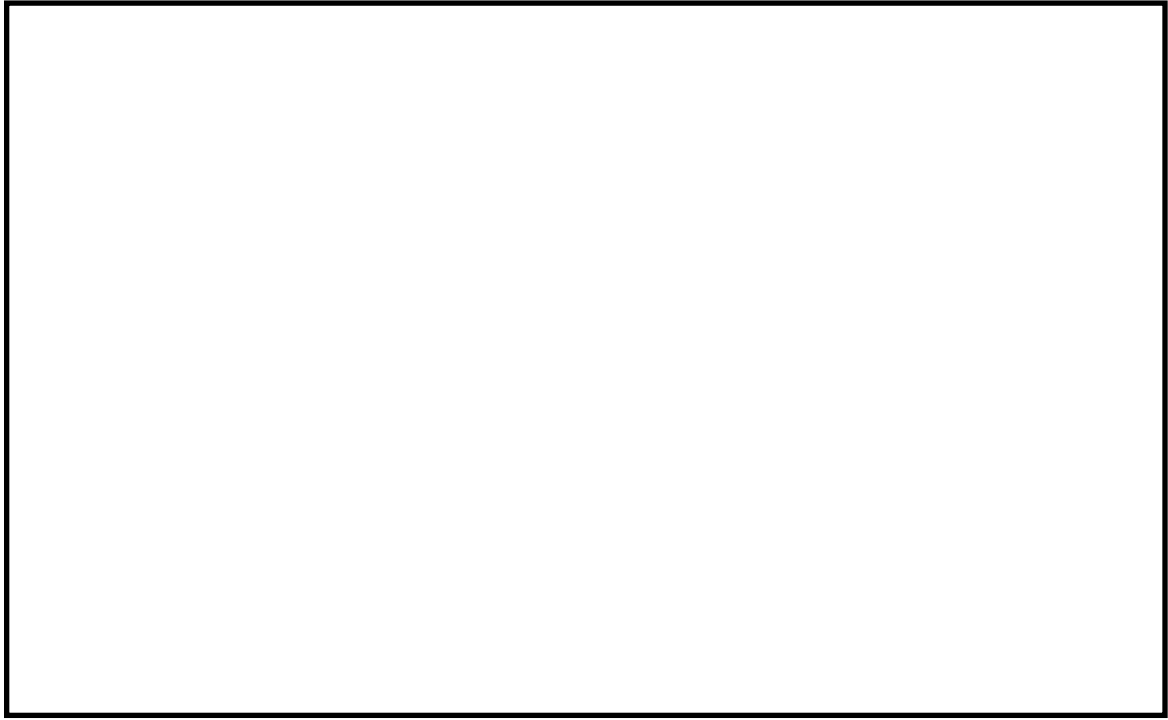


図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

48-11  
その他設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【自主対策設備】

1. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を、外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

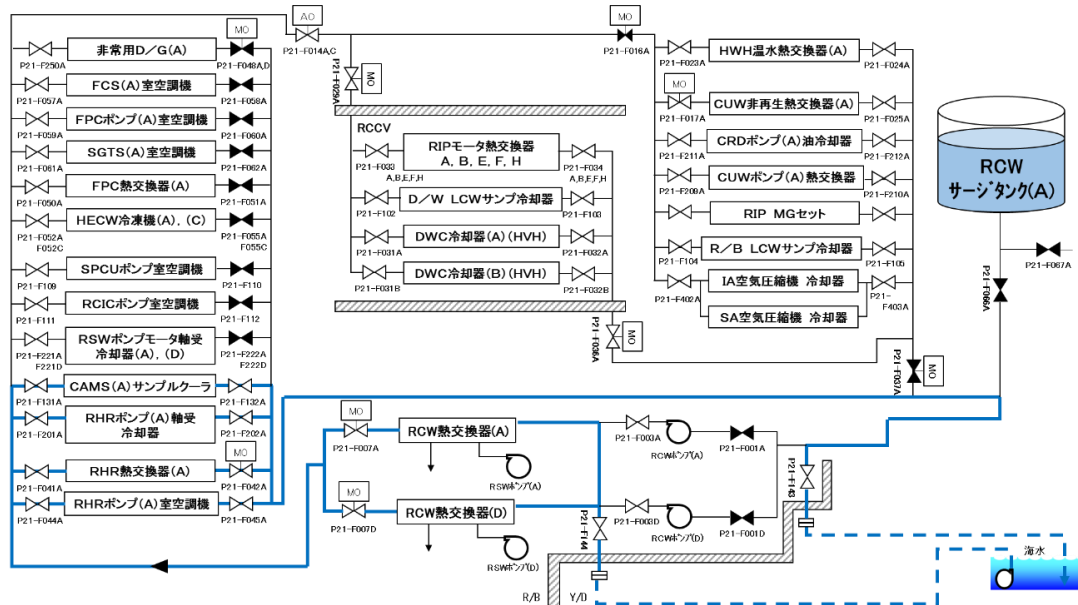


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

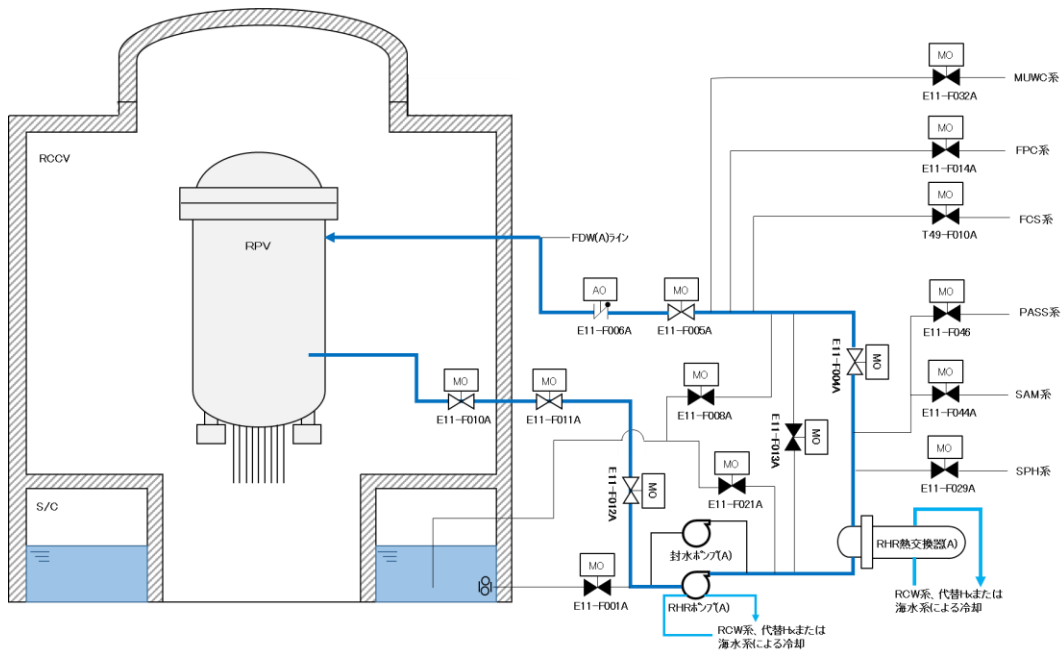


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図



## 熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系（図 48-11-3）の熱交換器ユニットは，図 48-11-4 で示すとおりポンプ 2 台，熱交換器 2 基，ストレナーナ 2 基で構成される。熱交換器は，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により通水した海水により冷却される。

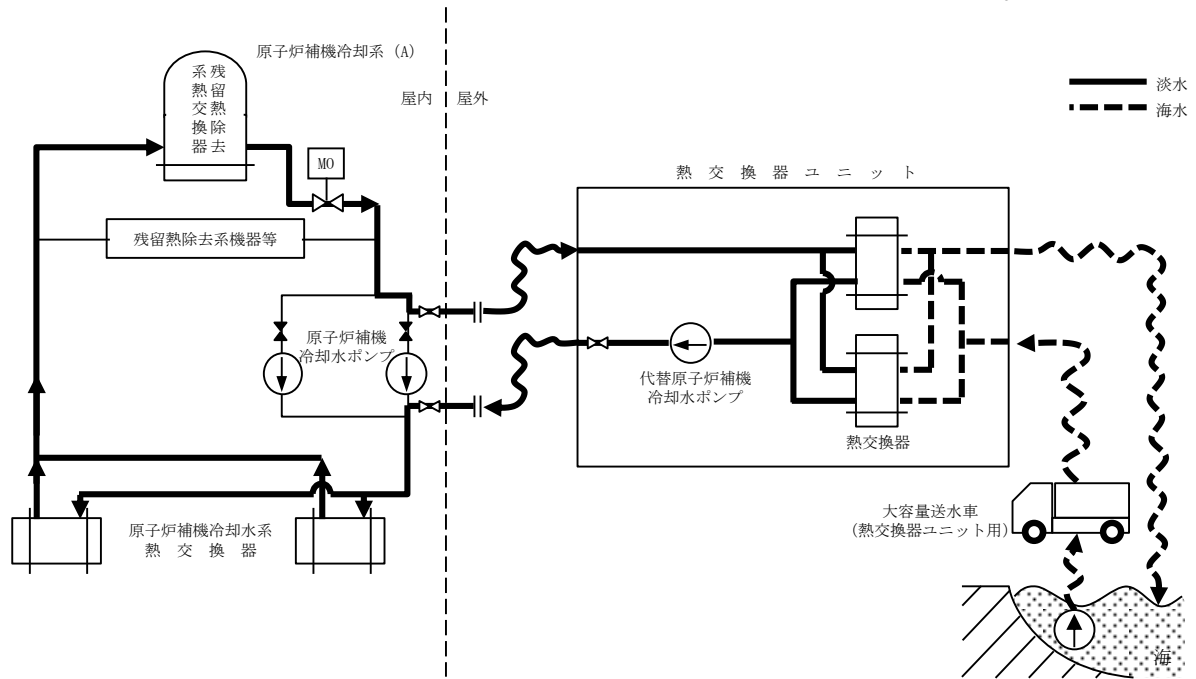


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

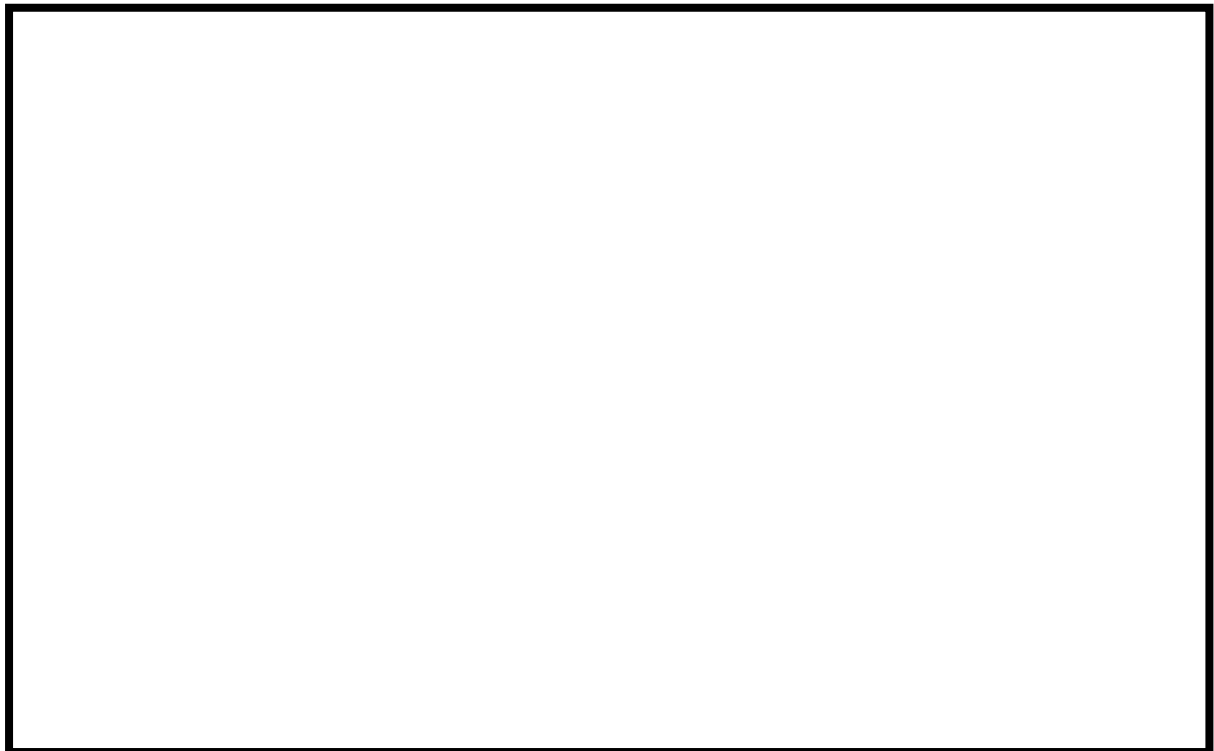


図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

48-12

熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について

コンテナ部を車両から降ろし治具や架台等にて固定して保管  
(車両部は車両単体で保管)

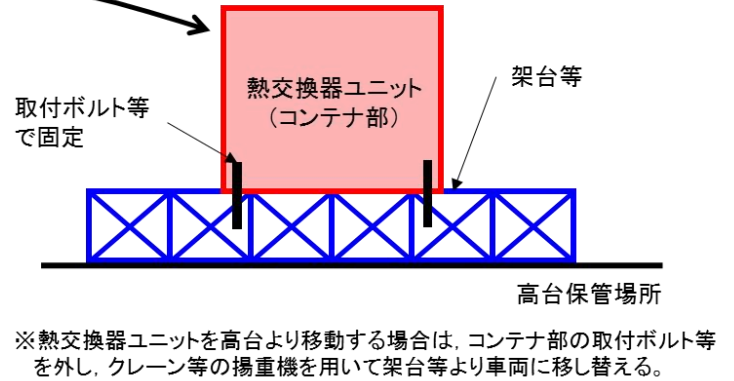


図 48-12-1 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置のイメージ

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
		代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 9時間															
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 系統構成														
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保				系統構成										
	緊急時対策要員	13															

経過時間 (0~3 時間) の内訳

経過時間(時間)					
0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0
緊急時対策要員の移動(30分)					
代替原子炉補機冷却系の可搬型設備の外観点検(10分)					
ユニットと架台を締結するボルト等の取外し(60分)					
クレーン等の揚重機によるユニットの移し替え(30分)					
熱交換器ユニットの高台からK6/7タービン建屋周りへの移動(15分)					
(参考) 大容量送水車(熱交換器ユニット用)等を高台からK6/7タービン建屋周りへの移動					

図 48-12-2 転倒防止措置を考慮したタイムチャート (代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保) の内訳

48-13

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

【代替原子炉補機冷却系】

表 48-13-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁(A)	P21-F144
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水戻り止め弁(A)	P21-F143
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁*1	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁*2	P27-F1002
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112	

(次頁に続く)

\*1: 熱交換器ユニット(その1)に設置してある弁

\*2: 熱交換器ユニット(その2)に設置してある弁

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E	
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B	

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

【格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系】

表 48-13-2 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	一次隔離弁（ドライウエル側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-M0-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-M0-F511



## 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

### 目次

- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

49-1

SA 設備基準適合性一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		復水移送ポンプ		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	その他の建屋内設備	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)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f	
			関連資料	49-3 配置図, 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		A, B	
			関連資料	49-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
			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	49-3 配置図, 49-4 系統図			
		第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A a, B	
			関連資料	49-3 配置図			
		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等が十分		B
	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DB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	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		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	屋外設備	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)	—	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
			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	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
			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	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一切替必要	B a	
				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)	高速回転機器	B b
		関連資料		49-4 系統図, 49-5 試験及び検査			
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
			関連資料	49-7 接続図			
		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	49-6 容量設定根拠		
			第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続	C	
				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	49-7 接続図			
	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	49-7 接続図			
	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 DB 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	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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モード）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—	
			電磁的障害		(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	A, B	
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		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		—			
	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等が十分 (DB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—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障		対象外（サポート系なし）	—
			関連資料		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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モード）熱交換器 （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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—	
			電磁的障害		(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		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
		関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		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等が十分 (DB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—対象外（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			—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—	
			電磁的障害		(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	A, B	
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		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		—			
	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等が十分 (DB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—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障		対象外（サポート系なし）	—
	関連資料			—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器 （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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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)	—	
			電磁的障害		(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		操作不要	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	
			関連資料		—		
		第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		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等が十分 (DB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－対象外（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		—			



49-2  
単線結線図

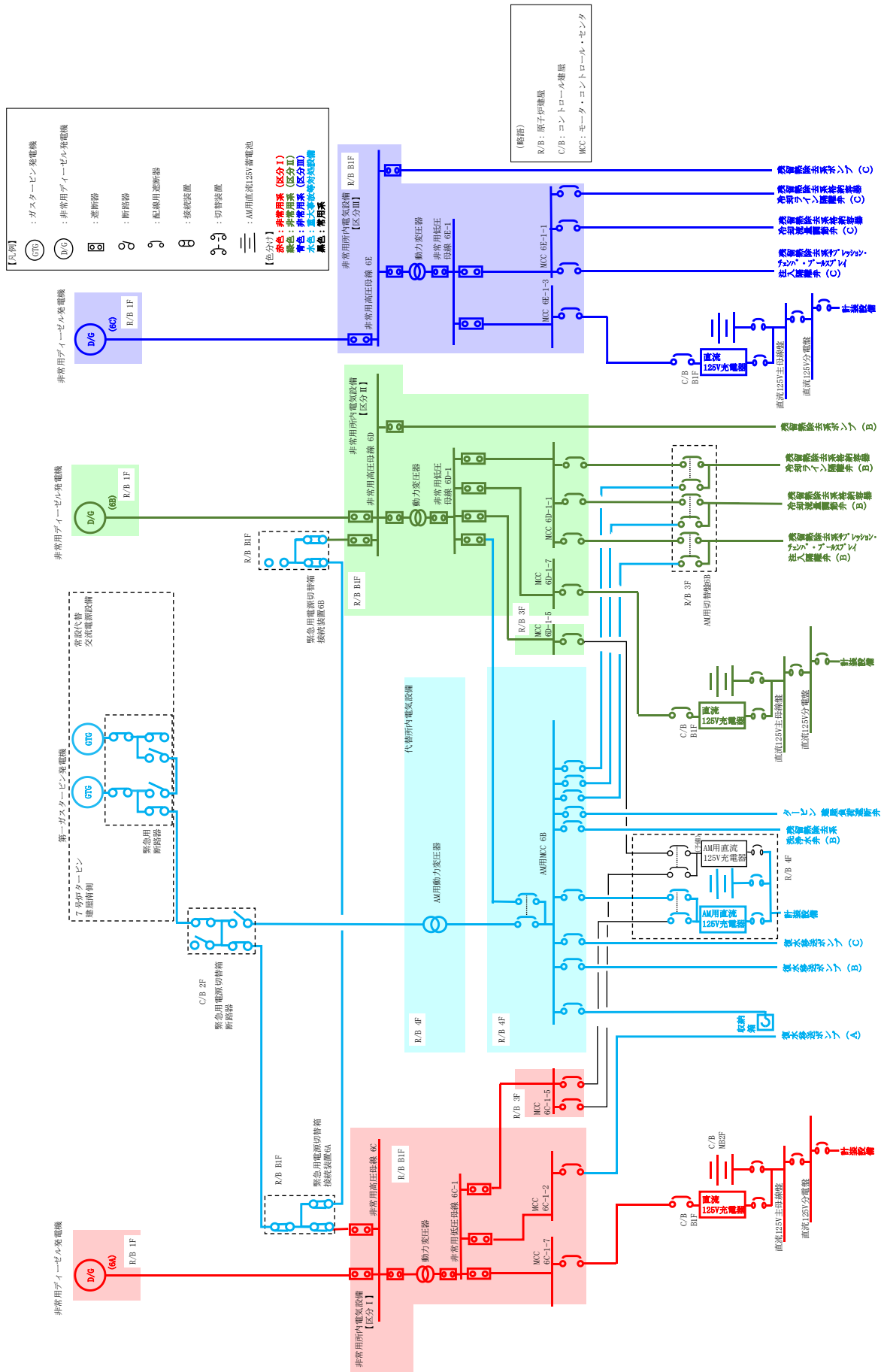


図1 単線結線図 (6号炉)

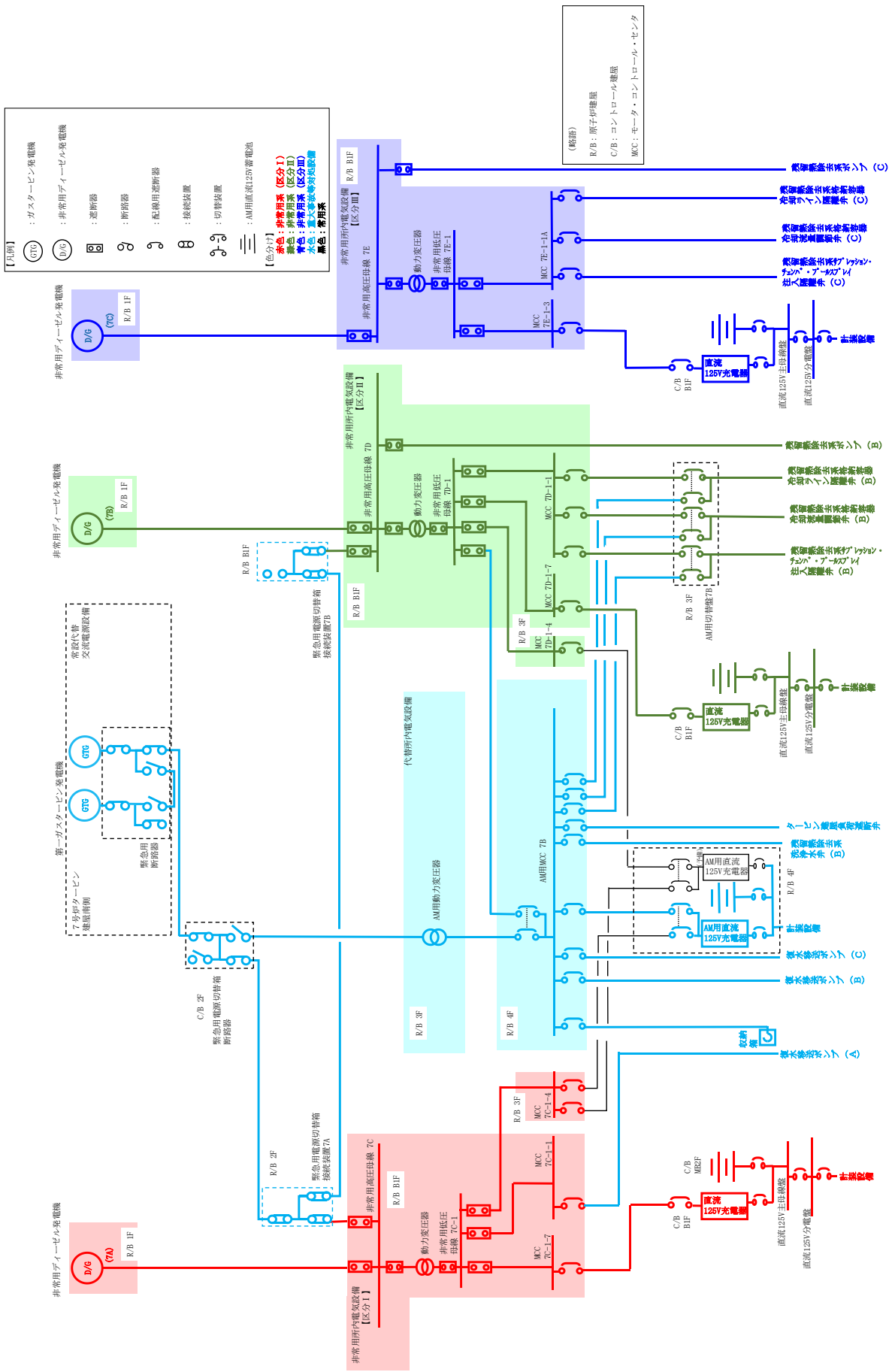




図2 単線結線図 (7号炉)

49-3  
配置図

 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

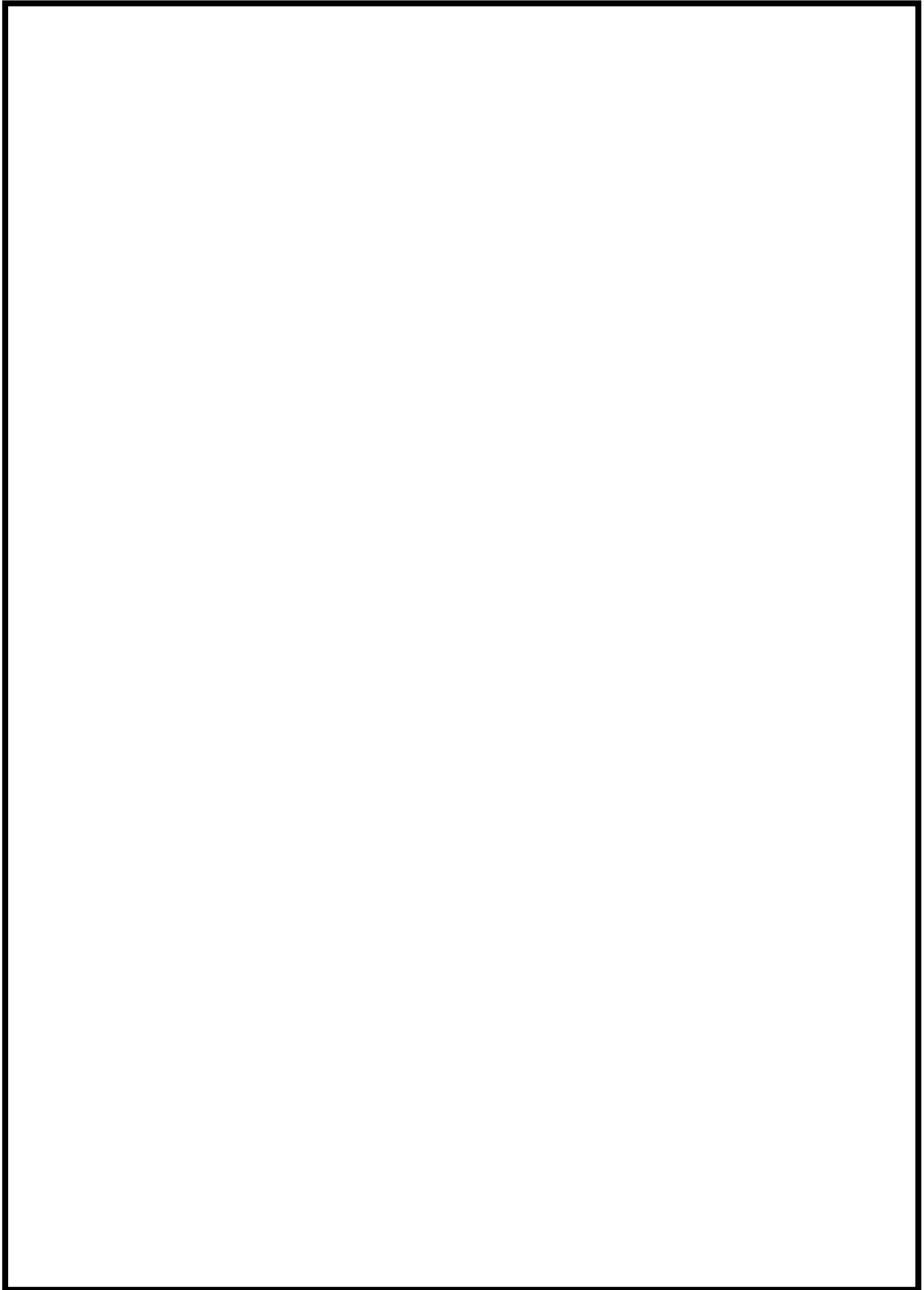


図1 配置図 (6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

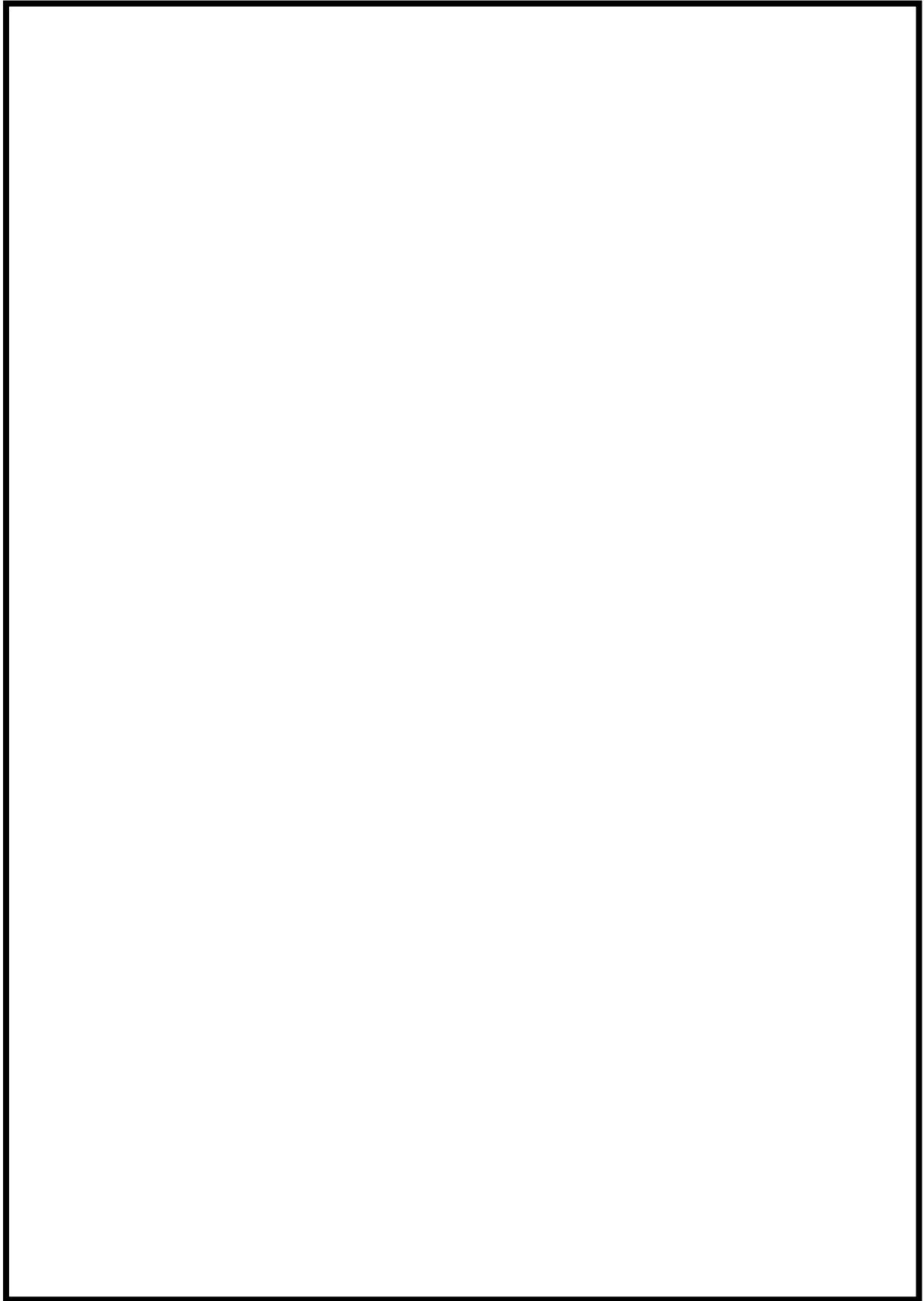


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

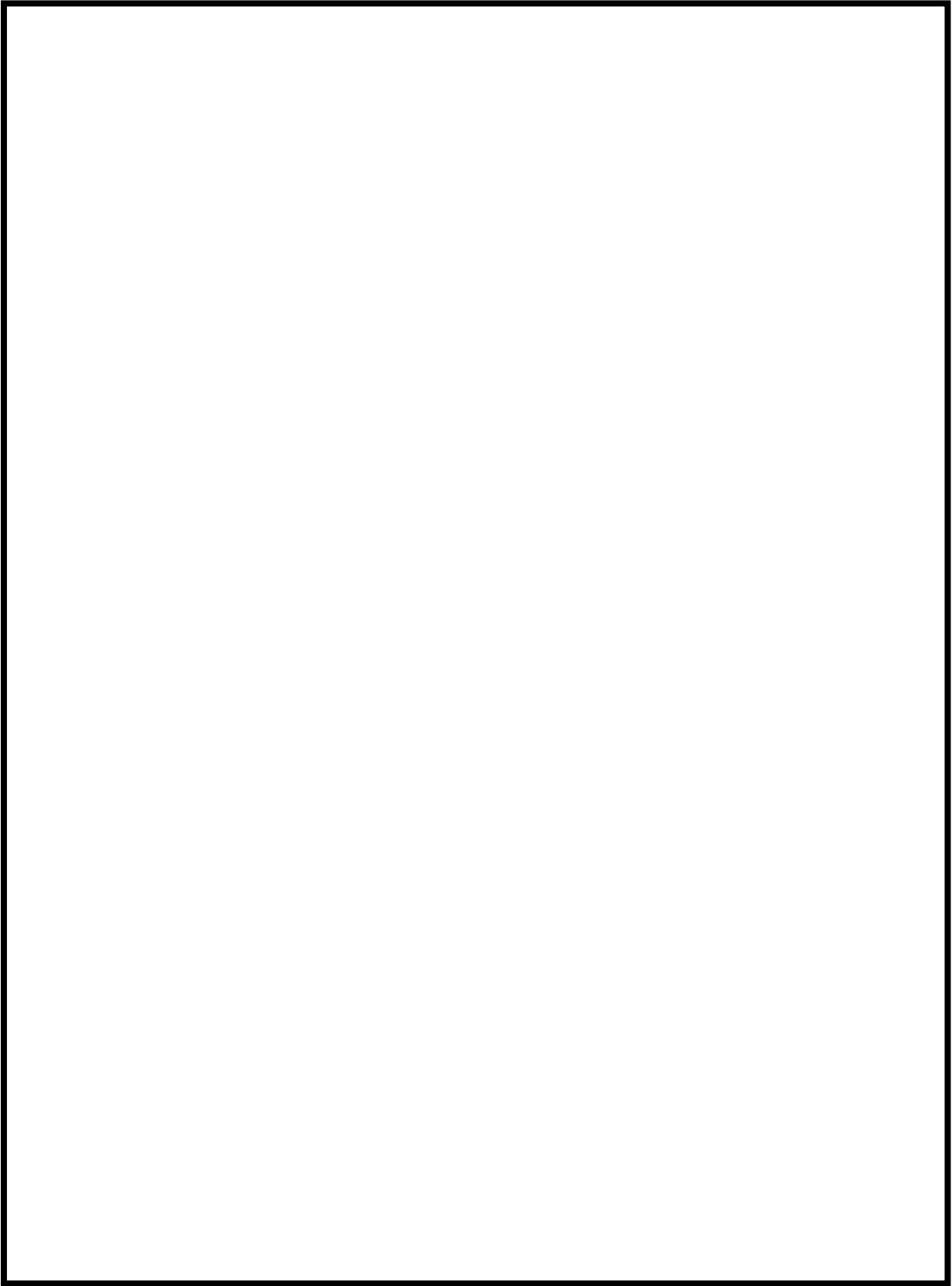


图 3 配置图（6号炉 原子炉建屋地下3階）

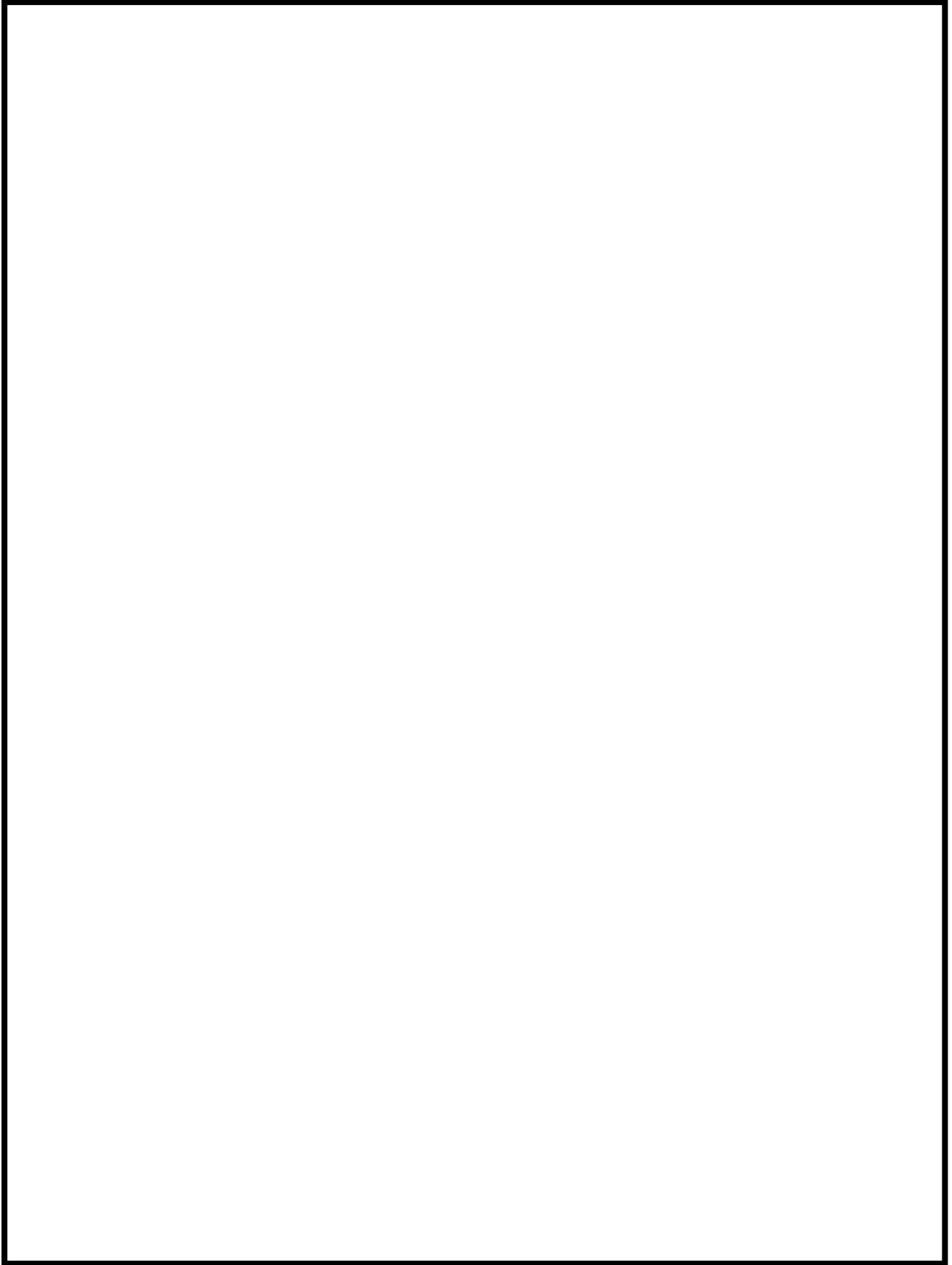


图 4 配置图（7号炉 原子炉建屋地下3階）



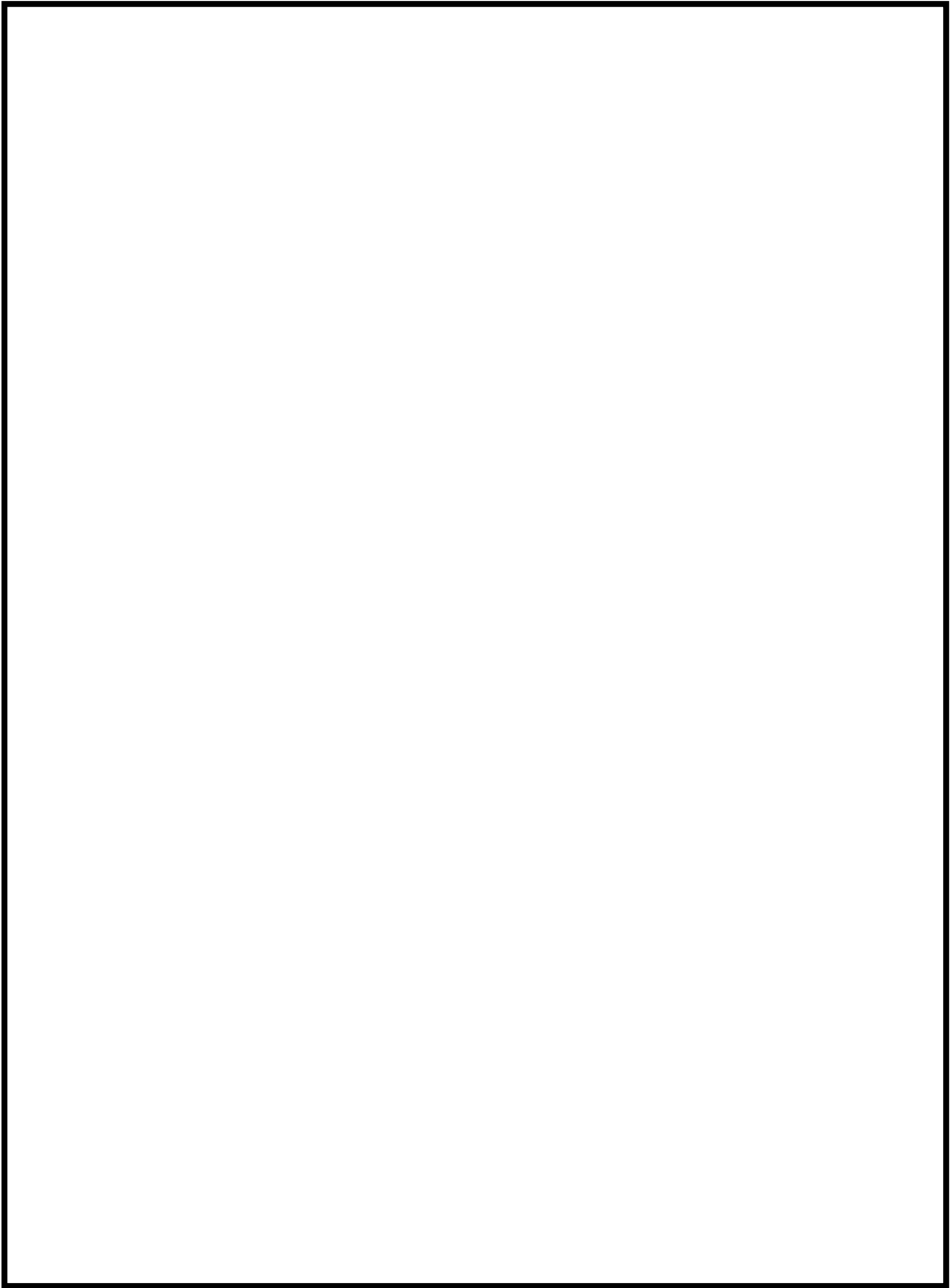


図 5 配置図 (6 号炉 タービン建屋地下中 2 階)

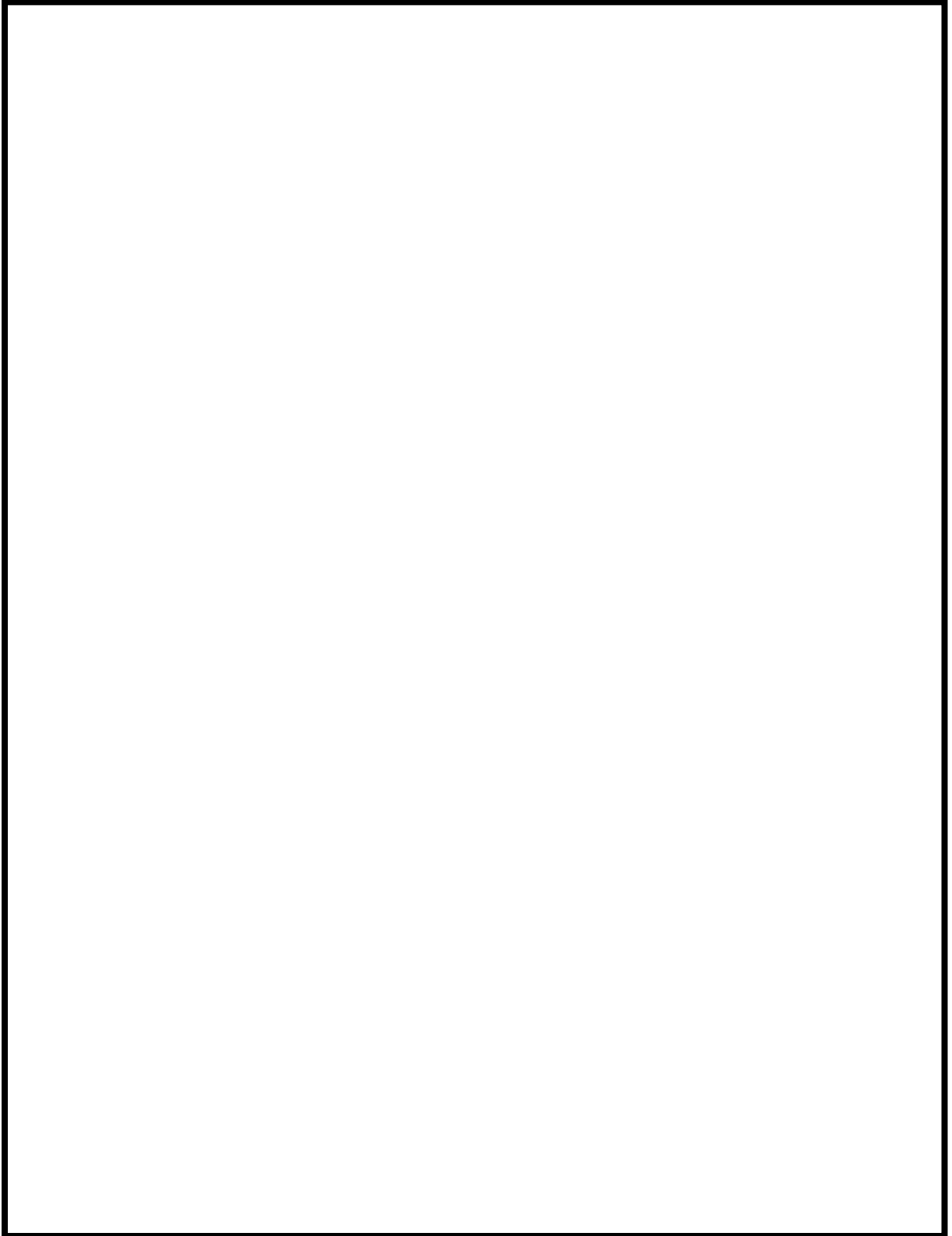


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

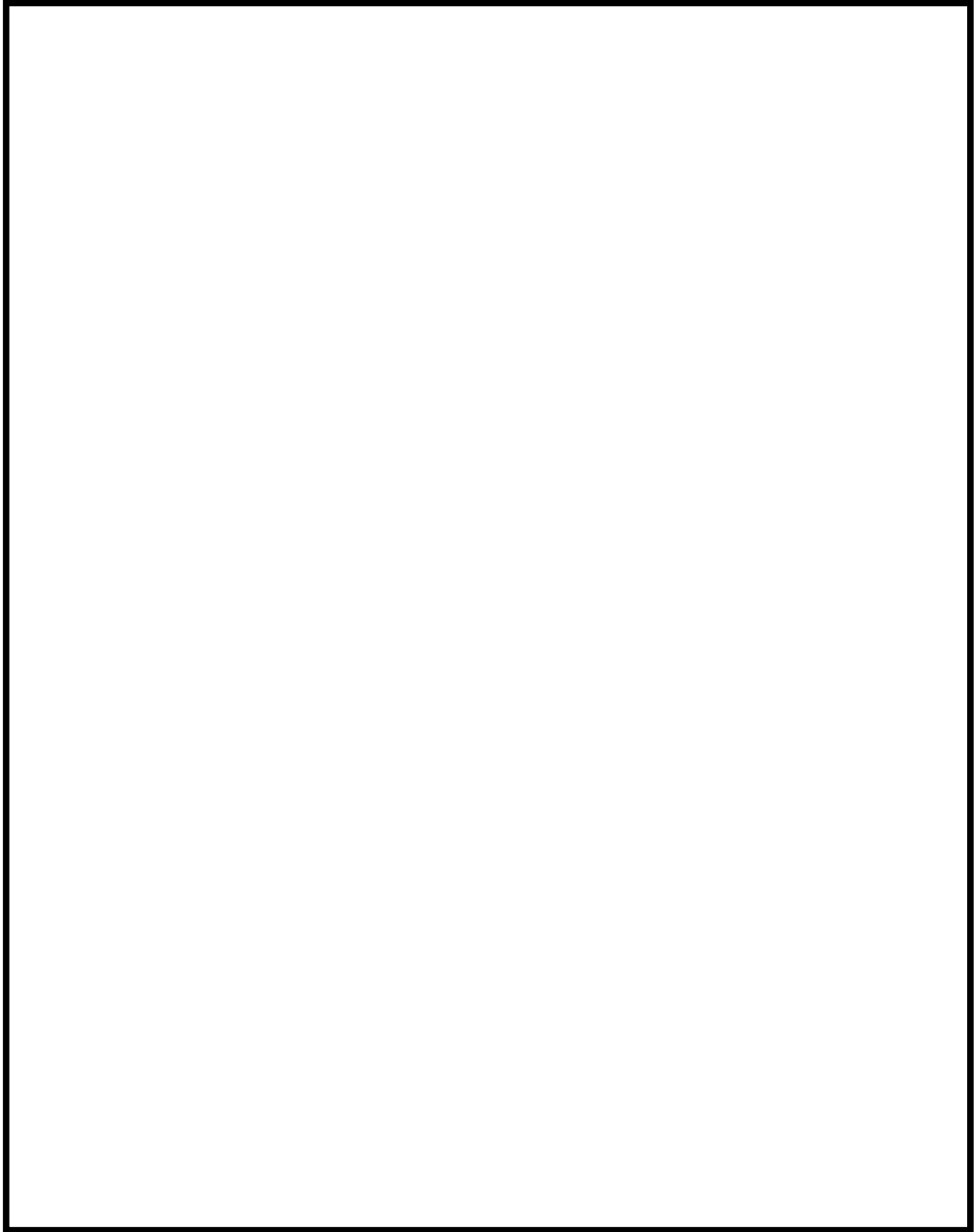


图 7 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

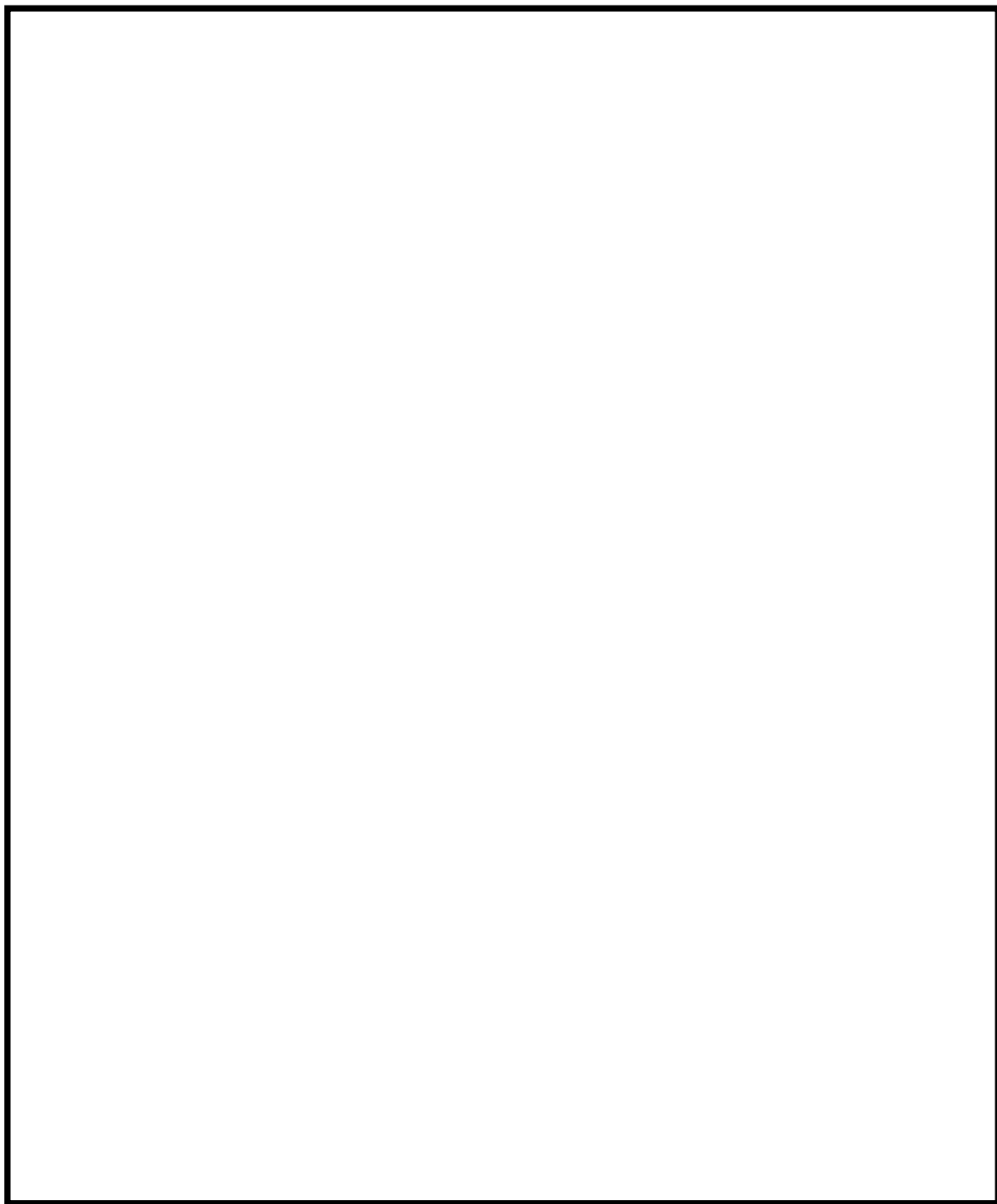


図 8 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

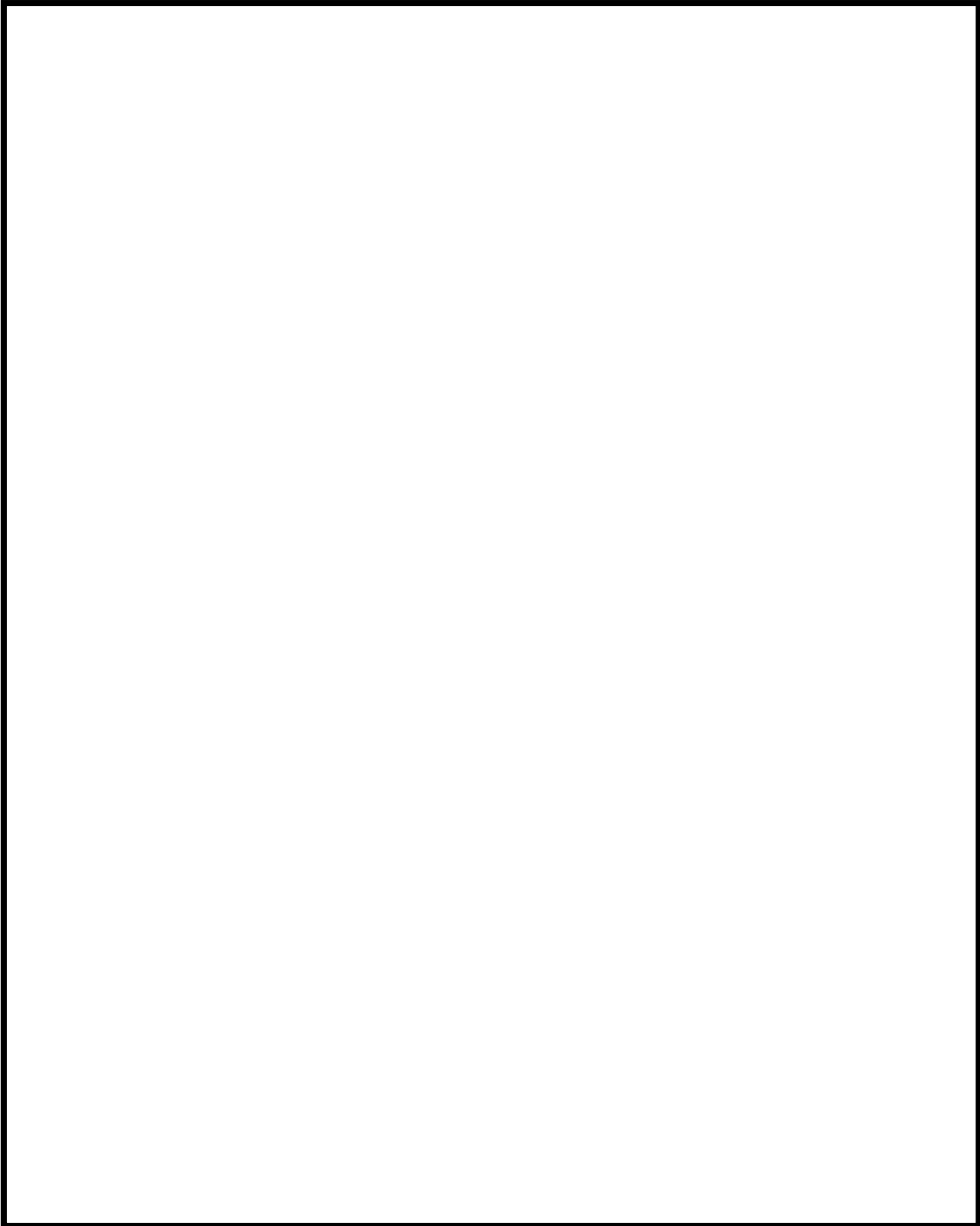


図9 配置図（7号炉 原子炉建屋地下1階）

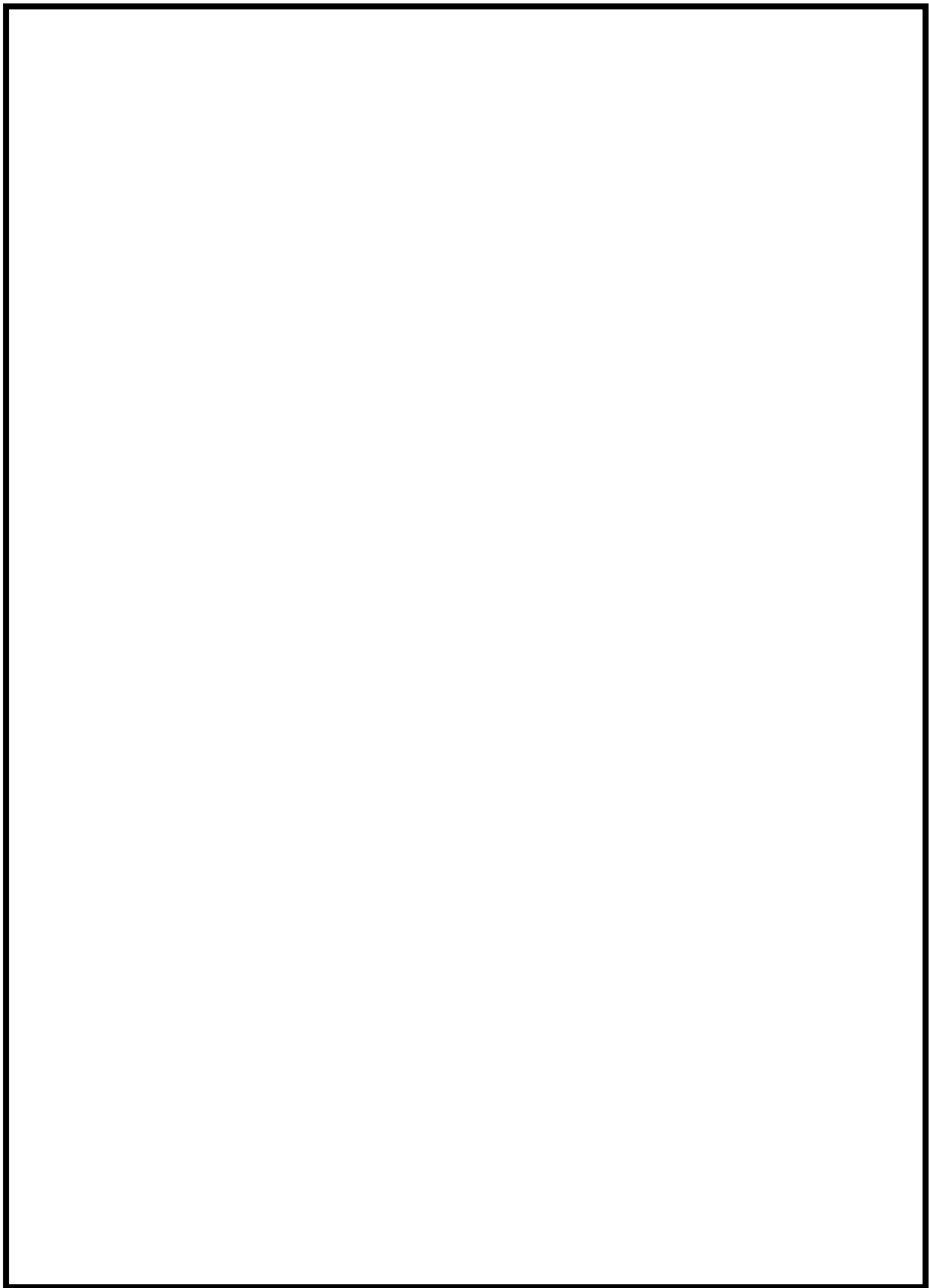


图 10 配置图（6号炉 原子炉建屋地上1階）

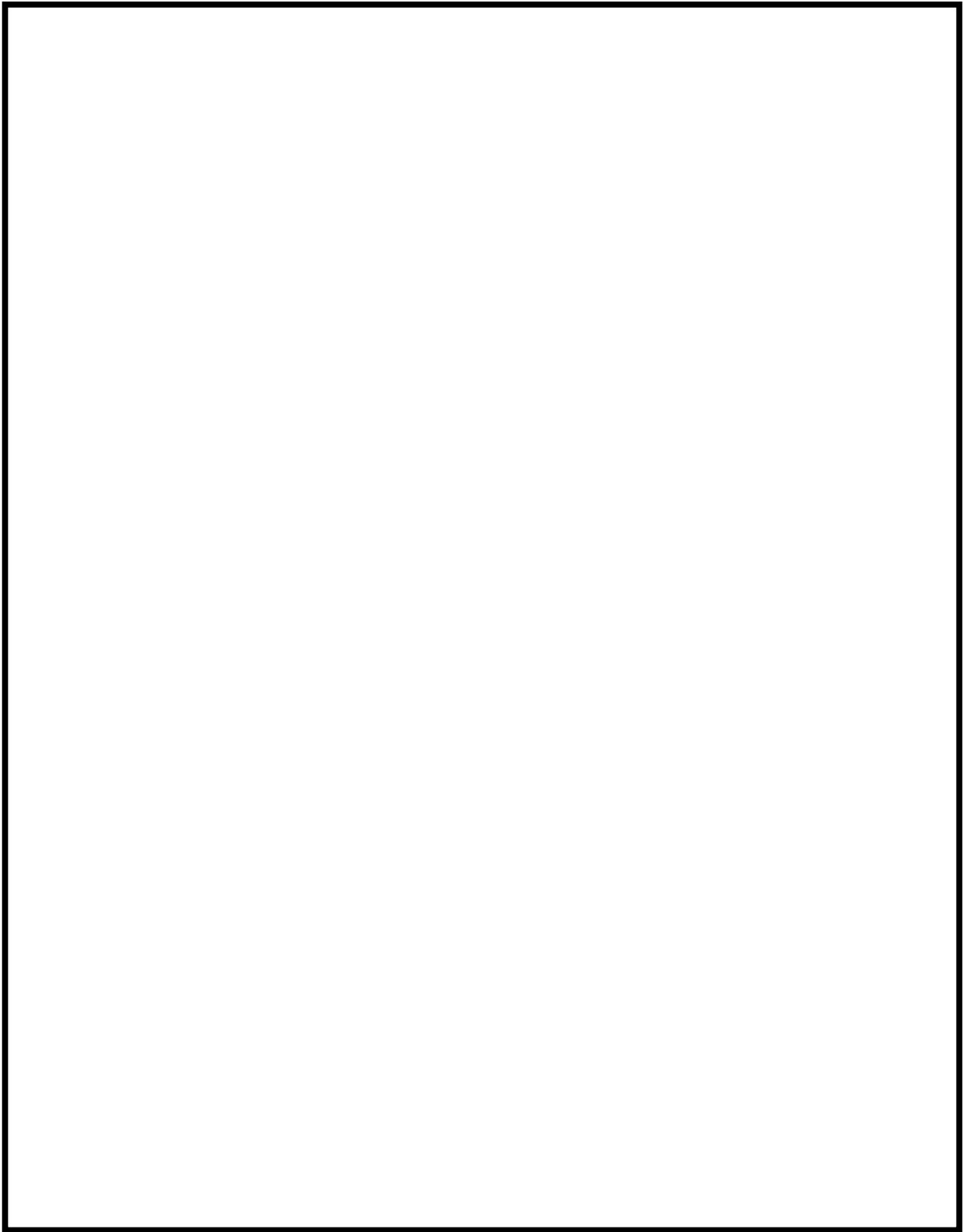


図 11 配置図（7号炉 原子炉建屋地上1階）

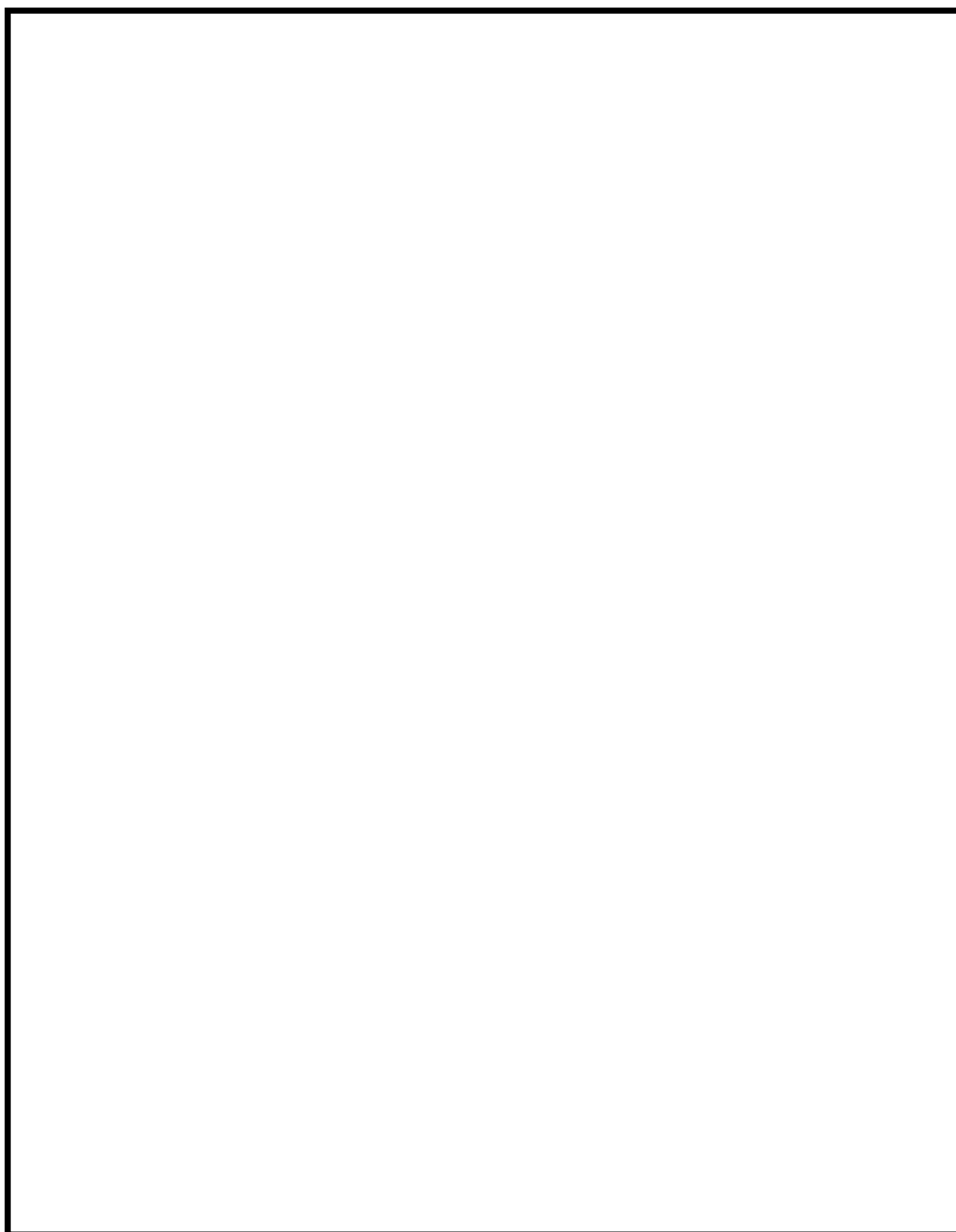


图 12 配置图（6号炉 原子炉建屋地上3階）



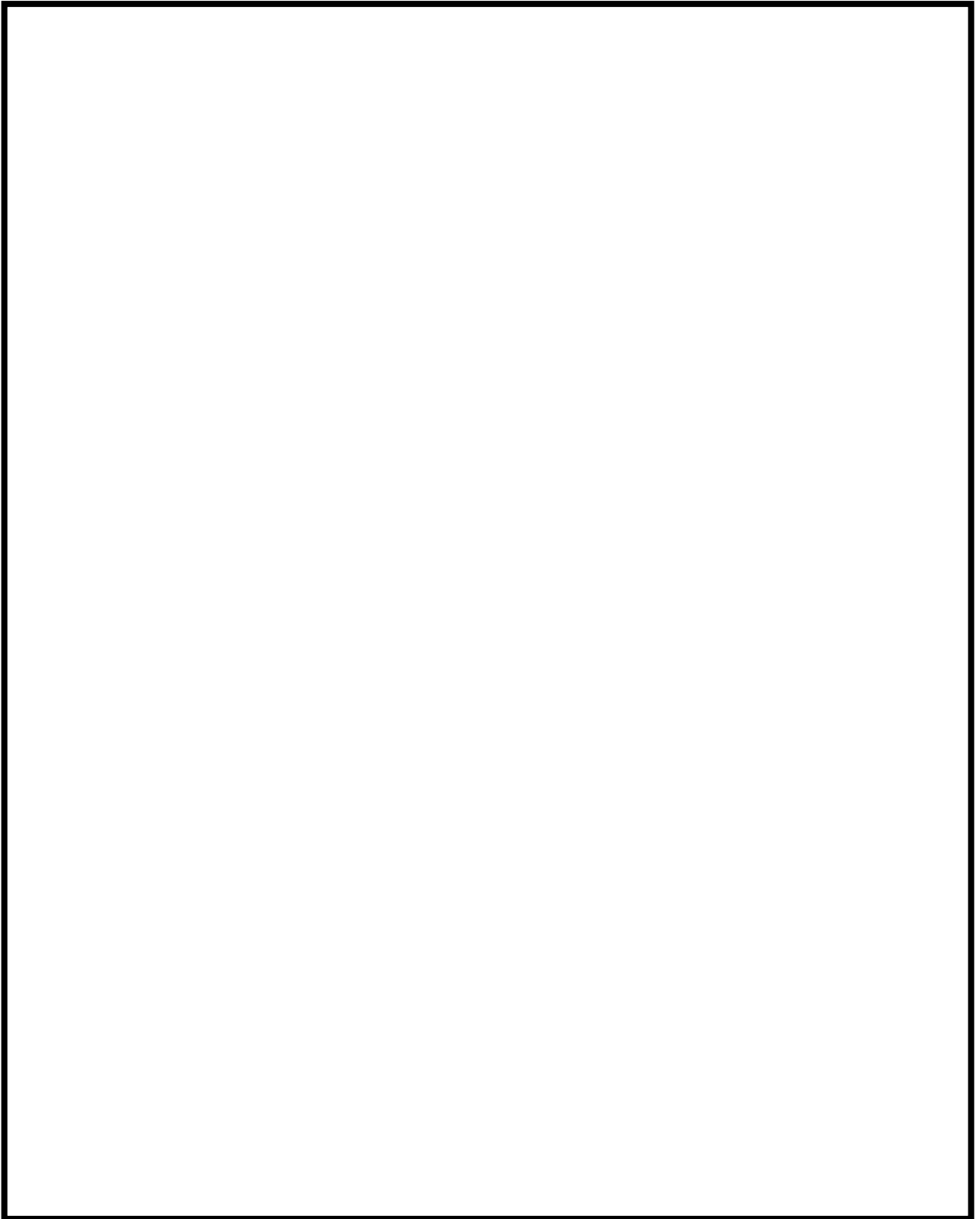


图 13 配置图（7号炉 原子炉建屋地上3階）

49-4  
系統図

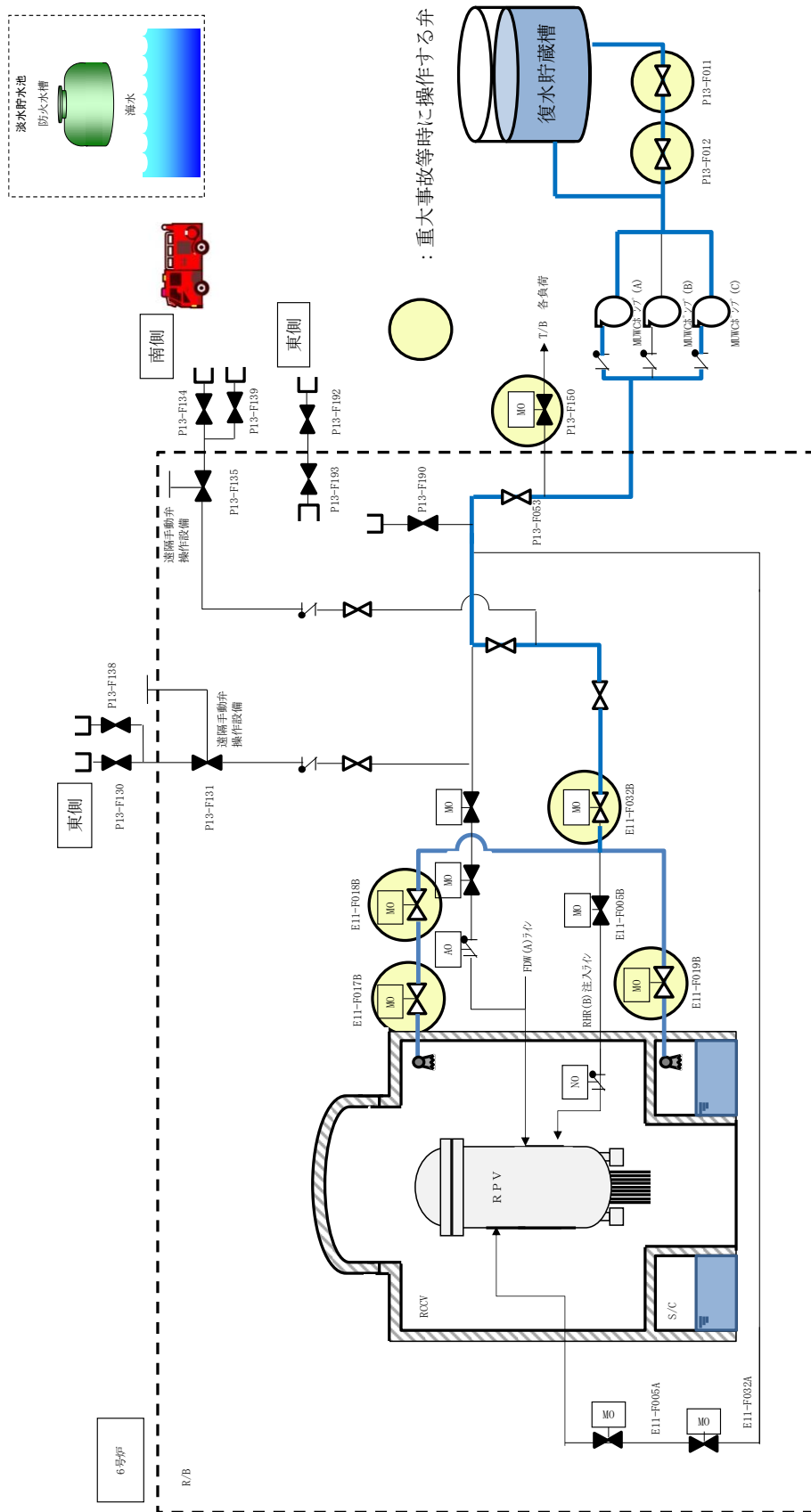


図1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図（6号炉）

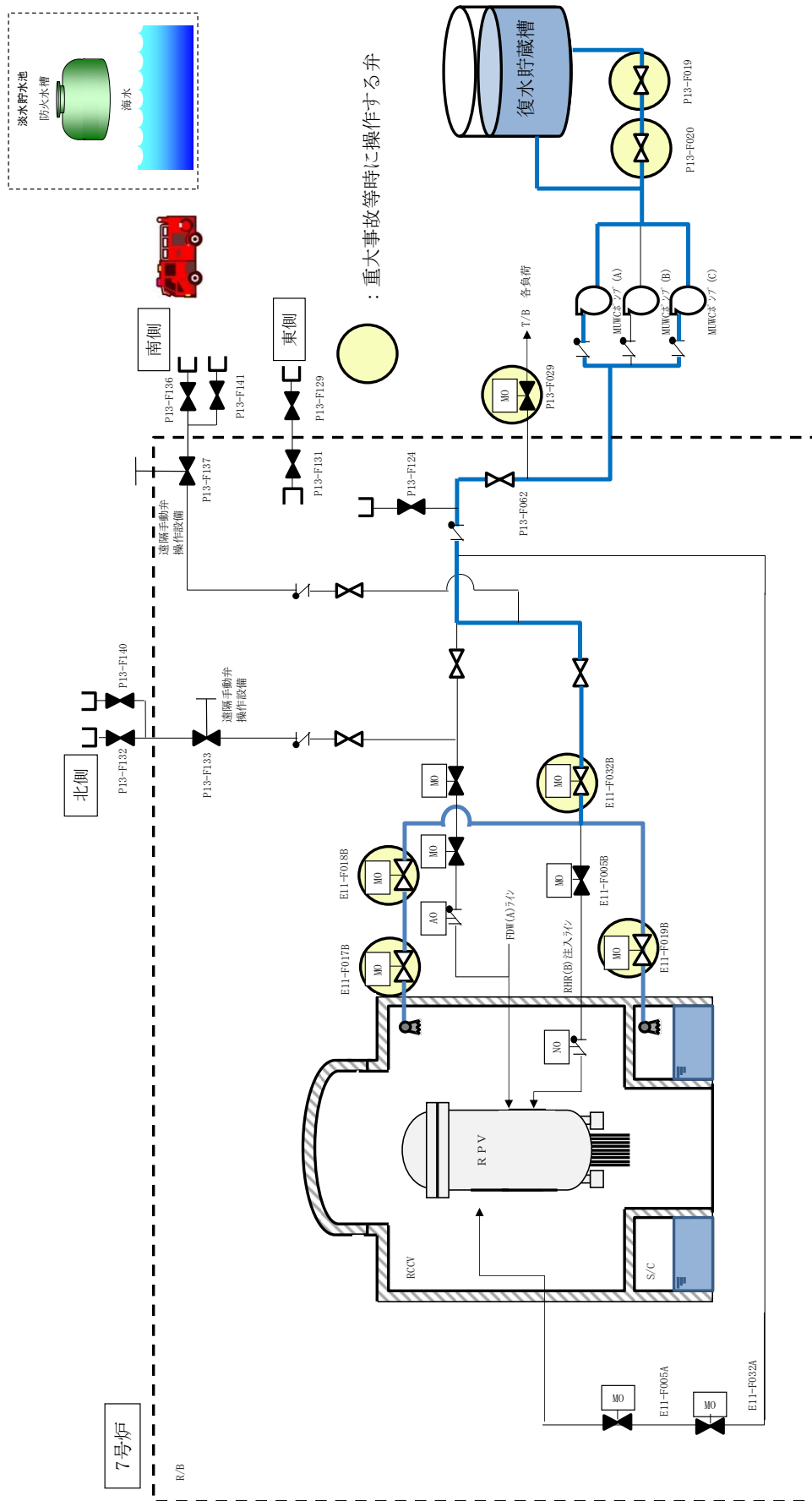


図2 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図（7号炉）

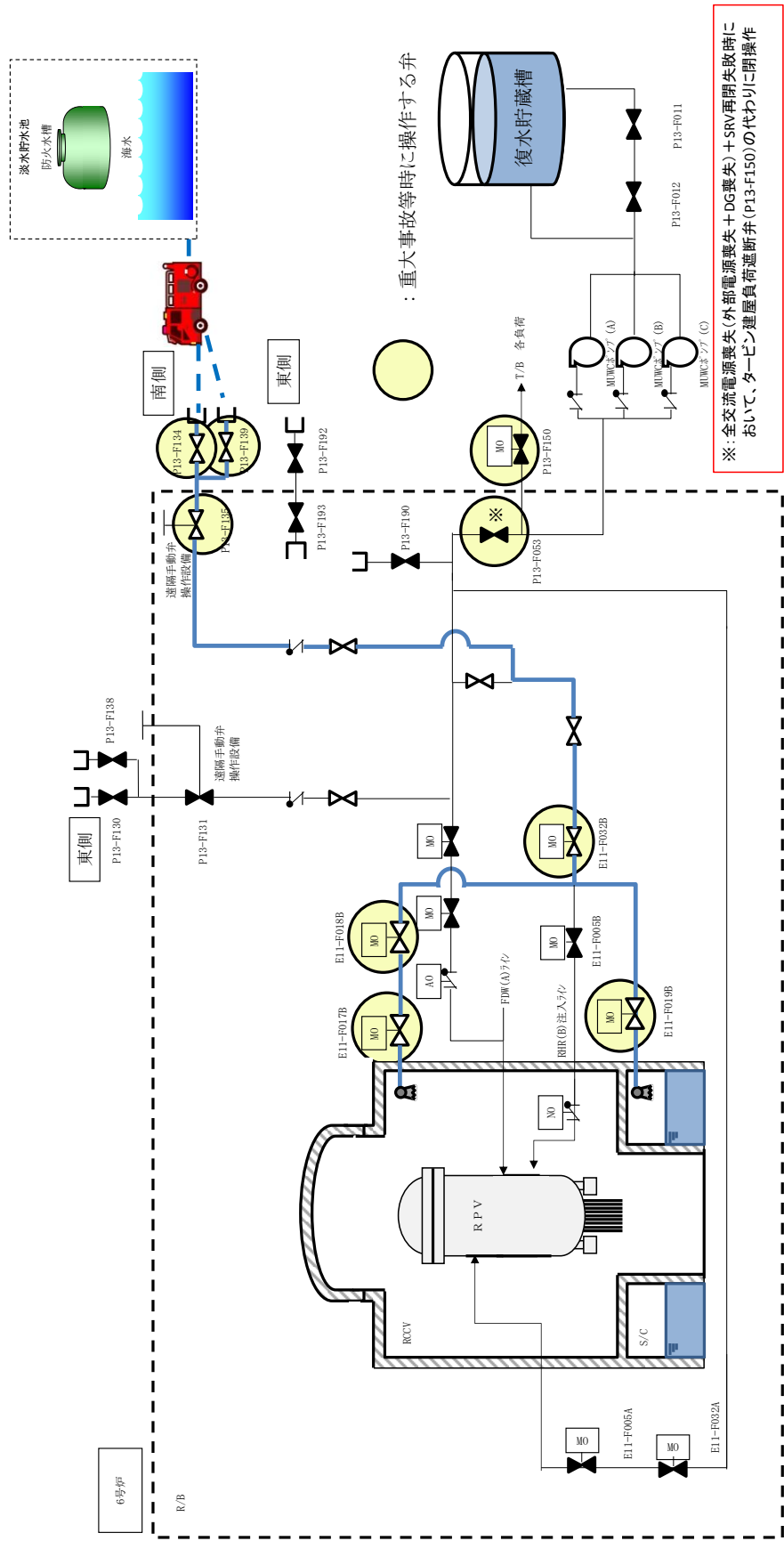


図3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図（6号炉）

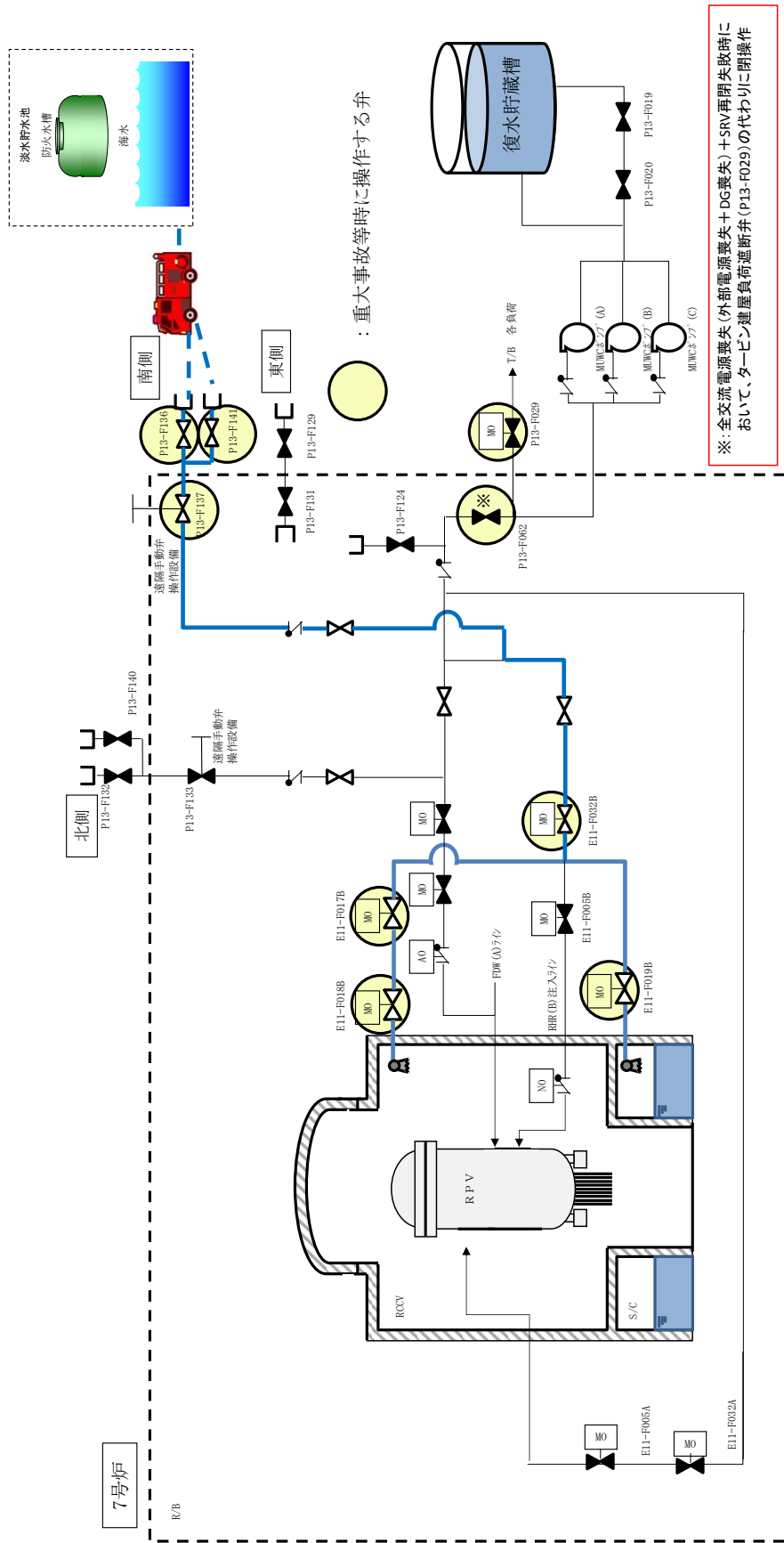


図 4 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 系統概要図(7号炉)

49-5  
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

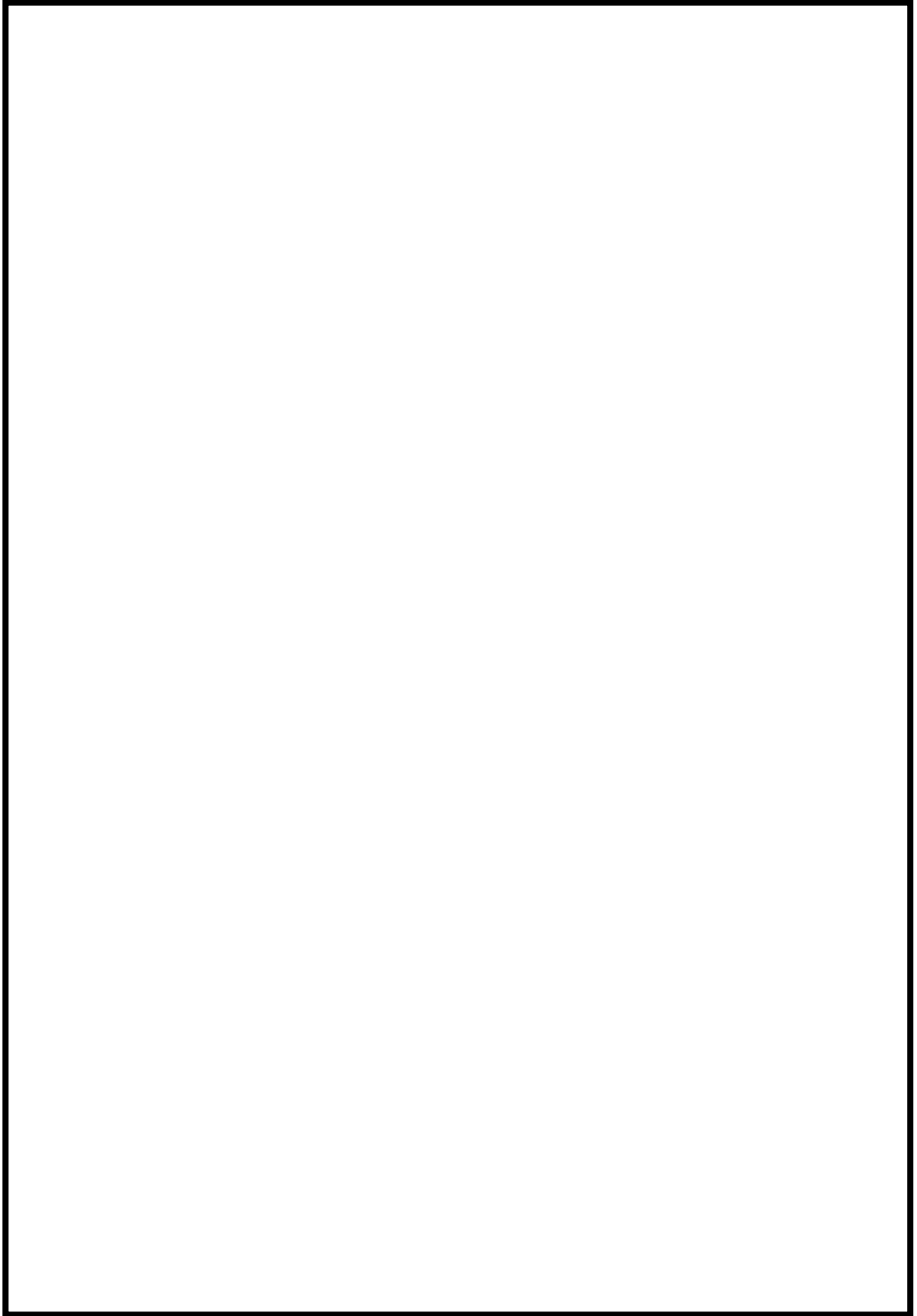


図1 復水移送ポンプ 構造図



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

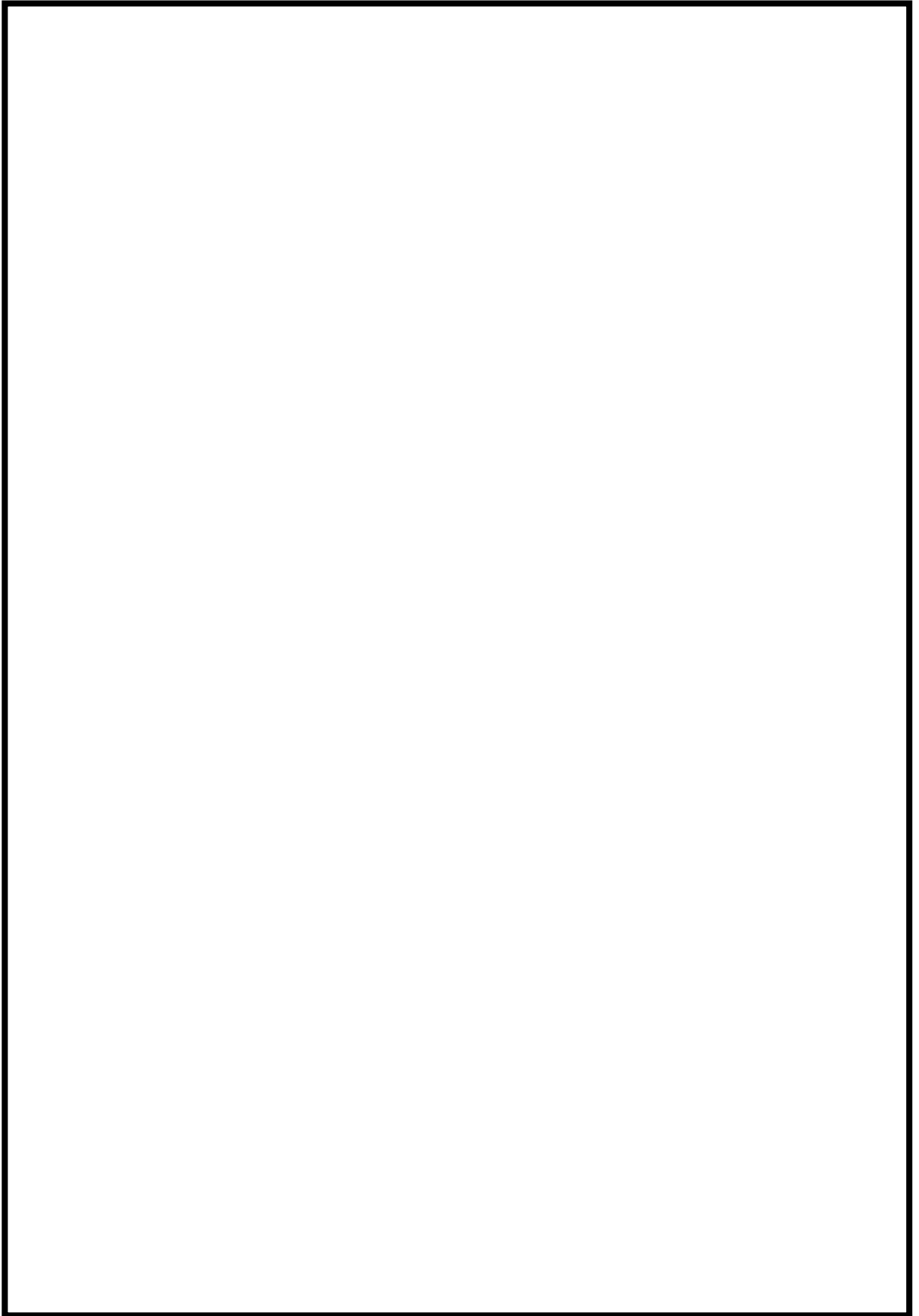


図2 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

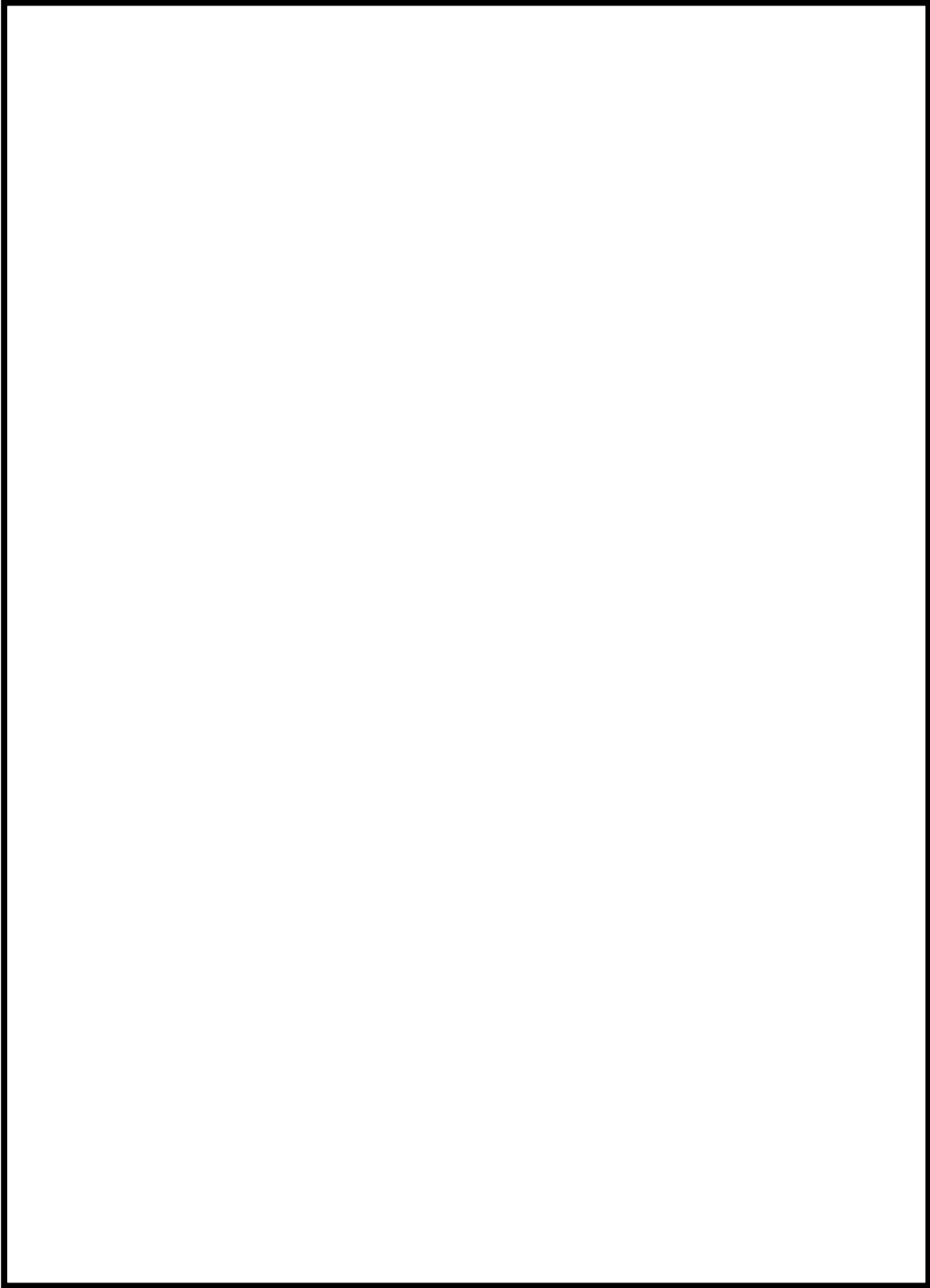


図3 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

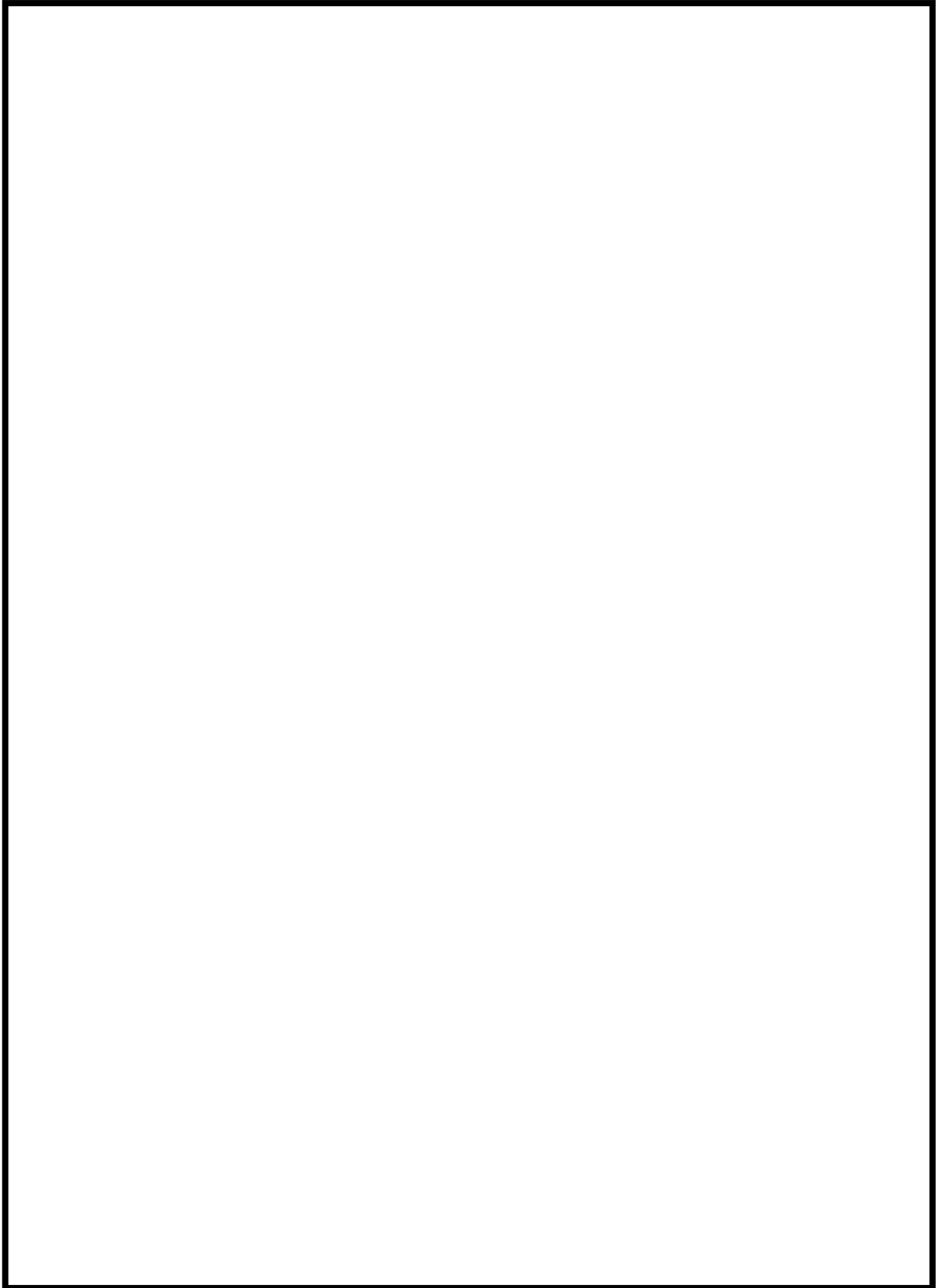


図 4 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図（7号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

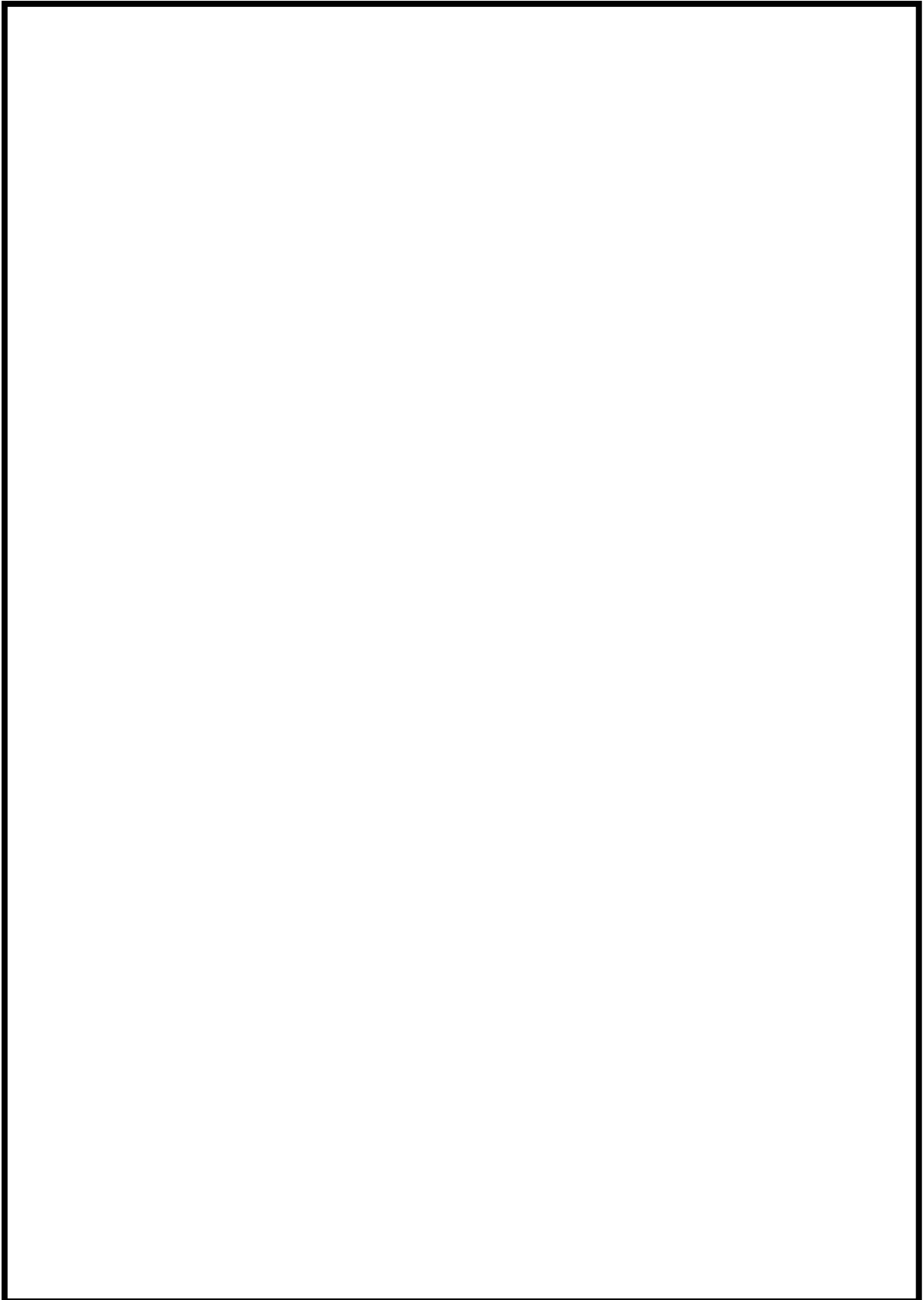


図 5 運転性能検査系統図 (6 号及び 7 号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級))

49-6  
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (代替格納容器スプレイ冷却系 (常設))
容量	m <sup>3</sup> /h/台	70 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:96 以上, 7 号炉:93 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
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】**

復水移送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) として使用する復水移送ポンプは, 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉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に設置する。

また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

これらの系統構成は, 復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより, 残留熱除去系等の配管を經由して, 原子炉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原子炉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原子炉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) として使用する復水移送ポンプは, 1 基あたり 3 台設置しており, このうち必要台数は最大で 2 台であり, 1 台を予備として確保する。

1. 容量 70m<sup>3</sup>/h/台 (注1) (125m<sup>3</sup>/h/台 (注2))

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの容量は、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、LOCA 時注水機能喪失及び原子炉格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、復水貯蔵槽を水源として原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

復水移送ポンプの容量は、上記に示す炉心損傷防止の重要事故シーケンスにおいて 140m<sup>3</sup>/h(復水移送ポンプ 2 台)の流量にて評価した結果、代替最終ヒートシンクによる原子炉格納容器の除熱手段確立までの間、原子炉格納容器内の圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持することが可能であることから、1 台あたり約 70m<sup>3</sup>/h とする。

2. 揚程 6号炉：96m, 7号炉：93m (注1) (85m (注2))

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力 0.62 MPa 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。

【6号炉】

・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

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

---

合計 約 96 m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

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

---

合計 約 51m

【7号炉】

- ・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [ ] m  
静水頭 約 [ ] m  
機器及び配管・弁類圧損 約 [ ] m

合計 約 93 m

- ・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [ ] m  
静水頭 約 [ ] m  
機器及び配管・弁類圧損 約 [ ] m

合計 約 48 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で96m、7号炉で93mである。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、格納容器下部注水系（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)「格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時使用について」で示す。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ縮切運転時の揚程約 [ ] に静水頭約 [ ] を加えた約 [ ] MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の温度もこれと同様である。



5. 原動機出力 55kW/台

(6号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 70m<sup>3</sup>/h, 揚程 98m のときの必要軸動力は, 以下のとおり約  kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left( \frac{Q}{3,600} \times H \right) / \left( \eta / 100 \right) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left( \frac{70}{3,600} \times 98 \right) / \left( \frac{\text{}}{100} \right) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 70

H : ポンプ揚程 (m) = 98 (図 49-6-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 49-6-1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

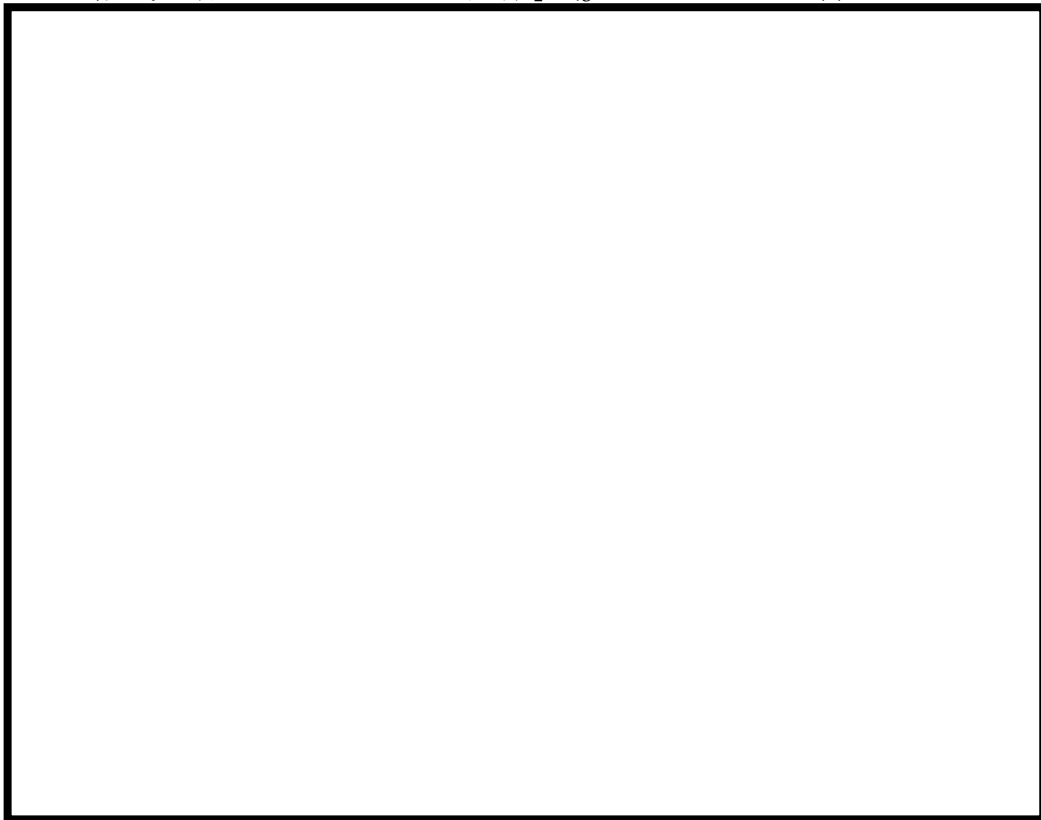


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

代替格納容器スプレー冷却系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量70m<sup>3</sup>/h、揚程95mのときの必要軸動力は、以下のとおり約□ kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 95) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \doteq \square \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)  
ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000  
g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665  
Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 70  
H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)  
η : ポンプ効率 (%) = 約□ (図 49-6-2 参照)  
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、代替格納容器スプレー冷却系（常設）として使用する復水移送ポンプの軸動力は、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから、代替格納容器スプレー冷却系（常設として使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時使用  
について

格納容器下部注水（常設）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイと同時に行われることを想定している。格納容器下部注水（常設）を行う場合において、原子炉压力容器の破損前は、格納容器下部注水系により 90m<sup>3</sup>/h で格納容器下部に注水し水位 2m の水張りを実施し、同時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により 70m<sup>3</sup>/h で原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

また、原子炉压力容器の破損後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大 50m<sup>3</sup>/h）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m<sup>3</sup>/h 以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は表 1 のとおり同時に実施することを考慮している。系統図を図 1～2 に示すが、いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため、表 1 で示すとおり格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ（常設）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉压力容器の破損後のケースを用いる。したがって、格納容器下部注水 50m<sup>3</sup>/h と代替格納容器スプレイ 130m<sup>3</sup>/h の同時注水の成立性を確認するために、復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 のとおりであり、格納容器下部注水が 50m<sup>3</sup>/h である場合、原子炉格納容器圧力が 2Pd（620kPa[gage]）時においても、代替格納容器スプレイ（常設）は 130m<sup>3</sup>/h でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器下部注水、代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉压力容器の破損前	90m <sup>3</sup> /h	70m <sup>3</sup> /h
原子炉压力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大 50m <sup>3</sup> /h)	130m <sup>3</sup> /h

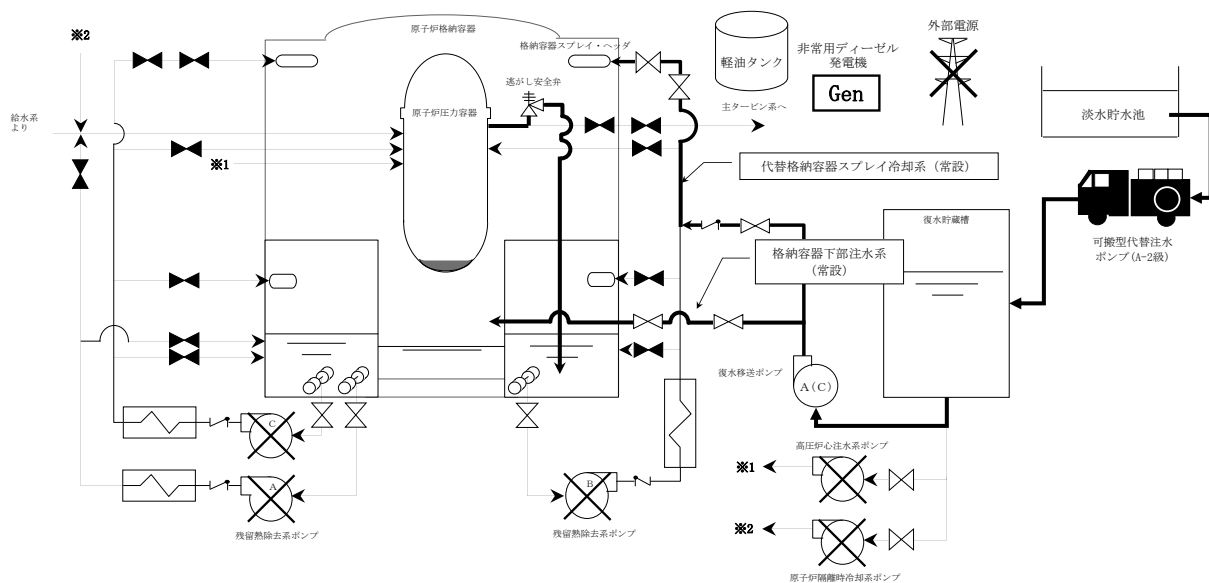


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉压力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

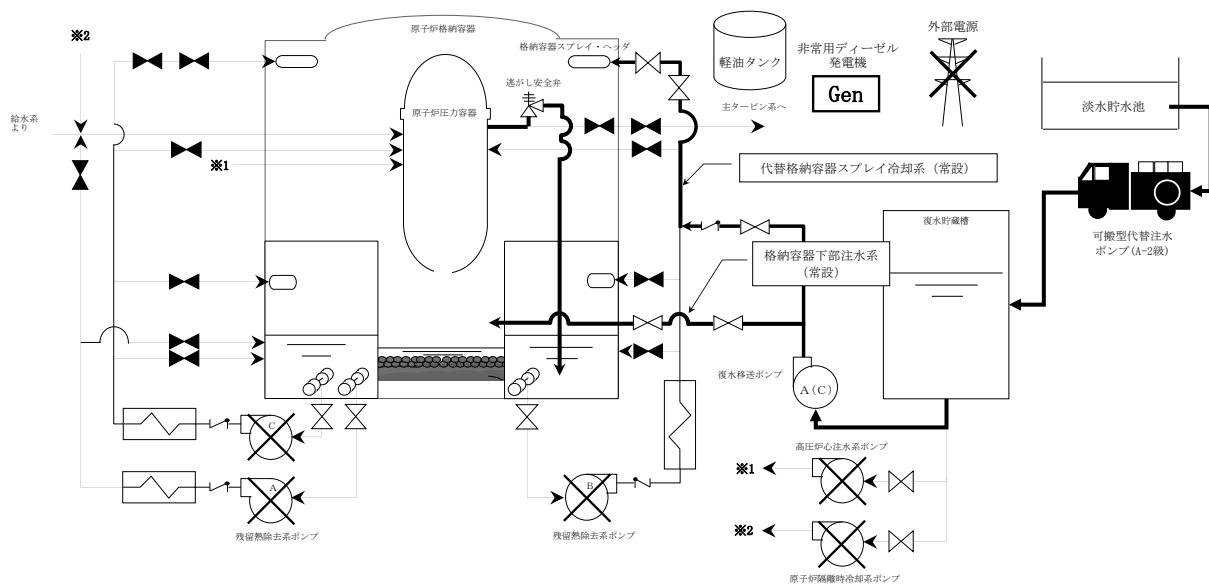


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉压力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

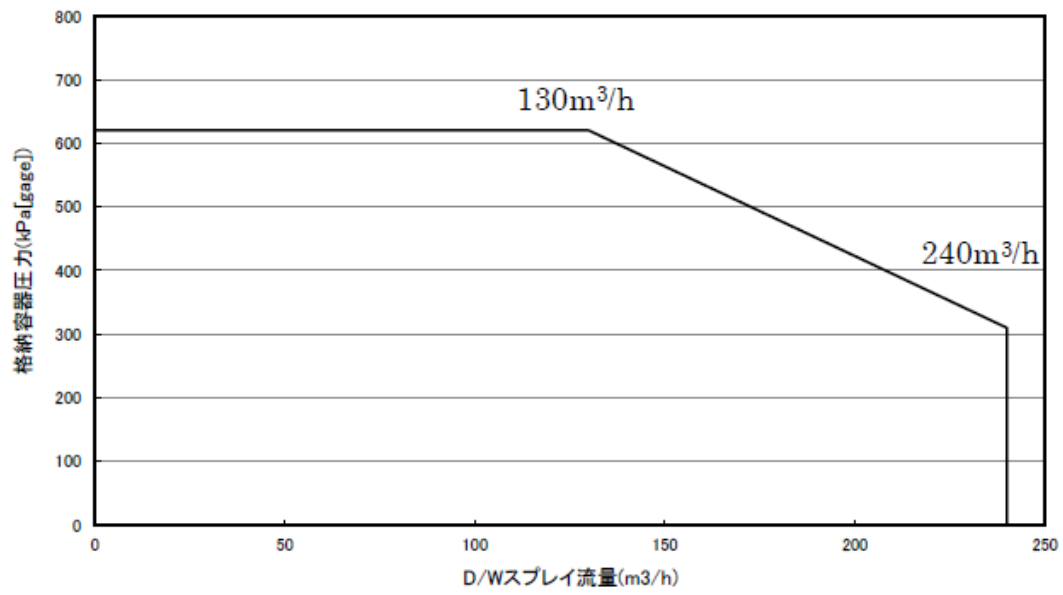


図3 ドライウェルスプレイ注水特性 (ペデスタル 50m³/h 同時注水時)

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	80(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.71(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す

**【設定根拠】**

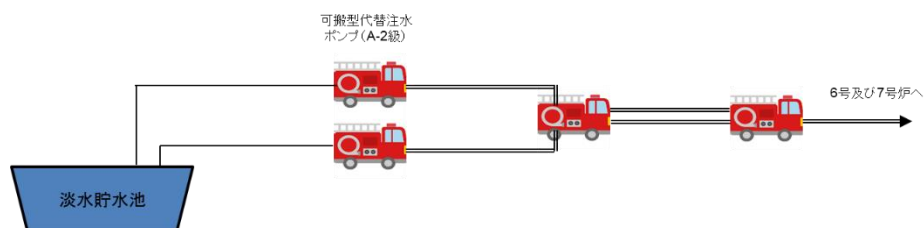
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉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に設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、複数の代替淡水源 (淡水貯水池又は防火水槽) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより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設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 4 台使用する。



系統構成概要図

1. 容量 80m<sup>3</sup>/h(注1)／120m<sup>3</sup>/h(注2)

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量の要求値は、原子炉停止後約9時間後の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量である80m<sup>3</sup>/h以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される120m<sup>3</sup>/h以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.71MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉格納容器にスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力は、淡水を原子炉格納容器にスプレイする場合の、水源とスプレイ先の圧力差（大気開放である淡水貯水池等とスプレイ先の圧力差）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、7号炉原子炉建屋北側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7号炉（東側）】

<残留熱除去系(B)配管からの代替格納容器スプレイ>

・MUWC 接続口（北）の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa	
静水頭	約		MPa	
ホース圧損	約		MPa	※1
ホース湾曲による影響	約		MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa	
合計		約	0.71	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については49-6-15, 16参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力の要求値は、約0.71MPa以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される0.85MPa以上を吐出圧力の公称値とする。

図3に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）はポンプの回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。



図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

上記の吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSHの評価を行った。

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の有効NPSHが必要NPSHを十分に上回るように、上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）>

図3より、ポンプの必要回転数は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いる場合の必要流量（80m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（0.71MPa）を満足する2400rpmとする。





図 4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

2400rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、m となる。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

$$\text{有効 NPSH} = H_a + H_n + H_s - H_1 - h_s \quad \dots \textcircled{1}$$

ここで、 $H_a$  : 大気圧

$H_n$  : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

$H_s$  : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)

$H_1$  : 吸込圧損

$h_s$  : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40°C と想定)

とする。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は m となる。

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る   となるよう、 $H_n$  を設定した。

この時、有効 NPSH (m) > 必要 NPSH (m) となることから、ポンプは、キャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

< 中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、m となる。

①式に以下の値を代入し、有効NPSHを算出すると、有効NPSHは [ ] mとなる。

$$\begin{aligned} H_n &= [ ] \\ H_s &= [ ] \\ H_1 &= [ ] \end{aligned}$$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効NPSHが必要NPSHを十分に上回る [ ] [ ] となるよう、 $H_n$ を設定した。

この時、有効NPSH ([ ] m) > 必要NPSH ([ ] m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) >

図3より、ポンプの必要回転数は、中継用可搬型代替注水ポンプ (A-2級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する2200rpmとなる。2200rpmにおいて、必要流量を確保するためのNPSH (必要NPSH) は、図4の水頭に余裕を見込み、 [ ] mとなる。

①式に以下の値を代入し、有効NPSHを算出すると、有効NPSHは [ ] mとなる。

$$\begin{aligned} H_n &= [ ] \\ H_s &= [ ] \\ H_1 &= [ ] \end{aligned}$$

この時、有効NPSH ([ ] m) > 必要NPSH ([ ] m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) へ送水する場合については、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の吸込口に加わることにより、上記NPSH評価のうち吸込揚程が淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2級) のNPSH評価に包絡される。

### 3. 最高使用圧力 2.0MPa

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) に必要となる吐出圧力は0.71MPa以上であるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水系 (可搬型) にて要求される吐出圧力 (1.67MPa) であり、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の最高使用圧力は1.67MPaを上回る圧力として2.0MPaとする。

### 4. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であるため、60℃とする。

### 5. 原動機出力 100kW/台

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 (A-2級) の原動機については、必要な性能 (消防法に基づく技術上の規格) を発揮する出力を有するものとして100kWとする。

## ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

### ホースの湾曲による圧力損失への影響について

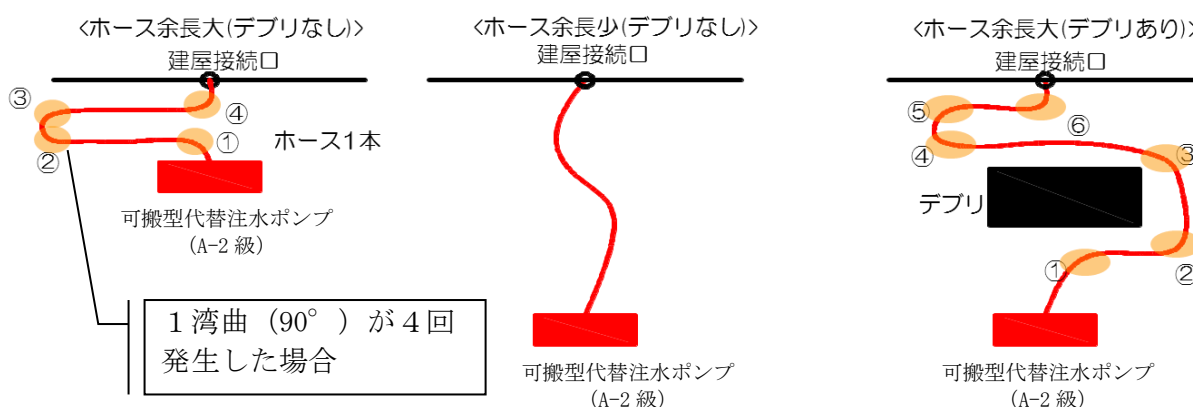


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$  >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

#### ○損失ヘッド $f_c$

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots \text{ [MPa] (i)}$$

を引用する。

#### ○流速 $v$

$$v = Q/A$$

##### ・ $Q$ = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m<sup>3</sup>/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合、1 ラインあたり

$$45 \text{ [m}^3\text{/h]} = 0.75 \text{ [m}^3\text{/min]} \text{ となる。}$$

##### ・ $A$ = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$  であることから、75A のホースを使用する場合

$$r = 0.038 \text{ [m]} \text{ となる。よって、} A = 0.00454 \text{ [m}^2\text{]}$$

・流速  $v=Q/A$  より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 ( $90^\circ$ ) あたりの圧力損失を求める。

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$  より, 重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$h_c = 0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時使用について

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオ時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 9 時間後から 80m<sup>3</sup>/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧代替注水系（可搬型）により 40m<sup>3</sup>/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1~2 に示すが、いずれの系統も可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いるため、表 1 で示すとおりに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオの条件を用いる。したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）80m<sup>3</sup>/h と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の特性と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1Pd (310kPa[gage]) 及び原子炉圧力 0.8MPa の場合に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量が 80m<sup>3</sup>/h、低圧代替注水系（可搬型）は 40m<sup>3</sup>/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）の必要流量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）
80m <sup>3</sup> /h	40m <sup>3</sup> /h

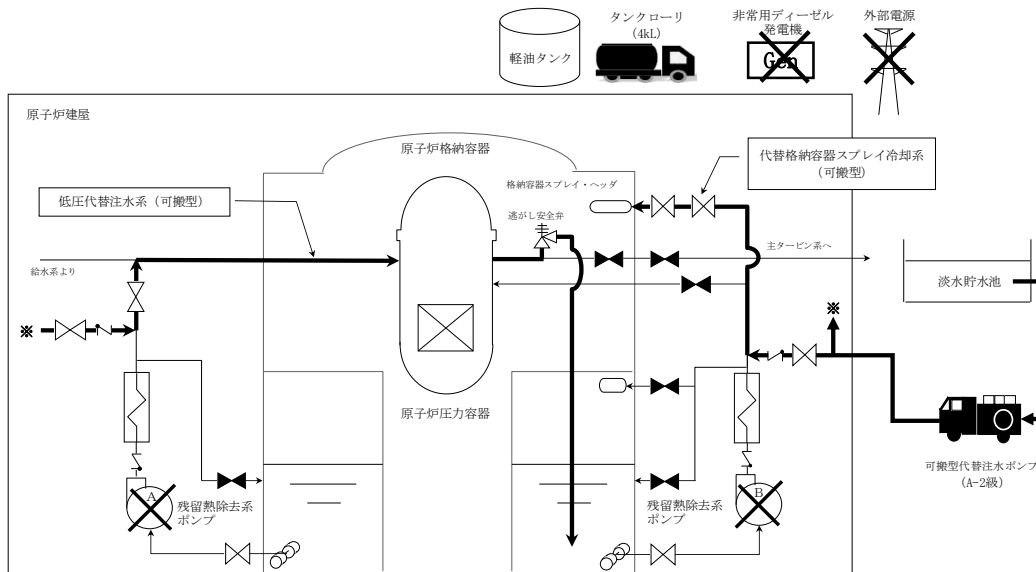


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

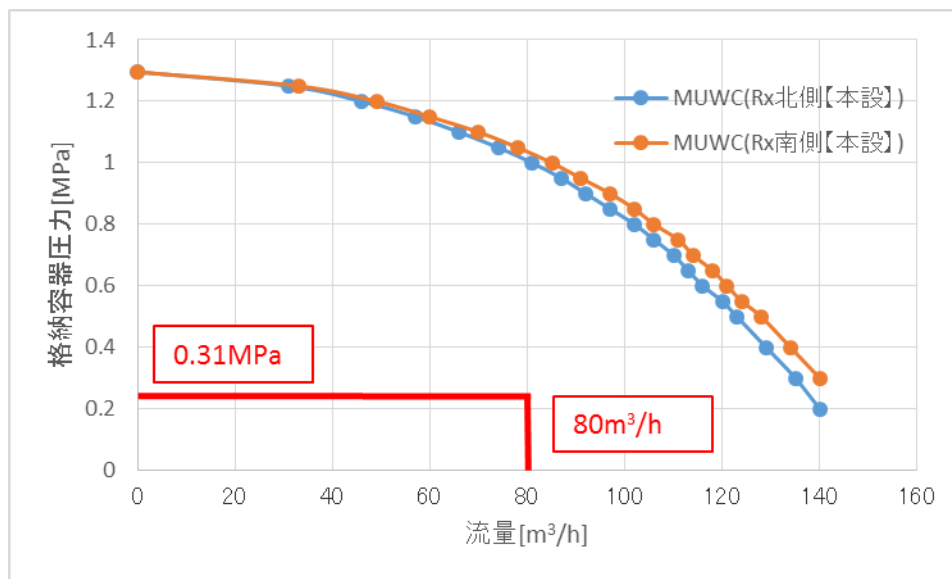


図2 代替格納容器スプレィ注水特性（低圧代替注水 40m³/h 同時注水時）

49-7  
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

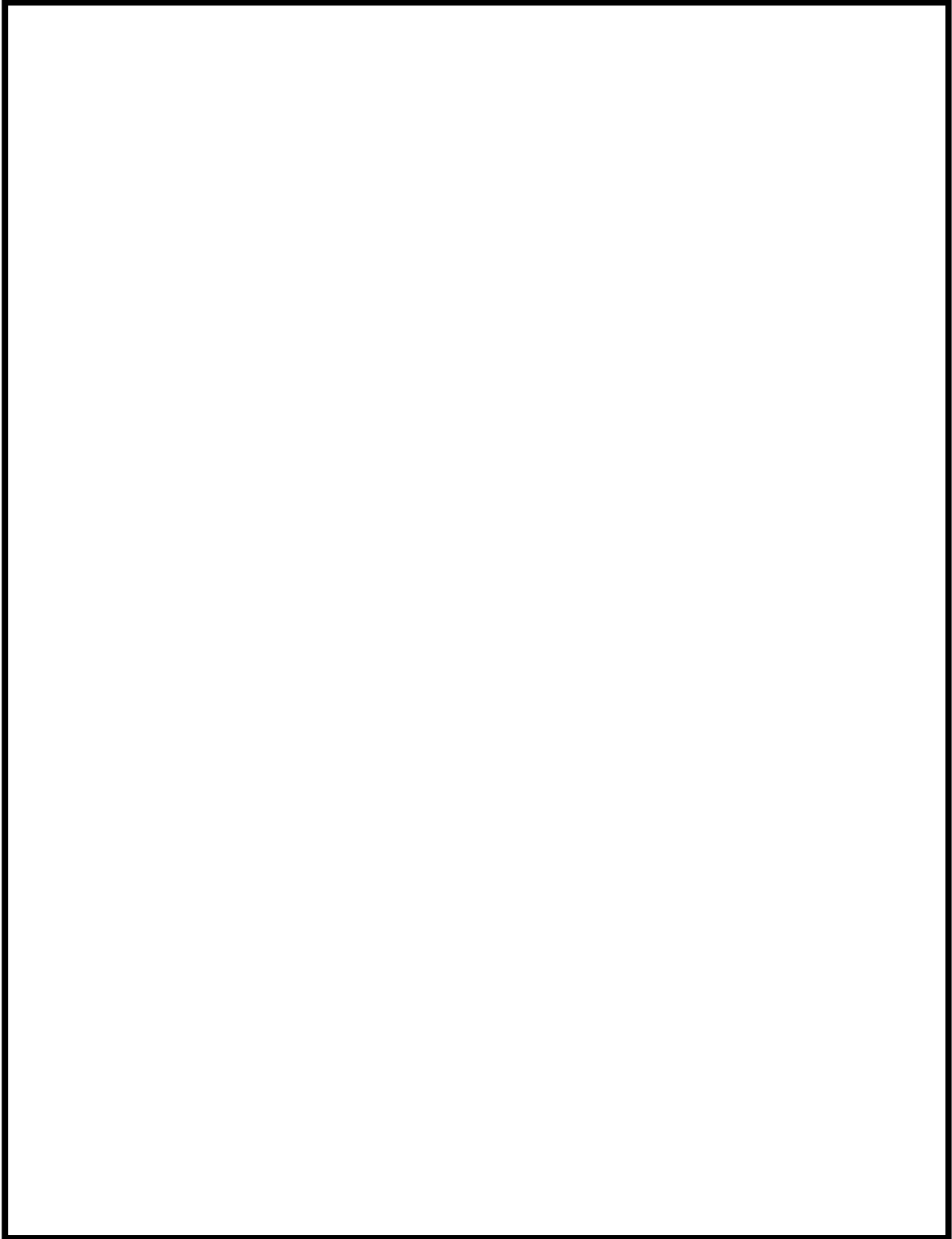


図 1 接続図（淡水貯水池から接続口）



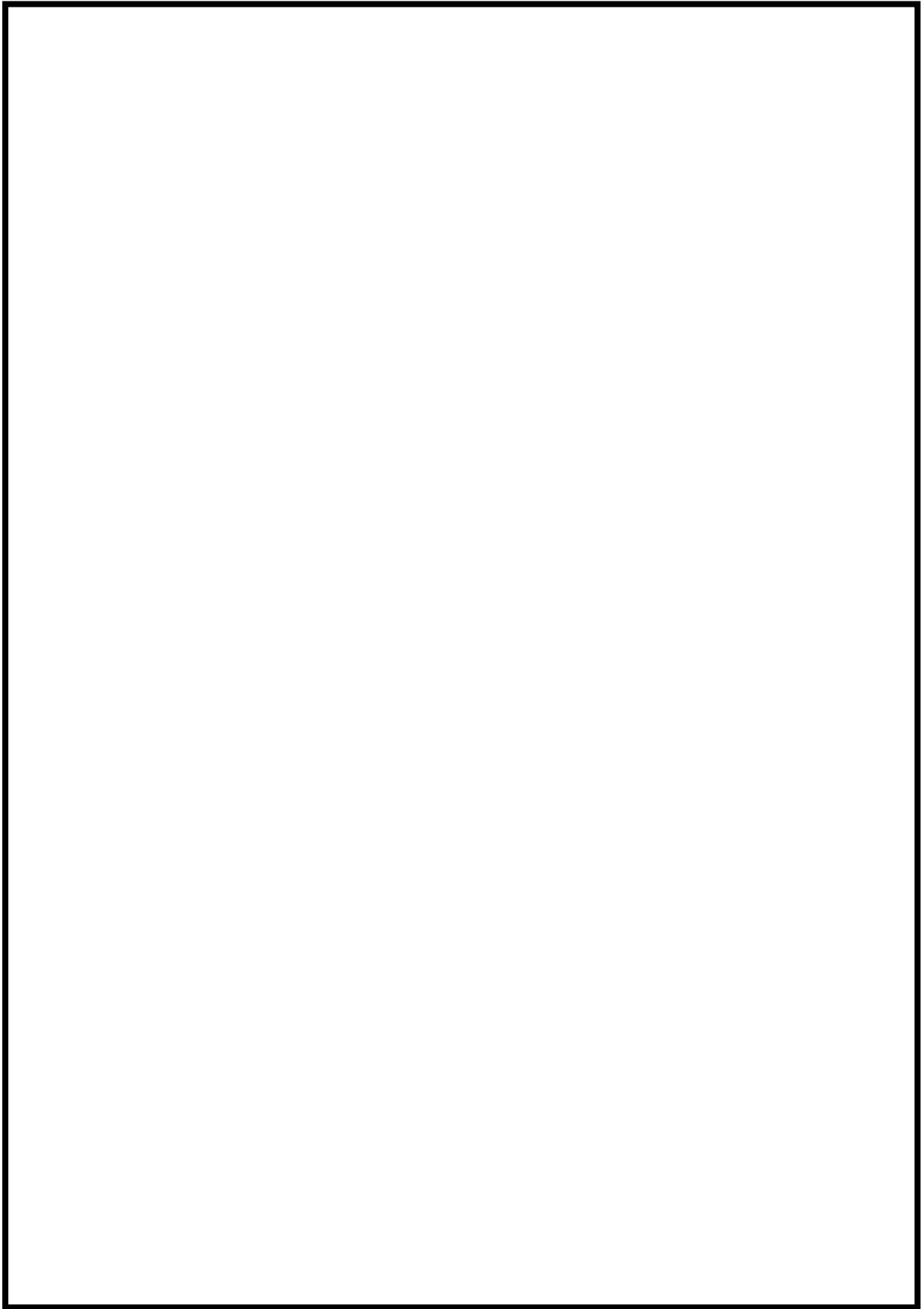


図 2 接続図(防火水槽から接続口)

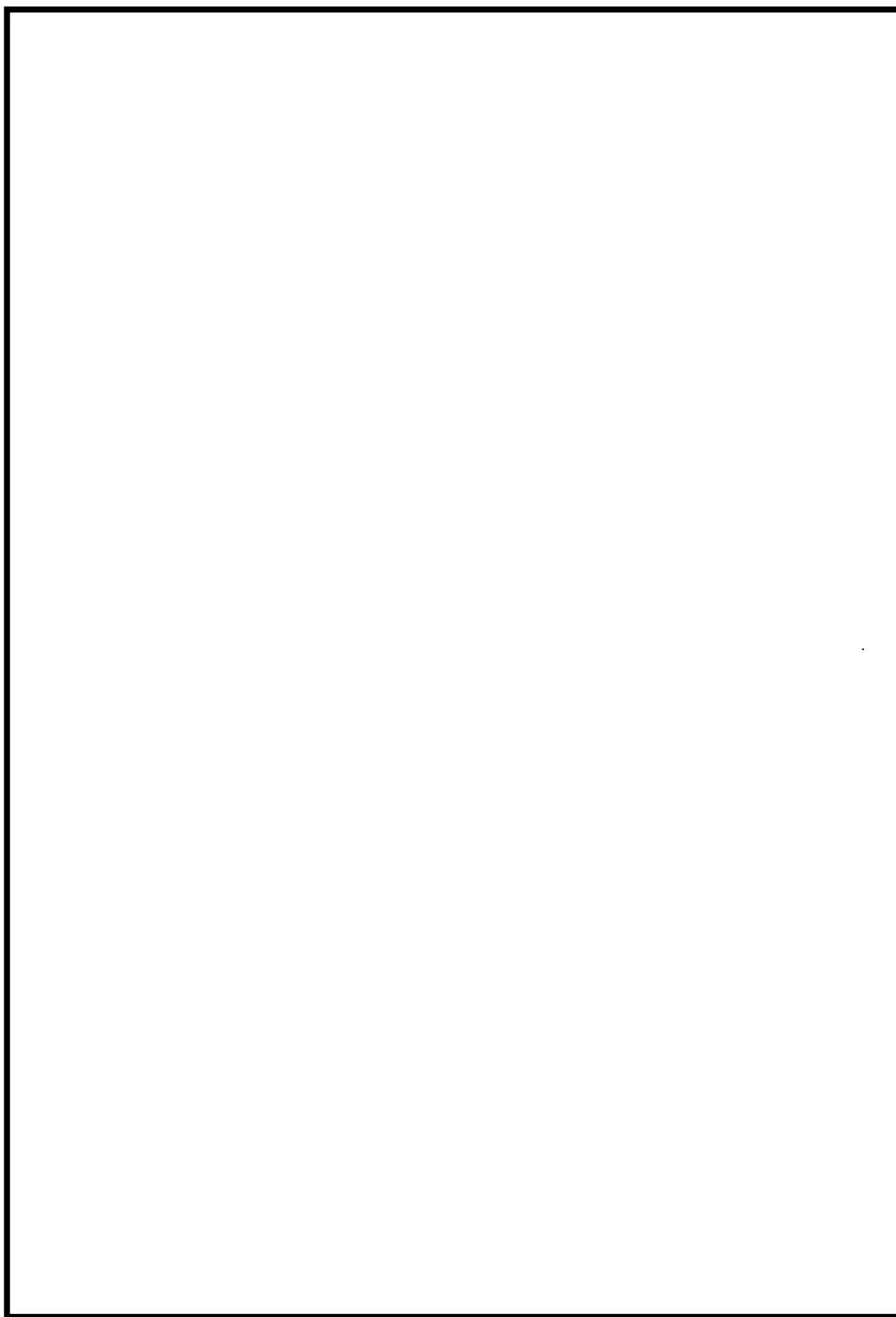


図 3 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

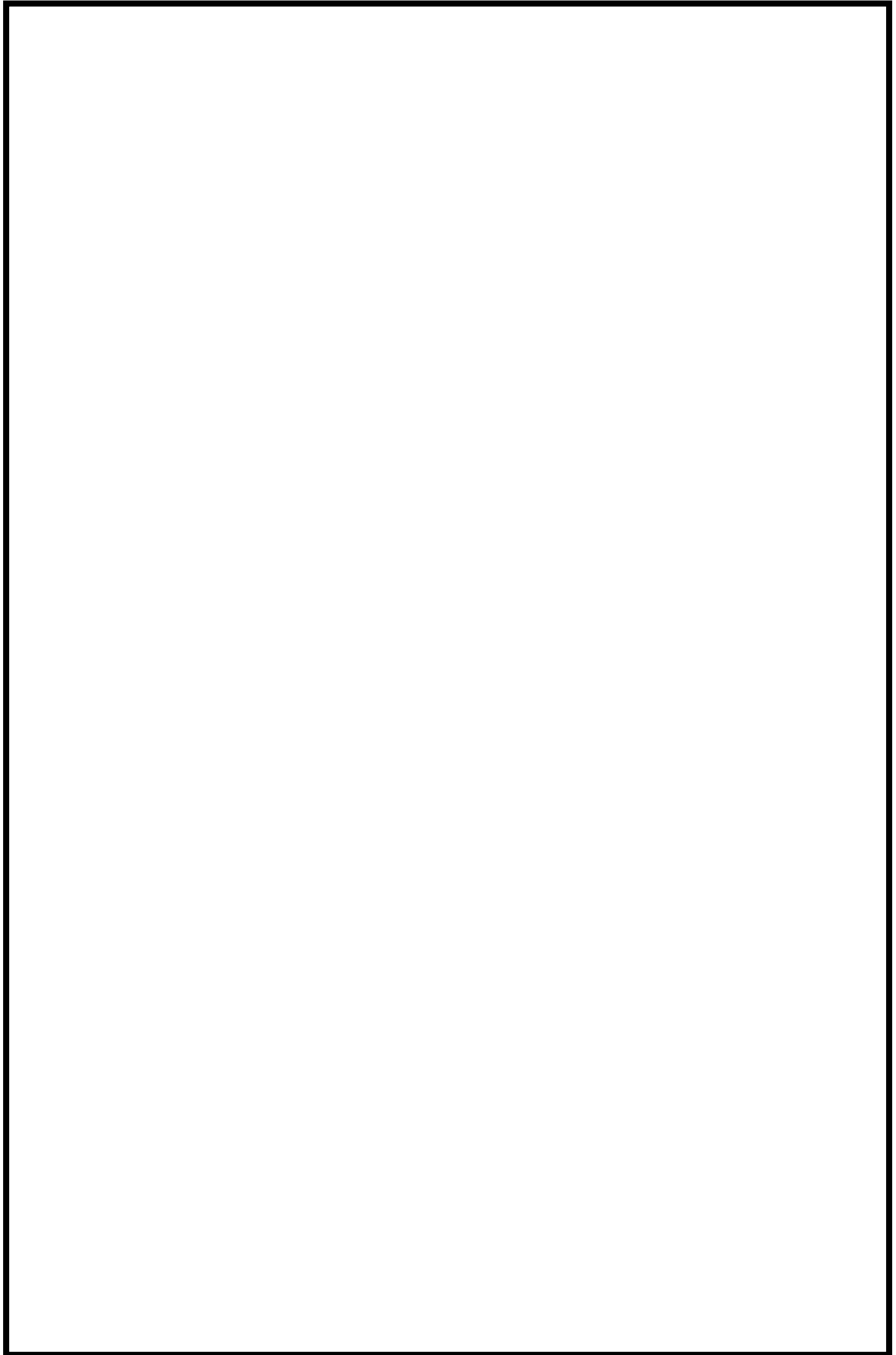


図 4 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

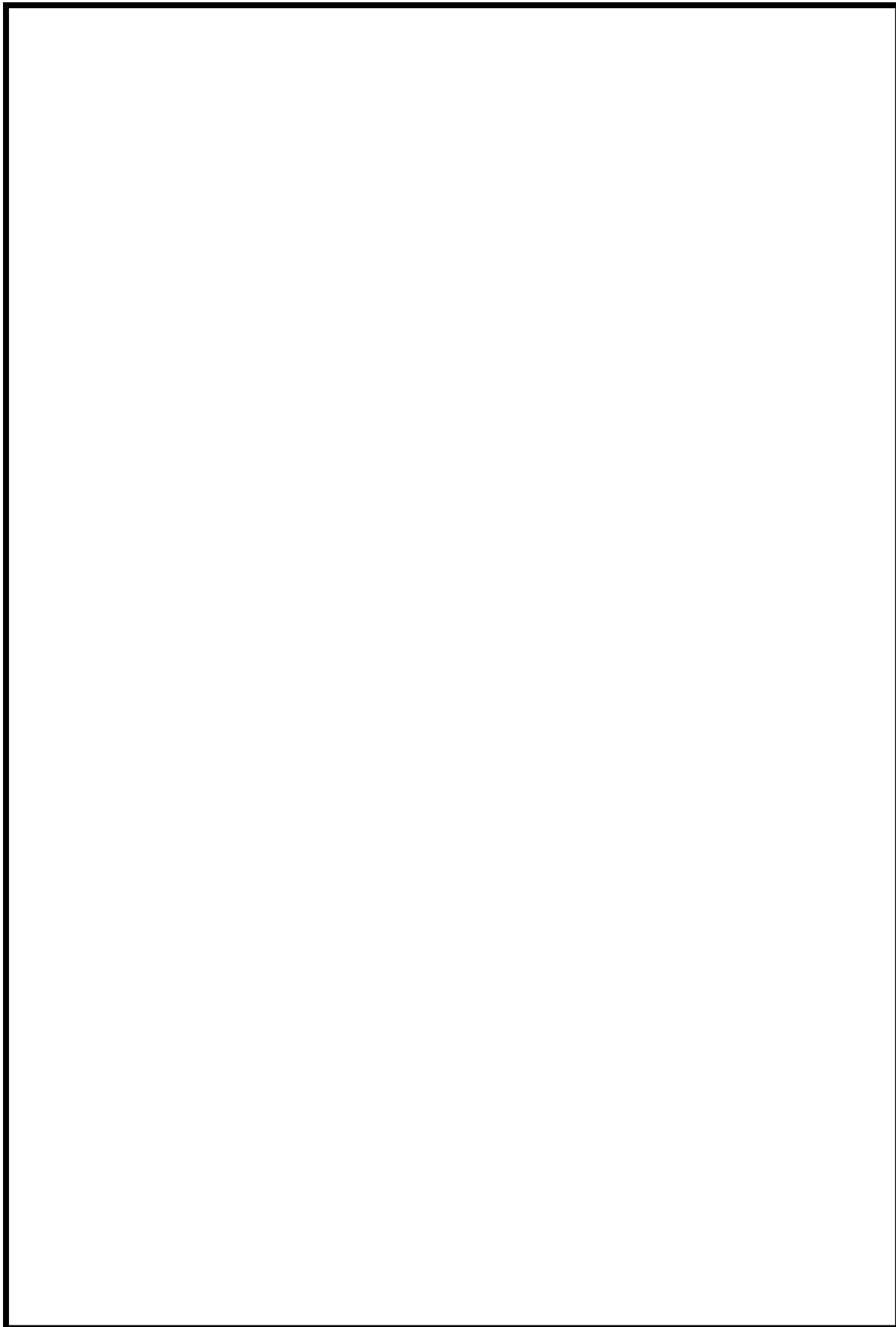


図 5 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

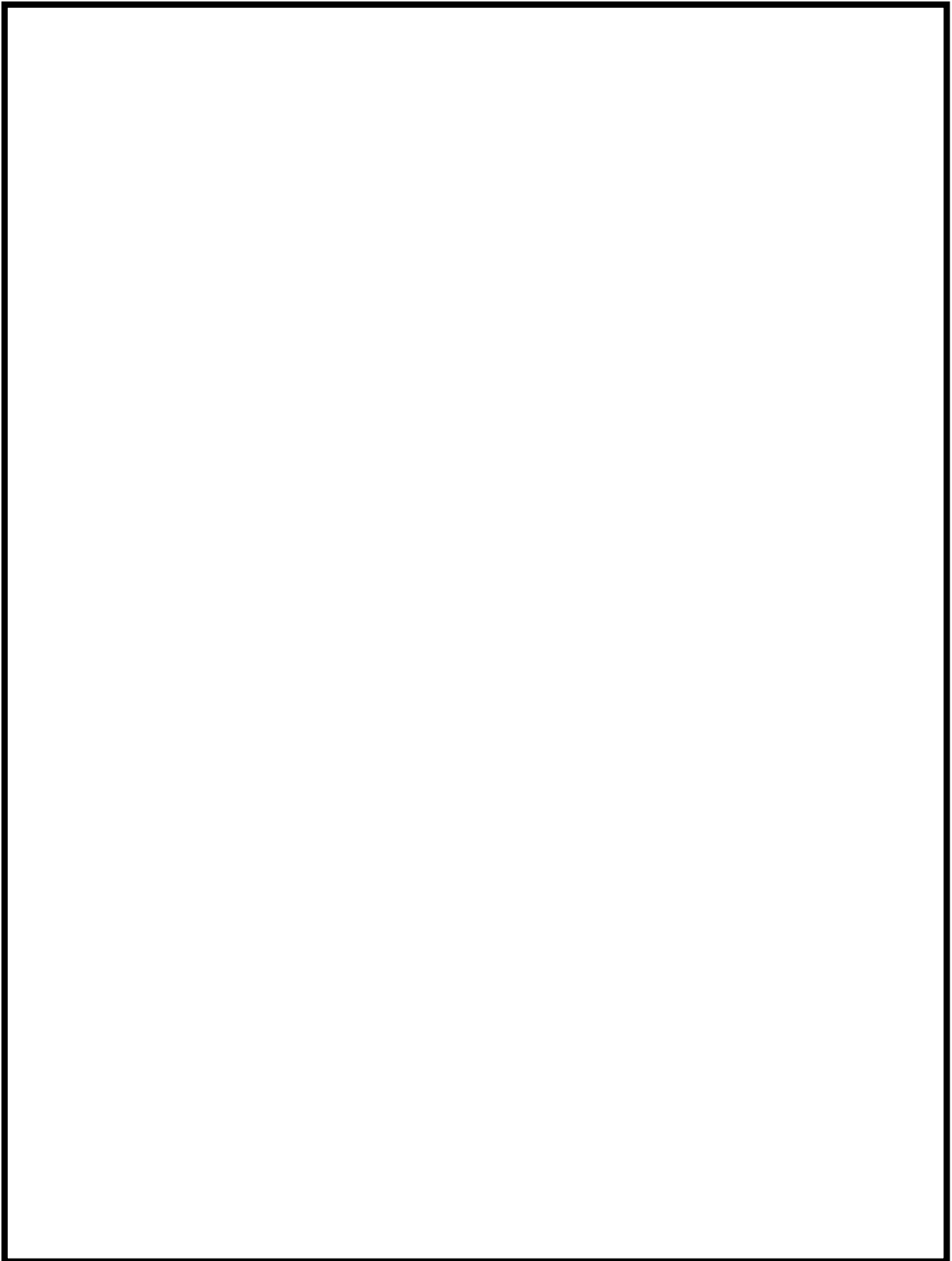


図 6 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

49-8  
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

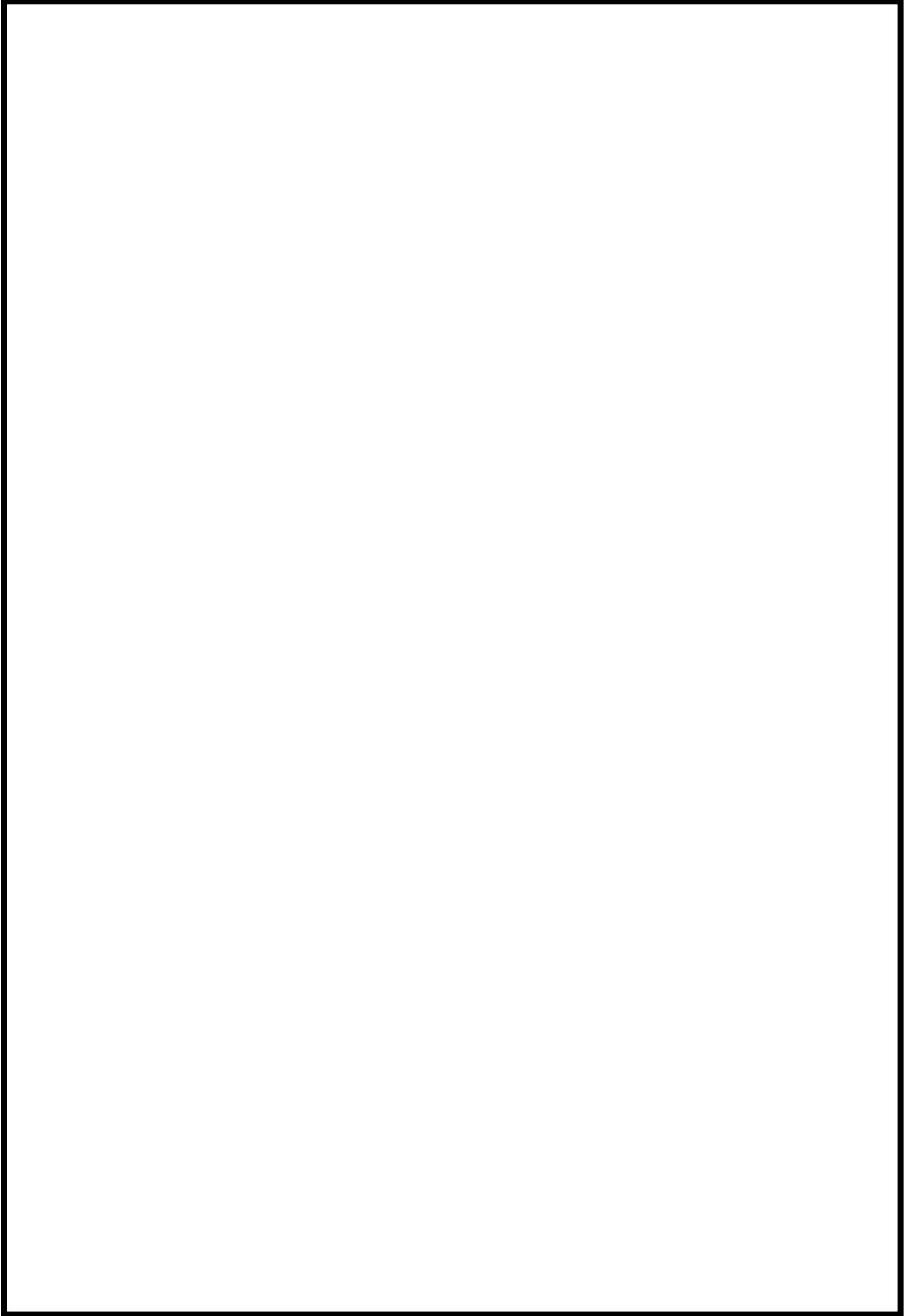


图 1 保管場所図(位置の分散)

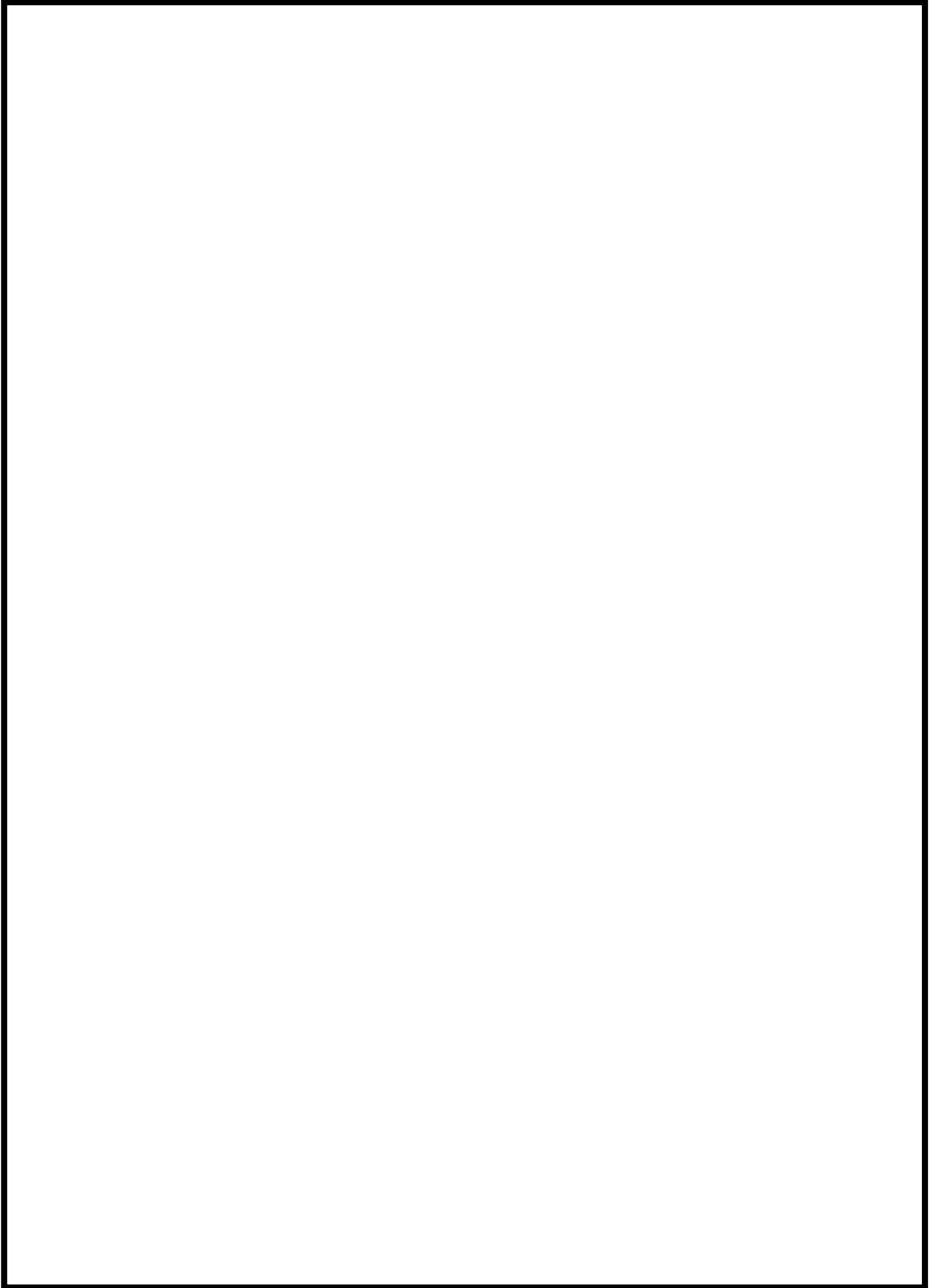


図 2 保管場所図 (機器配置)



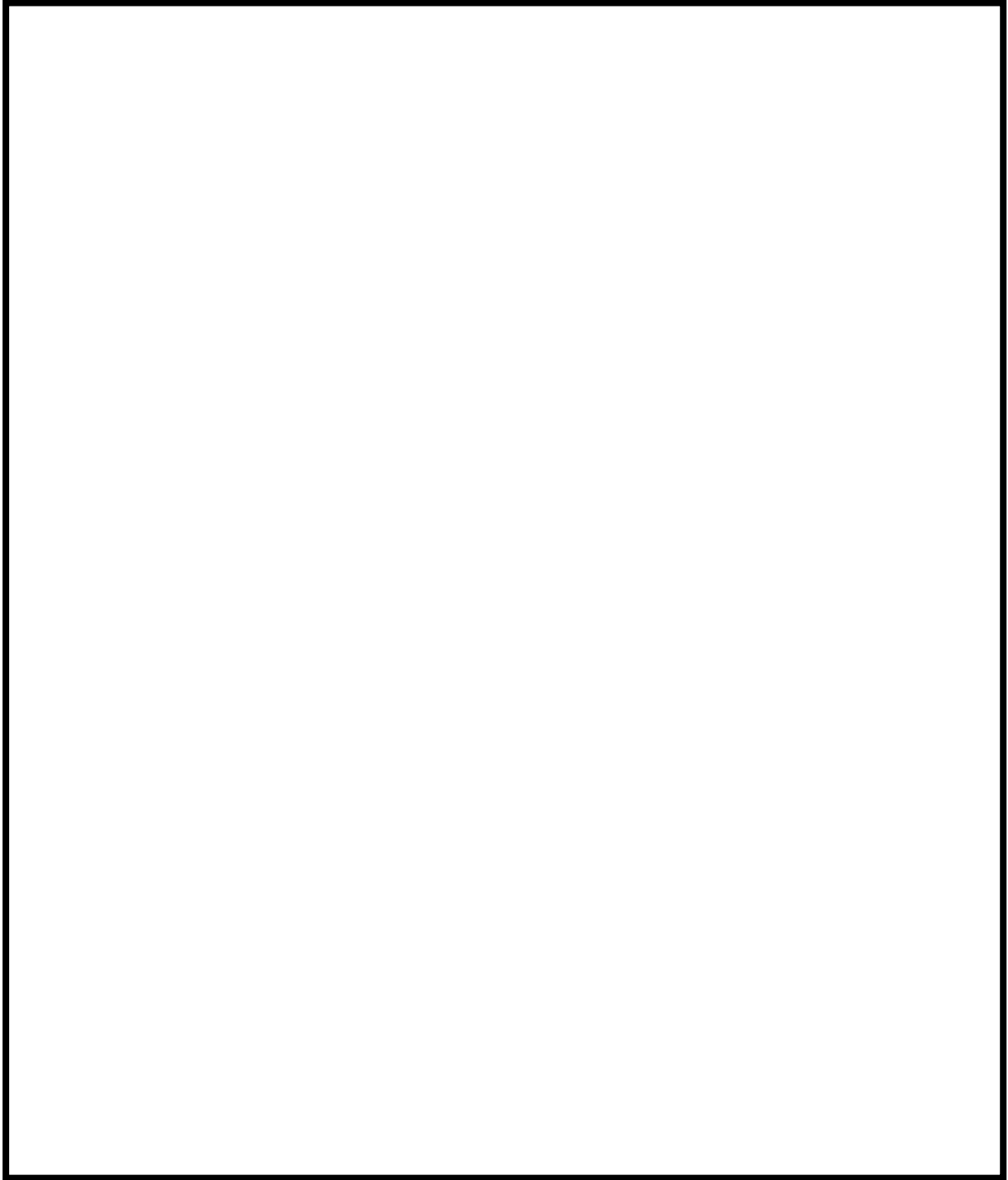


図 3 保管場所図(ホース保管場所 6号炉原子炉建屋地上1階)

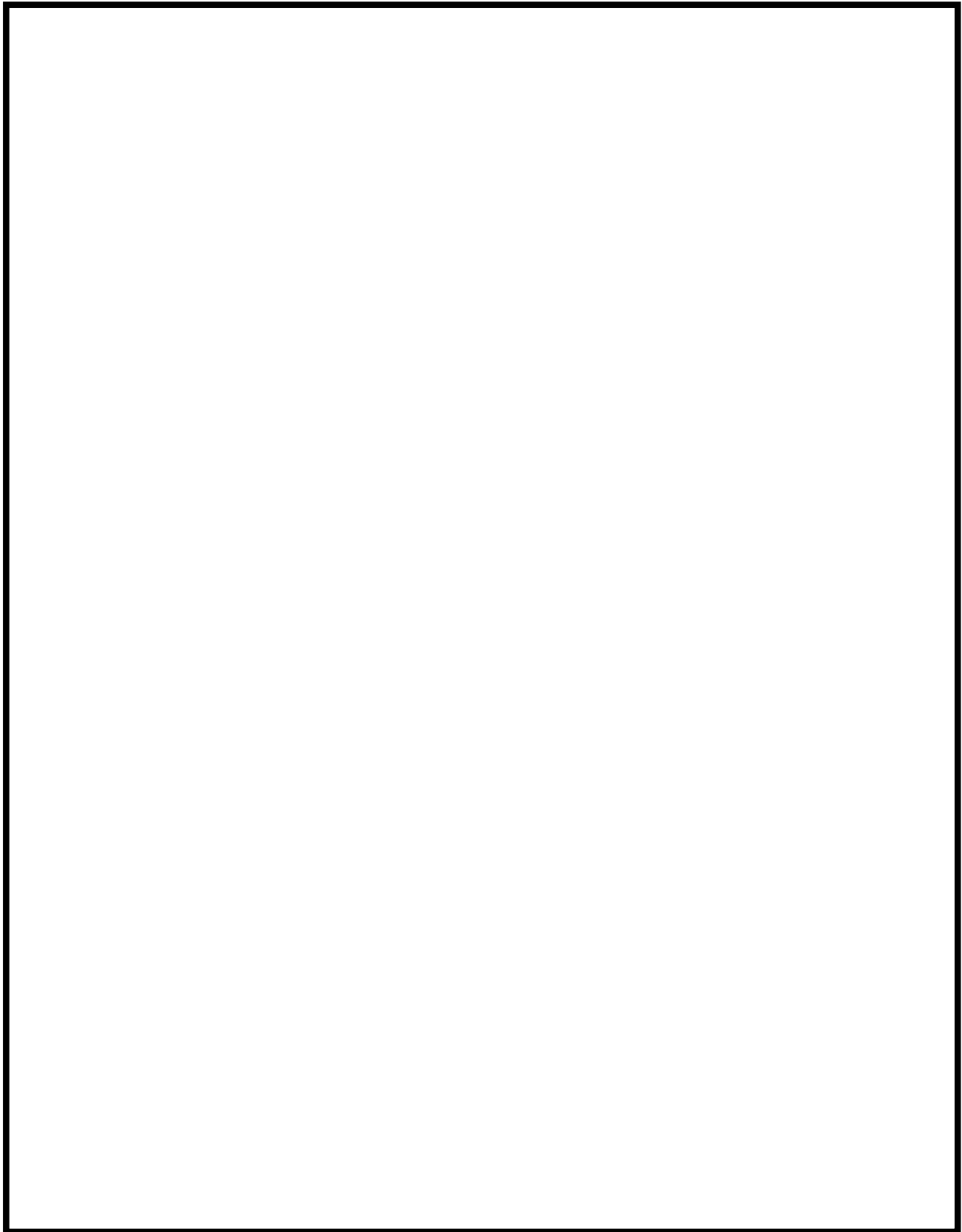


図 4 保管場所図(ホース保管場所 7号炉原子炉建屋地上1階)

49-9  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『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



図 1 保管場所及びアクセスルート図

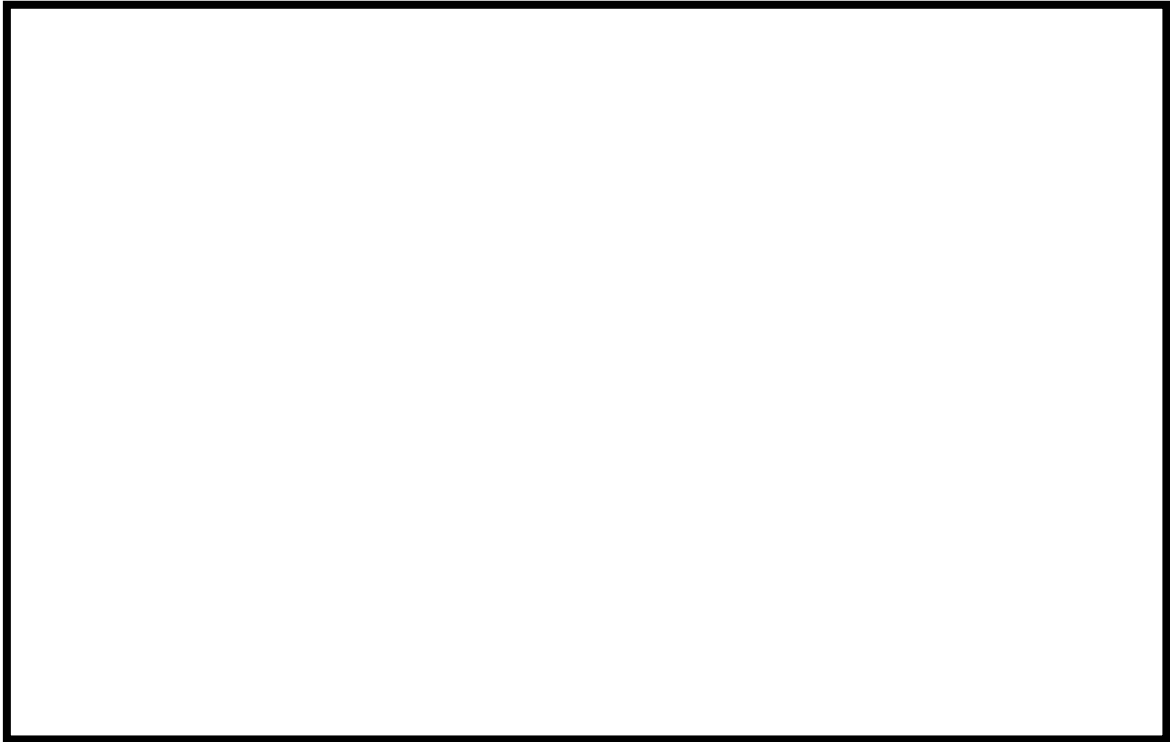


図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図



図3 森林火災発生時のアクセスルート図



図 4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

49-10  
その他設備

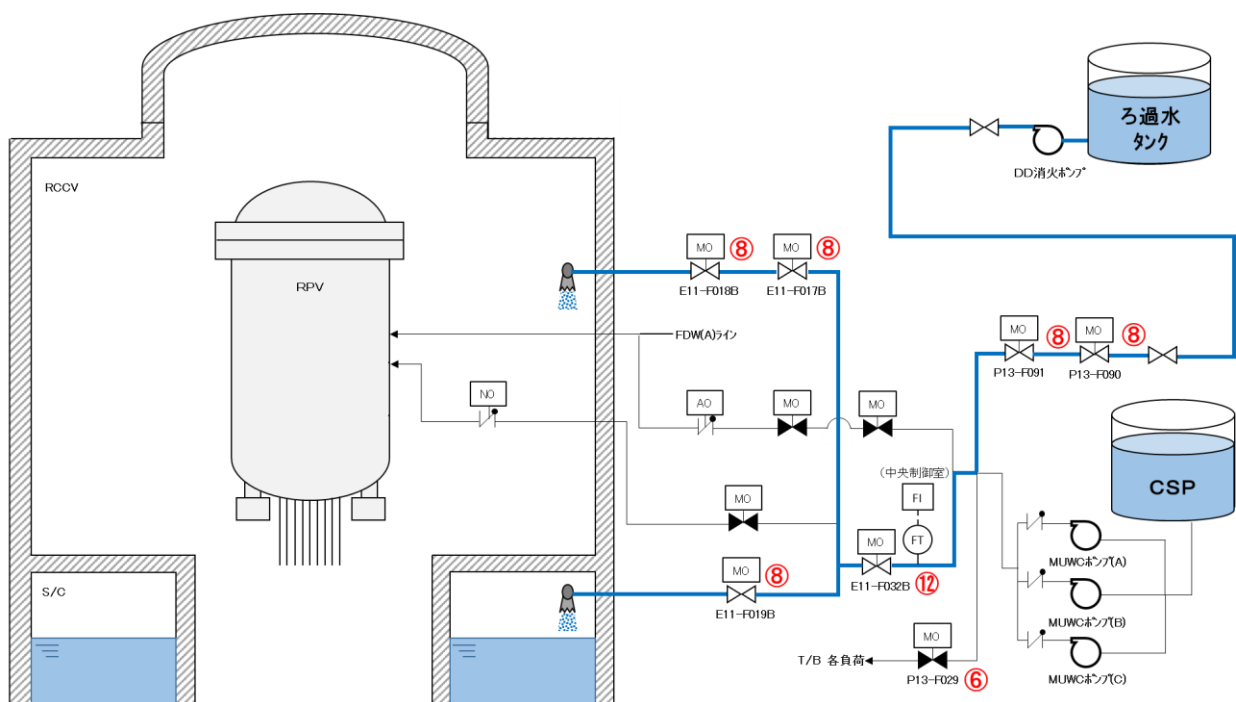


原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

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（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ，復水移送ポンプが機能喪失した場合，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，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モード），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，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。



操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑥	P13-MO-F029	タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第1連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第2連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図

## ②ドライウェル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ冷却系の実施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海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を通水後、ドライウェル送風機を起動して原子炉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、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することができる。

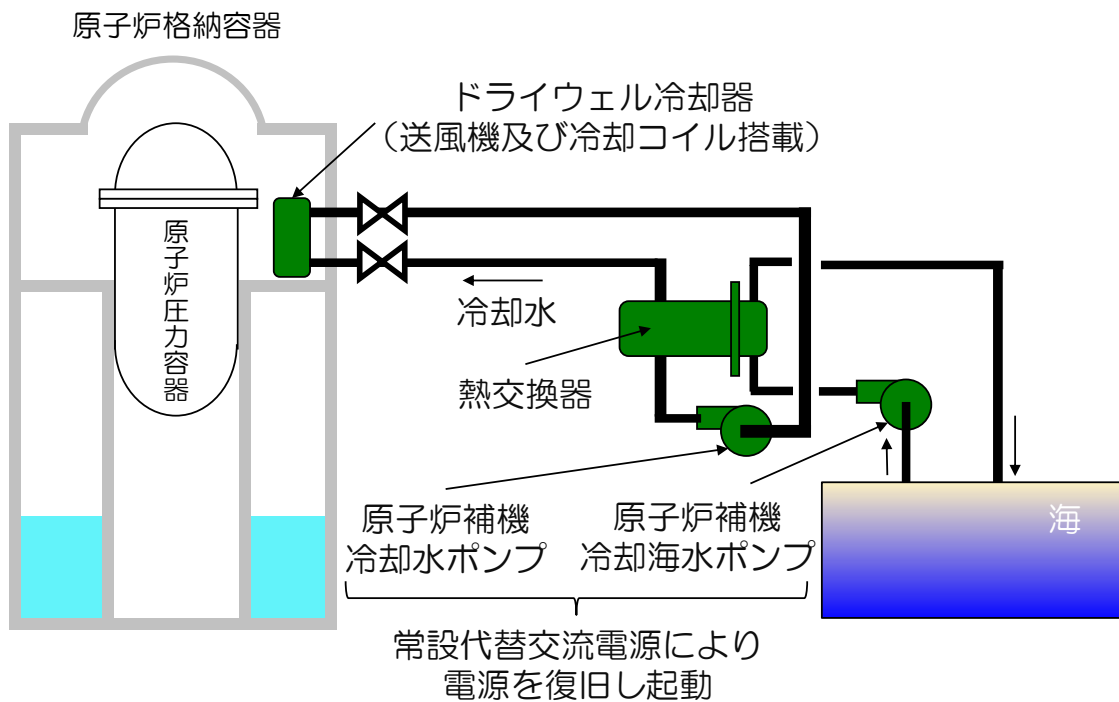


図2 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

49-11

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B
残留熱除去系洗浄弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁	P13-F020
残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁 (B)	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B
MUWC接続口外側隔離弁1 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F134	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
MUWC接続口外側隔離弁2 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
MUWC接続口外側隔離弁1 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F130	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
MUWC接続口外側隔離弁2 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
MUWC可搬式接続口隔離弁1	R/B外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MUWC可搬式接続口隔離弁2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC可搬式接続口隔離弁3	R/B外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC接続口内側隔離弁 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
MUWC接続口内側隔離弁 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	P13-F053	復水補給水系 FQT-21バイパス弁	P13-F062